

廃室発第51号

令和7年9月26日

原子力規制委員会 殿

住 所 東京都台東区上野五丁目2番1号

申請者名 日本原子力発電株式会社

代表者氏名 取締役社長 村松 衛

敦賀発電所1号炉において用いた資材等に含まれる

放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請書の一部補正について

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第61条の2第2項の規定に基づき、平成28年9月13日付け発室発第80号をもって申請しました「敦賀発電所1号炉において用いた資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請書」の本文及び添付書類一式を別紙に差し替えいたします。

以上

別紙：敦賀発電所1号炉において用いた資材に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請書（敦賀発電所1号原子炉施設の水圧制御ユニットアキュームレータ）本文及び添付書類

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密又は  
防護上の観点から公開できません。

敦賀発電所 1 号炉において用いた資材に含まれる  
放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請書  
(敦賀発電所 1 号原子炉施設の水圧制御ユニットアキュームレータ)  
本文及び添付書類

一 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 日本原子力発電株式会社

住所 東京都台東区上野五丁目 2 番 1 号

代表者の氏名 取締役社長 村松 衛

二 放射能濃度確認対象物が生ずる工場等の名称及び所在地

名 称 敦賀発電所

所在地 福井県敦賀市明神町 1 番地

三 放射能濃度確認対象物が生ずる施設の名称

名 称 敦賀発電所 1 号原子炉施設

敦賀発電所 1 号炉（以下「敦賀 1 号炉」という。）は、1965 年 10 月 11 日付け総発第 221 号をもって「敦賀発電所の原子炉設置許可申請書」を申請し、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）」第 23 条第 1 項（当時）の規定に基づき、1966 年 4 月 22 日付け 41 原第 1455 号により設置が許可された原子炉施設をいう。

なお、敦賀 1 号炉は、原子炉等規制法第 43 条の 3 の 33 第 2 項（当時）の規定に基づき、2017 年 4 月 19 日付け原規規発第 17041910 号により廃止措置計画が認可され、2017 年 5 月 15 日に廃止措置段階へ移行した。

放射能濃度確認対象物が生ずる施設の詳細は「添付書類一」に記載する。

## 四 放射能濃度確認対象物の種類、発生及び汚染の状況並びに推定される総重量

### 1 放射能濃度確認対象物の種類及び推定される総重量

敦賀 1 号炉の放射能濃度確認対象物（以下「対象物」という。）は、原子炉建物内の廃止措置において発生した制御材駆動設備の水圧制御ユニットの解体撤去物のうち、アクチュエータのシリンダ部 36 体である。

対象物の推定される総重量は、3 トンである。

対象物の材質は金属で、ステンレス鋼である。

### 2 放射能濃度確認対象物の発生状況

敦賀 1 号炉の対象物は廃止措置において発生した解体撤去物であり、発生場所は原子炉建物 1 階南側エリアである。

対象物は、第 11 回定期検査中の 1980 年 4 月 9 日から 4 月 24 日の間及び第 12 回定期検査中の 1981 年 4 月 2 日から 11 月 9 日の間に取り替えた後、2011 年 1 月 26 日の原子炉停止まで使用を継続した。その後、2018 年に原子炉建物 1 階南側エリアの水圧制御ユニット 36 体を解体撤去した。

対象物は、未除染の状態で保管容器に封入され、異物混入防止及び追加汚染防止を実施した状態で、固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）（汚染のおそれのない管理区域）に保管されている。

### 3 放射能濃度確認対象物の汚染の状況

対象物の汚染形態は、中性子の照射を受けて放射性物質が生成されることによる汚染（以下「放射化汚染」という。）と系統水に含まれる放射性物質が付着することによる汚染（以下「二次的な汚染」という。）がある。

### 3. 1 放射化汚染

対象物の放射化汚染をもたらす中性子源として、原子炉からの直接線及びストリーミング線並びに主蒸気中に含まれるN-17が $\beta$ 崩壊しO-16に壊変する際に放出する中性子線の3種類を考慮する。

#### (1) 主要な核種

対象物の材質はステンレス鋼であり、2025年9月1日時点での原子炉停止から14年以上が経過している。

「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて（原子力安全委員会、平成11年3月17日）」より、BWR（沸騰水型軽水炉）の解体廃棄物、ステンレスの放射化物において最重要核種として評価されているCo-60が主要核種であると判断した。

#### (2) 汚染の程度

対象物は原子炉格納容器の外側に設置されており、原子炉からの中性子の直接線は生体遮蔽により十分遮蔽され、その影響は小さい。

ストリーミング線は、原子炉内で発生した中性子が主に原子炉格納容器の貫通孔部であるエアーロック又は主蒸気管室から回り込むことで影響を及ぼすが、その経路中に設置されるコンクリート壁等により十分遮蔽されるため、その影響は小さい。

N-17の壊変に伴う中性子線は、アクヒュームレータの充填水は主蒸気中に含まれるN-17が十分減衰してから供給される復水であることから、その影響は小さい。

以上より、放射化汚染の程度は十分小さいと考えられる。

また、対象物の使用期間に大きな差異はなく、各ユニットの間に遮蔽壁等はなく同一エリアに設置されていたため、対象物の放射化汚染は各個体及び個体内のいずれの箇所においてもおおむね均一であると判断し

た。

そのため、対象物から無作為に選択した1点を代表点とし、採取した代表試料のCo-60の放射能濃度を放射化学分析で測定した結果、表-1に示すとおり検出限界値未満( $<7.4 \times 10^{-4}$  Bq/g)であった。これはCo-60のクリアランスレベル(0.1 Bq/g)の1%未満であることから、放射化汚染の影響は極めて僅かであると判断した。

ここで、「クリアランスレベル」(C)とは、「工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則」(令和3年原子力規制委員会規則第3号) (以下「規則」という。) 別表第1欄の放射性物質のうち、「放射能濃度についての確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価の方法に係る審査基準」(令和7年6月25日原規規発第2506251号 原子力規制委員会決定) (以下「審査基準」という。) の別記第1号に掲げられている33種類の放射性物質 (以下「審査基準33核種」という。) の規則別表第2欄に掲げられている放射能濃度をいう。なお、規則別表第2欄の放射能濃度の単位は Bq/kg であるが、本申請書では放射能濃度の単位は Bq/g として単位換算して扱う。

また、放射能濃度を表す文字式として、D (Bq/g) を用いる。

### 3. 2 二次的な汚染

対象物の二次的な汚染は、原子炉内の核分裂反応又は中性子による放射化により放射性物質が生成され、その一部が系統水に移行してプラントの各系統に循環・拡散したものが付着することによって生じる。以下、二次的な汚染のうち原子炉冷却材系統の設備から溶出した腐食生成物の放射

化物を「C P核種」という。また、燃料集合体等に含まれるウラン等の元素の放射化物及び核分裂生成物が燃料破損時に被覆管から原子炉水中に僅かに漏えいしてきた放射性物質を「F P核種」という。

対象物の二次的な汚染の汚染源は系統水であり、系統水に含まれるC P核種とF P核種による影響を考慮する。

#### (1) 汚染の履歴

敦賀1号炉は運転初期段階において燃料破損を経験しているが、燃料設計及び運転管理面を改善し、1979年の第10回定期検査期間で燃料破損が確認されて以降、燃料破損（リーク）が確認されたことはない。

C P核種は原子炉運転期間を通じて生成され、系統水に移行したもののが各系統を循環しながら付着する。そのため、汚染源である系統水は、運転初期段階はF P核種及びC P核種の影響があるが、その後、F P核種の影響が小さくなっていき、やがてC P核種による汚染が主要なものとして代表されるようになった汚染性状と考えられる。

対象物の内面は、使用期間中は常時復水から直接汚染されており、C P核種が主要な汚染である。復水と接液しない外面は常時汚染されることはない一方、対象物及びその周囲の設備の点検等に起因して系統水を被水し、間接汚染されたおそれがある。(3) b. に示す汚染調査の結果から、外面ではF P核種の代表的な放射性物質であるC s-137の付着を確認している。したがって、外面の汚染は運転初期段階から燃料破損由来のF P核種の影響が有意にあった期間にかけて生成されたF P核種及び原子炉運転中に常時生成されていたC P核種により間接汚染されたものである。

以上より、対象物の二次的な汚染は、内面における直接汚染（以下「内面汚染」という。）と外面における間接汚染（以下「外面汚染」という。）

があり、汚染の履歴が異なる。

## (2) 主要な核種

主要な核種の評価は、審査基準 33 核種を対象に行う。

### a. 内面汚染の主要な核種

内面汚染の主要な汚染は C P 核種によるものである。審査基準 33 核種に対して以下の (a) から (f) に示す観点で評価を行った結果、内面汚染の主要核種は C o - 60 であると判断した。

図-1 に内面汚染の主要核種の評価フローを示す。

- (a) 原子炉冷却材系統の主な材質が炭素鋼及びステンレス鋼であり、生成される C P 核種の主要な放射性物質が C o - 60 と推定されること
- (b) 原子炉停止から 14 年以上が経過しており、半減期が 1 年程度以下の放射性物質は十分減衰していること
- (c) 主にコンクリート等の放射化により生成する放射性物質及び主に軽水炉型試験研究用原子炉施設において確認される放射性物質は、沸騰水型軽水炉である敦賀 1 号炉の原子炉冷却材系統の材料中に生成源がほぼないこと
- (d) F e - 55 は生成源 (F e - 54) が原子炉冷却材系統の材料中に多量に存在するものの、物性値を考慮すると C o - 60 と比較して相対重要度<sup>※1</sup>が十分小さいこと

※ 1 : 審査基準 33 核種 ( $k$ ) ( $k = 1, 2, \dots, 33$ ) のクリアランスレベル

$C_k$  (Bq/g) に対する放射能濃度  $D_k$  (Bq/g) の比 ( $D_k/C_k$ ) の相対的な大きさをいい、審査基準 33 核種の  $D_k/C_k$  の総和  $\sum D_k/C_k$  に対する、 $k$  のうちのある放射性物質  $l$  の  $D_l/C_l$  の比 ( $D_l/C_l/\sum D_k/C_k$ ) を指す。各評価時にこれに定数を掛けた

もの同士を相対的に評価して大小関係を比較するときにも「相対重要度」ということがある。また、 $k, l$ の記載を省略することがある。

(e) 内面汚染のC P核種の放射化計算を行い、汚染の生成時期及び対象物の放射能濃度の評価を行う期間を考慮した冷却期間にわたって評価した結果、Co-60が最も相対重要度が大きく評価されること

放射化計算についての詳細は「五 評価に用いる放射性物質の種類」に示す。

(f) 表-2に示すとおり、審査基準33核種から(b)から(d)を基に除外した以外の放射性物質について、対象物から採取した代表試料の放射能濃度を放射化学分析で測定した結果、いずれも検出限界値未満であったこと

なお、Eu-152は(c)で除外したが、b.の外面汚染の主要核種についての評価のうち(f)の放射化計算で、炭素鋼に対して照射期間を短くした計算条件においてCo-60の相対重要度が90%以上となっていないケースがあり、このケースではCo-60に次いでEu-152の相対重要度が大きいことから、放射化学分析の対象核種に加えて測定している。

#### b. 外面汚染の主要な核種

外面汚染の主要な汚染はC P核種及びF P核種によるものである。審査基準33核種に対して以下の(a)から(h)に示す観点で評価を行った結果、外面汚染の主要核種はCs-137であると判断した。

図-2に外面汚染の主要核種の評価フローを示す。

(a) 原子炉冷却材系統の主な材質が炭素鋼及びステンレス鋼であり、

生成される CP 核種の主要な放射性物質が Co-60 と推定されること

- (b) 燃料組成及び燃焼挙動を考慮すると、生成される FP 核種の主要な放射性物質が Cs-137 又は全  $\alpha$  核種 (Pu-239, Pu-241 及び Am-241 をいう。以下同じ。) と推定されること
- (c) 原子炉停止から 14 年以上が経過しており、半減期が 1 年程度以下の放射性物質は十分減衰していること
- (d) 主にコンクリート等の放射化により生成する放射性物質及び主に軽水炉型試験研究用原子炉施設において確認される放射性物質は、沸騰水型軽水炉である敦賀 1 号炉の原子炉冷却材系統の材料中に生成源がほぼないこと
- (e) Fe-55 は生成源 (Fe-54) が原子炉冷却材系統の材料中に多量に存在するものの、物性値を考慮すると Co-60 と比較して相対重要度が十分小さいこと
- (f) 外面汚染の CP 核種の放射化計算を行い、汚染の生成時期及び対象物の放射能濃度の評価を行う期間を考慮した冷却期間にわたって評価した結果、Co-60 が最も相対重要度が大きく評価されること

放射化計算についての詳細は「五 評価に用いる放射性物質の種類」に示す。

- (g) 外面汚染の FP 核種の燃焼計算を行い、汚染の生成時期及び対象物の測定・評価を行う期間を考慮した冷却期間にわたって評価した結果、Cs-137 が最も相対重要度が大きく評価されること  
燃焼計算についての詳細は「五 評価に用いる放射性物質の種類」に示す。

(h) 表-3に示すとおり、審査基準33核種から(c)から(e)を基に除外した以外の放射性物質について、対象物から採取した代表試料の放射能濃度を放射化学分析で測定した結果、いずれもCs-137のみ有意検出され(最大 $1.6 \times 10^{-3}$  Bq/g)、その他の放射性物質はいずれも検出限界値未満であったこと

なお、Eu-152は(d)で除外したが、(f)の放射化計算で炭素鋼に対して照射期間を短くした計算条件においてCo-60の相対重要度が90%以上となっていないケースがあり、このケースではCo-60に次いでEu-152の相対重要度が大きいことから、放射化学分析の対象核種に加えて測定している。

### (3) 汚染の程度

対象物の直接測定を行い、内面汚染における主要な核種であるCo-60及び外面汚染における主要な核種であるCs-137の汚染の程度を以下のとおり調査した。

#### a. 内面汚染の程度

図-3に示すとおり、対象物36体の内面を領域分割し、スミア法により測定した結果、表-4に示すとおり有意な検出は4点、有意検出値の最大値は $1.7 \times 10^{-2}$  Bq/cm<sup>2</sup>で、残りの箇所は検出限界値(最大 $1.1 \times 10^{-2}$  Bq/cm<sup>2</sup>)未満であった。

アキュームレータを無作為に1体選択し、図-4に示すとおり領域分割した内面の各試料に対してGe半導体検出器によりCo-60及びCs-137を直接測定した結果、表-5及び図-4に示すとおり全ての試料でいずれの放射性物質も検出限界計数率未満であり、有意な分布の差異は見られなかった。この結果を踏まえ、当該アキュームレータから図-4に示す3点を代表試料として採取し、表-2に示す

放射性物質の放射能濃度を放射化学分析で測定した結果、いずれも検出限界値未満であった。

以上より、内面汚染の程度はクリアランスレベルを十分満足できる程度であることを確認した。

#### b. 外面汚染の程度

図-3に示すとおり、対象物36体の外面を領域分割し、GM管式サーベイメータで表面汚染密度測定した結果、表-4に示すとおり全ての箇所で検出限界値（最大 $1.6 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^2$ ）未満であった。

内面汚染の調査と共に無作為に選択したアキュームレータ1体に対し、図-4に示すとおり領域分割した外面の各試料に対してGe半導体検出器によりCo-60及びCs-137を直接測定した。その結果、表-5及び図-4に示すとおり一部の試料からCs-137が有意検出された。また、全ての試料でCo-60は検出限界計数率未満であった。この結果を踏まえ、Cs-137が有意検出された点から図-4に示す3点を代表試料として採取し、表-3に示す放射性物質の放射能濃度を放射化学分析で測定した結果、Cs-137のみ有意検出され（最大 $1.6 \times 10^{-3} \text{ Bq/g}$ （クリアランスレベルの約1/63））、他の放射性物質はいずれも検出限界値未満であった。

また、図-4に示すとおり、有意検出された点から代表箇所を3点選択し、除染により有意な汚染が見られなくなることを確認するため、物理的な除染の試験を実施した。除染試験では、外面を除染した3試料に対して上記の直接測定と同様の測定条件でGe半導体検出器によりCs-137を直接測定し、その結果、表-6に示すとおりCs-137が検出限界計数率未満になることを確認した。この結果を踏まえ、対象物の測定・評価に当たっては、物理的な方法で表面の除

染を行う。

以上より、外表面汚染の程度はクリアランスレベルを十分満足できる程度であることを確認した。

### 3. 3 フォールアウト

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質の降下物（以下「フォールアウト」という。）の影響の有無を確認するため、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に係るフォールアウトによる原子力施設における資材等の安全規制上の取扱いについて（原子力安全・保安院、平成24年3月）」に基づき、2012年3月30日、31日に敦賀発電所構内において表面汚染密度の測定を行い、その結果が全て検出限界計数率未満であったことから、フォールアウトの影響は見られない。

### 3. 4 汚染状況のまとめ

「3. 1 放射化汚染」、「3. 2 二次的な汚染」及び「3. 3 フォールアウト」より、対象物の汚染形態は主に二次的な汚染であり、放射化汚染は無視できるほど小さい。二次的な汚染における主要な核種は内面汚染が $C\text{o}-60$ 、外表面汚染が $C\text{s}-137$ であり、フォールアウトの影響がないことを確認した。

放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量の詳細は「添付書類二」に記載する。

## 五 評価に用いる放射性物質の種類

### 1 評価に用いる放射性物質の種類の選択方法

放射能濃度の評価に用いる放射性物質（以下「評価対象核種」という。）は、対象物中に含まれる放射性物質のうち対象物の放射能濃度を評価する上で重要なものとする。

対象物の汚染形態は、「四 放射能濃度確認対象物の種類、発生及び汚染の状況並びに推定される総重量」に示すとおり、主に二次的な汚染であり、放射化汚染の影響は極めて僅かであることから評価対象核種の選択において無視できると判断し、二次的な汚染を対象に評価対象核種を選択する。

二次的な汚染の評価対象核種は、審査基準 33 核種を対象に、放射化計算、燃焼計算及び放射化学分析結果から審査基準に基づき選択する。具体的には、放射化計算、燃焼計算を用いる評価対象核種の選択では、合理的な範囲で実施した計算結果から、審査基準 33 核種の  $\Sigma D/C$  に対して 90% 以上となるまで相対重要度の大きい放射性物質から順に相対重要度を足し合わせていく際に用いられた全ての放射性物質を評価対象核種として選択する。

H-3 はその他の 32 核種と主な生成起源が異なるため、対象物から採取した代表試料の放射化学分析結果から評価する。

審査基準 33 核種から H-3 を除く 32 核種の放射能濃度の相対重要度の評価は、放射化計算法及び燃焼計算法によって相対的な比率の計算を行う。なお、放射化計算及び燃焼計算には H-3 を含めた審査基準 33 核種の相対重要度を計算するが、H-3 の相対重要度は十分小さく、評価対象核種の選択結果に影響しないことを確認している。

放射化計算法では C P 核種の評価対象核種、燃焼計算法では F P 核種の評価対象核種の選択を目的とする。「四 放射能濃度確認対象物の種類、発

生及び汚染の状況並びに推定される総重量」に示すとおり、内面汚染は使用期間中に常時 C P 核種により直接汚染されていたものであるため、原子炉停止直前に生成された C P 核種を評価するように放射化計算を行う。外面汚染は原子炉水中に燃料破損の影響が有意にあった期間までに生成された F P 核種及び任意の時期に生成された C P 核種により間接汚染されたものであるため、これらの期間中に生成された F P 核種及び C P 核種を評価するように燃焼計算及び放射化計算を行う。放射能濃度の評価を行う期間としては、評価時点の基準日とする 2025 年 9 月 1 日から 2029 年 9 月 30 日までを考慮する。

外面汚染の生成期間を考慮して、燃焼計算を行った結果については、初臨界から第 16 サイクル終了までを汚染の生成期間として考慮した冷却期間 38 年から 60 年にわたって評価する（以下「計算カテゴリーその 1」という。）。放射化計算を行った結果について、内面汚染では原子炉停止直前に生成された C P 核種が主要なものと考慮した冷却期間 14 年から 19 年にわたって評価する（以下「計算カテゴリーその 2」という。）。外面汚染では初臨界から原子炉停止までが汚染の生成期間として考慮した冷却期間 14 年から 60 年にわたって評価する（以下「計算カテゴリーその 3」という。）。計算カテゴリーその 1 からその 3 における汚染の生成期間、放射能濃度の評価を行う期間及び冷却期間との関係性を、表－7 に示す。

燃焼計算は表－8 に、放射化計算は表－9 に示す計算条件で実施する。

## 2 評価に用いる放射性物質の種類の選択結果

審査基準 33 核種から H-3 を除く 32 核種については、放射化計算法及び燃焼計算法によって得られた計算カテゴリーその 1 からその 3 の相対重要度から、各計算カテゴリーの評価対象核種の候補として、以下を選択す

る。

- ・計算カテゴリーその1：Cs-137（主要核種）、全α核種
- ・計算カテゴリーその2：Co-60（主要核種）
- ・計算カテゴリーその3：Co-60（主要核種）、Eu-152

H-3については、表-2及び表-3に示すとおり、対象物から採取したいずれの試料においてもクリアランスレベル（100 Bq/g）の $1 \times 10^{-4}$ 倍以下のレベルで検出限界値未満であったことから、その影響は無視できるものと判断し、評価対象核種から除外する。

以上より、合理的な範囲で評価対象核種を幅広く選択するよう、外面汚染は計算カテゴリーその1及びその3で、内面汚染は計算カテゴリーその2で選択された全ての評価対象核種を網羅するように選択し、対象物の評価対象核種は以下のとおりとする。

- ・外面汚染：Co-60, Cs-137, Eu-152 及び全α核種（Pu-239, Pu-241 及びAm-241）（6種類）
- ・内面汚染：Co-60（1種類）

### 3 全α核種の核種組成比の設定方法

「七 放射能濃度の決定を行う方法」、「八 放射線測定装置の種類及び測定条件」に示すとおり、評価対象核種のうちγ線を放出するCo-60, Cs-137 及びEu-152 は放射線測定法を用いて全γ線を直接測定・評価する。全α核種はCs-137 を基準核種とする核種組成比法によって評価する。本項にて核種組成比法を用いる全α核種のCs-137 との核種組成比を設定する。

Cs-137 及び全α核種はFP核種としていずれも燃料破損時に原子炉水中に漏えいし系統水を通してプラントの各系統に循環・拡散し付着する

ものである。そのため、プラントの各系統において汚染経路及び汚染源は共通であり、対象物も含めて核種組成比がおおむね均一であると考えられる。そこで、敦賀 1 号炉の Cs-137 及び全  $\alpha$  核種がいずれも有意に検出されている代表試料 22 点を代表とし、2029 年 9 月 30 日時点に減衰補正した上で 22 点の  $D_\alpha/D_{Cs-137}$  の算術平均により求めた核種組成比は 3.4 である。

ここで、

$D_\alpha$  : 全  $\alpha$  核種の放射能濃度 (Bq/g)

$D_{Cs-137}$  : Cs-137 の放射能濃度 (Bq/g)

表-3 に示すとおり、外面汚染のいずれの試料においても全  $\alpha$  核種は検出限界未満であり、 $D_\alpha$  に検出限界値を用いた場合でも、2029 年 9 月 30 日時点に減衰補正して最大となる  $D_\alpha/D_{Cs-137}$  は 0.67 である (試料採取箇所: 10)。このため、代表試料の  $D_\alpha/D_{Cs-137}$  の算術平均値は核種組成比として十分保守的な評価となると判断した。

22 点の代表試料の  $D_\alpha/D_{Cs-137}$  を対象に、信頼の水準を片側 95% としたときの上限値 (以下「95% 上限値」という。) を求めると、6.1 である。全  $\alpha$  核種の放射能濃度を決定する際は Cs-137 を基準核種とし、その核種組成比には不確かさを考慮して、2029 年 9 月 30 日まで 6.1 を固定値として用いる。

上記の代表試料 22 点から設定した核種組成比を表-10 に示す。

評価に用いる放射性物質の選択の詳細は「添付書類三」に記載する。

## 六 評価単位

### 1 基本的な考え方

対象物については全数を物理的な方法で除染を行ってから、放射能濃度の測定・評価を行うため、汚染の程度が大きく異なるものを1つの測定単位とすることはない。

測定単位全てについて  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 10 を超えないことを測定による確認結果から判断し、これを満足する測定単位を保管容器に収納し評価単位とする。評価単位については  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 1 を超えないことを判断する。

### 2 測定単位

測定単位は  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 10 を超えないことを測定による確認結果から判断する単位であり、放射能濃度を測定・評価する際、放射線測定装置による1回の測定で用いる切断片とする。測定単位の重量は、放射能濃度測定・評価の際、重量計を用いて測定する。

### 3 評価単位

評価単位は  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 1 を超えないことを判断する単位であり、保管容器1本に収納した複数の測定単位の和とする。 $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 1 を超えないことの判断は、保管容器1本に収納するそれぞれの測定単位の放射能の和を、評価単位の重量で除した値により行う。

評価単位の重量は最大1トン以下とし、保管容器に収納するそれぞれの測定単位の重量の和を評価単位の重量とする。

なお、対象物の推定される総重量は3トンであり、評価単位の重量が10

トンを超えることはない。

評価単位の詳細は「添付書類四」に記載する。

## 七 放射能濃度の決定を行う方法

### 1 測定単位及び評価単位における放射能濃度の決定を行う方法

評価対象核種は、「五 評価に用いる放射性物質の種類」に示すとおり、対象物外面はC o - 60, C s - 137, E u - 152 及び全 $\alpha$ 核種、対象物内面はC o - 60 を選択した。

評価対象核種のうち、 $\gamma$ 線を放出する核種はC o - 60, C s - 137 及びE u - 152 であることから、 $\gamma$ 線測定が可能な汎用の放射線測定器である $\gamma$ 線検出器（プラスチックシンチレーション検出器）を用いて放射線測定を行う。

対象物外面の放射能評価においては、対象物外面の評価対象核種として選択した $\gamma$ 線放出核種（C o - 60, C s - 137 及びE u - 152）のうち、事前の試験により確認した放射能換算係数が最大となる核種はC s - 137 であるため、 $\gamma$ 線検出器による対象物外面の放射線測定により得られた $\gamma$ 線計数率にC s - 137 の放射能換算係数を乗じて求めた放射能を対象物の重量で除することによって $\gamma$ 線放出核種（C o - 60, C s - 137 及びE u - 152）の代表としてC s - 137 の放射能濃度を求める。放射能濃度の評価に当たっては放射能換算係数等の不確かさを考慮する。

C s - 137 は、C o - 60 及びE u - 152 よりも放射能換算係数が大きいこと及びクリアランスレベルがいずれも同一の値（0.1 Bq/g）であることから、測定した $\gamma$ 線の全量がC s - 137 からの寄与として放射能濃度を評価することで、測定単位及び評価単位の $\Sigma D/C$ （ $\gamma$ 線放出核種）は常に保守的に評価される。

対象物内面の放射能評価においては、対象物内面の評価対象核種として選択した $\gamma$ 線放出核種（C o - 60）について、 $\gamma$ 線検出器による対象物内面の放射線測定により得られた $\gamma$ 線計数率にC o - 60 の放射能換算係数

を乗じて求めた放射能を対象物の重量で除することによって  $\text{Co}-60$  の放射能濃度を求める。放射能濃度の評価に当たっては放射能換算係数等の不確かさを考慮する。

$\gamma$  線を放出しない全  $\alpha$  核種の放射能濃度は、 $\text{Cs}-137$  の放射能濃度に  $\text{Cs}-137$  を基準核種とした全  $\alpha$  核種の核種組成比を乗じて決定する。

放射線測定は、測定単位ごとに行い、各測定単位の  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) を決定し、10 を超えないことを確認する。

評価単位の  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 1 を超えないことを確認し、国 の確認を受ける。

## 2 評価対象核種の放射能濃度の算出方法

評価単位における対象物の放射能濃度は、評価単位を構成するそれぞれの測定単位の  $\text{Co}-60$ 、 $\text{Cs}-137$  及び全  $\alpha$  核種の放射能濃度にその重量を乗じて放射能を求め、これらの和を評価単位の重量で除することによって決定する。

測定単位における対象物の  $\text{Cs}-137$  の放射能濃度は、対象物外面の放射線測定で得られた正味計数率に測定条件に対応する  $\text{Cs}-137$  の放射能換算係数を乗じて放射能を求めて測定単位の重量で除することによって決定する。

測定単位における対象物の  $\text{Co}-60$  の放射能濃度は、対象物内面の放射線測定で得られた正味計数率に測定条件に対応する  $\text{Co}-60$  の放射能換算係数を乗じて放射能を求めて測定単位の重量で除することによって決定する。

各測定単位に対する測定・評価した  $\text{Co}-60$  及び  $\text{Cs}-137$  の放射能濃度が検出限界放射能濃度未満であった場合は、検出限界放射能濃

度を測定単位の放射能濃度とする。

全  $\alpha$  核種の放射能濃度については、 $\text{Cs}-137$  の放射能濃度に  $\text{Cs}-137$  を基準核種として設定した全  $\alpha$  核種の核種組成比を乗じて決定する。

### 3 放射能濃度の決定条件

放射能濃度の決定条件として、放射線測定値、バックグラウンド補正係数、放射能換算係数、対象物の重量及び全  $\alpha$  核種の核種組成比を考慮する。放射能濃度の決定に用いる  $\gamma$  線計数率は、 $\gamma$  線検出器により測定したグロス計数率からバックグラウンド計数率を差し引いた正味計数率として求める。

バックグラウンド補正係数は、対象物を測定位置に配置した際、対象物自体の遮蔽効果によりバックグラウンド計数率が減少することを補正するための係数として、 $\gamma$  線検出器を用いて対象物を想定した試験を基に設定する。

放射能換算係数は、正味計数率当たりの  $\text{Co}-60$  及び  $\text{Cs}-137$  の放射能を表す係数として、 $\gamma$  線検出器を用いて対象物を想定した試験を基に設定する。

### 4 放射能濃度の決定を行う方法に係る不確かさ

放射能濃度の決定を行う方法に係る不確かさは、放射線測定値、バックグラウンド補正係数、放射能換算係数、対象物の重量及び全  $\alpha$  核種の核種組成比に含まれており、放射能濃度の決定においては、これらの不確かさについて考慮する。

放射能濃度の決定を行う方法の詳細は「添付書類五」に記載する。

## 八 放射線測定装置の種類及び測定条件

### 1 放射線測定装置の種類

対象物の放射線測定に用いる装置は、二次的な汚染の  $\text{Co}-60$ 、 $\text{Cs}-137$  及び  $\text{Eu}-152$  から放出される  $\gamma$  線を測定するため、汎用の  $\gamma$  線検出器（プラスチックシンチレーション検出器）を選択する。

放射線測定装置は、8台の  $\gamma$  線検出器（上面4台、下面4台）を有するが、そのうち下面の1台の  $\gamma$  線検出器を使用して放射線測定を行う。

放射線測定時は、バックグラウンド計数率低減を目的として、測定トレイ上に遮蔽を設置する。

放射線測定装置の概略を図-5に、測定に使用する測定トレイの概略を図-6に、測定トレイ上に設置する遮蔽を図-7に示す。

放射能濃度を評価するために、対象物の重量を測定する。対象物の重量は重量計にて測定する。

### 2 放射線測定装置の測定条件

$\gamma$  線検出器により測定する  $\gamma$  線計数率及び対象物の重量から、測定単位の放射能濃度を決定するため、バックグラウンド補正係数、放射能換算係数、バックグラウンド変動係数、検出限界放射能濃度及び測定時間を設定する。

#### 2. 1 放射線測定場所

放射線測定は、廃棄物処理建物内に設定した測定場所にて行う。

廃棄物処理建物内は常時換気されているが、他作業等により換気が停止する場合は、放射線測定を実施しない。

また、周辺のバックグラウンドに影響を及ぼす作業を実施する場合

は、放射線測定を実施しない。

## 2. 2 バックグラウンド補正係数

バックグラウンド補正係数は、対象物を測定位置に配置した際、対象物自身の遮蔽効果によりバックグラウンド計数率が減少することを補正するための係数である。バックグラウンド補正係数は測定する対象物の形状に合わせて設定する。バックグラウンド補正係数は、事前に実施する試験を踏まえて設定する。

## 2. 3 放射能換算係数

放射能換算係数 ( $\text{Bq}/\text{s}^{-1}$ ) は、 $\gamma$  線検出器で測定した正味計数率 ( $\text{s}^{-1}$ ) を放射能 (Bq) に換算するための係数である。放射能換算係数は、事前に実施する試験を踏まえて設定する。

## 2. 4 バックグラウンド変動係数

バックグラウンド変動係数は、バックグラウンド計数 자체が変動する影響を補正するための係数である。バックグラウンド変動係数は、1 年間のバックグラウンド測定結果から評価・設定する。

## 2. 5 検出限界放射能濃度

検出限界放射能濃度は、不確かさを考慮しても  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 1 を超えないことの判断が可能となるように設定する。

## 2. 6 測定時間

$\gamma$  線検出器の測定時間は、放射線測定値の不確かさを考慮しても

$\Sigma D / C$  (評価対象核種) が 1 を超えないことの判断が可能となるように設定する。

## 2. 7 点検・校正

放射線測定装置の日常点検（使用中において 1 回／日）においては、測定トレイ上に標準線源（C<sub>o</sub>—60, C<sub>s</sub>—137）を用いて  $\gamma$  線検出器の検出効率の確認等を行う。

放射線測定装置の定期点検（使用中において 1 回／年以上）においては、 $\gamma$  線検出器及び重量計の点検を行う。

放射線測定装置の選択及び測定条件の詳細は「添付書類六」に記載する。

## 九 放射能濃度確認対象物の保管場所及び保管方法

### 1 放射能濃度確認対象物の保管場所

放射能濃度測定前の対象物については、汚染のおそれのない管理区域である貯蔵庫（以下「保管エリア」という。）にて専用の保管容器に封入し保管している。

その後、対象物は、汚染のおそれのある管理区域の廃棄物処理建物に運搬し、切断、分別及び除染を行う区画されたエリア（追加的な汚染がないよう管理するエリア）（以下「前処理エリア」という。）で切断、分別及び除染し、専用の運搬容器に封入し、放射線測定装置設置場所（追加的な汚染がないよう管理するエリア）（以下「測定エリア」という。）で放射能濃度を測定後、専用の保管容器に封入し確認待ちエリアに運搬するまで保管する。

放射能濃度測定後の対象物については、放射能濃度についての国の確認が行われるまでの間、専用の保管容器に封入した状態で、汚染のおそれのない管理区域又は非管理区域に設定した確認待ちエリアに保管する。

保管エリア、前処理エリア、測定エリア及び確認待ちエリアの位置関係を図-8に示す。

### 2 放射能濃度確認対象物の保管の方法

保管エリア、前処理エリア、測定エリア及び確認待ちエリアは、出入口を施錠し、放射能濃度確認担当部署の責任者の承認を受けた者以外の者の立入りを制限するよう管理すること、また、放射能濃度についての国の確認が行われるまでの間、専用の保管容器を施錠することにより、異物の混入及び放射性物質による追加的な汚染を防止する。

### 3 異物混入防止措置

対象物は除染後、追加的な汚染を防止するために養生し、専用の運搬容器に封入した後、測定エリアに運搬し放射能濃度を測定する。

放射能濃度の測定後の対象物については、測定前の対象物等が混入しないよう、測定単位及び評価単位ごとに整理番号を付して識別管理することにより異物の混入を防止する。また、放射能濃度についての国の確認が行われるまでの間、異物の混入及び放射性物質による追加的な汚染を防止するため、専用の保管容器に施錠した状態で、汚染のおそれのない管理区域又は非管理区域に設定した確認待ちエリアに保管する。万一、異物が混入した場合にもその状況を確認することができるよう、放射能濃度測定時に対象物の写真を撮影する。

放射能濃度の測定及び評価の結果、測定単位の  $\Sigma D/C$ （評価対象核種）が 10 を超えない対象物を保管容器に封入し評価単位とする。

対象物の封入に当たっては、対象物の表面の汚染の有無及び放射能濃度測定済の対象物を封入する専用の保管容器の内外面の汚染の有無を確認し、管理区域からの搬出基準を満たすことを確認してから保管容器に封入する。測定単位の  $\Sigma D/C$ （評価対象核種）が 10 を超える場合又は測定単位の  $\Sigma D/C$ （評価対象核種）が 10 を超えない場合であっても評価単位の  $\Sigma D/C$ （評価対象核種）が 1 を超える場合は、異物混入の有無や測定条件等の原因調査した上で再測定、又は再除染した上で再測定、若しくは一部又は全ての測定単位を対象物外とする。

### 4 管理体制の品質管理

放射能濃度の測定後の対象物は、国の確認が行われるまでの間、厳格な品質管理を行う。品質管理に関しては、「本文十 放射能濃度の測定

及び評価に係る品質マネジメントシステム」に詳細を記載する。

## 5 放射線測定装置の設置場所

放射線測定装置の設置場所は、図－8に示す汚染のおそれのある管理区域の廃棄物処理建物内の専用の一室であり、汚染のないことを確認した測定エリアとする。

測定エリアは、出入口の施錠管理及び立入り制限により、追加的な汚染が生じないよう管理されたエリアである。

## 6 放射能濃度確認対象物の運搬

前処理エリア及び確認待ちエリアへの対象物の運搬に当たっては、追加的な汚染を防止するため、専用の保管容器に封入して運搬する。また、前処理エリアから測定エリアへの前処理後の対象物の運搬に当たっては、追加的な汚染を防止するため、養生した後、専用の運搬容器に封入して運搬する。

放射能濃度確認対象物の保管場所及び保管方法の詳細は「添付書類七」に記載する。

## 十 放射能濃度の測定及び評価に係る品質マネジメントシステム

放射能濃度の測定及び評価に係る品質保証の体制は、審査基準の要求事項を踏まえ、保安規定等に定める。

品質保証活動は、社長をトップマネジメントとして構築し、体系化した組織及び文書類により、放射能濃度の測定及び評価のための一連の業務に係る計画、実施、評価及び改善のプロセスを実施する。

対象物の分別、放射能濃度の測定及び評価、保管管理、運搬、これら一連の管理に関する記録の作成及び保存並びに不適合発生時の処置を行う際には、品質保証活動を実施し、放射能濃度の測定及び評価並びに対象物の保管管理に関する業務の信頼性を確保する。

保安規定、品質保証規程及び品質保証規程に基づく品質マネジメントシステム計画（以下「品質マネジメントシステム計画」という。）並びにこれらに基づく社内規程に品質マネジメントシステムに関する事項を定めて実施するとともに、継続的に改善していく。

放射能濃度の測定及び評価に係る品質マネジメントシステムの詳細は「添付書類八」に記載する。

## 参考文献

- (1) 平成 10 年度以降に発生する充填固化体に対するスケーリングファクタ等の継続使用について(独立行政法人 原子力安全基盤機構, JNES-SS レポート (JNES-SS-0403), 2005)

表

表－1 対象物から採取した放射化汚染の代表試料の放射化学分析結果

表－2 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果  
(内面汚染)

表－3 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果  
(外面汚染)

表－4 アキュームレータ 36 体の表面汚染密度測定結果

表－5 無作為に選定したアキュームレータ 1 体の内面汚染及び外面汚染  
の Ge 半導体検出器による直接測定結果

表－6 除染試験結果

表－7 計算カテゴリーその 1 からその 3 における汚染の生成期間, 放射  
能濃度の評価を行う期間及び冷却期間

表－8 燃焼計算条件

表－9 放射化計算条件

表－10 代表試料から設定した核種組成比

図

- 図－1 内面汚染の主要核種の評価フロー
- 図－2 外面汚染の主要核種の評価フロー
- 図－3 汚染調査時におけるアキュームレータの領域分割方法
- 図－4 無作為に選定したアキュームレータ1体の内面汚染及び外面汚染をGe半導体検出器で直接測定した結果並びに放射化学分析及び除染試験に用いた代表試料の採取箇所
- 図－5 放射線測定装置の概略図
- 図－6 測定トレイの概略図
- 図－7 遮蔽の概略図
- 図－8 対象物を管理する領域

表－1 対象物から採取した放射化汚染の代表試料の放射化学分析結果

試料採取箇所 <sup>*1</sup>	放射性物質	クリアランスレベル $C$ (Bq/g)	放射能濃度 $D$ (Bq/g)	$D/C$ (–)
33	C o – 60	0.1	$< 7.4 \times 10^{-4}$	$< 7.4 \times 10^{-3}$

※ 1 : 試料採取箇所は図－3 及び図－4 に示すとおり

注) 「<」は検出限界値未満であることを示す。

### 【測定条件】

- ・ 検出器 : Ge 半導体検出器
- ・ 測定方法 : 表面汚染を除去した試料を溶解した溶液を検出器で測定し, 試料重量で除して放射能濃度を算出
- ・ 減衰補正 : 測定して得られた放射能濃度を 2025 年 9 月 1 日に減衰補正

表－2 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果（内面汚染）（1／2）

試料採取箇所 <sup>※1</sup>		15		28, 29, 37, 38		57	
放射性物質	クリアランスレベル <i>C</i> (Bq/g)	放射能濃度 <i>D</i> (Bq/g)	<i>D/C</i> (−)	放射能濃度 <i>D</i> (Bq/g)	<i>D/C</i> (−)	放射能濃度 <i>D</i> (Bq/g)	<i>D/C</i> (−)
H-3	100	$<2.6 \times 10^{-3}$	$<2.6 \times 10^{-5}$	$<2.5 \times 10^{-3}$	$<2.5 \times 10^{-5}$	$<3.0 \times 10^{-3}$	$<3.0 \times 10^{-5}$
C-14	1	$<3.0 \times 10^{-4}$	$<3.0 \times 10^{-4}$	$<3.0 \times 10^{-4}$	$<3.0 \times 10^{-4}$	$<3.5 \times 10^{-4}$	$<3.5 \times 10^{-4}$
C-1-36	1	$<3.9 \times 10^{-4}$	$<3.9 \times 10^{-4}$	$<1.9 \times 10^{-4}$	$<1.9 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-4}$
C-60	0.1	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<2.1 \times 10^{-4}$	$<2.1 \times 10^{-3}$
Ni-59	100	$<7.3 \times 10^{-6}$	$<7.3 \times 10^{-8}$	$<5.4 \times 10^{-6}$	$<5.4 \times 10^{-8}$	$<7.4 \times 10^{-6}$	$<7.4 \times 10^{-8}$
Ni-63	100	$<9.1 \times 10^{-4}$	$<9.1 \times 10^{-6}$	$<6.7 \times 10^{-4}$	$<6.7 \times 10^{-6}$	$<9.3 \times 10^{-4}$	$<9.3 \times 10^{-6}$
Sr-90	1	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$
Nb-94	0.1	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.9 \times 10^{-4}$	$<1.9 \times 10^{-3}$
Tc-99	1	$<2.3 \times 10^{-4}$	$<2.3 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$
I-129	0.01	$<1.9 \times 10^{-5}$	$<1.9 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-5}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.8 \times 10^{-5}$	$<1.8 \times 10^{-3}$
Cs-134	0.1	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<2.1 \times 10^{-4}$	$<2.1 \times 10^{-3}$
Cs-137	0.1	$<2.1 \times 10^{-4}$	$<2.1 \times 10^{-3}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<2.2 \times 10^{-4}$	$<2.2 \times 10^{-3}$
Eu-152	0.1	$<4.8 \times 10^{-4}$	$<4.8 \times 10^{-3}$	$<4.3 \times 10^{-4}$	$<4.3 \times 10^{-3}$	$<5.9 \times 10^{-4}$	$<5.9 \times 10^{-3}$
全 $\alpha$ 核種	0.1 <sup>※2</sup>	$<2.4 \times 10^{-4}$	$<2.4 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-3}$

※1：試料採取箇所は図-3及び図-4に示すとおり

※2：クリアランスレベルが小さいPu-239及びAm-241のクリアランスレベルを使用

注)「<」は検出限界値未満であることを示す。

表－2 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果（内面汚染）（2／2）

【測定条件】

- ・検出器：次欄のとおり

放射性物質	検出器
$\gamma$ 線放出核種 (C o -60, N b -94, C s -134, C s -137, E u -152)	G e 半導体検出器
$\beta$ 線放出核種 (H -3, C -14, C l -36, N i -63)	液体シンチレーションカウンタ
$\alpha$ 線放出核種 (全 $\alpha$ 核種)	Z n S (A g) シンチレーション検出器
T c -99, I -129	I C P -M S
S r -90 (娘核種のY -90)	低バックグラウンド 2 $\pi$ ガスフローカウンタ
N i -59	N i -63 との存在比で算出 <sup>(1)</sup> ( $D_{Ni-59}/D_{Ni-63} = 8 \times 10^{-3}$ )

- ・測定方法：試料の表面汚染を採取して検出器で測定し、試料重量で除して放射能濃度を算出

- ・減衰補正：測定して得られた放射能濃度を 2025 年 9 月 1 日に減衰補正

表-3 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果（外面汚染）(1/2)

試料採取箇所※1		10		30, 39		58	
放射性物質	クリアランスレベル <i>C</i> (Bq/g)	放射能濃度 <i>D</i> (Bq/g)	<i>D/C</i> (-)	放射能濃度 <i>D</i> (Bq/g)	<i>D/C</i> (-)	放射能濃度 <i>D</i> (Bq/g)	<i>D/C</i> (-)
H-3	100	$<3.6 \times 10^{-3}$	$<3.6 \times 10^{-5}$	$<2.3 \times 10^{-3}$	$<2.3 \times 10^{-5}$	$<4.2 \times 10^{-3}$	$<4.2 \times 10^{-5}$
C-14	1	$<4.3 \times 10^{-4}$	$<4.3 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<5.1 \times 10^{-4}$	$<5.1 \times 10^{-4}$
C-1-36	1	$<4.4 \times 10^{-4}$	$<4.4 \times 10^{-4}$	$<2.8 \times 10^{-4}$	$<2.8 \times 10^{-4}$	$<3.1 \times 10^{-4}$	$<3.1 \times 10^{-4}$
C-60	0.1	$<2.8 \times 10^{-4}$	$<2.8 \times 10^{-3}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<2.8 \times 10^{-4}$	$<2.8 \times 10^{-3}$
Ni-59	100	$<1.2 \times 10^{-5}$	$<1.2 \times 10^{-7}$	$<7.0 \times 10^{-6}$	$<7.0 \times 10^{-8}$	$<1.1 \times 10^{-5}$	$<1.1 \times 10^{-7}$
Ni-63	100	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-5}$	$<8.8 \times 10^{-4}$	$<8.8 \times 10^{-6}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-5}$
Sr-90	1	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$
Nb-94	0.1	$<2.5 \times 10^{-4}$	$<2.5 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<2.6 \times 10^{-4}$	$<2.6 \times 10^{-3}$
Tc-99	1	$<2.9 \times 10^{-4}$	$<2.9 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<2.5 \times 10^{-4}$	$<2.5 \times 10^{-4}$
I-129	0.01	$<2.6 \times 10^{-5}$	$<2.6 \times 10^{-3}$	$<1.6 \times 10^{-5}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<2.2 \times 10^{-5}$	$<2.2 \times 10^{-3}$
Cs-134	0.1	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<2.9 \times 10^{-4}$	$<2.9 \times 10^{-3}$
Cs-137	0.1	$6.1 \times 10^{-4}$	$6.1 \times 10^{-3}$	$4.6 \times 10^{-4}$	$4.6 \times 10^{-3}$	$1.6 \times 10^{-3}$	$1.6 \times 10^{-2}$
Eu-152	0.1	$<7.5 \times 10^{-4}$	$<7.5 \times 10^{-3}$	$<4.3 \times 10^{-4}$	$<4.3 \times 10^{-3}$	$<7.7 \times 10^{-4}$	$<7.7 \times 10^{-3}$
全 $\alpha$ 核種	0.1※2	$<3.7 \times 10^{-4}$	$<3.7 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<3.6 \times 10^{-4}$	$<3.6 \times 10^{-3}$

※1：試料採取箇所は図-3及び図-4に示すとおり

※2：クリアランスレベルが小さいPu-239及びAm-241のクリアランスレベルを使用

注)「<」は検出限界値未満であることを示す。

表－3 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果（外  
面汚染）（2／2）

【測定条件】

- ・検出器：次欄のとおり

放射性物質	検出器
$\gamma$ 線放出核種 (C o -60, N b -94, C s -134, C s -137, E u -152)	G e 半導体検出器
$\beta$ 線放出核種 (H -3, C -14, C l -36, N i -63)	液体シンチレーションカウンタ
$\alpha$ 線放出核種 (全 $\alpha$ 核種)	Z n S (A g) シンチレーション検出器
T c -99, I -129	I C P -M S
S r -90 (娘核種のY -90)	低バックグラウンド 2 $\pi$ ガスフローカウンタ
N i -59	N i -63 との存在比で算出 <sup>(1)</sup> ( $D_{Ni-59}/D_{Ni-63} = 8 \times 10^{-3}$ )

- ・測定方法：試料の表面汚染を採取して検出器で測定し、試料重量で除して放射能濃度を算出

- ・減衰補正：測定して得られた放射能濃度を 2025 年 9 月 1 日に減衰補正

表－4 アキュームレータ 36 体の表面汚染密度測定結果

	内面汚染	外面汚染
測定対象、 点数	全 36 体 10 点から 60 点 計 650 点	全 36 体 60 点 計 2,160 点
検出器、 測定方法	スミア採取し、サンプル チェンジャー (プラスチック シンチレーション検出器) で測定	GM管式サーベイメータに による直接測定
有意検出 点数	4 点	0 点
検出限界値 (最大) ( $\text{Bq}/\text{cm}^2$ )	$1.1 \times 10^{-2}$	$1.6 \times 10^{-1}$
最大値 ( $\text{Bq}/\text{cm}^2$ )	$1.7 \times 10^{-2}$	—※1

※1：全点検出限界値未満

表-5 無作為に選定したアクチュームレータ 1 体の内面汚染及び外面汚染の  
Ge 半導体検出器による直接測定結果

	内面汚染		外面汚染	
測定点数	240 点 <sup>※1</sup>		240 点 <sup>※1</sup>	
検出器, 測定方法	Ge 半導体検出器による直接測定 (各 6,000 秒間)			
測定核種	Cs-137	Co-60	Cs-137	Co-60
有意検出 点数	0 点	0 点	51 点	0 点
検出限界計數 率 (最大) (s <sup>-1</sup> )	$4.8 \times 10^{-3}$	$3.2 \times 10^{-3}$	$4.7 \times 10^{-3}$	$3.2 \times 10^{-3}$
最大計數率 (s <sup>-1</sup> )	— <sup>※2</sup>	— <sup>※2</sup>	$1.6 \times 10^{-2}$	— <sup>※2</sup>

※1：図-3 に示す 60 点に分割した領域をそれぞれ図-4 のように 4 分割  
し、測定点数としたもの

※2：全点検出限界値未満

表-6 除染試験結果

外面汚染			
試料採取箇所 <sup>※1</sup>	31 (1/2)	31 (2/2)	38
検出器, 測定方法	除染前後いずれも G e 半導体検出器による 直接測定 (各 6,000 秒間)		
測定核種	C s - 137 <sup>※2</sup>		
計数率 (除染前) (s <sup>-1</sup> )	$1.6 \times 10^{-2}$	$6.0 \times 10^{-3}$	$6.7 \times 10^{-3}$
計数率 (除染後) (s <sup>-1</sup> )	$< 3.4 \times 10^{-3}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	$< 3.1 \times 10^{-3}$

※1：試料採取箇所は図-3 及び図-4 に示すとおり

※2：いずれの試料も C o - 60 は除染前後いずれも検出限界値未満

注) 「<」は検出限界値未満であることを示す。

表－7 計算カテゴリーその1からその3における汚染の生成期間、放射能濃度の評価を行う期間及び冷却期間

	計算カテゴリー		
	その1	その2	その3
汚染形態	外面汚染の F P核種	内面汚染の C P核種	外面汚染の C P核種
汚染の生成始期	1969年10月3日 初臨界	2011年1月26日 原子炉停止日	1969年10月3日 初臨界
汚染の生成終期	1987年7月23日 第16サイクル 終了	2011年1月26日 原子炉停止日	2011年1月26日 原子炉停止日
放射能濃度の評価 を行う期間	2025年9月1日から 2029年9月30日 <sup>※1</sup>		
冷却期間	38年から60年	14年から19年	14年から60年

※1：初臨界から60年を目途に終期を設定

表－8 燃焼計算条件

計算条件	ケース①	ケース②	ケース③	ケース④	ケース⑤
想定条件	設置許可申請書 <sup>※1</sup>	破損した燃料のうち燃焼度が最大のものの汚染を評価	破損した燃料のうち燃焼度が最小のものの汚染を評価		
放射化計算コード	ORIGEN2.2-UPJ				
ORIGENライブラリ	ORLIBJ40 BWR STEP1 燃料 ボイド率 40%				
ウラン濃縮度 (wt%)	2.5	2.5	2.0	2.5	2.0
照射期間	1,591 日	1,413 日	1,125 日	271 日	308 日
冷却期間	38 年から 60 年 (計算カテゴリーその 1)				

※ 1：敦賀発電所原子炉施設設置許可申請書（1号炉）を指す。

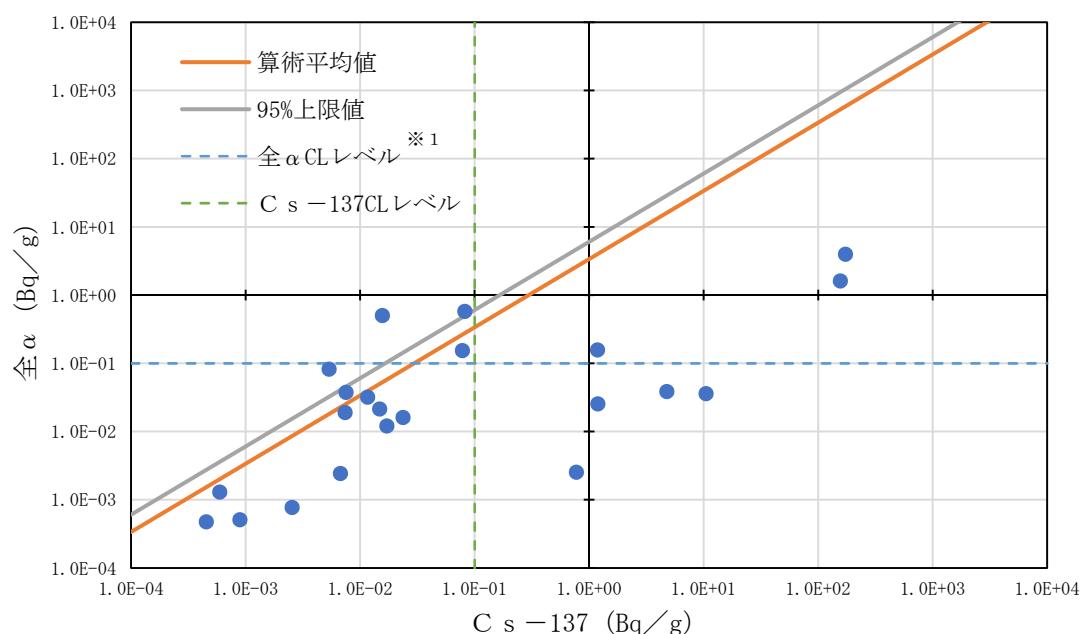
表-9 放射化計算条件

想定条件 (燃料タ イプ)	STEP1 (7×7燃料)	STEP2 (高燃焼度8×8燃料)	STEP3 (9×9燃料)
放射化計 算コード	ORIGEN2.2-UPJ		
ORIGEN ラ イブライ	ORLIBJ40 BWR STEP1 燃料 ボイド率 40%	ORLIBJ40 BWR STEP2 燃料 ボイド率 40%	ORLIBJ40 BWR STEP3 燃料 ボイド率 40%
ウラン 濃縮度	2.5 wt%	3.4 wt%	3.7 wt%
燃料照射 期間	1,591 日	2,428 日	2,670 日
中性子束	上記の燃焼計算で得られた中性子束		
材料組成	ステンレス鋼, 炭素鋼		
中性子 照射期間 (日)	10 100 400 800 1,200 1,591	10 100 400 800 1,200 1,600 2,428	10 100 400 800 1,200 1,600 2,670
冷却期間	中性子照射期間ごとに 14 年から 60 年 (計算カテゴリーその 3)		中性子照射期間ごとに 14 年から 60 年 (計算カテゴリーその 3)
			中性子照射期間ごとに 14 年から 19 年 (計算カテゴリーその 2), 14 年から 60 年 (計算カテゴリーその 3)

表－10 代表試料から設定した核種組成比

データ数	22
相関係数	0.69 (相関成立)
核種組成比 (算術平均値)	3.4
核種組成比の 95% 上限値 (t 分布) (全 $\alpha$ 核種の放射能濃度の決定に 用いる核種組成比)	6.1

(減衰補正日：2029年9月30日)



※1 :クリアランスレベルが小さいPu-239及びAm-241のクリアランスレベルを使用

- (a) 審査基準 33 核種のうち、原子炉冷却材系統の材料組成から C P 核種の主要核種を Co-60 と推定

<審査基準 33 核種>

H-3, C-14, C1-36, Ca-41, Sc-46, Mn-54, Fe-55, Fe-59, Co-58, **Co-60**, Ni-59, Ni-63, Zn-65, Sr-90, Nb-94, Nb-95, Tc-99, Ru-106, Ag-108m, Ag-110m, Sb-124, Te-123m, I-129, Cs-134, Cs-137, Ba-133, Eu-152, Eu-154, Tb-160, Ta-182, Pu-239, Pu-241, Am-241

- (b) 半減期 1 年程度以下の放射性物質 (Sc-46, Mn-54, Fe-59, Co-58, Zn-65, Nb-95, Ru-106, Ag-110m, Sb-124, Te-123m, Tb-160, Ta-182) は十分減衰していることから除外  
 (c) 主にコンクリート等の放射化による放射性物質及び主に軽水炉型試験研究用原子炉施設において確認される放射性物質 (Ca-41, Ag-108m, Ba-133, Eu-152, Eu-154) は生成源が敦賀 1 号炉の対象物にはほぼないことから除外  
 (d) 半減期、中性子捕獲断面積等の物性値及びクリアランスレベルより Fe-55 を除外

H-3, C-14, C1-36, **Co-60**, Ni-59, Ni-63, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-134, Cs-137, Pu-239, Pu-241, Am-241

- (e) 内面汚染の C P 核種を放射化計算により評価した結果、最も相対重要度が大きく評価されるのは Co-60

- ↓  
 (f) (b) から (d) で除外された以外の放射性物質を対象に放射化学分析で放射能濃度を測定した結果、全て検出限界値未満だったことから、Co-60 以外に主要核種を見落としていないと判断

放射化学分析対象核種

H-3, C-14, C1-36, **Co-60**, Ni-59, Ni-63, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-134, Cs-137, Eu-152<sup>※1</sup>, Pu-239<sup>※2</sup>, Pu-241<sup>※2</sup>, Am-241<sup>※2</sup>

※1：外面汚染の放射化計算評価の一部のケースで評価対象核種に選定されるため、放射化学分析対象核種に加えて測定

※2：全  $\alpha$  核種として評価する。

↓  
 主要核種：Co-60

図-1 内面汚染の主要核種の評価フロー

- (a) 審査基準 33 核種のうち、原子炉冷却材系統の材料組成から C P 核種の主要核種を Co-60 と推定  
 (b) 燃料組成及び燃焼挙動から F P 核種の主要核種を Cs-137 又は全  $\alpha$  核種と推定

<審査基準 33 核種>

H-3, C-14, C1-36, Ca-41, Sc-46, Mn-54, Fe-55, Fe-59, Co-58, **Co-60**, Ni-59, Ni-63, Zn-65, Sr-90, Nb-94, Nb-95, Tc-99, Ru-106, Ag-108m, Ag-110m, Sb-124, Te-123m, I-129, Cs-134, **Cs-137**, Ba-133, Eu-152, Eu-154, Tb-160, Ta-182, Pu-239, Pu-241, Am-241

- (c) 半減期が 1 年程度以下の放射性物質 (Sc-46, Mn-54, Fe-59, Co-58, Zn-65, Nb-95, Ru-106, Ag-110m, Sb-124, Te-123m, Tb-160, Ta-182) は十分減衰していることから除外  
 (d) 主にコンクリート等の放射化による放射性物質及び主に軽水炉型試験研究用原子炉施設において確認される放射性物質 (Ca-41, Ag-108m, Ba-133, Eu-152, Eu-154) は生成源が敦賀 1 号炉の対象物にほぼないことから除外  
 (e) 半減期、中性子捕獲断面積等の物性値及びクリアランスレベルより Fe-55 を除外

H-3, C-14, C1-36, **Co-60**, Ni-59, Ni-63, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-134, **Cs-137**, **Pu-239**, **Pu-241**, Am-241

- (f) 外面汚染の C P 核種を放射化計算により評価した結果、最も相対重要度が大きく評価されるのは Co-60  
 (g) F P 核種を燃焼計算により評価した結果、最も相対重要度が大きく評価されるのは Cs-137

↓  
 (h) (c) から (e) で除外された以外の放射性物質を対象に放射化学分析で放射能濃度を測定した結果、Cs-137 のみが検出され、その他の放射性物質は全て検出限界値未満だったことから、Co-60, Cs-137 以外に主要核種を見落としておらず、検出された Cs-137 が主要であると判断

放射化学分析対象核種

H-3, C-14, C1-36, Co-60, Ni-59, Ni-63, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-134, **Cs-137**, Eu-152<sup>※1</sup>, Pu-239<sup>※2</sup>, Pu-241<sup>※2</sup>, Am-241<sup>※2</sup>

※ 1 : 放射化計算評価の一部のケースで評価対象核種に選定されるため、放射化学分析対象核種に加えて測定

※ 2 : 全  $\alpha$  核種として評価する。

↓  
 主要核種 : Cs-137

図-2 外面汚染の主要核種の評価フロー

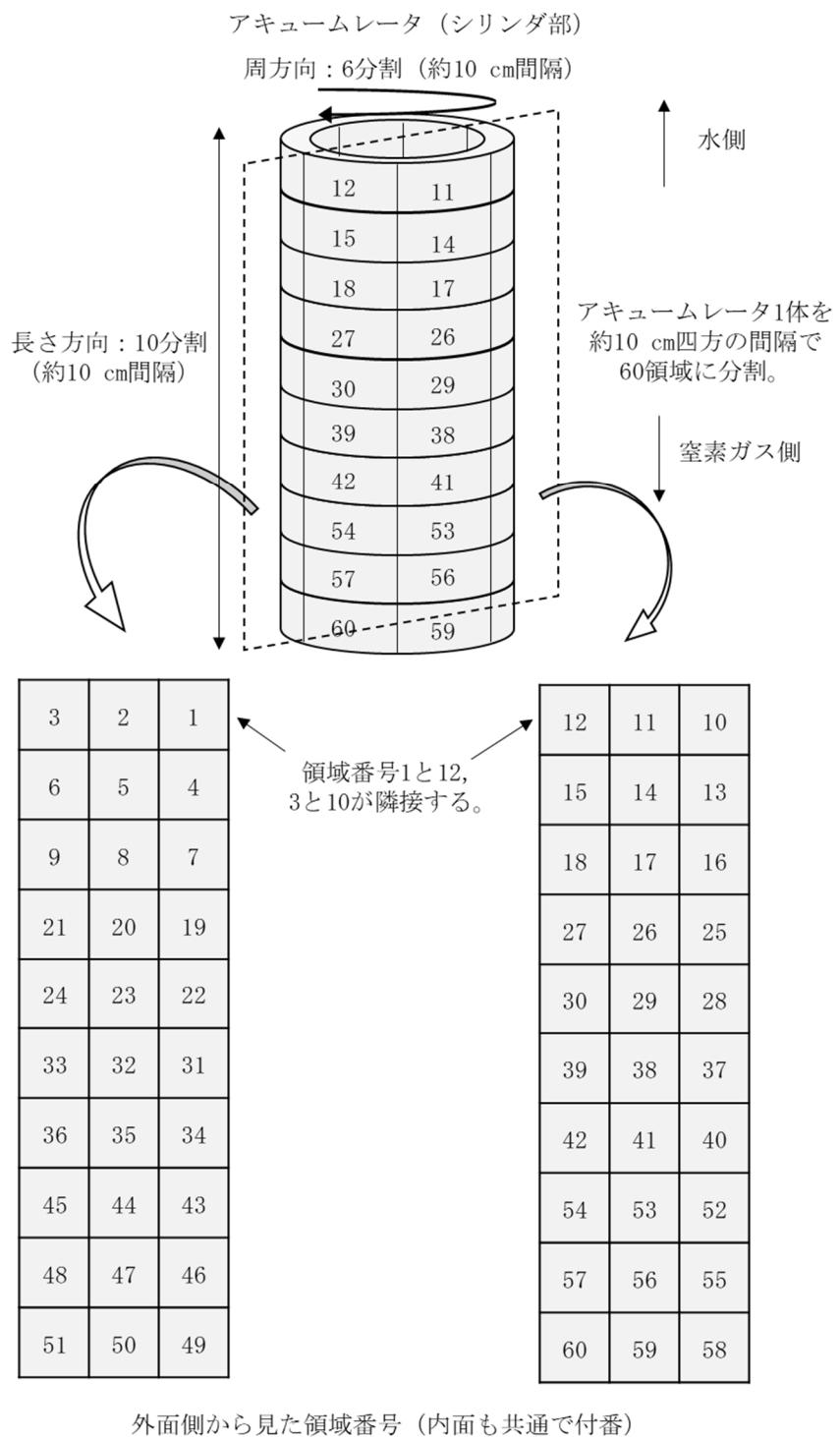


図-3 汚染調査時におけるアキュームレータの領域分割方法

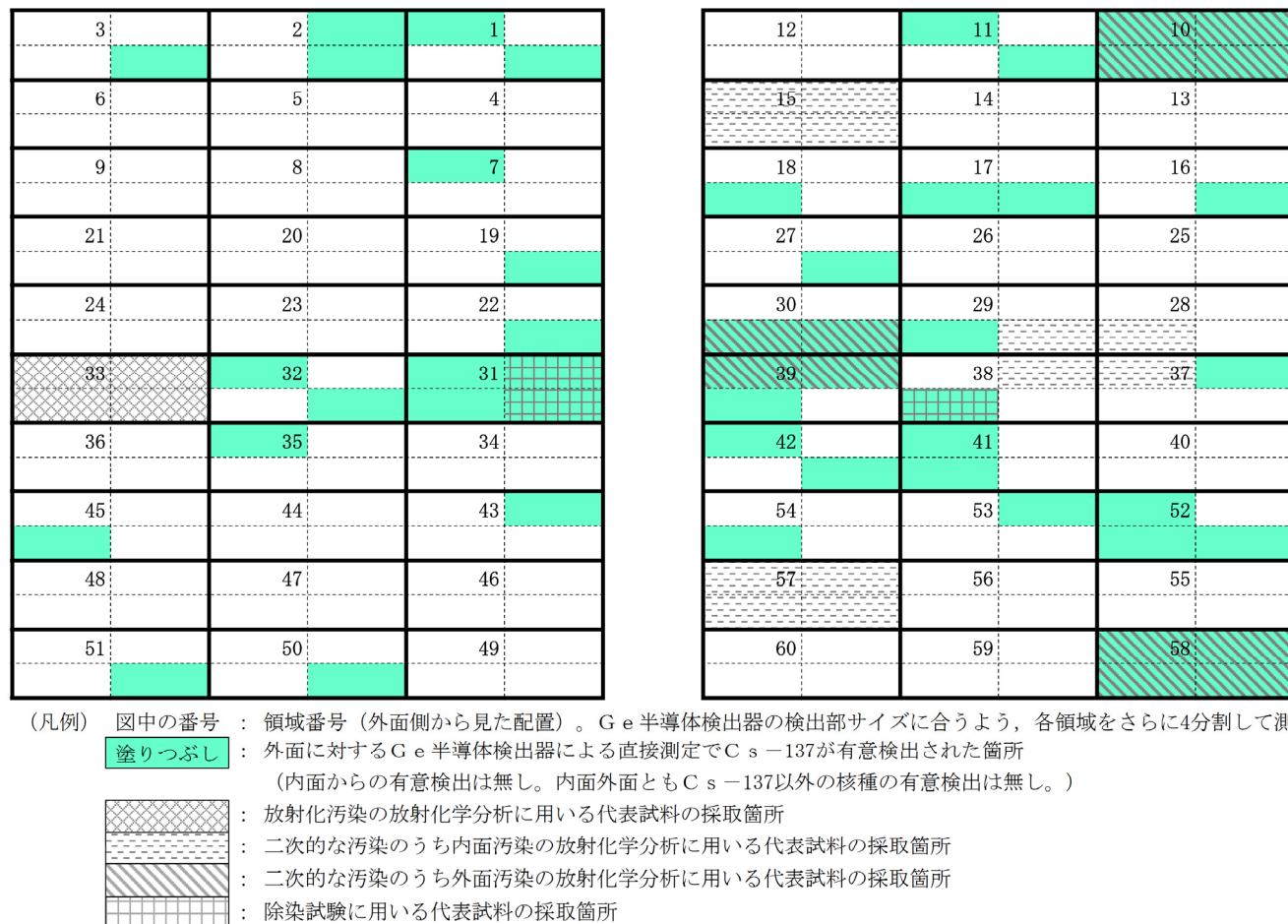


図-4 無作為に選定したアキュームレータ1体の内面汚染及び外面汚染をGe半導体検出器で直接測定した結果並びに放射化学分析及び除染試験に用いた代表試料の採取箇所

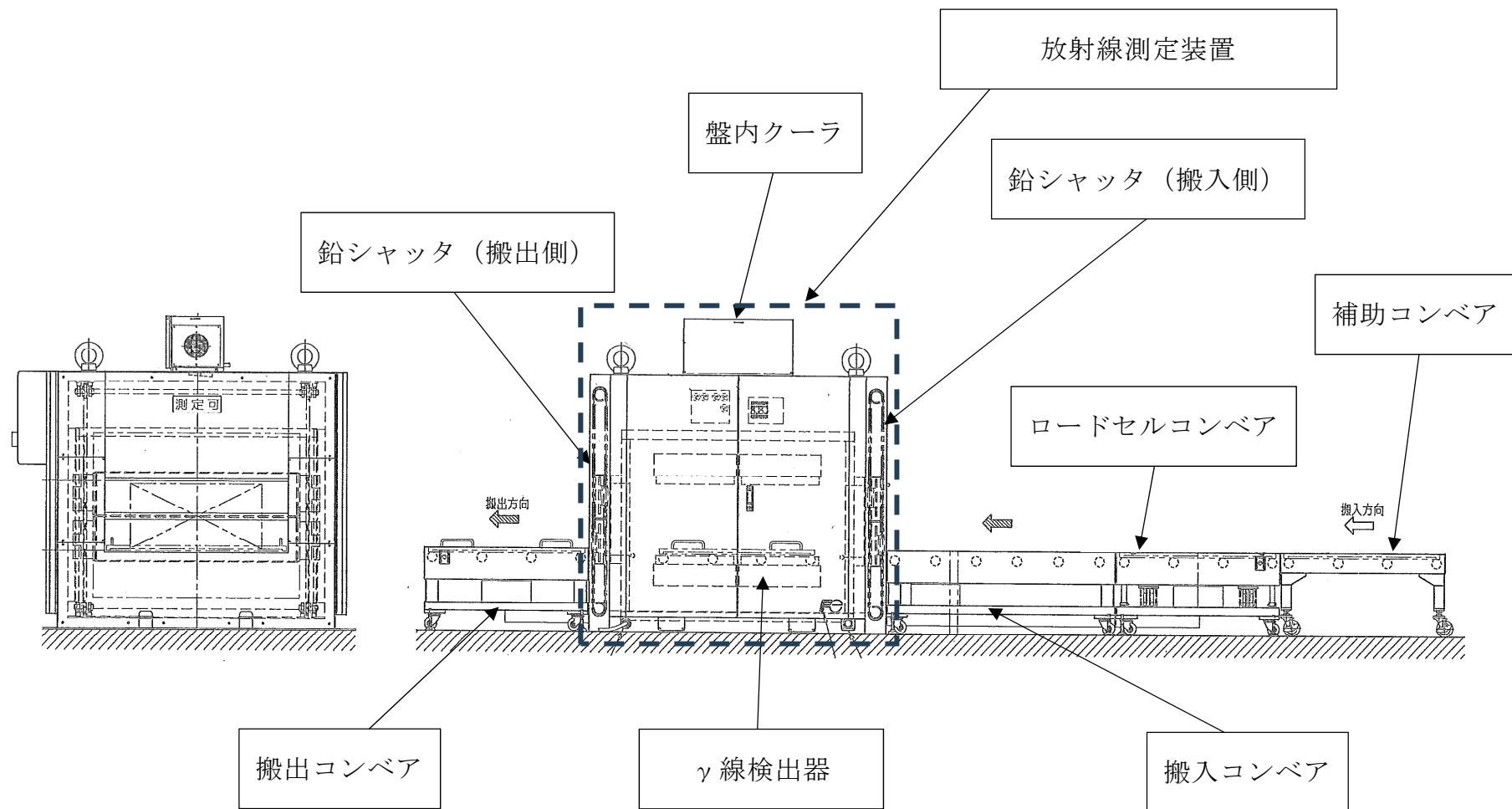


図-5 放射線測定装置の概略図

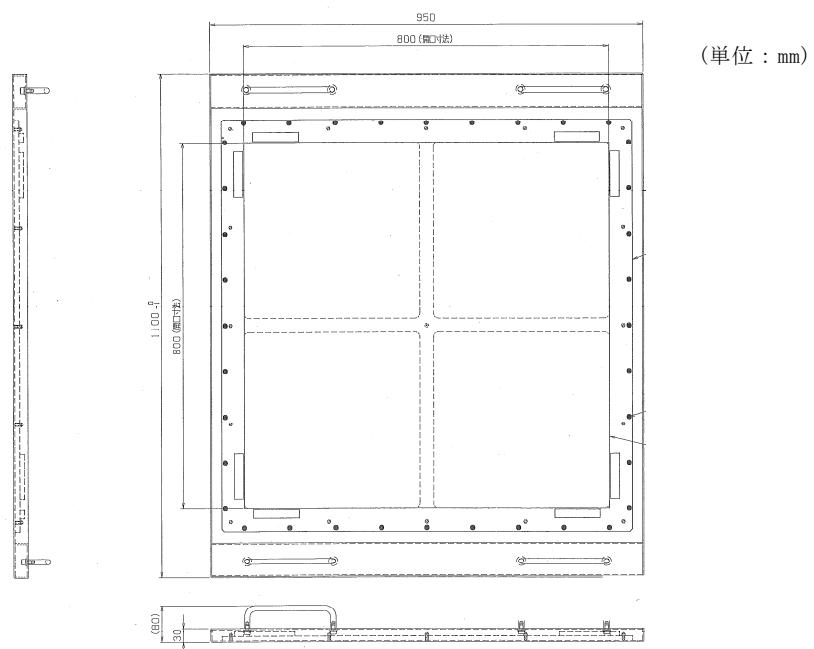


図-6 測定トレイの概略図

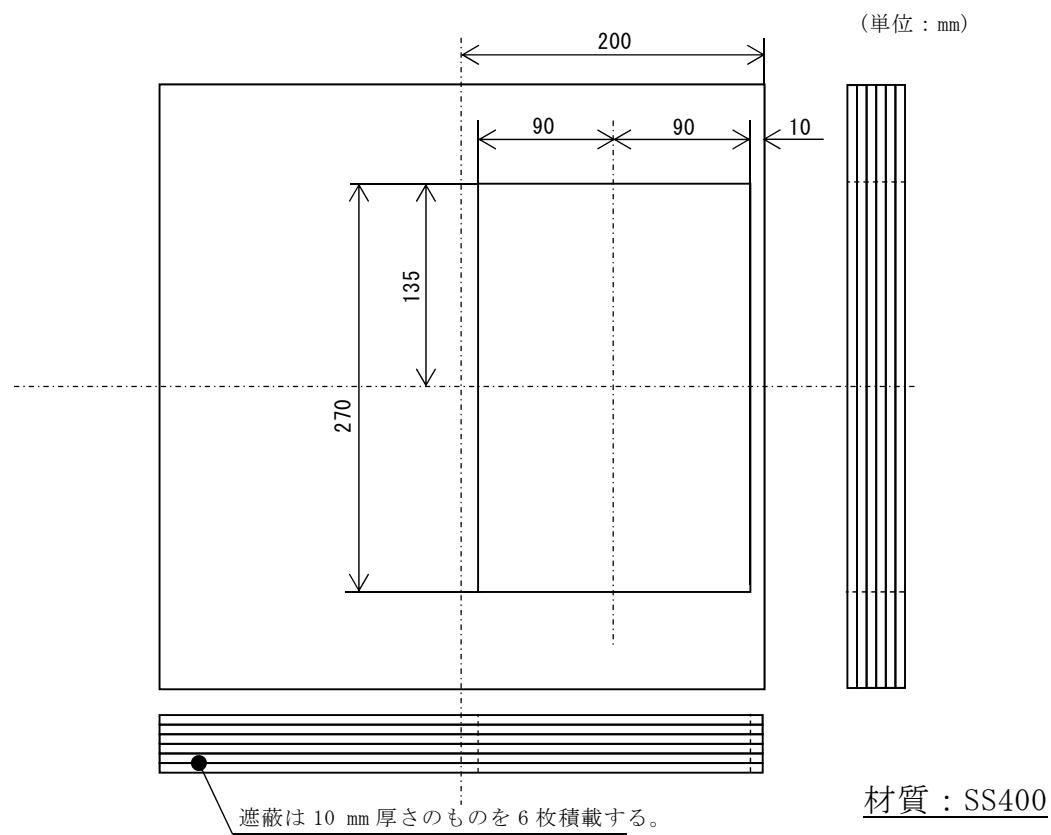
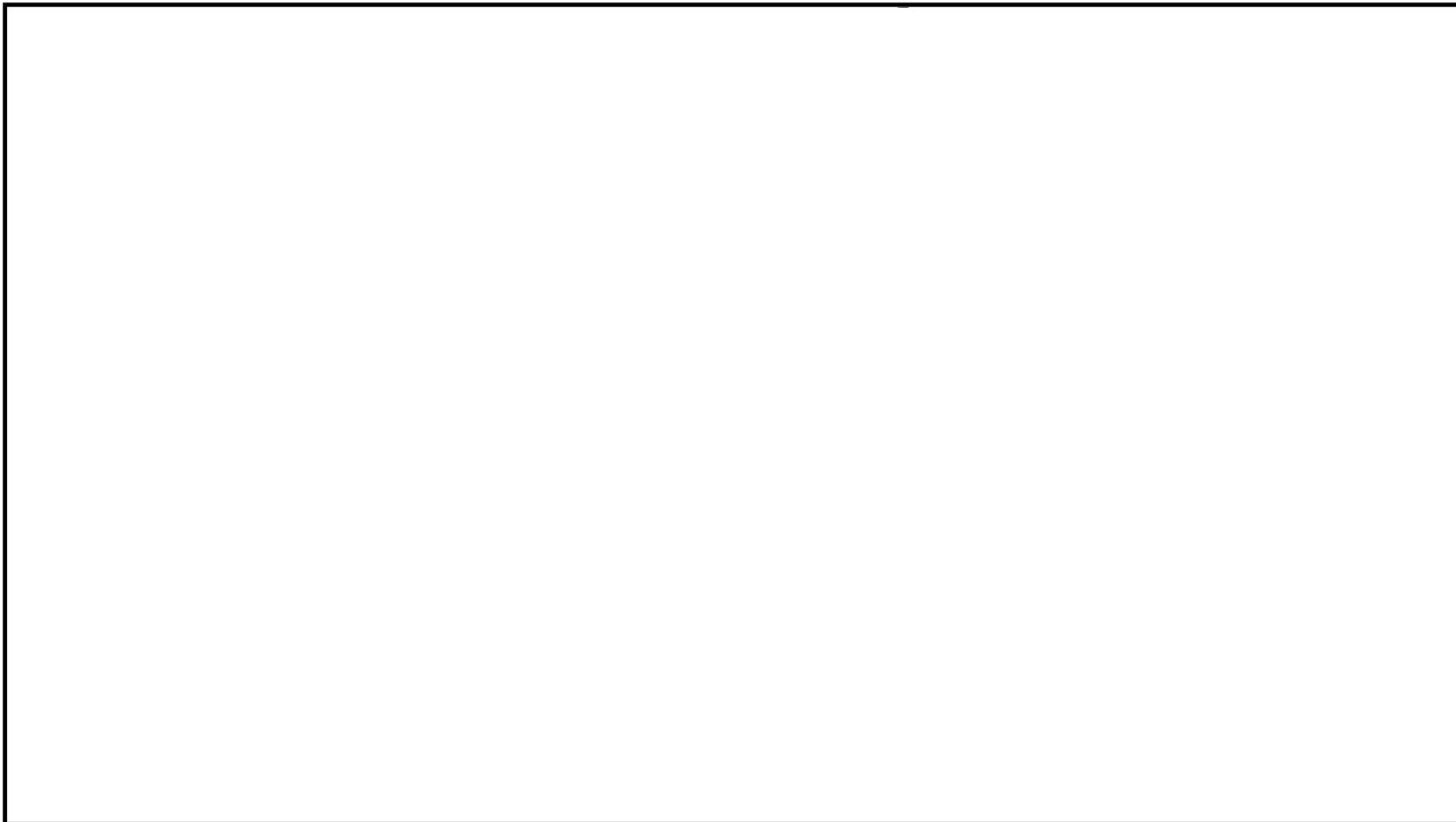


図-7 遮蔽の概略図



図－8 対象物を管理する領域

## 添 付 書 類

- 一 放射能濃度確認対象物が生ずる施設に関する説明書
- 二 放射能濃度確認対象物の種類, 発生状況, 汚染の状況及び推定される総重量に関する説明書
- 三 評価に用いる放射性物質の選択に関する説明書
- 四 評価単位に関する説明書
- 五 放射能濃度の決定を行う方法に関する説明書
- 六 放射線測定装置の選択及び測定条件の設定に関する説明書
- 七 放射能濃度確認対象物の保管場所及び保管方法に関する説明書
- 八 放射能濃度の測定及び評価に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

## 添 付 書 類 一

放射能濃度確認対象物が生ずる施設に関する説明書

敦賀 1 号炉の対象物が生ずる施設は、1965 年 10 月 11 日付け総発第 221 号をもって「敦賀発電所の原子炉設置許可申請書」を申請し、原子炉等規制法第 23 条第 1 項（当時）の規定に基づき 1966 年 4 月 22 日付け 41 原第 1455 号により設置が許可された、定格熱出力 1,064 MW の濃縮ウラン燃料を用いた濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却型（沸騰水型）の原子炉施設のうち制御材駆動設備である。

敦賀 1 号炉は、2017 年 4 月 19 日付け原規規発第 17041910 号にて原子炉等規制法第 43 条の 3 の 33 第 2 項（当時）の規定に基づき廃止措置計画の認可を受け、2017 年 5 月 15 日に廃止措置段階に移行している。

敦賀 1 号炉の制御材駆動設備は、制御棒駆動機構、水圧制御ユニット、ポンプ等で構成する。

敦賀 1 号炉の対象物は、水圧制御ユニットを構成するアキュームレータ 36 体のシリンダ部である。

原子炉で発生した蒸気は、主蒸気管を経て高圧タービンに入る。高圧タービンの排気は、湿分分離器を経て低圧タービンに入り復水器に導かれる。復水器で凝縮した復水は、復水ポンプ、復水脱塩装置、給水加熱器及び給水ポンプを通り原子炉に戻される。

敦賀 1 号炉の運転状況を表 1-1 に、水圧制御ユニットのアキュームレータの概要を表 1-2 に、制御材駆動設備の概要を図 1-1 に、水圧制御ユニットのアキュームレータの構造図を図 1-2 に示す。

表

表 1-1 敦賀 1 号炉の運転状況

表 1-2 水压制御ユニットアキュームレータの概要

図

図 1-1 敦賀 1 号炉 制御材駆動設備の概要

図 1-2 水圧制御ユニットアキュームレータ構造図

表 1－1 敦賀 1 号炉の運転状況

項目	概要
炉型式	濃縮ウラン, 軽水減速, 軽水冷却型 (沸騰水型)
定格熱出力	1,064 MW
炉心形状 (圧力容器)	豎型円筒形 (全高 約 18 m)
燃料	濃縮ウラン燃料
着工年月日	1967 年 2 月 27 日
営業運転開始日	1970 年 3 月 14 日
第 11 サイクル 原子炉停止日	1980 年 4 月 3 日
第 12 サイクル 原子炉停止日	1981 年 4 月 1 日
第 33 サイクル 原子炉停止日	2011 年 1 月 26 日
発電設備の廃止日	2017 年 4 月 27 日
廃止措置段階への 移行日	2017 年 5 月 15 日
申請日時点	廃止措置段階

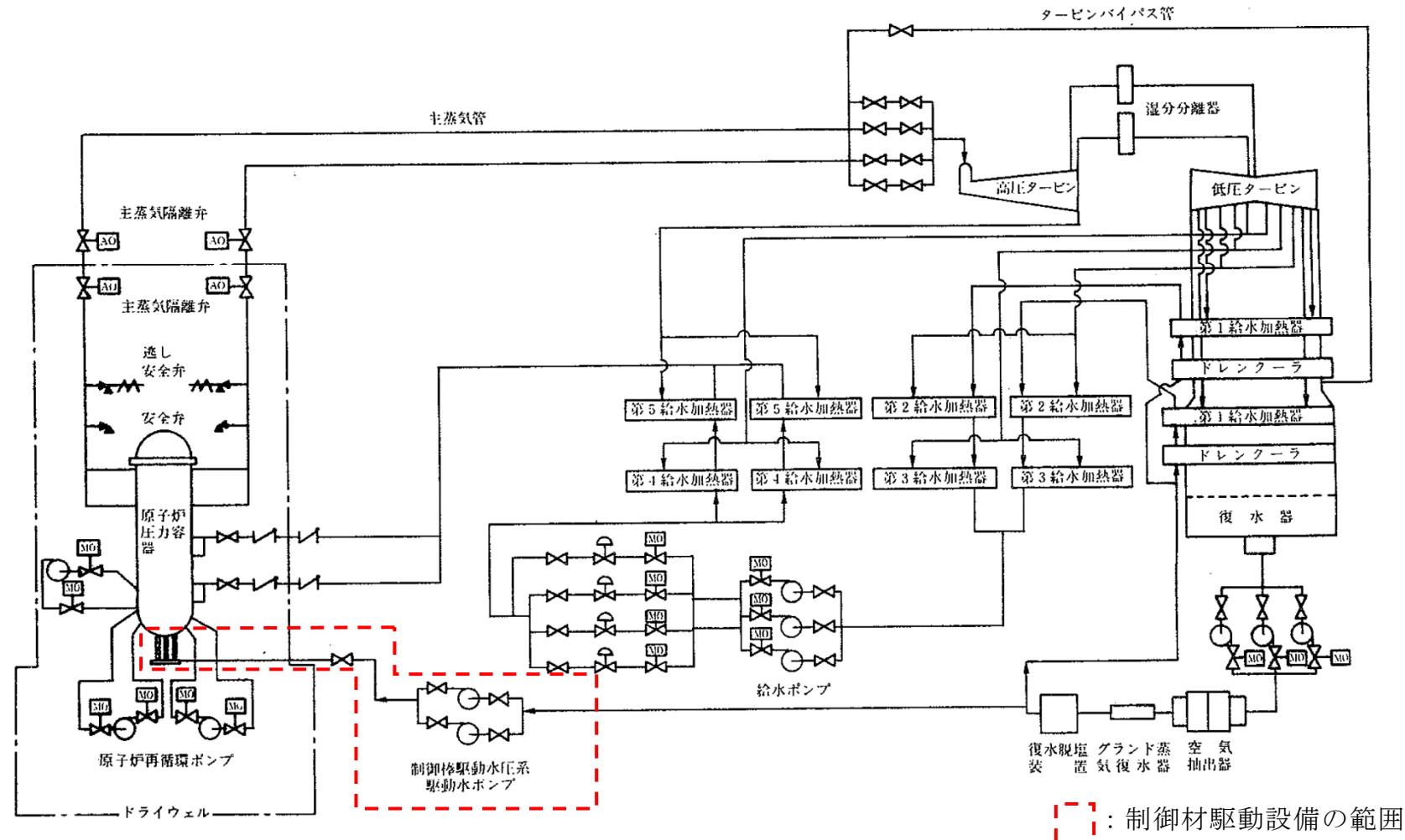
(出典) 敦賀発電所原子炉設置許可申請書 (1 号炉) 等を基に作成

表1－2 水圧制御ユニットアキュームレータの概要

項目		概要
種類		ピストン式
容量	水側	18.0 L
	ガス側	19.5 L
最高使用圧力		123.0 kg/cm <sup>2</sup> g
最高使用温度		65.5°C
主要寸法	外径	233 mm
	高さ	940 mm
	厚さ	16.5 mm
主要材料		SUS304TP
個数※		73

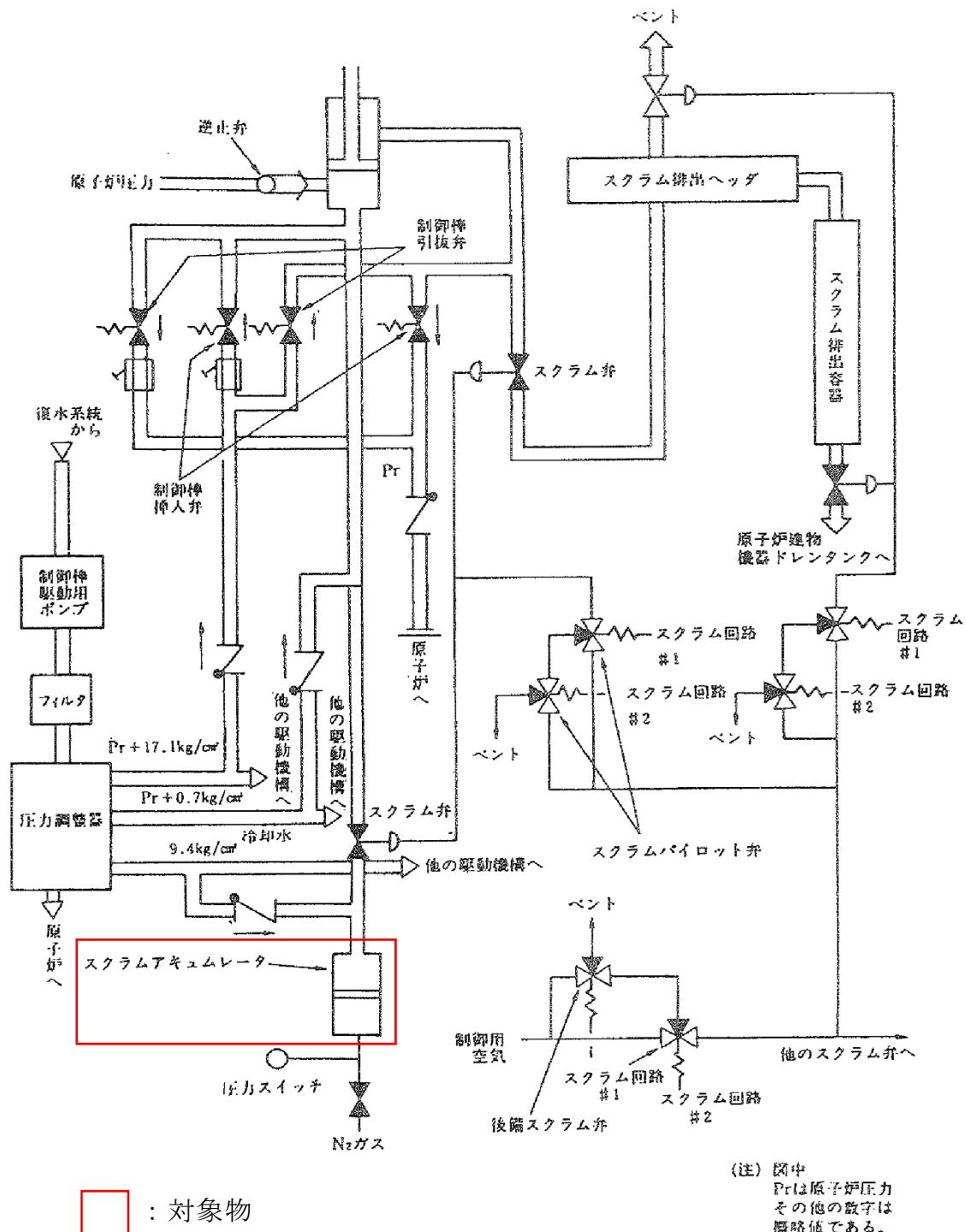
(出典) 工事計画認可申請書を基に作成

※：対象物は、このうち 2018 年に解体・撤去した原子炉建物 1 階南側  
エリアのアキュームレータ 36 体のシリンダ部である。



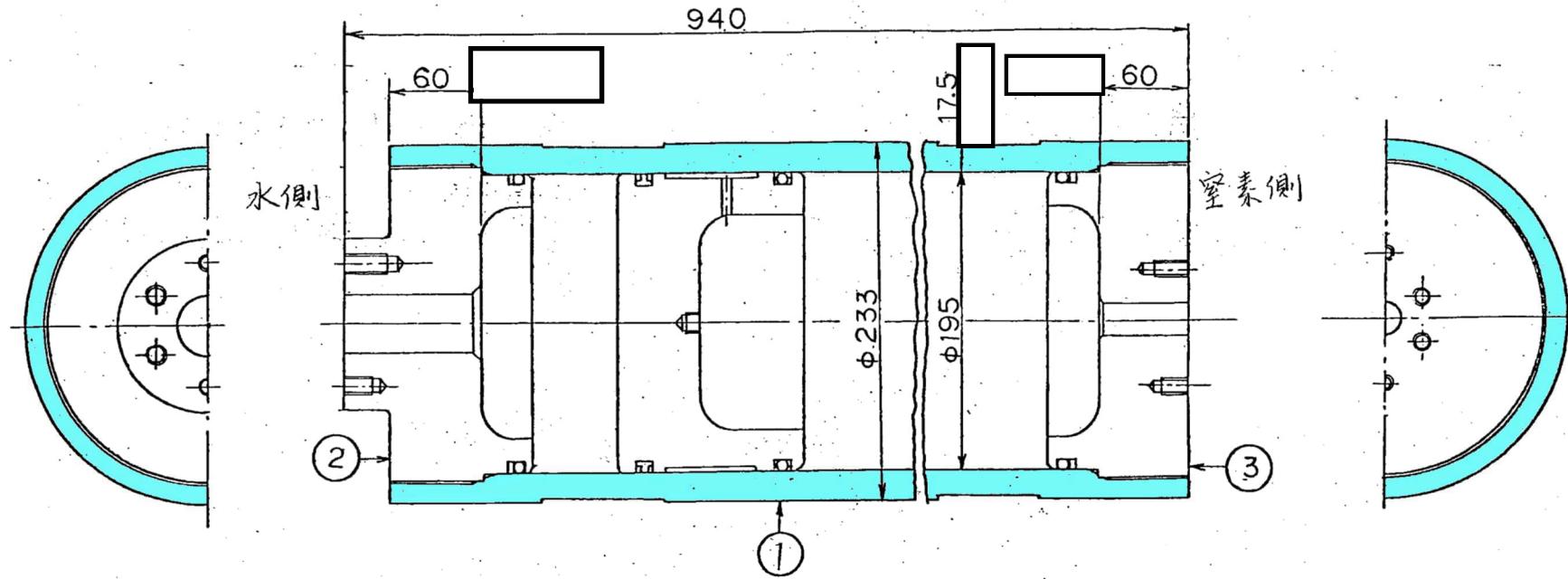
(出典) 敦賀発電所原子炉設置許可申請書 (1号炉)

図 1-1 (1) 敦賀 1号炉 制御材駆動設備の概要



(出典) 敦賀発電所原子炉設置許可申請書 (1号炉)

図 1-1 (2) 敦賀 1号炉 制御材駆動設備の概要



■：対象物の範囲

番号	部品名	個数	材 料	備考
1	シリンドラ	1	SUS304TP	
2	上部シリンドラヘッド	1	SUSF304	
3	下部シリンドラヘッド	1	SUSF304	

(出典) 工事計画認可申請書

図 1-2 水圧制御ユニットアキュームレータ構造図

## 添 付 書 類 二

放射能濃度確認対象物の種類, 発生状況, 汚染の状況及び  
推定される総重量に関する説明書

## 1 放射能濃度確認対象物の種類

敦賀 1 号炉の対象物の種類は、原子炉建物内の廃止措置において発生した制御材駆動設備の水圧制御ユニットの解体撤去物のうち、アクьюムレータのシリンダ部 36 体である。

アクьюムレータは上部及び下部にシリンダヘッドを取り付け、内部のピストン上部に駆動水、下部に窒素ガスを充填して制御棒の駆動水圧を制御するため使用する。対象物はシリンダ部であり、その形状は内部でピストンが上下に動作するように円筒状である。

対象物の推定される総重量は、3 トンである。

対象物の材質は金属で、ステンレス鋼である。

## 2 放射能濃度確認対象物の発生状況

敦賀 1 号炉の対象物は廃止措置において発生した解体撤去物であり、その発生場所は図 2-1 に示す原子炉建物 1 階南側エリアである。

対象物のうち 19 体は第 11 回定期検査中の 1980 年 4 月 9 日から 4 月 24 日の間に、残りの 17 体は第 12 回定期検査中の 1981 年 4 月 2 日から 11 月 9 日の間に取替え、使用を開始した後、2011 年 1 月 26 日の原子炉停止まで使用を継続した。その後、2018 年に原子炉建物 1 階南側エリアの水圧制御ユニット 36 体を解体撤去した。

対象物は、未除染の状態で保管容器に封入され、異物混入防止及び追加汚染防止を実施した状態で、貯蔵庫（汚染のおそれのない管理区域）に保管されている。

## 3 放射能濃度確認対象物の汚染の状況

対象物の汚染形態は、放射化汚染と二次的な汚染があり、それぞれについて

て汚染の状況を以下に示す。

### 3. 1 放射化汚染

対象物の放射化汚染については、その汚染をもたらす中性子源として、原子炉からの直接線及びストリーミング線並びに主蒸気中に含まれるN-17が $\beta$ 崩壊しO-16に壊変する際に放出する中性子線の3種類を考慮する。

#### (1) 主要な核種

対象物の材質はステンレス鋼 (SUS304) であり、2025年9月1日時点  
で原子炉停止から14年以上が経過している。

「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて（原子力安全委員会、平成11年3月17日）」より、BWR、原子炉停止後6年後（解体廃棄物）、放射化物及びステンレスの分類において最重要核種として評価されているCo-60が対象物の放射化汚染の主要核種であると判断した。同文献の評価条件に対して対象物は原子炉停止後の期間が異なるが、Co-60の半減期（5.3年）に対して2半減期程度の差である。同表ではCo-60の次に相対重要度が大きい放射性物質について3桁目までに記載がなく、Co-60以外の放射性物質とは相対重要度に3桁以上の大きな差があるため、Co-60について2半減期程度の影響を考慮しても、主要核種の評価に十分適用できるものと判断した。

#### (2) 汚染の程度

対象物は原子炉格納容器の外側に設置されており、原子炉からの中性子の直接線は生体遮蔽により十分遮蔽されるため、その影響は小さい。

ストリーミング線は、原子炉内で発生した中性子が主に原子炉格納容器の貫通孔部であるエアーロック又は主蒸気管室から回り込むことで対象物に放射化汚染を及ぼすが、その経路中に設置されるコンクリート壁等によ

り十分遮蔽されるため、その影響は小さい。

アキュームレータの充填水は復水脱塩装置出口又は復水貯蔵タンクから供給される復水であり、これは主蒸気が原子炉で生成された後、タービンで仕事をし、熱エネルギーを十分失い蒸気から水に戻る過程を経た後のものである。したがって、主蒸気中に含まれるN-17は十分減衰してから対象物の充填水として供給されることから、N-17の壊変に伴う中性子線の影響は小さい。

以上より、放射化汚染の程度は十分小さいと考えられるため、対象物から採取した代表試料の放射能濃度を放射化学分析で測定し、放射化汚染の程度が十分小さいことを確認する。

対象物は原子炉建物内の原子炉格納容器の外側における同一のエリアに近接して設置されており、使用期間に大きな差異はなく、各ユニットの間に遮蔽壁等はないため、対象物の放射化汚染は各個体及び各個体内のいずれの箇所においてもおおむね均一であると判断した。

そのため、図2-1に示す対象物から無作為に選定したアキュームレータ1体から無作為に選定した1点を代表点とし、放射化学分析用の試料を採取した。採取した代表試料のCo-60の放射能濃度を放射化学分析で測定した結果、表2-1に示すとおり検出限界値未満( $< 7.4 \times 10^{-4}$  Bq/g)であった。これはCo-60のクリアランスレベル(0.1 Bq/g)の1%未満であることから、放射化汚染の影響は極めて僅かであると判断した。

### 3. 2 二次的な汚染

対象物の二次的な汚染は、原子炉内での核分裂反応又は中性子による放射化により放射性物質が生成され、その一部が主蒸気への移行や原子炉再循環

系を経由してプラントの各系統に循環・拡散したものが付着することによって生じる。

対象物の二次的な汚染の汚染源は系統水であり、系統水に含まれる CP 核種と FP 核種による影響を考慮する。

#### (1) 汚染の履歴

対象物の二次的な汚染は、原子炉内での核分裂反応に伴う中性子の照射により生成した CP 核種及び FP 核種によるものである。敦賀 1 号炉は図 2-2 に示すとおり、運転初期段階において燃料破損を経験しているが、燃料設計及び運転管理面を改善し、1979 年の第 10 回定期検査期間で燃料破損が確認されて以降、燃料破損（リーク）が確認されたことはない。このため、二次的な汚染においては燃料破損が確認されなくなった後の FP 核種の影響は小さい。図 2-3 に敦賀 1 号炉の原子炉水中の FP 核種の代表的な放射性物質である I-131 の放射能濃度の推移を示す。燃料破損が確認されなくなった以降の FP 核種の影響が小さいことは、I-131 の放射能濃度が運転初期段階には高いものの、次第に低下し、その後、第 16 サイクル（サイクル終了：1987 年 7 月 23 日）以降は  $0.1 \text{ Bq/g}$  以下の十分低い値で推移していることからも明らかである。また、CP 核種は原子炉水の浄化機能により回収されながら、原子炉運転期間を通じて常時生成され、系統水に移行して各系統を循環・拡散しながら付着することを踏まえて、影響を考慮する。以上より、二次的な汚染の汚染源である系統水は、運転初期段階には FP 核種及び CP 核種の両方による影響があるが、その後 FP 核種の影響が小さくなっていき、やがて CP 核種による汚染が主要なものとして代表されるようになった汚染性状と考えられる。

対象物は、1980 年 4 月 9 日から 1981 年 11 月 9 日の間に取り替えられ、使用を開始した後、原子炉停止まで使用を継続しており、原子炉運転中は

常時、復水脱塩装置出口又は復水貯蔵タンクから供給される復水がシリンドラ内部に充填されていた。したがって、復水と接液する内面においては常時直接汚染されているため、使用開始当初は復水中に含まれるF P核種及びC P核種による汚染の影響があったと考えられるものの、その後系統水が循環し続けることでF P核種の影響は小さくなってしまい、原子炉停止直前に生成されたC P核種が主要な汚染である。

一方、復水と接液しない外面においては常時直接汚染されることはないが、F P核種の代表的な放射性物質であるCs-137の付着を確認しており、使用期間中に対象物及びその周囲の設備、機器等の運転、点検、交換等に起因して一時的に系統水を被水し、間接汚染されたおそれがある。なお、C P核種の代表的な放射性物質であるCo-60及びその他の放射性物質は検出されていない。したがって、対象物の外面汚染は以下のものと考えられる。

- ・対象物の使用開始後、燃料破損由来のF P核種の影響が残っていた時期に系統水を被水することでF P核種及びC P核種が付着したもの
- ・対象物の使用開始前の運転初期段階も含めて生じたF P核種及びC P核種が系統水を通じて周辺の設備、機器等に付着し、運転、点検、交換等に起因して対象物の使用期間中に対象物に移行し、間接的に付着したもの

したがって、外面の汚染は運転初期段階から燃料破損由来のF P核種の影響が有意にあった期間にかけて生成されたF P核種及び原子炉運転中に常時生成されていたC P核種により任意の時期に間接汚染されたものである。

以上より、対象物の二次的な汚染には、内面汚染と外面汚染があり、汚染の履歴が異なることから、それぞれについての汚染状況を示す。

## (2) 主要な核種

主要な核種の評価に当たっては、規則の別表第1欄の放射性物質のうち、審査基準33核種を対象に行う。

なお、主要な核種の評価に当たっては、放射化計算法、燃焼計算法による評価結果を用いているものがあるが、詳細は「添付書類三 評価に用いる放射性物質の選択に関する説明書」に示す。

### a. 内面汚染の主要な核種

内面汚染の主要な汚染はCP核種によるものである。審査基準33核種に対して以下の(a)から(f)に示す評価を行った結果、内面汚染の主要核種はCo-60であると判断した。

図2-4に内面汚染の主要核種の評価フローを示す。

#### (a) 原子炉冷却材系統の材質による主要核種について

敦賀1号炉のCP核種の生成源である原子炉圧力容器又は炉内構造物等の原子炉冷却材系統の主要な材質は、炭素鋼及びステンレス鋼である。また、敦賀1号炉は復水ろ過装置が設置されていなかつたため、復水器等の主要な材質である炭素鋼に由来する腐食生成物が復水脱塩装置では完全に除去されず、炭素鋼由来の腐食生成物が原子炉へ持ち込まれる影響が無視できない。このため、炭素鋼及びステンレス鋼を考慮した(以下同じ。)。表2-2に示す炭素鋼及びステンレス鋼の材料組成を考慮すると、CP核種の主要核種はCo-60と推定した。これは、(e)の結果も踏まえて整合を確認している。

#### (b) 半減期を基に除外する放射性物質について

敦賀1号炉は原子炉停止から14年以上が経過しており、審査基

準 33 核種のうち  $\text{Co-58}$  等の半減期が 1 年程度以下の放射性物質 ( $\text{Sc-46}$ ,  $\text{Mn-54}$ ,  $\text{Fe-59}$ ,  $\text{Co-58}$ ,  $\text{Zn-65}$ ,  $\text{Nb-95}$ ,  $\text{Ru-106}$ ,  $\text{Ag-110m}$ ,  $\text{Sb-124}$ ,  $\text{Te-123m}$ ,  $\text{Nb-160}$  及び  $\text{Ta-182}$ ) (以下「短半減期 12 核種」という。) は 10 半減期以上減衰している。表 2-3 に示すとおり, 2025 年 9 月 1 日時点では  $\text{Co-60}$  と比較して相対重要度が十分小さいことから, 主要核種とならないと評価した。

(c) コンクリート等の放射化により生成する放射性物質の除外について

$\text{Eu-154}$  等の主な生成源としてコンクリート等の放射化により生成する放射性物質 ( $\text{Ca-41}$ ,  $\text{Ba-133}$ ,  $\text{Eu-152}$  及び  $\text{Eu-154}$ ) 及び主に軽水炉型試験研究用原子炉施設において確認される放射性物質 ( $\text{Ag-108m}$ ) は, 沸騰水型軽水炉である敦賀 1 号炉の原子炉冷却材系には生成源がほぼないこと, また, 原子炉水はコンクリートと直接接触しないことから, 表 2-4 に示すとおり, 2025 年 9 月 1 日時点では  $\text{Co-60}$  に対する相対重要度は十分小さく, 主要核種とならないと評価した。

(d)  $\text{Fe-55}$  の除外について

CP 核種である  $\text{Fe-55}$  の生成源 ( $\text{Fe-54}$ ) は, 原子炉冷却材系の材料中に多量に存在するものの,  $\text{Fe-55}$  は  $\text{Co-60}$  と比較して生成源の中性子捕獲断面積が小さいこと, 半減期が短いこと及びクリアランスレベルが高いことから, 表 2-5 に示すとおり, 鉄元素の含有割合が大きい炭素鋼の材料組成を用いた場合でも 2025 年 9 月 1 日時点では  $\text{Co-60}$  と比較して相対重要度が十分小さくなるため, 主要核種とならないと評価した。

(e) 放射化計算による主要核種について

表 2-2 に示す炭素鋼及びステンレス鋼の材料組成に対して放射化計算を行った。汚染の生成時期を原子炉停止日（2011 年 1 月 26 日），対象物の放射能濃度の評価を行う期間を 2025 年 9 月 1 日から 2029 年 9 月 30 日として，冷却期間 14 年から 19 年にわたって評価した結果，Co-60 が最も相対重要度が大きく評価されるため，主要核種は Co-60 であると評価した。

放射化計算で評価した条件において，Co-60 のみで審査基準 33 核種の  $\Sigma D/C$  に対する相対重要度が 90% 以上となる。

放射化計算及びその結果についての詳細は，「添付書類三 評価に用いる放射性物質の選択に関する説明書」に示す。

(f) 放射化学分析により除外する放射性物質及び主要核種について

審査基準 33 核種から (b) から (d) により除外した放射性物質以外の 14 種類の放射性物質 (H-3, C-14, Cl-36, Co-60, Ni-59, Ni-63, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-134, Cs-137, Eu-152, 全  $\alpha$  核種) (以下「放射化学分析対象 14 核種」という。) について，対象物から採取した代表試料の放射能濃度を放射化学分析で測定し，主要な核種の選定が適切であることを確認する。なお，(c) で除外した Eu-152 は，b. (e) の放射化計算で炭素鋼に対して照射期間を短くした計算条件において Co-60 の相対重要度が 90% を下回る結果となるケースがあり，このケースでは Co-60 に次いで Eu-152 の相対重要度が大きいことから評価対象核種に選択される。このことを踏まえ，内面汚染の放射化学分析の測定対象核種に加え，その影響が小さく主要核種ではないことを測定結果から再度

確認する。

放射化計算及びその結果並びに評価対象核種の選択についての詳細は、「添付書類三 評価に用いる放射性物質の選択に関する説明書」に示す。

対象物の内面汚染は（1）に示す汚染の履歴であることを踏まえ、対象物の直接測定による汚染状況調査を実施し、放射化学分析用の代表試料を3点採取した。表2-6に示すとおり、採取した代表試料の放射化学分析対象14核種の放射能濃度を放射化学分析で測定した結果、いずれの放射性物質も検出限界値未満であった。対象物の直接測定による汚染状況調査の詳細については、（3）a. に示す。

この結果から、Co-60以外に主要核種として考慮すべき放射性物質を見落としていないものと判断した。

以上のことから、内面汚染の主要核種はCo-60であると判断した。

#### b. 外面汚染の主要な核種

外面汚染の主要な汚染はCP核種及びFP核種によるものである。審査基準33核種に対して以下の（a）から（f）に示す評価を行った結果、外面汚染にはCP核種の影響もあると考えられるものの、主要核種はCs-137であると判断した。

図2-5に外面汚染の主要核種の評価フローを示す。

（a）原子炉冷却材系統の材質及び燃料集合体の燃焼による主要核種について

a. (a)と同様に、敦賀1号炉のCP核種の生成源である原子炉冷却材系統の主要な材質は炭素鋼及びステンレス鋼であることが

ら、表2-2に示す炭素鋼及びステンレス鋼の材料組成を考慮すると、CP核種の主要核種はCo-60と推定した。これは、(e)の結果も踏まえて整合を確認している。

また、敦賀1号炉のFP核種の生成源である燃料組成及び燃焼挙動を考慮すると、FP核種の主要核種はCs-137又は全 $\alpha$ 核種と推定した。これは、(e)の結果も踏まえて整合を確認している。

(b) 半減期を基に除外する放射性物質について

a. (b)と同様に、審査基準33核種のうちCo-58等の短半減期12核種は10半減期以上減衰している。表2-3に示すとおり、2025年9月1日時点ではCo-60と比較して相対重要度が十分小さいことから、主要核種とならないと評価した。

(c) コンクリート等の放射化により生成する放射性物質の除外について

a. (c)と同様に、Eu-154等の主な生成源としてコンクリート等の放射化により生成する放射性物質(Ca-41, Ba-133, Eu-152及びEu-154)及び主に軽水炉型試験研究用原子炉施設において確認される放射性物質(Ag-108m)は、沸騰水型軽水炉である敦賀1号炉の原子炉冷却材系統には生成源がほぼなく、表2-4に示すとおり、2025年9月1日時点ではCo-60に対する相対重要度は十分小さく、主要核種とならないと評価した。

(d) Fe-55の除外について

a. (d)と同様に、CP核種であるFe-55は表2-5に示すとおり、鉄元素の含有割合が大きい炭素鋼の材料組成を用いた場合でも2025年9月1日時点ではCo-60と比較して相対重要度が十分小さくなるため、主要核種とならないと評価した。

(e) 放射化計算及び燃焼計算により除外する放射性物質及び主要核種について

C P核種の主要核種の評価のために放射化計算を、F P核種の主要核種の評価のために燃焼計算を行った。放射化計算、燃焼計算及びその結果についての詳細は、「添付書類三 評価に用いる放射性物質の選択に関する説明書」に示す。

a. (e) と同様に、表2-2に示す炭素鋼及びステンレス鋼の材料組成に対して外面汚染のC P核種について放射化計算を行った。汚染の生成時期を初臨界（1969年10月3日）から原子炉停止日（2011年1月26日）まで、対象物の放射能濃度の評価を行う期間を2025年9月1日から2029年9月30日と考慮し、冷却期間14年から60年にわたって評価した結果、Co-60が最も相対重要度が大きく評価されるため、C P核種の主要核種はCo-60であると評価した。

放射化計算を行った条件のうち、炭素鋼に対して中性子照射期間を短くした場合には、Co-60の次に相対重要度が大きいEu-152までの2種類の放射性物質の相対重要度の和で審査基準33核種のΣD/Cに対する相対重要度が90%以上となる。これ以外のケースでは、Co-60のみで審査基準33核種のΣD/Cに対する相対重要度が90%以上となる。

また、外面汚染のF P核種について燃焼計算を行った。汚染の生成時期を初臨界（1969年10月3日）から図2-3に示す原子炉水中のF P核種の影響が十分低減される第16サイクル終了（1987年7月23日）まで、対象物の放射能濃度の評価を行う期間を2025年9月1日から2029年9月30日と考慮し、冷却期間38年から60年

にわたって評価した結果、Cs-137 が最も相対重要度が大きく評価されるため、FP核種の主要核種はCs-137 であると評価した。Cs-137 の次に相対重要度が大きい放射性物質は全 $\alpha$ 核種で、Cs-137 のみでは審査基準33核種の $\Sigma D/C$ に対する相対重要度が90%以上となっていない条件でも、Cs-137 及び全 $\alpha$ 核種の2種類の相対重要度の和で審査基準33核種の $\Sigma D/C$ に対する相対重要度が90%以上となる。

(f) 放射化学分析により除外する放射性物質及び主要核種について  
a. (f) と同様に、審査基準33核種から(b)から(d)により除外した放射性物質以外の放射化学分析対象14核種について、対象物から採取した代表試料を放射化学分析により放射能濃度を測定し、主要な核種の選定が適切であることを確認する。なお、(c)で除外したEu-152は、(e)の放射化計算の一部のケースの結果を踏まえて評価対象核種に選択される。このため、外面汚染の放射化学分析の測定対象核種に加え、その影響が小さく主要核種でないことを測定結果から再度確認する。

放射化計算、燃焼計算及びその結果並びに評価対象核種の選択についての詳細は、「添付書類三 評価に用いる放射性物質の選択に関する説明書」に示す。

対象物の外面汚染は(1)に示す汚染の履歴であることを踏まえ、対象物の直接測定による汚染状況調査を実施し、放射化学分析用の代表試料を3点採取した。表2-7に示すとおり、採取した代表試料の放射化学分析対象14核種の放射能濃度を放射化学分析で測定した結果、いずれもCs-137のみ有意検出され(最大 $1.6 \times 10^{-3}$  Bq/g)、その他の核種はいずれも検出限界値未満であった。対象

物の直接測定による汚染状況調査の詳細については、(3) b. に示す。

この結果から、C P核種においてはCo-60, F P核種においてはCs-137 以外に主要核種として考慮すべき放射性物質を見落としていないものと判断した。また、放射化学分析の結果から、Cs-137 が有意な汚染であると評価した。

以上のことから、外面汚染の主要核種はCs-137 であると判断した。

### (3) 汚染の程度

#### a. 内面汚染の程度

内面汚染における対象物の主要な核種であるCo-60 の汚染の程度を以下のとおり調査した。

対象物のアキュームレータ 36 体の使用状況に大きな差異はなく、各個体間で汚染の程度が大きく異なることはない。一方、シリンダ内部に充填される復水が汚染源であることから、対象物の個体内では、その接液面に対して内面汚染されると考えられる。

対象物の直接測定の第一段階として、図2-6に示すとおり 36 体それぞれの内面を領域分割し、スミア法により表面汚染を測定した。その結果、表2-8に示すとおり有意な検出は4点、有意検出値の最大値は  $1.7 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^2$  で、残りの箇所は検出限界値（最大  $1.1 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^2$ ）未満であった。この最大点は図2-6に示す領域番号：5 の位置であり、有意検出点は対象物の使用中に復水が充填されていた範囲である。対象物の内面の単位面積当たりの重量は約  $15 \text{ g/cm}^2$  であるため、Co-60 のクリアランスレベルに相当する対象物の表面汚染密度

は約  $1.5 \text{ Bq/cm}^2$  であり、有意検出値及び検出限界値はこれを十分に下回る。

第一段階で得られた結果からアキュームレータ 36 体の内面汚染の程度はいずれの箇所もクリアランスレベルを十分満足できる程度であることが確認できたため、第二段階として、図 2-1 に示すアキュームレータを無作為に 1 体選定し、そのアキュームレータを図 2-7 に示すとおり領域分割した内面の各試料を Ge 半導体検出器により直接測定した。その結果、表 2-9 及び図 2-7 に示すとおり全ての試料で Co-60 を含めいずれの  $\gamma$  線放出核種も検出限界計数率未満であった。この結果から、当該アキュームレータから放射化学分析に用いる代表箇所を、第一段階で最大値が検出された領域番号：5 の位置と同様の汚染状況と推定される充填水の水位に対し同じ高さの箇所（領域番号：15）を 1 箇所含め、残りを水位に対して異なる位置から選定することとし、図 2-7 に示す 3 点を採取した。採取した代表試料の放射化学分析対象 14 核種の放射能濃度を放射化学分析で測定した結果、表 2-6 に示すとおり放射化学分析対象 14 核種はいずれもそれぞれの放射性物質のクリアランスレベルに対して十分低くなるように設定した放射能濃度の検出限界値未満であった。また、放射化学分析対象 14 核種の  $\Sigma D/C$  は、検出限界値を用いても最大で  $2.0 \times 10^{-2}$  であった。

以上より、内面汚染の程度はクリアランスレベルを十分満足できる程度であることを確認した。

#### b. 外面汚染の程度

外面汚染における対象物の主要な核種である Cs-137 の汚染の程度を以下のとおり調査した。

対象物のアキュームレータは 36 体いずれも使用状況に大きな差異は

ないが、間接汚染として外部から汚染されたと考えられる時期、分布、程度を厳密に特定できない。

そこで、対象物の直接測定の第一段階として、図2-6に示すとおり36体それぞれの外面を領域分割し、GM管式サーベイメータで表面汚染密度を測定した。その結果、表2-8に示すとおり全て検出限界値（最大  $1.6 \times 10^{-1}$  Bq/cm<sup>2</sup>）未満であった。対象物の外面の単位面積当たりの重量は約 13 g/cm<sup>2</sup>であるため、Cs-137のクリアランスレベルに相当する対象物の表面汚染密度は約 1.3 Bq/cm<sup>2</sup>であり、検出限界値はこれを十分に下回る。

内面汚染と同様に、第一段階で得られた結果からアキュームレータ36体の外面汚染の程度はいずれの箇所もクリアランスレベルを十分満足できる程度であることが確認できたため、第二段階として、アキュームレータを無作為に1体選定することとし、図2-1に示す内面汚染の程度を確認する際に選定したアキュームレータと同じものを使用して、そのアキュームレータを図2-7に示すとおり領域分割した各試料の外面をGe半導体検出器により直接測定した。その結果、表2-9及び図2-7に示すとおり一部の試料でCs-137が検出限界計数率を超えて有意検出された。なお、Cs-137以外は、Co-60を含め検出限界計数率未満であった。この結果から、外面汚染の主要核種であるCs-137の汚染を確認した。当該アキュームレータから放射化学分析に用いる代表箇所として、図2-7に示すとおりCs-137が有意に検出された点から3箇所を採取した。さらに、放射化学分析用に採取した箇所を除く範囲で、図2-7に示すとおり最大値（表2-10に示す試料採取箇所：31（1/2）のもの）を含めて有意に検出された点から3箇所を選択し、除染により有意な汚染が見られなくなることを確認するた

めに、プラスト除染による除染試験を実施した。

採取した代表試料の放射化学分析対象 14 核種の放射能濃度を放射化学分析で測定した結果、表 2-7 に示すとおりいずれも放射化学分析対象 14 核種のうち  $C\ s-137$  のみ有意検出され（最大  $1.6 \times 10^{-3}$  Bq/g（クリアランスレベルの約 1/63）），その他の 13 種類の放射性物質はいずれもそれぞれの放射性物質のクリアランスレベルに対して十分低くなるように設定した放射能濃度の検出限界値未満であった。また、放射化学分析対象 14 核種の  $\Sigma D/C$  は、 $C\ s-137$  は有意検出値、 $C\ s-137$  以外には検出限界値を用いても最大で  $3.9 \times 10^{-2}$  であった。

除染試験では、図 2-7 に示す 3 試料の外面をプラスト除染して、上記の直接測定と同様の測定条件で Ge 半導体検出器により直接測定し、その結果、表 2-10 に示すとおり  $C\ s-137$  が検出限界計数率未満になることを確認した。なお、除染試験用に選択した、上記の直接測定での最大値を持つ試料は表 2-10 に示す試料採取箇所：31（1/2）のものである。この結果から、外面汚染は除染によって汚染が Ge 半導体検出器によっても有意に検出されない程度まで十分低下することが確認されたため、対象物の測定・評価に当たってはプラスト除染を行う。

以上より、外面汚染の程度はクリアランスレベルを十分満足できる程度であることを確認した。

### 3. 3 フォールアウト

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故由来のフォールアウトの影響について、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に係るフォールアウトによる原子力施設における資材等の安全規制上の取扱いについて（原子力安全・保安院、平成 24 年 3 月）」及び「東京電力株式会社福島第一原子力

発電所事故に伴うフォールアウトの影響の有無を判断する測定方法の検討  
(独立行政法人 原子力安全基盤機構, JNES-RE レポート (JNES-RE-2012-0014), 平成 24 年 7 月)」に基づき, 2012 年 3 月 30 日, 31 日に図 2-8 に示すとおり敦賀発電所構内で試料を採取し, 表面汚染密度を測定した結果, 表 2-1-1 に示すとおり全て検出限界計数率 ( $0.10 \text{ s}^{-1}$ ) 未満であったため, フォールアウトの影響はない。

### 3. 4 汚染状況のまとめ

「3. 1 放射化汚染」, 「3. 2 二次的な汚染」及び「3. 3 フォールアウト」より, 対象物の汚染形態は主に二次的な汚染であり, 放射化汚染は無視できること, 二次的な汚染における主要な核種は, 内面汚染は  $\text{Co-60}$ , 外面汚染は  $\text{Cs-137}$  であり, フォールアウトの影響がないことを確認した。また, 内面汚染及び外面汚染の程度はいずれもクリアランスレベルを十分満足できる程度であり, 外面汚染の  $\text{Cs-137}$  はブラスト除染により汚染の程度がさらに低下することを確認した。

## 参考文献

- (1) アイソトープ手帳 12 版 (公益社団法人 日本アイソトープ協会, 2020)
- (2) 平成 10 年度以降に発生する充填固化体に対するスケーリングファクタ等の継続使用について (独立行政法人 原子力安全基盤機構, JNES-SS レポート (JNES-SS-0403), 2005)

## 表

- 表 2-1 対象物から採取した放射化汚染の代表試料の放射化学分析結果
- 表 2-2 放射化計算に用いた炭素鋼及びステンレス鋼の主要元素の材料組成
- 表 2-3 短半減期 12 核種の Co-60 に対する相対重要度の評価
- 表 2-4 Ca-41, Ag-108m, Ba-133, Eu-152 及び Eu-154 の Co-60 に対する相対重要度の評価
- 表 2-5 Fe-55 の Co-60 に対する相対重要度の評価
- 表 2-6 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果 (内面汚染)
- 表 2-7 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果 (外表面汚染)
- 表 2-8 アキュームレータ 36 体の表面汚染密度測定結果
- 表 2-9 無作為に選定したアキュームレータ 1 体の内面汚染及び外表面汚染の Ge 半導体検出器による直接測定結果
- 表 2-10 除染試験結果
- 表 2-11 敦賀発電所構内におけるフォールアウトの影響の測定結果

図

- 図 2-1 敦賀 1 号炉 原子炉建物 1 階平面図
- 図 2-2 敦賀 1 号炉 運転履歴
- 図 2-3 敦賀 1 号炉の原子炉水中の I-131 放射能濃度
- 図 2-4 内面汚染の主要核種の評価フロー
- 図 2-5 外面汚染の主要核種の評価フロー
- 図 2-6 汚染調査時におけるアキュームレータの領域分割方法
- 図 2-7 無作為に選定したアキュームレータ 1 体の内面汚染及び外面汚染を Ge 半導体検出器で直接測定した結果並びに放射化学分析及び除染試験に用いた代表試料の採取箇所
- 図 2-8 敦賀発電所構内におけるフォールアウトの影響調査用の試料採取箇所

表 2-1 対象物から採取した放射化汚染の代表試料の放射化学分析結果

試料採取箇所 <sup>※1</sup>		33	
放射性物質	クリアランスレベル $C$ (Bq/g)	放射能濃度 $D$ (Bq/g)	$D/C$ (-)
Co-60	0.1	$< 7.4 \times 10^{-4}$	$< 7.4 \times 10^{-3}$

※ 1 : 試料採取箇所は図 2-6 及び図 2-7 に示すとおり

注) 「<」は検出限界値未満であることを示す。

【測定条件】

- ・検出器 : Ge 半導体検出器
- ・測定方法 : 表面汚染を除去した試料を溶解した溶液を検出器で測定し, 試料重量で除して放射能濃度を算出
- ・減衰補正 : 測定して得られた放射能濃度を 2025 年 9 月 1 日に減衰補正

表 2-2 放射化計算に用いた炭素鋼及びステンレス鋼の主要元素の材料組成

元素	炭素鋼 (wt%)	ステンレス鋼 (wt%)
L i	$5.0 \times 10^{-5}$	$5.0 \times 10^{-5}$
N	$1.3 \times 10^{-2}$	$3.4 \times 10^{-2}$
C l	$4.0 \times 10^{-3}$	$7.0 \times 10^{-3}$
C a	$2.2 \times 10^{-3}$	$5.0 \times 10^{-6}$
S c	$5.9 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-5}$
F e	$9.9 \times 10^1$	$7.0 \times 10^1$
C o	$1.0 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^{-1}$
N i	$1.2 \times 10^{-2}$	$9.0 \times 10^0$
Z n	$2.9 \times 10^{-3}$	$3.8 \times 10^{-2}$
Z r	$3.0 \times 10^{-6}$	$4.6 \times 10^{-5}$
N b	$1.3 \times 10^{-4}$	$2.8 \times 10^{-4}$
M o	$8.0 \times 10^{-3}$	$2.2 \times 10^{-2}$
A g	$4.0 \times 10^{-5}$	$1.1 \times 10^{-3}$
S b	$7.3 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-3}$
T e	$1.0 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-5}$
C s	$9.3 \times 10^{-6}$	$5.0 \times 10^{-6}$
B a	$1.0 \times 10^{-3}$	$3.9 \times 10^{-5}$
E u	$3.0 \times 10^{-6}$	$5.0 \times 10^{-6}$
T b	$3.0 \times 10^{-6}$	$5.0 \times 10^{-6}$
T a	$4.3 \times 10^{-5}$	$4.0 \times 10^{-5}$
U	$3.0 \times 10^{-6}$	$5.0 \times 10^{-6}$

注) 敦賀発電所 1 号炉廃止措置計画の放射能評価において用いているものと同じ値とした。

表 2-3 短半減期 12 核種の Co-60 に対する相対重要度の評価 (1/2)

放射性物質	Co-60	Sr-46	Mn-54	Co-58	Fe-59	Zn-65	Nb-95
核種組成比 <sup>※1</sup> ①	$2.7 \times 10^{-1}$	$2.7 \times 10^{-1}$ <sup>※4</sup>	$3.4 \times 10^{-2}$	$2.7 \times 10^{-2}$	$2.3 \times 10^{-3}$	$6.9 \times 10^{-4}$	$2.7 \times 10^{-1}$ <sup>※4</sup>
半減期 (年)	5.3	$2.3 \times 10^{-1}$	$8.5 \times 10^{-1}$	$1.9 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$6.7 \times 10^{-1}$	$9.6 \times 10^{-2}$
減衰率 <sup>※2</sup> ②	$1.6 \times 10^{-1}$	$3.2 \times 10^{-1}$ <sup>9</sup>	$1.1 \times 10^{-5}$	$1.3 \times 10^{-2}$ <sup>2</sup>	$1.5 \times 10^{-3}$ <sup>5</sup>	$4.5 \times 10^{-7}$	$5.0 \times 10^{-4}$ <sup>5</sup>
クリアランスレベル (Bq/g) ③	0.1	0.1	0.1	1	1	0.1	1
相対的な D/C <sup>※3</sup> (① × ② ÷ ③) ④	$4.2 \times 10^{-1}$	$8.4 \times 10^{-1}$ <sup>9</sup>	$3.6 \times 10^{-6}$	$3.5 \times 10^{-2}$ <sup>4</sup>	$3.3 \times 10^{-3}$ <sup>8</sup>	$3.1 \times 10^{-9}$	$1.3 \times 10^{-4}$ <sup>5</sup>
Co-60 に対する 相対重要度 (④ ÷ Co-60 の④)	$1.0 \times 10^0$	$2.0 \times 10^{-1}$ <sup>8</sup>	$8.7 \times 10^{-6}$	$8.5 \times 10^{-2}$ <sup>4</sup>	$8.0 \times 10^{-3}$ <sup>8</sup>	$7.3 \times 10^{-9}$	$3.2 \times 10^{-4}$ <sup>5</sup>

※1 : 「原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状等に関する資料集（財団法人 原子力環境整備センター、平成 10 年 11 月）」の表-2 の運転中の核種組成 (BWR : 0.5 年冷却 (4/4)) を適用

※2 : 原子炉停止日 (2011 年 1 月 26 日) を起点にし、2025 年 9 月 1 日時点での減衰率を計算

※3 : Co-60 に対する相対重要度を評価するための便宜上の相対値 (絶対的な値の大きさは考慮しない)

※4 : ※1 の資料に核種組成比が掲載されていないため、起点時に Co-60 と同量存在したものとして設定した。

表 2-3 短半減期 12 核種の Co-60 に対する相対重要度の評価 (2/2)

放射性物質	Ru-106	Ag-110m	Te-123m	Sb-124	Tb-160	Ta-182
核種組成比 <sup>※1</sup> ①	$1.1 \times 10^{-6}$	$2.7 \times 10^{-1} \text{※4}$				
半減期 (年)	1.0	$6.8 \times 10^{-1}$	$3.3 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-1}$	$2.0 \times 10^{-1}$	$3.1 \times 10^{-1}$
減衰率 <sup>※2</sup> ②	$6.8 \times 10^{-5}$	$6.2 \times 10^{-7}$	$9.9 \times 10^{-14}$	$1.8 \times 10^{-26}$	$3.6 \times 10^{-22}$	$2.8 \times 10^{-14}$
クリアランスレベル (Bq/g) ③	0.1	0.1	1	1	1	0.1
相対的な D/C <sup>※3</sup> (① × ② ÷ ③) ④	$7.4 \times 10^{-10}$	$1.7 \times 10^{-6}$	$2.6 \times 10^{-14}$	$4.7 \times 10^{-27}$	$9.7 \times 10^{-23}$	$7.6 \times 10^{-14}$
Co-60 に対する 相対重要度 (④ ÷ Co-60 の④)	$1.8 \times 10^{-9}$	$4.0 \times 10^{-6}$	$6.3 \times 10^{-14}$	$1.1 \times 10^{-26}$	$2.3 \times 10^{-22}$	$1.8 \times 10^{-13}$

※1 : 「原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状等に関する資料集（財団法人 原子力環境整備センター、平成 10 年 11 月）」の表-2 の運転中の核種組成 (BWR : 0.5 年冷却 (4/4)) を適用

※2 : 原子炉停止日 (2011 年 1 月 26 日) を起点にし、2025 年 9 月 1 日時点での減衰率を計算

※3 : Co-60 に対する相対重要度を評価するための便宜上の相対値 (絶対的な値の大きさは考慮しない)

※4 : ※1 の資料に核種組成比が掲載されていないため、起点時に Co-60 と同量存在したものとして設定した。

表 2-4 Ca-41, Ag-108m, Ba-133, Eu-152 及び Eu-154 の  
Co-60 に対する相対重要度の評価

放射性物質	Co-60	Ca-41	Ag-108m
核種組成比※ <sup>1</sup> ①	$2.7 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-8}$	$1.3 \times 10^{-6}$
半減期 (年)	5.3	$1.0 \times 10^5$	$4.4 \times 10^2$
減衰率※ <sup>2</sup> ②	$1.6 \times 10^{-1}$	1.0	$9.8 \times 10^{-1}$
クリアランスレベル (Bq/g) ③	0.1	100	0.1
相対的なD/C※ <sup>3</sup> (①×②÷③) ④	$4.2 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-10}$	$1.2 \times 10^{-5}$
Co-60 に対する 相対重要度 (④÷ Co-60 の④)	$1.0 \times 10^0$	$3.6 \times 10^{-10}$	$2.9 \times 10^{-5}$

放射性物質	Ba-133	Eu-152	Eu-154
核種組成比※ <sup>1</sup> ①	$6.9 \times 10^{-6}$	$5.7 \times 10^{-11}$	$5.3 \times 10^{-8}$
半減期 (年)	$1.1 \times 10^1$	$1.4 \times 10^1$	8.6
減衰率※ <sup>2</sup> ②	$3.9 \times 10^{-1}$	$4.9 \times 10^{-1}$	$3.2 \times 10^{-1}$
クリアランスレベル (Bq/g) ③	0.1	0.1	0.1
相対的なD/C※ <sup>3</sup> (①×②÷③) ④	$2.7 \times 10^{-5}$	$2.8 \times 10^{-10}$	$1.7 \times 10^{-7}$
Co-60 に対する 相対重要度 (④÷ Co-60 の④)	$6.5 \times 10^{-5}$	$6.7 \times 10^{-10}$	$4.1 \times 10^{-7}$

※ 1 : 「原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状等に  
関する資料集 (財団法人 原子力環境整備センター, 平成 10 年 11 月)」  
の表-2 の運転中の核種組成 (BWR : 0.5 年冷却 (4/4)) を適用

※ 2 : 原子炉停止日 (2011 年 1 月 26 日) を起点にし, 2025 年 9 月 1 日時点  
の減衰率を計算

※ 3 : Co-60 に対する相対重要度を評価するための便宜上の相対値 (絶対  
的な値の大きさは考慮しない)

表 2-5 Fe-55 の Co-60 に対する相対重要度の評価

放射性物質	Fe-55	Co-60
炭素鋼の含有率 <sup>※1</sup> (wt%) ①	$9.9 \times 10^1$ (Fe)	$1.0 \times 10^{-2}$ (Co)
原子量 <sup>(1)</sup> ②	56	59
親元素の存在割合 <sup>(1)</sup> ③	$5.8 \times 10^{-2}$ (Fe-54)	1.0 (Co-59)
中性子捕獲断面積 <sup>(1)</sup> (barn) ④	2.3	37
生成割合 <sup>※2</sup> (① ÷ ② × ③ × ④) ⑤	$2.3 \times 10^{-3}$	$6.6 \times 10^{-5}$
半減期 (年)	2.7	5.3
減衰率 <sup>※3</sup> ⑥	$2.5 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^{-1}$
クリアランスレベル (Bq/g) ⑦	1,000	0.1
相対的な $D/C$ <sup>※2</sup> (⑤ × ⑥ ÷ ⑦)	$5.8 \times 10^{-8}$	$9.6 \times 10^{-5}$

※ 1 : 表 2-2 に示した炭素鋼の値

※ 2 : Co-60 に対する相対重要度を評価するための便宜上の相対値（絶対的な値の大きさは考慮しない）

※ 3 : 原子炉停止日（2011 年 1 月 26 日）を起点にし、2025 年 9 月 1 日時点での減衰率を計算

表 2-6 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果（内面汚染）(1/2)

試料採取箇所※ <sup>1</sup>		15		28, 29, 37, 38		57	
放射性物質	クリアランスレベル $C$ (Bq/g)	放射能濃度 $D$ (Bq/g)	$D/C$ (-)	放射能濃度 $D$ (Bq/g)	$D/C$ (-)	放射能濃度 $D$ (Bq/g)	$D/C$ (-)
H-3	100	$<2.6 \times 10^{-3}$	$<2.6 \times 10^{-5}$	$<2.5 \times 10^{-3}$	$<2.5 \times 10^{-5}$	$<3.0 \times 10^{-3}$	$<3.0 \times 10^{-5}$
C-14	1	$<3.0 \times 10^{-4}$	$<3.0 \times 10^{-4}$	$<3.0 \times 10^{-4}$	$<3.0 \times 10^{-4}$	$<3.5 \times 10^{-4}$	$<3.5 \times 10^{-4}$
C 1-36	1	$<3.9 \times 10^{-4}$	$<3.9 \times 10^{-4}$	$<1.9 \times 10^{-4}$	$<1.9 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-4}$
C o-60	0.1	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<2.1 \times 10^{-4}$	$<2.1 \times 10^{-3}$
N i-59	100	$<7.3 \times 10^{-6}$	$<7.3 \times 10^{-8}$	$<5.4 \times 10^{-6}$	$<5.4 \times 10^{-8}$	$<7.4 \times 10^{-6}$	$<7.4 \times 10^{-8}$
N i-63	100	$<9.1 \times 10^{-4}$	$<9.1 \times 10^{-6}$	$<6.7 \times 10^{-4}$	$<6.7 \times 10^{-6}$	$<9.3 \times 10^{-4}$	$<9.3 \times 10^{-6}$
S r-90	1	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$
N b-94	0.1	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.9 \times 10^{-4}$	$<1.9 \times 10^{-3}$
T c-99	1	$<2.3 \times 10^{-4}$	$<2.3 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$
I-129	0.01	$<1.9 \times 10^{-5}$	$<1.9 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-5}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.8 \times 10^{-5}$	$<1.8 \times 10^{-3}$
C s-134	0.1	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<2.1 \times 10^{-4}$	$<2.1 \times 10^{-3}$
C s-137	0.1	$<2.1 \times 10^{-4}$	$<2.1 \times 10^{-3}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<2.2 \times 10^{-4}$	$<2.2 \times 10^{-3}$
E u-152	0.1	$<4.8 \times 10^{-4}$	$<4.8 \times 10^{-3}$	$<4.3 \times 10^{-4}$	$<4.3 \times 10^{-3}$	$<5.9 \times 10^{-4}$	$<5.9 \times 10^{-3}$
全 $\alpha$ 核種	0.1※ <sup>2</sup>	$<2.4 \times 10^{-4}$	$<2.4 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-3}$
$\Sigma D/C$ ※ <sup>3</sup>			$<1.7 \times 10^{-2}$		$<1.5 \times 10^{-2}$		$<2.0 \times 10^{-2}$

※1：試料採取箇所は図2-6及び図2-7に示すとおり

※2：クリアランスレベルが小さいP u-239及びA m-241のクリアランスレベルを使用

※3：検出限界値未満のものは検出限界値を用いて放射化学分析対象14核種の $D/C$ の総和を計算

注)「&lt;」は検出限界値未満であることを示す。

表 2-6 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果  
(内面汚染) (2/2)

【測定条件】

- ・検出器：次欄のとおり

放射性物質	検出器
$\gamma$ 線放出核種 (C o -60, N b -94, C s -134, C s -137, E u -152)	G e 半導体検出器
$\beta$ 線放出核種 (H -3, C -14, C l -36, N i -63)	液体シンチレーションカウンタ
$\alpha$ 線放出核種 (全 $\alpha$ 核種)	Z n S (A g) シンチレーション検出器
T c -99, I -129	I C P -M S
S r -90 (娘核種の Y -90)	低バックグラウンド 2 $\pi$ ガスフローカウンタ
N i -59	N i -63 との存在比で算出 <sup>(2)</sup> ( $D_{Ni-59}/D_{Ni-63} = 8 \times 10^{-3}$ )

- ・測定方法：試料の表面汚染を採取して検出器で測定し、試料重量で除して放射能濃度を算出

- ・減衰補正：測定して得られた放射能濃度を 2025 年 9 月 1 日に減衰補正

表 2-7 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果（外面汚染）(1/2)

試料採取箇所※1		10		30, 39		58	
放射性物質	クリアランスレベル $C$ (Bq/g)	放射能濃度 $D$ (Bq/g)	$D/C$ (-)	放射能濃度 $D$ (Bq/g)	$D/C$ (-)	放射能濃度 $D$ (Bq/g)	$D/C$ (-)
H-3	100	$<3.6 \times 10^{-3}$	$<3.6 \times 10^{-5}$	$<2.3 \times 10^{-3}$	$<2.3 \times 10^{-5}$	$<4.2 \times 10^{-3}$	$<4.2 \times 10^{-5}$
C-14	1	$<4.3 \times 10^{-4}$	$<4.3 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<5.1 \times 10^{-4}$	$<5.1 \times 10^{-4}$
C-136	1	$<4.4 \times 10^{-4}$	$<4.4 \times 10^{-4}$	$<2.8 \times 10^{-4}$	$<2.8 \times 10^{-4}$	$<3.1 \times 10^{-4}$	$<3.1 \times 10^{-4}$
Co-60	0.1	$<2.8 \times 10^{-4}$	$<2.8 \times 10^{-3}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<2.8 \times 10^{-4}$	$<2.8 \times 10^{-3}$
Ni-59	100	$<1.2 \times 10^{-5}$	$<1.2 \times 10^{-7}$	$<7.0 \times 10^{-6}$	$<7.0 \times 10^{-8}$	$<1.1 \times 10^{-5}$	$<1.1 \times 10^{-7}$
Ni-63	100	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-5}$	$<8.8 \times 10^{-4}$	$<8.8 \times 10^{-6}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-5}$
Sr-90	1	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$
Nb-94	0.1	$<2.5 \times 10^{-4}$	$<2.5 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<2.6 \times 10^{-4}$	$<2.6 \times 10^{-3}$
Tc-99	1	$<2.9 \times 10^{-4}$	$<2.9 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<2.5 \times 10^{-4}$	$<2.5 \times 10^{-4}$
I-129	0.01	$<2.6 \times 10^{-5}$	$<2.6 \times 10^{-3}$	$<1.6 \times 10^{-5}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<2.2 \times 10^{-5}$	$<2.2 \times 10^{-3}$
Cs-134	0.1	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<2.9 \times 10^{-4}$	$<2.9 \times 10^{-3}$
Cs-137	0.1	$6.1 \times 10^{-4}$	$6.1 \times 10^{-3}$	$4.6 \times 10^{-4}$	$4.6 \times 10^{-3}$	$1.6 \times 10^{-3}$	$1.6 \times 10^{-2}$
Eu-152	0.1	$<7.5 \times 10^{-4}$	$<7.5 \times 10^{-3}$	$<4.3 \times 10^{-4}$	$<4.3 \times 10^{-3}$	$<7.7 \times 10^{-4}$	$<7.7 \times 10^{-3}$
全 $\alpha$ 核種	0.1※2	$<3.7 \times 10^{-4}$	$<3.7 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<3.6 \times 10^{-4}$	$<3.6 \times 10^{-3}$
$\Sigma D/C$ ※3			$<2.9 \times 10^{-2}$		$<1.8 \times 10^{-2}$		$<3.9 \times 10^{-2}$

※1：試料採取箇所は図2-6及び図2-7に示すとおり

※2：クリアランスレベルが小さいPu-239及びAm-241のクリアランスレベルを使用

※3：検出限界値未満のものは検出限界値を用いて放射化学分析対象14核種の $D/C$ の総和を計算

注)「&lt;」は検出限界値未満であることを示す。

表 2-7 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果  
(外面汚染) (2/2)

【測定条件】

- ・検出器：次欄のとおり

放射性物質	検出器
$\gamma$ 線放出核種 (C o -60, N b -94, C s -134, C s -137, E u -152)	G e 半導体検出器
$\beta$ 線放出核種 (H -3, C -14, C l -36, N i -63)	液体シンチレーションカウンタ
$\alpha$ 線放出核種 (全 $\alpha$ 核種)	Z n S (A g) シンチレーション検出器
T c -99, I -129	I C P -M S
S r -90 (娘核種の Y -90)	低バックグラウンド 2 $\pi$ ガスフローカウンタ
N i -59	N i -63 との存在比で算出 <sup>(2)</sup> ( $D_{Ni-59}/D_{Ni-63} = 8 \times 10^{-3}$ )

- ・測定方法：試料の表面汚染を採取して検出器で測定し、試料重量で除して放射能濃度を算出

- ・減衰補正：測定して得られた放射能濃度を 2025 年 9 月 1 日に減衰補正

表2-8 アキュームレータ36体の表面汚染密度測定結果

	内面汚染	外面汚染
測定対象、 点数	全36体 10点から60点 計650点	全36体 60点 計2,160点
検出器、 測定方法	スミア採取し、サンプル チェンジャー(プラスチック シンチレーション検出器) で測定	GM管式サーベイメータに による直接測定
有意検出 点数	4点	0点
検出限界値 (最大) (Bq/cm <sup>2</sup> )	$1.1 \times 10^{-2}$	$1.6 \times 10^{-1}$
最大値 (Bq/cm <sup>2</sup> )	$1.7 \times 10^{-2}$	—※1

※1：全点検出限界値未満

表 2-9 無作為に選定したアキュームレータ 1 体の内面汚染及び外面汚染  
の G e 半導体検出器による直接測定結果

	内面汚染	外面汚染	
測定点数	240 点 <sup>※1</sup>	240 点 <sup>※1</sup>	
検出器, 測定方法	G e 半導体検出器による直接測定 (各 6,000 秒間)		
測定核種	C s -137	C o -60	C s -137
有意検出 点数	0 点	0 点	51 点
検出限界計数 率 (最大) ( $s^{-1}$ )	$4.8 \times 10^{-3}$	$3.2 \times 10^{-3}$	$4.7 \times 10^{-3}$
最大計数率 ( $s^{-1}$ )	— <sup>※2</sup>	— <sup>※2</sup>	$1.6 \times 10^{-2}$

※ 1 : 図 2-6 に示す 60 点に分割した領域をそれぞれ図 2-7 のように  
4 分割し, 測定点数としたもの

※ 2 : 全点検出限界値未満

表 2-10 除染試験結果

外面汚染			
試料採取箇所 <sup>*1</sup>	31 (1/2)	31 (2/2)	38
検出器, 測定方法	除染前後いずれも Ge 半導体検出器による 直接測定 (各 6,000 秒間)		
測定核種	Cs-137 <sup>*2</sup>		
計数率 (除染前) (s <sup>-1</sup> )	$1.6 \times 10^{-2}$	$6.0 \times 10^{-3}$	$6.7 \times 10^{-3}$
計数率 (除染後) (s <sup>-1</sup> )	$< 3.4 \times 10^{-3}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	$< 3.1 \times 10^{-3}$

\*1 : 試料採取箇所は図 2-6 及び図 2-7 に示すとおり

\*2 : いずれの試料も Co-60 は除染前後いずれも検出限界値未満

注) 「<」は検出限界値未満であることを示す。

表2-1-1 敦賀発電所構内におけるフォールアウトの影響の測定結果

屋内 ／外	No.	スミア試料採取箇所	試料採取日	測定値 ( $s^{-1}$ )
屋外	1	1号機循環水ポンプ出口連絡弁	2012年3月30日	<0.10
	2	1号機タービン建物機器搬入口近傍	2012年3月30日	<0.10
	3	物揚岸壁設備（クレーン）	2012年3月30日	<0.10
	4	1号機換気空調設備	2012年3月30日	<0.10
	5	1号機原子炉建物機器搬入口近傍	2012年3月30日	<0.10
	6	1号機旧廃棄物処理建物搬入口近傍	2012年3月30日	<0.10
	7	1号機焼却炉建物搬入口近傍	2012年3月30日	<0.10
	8	1号機サイトバンカ建物搬入口近傍	2012年3月30日	<0.10
	9	1号機屋外開閉所空気圧縮機室屋上	2012年3月30日	<0.10
	10	2号機減容処理建物搬入口近傍	2012年3月30日	<0.10
	11	2号機二次系純水タンク	2012年3月30日	<0.10
	12	2号機ろ過水タンク	2012年3月30日	<0.10
	13	2号機FHB搬入口近傍	2012年3月30日	<0.10
	14	2号機原子炉建物機器搬入口近傍	2012年3月30日	<0.10
	15	2号機ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	2012年3月30日	<0.10
	16	2号機補助建物外気口近傍	2012年3月30日	<0.10
屋内	1	固体廃棄物貯蔵庫A棟入口床面	2012年3月30日	<0.10
	2	固体廃棄物貯蔵庫C棟入口床面	2012年3月30日	<0.10
	3	1号機サービス建物入口床面	2012年3月30日	<0.10
	4	2号機サービス建物入口床面	2012年3月30日	<0.10
	5	2号機タービン建物入口床面-1	2012年3月30日	<0.10
	6	2号機タービン建物入口床面-2	2012年3月30日	<0.10
	7	2号機減容処理建物入口床面	2012年3月30日	<0.10
	8	2号機物品倉庫入口床面	2012年3月30日	<0.10

注) No. 及び試料採取箇所は図2-8に対応を示す。

注) 「<」は検出限界計数率未満であることを示す。

### 【測定条件】

- ・検出器：2π 比例計数管
- ・測定日：2012年3月30日から3月31日
- ・測定時間：1,200秒

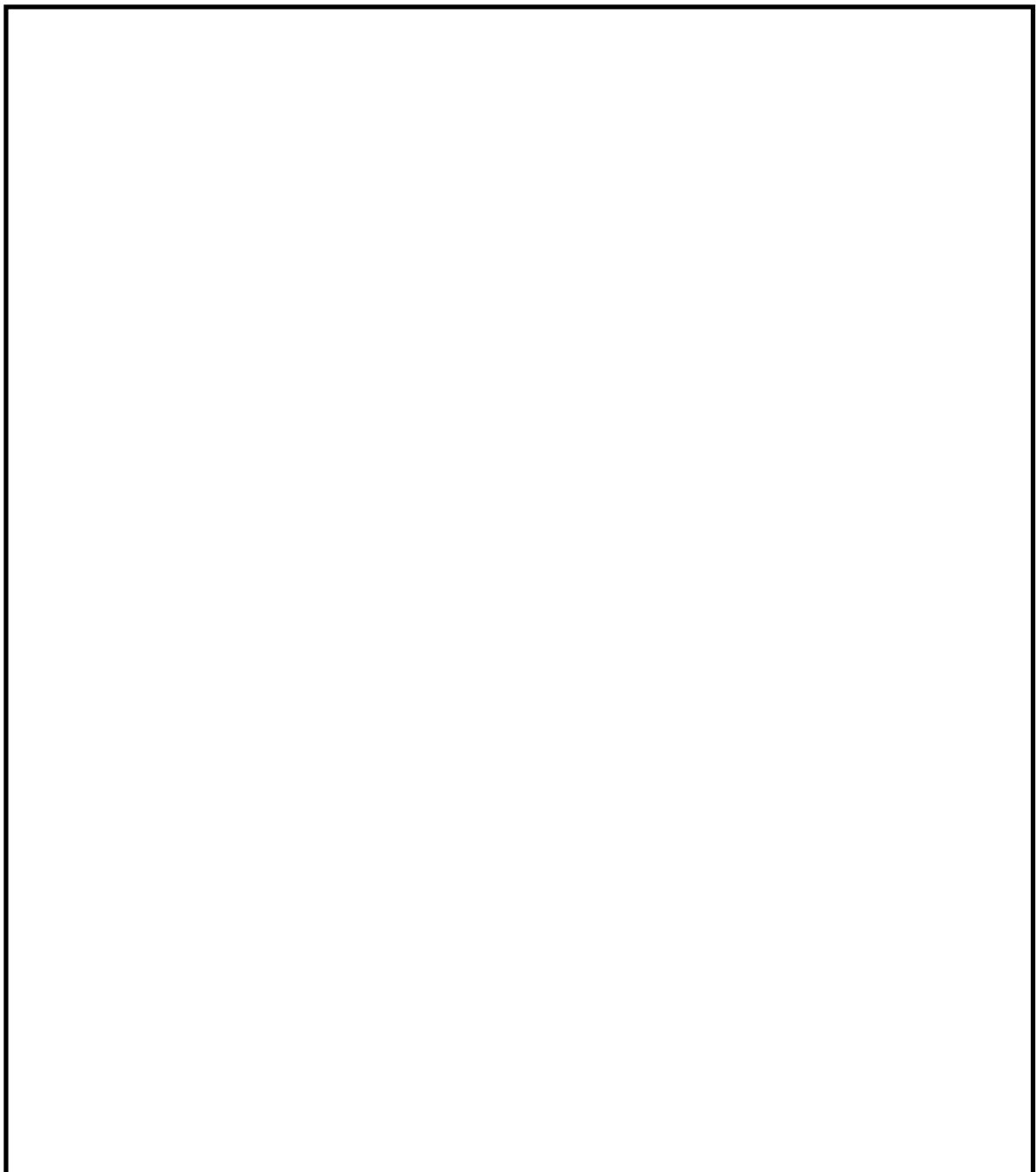


図 2-1 敦賀 1 号炉 原子炉建物 1 階平面図

西暦	1969	1970	1971	1972	1973
工程		10/3初臨界 ▽ ①a 9/30 11/10	①b 9/25 11/4	② 9/26 11/11	③ 5/7 6/19 ④
西暦	1974	1975	1976	1977	1978
工程	4/21 6/26 ⑤	3/6 10/13 ⑥ 5/8 8/3 ⑦	3/29 8/3 11/15 ⑧ 5/6 8/11 ⑨		
西暦	1979	1980	1981	1982	1983
工程	3/24 7/25 ⑩	4/3 7/7 ⑪	4/1 1/22 ⑫ 7/23 12/15 ⑬ 9/16		
西暦	1984	1985	1986	1987	1988
工程	1/20 ⑭ 12/12	6/24 ⑮	5/12 8/22 ⑯ 7/23 10/29 ⑰ 10/11		
西暦	1989	1990	1991	1992	1993
工程	3/23 ⑯	1/24 5/18 ⑯	5/7 8/28 ⑰ 9/3 1/29 ⑯		
西暦	1994	1995	1996	1997	1998
工程	1/26 7/26 ⑯	8/25 11/30 ⑯	11/21 3/28 ⑯ 3/19 7/21 ⑯		
西暦	1999	2000	2001	2002	2003
工程	8/20 ⑯		3/15 ⑯ 2/26 5/15 ⑯ 6/14 9/4 ⑯		
西暦	2004	2005	2006	2007	2008
工程	9/18 11/26 ⑯	11/12 1/27 ⑯	⑯ 2/16 10/31 ⑯ ⑯ 11/7 ⑯		
西暦	2009	2010	2011	2012～2016	2017
工程		⑯ 1/8	1/26 ⑯	⑯ ▽ 4/19廃止措置認可	

⑯ : 運転期間 (丸数字はサイクル番号)

■ : 定期検査期間

◆ : 燃料漏えい検査により燃料破損を確認した時期

図 2-2 敦賀 1 号炉 運転履歴



図 2-3 敦賀 1 号炉の原子炉水中の I-131 放射能濃度

- (a) 審査基準 33 核種のうち、原子炉冷却材系統の材料組成から C P 核種の主要核種を Co-60 と推定

<審査基準 33 核種>

H-3, C-14, C1-36, Ca-41, Sc-46, Mn-54, Fe-55, Fe-59, Co-58, [Co-60], Ni-59, Ni-63, Zn-65, Sr-90, Nb-94, Nb-95, Tc-99, Ru-106, Ag-108m, Ag-110m, Sb-124, Te-123m, I-129, Cs-134, Cs-137, Ba-133, Eu-152, Eu-154, Tb-160, Ta-182, Pu-239, Pu-241, Am-241

- (b) 半減期 1 年程度以下の放射性物質 (Sc-46, Mn-54, Fe-59, Co-58, Zn-65, Nb-95, Ru-106, Ag-110m, Sb-124, Te-123m, Tb-160, Ta-182) は十分減衰していることから除外  
 (c) 主にコンクリート等の放射化による放射性物質及び主に軽水炉型試験研究用原子炉施設において確認される放射性物質 (Ca-41, Ag-108m, Ba-133, Eu-152, Eu-154) は敦賀 1 号炉の対象物にほぼないことから除外  
 (d) 半減期、中性子捕獲断面積等の物性値やクリアランスレベルより Fe-55 を除外

H-3, C-14, C1-36, [Co-60], Ni-59, Ni-63, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-134, Cs-137, Pu-239, Pu-241, Am-241

- (e) 内面汚染の C P 核種を放射化計算により評価した結果、最も相対重要度が大きく評価されるのは Co-60

- ↓  
 (f) (b) から (d) で除外された以外の放射性物質を対象に放射化学分析で放射能濃度を測定した結果、全て検出限界値未満だったことから、Co-60 以外に主要核種を見落としていないと判断

放射化学分析対象核種

H-3, C-14, C1-36, [Co-60], Ni-59, Ni-63, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-134, Cs-137, Eu-152<sup>※1</sup>, Pu-239<sup>※2</sup>, Pu-241<sup>※2</sup>, Am-241<sup>※2</sup>

※ 1 : 外面汚染の放射化計算評価の一部のケースで評価対象核種に選定されるため、放射化学分析対象核種に加えて測定

※ 2 : 全  $\alpha$  核種として評価する。

↓  
 主要核種 : Co-60

図 2-4 内面汚染の主要核種の評価フロー

- (a) 審査基準 33 核種のうち、原子炉冷却材系統の材料組成から C P 核種の主要核種を C o - 60, 燃料組成及び燃焼挙動から F P 核種の主要核種を C s - 137 又は全  $\alpha$  核種と推定

<審査基準 33 核種>

H - 3, C - 14, C 1 - 36, Ca - 41, Sc - 46, Mn - 54, Fe - 55, Fe - 59, Co - 58, [Co - 60], Ni - 59, Ni - 63, Zn - 65, Sr - 90, Nb - 94, Nb - 95, Tc - 99, Ru - 106, Ag - 108m, Ag - 110m, Sb - 124, Te - 123m, I - 129, Cs - 134, [Cs - 137], Ba - 133, Eu - 152, Eu - 154, Tb - 160, Ta - 182, [Pu - 239], Pu - 241, Am - 241

- (b) 半減期が 1 年程度以下の放射性物質 (Sc - 46, Mn - 54, Fe - 59, Co - 58, Zn - 65, Nb - 95, Ru - 106, Ag - 110m, Sb - 124, Te - 123m, Tb - 160, Ta - 182) は十分減衰していることから除外  
 (c) 主にコンクリート等の放射化による放射性物質及び主に軽水炉型試験研究用原子炉施設において確認される放射性物質 (Ca - 41, Ag - 108m, Ba - 133, Eu - 152, Eu - 154) は敦賀 1 号炉の対象物にほぼないことから除外  
 (d) 半減期、中性子捕獲断面積等の物性値やクリアランスレベルより Fe - 55 を除外

H - 3, C - 14, C 1 - 36, [Co - 60], Ni - 59, Ni - 63, Sr - 90, Nb - 94, Tc - 99, I - 129, Cs - 134, [Cs - 137], [Pu - 239], Pu - 241, Am - 241

↓

(e) 外面汚染の C P 核種を放射化計算により評価した結果、最も相対重要度が大きく評価されるのは Co - 60  
 F P 核種を燃焼計算により評価した結果、最も相対重要度が大きく評価されるのは Cs - 137

(f) (b) から (d) で除外された以外の放射性物質を対象に放射化学分析で放射能濃度を測定した結果、Cs - 137 のみが検出され、その他の放射性物質は全て検出限界値未満だったことから、Co - 60, Cs - 137 以外に主要核種を見落としておらず、検出された Cs - 137 が主要であると判断

放射化学分析対象核種

H - 3, C - 14, C 1 - 36, Co - 60, Ni - 59, Ni - 63, Sr - 90, Nb - 94, Tc - 99, I - 129, Cs - 134, [Cs - 137], Eu - 152<sup>※1</sup>, Pu - 239<sup>※2</sup>, Pu - 241<sup>※2</sup>, Am - 241<sup>※2</sup>

※ 1 : 放射化計算評価の一部のケースで評価対象核種に選定されるため、放射化学分析対象核種に加えて測定

※ 2 : 全  $\alpha$  核種として評価する。

↓

主要核種 : Cs - 137

図 2 - 5 外面汚染の主要核種の評価フロー

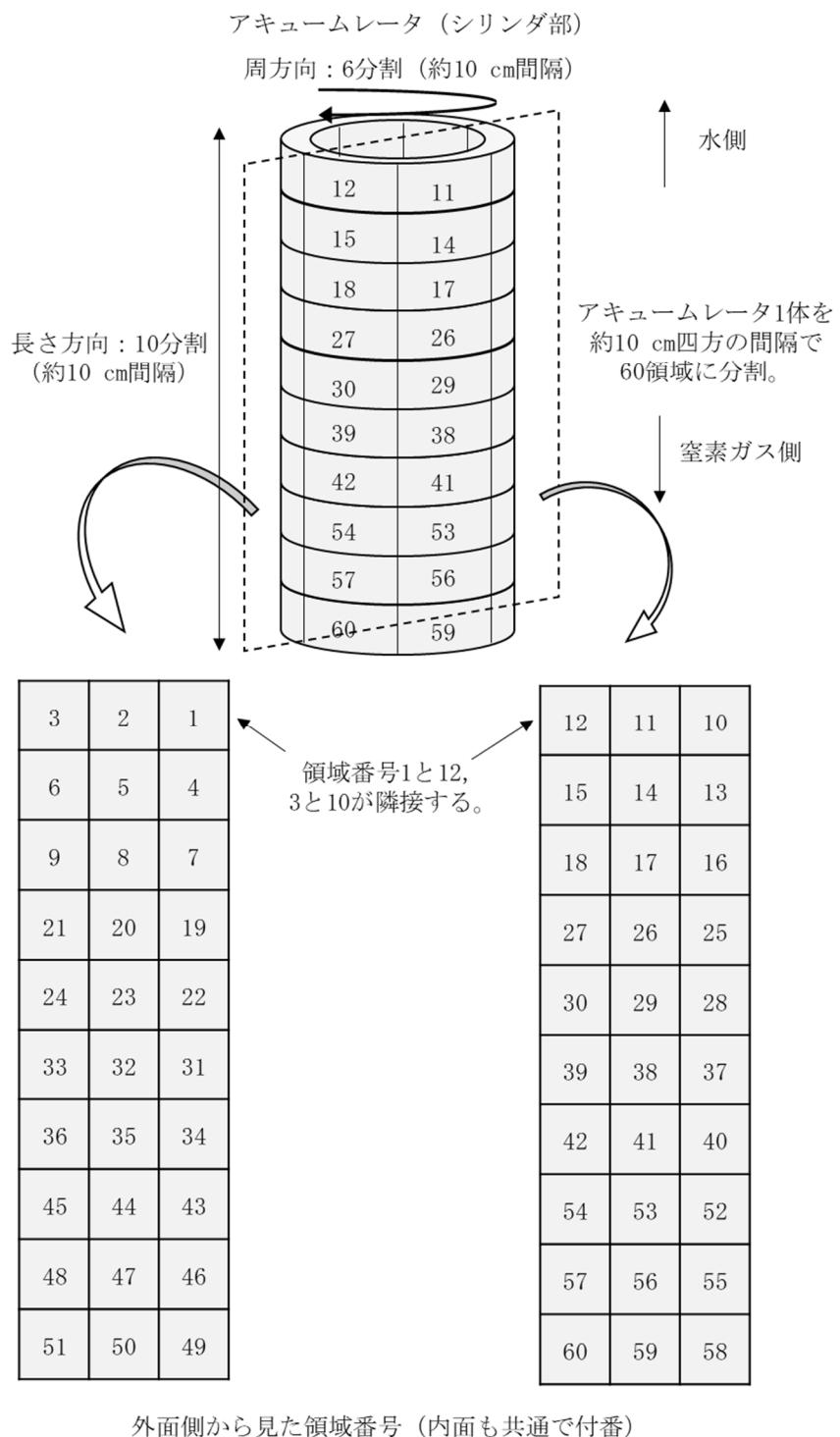


図 2-6 汚染調査におけるアキュームレータの領域分割方法

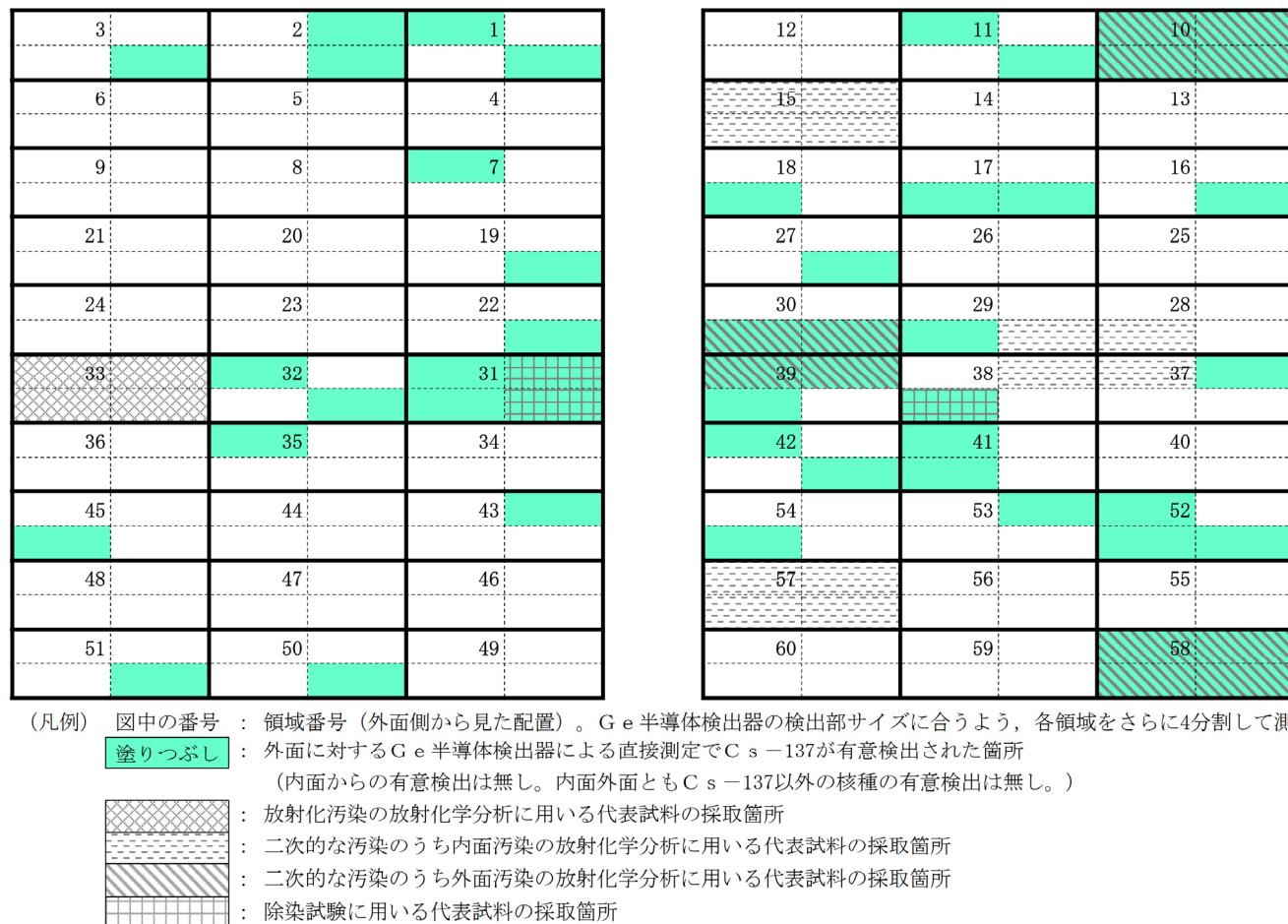


図2-7 無作為に選定したアキュームレータ 1 体の内面汚染及び外面汚染をGe半導体検出器で直接測定した結果並びに放射化学分析及び除染試験に用いた代表試料の採取箇所

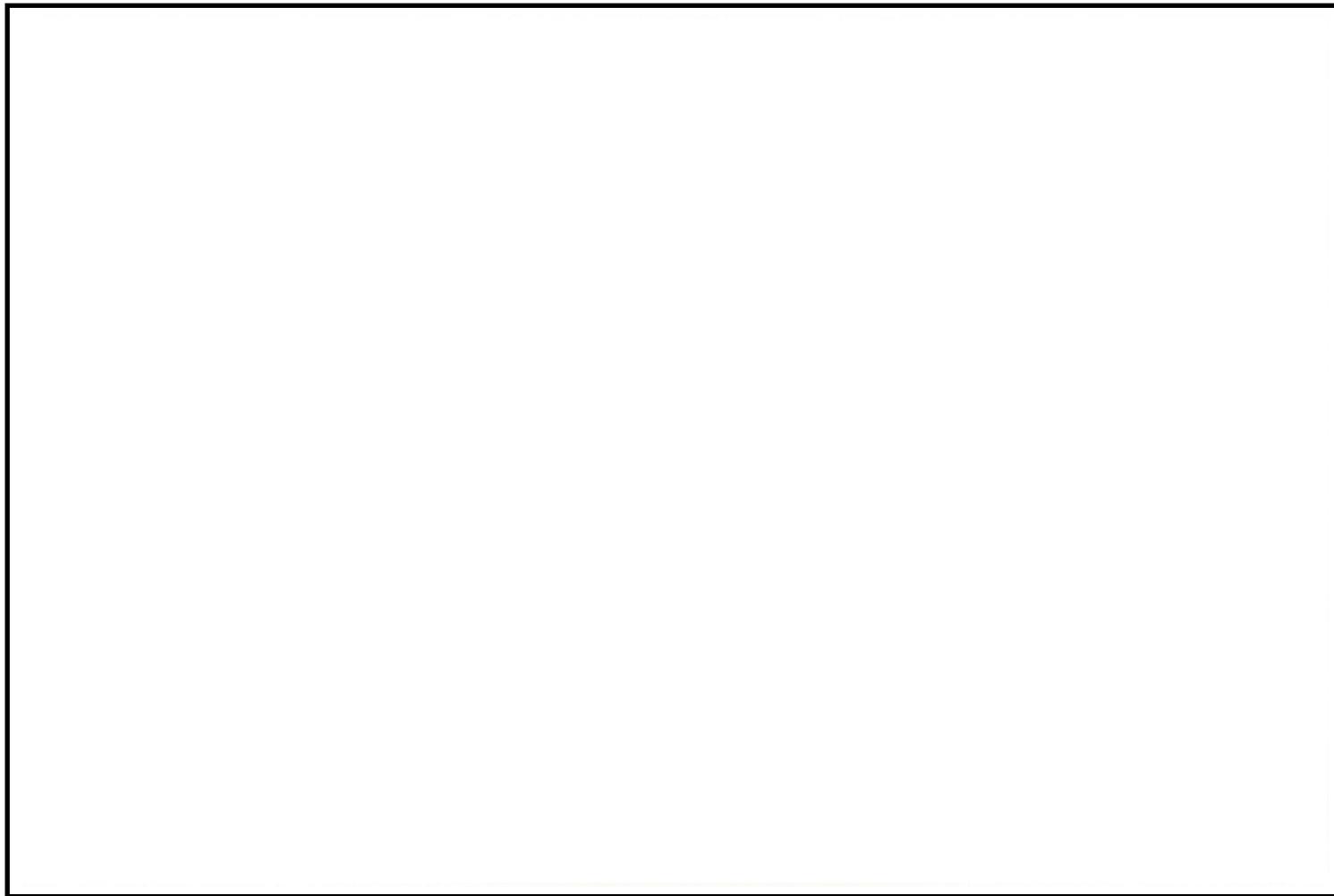


図 2-8 敦賀発電所構内におけるフォールアウトの影響調査用の試料採取箇所

### 添 付 書 類 三

評価に用いる放射性物質の選択に関する説明書

評価対象核種は、対象物中に含まれる放射性物質のうち放射能濃度を評価する上で重要なものを選択する。

対象物は、「添付書類二 放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明書」に示すとおり、敦賀1号炉の原子炉建物内の原子炉格納容器の外側にあり、汚染形態としては放射化汚染と二次的な汚染がある。放射化汚染の主要な核種はCo-60であり、表2-1に示すとおり、放射化汚染の代表試料のCo-60の放射能濃度はクリアランスレベル(0.1 Bq/g)の1%未満とした検出限界値未満である。この結果から、放射化汚染の影響は極めて僅かであり、評価対象核種の選択においても影響は極めて僅かであると判断した。

二次的な汚染の状況の調査として、外面汚染の影響を代表する試料のCs-137の放射能濃度を放射化学分析で測定した結果、表2-7に示すとおり最大 $1.6 \times 10^{-3}$  Bq/gであり、放射化汚染と比較して有意な値を検出している。

以上から、対象物の汚染形態は主に二次的な汚染であり、放射化汚染は無視できると判断し、二次的な汚染を対象にして、対象物中に含まれる放射性物質のうち対象物の放射能濃度を評価する上で重要となるものを評価対象核種として選択する。

## 1 評価に用いる放射性物質の選択方法

二次的な汚染の評価対象核種は、審査基準33核種を対象に、放射化計算、燃焼計算及び放射化学分析結果から、審査基準に基づき選択する。放射化計算、燃焼計算を用いる評価対象核種の選択では、合理的な範囲で実施した計算結果から、審査基準33核種の $\Sigma D/C$ に対する相対重要度が90%以上となるまで相対重要度の大きい放射性物質から順に相対重要度を足し合わせて

いく際に用いられた全ての放射性物質を、評価対象核種として選択する。

審査基準 33 核種のうち H-3 は軽水炉においては主に原子炉冷却材の水の放射化や燃料の三体核分裂により生成され、その他の 32 核種と主な生成起源や原子炉水中への移行起源が異なるが、金属製である対象物の二次的な汚染において、水分が表面に固着することや、内部に浸透することはほぼ影響がないことから、H-3 の影響はごく僅かであると考えられる。このため、H-3 については放射化計算及び燃焼計算ではなく、対象物から採取した代表試料の放射化学分析結果からその影響を評価する。

審査基準 33 核種から H-3 を除く 32 核種の放射能濃度の相対重要度の評価方法は、放射化計算法及び燃焼計算法によって相対的な比率の計算を行う方法を用いる。なお、放射化計算及び燃焼計算には H-3 も含めて相対重要度の評価を行うが、その比率は十分小さく、評価結果には影響しないことを確認している。

「添付書類二 放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明書」に示すとおり、対象物の汚染の状況や汚染の起源は内面汚染、外面汚染で異なり、内面汚染には CP 核種の、外面汚染には FP 核種及び CP 核種の影響がある。これらの影響の相対的な程度について、放射化計算及び燃焼計算の結果のみから、これらを組み合わせた上で十分な保守性を考慮した合理的な定量値を設定することは難しい。そのため、評価対象核種を幅広く選択するために、内面汚染の CP 核種並びに外面汚染の FP 核種及び CP 核種を対象に計算のカテゴリー分けをした上で計算評価を行い、それぞれのカテゴリーで評価対象核種の候補を選択し、最終的に全ての評価対象核種の候補を網羅するように評価対象核種を選択する。

また、全  $\alpha$  核種は放射線測定において核種を弁別して評価することが困難であるため、Pu-239、Pu-241 及び Am-241 は放射化計算及び燃焼計

算においても 3 核種を合わせて 1 核種とみなして評価する。

## 1. 1 放射化計算法及び燃焼計算法に基づく放射能濃度の設定

放射化計算及び燃焼計算においてはいずれも審査基準 33 核種の相対重要度の比率計算を行う。放射化計算法では内面汚染及び外表面汚染の CP 核種の評価対象核種を、燃焼計算法では外表面汚染の FP 核種の評価対象核種を選択することを目的とする。相対重要度の評価により、評価対象核種の種類が幅広く選択されるよう、合理的な範囲での計算条件を設定する。

放射能濃度の評価を行う期間には、評価時点の基準日として 2025 年 9 月 1 日を始期、敦賀 1 号炉の初臨界（1969 年 10 月 3 日）から 60 年を目途として、これに収まる期間である 2029 年 9 月 30 日を終期として、放射化計算及び燃焼計算の冷却期間を設定する。

### 1. 1. 1 燃焼計算法に基づく放射能濃度の設定

#### （1）計算条件

対象物の汚染の状況は「添付書類二 放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明書」に示すとおりであり、外表面汚染の FP 核種の汚染の履歴から燃焼計算評価で設定する生成期間を考慮する。汚染の生成期間の始期は敦賀 1 号炉の初臨界（1969 年 10 月 3 日）、終期は図 2-3 に示した原子炉水中における燃料破損由來の FP 核種の影響が十分小さくなつた第 16 サイクル終了（1987 年 7 月 23 日）とする。燃焼計算結果に対して、対象物の FP 核種の生成期間及び放射能濃度の評価を行う期間を網羅するよう、冷却期間 38 年から 60 年にわたつて評価する（計算カテゴリーその 1）。対象物の汚染の FP 核種の生成期間、放射能濃度の評価を行う期間及び冷却期間との関係性を、

表 3-1 に示す。

燃焼計算の計算条件について、放射化計算コードには許認可実績のあるコードである ORIGEN2.2-UPJ を用いた。図 2-2 に示す燃料破損を確認した時期において使用していた燃料は全て STEP1 燃料であり、破損した燃料は STEP1 燃料であるため、ORIGEN ライブラリには ORLIBJ40 の BWR STEP1 燃料 ボイド率 40%用の BS140J40 を用いた。敦賀 1 号炉における STEP1 燃料の使用期間について、表 3-2 に示す。中性子の照射対象物及び照射期間は敦賀発電所原子炉設置許可申請書（1 号炉）（以下「設置許可申請書」という。）に記載された値を基準に原子炉出力等の運転条件に基づき設定したものに加えて、破損した燃料のうちウラン濃縮度及び燃焼度（照射期間）がそれぞれ最大及び最小の組合せとなるようパラメータを設定し、各ケースの燃焼計算を実施した。

燃焼計算の各ケースにおいて設定した計算条件を表 3-3 に示す。

## （2）計算結果

計算カテゴリーその 1 の燃焼計算により得られた、審査基準 33 核種の放射能濃度及び相対重要度を評価した結果を表 3-4 に示す。表 3-4 では、計算カテゴリーその 1 の汚染の生成期間の始期及び終期から 2025 年 9 月 1 日までの期間に相当する冷却期間 38 年及び 56 年の評価結果を示す。設定した冷却期間 38 年から 60 年にわたって評価を行い、評価対象核種に選択される放射性物質は、Cs-137 及び全  $\alpha$  核種である。

燃焼計算により評価した各ケースの計算結果について、Cs-137 は全てのケースで最も相対重要度が大きい放射性物質で、主要核種である。いずれのケースにおいても、Cs-137 及びその次に相対重要度が大きい全  $\alpha$  核種の相対重要度の和で審査基準 33 核種の  $\Sigma D/C$  に対する相対重要度が 90% 以上となる。

## 1. 1. 2 放射化計算法に基づく放射能濃度の設定

### (1) 計算条件

対象物の汚染の状況は「添付書類二 放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明書」に示すとおりであり、内面汚染及び外面汚染のCP核種の汚染の履歴から放射化計算評価で設定する生成期間を考慮する。内面汚染は原子炉停止日（2011年1月26日）直前に生成されたCP核種を考慮して、汚染の生成期間の始期及び終期を2011年1月26日とする。放射化計算結果に対して、対象物の汚染のCP核種の生成期間及び放射能濃度の評価を行う期間を網羅するよう、冷却期間14年から19年にわたって評価する（計算カテゴリーその2）。外面汚染の生成期間の始期は敦賀1号炉の初臨界（1969年10月3日）、終期は原子炉停止日（2011年1月26日）とする。放射化計算結果に対して、対象物の汚染のCP核種の生成期間及び放射能濃度の評価を行う期間を網羅するよう、冷却期間14年から60年にわたって評価する（計算カテゴリーその3）。対象物の汚染のCP核種の生成期間、放射能濃度の評価を行う期間及び冷却期間との関係性を、表3-1に示す。

放射化計算の計算条件について、放射化計算コードには燃焼計算と同じORIGEN2.2-UPJを用いた。CP核種の生成時期と敦賀1号炉におけるSTEP1からSTEP3燃料それぞれの使用期間を考慮して、ORIGENライブラリには、計算カテゴリーその2ではORLIBJ40のBWR STEP3燃料ボイド率40%用のBS340J40を、計算カテゴリーその3にはORLIBJ40のBWR STEP1燃料ボイド率40%用のBS140J40、BWR STEP2燃料ボイド率40%用のBS240J40及びBWR STEP3燃料ボイド率40%用のBS340J40をそれぞれ用いて計算を実施した。敦賀1号炉におけるSTEP1からSTEP3燃

料の使用期間について、表 3-2 に示す。照射する中性子束には設置許可申請書に記載された値を基準にした原子炉出力等の運転条件に基づく燃焼計算から得られる結果を用いた。放射化される照射対象物の材料組成は、敦賀 1 号炉の原子炉圧力容器又は炉内構造物等の原子炉冷却材系統の主要な材質である炭素鋼及びステンレス鋼として、表 2-2 に示す値を用いた。照射期間は、腐食生成物が炉心近傍の構造物に付着して一定期間滞留している間に十分放射化されることで C P 核種の生成量が多くなることを考慮し、10 日以上の範囲で設定する。また、照射期間が長期化すると主要核種である Co-60 の相対重要度が十分大きくなり飽和することを考慮し、照射期間の上限は燃料の炉内照射期間とする。

放射化計算の各ケースにおいて設定した計算条件を表 3-5 に示す。

## (2) 計算結果

計算カテゴリーその 2 及びその 3 の放射化計算により得られた審査基準 33 核種の放射能濃度及び相対重要度を評価し、その結果をそれぞれ表 3-6 及び表 3-7 に示す。表 3-6 では、計算カテゴリーその 2 の汚染の生成日とする 2011 年 1 月 26 日から 2025 年 9 月 1 日までの期間に相当する冷却期間 14 年の評価結果を示す。表 3-7 では、計算カテゴリーその 3 の汚染の生成期間の始期及び終期から 2025 年 9 月 1 日までの期間に相当する冷却期間 14 年及び 56 年の評価結果を示す。また、それぞれ表 3-5 に示す放射化計算条件のうち、Co-60 の相対重要度が相対的に低くなる材料組成が炭素鋼、中性子照射期間を 10 日（最短）としたときの評価結果を記載する。計算カテゴリーその 2 について設定した冷却期間 14 年から 19 年にわたって評価を行い、評価対象核種に選択される放射性物質は Co-60 である。計算カテゴリーその 3 について設定した冷却期間 14 年から 60 年にわたる評価では、Co-60 及び Eu-152 である。

放射化計算により評価した各ケースの計算結果について、Co-60は全てのケースで最も相対重要度が大きい放射性物質で主要核種である。表3-7(2/2)に示すとおり、計算カテゴリーその3において照射対象物が炭素鋼、中性子照射期間を10日間にしたケースにおいて冷却期間が長期化した場合は、Co-60のみでは審査基準33核種のΣD/Cに対する相対重要度が90%以上とならず、Co-60及びその次に相対重要度が大きいEu-152の相対重要度の和で審査基準33核種のΣD/Cに対する相対重要度が90%以上となり、他のケースでは全てCo-60のみで審査基準33核種のΣD/Cに対する相対重要度が90%以上となる。

## 2 評価に用いる放射性物質の種類の選択結果

審査基準33核種からH-3を除く32核種については、放射化計算法及び燃焼計算法によって得られた計算カテゴリーその1からその3の計算結果から、それぞれの評価対象核種の候補として、以下を選択する。

- ・計算カテゴリーその1：Cs-137(主要核種)、全 $\alpha$ 核種
- ・計算カテゴリーその2：Co-60(主要核種)
- ・計算カテゴリーその3：Co-60(主要核種)、Eu-152

H-3については、表2-6及び表2-7に示すとおり、いずれの試料においてもH-3のクリアランスレベル(100 Bq/g)の $1 \times 10^{-4}$ 倍以下のレベルで検出限界値未満であったことから、その影響は無視できるものと判断し、評価対象核種から除外する。

以上より、合理的な範囲で評価対象核種を幅広く選択するよう、外面汚染は計算カテゴリーその1及びその3で、内面汚染は計算カテゴリーその2で選択された全ての評価対象核種を網羅するように選択し、対象物の評価対象核種は以下のとおりとする。

- ・外面汚染: Co-60, Cs-137, Eu-152 及び全 $\alpha$ 核種 (Pu-239, Pu-241 及びAm-241) (6種類)
- ・内面汚染: Co-60 (1種類)

この選択結果は、以下のような観点から、対象物中に含まれる放射性物質のうち対象物の放射能濃度を評価する上で重要なものが見落とされないよう、放射性物質の種類が幅広く選択されている妥当な結果であると判断した。

- ・「添付書類二 放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明書」に示すとおり、二次的な汚染のうち内面汚染の主要核種はCo-60、外面汚染の主要核種はCs-137であることに対して、これらの放射性物質が評価対象核種に選択されていること
- ・表2-6及び表2-7に示すとおり、対象物から採取した代表試料からは外面汚染のCs-137のみが有意に検出されていることに対して、有意に検出されている放射性物質が評価対象核種の選択から漏れていないこと
- ・対象物の汚染状況を考慮した上で合理的な範囲で幅広く実施した計算条件の各ケースのうち、審査基準33核種の $\Sigma D/C$ に対する相対重要度が90%以上となるまで相対重要度の大きい放射性物質から順に相対重要度を足し合わせていく際に用いられた全ての放射性物質が評価対象核種として漏れなく選択されていること

### 3 全 $\alpha$ 核種の核種組成比の設定

「添付書類五 放射能濃度の決定を行う方法に関する説明書」及び「添付

書類六 放射線測定装置の選択及び測定条件の設定に関する説明書」に示すとおり、外面汚染の評価対象核種のうち $\gamma$ 線を放出するCo-60、Cs-137 及びEu-152 の全 $\gamma$ 線を放射線測定装置による放射線測定法を用いて測定し、放射能濃度を評価する。このとき、全 $\gamma$ 線計数値は核種弁別できないため、3種類の放射性物質のうち放射能換算係数が最大となるCs-137 で評価する。全 $\alpha$ 核種はCs-137 を基準核種とする核種組成比法によって評価する。本項にて放射能濃度の決定において核種組成比法を用いる全 $\alpha$ 核種のCs-137 との核種組成比を設定する。

前項の計算カテゴリーその1の燃焼計算の結果から全 $\alpha$ 核種が選択されているように、全 $\alpha$ 核種はFP核種として評価対象核種に選択されている。Cs-137 及び全 $\alpha$ 核種はいずれも燃料破損時に原子炉水中に漏えいし主蒸気等を通してプラントの各系統に循環・拡散し付着するものであるため、プラントの各系統において汚染経路及び汚染源は共通であり、対象物も含めて核種組成比がおおむね均一であると考えられる。そこで、敦賀1号炉の原子炉系、タービン系、廃棄物処理系を含めてCs-137 及び全 $\alpha$ 核種がいずれも有意検出されている代表試料22点を対象にして、核種組成比の設定を行う。表3-8に示すとおり、これらの代表試料には、試料発生日及び2029年9月30日時点に減衰補正したときに、Cs-137 の放射能濃度がクリアランスレベル(0.1 Bq/g)近傍である試料が含まれていることを確認した。

対象とした22点を代表試料とし、Cs-137 及び全 $\alpha$ 核種の放射能濃度に対して、2029年9月30日時点を基準日としてそれぞれの放射性物質を減衰補正し、 $D_{\alpha}/D_{Cs-137}$ を計算する。全 $\alpha$ 核種の半減期は最も半減期が長いPu-239で代表する。代表試料22点により下記に示すとおり設定した核種組成比及び核種組成比の95%上限値について、表3-9に示す。

代表試料 22 点の  $D_\alpha$  及び  $D_{Cs-137}$  に対して  $t$  検定を行った結果、危険率 5% の水準で相関関係がないことの仮説が棄却され、相関性が認められた。このため、プラントの各系統から採取した代表試料 22 点の核種組成比はおおむね均一であり、代表試料 22 点の Cs-137 と全  $\alpha$  核種の核種組成比を対象物の核種組成比の設定に使用することは妥当であると判断した。対象物の全  $\alpha$  核種と基準核種とする Cs-137 との核種組成比を、代表試料 22 点の  $D_\alpha/D_{Cs-137}$  の算術平均値により求めた結果は、3.4 である。

表 2-6 及び表 2-7 に示す放射化学分析の結果に基づき、2029 年 9 月 30 日時点に減衰補正した対象物から採取した試料の全  $\alpha$  核種の放射能濃度は、表 3-10 に示すとおり、いずれの試料においてもクリアランスレベル (0.1 Bq/g) の  $1 \times 10^{-2}$  倍以下のレベルで検出限界値未満であった。なお、相対的に全  $\alpha$  核種を大きく評価するよう、全  $\alpha$  核種のクリアランスレベルは最も小さい Pu-239 及び Am-241 で代表する。また、表 3-10 に示すとおり、Cs-137 が有意に検出されている外面汚染の放射化学分析の結果のうち、 $D_\alpha$  に検出限界値を用いた場合でも最大となる  $D_\alpha/D_{Cs-137}$  は 0.67 である（試料採取箇所：10）。このことから、代表試料 22 点から設定した  $D_\alpha/D_{Cs-137}$  の算術平均値は、対象物の核種組成比として十分保守的な評価となると判断した。

代表試料 22 点の  $D_\alpha$  と  $D_{Cs-137}$  は  $t$  分布をしていることから、代表試料 22 点の  $D_\alpha/D_{Cs-137}$  の不確かさを考慮し、95% 上限値を求める。代表試料 22 点の  $D_\alpha/D_{Cs-137}$  の算術平均値 (3.4)、不偏標準偏差 (7.3)、自由度 21、危険率片側 0.05 の  $t$  値 (1.7) から求まる 95% 上限値は、6.1 である。

「添付書類五 放射能濃度の決定を行う方法に関する説明書」に示すとおり、全  $\alpha$  核種の放射能濃度の決定に当たっては、基準核種を Cs-137 とし、核種組成比の不確かさを考慮して核種組成比の 95% 上限値を用いる。

#### 4 評価に用いる放射性物質の選択結果を使用する期間

「1 評価に用いる放射性物質の選択方法」に示すとおり評価対象核種の選択に用いた放射化計算及び燃焼計算では、放射能濃度の評価を行う期間として 2025 年 9 月 1 日から 2029 年 9 月 30 日を設定した。したがって、2029 年 9 月 30 日までを上記の評価対象核種の選択結果を使用する期間とし、それまでに対象物の放射能濃度の測定及び評価を行う。

その際、放射能濃度の決定に用いる不確かさを考慮した基準核種の Cs-137 に対する全  $\alpha$  核種の核種組成比は 6.1 を固定値として用いる。 $D_\alpha/D_{Cs-137}$  及び  $D_\alpha/D_{Cs-137}$  の 95% 上限値は 2029 年 9 月 30 日時点に減衰補正して評価している。Cs-137 の方が Pu-239 よりも半減期が短く減衰が速いことから、2029 年 9 月 30 日以前に 6.1 を用いた場合、基準核種の Cs-137 に対して全  $\alpha$  核種をより大きい値で評価するものであり、保守的な評価となる。

## 表

- 表 3-1 計算カテゴリーその 1 からその 3 における汚染の生成期間,  
放射能濃度の評価を行う期間及び冷却期間
- 表 3-2 敦賀 1 号炉の燃料タイプごとの使用期間及び計算カテゴリー  
ごとに用いた ORIGEN ライブラリ
- 表 3-3 燃焼計算条件 (計算カテゴリーその 1)
- 表 3-4 燃焼計算結果 (計算カテゴリーその 1)
- 表 3-5 放射化計算条件 (計算カテゴリーその 2, その 3)
- 表 3-6 放射化計算結果 (計算カテゴリーその 2)
- 表 3-7 放射化計算結果 (計算カテゴリーその 3)
- 表 3-8 代表試料 22 点に含まれる Cs-137 の放射能濃度がクリアラ  
ンスレベル近傍の試料
- 表 3-9 代表試料から設定した核種組成比
- 表 3-10 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析  
結果

表3-1 計算カテゴリーその1からその3における汚染の生成期間、放射能濃度の評価を行う期間及び冷却期間

	計算カテゴリー		
	その1	その2	その3
汚染形態	外面汚染の F P核種	内面汚染の C P核種	外面汚染の C P核種
汚染の 生成始期	1969年10月3日 初臨界	2011年1月26日 原子炉停止日	1969年10月3日 初臨界
汚染の 生成終期	1987年7月23日 第16サイクル終了	2011年1月26日 原子炉停止日	2011年1月26日 原子炉停止日
放射能濃度 の評価を 行う期間	2025年9月1日から2029年9月30日 <sup>※1</sup>		
冷却期間の 最小幅	38.1年 (1987年7月23日 から2025年9月1日)	14.6年 (2011年1月26日 から2025年9月1日)	14.6年 (2011年1月26日 から2025年9月1日)
冷却期間の 最大幅	60.0年 (1969年10月3日か ら2029年9月30日)	18.7年 (2011年1月26日か ら2029年9月30日)	60.0年 (1969年10月3日か ら2029年9月30日)
冷却期間 <sup>※2</sup>	38年から60年	14年から19年	14年から60年

※1：初臨界から60年を目途に終期を設定

※2：冷却期間の最小幅の小数点以下第1位を切り捨て、最大幅の小数点以下第1位を切り上げることで設定

表 3-2 敦賀 1 号炉の燃料タイプごとの使用期間及び計算カテゴリーごとに  
用いた ORIGEN ライブライ

燃料タイプ	STEP1	STEP2	STEP3
使用期間	第 1 サイクルから 第 25 サイクル	第 21 サイクルから 第 31 サイクル	第 27 サイクルから 第 32 サイクル
使用開始時期	1969 年 10 月 3 日 初臨界	1993 年 1 月 8 日 第 21 サイクル開始	2002 年 4 月 19 日 第 27 サイクル開始
使用終了時期	1999 年 8 月 20 日 第 25 サイクル終了	2008 年 11 月 7 日 第 31 サイクル終了	2011 年 1 月 26 日 第 32 サイクル終了

計算カテゴリー	汚染の生成期間	使用燃料タイプ	計算に用いた ORIGEN ライブライ
その 1	1969 年 10 月 3 日から 1987 年 7 月 23 日	STEP1	・ BS140J40 (ORLIBJ40 BWR STEP1 燃料 ボイド率 40%)
その 2	2011 年 1 月 26 日	STEP3	・ BS340J40 (ORLIBJ40 BWR STEP3 燃料 ボイド率 40%)
その 3	1969 年 10 月 3 日から 2011 年 1 月 26 日	STEP1 STEP2 STEP3	・ BS140J40 (ORLIBJ40 BWR STEP1 燃料 ボイド率 40%) ・ BS240J40 (ORLIBJ40 BWR STEP2 燃料 ボイド率 40%) ・ BS340J40 (ORLIBJ40 BWR STEP3 燃料 ボイド率 40%)

表3-3 燃焼計算条件（計算カテゴリーその1）

計算ケース	ケース①	ケース②	ケース③	ケース④	ケース⑤
想定条件	設置許可申請書	破損した燃料のうち燃焼度が最大のものの汚染を評価 <sup>※2※3</sup>		破損した燃料のうち燃焼度が最小のものの汚染を評価 <sup>※2※3</sup>	
放射化計算コード	ORIGEN2.2-UPJ				
ORIGENライブラリ	ORLIBJ40 BWR STEP1 燃料 ボイド率 40%				
原子炉熱出力 <sup>※1</sup> (MW)	1,070				
ウラン濃縮度 <sup>※2</sup> (wt%)	2.5 <sup>※1</sup>	2.5	2.0	2.5	2.0
燃焼度 <sup>※3</sup> (MWd/t)	28,000 <sup>※1</sup>	25,277	19,793	4,835	5,416
照射期間 <sup>※4</sup>	1,591日	1,413日	1,125日	271日	308日
冷却期間	38年から60年（計算カテゴリーその1）				

### 【パラメータ設定根拠】

※1：設置許可申請書に基づき設定

※2：破損した燃料のウラン濃縮度は、2.5 wt%と2.0 wt%の2種類

※3：破損した燃料のうち、ウラン濃縮度2.5 wt%の燃料の中で最大燃焼度のものをケース②、最小燃焼度のものをケース④に、ウラン濃縮度2.0 wt%の燃料の中で最大燃焼度のものをケース③、最小燃焼度のものをケース⑤として設定

※4：原子炉熱出力に対する燃焼度に相当する期間を設定

表 3-4 燃焼計算結果（計算カテゴリーその 1）(1/2)

(冷却期間 38 年時点)

計算ケース	ケース①	ケース②	ケース③	ケース④	ケース⑤
放射性物質	相対重要度 ( $D_l/C_l/\sum D_k/C_k$ )				
H-3	8.0E-07	7.9E-07	7.4E-07	1.0E-06	9.7E-07
C-14	6.3E-08	6.9E-08	8.3E-08	4.5E-07	3.5E-07
C-136	1.6E-09	1.7E-09	2.1E-09	1.1E-08	8.7E-09
Ca-41	3.7E-16	4.0E-16	4.8E-16	2.6E-15	2.0E-15
S-46	4.5E-61	4.9E-61	5.9E-61	3.2E-60	2.5E-60
Mn-54	6.0E-16	6.6E-16	7.9E-16	4.3E-15	1.7E-14
Fe-55	3.1E-10	3.4E-10	4.1E-10	2.2E-09	2.9E-09
Fe-59	4.5E-61	4.9E-61	5.9E-61	3.2E-60	2.5E-60
Co-58	4.5E-61	4.9E-61	5.9E-61	3.2E-60	2.5E-60
Co-60	1.3E-04	1.5E-04	1.7E-04	9.5E-04	9.6E-04
Ni-59	4.7E-09	5.2E-09	6.2E-09	3.4E-08	2.6E-08
Ni-63	4.5E-07	4.9E-07	5.9E-07	3.2E-06	2.5E-06
Zn-65	2.7E-21	2.9E-21	3.5E-21	1.9E-20	1.2E-19
Sr-90	4.0E-02	4.0E-02	3.8E-02	6.6E-02	5.7E-02
Nb-94	3.2E-09	3.1E-09	3.1E-09	2.6E-09	2.7E-09
Nb-95	4.5E-61	4.9E-61	5.9E-61	3.2E-60	2.5E-60
Tc-99	1.9E-05	1.9E-05	1.9E-05	2.6E-05	2.3E-05
Ru-106	3.5E-11	3.6E-11	4.0E-11	4.1E-11	1.7E-10
Ag-108m	3.3E-08	3.6E-08	4.4E-08	2.4E-07	1.8E-07
Ag-110m	7.0E-19	6.3E-19	5.9E-19	1.0E-19	1.1E-18
Sb-124	4.5E-61	4.9E-61	5.9E-61	3.2E-60	2.5E-60
Te-123m	2.9E-26	6.6E-26	6.6E-26	2.1E-25	1.6E-25
I-129	3.7E-06	3.7E-06	3.5E-06	3.8E-06	3.5E-06
Cs-134	5.0E-06	4.7E-06	4.0E-06	1.5E-06	3.2E-06
Cs-137	6.1E-01	6.0E-01	5.7E-01	7.8E-01	7.1E-01
Ba-133	3.0E-08	2.2E-08	1.3E-08	3.8E-10	5.4E-10
Eu-152	4.2E-06	4.5E-06	4.8E-06	1.5E-05	1.3E-05
Eu-154	3.6E-03	3.3E-03	2.9E-03	8.6E-04	1.2E-03
Tb-160	4.5E-61	4.9E-61	5.9E-61	3.2E-60	2.5E-60
Ta-182	3.9E-16	4.3E-16	5.1E-16	2.8E-15	2.2E-15
全 $\alpha$ 核種	3.5E-01	3.5E-01	3.9E-01	1.5E-01	2.3E-01
相対重要度 (Cs-137)	60.8%	60.4%	57.4%	78.0%	70.9%
相対重要度 (全 $\alpha$ 核種)	34.9%	35.2%	38.5%	15.2%	23.2%
相対重要度 (Cs-137 + 全 $\alpha$ 核種) の割合	95.7%	95.6%	95.9%	93.3%	94.1%

注 1) 端数処理のため合計が 1 とならない場合がある。

注 2) 表中の表記「X.XE±YY」は  $X.X \times 10^{\pm YY}$  を表す。

表 3-4 燃焼計算結果（計算カテゴリーその 1）(2/2)

(冷却期間 56 年時点)

計算ケース	ケース①	ケース②	ケース③	ケース④	ケース⑤
放射性物質	相対重要度 ( $D_l/C_l/\sum D_k/C_k$ )				
H-3	4.7E-07	4.7E-07	4.4E-07	5.7E-07	5.3E-07
C-14	1.0E-07	1.1E-07	1.4E-07	7.0E-07	5.9E-07
C-36	2.6E-09	2.8E-09	3.4E-09	1.7E-08	1.4E-08
Ca-41	6.0E-16	6.5E-16	7.9E-16	4.1E-15	3.4E-15
S-46	7.4E-61	8.1E-61	9.7E-61	5.0E-60	4.2E-60
Mn-54	4.5E-22	4.9E-22	5.9E-22	3.0E-21	2.5E-21
Fe-55	5.4E-12	5.9E-12	7.2E-12	3.7E-11	3.0E-11
Fe-59	7.4E-61	8.1E-61	9.7E-61	5.0E-60	4.2E-60
Co-58	7.4E-61	8.1E-61	9.7E-61	5.0E-60	4.2E-60
Co-60	2.0E-05	2.2E-05	2.7E-05	1.4E-04	1.1E-04
Ni-59	7.7E-09	8.5E-09	1.0E-08	5.2E-08	4.4E-08
Ni-63	6.5E-07	7.1E-07	8.6E-07	4.4E-06	3.7E-06
Zn-65	7.4E-61	8.1E-61	9.7E-61	5.0E-60	4.2E-60
Sr-90	4.2E-02	4.3E-02	4.1E-02	6.6E-02	5.9E-02
Nb-94	5.2E-09	5.0E-09	5.1E-09	4.1E-09	4.4E-09
Nb-95	7.4E-61	8.1E-61	9.7E-61	5.0E-60	4.2E-60
Tc-99	3.2E-05	3.2E-05	3.1E-05	4.1E-05	3.8E-05
Ru-106	2.7E-16	2.8E-16	3.1E-16	3.0E-16	3.4E-16
Ag-108m	5.3E-08	5.8E-08	7.0E-08	3.6E-07	3.0E-07
Ag-110m	1.4E-24	8.1E-61	9.7E-61	5.0E-60	4.2E-60
Sb-124	7.4E-61	8.1E-61	9.7E-61	5.0E-60	4.2E-60
Te-123m	4.7E-26	1.1E-25	1.1E-25	3.2E-25	2.7E-25
I-129	6.1E-06	6.0E-06	5.8E-06	5.8E-06	5.8E-06
Cs-134	2.0E-08	1.8E-08	1.6E-08	5.4E-09	6.4E-09
Cs-137	6.6E-01	6.5E-01	6.3E-01	8.0E-01	7.4E-01
Ba-133	1.5E-08	1.1E-08	6.3E-09	1.8E-10	2.4E-10
Eu-152	2.7E-06	2.9E-06	3.1E-06	9.3E-06	8.0E-06
Eu-154	1.4E-03	1.3E-03	1.1E-03	3.1E-04	3.9E-04
Tb-160	7.4E-61	8.1E-61	9.7E-61	5.0E-60	4.2E-60
Ta-182	6.4E-16	7.0E-16	8.5E-16	4.3E-15	3.6E-15
全 $\alpha$ 核種	3.0E-01	3.0E-01	3.3E-01	1.3E-01	2.0E-01
相対重要度 (Cs-137)	65.7%	65.4%	62.5%	80.0%	74.4%
相対重要度 (全 $\alpha$ 核種)	29.9%	30.2%	33.3%	13.3%	19.8%
相対重要度 (Cs-137 + 全 $\alpha$ 核種) の割合	95.6%	95.6%	95.8%	93.3%	94.1%

注 1) 端数処理のため合計が 1 とならない場合がある。

注 2) 表中の表記「X.XE±YY」は  $X.X \times 10^{\pm YY}$  を表す。

表3-5 放射化計算条件（計算カテゴリーその2, その3）(1/2)

想定条件 (燃料タイプ)	STEP1 (7×7燃料)	STEP2 (高燃焼度8×8燃料)	STEP3 (9×9燃料)
放射化計算 コード	ORIGEN2.2-UPJ		
ORIGEN ライブラリ <sup>※1</sup>	ORLIBJ40 BWR STEP1 燃料 ボイド率 40%	ORLIBJ40 BWR STEP2 燃料 ボイド率 40%	ORLIBJ40 BWR STEP3 燃料 ボイド率 40%
原子炉 熱出力 <sup>※2</sup>	1,070 MW		
ウラン 濃縮度 <sup>※2</sup>	2.5 wt%	3.4 wt%	3.7 wt%
燃料照射 期間 <sup>※3</sup>	1,591 日	2,428 日	2,670 日
中性子束	上記の燃焼計算で得られた中性子束		
材料組成 <sup>※4</sup>	ステンレス鋼, 炭素鋼		
中性子照射 期間(日) <sup>※5</sup>	10 100 400 800 1,200 1,591	10 100 400 800 1,200 1,600 2,428	10 100 400 800 1,200 1,600 2,670
冷却期間	中性子照射期間ごとに 14 年から 60 年 (計算カテゴリーその3)	中性子照射期間ごとに 14 年から 60 年 (計算カテゴリーその3)	中性子照射期間ごとに 14 年から 19 年 (計算カテゴリーその2), 14 年から 60 年 (計算カテゴリーその3)

表 3-5 放射化計算条件（計算カテゴリーその 2, その 3）(2/2)

【パラメータ設定根拠】

- ※ 1 : 表 3-2 に示す燃料タイプごとの使用期間に基づき設定
- ※ 2 : 設置許可申請書に基づき設定
- ※ 3 : 原子炉熱出力に対する燃焼度に相当する期間を設定
- ※ 4 : 表 2-2 に示す材料組成を設定
- ※ 5 : 腐食生成物は十分な期間放射化されることで CP 核種の生成量が多くなることを考慮し, 10 日以上の範囲で設定する。また, 照射期間が長期化すると主要核種である Co-60 の相対重要度が十分大きくなり飽和することを考慮し, 照射期間の上限は※ 3 の燃料照射期間として設定する。

表 3-6 放射化計算結果（計算カテゴリーその 2）

(冷却期間 14 年時点)

想定条件(燃料タイプ)	STEP3 燃料
放射性物質	相対重要度 ( $D_l/C_l/\sum D_k/C_k$ )
H-3	9.1E-12
C-14	1.1E-04
C 1-36	4.0E-06
C a-41	7.3E-10
S c-46	2.0E-19
M n-54	1.3E-03
F e-55	8.5E-04
F e-59	2.3E-57
C o-58	1.0E-21
C o-60	9.9E-01
N i-59	2.9E-08
N i-63	4.3E-06
Z n-65	6.3E-08
S r-90	2.7E-08
N b-94	3.1E-07
N b-95	4.0E-35
T c-99	1.0E-08
R u-106	1.3E-10
A g-108m	5.9E-06
A g-110m	1.2E-08
S b-124	2.3E-57
T e-123m	3.6E-18
I-129	3.7E-11
C s-134	1.3E-04
C s-137	3.1E-07
B a-133	1.6E-05
E u-152	5.5E-03
E u-154	8.1E-04
T b-160	2.3E-57
T a-182	1.2E-12
全 $\alpha$ 核種	1.7E-08
相対重要度 (C o-60)	99.1%

【評価条件】(C o-60 の相対重要度が相対的に低くなるもの)

- ・材料組成：炭素鋼
- ・中性子照射期間：10 日

注 1) 端数処理のため合計が 1 とならない場合がある。

注 2) 表中の表記「X. XE $\pm$ YY」は  $X. X \times 10^{\pm YY}$  を表す。

表 3-7 放射化計算結果（計算カテゴリーその 3）(1/2)

(冷却期間 14 年時点)

想定条件(燃料タイプ)	STEP1 燃料	STEP2 燃料	STEP3 燃料
放射性物質	相対重要度 ( $D_l/C_l/\sum D_k/C_k$ )		
H-3	9.7E-12	9.5E-12	9.1E-12
C-14	1.2E-04	1.1E-04	1.1E-04
C-136	4.3E-06	4.2E-06	4.0E-06
Ca-41	7.8E-10	7.6E-10	7.3E-10
S-46	2.2E-19	2.1E-19	2.0E-19
Mn-54	1.1E-03	1.2E-03	1.3E-03
Fe-55	9.0E-04	8.9E-04	8.5E-04
Fe-59	2.0E-57	2.1E-57	2.3E-57
Co-58	8.8E-22	9.3E-22	1.0E-21
Co-60	9.9E-01	9.9E-01	9.9E-01
Ni-59	3.1E-08	3.0E-08	2.9E-08
Ni-63	4.3E-06	4.3E-06	4.3E-06
Zn-65	6.3E-08	6.3E-08	6.3E-08
Sr-90	2.8E-08	2.7E-08	2.7E-08
Nb-94	2.8E-07	2.9E-07	3.1E-07
Nb-95	1.1E-32	1.1E-32	4.0E-35
Tc-99	9.1E-09	9.5E-09	1.0E-08
Ru-106	1.3E-10	1.3E-10	1.3E-10
Ag-108m	5.8E-06	5.9E-06	5.9E-06
Ag-110m	1.1E-08	1.1E-08	1.2E-08
Sb-124	2.0E-57	2.1E-57	2.3E-57
Te-123m	3.2E-18	3.3E-18	3.6E-18
I-129	3.4E-11	3.5E-11	3.7E-11
Cs-134	1.2E-04	1.3E-04	1.3E-04
Cs-137	3.2E-07	3.1E-07	3.1E-07
Ba-133	1.5E-05	1.6E-05	1.6E-05
Eu-152	5.6E-03	5.6E-03	5.5E-03
Eu-154	7.8E-04	7.9E-04	8.1E-04
Tb-160	2.0E-57	2.1E-57	2.3E-57
Ta-182	1.4E-12	1.3E-12	1.2E-12
全 $\alpha$ 核種	1.5E-08	1.5E-08	1.7E-08
相対重要度 (Co-60)	99.1%	99.1%	99.1%
相対重要度 (Eu-152)	—	—	—
相対重要度 (Co-60 + Eu-152) の割合	—	—	—

【評価条件】(Co-60 の相対重要度が相対的に低くなるもの)

- ・材料組成：炭素鋼
- ・中性子照射期間：10 日

注 1) 端数処理のため合計が 1 とならない場合がある。

注 2) 表中の表記「X.XE±YY」は  $X.X \times 10^{\pm YY}$  を表す。

表 3-7 放射化計算結果（計算カテゴリーその 3）(2/2)

(冷却期間 56 年時点)

想定条件(燃料タイプ)	STEP1 燃料	STEP2 燃料	STEP3 燃料
放射性物質	相対重要度 ( $D_l/C_l/\sum D_k/C_k$ )		
H - 3	1. 9E-10	1. 9E-10	1. 8E-10
C - 14	2. 4E-02	2. 4E-02	2. 3E-02
C 1 - 36	9. 1E-04	8. 9E-04	8. 5E-04
C a - 41	1. 6E-07	1. 6E-07	1. 5E-07
S c - 46	4. 2E-55	4. 5E-55	4. 9E-55
M n - 54	3. 6E-16	3. 8E-16	4. 2E-16
F e - 55	4. 7E-06	4. 6E-06	4. 4E-06
F e - 59	4. 2E-55	4. 5E-55	4. 9E-55
C o - 58	4. 2E-55	4. 5E-55	4. 9E-55
C o - 60	8. 3E-01	8. 3E-01	8. 3E-01
N i - 59	6. 4E-06	6. 3E-06	6. 0E-06
N i - 63	6. 8E-04	6. 8E-04	6. 7E-04
Z n - 65	4. 2E-55	4. 5E-55	4. 9E-55
S r - 90	2. 2E-06	2. 0E-06	2. 1E-06
N b - 94	5. 9E-05	6. 0E-05	6. 4E-05
N b - 95	4. 2E-55	4. 5E-55	4. 9E-55
T c - 99	1. 9E-06	2. 0E-06	2. 2E-06
R u - 106	9. 7E-19	9. 9E-19	1. 1E-18
A g - 108m	1. 1E-03	1. 2E-03	1. 2E-03
A g - 110m	4. 2E-55	4. 5E-55	4. 9E-55
S b - 124	4. 2E-55	4. 5E-55	4. 9E-55
T e - 123m	3. 6E-20	2. 5E-20	2. 7E-20
I - 129	7. 2E-09	7. 4E-09	7. 8E-09
C s - 134	1. 9E-08	2. 0E-08	2. 1E-08
C s - 137	2. 6E-05	2. 4E-05	2. 5E-05
B a - 133	2. 0E-04	2. 1E-04	2. 1E-04
E u - 152	1. 4E-01	1. 4E-01	1. 3E-01
E u - 154	5. 5E-03	5. 6E-03	5. 8E-03
T b - 160	4. 2E-55	4. 5E-55	4. 9E-55
T a - 182	2. 8E-10	2. 7E-10	2. 4E-10
全 $\alpha$ 核種	3. 1E-06	3. 2E-06	3. 4E-06
相対重要度 (C o - 60)	83. 1%	83. 1%	83. 4%
相対重要度 (E u - 152)	13. 7%	13. 6%	13. 4%
相対重要度 (C o - 60 + E u - 152) の割合	96. 7%	96. 8%	96. 8%

【評価条件】(C o - 60 の相対重要度が相対的に低くなるもの)

- ・材料組成：炭素鋼
- ・中性子照射期間：10 日

注 1) 端数処理のため合計が 1 とならない場合がある。

注 2) 表中の表記「X. XE ± YY」は X. X  $\times 10^{\pm YY}$  を表す。

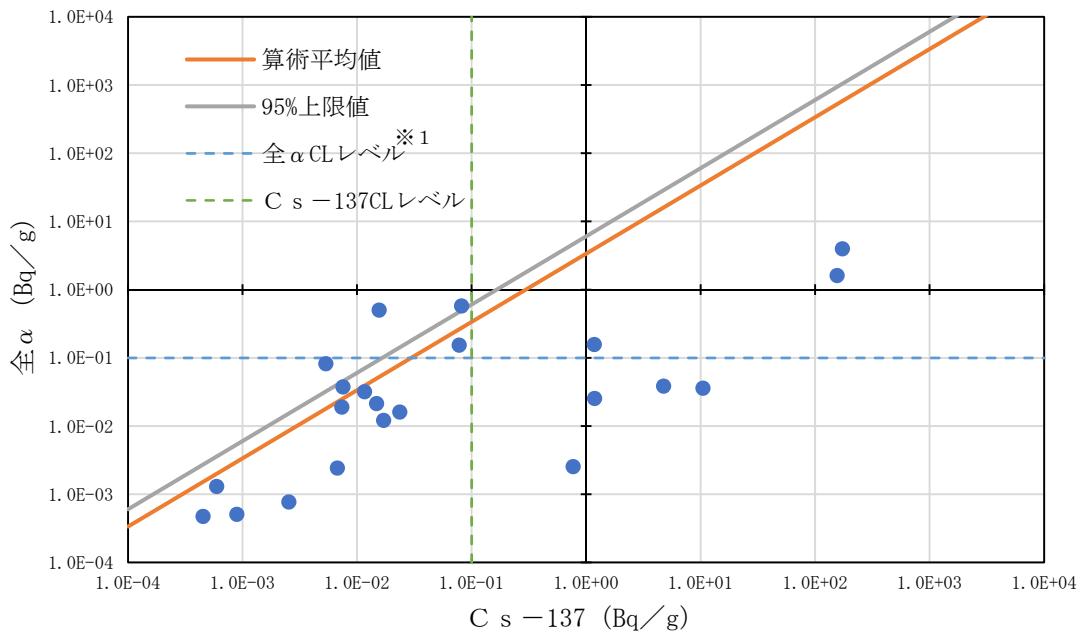
表 3-8 代表試料 22 点に含まれる Cs-137 の放射能濃度がクリアランス  
レベル近傍の試料

		減衰補正日			
		試料発生日		2029年9月30日	
試料発生日	試料採取箇所	$D_{Cs-137}$ (Bq/g)	$D_{\alpha}$ (Bq/g)	$D_{Cs-137}$ (Bq/g)	$D_{\alpha}$ (Bq/g)
1991年 5月7日	原子炉建物 非常用復水器 配管	$5.8 \times 10^{-2}$	$1.6 \times 10^{-2}$	$2.4 \times 10^{-2}$	$1.6 \times 10^{-2}$
1995年 9月21日	原子炉建物 原子炉浄化系 ポンプフランジ部パッキン	$1.8 \times 10^{-1}$	$5.8 \times 10^{-1}$	$8.2 \times 10^{-2}$	$5.8 \times 10^{-1}$
1987年 3月2日	サイトバンカ 建物 アングル	$2.1 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$7.8 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^{-1}$

表 3-9 代表試料から設定した核種組成比

データ数	22
相関係数	0.69 (相関成立)
核種組成比 (算術平均値)	3.4
不偏標準偏差	7.3
核種組成比の 95% 上限値 (t 分布) (全 $\alpha$ 核種の放射能濃度の決定に用い る核種組成比)	6.1

(減衰補正日: 2029 年 9 月 30 日)



※1: クリアランスレベルが小さい Pu-239 及び Am-241 のクリアランス  
レベルを使用

表 3-10 対象物から採取した二次的な汚染の代表試料の放射化学分析結果

	試料採取箇所 <sup>※1</sup>	$D_\alpha$ <sup>※2</sup> (Bq/g)	$D_\alpha/C_\alpha$ <sup>※3</sup>	$D_{Cs-137}$ <sup>※2</sup> (Bq/g)	$D_\alpha/D_{Cs-137}$
内面汚染	15	$<2.4 \times 10^{-4}$	$<2.4 \times 10^{-3}$	$<1.9 \times 10^{-4}$	— <sup>※4</sup>
	28, 29, 37, 38	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	— <sup>※4</sup>
	57	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	— <sup>※4</sup>
外面汚染	10	$<3.7 \times 10^{-4}$	$<3.7 \times 10^{-3}$	$5.5 \times 10^{-4}$	$<0.67$ <sup>※5</sup>
	30, 39	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$4.2 \times 10^{-4}$	$<0.48$ <sup>※5</sup>
	58	$<3.6 \times 10^{-4}$	$<3.6 \times 10^{-3}$	$1.4 \times 10^{-3}$	$<0.25$ <sup>※5</sup>

※1：試料採取箇所は図2-6及び図2-7に示すとおり

※2：表2-6及び表2-7の放射能濃度を2029年9月30日に減衰補正

※3： $C_\alpha$ にはクリアランスレベルが小さいPu-239及びAm-241のクリアラ NSレベルを使用

※4：検出限界値同士の比較となるため記載しない

※5： $D_\alpha/D_{Cs-137}$ を大きく評価するよう、 $D_\alpha$ に検出限界値を用いた値

注)「<」は検出限界値未満であることを示す。

添 付 書 類 四

評価単位に関する説明書

## 1 評価単位の設定に関する説明

「添付書類二 放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明書」に示すとおり、対象物の汚染の程度は大きく異なることはなく、十分低いことを確認している。対象物については全数をブラスト除染してから、放射能濃度の測定・評価を行う。このため、汚染の程度が大きく異なるものを1つの測定単位とすることはない。

測定単位全てについて  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 10 を超えないことを測定による確認結果から判断し、これを満足する複数の測定単位を保管容器に収納し評価単位とする。評価単位については  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 1 を超えないことを判断する。

## 2 測定単位の設定

測定単位は  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 10 を超えないことを測定による確認結果から判断する単位であり、放射能濃度を測定・評価する際、放射線測定装置による1回の測定で用いる切断片とする。具体的には、アキュームレータ1体のシリンドラ部を16分割したもの又は約5cm四方の切断片を複数並べたものとする。測定単位の重量は、放射能濃度測定・評価の際、重量計を用いて測定する。

具体的な測定単位のイメージを図4-1に示す。

## 3 評価単位の設定

評価単位は  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 1 を超えないことを判断する単位であり、保管容器1本に収納した複数の測定単位の和とする。  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 1 を超えないことの判断は、保管容器1本に収納するそれぞれの測定単位の放射能の和を、評価単位の重量で除した値により行う。

評価単位の重量は最大 1 トン以下とし、保管容器に収納するそれぞれの測定単位の重量の和を評価単位の重量とする。

なお、対象物の推定される総重量は 3 トンであり、評価単位の重量が 10 トンを超えることはない。

具体的な評価単位のイメージを図 4-2 に示す。

図

図 4-1 測定単位イメージ図

図 4-2 評価単位イメージ図

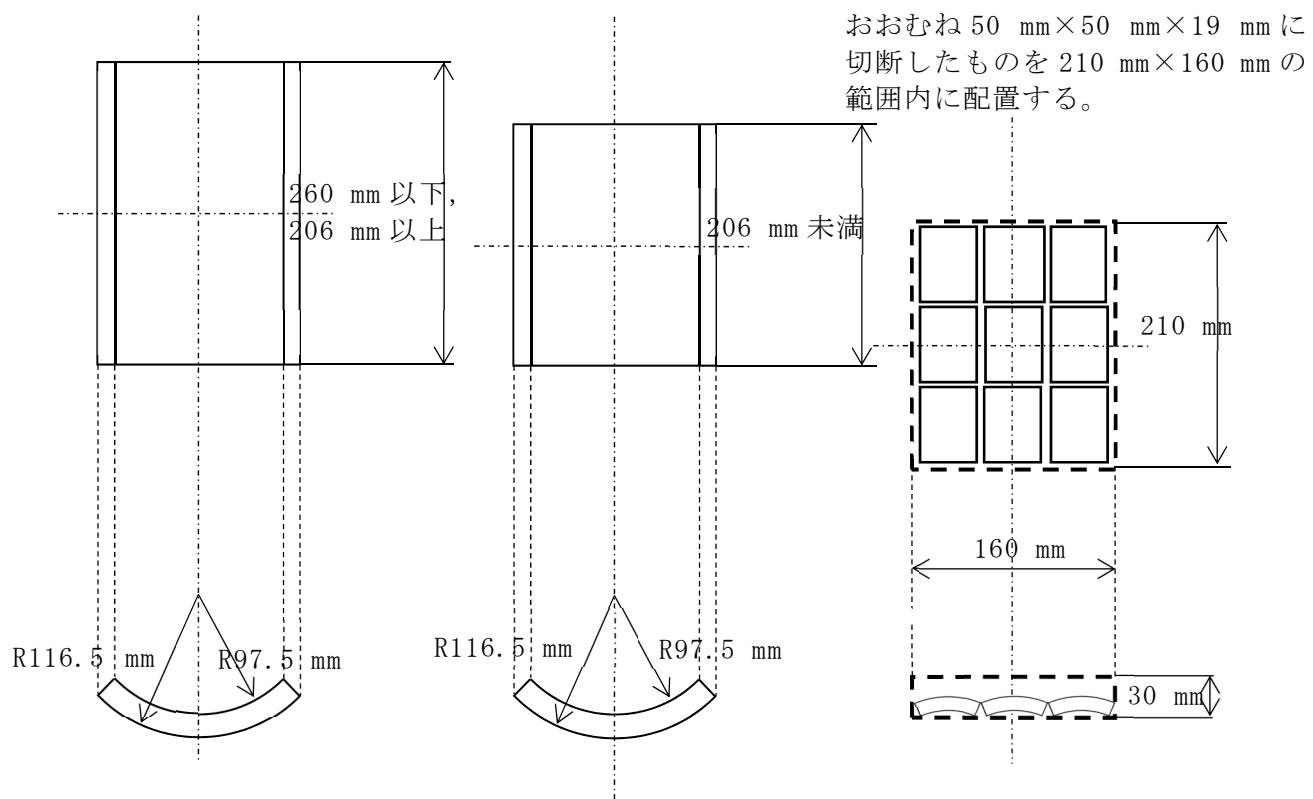
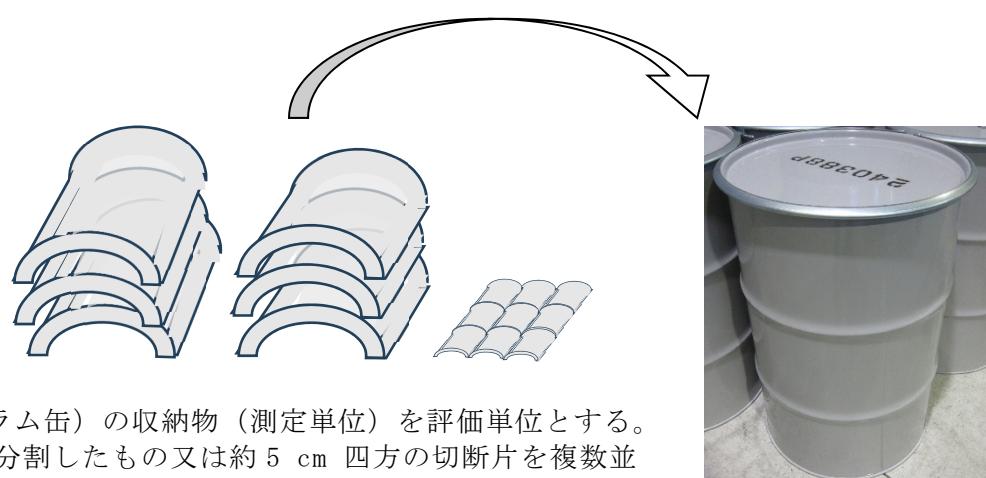


図 4-1 測定単位イメージ図



保管容器（ドラム缶）の収納物（測定単位）を評価単位とする。  
測定単位（16分割したもの又は約5cm四方の切断片を複数並べたもの）ごとに、放射能濃度測定前に重量を測定する。保管容器に収納する測定単位の重量の和が評価単位の重量である。

図 4-2 評価単位イメージ図

## 添 付 書 類 五

放射能濃度の決定を行う方法に関する説明書

## 1 放射能濃度の決定方法の基本的考え方

評価対象核種は、「添付書類三 評価に用いる放射性物質の選択に関する説明書」に示すとおり、対象物外面はC o - 60, C s - 137, E u - 152 及び全 $\alpha$ 核種、対象物内面はC o - 60を選択した。

評価対象核種のうち、 $\gamma$ 線を放出する核種はC o - 60, C s - 137 及びE u - 152 であることから $\gamma$ 線測定が可能な汎用の放射線測定器である $\gamma$ 線検出器（プラスチックシンチレーション検出器）を用いて放射線測定を行う。

対象物外面の放射能評価においては、対象物外面の評価対象核種として選定した $\gamma$ 線放出核種（C o - 60, C s - 137 及びE u - 152）のうち、事前の試験により確認した放射能換算係数が最大となる核種はC s - 137 であるため、 $\gamma$ 線検出器による対象物外面の放射線測定により得られた $\gamma$ 線計数率にC s - 137 の放射能換算係数を乗じて求めた放射能を対象物の重量で除することによって $\gamma$ 線放出核種（C o - 60, C s - 137 及びE u - 152）の代表としてC s - 137 の放射能濃度を求める。放射能濃度の評価に当たっては放射能換算係数等の不確かさを考慮する。

表5-1に示すとおり、C s - 137 は、C o - 60 及びE u - 152 よりも放射能換算係数が大きいこと及びクリアランスレベルがいずれも同一の値（0.1 Bq/g）であることから、測定した $\gamma$ 線の全量がC s - 137 からの寄与として放射能濃度を評価することで、測定単位及び評価単位のΣD/C（ $\gamma$ 線放出核種）は常に保守的に評価される。

対象物内面の放射能評価においては、対象物内面の評価対象核種として選定した $\gamma$ 線放出核種（C o - 60）について、 $\gamma$ 線検出器による対象物内面の放射線測定により得られた $\gamma$ 線計数率にC o - 60 の放射能換算係数を乗じて求めた放射能を対象物の重量で除することによってC o - 60 の放射能濃度を求める。放射能濃度の評価に当たっては放射能換算係数等の不確かさ

を考慮する。

対象物外面及び内面の放射線測定による放射能濃度の算定フローを図5-1に、対象物の形状による測定配置を図5-2に示す。

$\gamma$ 線を放出しない全 $\alpha$ 核種の放射能濃度は、対象物外面の放射線測定より求めたC s-137放射能濃度にC s-137を基準核種とした全 $\alpha$ 核種の核種組成比を乗じて決定する。

放射線測定は、測定単位ごとに行い、各測定単位の $\Sigma D/C$ （評価対象核種）を評価し、10を超えないことを確認する。

放射能濃度の評価の結果、評価単位の $\Sigma D/C$ （評価対象核種）を評価し、1を超えないことを確認し、国の確認を受ける。

## 2 測定単位の放射能濃度の決定方法

### 2. 1 対象物の重量測定

#### （1）対象物の重量（ $W'$ ）

重量計を用いて対象物の重量測定を行い、重量計指示値から対象物の重量（ $W$ ）を読み取る。不確かさを考慮した対象物の重量（ $W'$ ）は、重量計の不確かさを踏まえて5-1式から求める。重量計の不確かさは、放射能濃度を求める際の標準偏差において考慮する。

$$W' = W \pm \sigma_w \quad \cdots \quad 5-1$$

ここで、

$W'$ ：不確かさを考慮した対象物の重量（g）

$W$ ：対象物の重量（読み取値）（g）

$\sigma_w$ ：重量計の不確かさ（g）

## 2. 2 対象物外面の C s - 137 の放射能濃度の決定方法

### (1) バックグラウンド計数率 ( $N_B$ )

$\gamma$  線検出器にてバックグラウンド計数を測定し、各チャンネルのバックグラウンド計数の合算値からバックグラウンド測定時間で除することによって、バックグラウンド計数率 ( $N_B$ ) を求める。

バックグラウンド計数率 ( $N_B$ ) は、5-2 式及び 5-3 式から求める。

$$N_B = \frac{(n_{ch1_B} + n_{ch2_B})}{t_B} \pm \sigma_{N_B} \quad \dots \quad 5-2$$

$$\sigma_{N_B} = \frac{\sqrt{n_{ch1_B} + n_{ch2_B}}}{t_B} \quad \dots \quad 5-3$$

ここで、

$N_B$  : バックグラウンド計数率 ( $s^{-1}$ )

$n_{ch1_B}$  : チャンネル 1 のバックグラウンド計数 (counts)

$n_{ch2_B}$  : チャンネル 2 のバックグラウンド計数 (counts)

$t_B$  : バックグラウンド測定時間 (s)

$\sigma_{N_B}$  : バックグラウンド計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

### (2) バックグラウンド補正係数 ( $F_1$ )

事前に実施した試験結果から、バックグラウンド補正係数 ( $F_1$ ) を設定する。バックグラウンド補正係数 ( $F_1$ ) 及び適用条件を表 5-2 に示す。

バックグラウンド補正係数 ( $F_1$ ) の設定の詳細については、「添付書類六 放射線測定装置の選択及び測定条件の設定に関する説明書」に示す。

### (3) 補正後のバックグラウンド計数率 ( $N'_{B1}$ )

バックグラウンド計数率 ( $N_B$ ) にバックグラウンド補正係数 ( $F_1$ ) を乗することによって、補正後のバックグラウンド計数率 ( $N'_{B1}$ ) を求める。

補正後のバックグラウンド計数率 ( $N'_{B1}$ ) は、5-4 式及び 5-5 式から求める。

$$N'_{B1} = N_B \times F_1 \pm \sigma_{N'_{B1}} \quad \dots \dots 5-4$$

$$\sigma_{N'_{B1}} = \sqrt{(F_1 \times N_B)^2 \left( \frac{\sigma_{F_1}^2}{F_1^2} + \frac{1}{N_B \times t_B} \right) + (r \times F_1 \times N_B)^2} \quad \dots \dots 5-5$$

ここで、

$N'_{B1}$  : 補正後のバックグラウンド計数率 ( $s^{-1}$ )

$N_B$  : バックグラウンド計数率 ( $s^{-1}$ )

$F_1$  : バックグラウンド補正係数 (-)

$r$  : バックグラウンド変動係数 (-) = 0.014

$\sigma_{N'_{B1}}$  : 補正後のバックグラウンド計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{F_1}$  : バックグラウンド補正係数の標準偏差 (-)

$t_B$  : バックグラウンド測定時間 (s)

#### (4) 対象物外面のグロス計数率 ( $N_{G1}$ )

$\gamma$  線検出器にて対象物外面のグロス計数を測定し、各チャネルのグロス計数の合算値からグロス計数測定時間で除することによって、対象物外面のグロス計数率 ( $N_{G1}$ ) を求める。

対象物外面のグロス計数率 ( $N_{G1}$ ) は、5-6 式及び 5-7 式から求める。

$$N_{G1} = \frac{(n_{ch1\_G1} + n_{ch2\_G1})}{t_G} \pm \sigma_{N_{G1}} \quad \dots \dots 5-6$$

$$\sigma_{N_{G1}} = \sqrt{\frac{n_{ch1\_G1} + n_{ch2\_G1}}{t_G}} \quad \dots \dots 5-7$$

ここで、

$N_{G1}$  : 対象物外面のグロス計数率 ( $s^{-1}$ )

$n_{ch1\_G1}$  : 対象物外面のチャネル 1 グロス計数 (counts)

$n_{ch2\_G1}$  : 対象物外面のチャネル 2 グロス計数 (counts)

$t_G$  : グロス計数測定時間 (s)

$\sigma_{N_{G1}}$  : 対象物外面のグロス計数率の標準偏差 (counts)

### (5) 対象物外面の正味計数率 ( $N_1$ )

対象物外面のグロス計数率 ( $N_{G1}$ ) から補正後のバックグラウンド計数率 ( $N'_{B1}$ ) を減することによって、対象物外面の正味計数率 ( $N_1$ ) を求め る。

対象物外面の正味計数率 ( $N_1$ ) は、5-8 式及び 5-9 式から求める。

$$N_1 = N_{G1} - N'_{B1} \pm \sigma_{N_1} \quad \cdots \quad 5-8$$

$$\sigma_{N_1} = \sqrt{\sigma_{N_{G1}}^2 + \sigma_{N'_{B1}}^2} \quad \cdots \quad 5-9$$

ここで、

$N_1$  : 対象物外面の正味計数率 ( $s^{-1}$ )

$N_{G1}$  : 対象物外面のグロス計数率 ( $s^{-1}$ )

$N'_{B1}$  : 補正後のバックグラウンド計数率 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{N_1}$  : 対象物外面の正味計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{N_{G1}}$  : 対象物外面のグロス計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{N'_{B1}}$  : 補正後のバックグラウンド計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

### (6) C s -137 の放射能換算係数 ( $CF_1$ )

放射能換算係数設定のために実施した試験結果から、対象物外面の正味 計数率 ( $N_1$ ) を C s -137 放射能に換算するための放射能換算係数 ( $CF_1$ ) を設定する。放射能換算係数 ( $CF_1$ ) 及び適用条件を表 5-3 に示す。

C s -137 の放射能換算係数 ( $CF_1$ ) の設定については、「添付書類六 放射線測定装置の選択及び測定条件の設定に関する説明書」に示す。

### (7) C s -137 の放射能 ( $A_1$ )

対象物外面の正味計数率 ( $N_1$ ) に C s -137 の放射能換算係数 ( $CF_1$ ) を乗することによって、C s -137 の放射能 ( $A_1$ ) を求める。

C s -137 の放射能 ( $A_1$ ) は, 5-10 式及び 5-11 式から求める。

$$A_1 = N_1 \times CF_1 \pm \sigma_{A_1} \quad \cdots \cdots 5-10$$

$$\sigma_{A_1} = N_1 \times CF_1 \sqrt{\left(\frac{\sigma_{N_1}}{N_1}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{CF_1}}{CF_1}\right)^2} \quad \cdots \cdots 5-11$$

ここで,

$A_1$  : C s -137 の放射能 (Bq)

$N_1$  : 対象物外面の正味計数率 ( $s^{-1}$ )

$CF_1$  : C s -137 の放射能換算係数 ( $Bq/s^{-1}$ )

$\sigma_{A_1}$  : C s -137 の放射能の標準偏差 (Bq)

$\sigma_{N_1}$  : 対象物外面の正味計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{CF_1}$  : C s -137 の放射能換算係数の標準偏差 ( $Bq/s^{-1}$ )

#### (8) C s -137 の放射能濃度 ( $D_1$ )

C s -137 の放射能 ( $A_1$ ) を対象物の重量 ( $W$ ) で除することによって,

C s -137 の放射能濃度 ( $D_1$ ) を求める。

C s -137 の放射能濃度 ( $D_1$ ) は, 5-12 及び 5-13 式から求める。

$$D_1 = \frac{A_1}{W} \pm \sigma_{D_1} \quad \cdots \cdots 5-12$$

$$\sigma_{D_1} = \frac{A_1}{W} \sqrt{\left(\frac{\sigma_{A_1}}{A_1}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_W}{W}\right)^2} \quad \cdots \cdots 5-13$$

ここで,

$D_1$  : C s -137 の放射能濃度 ( $Bq/g$ )

$A_1$  : C s -137 の放射能 (Bq)

$W$  : 対象物の重量 (読み取り値) (g)

$\sigma_{D_1}$  : C s -137 の放射能濃度の標準偏差 ( $Bq/g$ )

$\sigma_{A_1}$  : C s -137 の放射能の標準偏差 (Bq)

$\sigma_W$  : 重量計の不確かさ (g)

(9) 不確かさを考慮したC s-137 の放射能濃度 ( $D'_1$ )

C s-137 の放射能濃度の標準偏差 ( $\sigma_{D_1}$ ) に信頼の水準を片側 95% としたときの包含係数 1.645 を乗じた値を C s-137 の放射能濃度 ( $D_1$ ) に加算することによって、不確かさを考慮した C s-137 の放射能濃度 ( $D'_1$ ) を求める。

不確かさを考慮した C s-137 の放射能濃度 ( $D'_1$ ) は 5-14 式から求め る。

$$D'_1 = D_1 + 1.645 \times \sigma_{D_1} \quad \dots \quad 5-14$$

ここで、

$D'_1$  : 不確かさを考慮した C s-137 の放射能濃度  
(Bq/g)

$D_1$  : C s-137 の放射能濃度 (Bq/g)

$\sigma_{D_1}$  : C s-137 の放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)

(10) 対象物外面の検出限界計数率 ( $N_{DL1}$ )

対象物外面の検出限界計数率 ( $N_{DL1}$ ) は、Cooper の式により求める。

対象物外面の検出限界計数率 ( $N_{DL1}$ ) を求めるためのバックグラウンド計数率 ( $N_B$ ) は、5-2 式で求めた値とする。

対象物外面の検出限界計数率 ( $N_{DL1}$ ) は、5-15 式から求める。

$$N_{DL1} = \frac{1}{2} \left[ \frac{k^2}{t_G} + k \sqrt{\left( \frac{k}{t_G} \right)^2 + 4N_B \left[ \frac{1}{t_G} + F_1^2 \times N_B \times \left( \frac{\sigma_{F_1}}{F_1} \right)^2 + \frac{1}{N_B \times t_B} + r^2 \right]} \right]$$

• • • 5-15

ここで、

$N_{DL1}$  : 対象物外面の検出限界計数率 (s<sup>-1</sup>)

$k$  : 係数 (-) = 3

$t_G$  : グロス計数測定時間 (s)

$N_B$  : バックグラウンド計数率 (s<sup>-1</sup>)

- $r$  : バックグラウンド変動係数 (−) = 0.014  
 $t_B$  : バックグラウンド測定時間 (s)  
 $F_1$  : バックグラウンド補正係数 (−)  
 $\sigma_{F_1}$  : バックグラウンド補正係数の標準偏差 (−)

(1 1) C s -137 の検出限界放射能 ( $A_{DL1}$ )

対象物外面の検出限界計数率 ( $N_{DL1}$ ) に C s -137 の放射能換算係数 ( $CF_1$ ) を乗ずることによって, C s -137 の検出限界放射能 ( $A_{DL1}$ ) を求める。

C s -137 の検出限界放射能 ( $A_{DL1}$ ) は 5-16 式及び 5-17 式から求め る。

$$A_{DL1} = N_{DL1} \times CF_1 \pm \sigma_{A_{DL1}} \quad \dots \quad 5-16$$

$$\sigma_{A_{DL1}} = N_{DL1} \times \sigma_{CF_1} \quad \dots \quad 5-17$$

ここで,

- $A_{DL1}$  : C s -137 の検出限界放射能 (Bq)  
 $N_{DL1}$  : 対象物外面の検出限界計数率 ( $s^{-1}$ )  
 $CF_1$  : C s -137 の放射能換算係数 ( $Bq/s^{-1}$ )  
 $\sigma_{A_{DL1}}$  : C s -137 の検出限界放射能の標準偏差 (Bq)  
 $\sigma_{CF_1}$  : C s -137 の放射能換算係数の標準偏差 ( $Bq/s^{-1}$ )

(1 2) C s -137 の検出限界放射能濃度 ( $D_{DL1}$ )

C s -137 の検出限界放射能 ( $A_{DL1}$ ) を対象物の重量 ( $W$ ) で除することによって, C s -137 検出限界放射能濃度 ( $D_{DL1}$ ) を求める。

C s -137 の検出限界放射能濃度 ( $D_{DL1}$ ) は, 5-18 式及び 5-19 式から求める。

$$D_{DL1} = \frac{A_{DL1}}{W} \pm \sigma_{D_{DL1}} \quad \dots \quad 5-18$$

$$\sigma_{D_{DL1}} = \frac{A_{DL1}}{W} \sqrt{\left(\frac{\sigma_{A_{DL1}}}{A_{DL1}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_W}{W}\right)^2} \quad \cdots 5-19$$

ここで、

$D_{DL1}$  : C s -137 の検出限界放射能濃度 (Bq/g)

$A_{DL1}$  : C s -137 の検出限界放射能 (Bq)

$W$  : 対象物の重量 (読み取り値) (g)

$\sigma_{D_{DL1}}$  : C s -137 の検出限界放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)

$\sigma_{A_{DL1}}$  : C s -137 の検出限界放射能の標準偏差 (Bq)

$\sigma_W$  : 重量計の不確かさ (g)

(13) 不確かさを考慮したC s -137 の検出限界放射能濃度 ( $D'_{DL1}$ )

C s -137 の検出限界放射能濃度の標準偏差 ( $\sigma_{D_{DL1}}$ ) に信頼の水準を片側 95% としたときの包含係数 1.645 を乗じた値を C s -137 の検出限界放射能濃度 ( $D_{DL1}$ ) に加算することによって、不確かさを考慮した C s -137 の検出限界放射能濃度 ( $D'_{DL1}$ ) を求める。

不確かさを考慮した C s -137 の検出限界放射能濃度 ( $D'_{DL1}$ ) は 5-20 式から求める。

$$D'_{DL1} = D_{DL1} + 1.645 \times \sigma_{D_{DL1}} \quad \cdots 5-20$$

ここで、

$D'_{DL1}$  : 不確かさを考慮した C s -137 の検出限界放射能濃度 (Bq/g)

$D_{DL1}$  : C s -137 の検出限界放射能濃度 (Bq/g)

$\sigma_{D_{DL1}}$  : C s -137 の検出限界放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)

(14) C s -137 の放射能濃度の決定 ( $D_{Cs-137}$ )

5-14 式で求めた C s -137 の放射能濃度 ( $D'_{1}$ ) と 5-20 式で求めた C s -137 の検出限界放射能濃度 ( $D'_{DL1}$ ) を比較し、C s -137 の放射

能濃度 ( $D'_1$ ) が C s - 137 の検出限界放射能濃度 ( $D'_{DL1}$ ) 以上の場合  
は、 C s - 137 放射能濃度 ( $D'_1$ ) を放射能濃度の決定に用いる  
C s - 137 の放射能濃度 ( $D_{Cs-137}$ ) とする。

C s - 137 の放射能濃度 ( $D'_1$ ) が C s - 137 の検出限界放射能濃度  
( $D'_{DL1}$ ) 未満の場合は、不確かさを考慮した C s - 137 の検出限界放射  
能濃度 ( $D'_{DL1}$ ) を放射能濃度の決定に用いる C s - 137 の放射能濃度  
( $D_{Cs-137}$ ) とする。

## 2. 3 対象物内面の C o - 60 の放射能濃度の決定方法

### (1) バックグラウンド計数率 ( $N_B$ )

$\gamma$  線検出器にてバックグラウンド計数を測定し、各チャンネルのバック  
グラウンド計数の合算値からバックグラウンド測定時間で除することによ  
って、バックグラウンド計数率 ( $N_B$ ) を求める。

バックグラウンド計数率 ( $N_B$ ) は、5-2 式及び 5-3 で求めた値を用いる。

### (2) バックグラウンド補正係数 ( $F_2$ )

事前に実施した試験結果から、バックグラウンド補正係数 ( $F_2$ ) を設定  
する。バックグラウンド補正係数 ( $F_2$ ) 及び適用条件を表 5-2 に示す。

なお、バックグラウンド補正係数 ( $F_2$ ) の設定の詳細については、「添  
付書類六 放射線測定装置の選択及び測定条件の設定に関する説明書」に  
示す。

### (3) 補正後のバックグラウンド計数率 ( $N'_{B2}$ )

バックグラウンド計数率 ( $N_B$ ) にバックグラウンド補正係数 ( $F_2$ ) を乗

することによって、補正後のバックグラウンド計数率 ( $N'_{B2}$ ) を求める。

補正後のバックグラウンド計数率 ( $N'_{B2}$ ) は、5-21 式及び 5-22 式から求める。

$$N'_{B2} = N_B \times F_2 \pm \sigma_{N'_{B2}} \quad \cdots \cdots 5-21$$

$$\sigma_{N'_{B2}} = \sqrt{(F_2 \times N_B)^2 \left( \frac{\sigma_{F_2}^2}{F_2^2} + \frac{1}{N_B \times t_B} \right) + (r \times F_2 \times N_B)^2} \quad \cdots \cdots 5-22$$

ここで、

$N'_{B2}$  : 補正後のバックグラウンド計数率 ( $s^{-1}$ )

$N_B$  : バックグラウンド計数率 ( $s^{-1}$ )

$F_2$  : バックグラウンド補正係数 (−)

$r$  : バックグラウンド変動係数 (−) = 0.014

$\sigma_{N'_{B2}}$  : 補正後のバックグラウンド計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{F_2}$  : バックグラウンド補正係数の標準偏差 (−)

$t_B$  : バックグラウンド測定時間 (s)

#### (4) 対象物内面のグロス計数率 ( $N_{G2}$ )

$\gamma$  線検出器にて対象物内面のグロス計数を測定し、各チャネルのグロス計数の合算値からグロス計数測定時間で除することによって、対象物内面のグロス計数率 ( $N_{G2}$ ) を求める。

対象物内面のグロス計数率 ( $N_{G2}$ ) は、5-23 式及び 5-24 式から求める。

$$N_{G2} = \frac{(n_{ch1\_G2} + n_{ch2\_G2})}{t_G} \pm \sigma_{N_{G2}} \quad \cdots \cdots 5-23$$

$$\sigma_{N_{G2}} = \frac{\sqrt{n_{ch1\_G2} + n_{ch2\_G2}}}{t_G} \quad \cdots \cdots 5-24$$

ここで、

$N_{G2}$  : 対象物内面のグロス計数率 ( $s^{-1}$ )

$n_{ch1\_G2}$  : 対象物内面のチャネル 1 グロス計数 (counts)

$n_{ch2\_G2}$  : 対象物内面のチャンネル2 グロス計数 (counts)

$t_G$  : グロス計数測定時間 (s)

$\sigma_{N_{G2}}$  : 対象物内面のグロス計数率の標準偏差 (counts)

### (5) 対象物内面の正味計数率 ( $N_2$ )

対象物内面のグロス計数率 ( $N_{G2}$ ) から補正後のバックグラウンド計数率 ( $N'_{B2}$ ) を減することによって、対象物内面の正味計数率 ( $N_2$ ) を求め る。

対象物内面の正味計数率 ( $N_2$ ) は、5-25式及び5-26式から求める。

$$N_2 = N_{G2} - N'_{B2} \pm \sigma_{N_2} \quad \cdots \quad 5-25$$

$$\sigma_{N_2} = \sqrt{\sigma_{N_{G2}}^2 + \sigma_{N'_{B2}}^2} \quad \cdots \quad 5-26$$

ここで、

$N_2$  : 対象物内面の正味計数率 ( $s^{-1}$ )

$N_{G2}$  : 対象物内面のグロス計数率 ( $s^{-1}$ )

$N'_{B2}$  : 補正後のバックグラウンド計数率 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{N_2}$  : 対象物内面の正味計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{N_{G2}}$  : 対象物外側のグロス計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{N'_{B2}}$  : 補正後のバックグラウンド計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

### (6) Co-60 の放射能換算係数 ( $CF_2$ )

放射能換算係数設定のために実施した試験結果から、対象物内面の正味 計数率 ( $N_2$ ) をCo-60 放射能に換算するための放射能換算係数 ( $CF_2$ ) を設定する。放射能換算係数 ( $CF_2$ ) 及び適用条件を表5-3に示す。

Co-60 の放射能換算係数 ( $CF_2$ ) の設定については、「添付書類六 放射線測定装置の選択及び測定条件の設定に関する説明書」に示す。

(7) Co-60 の放射能 ( $A_2$ )

対象物内面の正味計数率 ( $N_2$ ) に Co-60 の放射能換算係数 ( $CF_2$ ) を乗することによって, Co-60 の放射能 ( $A_2$ ) を求める。

Co-60 の放射能 ( $A_2$ ) は, 5-27 式及び 5-28 式から求める。

$$A_2 = N_2 \times CF_2 \pm \sigma_{A_2} \quad \dots \dots 5-27$$

$$\sigma_{A_2} = N_2 \times CF_2 \sqrt{\left(\frac{\sigma_{N_2}}{N_2}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{CF_2}}{CF_2}\right)^2} \quad \dots \dots 5-28$$

ここで,

$A_2$  : Co-60 の放射能 (Bq)

$N_2$  : 対象物内面の正味計数率 ( $s^{-1}$ )

$CF_2$  : Co-60 の放射能換算係数 (Bq/ $s^{-1}$ )

$\sigma_{A_2}$  : Co-60 の放射能の標準偏差 (Bq)

$\sigma_{N_2}$  : 対象物内面の正味計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{CF_2}$  : Co-60 の放射能換算係数の標準偏差 (Bq/ $s^{-1}$ )

(8) Co-60 の放射能濃度 ( $D_2$ )

Co-60 の放射能 ( $A_2$ ) を対象物の重量 ( $W$ ) で除することによって, Co-60 の放射能濃度 ( $D_2$ ) を求める。

Co-60 の放射能濃度 ( $D_2$ ) は, 5-29 及び 5-30 式から求める。

$$D_2 = \frac{A_2}{W} \pm \sigma_{D_2} \quad \dots \dots 5-29$$

$$\sigma_{D_2} = \frac{A_2}{W} \sqrt{\left(\frac{\sigma_{A_2}}{A_2}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_W}{W}\right)^2} \quad \dots \dots 5-30$$

ここで,

$D_2$  : Co-60 の放射能濃度 (Bq/g)

$A_2$  : Co-60 の放射能 (Bq)

$W$  : 対象物の重量 (読み取値) (g)

$\sigma_{D_2}$  : C o - 60 の放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)

$\sigma_{A_2}$  : C o - 60 の放射能の標準偏差 (Bq/g)

$\sigma_W$  : 重量計の不確かさ (g)

#### (9) 不確かさを考慮した C o - 60 の放射能濃度 ( $D'_2$ )

C o - 60 の放射能濃度の標準偏差 ( $\sigma_{D_2}$ ) に信頼の水準を片側 95% としたときの包含係数 1.645 を乗じた値を C o - 60 の放射能濃度 ( $D_2$ ) に加算することによって、不確かさを考慮した C o - 60 の放射能濃度 ( $D'_2$ ) を求める。

不確かさを考慮した C o - 60 の放射能濃度 ( $D'_2$ ) は、5-31 式から求め

る。

$$D'_2 = D_2 + 1.645 \times \sigma_{D_2} \quad \dots 5-31$$

ここで、

$D'_2$  : 不確かさを考慮した C o - 60 放射能濃度 (Bq/g)

$D_2$  : C o - 60 の放射能濃度 (Bq/g)

$\sigma_{D_2}$  : C o - 60 の放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)

#### (10) 対象物内面の検出限界計数率 ( $N_{DL2}$ )

対象物内面の検出限界計数率 ( $N_{DL2}$ ) は、Cooper の式により求める。

対象物内面の検出限界計数率 ( $N_{DL2}$ ) を求めるためのバックグラウンド計数率 ( $N_B$ ) は、5-2 式で求めた値とする。

対象物内面の検出限界計数率 ( $N_{DL2}$ ) は、5-32 式から求める。

$$N_{DL2} = \frac{1}{2} \left[ \frac{k^2}{t_G} + k \sqrt{\left( \frac{k}{t_G} \right)^2 + 4N_B \left[ \frac{1}{t_G} + F_2^2 \times N_B \times \left( \frac{\sigma_{F_2}^2}{F_2^2} + \frac{1}{N_B \times t_B} + r^2 \right) \right]} \right]$$

• • • 5-32

ここで、

- $N_{DL2}$  : 対象物内面の検出限界計数率 ( $s^{-1}$ )  
 $k$  : 係数 (-) = 3  
 $t_G$  : グロス計数測定時間 (s)  
 $N_B$  : バックグラウンド計数率 ( $s^{-1}$ )  
 $r$  : バックグラウンド変動係数 (-) = 0.014  
 $t_B$  : バックグラウンド測定時間 (s)  
 $F_2$  : バックグラウンド補正係数 (-)  
 $\sigma_{F_2}$  : バックグラウンド補正係数の標準偏差 (-)

### (1 1) Co-60 の検出限界放射能 ( $A_{DL2}$ )

対象物内面の検出限界計数率 ( $N_{DL2}$ ) に Co-60 の放射能換算係数 ( $CF_2$ ) を乗ずることによって、Co-60 の検出限界放射能 ( $A_{DL2}$ ) を求める。

Co-60 の検出限界放射能 ( $A_{DL2}$ ) は、5-33 式及び 5-34 式から求め る。

$$A_{DL2} = N_{DL2} \times CF_2 \pm \sigma_{A_{DL2}} \quad \cdots 5-33$$

$$\sigma_{A_{DL2}} = N_{DL2} \times \sigma_{CF_2} \quad \cdots 5-34$$

ここで、

- $A_{DL2}$  : Co-60 の検出限界放射能 (Bq)  
 $N_{DL2}$  : 対象物内面の検出限界計数率 ( $s^{-1}$ )  
 $CF_2$  : Co-60 の放射能換算係数 ( $Bq/s^{-1}$ )  
 $\sigma_{A_{DL2}}$  : Co-60 の検出限界放射能の標準偏差 (Bq)  
 $\sigma_{CF_2}$  : Co-60 の放射能換算係数の標準偏差 ( $Bq/s^{-1}$ )

### (1 2) Co-60 の検出限界放射能濃度 ( $D_{DL2}$ )

Co-60 の検出限界放射能 ( $A_{DL2}$ ) を対象物の重量 ( $W$ ) で除する

ことによって、Co-60 の検出限界放射能濃度 ( $D_{DL2}$ ) を求める。

Co-60 の検出限界放射能濃度 ( $D_{DL2}$ ) は、5-35 及び 5-36 式から求める。

$$D_{DL2} = \frac{A_{DL2}}{W} \pm \sigma_{D_{DL2}} \quad \cdots \cdots 5-35$$

$$\sigma_{D_{DL2}} = \frac{A_{DL2}}{W} \sqrt{\left(\frac{\sigma_{A_{DL2}}}{A_{DL2}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_W}{W}\right)^2} \quad \cdots \cdots 5-36$$

ここで、

$D_{DL2}$  : Co-60 の検出限界放射能濃度 (Bq/g)

$A_{DL2}$  : Co-60 の検出限界放射能 (Bq)

$W$  : 対象物の重量 (読み取値) (g)

$\sigma_{D_{DL2}}$  : Co-60 の検出限界放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)

$\sigma_{A_{DL2}}$  : Co-60 の検出限界放射能の標準偏差 (Bq/g)

$\sigma_W$  : 重量の不確かさ (g)

(13) 不確かさを考慮したCo-60 の検出限界放射能濃度 ( $D'_{DL2}$ )

Co-60 の検出限界放射能濃度の標準偏差 ( $\sigma_{D_{DL2}}$ ) に信頼の水準を片側 95%としたときの包含係数 1.645 を乗じた値を Co-60 の検出限界放射能濃度 ( $D_{DL2}$ ) に加算することによって、不確かさを考慮した Co-60 の検出限界放射能濃度 ( $D'_{DL2}$ ) を求める。

不確かさを考慮したCo-60 の検出限界放射能濃度 ( $D'_{DL2}$ ) は、5-37 式から求める。

$$D'_{DL2} = D_{DL2} + 1.645 \times \sigma_{D_{DL2}} \quad \cdots \cdots 5-37$$

ここで、

$D'_{DL2}$  : 不確かさを考慮したCo-60 の検出限界放射能濃度 (Bq/g)

$D_{DL2}$  : Co-60 の検出限界放射能濃度 (Bq/g)

$\sigma_{D_{DL2}}$  : Co-60 の検出限界放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)

#### (14) Co-60 の放射能濃度の決定 ( $D_{Co-60}$ )

5-31 式で求めた不確かさを考慮した Co-60 の放射能濃度 ( $D'_{2}$ ) と  
5-37 式で求めた不確かさを考慮した Co-60 の検出限界放射能濃度  
( $D'_{DL2}$ ) を比較し、不確かさを考慮した Co-60 の放射能濃度 ( $D'_{2}$ )  
が不確かさを考慮した Co-60 の検出限界放射能濃度 ( $D'_{DL2}$ ) 以上の場合  
は、不確かさを考慮した Co-60 の放射能濃度 ( $D'_{2}$ ) を放射能濃度の決定に用いる Co-60 の放射能濃度 ( $D_{Co-60}$ ) とする。

不確かさを考慮した Co-60 の放射能濃度 ( $D'_{2}$ ) が不確かさを考慮  
した Co-60 の検出限界放射能濃度 ( $D'_{DL2}$ ) 未満の場合は、不確かさ  
を考慮した Co-60 の検出限界放射能濃度 ( $D'_{DL2}$ ) を放射能濃度の決定に用いる Co-60 の放射能濃度 ( $D_{Co-60}$ ) とする。

### 2.4 全 $\alpha$ 核種の放射能濃度の決定方法

評価対象核種のうち、全  $\alpha$  核種は  $\gamma$  線を放出する核種である Cs-137 と  
の間で放射能濃度の相関が認められることから、Cs-137 との放射能濃度  
の比を用いた核種組成比法により放射能濃度を決定する。

#### (1) 核種組成比の設定

「添付書類三 評価に用いる放射性物質の選択に関する説明書」において  
設定した核種組成比 ( $R_{\alpha}$ ) を用いる。

#### (2) 全 $\alpha$ 核種の放射能濃度 ( $D_{\alpha}$ ) の決定

「2.2 (14) Cs-137 放射能濃度の決定 ( $D_{Cs-137}$ )」で求めた  
Cs-137 の放射能濃度 ( $D_{Cs-137}$ ) に核種組成比 ( $R_{\alpha}$ ) を乗ずることによ  
って、全  $\alpha$  核種の放射能濃度 ( $D_{\alpha}$ ) を求める。

全  $\alpha$  核種の放射能濃度 ( $D_{\alpha}$ ) は 5-38 式から求める。

$$D_\alpha = D_{Cs-137} \times R_\alpha \quad \cdots 5-38$$

ここで、

$$\begin{aligned} D_\alpha &: \text{全 } \alpha \text{ 核種の放射能濃度 (Bq/g)} \\ D_{Cs-137} &: \text{Cs-137 の放射能濃度 (Bq/g)} \\ R_\alpha &: \text{核種組成比 (-) } = 6.1 \end{aligned}$$

### 3 測定単位の $\Sigma D/C$ の評価

「2.2 対象物外面の Cs-137 放射能濃度の決定方法」で求めた Cs-137 の放射能濃度 ( $D_{Cs-137}$ ), 「2.3 対象物内面の Co-60 放射能濃度の決定方法」で求めた Co-60 の放射能濃度 ( $D_{Co-60}$ ) 及び「2.4 全  $\alpha$  核種の放射能濃度の決定方法」で求めた全  $\alpha$  核種の放射能濃度 ( $D_\alpha$ ) から測定単位の  $\Sigma D/C$  を評価し, 10 を超えないことを確認する。

測定単位の  $\Sigma D/C$  は 5-39 式から求める。

$$\Sigma D/C = \frac{D_{Co-60}}{C_{Co-60}} + \frac{D_{Cs-137}}{C_{Cs-137}} + \frac{D_\alpha}{C_\alpha} \quad \cdots 5-39$$

ここで、

$$\begin{aligned} D_{Co-60} &: \text{Co-60 の放射能濃度 (Bq/g)} \\ C_{Co-60} &: \text{Co-60 のクリアランスレベル (Bq/g)} = 0.1 \\ D_{Cs-137} &: \text{Cs-137 の放射能濃度 (Bq/g)} \\ C_{Cs-137} &: \text{Cs-137 のクリアランスレベル (Bq/g)} = 0.1 \\ D_\alpha &: \text{全 } \alpha \text{ 核種の放射能濃度 (Bq/g)} \\ C_\alpha &: \text{全 } \alpha \text{ 核種のクリアランスレベル (Bq/g)} = 0.1^{**} \end{aligned}$$

※ : 全  $\alpha$  核種のクリアランスレベルは, Pu-239, Pu-241 及び Am-241 の中でクリアランスレベルが最も低い値である 0.1 Bq/g を用いて  $\Sigma D/C$  を評価する。

## 4 評価単位の $\Sigma D/C$ の評価

### (1) 評価単位の $Cs-137$ 及び $Co-60$ の放射能濃度

評価単位の  $Cs-137$  及び  $Co-60$  の放射能濃度は、評価単位を構成する各測定単位の  $Cs-137$  及び  $Co-60$  の放射能濃度にその重量を乗じて放射能を求め、これらの和を評価単位の重量で除すことによって決定する。

評価単位の  $Cs-137$  及び  $Co-60$  の放射能濃度は以下のステップで求めること。

a. 評価単位を構成する各測定単位の  $Cs-137$  及び  $Co-60$  の放射能  
各測定単位の  $Cs-137$  の放射能 ( $A_{Cs-137_i}$ ) は、5-12 式及び 5-13 式  
又は 5-18 式及び 5-19 式で求めた各測定単位の  $Cs-137$  の放射能濃度  
にその重量を乗ずることによって求める。

また、各測定単位の  $Co-60$  の放射能 ( $A_{Co-60_i}$ ) は、5-29 式及び  
5-30 式又は 5-35 式及び 5-36 式で求めた各測定単位の  $Co-60$  の放射  
能濃度にその重量を乗ずることによって求める。

各測定単位の  $Cs-137$  の放射能 ( $A_{Cs-137_i}$ ) は 5-40 式及び 5-41 式  
から、各測定単位の  $Co-60$  の放射能 ( $A_{Co-60_i}$ ) は 5-42 式及び 5-43  
式から求める。

(a) 各測定単位の  $Cs-137$  放射能 ( $A_{Cs-137_i}$ )

$$A_{Cs-137_i} = D_{Cs-137_i} \times W_i \pm \sigma_{A_{Cs-137_i}} \quad \dots \dots 5-40$$

$$\sigma_{A_{Cs-137_i}} = D_{Cs-137_i} \times W_i \sqrt{\left(\frac{\sigma_{D_{Cs-137_i}}}{D_{Cs-137_i}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{W_i}}{W_i}\right)^2} \quad \dots \dots 5-41$$

ここで、

$A_{Cs-137_i}$  : 評価単位を構成する各測定単位の  $Cs-137$  の放射  
能 (Bq)

$D_{Cs-137_i}$  : 評価単位を構成する各測定単位の  $Cs-137$  の放射  
能濃度 (Bq/g)

- $W_i$  : 評価単位を構成する各測定単位の対象物の重量  
(g)  
 $\sigma_{A_{Cs-137_i}}$  : 評価単位を構成する各測定単位の  $Cs-137$  の放射能の標準偏差 (Bq)  
 $\sigma_{D_{Cs-137_i}}$  : 評価単位を構成する各測定単位の  $Cs-137$  の放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)  
 $\sigma_{w_i}$  : 評価単位を構成する各測定単位の対象物の重量の標準偏差 (g)

(b) 各測定単位の  $Co-60$  の放射能 ( $A_{Co-60_i}$ )

$$A_{Co-60_i} = D_{Co-60_i} \times W_i \pm \sigma_{A_{Co-60_i}} \quad \cdots \quad 5-42$$

$$\sigma_{A_{Co-60_i}} = D_{Co-60_i} \times W_i \sqrt{\left(\frac{\sigma_{D_{Co-60_i}}}{D_{Co-60_i}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{w_i}}{W_i}\right)^2} \quad \cdots \quad 5-43$$

ここで、

- $A_{Co-60_i}$  : 評価単位を構成する各測定単位の  $Co-60$  の放射能  
(Bq)  
 $D_{Co-60_i}$  : 評価単位を構成する各測定単位の  $Co-60$  の放射能濃度 (Bq/g)  
 $W_i$  : 評価単位を構成する各測定単位の対象物の重量  
(g)  
 $\sigma_{A_{Co-60_i}}$  : 評価単位を構成する各測定単位の  $Co-60$  の放射能の標準偏差 (Bq)  
 $\sigma_{D_{Co-60_i}}$  : 評価単位を構成する各測定単位の  $Co-60$  の放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)  
 $\sigma_{w_i}$  : 評価単位を構成する各測定単位の対象物の重量の標準偏差 (g)

b. 評価単位の  $Cs-137$  及び  $Co-60$  の放射能

a. で求めた各測定単位の  $Cs-137$  及び  $Co-60$  の放射能を核種毎に合算し、評価単位の  $Cs-137$  及び  $Co-60$  の放射能を求める。

評価単位の  $Cs-137$  の放射能 ( $A_{Cs-137_e}$ ) は 5-44 式及び 5-45 式から、評価単位の  $Co-60$  の放射能 ( $A_{Co-60_e}$ ) は 5-46 式及び 5-47 式から求める。

(a) 評価単位の C s - 137 の放射能 ( $A_{Cs-137_e}$ )

$$A_{Cs-137_e} = \sum_{i=1}^{i_e} A_{Cs-137_i} \pm \sigma_{A_{Cs-137_e}} \quad \cdots 5-44$$

$$\sigma_{A_{Cs-137_e}} = \sqrt{\sum_{i=1}^{i_e} (\sigma_{A_{Cs-137_i}})^2} \quad \cdots 5-45$$

ここで,

$A_{Cs-137_e}$  : 評価単位の C s - 137 の放射能 (Bq)

$A_{Cs-137_i}$  : 評価単位を構成する各測定単位の C s - 137 の放射能 (Bq)

$\sigma_{A_{Cs-137_e}}$  : 評価単位の C s - 137 放射能の標準偏差 (Bq)

$\sigma_{A_{Cs-137_i}}$  : 評価単位を構成する各測定単位の C s - 137 放射能の標準偏差 (Bq)

(b) 評価単位の C o - 60 の放射能 ( $A_{Co-60_e}$ )

$$A_{Co-60_e} = \sum_{i=1}^{i_e} A_{Co-60_i} \pm \sigma_{A_{Co-60_e}} \quad \cdots 5-46$$

$$\sigma_{A_{Co-60_e}} = \sqrt{\sum_{i=1}^{i_e} (\sigma_{A_{Co-60_i}})^2} \quad \cdots 5-47$$

ここで,

$A_{Co-60_e}$  : 評価単位の C o - 60 の放射能 (Bq)

$A_{Co-60_i}$  : 評価単位を構成する各測定単位の C o - 60 の放射能 (Bq)

$\sigma_{A_{Co-60_e}}$  : 評価単位の C o - 60 の放射能の標準偏差 (Bq)

$\sigma_{A_{Co-60_i}}$  : 評価単位を構成する各測定単位の C o - 60 の放射能の標準偏差 (Bq)

### c. 評価単位の重量

各測定単位の重量を合算し, 評価単位の重量 ( $W_e$ ) を求める。

評価単位の重量 ( $W_e$ ) は 5-48 式及び 5-49 式から求める。

$$W_e = \sum_{i=1}^{i_e} W_i \pm \sigma_{W_e} \quad \cdots 5-48$$

$$\sigma_{W_e} = \sqrt{\sum_{i=1}^{i=e} (\sigma_{w_i})^2} \quad \cdots 5-49$$

ここで、

- $W_e$  : 評価単位の対象物の重量 (g)  
 $W_i$  : 評価単位を構成する各測定単位の対象物の重量 (g)  
 $\sigma_{W_e}$  : 評価単位の対象物の重量の標準偏差 (g)  
 $\sigma_{w_i}$  : 評価単位を構成する各測定単位の対象物の重量の標準偏差 (g)

d. 評価単位の Cs-137 及び Co-60 の放射能濃度

b. で求めた評価単位の Cs-137 及び Co-60 の放射能を c. で求めた評価単位の重量で除することによって、評価単位の Cs-137 及び Co-60 の放射能濃度を求める。

評価単位の Cs-137 の放射能濃度 ( $D_{Cs-137_e}$ ) は 5-50 式及び 5-51 式から、評価単位の Co-60 の放射能濃度 ( $D_{Co-60_e}$ ) は 5-52 式及び 5-53 式から求める。

(a) 評価単位の Cs-137 の放射能濃度 ( $D_{Cs-137_e}$ )

$$D_{Cs-137_e} = \frac{A_{Cs-137_e}}{W_e} \pm \sigma_{D_{Cs-137_e}} \quad \cdots 5-50$$

$$\sigma_{D_{Cs-137_e}} = \frac{\sigma_{A_{Cs-137_e}}}{W_e} \sqrt{\left(\frac{\sigma_{A_{Cs-137_e}}}{A_{Cs-137_e}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{W_e}}{W_e}\right)^2} \quad \cdots 5-51$$

ここで、

- $D_{Cs-137_e}$  : 評価単位の Cs-137 の放射能濃度 (Bq/g)  
 $A_{Cs-137_e}$  : 評価単位の Cs-137 の放射能 (Bq)  
 $W_e$  : 評価単位の重量 (g)  
 $\sigma_{D_{Cs-137_e}}$  : 評価単位の Cs-137 の放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)  
 $\sigma_{A_{Cs-137_e}}$  : 評価単位の Cs-137 の放射能の標準偏差 (Bq)

$\sigma_{W_e}$  : 評価単位の対象物の重量の標準偏差 (g)

(b) 評価単位の Co-60 放射能濃度 ( $D_{Co-60_e}$ )

$$D_{Co-60_e} = \frac{A_{Co-60_e}}{W_e} \pm \sigma_{D_{Co-60_e}} \quad \cdots 5-52$$

$$\sigma_{D_{Co-60_e}} = \frac{A_{Co-60_e}}{W_e} \sqrt{\left(\frac{\sigma_{A_{Co-60_e}}}{A_{Co-60_e}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{W_e}}{W_e}\right)^2} \quad \cdots 5-53$$

ここで,

$D_{Co-60_e}$  : 評価単位の Co-60 の放射能濃度 (Bq/g)

$A_{Co-60_e}$  : 評価単位の Co-60 の放射能 (Bq)

$W_e$  : 評価単位の対象物の重量 (g)

$\sigma_{D_{Co-60_e}}$  : 評価単位の Co-60 の放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)

$\sigma_{A_{Co-60_e}}$  : 評価単位の Co-60 の放射能の標準偏差 (Bq)

$\sigma_{W_e}$  : 評価単位の対象物の重量の標準偏差 (g)

e. 不確かさを考慮した評価単位の Cs-137 及び Co-60 の放射能濃度

d. で求めた評価単位の Cs-137 及び Co-60 の放射能濃度の標準偏差に信頼水準を片側 95% としたときの包含係数 1.645 を乗じた値を Cs-137 及び Co-60 の放射能濃度に加算することによって, 不確かさを考慮した評価単位の Cs-137 及び Co-60 の放射能濃度を求める。

不確かさを考慮した評価単位の Cs-137 の放射能濃度 ( $D'_{Cs-137_e}$ )

は 5-54 式から, 不確かさを考慮した評価単位の Co-60 の放射能濃度 ( $D'_{Co-60_e}$ ) は 5-55 式から求める。

(a) 不確かさを考慮した評価単位の Cs-137 の放射能濃度 ( $D'_{Cs-137_e}$ )

$$D'_{Cs-137_e} = D_{Cs-137_e} + 1.645 \times \sigma_{D_{Cs-137_e}} \quad \cdots 5-54$$

ここで,

$D'_{Cs-137_e}$  : 不確かさを考慮した評価単位の Cs-137 の放射

能濃度 (Bq/g)

$D_{Cs-137_e}$  : 評価単位の  $Cs-137$  の放射能濃度 (Bq/g)

$\sigma_{D_{Cs-137_e}}$  : 評価単位の  $Cs-137$  の放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)

(b) 不確かさを考慮した評価単位の  $Co-60$  の放射能濃度 ( $D'_{Co-60_e}$ )

$$D'_{Co-60_e} = D_{Co-60_e} + 1.645 \times \sigma_{D_{Co-60_e}} \quad \dots 5-55$$

ここで,

$D'_{Co-60_e}$  : 不確かさを考慮した評価単位の  $Co-60$  の放射能濃度 (Bq/g)

$D_{Co-60_e}$  : 評価単位の  $Co-60$  の放射能濃度 (Bq/g)

$\sigma_{D_{Co-60_e}}$  : 評価単位の  $Co-60$  の放射能濃度の標準偏差 (Bq/g)

(2) 不確かさを考慮した評価単位の全  $\alpha$  核種の放射能濃度の算出

(1) e. (a) で求めた不確かさを考慮した評価単位の  $Cs-137$  放射能濃度 ( $D'_{Cs-137_e}$ ) に核種組成比 ( $R_\alpha$ ) を乗ずることによって, 不確かさを考慮した評価単位の全  $\alpha$  核種の放射能濃度 ( $D_{\alpha_e}$ ) を求める。

不確かさを考慮した評価単位の全  $\alpha$  核種の放射能濃度 ( $D_{\alpha_e}$ ) は 5-56 式から求める。

$$D_{\alpha_e} = D'_{Cs-137_e} \times R_\alpha \quad \dots 5-56$$

ここで,

$D_{\alpha_e}$  : 不確かさを考慮した評価単位の全  $\alpha$  核種の放射能濃度 (Bq/g)

$D'_{Cs-137_e}$  : 不確かさを考慮した評価単位の  $Cs-137$  の放射能濃度 (Bq/g)

$R_\alpha$  : 核種組成比 (–) = 6.1

### (3) 評価単位の $\Sigma D/C$ の評価

(1) 及び (2) で求めた不確かさを考慮した評価単位の  $C_{s-137}$ ,  $C_{o-60}$  及び全  $\alpha$  核種の放射能濃度から評価単位の  $\Sigma D/C$  を評価し, 1 を超えないことを確認する。

評価単位の  $\Sigma D/C$  は, 5-57 式から求める。

$$\Sigma D/C = \frac{D'_{Co-60,e}}{C_{Co-60}} + \frac{D'_{Cs-137,e}}{C_{Cs-137}} + \frac{D_{\alpha,e}}{C_{\alpha}} \quad \dots \quad 5-57$$

ここで,

$D'_{Co-60,e}$  : 不確かさを考慮した評価単位の  $C_{o-60}$  の放射能濃度 (Bq/g)

$C_{Co-60}$  :  $C_{o-60}$  のクリアランスレベル (Bq/g) = 0.1

$D'_{Cs-137,e}$  : 不確かさを考慮した評価単位の  $C_{s-137}$  の放射能濃度 (Bq/g)

$C_{Cs-137}$  :  $C_{s-137}$  のクリアランスレベル (Bq/g) = 0.1

$D_{\alpha,e}$  : 不確かさを考慮した評価単位の全  $\alpha$  核種の放射能濃度 (Bq/g)

$C_{\alpha}$  : 全  $\alpha$  核種のクリアランスレベル (Bq/g) = 0.1\*

\* : 全  $\alpha$  核種のクリアランスレベルは,  $P_{u-239}$ ,  $P_{u-241}$  及び  $A_{m-241}$  の中でクリアランスレベルが最も低い値である 0.1 Bq/g を用いて  $\Sigma D/C$  を評価する。

## 5 放射能濃度の決定を行う方法に関する不確かさ

放射能濃度の決定を行う方法に係る不確かさの評価においては, 放射線測定, バックグラウンド補正係数, 放射能換算係数, 対象物の重量及び全  $\alpha$  核種の核種組成比に係る不確かさを考慮する。

不確かさを考慮した  $C_{s-137}$  及び  $C_{o-60}$  の放射能濃度は,  $C_{s-137}$  又は  $C_{o-60}$  の放射能濃度に放射能濃度評価の過程において演算の誤差伝播を考慮して求めた標準偏差に対して, 信頼の水準を片側 95% としたときの包含係数 1.645 を乗じた値を加算することによって求める。

不確かさを考慮しても、評価対象核種の  $\Sigma D/C$  が 1 を超えないことを確認する。

不確かさの評価においては、図 5-3において整理した放射能濃度の測定・評価に係るプロセスフローから不確かさの要因を抽出した。評価した不確かさの概要を表 5-4 に示す。

## 6 放射能濃度の決定を行う方法の妥当性確認

### (1) 放射能濃度の決定を行う方法の妥当性確認方法

放射能濃度の決定を行う方法の妥当性を確認するため、試験結果をもとに測定単位の放射能濃度を評価する。

試験で使用した標準線源 ( $C\text{o-60}$  及び  $C\text{s-137}$ ) の放射能から求めた放射能濃度と放射能濃度の決定を行う方法で評価した放射能濃度を比較し、放射能濃度の決定を行う方法で評価した放射能濃度が標準線源の放射能から求めた放射能濃度より上回ることを確認する。

### (2) 条件設定

- a. 試験体重量 : 6,332 g, 5,065 g, 7,993 g
- b. 標準線源の設置位置 : 放射能換算係数が最大となる位置
- c. 測定時間 : 600 秒
- d. 測定場所 : 廃棄物処理建物 2 階クリアランス検認測定室
- e. 模擬試験体の種類 : 実際に測定する対象物を模擬した試験体 3 種類

### (3) 確認結果

試験で得られた計数率から放射能濃度の決定を行う方法により評価した放射能濃度と標準線源の放射能から求めた放射能濃度を比較した結果、放

射能濃度の決定方法に基づき求めた放射能濃度が標準線源の放射能から求めた放射能濃度より上回ることを確認した。したがって、放射能濃度決定方法は妥当と判断した。

測定条件と測定結果を表 5-5 に示す。

表

- 表 5-1 C<sub>o</sub>-60, C<sub>s</sub>-137 及び E<sub>u</sub>-152 の放射能換算係数
- 表 5-2 バックグラウンド補正係数及び適用条件
- 表 5-3 放射能換算係数及び適用条件
- 表 5-4 不確かさの概要
- 表 5-5 放射能濃度の決定を行う方法の妥当性確認の測定条件及び測定  
結果

図

図 5-1  $\gamma$  線測定による Co-60 及び Cs-137 の放射能濃度の算定フ

ロ一

図 5-2 測定配置

図 5-3 放射能濃度の測定・評価に係るプロセスフロー

表5-1 Co-60, Cs-137 及びEu-152 の放射能換算係数

放射能換算係数 <sup>※1</sup> 試験体配置	Co-60		Cs-137		Eu-152	
	放射能 換算係数 (Bq/s <sup>-1</sup> )	放射能 換算係数 標準偏差 (Bq/s <sup>-1</sup> )	放射能 換算係数 (Bq/s <sup>-1</sup> )	放射能 換算係数 標準偏差 (Bq/s <sup>-1</sup> )	放射能 換算係数 (Bq/s <sup>-1</sup> )	放射能 換算係数 標準偏差 (Bq/s <sup>-1</sup> )
試験体配置 I	6.23	0.09	17.09	0.30	11.02	0.14
試験体配置 II	5.06	0.07	13.45	0.24	9.20	0.12
試験体配置 III	5.87	0.08	15.87	0.28	10.38	0.13
試験体配置 IV	4.74	0.06	12.59	0.22	8.43	0.11
試験体配置 V <sup>※2</sup>	4.25	0.06	11.30	0.20	7.64	0.10

※1：放射能換算係数は、試験体配置に応じた線源位置において実施した試験結果から求めた。（添付書類六 放射線測定装置の選択及び測定条件の設定に関する説明書）

※2：測定配置V及びVIは、どちらの測定配置に対しても適用可能な試験体（測定配置V及びVIいずれにおいても対象物よりも自己遮蔽が大きい形状）においてバックグラウンド補正係数を設定しており、バックグラウンド補正係数の値が実際の対象物よりも大きくなり、正味計数率が保守的に評価されることから、測定配置に依らず一律の係数を適用する。

表5-2 バックグラウンド補正係数及び適用条件

測定配置 バックグラウンド 補正係数	バックグラウンド 補正係数 (F)	バックグラウンド 補正係数 標準偏差 ( $\sigma_F$ )	バックグラウンド補正係数の適用条件
I	0.97	0.007	<ul style="list-style-type: none"> <li>対象物外面の測定に適用する。</li> <li>軸方向 260 mm 以下かつ 206 mm 以上, 直径 <math>\phi</math> 233 mm の対象物 (測定配置 I (図 5-2)) の測定に適用する。</li> </ul>
II	0.97	0.007	<ul style="list-style-type: none"> <li>対象物内面の測定に適用する。</li> <li>軸方向 260 mm 以下かつ 206 mm 以上, 直径 <math>\phi</math> 233 mm の対象物 (測定配置 II (図 5-2)) の測定に適用する。</li> </ul>
III	0.97	0.007	<ul style="list-style-type: none"> <li>対象物外面の測定に適用する。</li> <li>軸方向 206 mm 未満, 直径 <math>\phi</math> 233 mm の対象物 (測定配置 III (図 5-2)) の測定に適用する。</li> </ul>
IV	0.98	0.007	<ul style="list-style-type: none"> <li>対象物内面の測定に適用する。</li> <li>軸方向 206 mm 未満, 直径 <math>\phi</math> 233 mm の対象物 (測定配置 IV (図 5-2)) の測定に適用する。</li> </ul>
V*	0.99	0.007	<ul style="list-style-type: none"> <li>対象物外面及び内面の測定に適用する。</li> <li>おおむね 50 mm × 50 mm × 30 mm (最大高さ) の大きさに切断した対象物 (測定配置 V 及び VI (図 5-2)) に適用する。</li> </ul>

※: 測定配置 V 及び VI は、どちらの測定配置に対しても適用可能な試験体 (測定配置 V 及び VI いずれにおいても対象物よりも自己遮蔽が大きい形状) においてバックグラウンド補正係数を設定しており、バックグラウンド補正係数の値が実際の対象物よりも大きくなり、正味計数率が保守的に評価されることから、測定配置に依らず一律の係数を適用する。

表 5-3 放射能換算係数及び適用条件

放射能 換算係数 測定配置	C o - 60		C s - 137		放射能換算係数の適用条件
	放射能 換算係数 (Bq/s <sup>-1</sup> )	放射能 換算係数 標準偏差 (Bq/s <sup>-1</sup> )	放射能 換算係数 (Bq/s <sup>-1</sup> )	放射能 換算係数 標準偏差 (Bq/s <sup>-1</sup> )	
I			17.09	0.30	<ul style="list-style-type: none"> <li>対象物外面の測定に適用する。</li> <li>軸方向 260 mm 以下かつ 206 mm 以上, 直径 <math>\phi</math> 233 mm の対象物 (測定配置 I (図 5-2)) の測定に適用する。</li> </ul>
II	5.06	0.07			<ul style="list-style-type: none"> <li>対象物内面の測定に適用する。</li> <li>軸方向 260 mm 以下かつ 206 mm 以上, 直径 <math>\phi</math> 233 mm の対象物 (測定配置 II (図 5-2)) の測定に適用する。</li> </ul>
III			15.87	0.28	<ul style="list-style-type: none"> <li>対象物外面の測定に適用する。</li> <li>軸方向 206 mm 未満, 直径 <math>\phi</math> 233 mm の対象物 (測定配置 III (図 5-2)) の測定に適用する。</li> </ul>
IV	4.74	0.06			<ul style="list-style-type: none"> <li>対象物内面の測定に適用する。</li> <li>軸方向 206 mm 未満, 直径 <math>\phi</math> 233 mm の対象物 (測定配置 IV (図 5-2)) の測定に適用する。</li> </ul>
V			11.30	0.20	<ul style="list-style-type: none"> <li>対象物外面の測定に適用する。</li> <li>おおむね 50 mm × 50 mm × 30 mm (最大高さ) の大きさに切断した対象物 (測定配置 V (図 5-2)) に適用する。</li> </ul>
VI	4.25	0.06			<ul style="list-style-type: none"> <li>対象物内面の測定に適用する。</li> <li>おおむね 50 mm × 50 mm × 30 mm (最大高さ) の大きさに切断した対象物 (測定配置 VI (図 5-2)) に適用する。</li> </ul>

表5-4 不確かさの概要 (1/2)

No.	不確かさの項目	内容・評価結果	不確かさ
1	バックグラウンド計数率に係る不確かさ	<バックグラウンド変動に係る不確かさ ( $r$ ) > バックグラウンドの計数に起因する標準偏差以外のバックグラウンド計数自体が変動する影響（測定装置周辺の自然放射線レベルの変化、人工放射線源の影響）について1年間のバックグラウンド測定結果から評価した。バックグラウンド変動に係る不確かさは、バックグラウンド補正係数で補正したバックグラウンド計数率の標準偏差(5-5式及び5-22式)及び検出限界計数率の計算(5-15式及び5-32式)において考慮する。	1.4 (%)
2	測定重量に係る不確かさ	<重量計の校正の不確かさ ( $\sigma_w$ ) > 標準不確かさが保守的に評価されるように校正証明書の拡張不確かさの最大値から標準不確かさを評価した。重量計の校正の不確かさは、放射能濃度の標準偏差(5-13式及び5-30式)及び検出限界放射能濃度の標準偏差(5-19式及び5-36式)において考慮する。	2.05 (g)
3	放射能換算係数に係る不確かさ	<標準線源位置による不確かさ* > 2つの異なる測定条件における繰り返し測定結果について、統計的有意差の有無をt検定により評価し、測定結果から相対標準不確かさを求めた。相対標準不確かさを測定時の標準線源の放射能に乘じて求めた標準不確かさを評価した。標準線源位置による不確かさは、添付書類六の放射能換算係数の標準偏差において、標準線源の不確かさとの合成不確かさとして考慮する。	Co-60: 14 (Bq) Cs-137: 59 (Bq)

表5-4 不確かさの概要 (2/2)

No.	不確かさの項目	内容・評価結果	不確かさ
3	放射能換算係数に係る不確かさ (続き)	<p>&lt;標準線源の放射能の不確かさ※&gt;</p> <p>標準線源の相対拡張不確かさから、相対標準不確かさを求め、放射能換算係数設定時の標準線源の放射能に乗じて求めた標準不確かさ評価した。</p> <p>標準線源による不確かさは、添付書類六の放射能換算係数の標準偏差において、標準線源位置の不確かさとの合成不確かさとして考慮する。</p>	<p>C<sub>O</sub>-60 : 13 (Bq) C<sub>s</sub>-137 : 86 (Bq)</p>

※：標準線源位置による不確かさ及び標準線源の放射能の不確かさの合成不確かさは、 $\sigma_{A_{RI}}$ と定義する。

表5-5 放射能濃度の決定を行う方法の妥当性確認の測定条件及び測定結果（1/2）

1. 使用した標準線源の放射能から求めた放射能濃度

測定配置	試験体重量 (g)	標準線源	標準線源 放射能 (Bq)	標準線源 放射能 不確かさ (Bq)	放射能濃度 (Bq/g)	放射能濃度 標準偏差 (Bq/g)	不確かさを考慮した 放射能濃度* (Bq/g)
I	6,332	Cs-137	$5.92 \times 10^3$	$8.60 \times 10^1$	$9.34 \times 10^{-1}$	$1.36 \times 10^{-2}$	$9.57 \times 10^{-1}$
II	6,332	Co-60	$1.40 \times 10^3$	$1.30 \times 10^1$	$2.21 \times 10^{-1}$	$2.05 \times 10^{-3}$	$2.24 \times 10^{-1}$
III	5,065	Cs-137	$5.92 \times 10^3$	$8.60 \times 10^1$	$1.17 \times 10^0$	$1.70 \times 10^{-2}$	$1.20 \times 10^0$
IV	5,065	Co-60	$1.40 \times 10^3$	$1.30 \times 10^1$	$2.76 \times 10^{-1}$	$2.57 \times 10^{-3}$	$2.80 \times 10^{-1}$
V	7,993	Cs-137	$5.92 \times 10^3$	$8.60 \times 10^1$	$7.40 \times 10^{-1}$	$1.08 \times 10^{-2}$	$7.58 \times 10^{-1}$
VI	7,993	Co-60	$1.40 \times 10^3$	$1.30 \times 10^1$	$1.75 \times 10^{-1}$	$1.63 \times 10^{-3}$	$1.78 \times 10^{-1}$

\*：不確かさを考慮した放射能濃度は、放射能濃度の標準偏差に1.645を乗じた値を放射能濃度に加算して評価した。

表5-5 放射能濃度の決定を行う方法の妥当性確認の測定条件及び測定結果 (2/2)

2. 測定により得られた計数率から放射能濃度の決定を行う方法により求めた放射能濃度

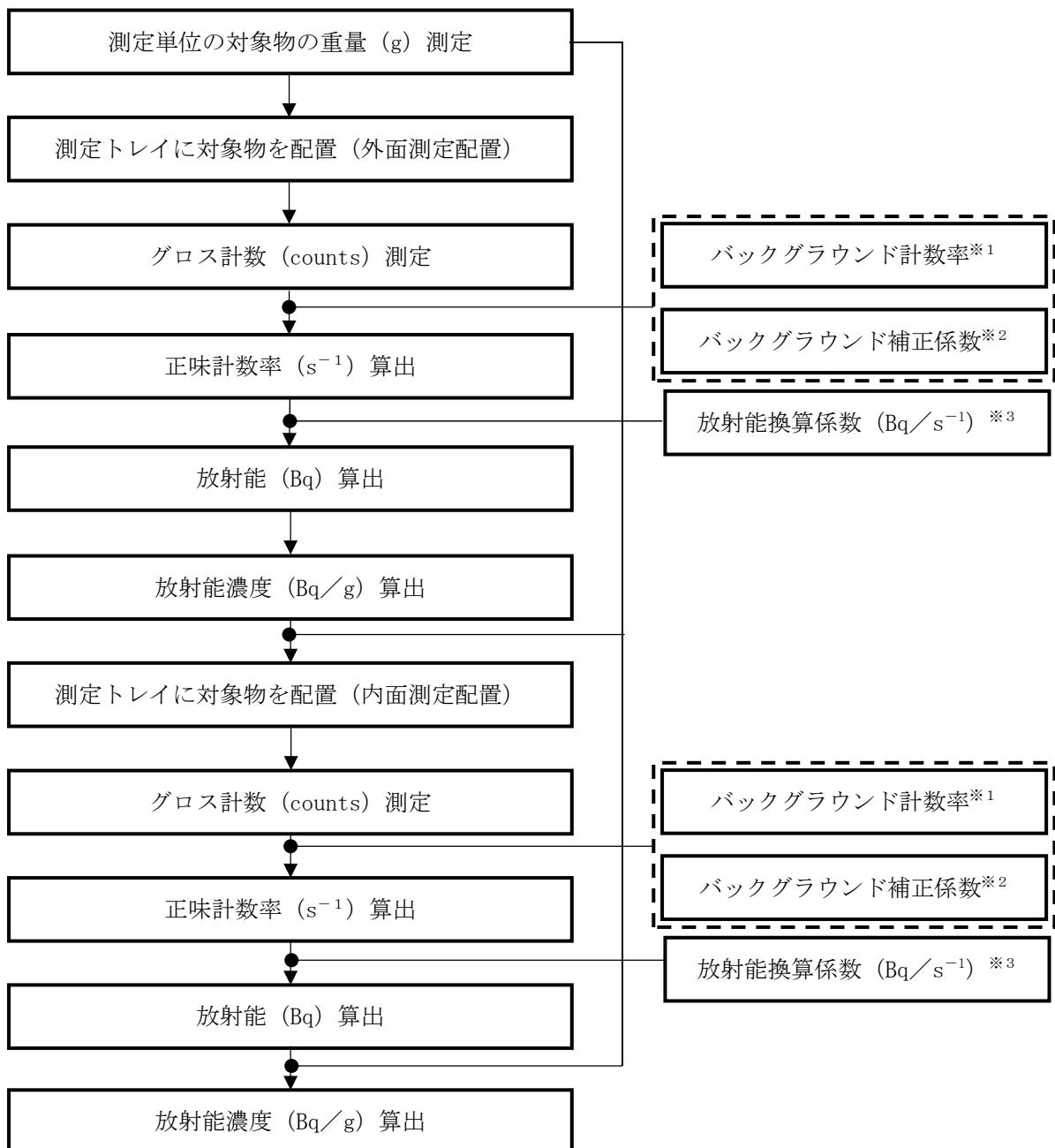
測定配置	試験体重量(g)	標準線源	BG測定時間(s)	BG計数率(s <sup>-1</sup> )	グロス計数測定時間(s)	グロス計数率(s <sup>-1</sup> )	放射能濃度(Bq/g)	放射能濃度標準偏差(Bq/g)	不確かさを考慮した放射能濃度※(Bq/g)
I	6,328	Cs-137	600	60.3	600	409.0	$9.41 \times 10^{-1}$	$1.71 \times 10^{-2}$	$9.69 \times 10^{-1}$
II	6,328	Co-60	600	60.0	600	339.9	$2.24 \times 10^{-1}$	$3.23 \times 10^{-3}$	$2.29 \times 10^{-1}$
III	5,065	Cs-137	600	60.3	600	453.1	$1.23 \times 10^0$	$2.22 \times 10^{-2}$	$1.27 \times 10^0$
IV	5,065	Co-60	600	60.3	600	359.9	$2.81 \times 10^{-1}$	$4.02 \times 10^{-3}$	$2.87 \times 10^{-1}$
V	7,993	Cs-137	600	61.6	600	586.1	$7.42 \times 10^{-1}$	$1.33 \times 10^{-2}$	$7.63 \times 10^{-1}$
VI	7,993	Co-60	600	61.3	600	390.8	$1.75 \times 10^{-1}$	$2.53 \times 10^{-3}$	$1.79 \times 10^{-1}$

＜測定条件＞

- ①標準線源の設置位置：放射能換算係数が最大となる位置
- ②標準線源：Co-60  $1.40 \times 10^3$  (Bq), Cs-137  $5.92 \times 10^3$  (Bq)
- ③測定場所：廃棄物処理建物2階クリアランス検認測定室

＜評価結果＞

各試験体配置の測定から得られた計数から放射能濃度の決定方法により求めた放射能濃度がいずれの場合でも使用した標準線源の放射能から求めた放射能濃度の上回ることを確認した。



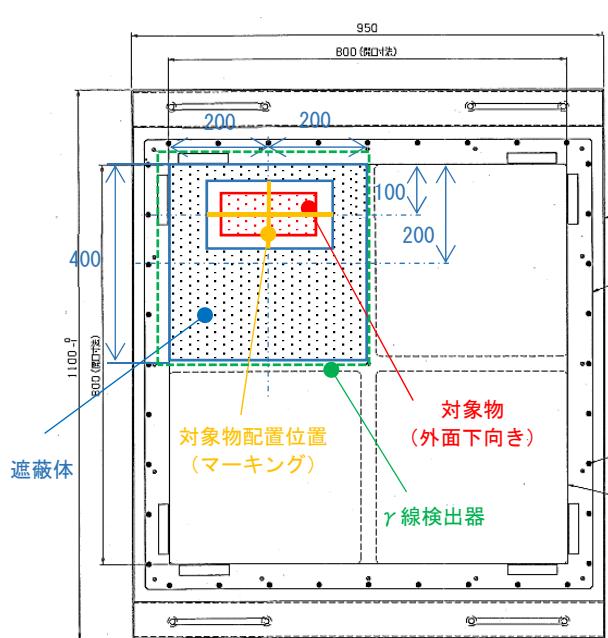
※1：遮蔽のみを測定トレイに配置した状態で測定トレイを測定位置に配置した状態で測定する。

※2：測定する対象物形状・配置に合わせたバックグラウンド補正係数を適用する。

※3：測定する対象物形状・配置に合わせた放射能換算係数を適用する。

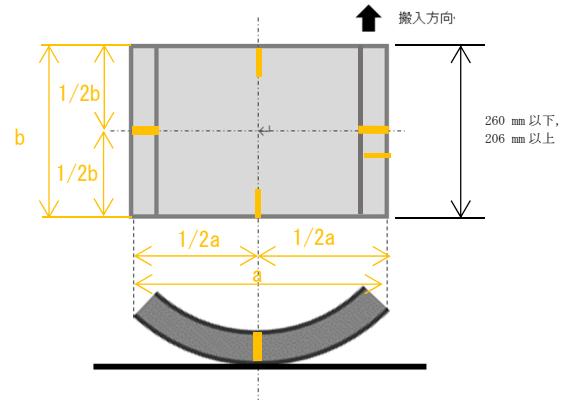
図5-1  $\gamma$ 線測定によるCo-60及びCs-137の放射能濃度の算定フロー

<測定配置 I (対象物の外面測定) >



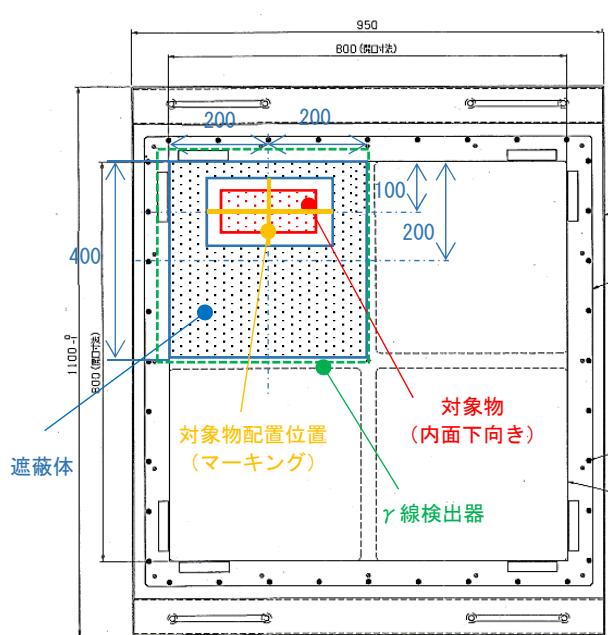
搬入方向

適用条件
・対象物外面の測定に適用する。
・軸方向 260 mm 以下かつ 206 mm 以上, 直径
φ 233 mm の対象物の測定に適用する。



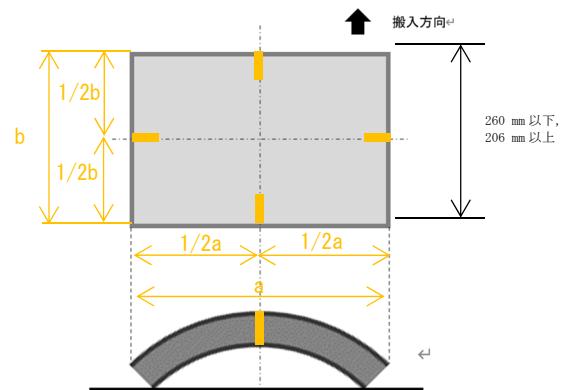
※対象物には指定位置にマーキングを行い, 測定トレイのマーキング位置に配置する。

<測定配置 II (対象物の内面測定) >



搬入方向

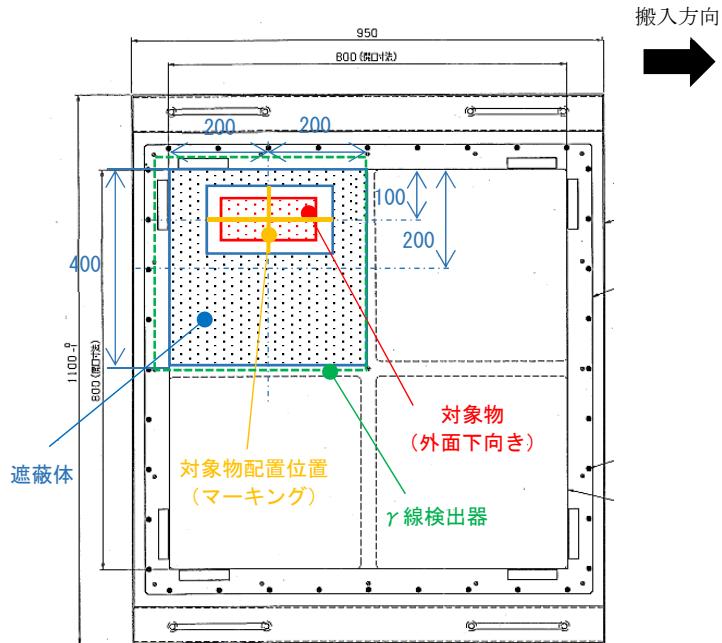
適用条件
・対象物内面の測定に適用する。
・軸方向 260 mm 以下かつ 206 mm 以上, 直径
φ 233 mm の対象物の測定に適用する。



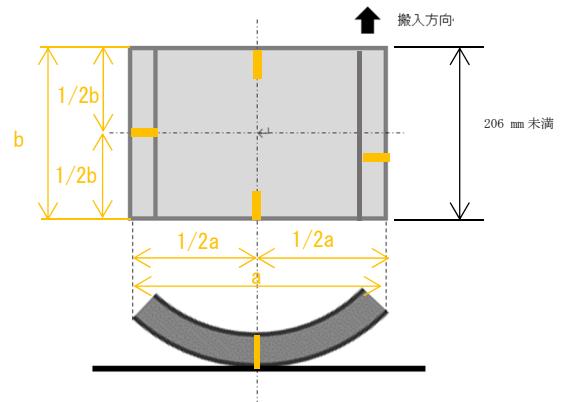
※対象物には指定位置にマーキングを行い, 測定トレイのマーキング位置に配置する。

図 5-2 測定配置 (1/3)

<測定配置III（対象物の外面測定）>

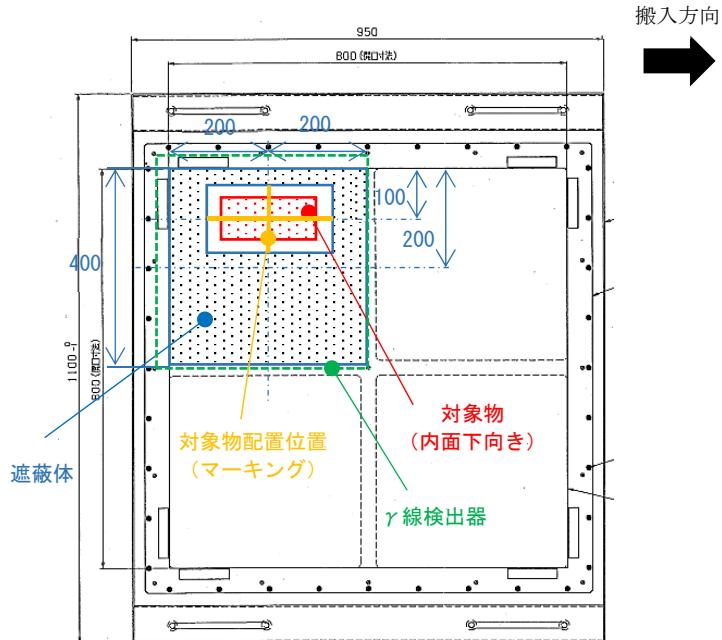


適用条件
・対象物外面の測定に適用する。
・軸方向 206 mm 未満、直径 $\phi 233$ mm の対象物の測定に適用する。

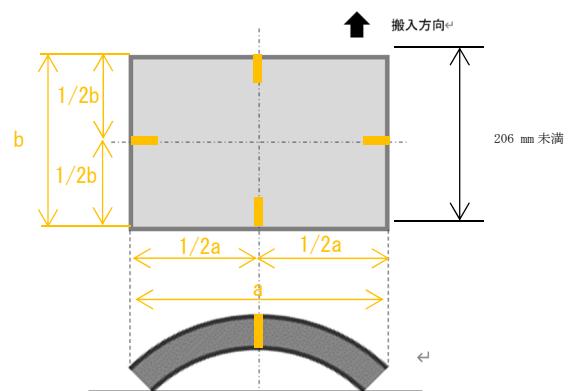


※対象物には指定位置にマーキングを行い、測定トレイのマーキング位置に配置する。

<測定配置IV（対象物の内面測定）>



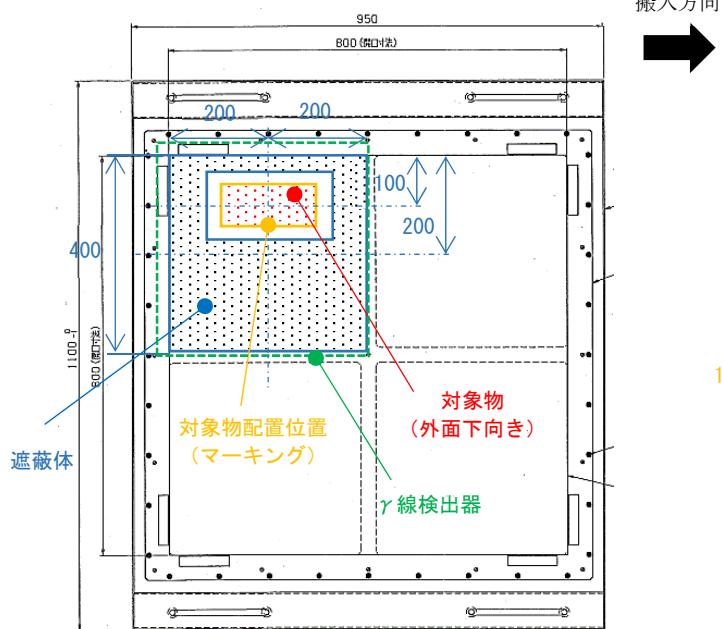
適用条件
・対象物内面の測定に適用する。
・軸方向 206 mm 未満、直径 $\phi 233$ mm の対象物の測定に適用する。



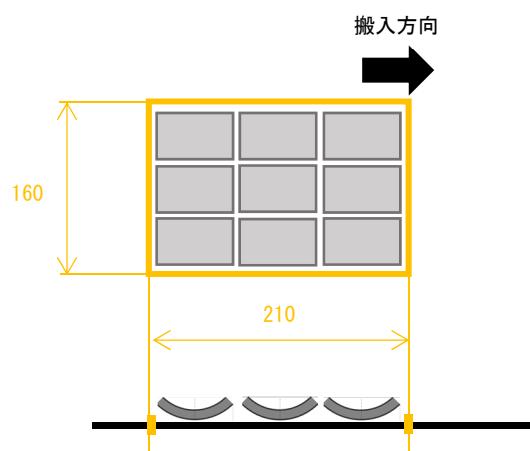
※対象物には指定位置にマーキングを行い、測定トレイのマーキング位置に配置する。

図 5-2 測定配置 (2/3)

<測定配置V (対象物の外面測定) >

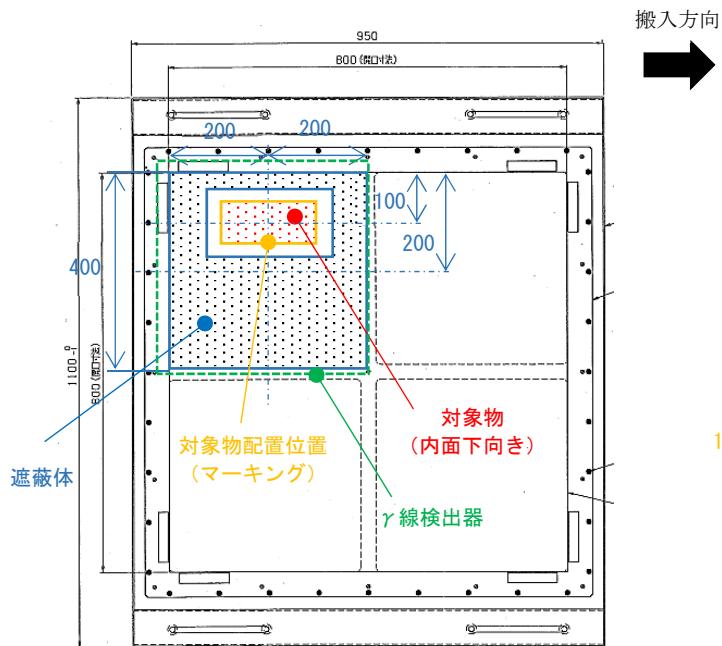


適用条件
・対象物外面の測定に適用する。
・おおむね 50 mm×50 mm×30 mm (最大高さ) の大きさに切断した対象物に適用する。

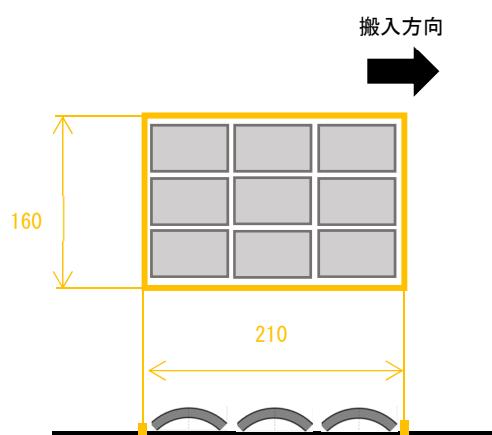


※対象物を配置する範囲を測定トレイにマーキングし、範囲内に対象物を配置する。

<測定配置VI (対象物の内面測定) >



適用条件
・対象物内面の測定に適用する。
・おおむね 50 mm×50 mm×30 mm (最大高さ) の大きさに切断した対象物に適用する。



※対象物を配置する範囲を測定トレイにマーキングし、範囲内に対象物を配置する。

図 5-2 測定配置 (3/3)

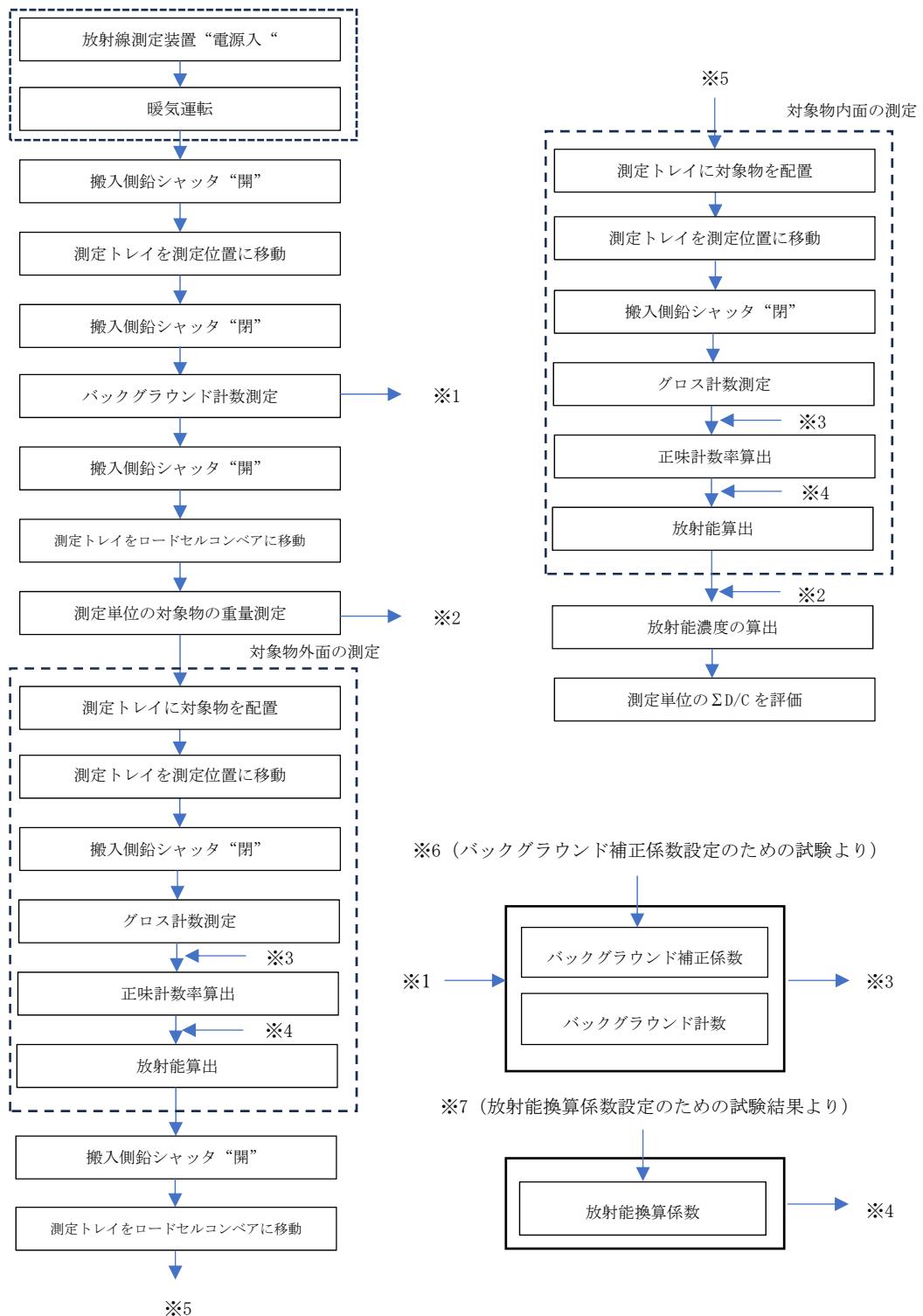


図 5-3 放射能濃度の測定・評価に係るプロセスフロー (1/2)

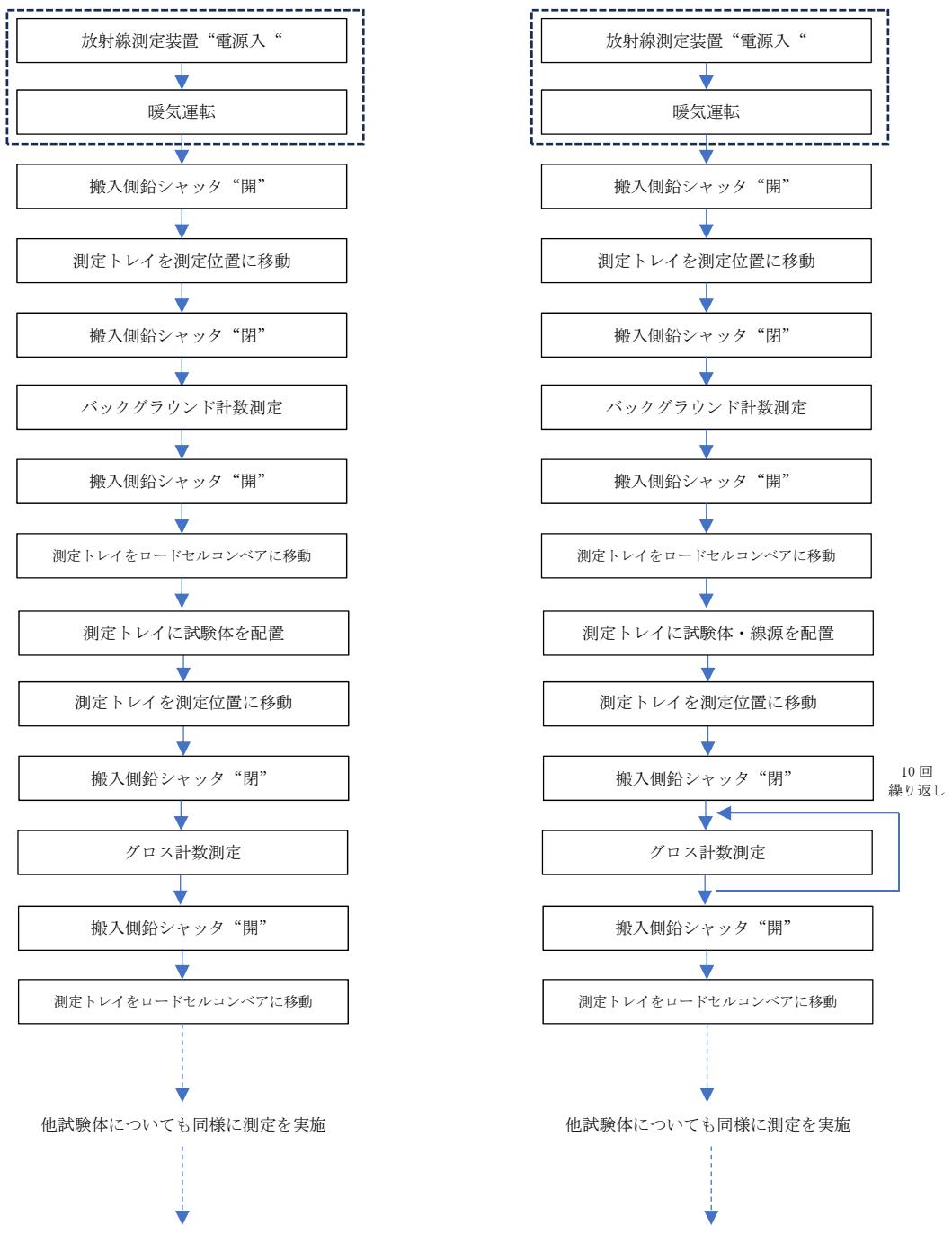


図5－3 放射能濃度の測定・評価に係るプロセスフロー (2/2)

## 添 付 書 類 六

放射線測定装置の選択及び測定条件の設定に関する説明書

## 1 放射線測定装置の選択

評価対象核種の放射能濃度の決定方法は、「添付書類五 放射能濃度の決定を行う方法に関する説明書」に示すとおり、評価対象核種のうち  $Cs-137$  及び  $Co-60$  の放射能濃度は放射線測定装置を用いた測定により求め、全  $\alpha$  核種の放射能濃度は核種組成比法により求める。

$Cs-137$ ,  $Co-60$  及び  $Eu-152$  は  $\gamma$  線を放出する放射性物質であるため、 $\gamma$  線を測定できる汎用の  $\gamma$  線検出器（プラスチックシンチレーション検出器）を用いて放射線を測定する。

## 2 放射線測定装置の測定条件

測定条件とは、 $\Sigma D/C$ （評価対象核種）が 1 を超えないことの判断を可能にする  $\gamma$  線検出器の放射線測定値及び検出限界放射能濃度を得るための条件である。

### 2. 1 測定条件の設定

測定条件として、バックグラウンド補正係数、バックグラウンド変動係数、放射能換算係数、検出限界放射能濃度、測定時間、点検・校正及び不確かさを考慮し、 $\Sigma D/C$ （評価対象核種）が 1 を超えないことの判断が可能となるように設定する。

放射線測定装置の主な仕様及び測定条件を表 6-1 に示す。また、重量計の主な仕様を表 6-2 に示す。

### 2. 2 バックグラウンド補正係数

バックグラウンド補正係数は、対象物を測定位置に配置した際、対象物自体の遮蔽効果によりバックグラウンド計数率が減少することを補正するため

の係数である。

バックグラウンド補正係数は、遮蔽及び測定する対象物の形状を踏まえて製作した試験体を用いた試験に基づき設定した。

バックグラウンド補正係数設定のための試験概要を表 6-3 に示す。

バックグラウンド補正係数に係る試験結果及び求めたバックグラウンド係数を表 6-4 に示す。

### (1) バックグラウンド補正係数の設定

#### a. 遮蔽を設置したときのバックグラウンド計数 ( $n_{b0}$ )

測定トレイ上に遮蔽を設置後、 $\gamma$ 線検出器にてバックグラウンド計数を測定し、各チャネルのバックグラウンド計数を合算することによって、遮蔽を設置したときのバックグラウンド計数 ( $n_{b0}$ ) を求めた。

遮蔽を設置したときのバックグラウンド計数 ( $n_{b0}$ ) は、6-1 式及び 6-2 式から求めた。

$$n_{b0} = (n_{ch1\_b0} + n_{ch2\_b0}) \pm \sigma_{n_{b0}} \quad \dots \quad 6-1$$

$$\sigma_{n_{b0}} = \sqrt{n_{ch1\_b0} + n_{ch2\_b0}} \quad \dots \quad 6-2$$

ここで、

- $n_{b0}$  : 遮蔽を設置したときのバックグラウンド計数 (counts)  
 $n_{ch1\_b0}$  : 遮蔽を設置したときのチャネル 1 バックグラウンド計数 (counts)  
 $n_{ch2\_b0}$  : 遮蔽を設置したときのチャネル 2 バックグラウンド計数 (counts)  
 $\sigma_{n_{b0}}$  : 遮蔽を設置したときのバックグラウンド計数の標準偏差 (counts)

b. 遮蔽及び試験体を設置したときのバックグラウンド計数 ( $n_{b1}$ )

測定トレイ上に遮蔽及び各試験体を設置し,  $\gamma$  線検出器にてバックグラウンド計数を測定し, 各チャンネルのバックグラウンド計数を合算することによって, 遮蔽及び試験体を設置したときのバックグラウンド計数 ( $n_{b1}$ ) を求めた。

遮蔽及び各試験体を設置したときのバックグラウンド計数 ( $n_{b1}$ ) は, 6-3 式及び 6-4 式から求めた。

$$n_{b1} = (n_{ch1\_b1} + n_{ch2\_b1}) \pm \sigma_{n_{b1}} \quad \dots \quad 6-3$$

$$\sigma_{n_{b1}} = \sqrt{n_{ch1\_b1} + n_{ch2\_b1}} \quad \dots \quad 6-4$$

ここで,

- $n_{b1}$  : 遮蔽及び各試験体を設置したときのバックグラウンド計数 (counts)
- $n_{ch1\_b1}$  : 遮蔽及び各試験体を設置したときのチャンネル 1 バックグラウンド計数 (counts)
- $n_{ch2\_b1}$  : 遮蔽及び各試験体を設置したときのチャンネル 2 バックグラウンド計数 (counts)
- $\sigma_{n_{b1}}$  : 遮蔽及び各試験体を設置したときのバックグラウンド計数の標準偏差 (counts)

c. バックグラウンド補正係数 ( $F$ )

6-3 式及び 6-4 式で得られたバックグラウンド計数 ( $n_{b1}$ ) から 6-1 式及び 6-2 式で得られたバックグラウンド計数 ( $n_{b0}$ ) で除することによって, バックグラウンド補正係数 ( $F$ ) を求めた。

バックグラウンド補正係数 ( $F$ ) は, 6-5 及び 6-6 式から求めた。

$$F = \frac{n_{b1}}{n_{b0}} \pm \sigma_F \quad \dots \quad 6-5$$

$$\sigma_F = \frac{n_{b1}}{n_{b0}} \sqrt{\left(\frac{\sigma_{n_{b1}}}{n_{b1}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{n_{b0}}}{n_{b0}}\right)^2} \quad \dots \quad 6-6$$

ここで、

- $F$  : バックグラウンド補正係数 (−)  
 $n_{b0}$  : 遮蔽を設置したときのバックグラウンド計数 (counts)  
 $n_{b1}$  : 遮蔽及び各試験体を設置したときのバックグラウンド計数 (counts)  
 $\sigma_F$  : バックグラウンド補正係数の標準偏差 (−)  
 $\sigma_{n_{b0}}$  : 遮蔽を設置したときのバックグラウンド計数の標準偏差 (counts)  
 $\sigma_{n_{b1}}$  : 遮蔽及び各試験体を設置したときのバックグラウンド計数の標準偏差 (counts)

## 2. 3 バックグラウンド変動係数

バックグラウンド変動係数は、バックグラウンド計数が統計的要因以外の原因で変動する影響（放射線測定装置周辺の自然放射線レベルの変化、人工放射線源の影響等）を補正するための係数である。

バックグラウンド変動係数は、2024年4月1日から2025年3月31日に測定したバックグラウンド計数率の測定結果（欠測期間を除く）から、各時間幅の最大値及び最小値を確認し、変動幅が最大となる値を設定した。

設定したバックグラウンド変動係数を表6-1に示す。

## 2. 4 放射能換算係数

放射能換算係数は、 $\gamma$ 線検出器で測定した正味計数率を  $\text{Co-60}$  又は  $\text{Cs-137}$  の放射能に換算するための係数である。

放射能換算係数は、測定する対象物の形状を踏まえて製作した試験体及び標準線源を用いた試験に基づき設定した。

放射能換算係数設定のための試験概要を表6-5に示す。

放射能換算係数の設定に係る試験結果及び求めた放射能換算係数を

表 6-6 及び表 6-7 に示す。

放射能換算係数の設定に用いた試験体は、図 6-2 に示すとおり、実際の対象物より自己遮蔽効果が大きくなる形状（最大肉厚及び軸方向の寸法を対象物よりわずかに大きく設定した。）とした。したがって、各試験体において正味計数率が最小となる線源位置に標準線源を配置して測定を行い、測定から得られた正味計数率及び試験時の標準線源の放射能から算出した放射能換算係数を用いることで、対象物の放射能は保守的に評価される。

対象物の放射能は、対象物の外面及び内面を  $\gamma$  線検出器側に向けた状態で各面 1 回ずつ測定して得られた正味計数率から評価するため、対象物の形状及び配置に合わせた放射能換算係数を設定した。

放射能換算係数の設定における試験では、図 6-3 に示すとおり試験体を配置して測定した。

### （1）放射能換算係数の設定

#### a. バックグラウンド計数率 ( $N_b$ )

測定トレイ上に遮蔽を設置後、 $\gamma$  線検出器にてバックグラウンド計数を測定し、各チャネルのバックグラウンド計数の合算値からバックグラウンド測定時間で除することによって、バックグラウンド計数率 ( $N_b$ ) を求めた。

バックグラウンド計数率 ( $N_b$ ) は、6-7 式及び 6-8 式から求めた。

$$N_b = \frac{(n_{ch1\_b} + n_{ch2\_b})}{t_b} \pm \sigma_{N_b} \quad \dots \quad 6-7$$

$$\sigma_{N_b} = \sqrt{\frac{n_{ch1\_b} + n_{ch2\_b}}{t_b}} \quad \dots \quad 6-8$$

ここで、

$N_b$  : バックグラウンド計数率 ( $s^{-1}$ )

$n_{ch1\_b}$  : チャネル 1 バックグラウンド計数 (counts)

$n_{ch2\_b}$  : チャンネル 2 バックグラウンド計数 (counts)

$t_b$  : バックグラウンド測定時間 (s)

$\sigma_{N_b}$  : バックグラウンド計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

b. 各試験体の測定面のグロス計数率 ( $N_g$ )

測定トレイ上に遮蔽及び各試験体を設置し, 各試験体の測定面 (外面及び内面それぞれをいう。以下同じ。) に標準線源を設置後,  $\gamma$  線検出器にて各試験体の測定面のグロス計数を測定し, 各チャンネルの合算値からグロス計数測定時間で除することによって, 各試験体の測定面のグロス計数率 ( $N_g$ ) を求めた。

各試験体の測定面のグロス計数率 ( $N_g$ ) は, 6-9 式及び 6-10 式から求めた。

$$N_g = \frac{(n_{ch1\_g} + n_{ch2\_g})}{t_g} \pm \sigma_{N_g} \quad \dots \quad 6-9$$

$$\sigma_{N_g} = \frac{\sqrt{n_{ch1\_g} + n_{ch2\_g}}}{t_g} \quad \dots \quad 6-10$$

ここで,

$N_g$  : 各試験体の測定面のグロス計数率 ( $s^{-1}$ )

$n_{ch1\_g}$  : 各試験体の測定面のチャンネル 1 グロス計数 (counts)

$n_{ch2\_g}$  : 各試験体の測定面のチャンネル 2 グロス計数 (counts)

$t_g$  : 各試験体の測定面のグロス計数測定時間 (s)

$\sigma_{N_g}$  : 各試験体の測定面のグロス計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

c. 各試験体の測定面の正味計数率 ( $N$ )

各試験体の測定面のグロス計数率 ( $N_g$ ) からバックグラウンド計数率 ( $N_b$ ) を減することによって, 各試験体の測定面の正味計数率 ( $N$ ) を求めた。

各試験体の測定面の正味計数率 ( $N$ ) は 6-11 式及び 6-12 式から求め

た。

$$N = N_g - N_b \pm \sigma_N \quad \cdots 6-11$$

$$\sigma_N = \sqrt{\sigma_{N_g}^2 + \sigma_{N_b}^2} \quad \cdots 6-12$$

ここで、

$N$  : 各試験体の測定面の正味計数率 ( $s^{-1}$ )

$N_g$  : 各試験体の測定面のグロス計数率 ( $s^{-1}$ )

$N_b$  : バックグラウンド計数率 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_N$  : 各試験体の測定面の正味計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{N_g}$  : 各試験体の測定面のグロス計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{N_b}$  : バックグラウンド計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

#### d. 放射能換算係数 (CF)

試験時の標準線源の放射能 ( $A_{RI}$ ) から各試験体の測定面の正味計数率 ( $N$ ) を除することによって、放射能換算係数 (CF) を求めた。

放射能換算係数 (CF) は 6-13 式及び 6-14 式から求めた。

$$CF = \frac{A_{RI}}{N} \pm \sigma_{CF} \quad \cdots 6-13$$

$$\sigma_{CF} = \frac{A_{RI}}{N} \sqrt{\left(\frac{\sigma_{A_{RI}}}{A_{RI}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_N}{N}\right)^2} \quad \cdots 6-14$$

ここで、

$CF$  : 放射能換算係数 ( $Bq/s^{-1}$ )

$A_{RI}$  : 試験時の標準線源の放射能 (Bq)

$N$  : 各試験体の測定面の正味計数率 ( $s^{-1}$ )

$\sigma_{CF}$  : 放射能換算係数の標準偏差 ( $Bq/s^{-1}$ )

$\sigma_{A_{RI}}$  : 標準線源の放射能の不確かさ (Bq)

$\sigma_N$  : 各試験体の測定面の正味計数率の標準偏差 ( $s^{-1}$ )

## 2. 5 検出限界放射能濃度

$\gamma$  線検出器の検出限界放射能濃度は、演算（加減乗除）による標準偏差の伝播及び不確かさを考慮しても  $\Sigma D/C$ （評価対象核種）が 1 を超えないことの判断が可能となるように設定する。

検出限界放射能濃度は、バックグラウンド測定で得られたバックグラウンド計数率から Cooper の式により求めた検出限界計数率に放射能換算係数を乗じて検出限界放射能を求め、対象物の重量で除することによって求めた。

また、検出限界放射能濃度は、放射線測定、バックグラウンド補正係数、バックグラウンド変動係数、放射能換算係数及び対象物の重量に係る不確かさを考慮した。

検出限界放射能濃度の算出方法については、「添付書類五 放射能濃度の決定を行う方法に関する説明書」に示したとおり。

設定した検出限界放射能濃度を表 6-1 に示す。

## 2. 6 測定時間

$\gamma$  線検出器の測定時間は、評価対象核種のうち  $C\alpha - 60$ 、 $Cs - 137$  及び全  $\alpha$  核種の  $\Sigma D/C$  が 1 を超えないことの判断が可能な測定時間とする。

具体的には、放射線測定値の不確かさを考慮しても評価対象核種のうち  $C\alpha - 60$ 、 $Cs - 137$  及び全  $\alpha$  核種の  $\Sigma D/C$  が 1 を超えないことの判断が可能となるよう、「2. 5 検出限界放射能濃度」で求めた対象物の外面及び内面の検出限界放射能濃度以下となる測定時間を設定した。

設定した測定時間を表 6-1 に示す。

## 2. 7 点検・校正

放射線測定装置の日常点検（使用中において 1 回／日）においては、測定

トレイ上に標準線源（C<sub>o</sub>-60, C<sub>s</sub>-137）を用いて $\gamma$ 線検出器の検出効率の確認等を行う。

放射線測定装置の定期点検（使用中において1回／年以上）においては、 $\gamma$ 線検出器及び重量計の点検を行う。

表

- 表 6-1 放射線測定装置の主な仕様及び測定条件
- 表 6-2 重量計の主な仕様
- 表 6-3 バックグラウンド補正係数設定のための試験概要
- 表 6-4 バックグラウンド補正係数設定のための試験結果及びバックグラウンド補正係数
- 表 6-5 放射能換算係数設定のための試験概要
- 表 6-6 放射能換算係数設定のための試験結果及び $C_s - 137$  の放射能換算係数
- 表 6-7 放射能換算係数設定のための試験結果及び $C_o - 60$  の放射能換算係数

図

- 図 6-1 事前試験に用いた試験体形状
- 図 6-2 事前試験に用いた試験体形状及び実測定物形状
- 図 6-3 事前試験の試験体配置
- 図 6-4 放射能換算係数設定のための試験の線源位置

表 6-1 放射線測定装置の主な仕様及び測定条件

項目		仕様・測定条件	
仕様	γ線検出器	プラスチックシンチレーション検出器	
	測定線種	γ線	
測定条件	測定方法	外部より対象物外面及び内面のγ線を測定	
	対象物の形状及び配置	図5-2に示すとおり	
	バックグラウンド	測定頻度 測定方法 バックグラウンド補正係数 バックグラウンド変動係数	30分ごとに1回以上 遮蔽を測定トレイ上に置いた状態で600秒測定を行う。 表5-2に示すとおり 0.014
	測定時間*	600秒／面以上	
	検出限界放射能濃度*	Cs-137 Co-60	$1.1 \times 10^{-2}$ Bq/g以下 $4.1 \times 10^{-3}$ Bq/g以下
	放射能換算係数*	Cs-137 Co-60	表5-3に示すとおり 表5-3に示すとおり
	点検・校正	日常点検 定期点検	γ線検出器上に標準線源を配置して検出効率の確認等を行う。 γ線検出器の点検を行う

\* : 点検時における検出効率等の確認結果、有意な変動が確認された場合は、再設定する。

表 6-2 重量計の主な仕様

項目	仕様
種類	電子式非自動はかり
測定重量	10kg以下 公称値10kgに対する拡張不確かさは0.0041kgである。

表 6-3 バックグラウンド補正係数設定のための試験概要

項目	試験条件
試験ケース数	<p>5 ケース<sup>注)</sup></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・試験体配置 I : 1 ケース</li> <li>・試験体配置 II : 1 ケース</li> <li>・試験体配置 III : 1 ケース</li> <li>・試験体配置 IV : 1 ケース</li> <li>・試験体配置 V : 1 ケース</li> </ul> <p>注) バックグラウンド測定を除く。</p>
試験体の材質・形状	<p>材質 : SUS304</p> <p>形状 : 試験体配置により使用する試験体が異なる。(各試験体配置で使用する試験体形状は図 6-1 参照。)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・試験体配置 I : 試験体 I</li> <li>・試験体配置 II : 試験体 I</li> <li>・試験体配置 III : 試験体 II</li> <li>・試験体配置 IV : 試験体 II</li> <li>・試験体配置 V* : 試験体 III</li> </ul>
測定時間	600 秒
測定トレイへの設置・測定方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・測定トレイ上に遮蔽を設置する(図 6-3)。</li> <li>・遮蔽内の指定位置に各試験体を設置する(図 6-3)。試験体及び測定トレイの設置位置には事前にマーキングを行う。</li> <li>・各試験体設置について、600 秒のバックグラウンド測定を行う。</li> </ul>

※ : 試験体配置 V は、測定配置 V 及び VI のいずれに対しても適用可能な試験体(測定配置 V 及び VI いずれにおいても対象物よりも自己遮蔽が大きい形状)においてバックグラウンド補正係数を設定しており、バックグラウンド補正係数の値が実際の対象物よりも大きくなり、正味計数率が保守的に評価されることから、測定配置 V 及び VI に対して一律の係数を適用する。

表 6-4 バックグラウンド補正係数設定のための試験結果及びバックグラウンド補正係数

No.	試験体配置	測定時間(s)	チャンネル1 計数値 (counts)	チャンネル2 計数値 (counts)	チャンネル1+ チャンネル2 計数値 (counts)	チャンネル1 + チャンネル2 計数値 標準偏差 (counts)	バックグラウンド 補正係数 <sup>※2</sup> (-)	バックグラウンド 補正係数 標準偏差 (-)
1	- <sup>※1</sup>	600	19,299	18,490	37,789	194		
2	- <sup>※1</sup>	600	19,321	17,503	36,824	192		
3	I	600	18,648	18,056	36,704	192	0.97	0.007
4	II	600	18,491	18,176	36,667	191	0.97	0.007
5	III	600	18,813	17,909	36,722	192	0.97	0.007
6	IV	600	18,536	18,348	36,884	192	0.98	0.007
7	V	600	19,078	17,463	36,541	191	0.99	0.007

※1：試験体を設置しない状態（遮蔽のみを設置した状態）におけるバックグラウンド測定

※2：バックグラウンド補正係数は、No. 3 から No. 6 までは No. 1 のバックグラウンド測定結果から、No. 7 は、No. 2 のバックグラウンド測定結果から求めた。

表 6-5 放射能換算係数設定のための試験概要

項目	試験条件
試験ケース数	<p>5 ケース<sup>注)</sup></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・試験体配置 I : 1 ケース<sup>*1</sup></li> <li>・試験体配置 II : 1 ケース<sup>*1</sup></li> <li>・試験体配置 III : 1 ケース<sup>*1</sup></li> <li>・試験体配置 IV : 1 ケース<sup>*1</sup></li> <li>・試験体配置 V : 1 ケース<sup>*1</sup></li> </ul> <p>注) バックグラウンド測定を除く。</p> <p>*1: 各 10 回ずつ測定を実施する。</p>
試験体の材質・形状	<p>材質 : SUS304</p> <p>形状 : 試験体配置により使用する試験体が異なる。(試験体配置で使用する試験体形状は図 6-1 参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・試験体配置 I : 試験体 I</li> <li>・試験体配置 II : 試験体 I</li> <li>・試験体配置 III : 試験体 II</li> <li>・試験体配置 IV : 試験体 II</li> <li>・試験体配置 V<sup>*2</sup> : 試験体 III</li> </ul>
標準線源	Cs-137 (403 タイプ) Co-60 (403 タイプ)
測定時間	600 秒
測定トレイへの載せ方 ・測定方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・測定トレイ上に遮蔽を設置する (図 6-3)。</li> <li>・遮蔽内の指定位置に各試験体を配置する (図 6-3)。試験体及び測定トレイの配置位置には事前にマーキングを行う。</li> <li>・各試験体に線源位置をマーキングして、マーキング箇所に標準線源を配置する。</li> </ul> <p>なお、各試験体配置における線源位置は図 6-4 に示す位置とする。</p>

\*2: 試験体配置 V は、測定配置 V 及び VI のいずれに対しても適用可能な試験体 (板状の試験体を使用しており、測定面による差異はない) において放射能換算係数を設定しており、測定配置 V 及び VI に対して一律の係数を適用する。対象物外面の測定には試験体配置 V の Cs-137 の放射能換算係数を適用し、対象物内面の測定には試験体配置 V の Co-60 の放射能換算係数を適用する。

表 6-6 放射能換算係数設定のための試験結果及びCs-137の放射能換算係数

No.	試験体配置	標準線源校正日からの経過日数(days)	標準線源放射能(Bq)	標準線源放射能標準偏差(Bq)	測定時間(s)	計数値(counts)	正味計数率(s <sup>-1</sup> )	正味計数率標準偏差(s <sup>-1</sup> )	放射能換算係数(Bq/s <sup>-1</sup> )	放射能換算係数標準偏差(Bq/s <sup>-1</sup> )
1	—				600	37,779				
2	—				600	37,247				
3	I	5,599	$5.94 \times 10^3$	104	600	246,172	347.3	0.89	17.09	0.30
4	II	5,599	$5.94 \times 10^3$	104	600	302,462	441.1	0.97	13.45	0.24
5	III	5,599	$5.94 \times 10^3$	104	600	262,214	374.1	0.91	15.87	0.28
6	IV	5,599	$5.94 \times 10^3$	104	600	320,692	471.5	1.00	12.59	0.22
7	V	5,653	$5.92 \times 10^3$	104	600	351,335	523.5	1.04	11.30	0.20

6-16

注1：標準線源は、Cs-137(Φ25 mmディスク、放射能： $8.45 \times 10^3$  Bq(2010年2月12日12時00分時点))を使用した。

注2：放射能換算係数は、No.3からNo.6まではNo.1のバックグラウンド測定結果から、No.7は、No.2のバックグラウンド測定結果から求めた。

表 6-7 放射能換算係数設定のための試験結果及びCo-60 の放射能換算係数

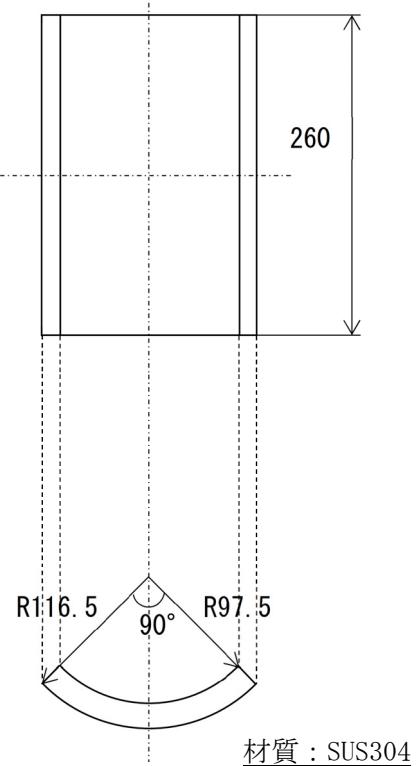
No.	試験体配置	標準線源校正日からの経過日数(days)	標準線源放射能(Bq)	標準線源放射能標準偏差(Bq)	測定時間(s)	計数値(counts)	正味計数率(s <sup>-1</sup> )	正味計数率標準偏差(s <sup>-1</sup> )	放射能換算係数(Bq/s <sup>-1</sup> )	放射能換算係数標準偏差(Bq/s <sup>-1</sup> )
1	—				600	38,105				
2	—				600	37,073				
3	I	5,603	$1.42 \times 10^3$	19	600	175,202	228.5	0.77	6.23	0.09
4	II	5,603	$1.42 \times 10^3$	19	600	206,916	281.4	0.82	5.06	0.07
5	III	5,603	$1.42 \times 10^3$	19	600	183,740	242.7	0.79	5.87	0.08
6	IV	5,603	$1.42 \times 10^3$	19	600	218,361	300.4	0.84	4.74	0.06
7	V	5,653	$1.40 \times 10^3$	19	600	234,623	329.3	0.87	4.25	0.06

注1：標準線源は、Co-60 (φ25 mmディスク、放射能： $1.071 \times 10^4$  Bq (2010年2月12日12時00分時点)) を使用した。

注2：放射能換算係数は、No. 3 から No. 6 まではNo. 1 のバックグラウンド測定結果から、No. 7 は、No. 2 のバックグラウンド測定結果から求めた。

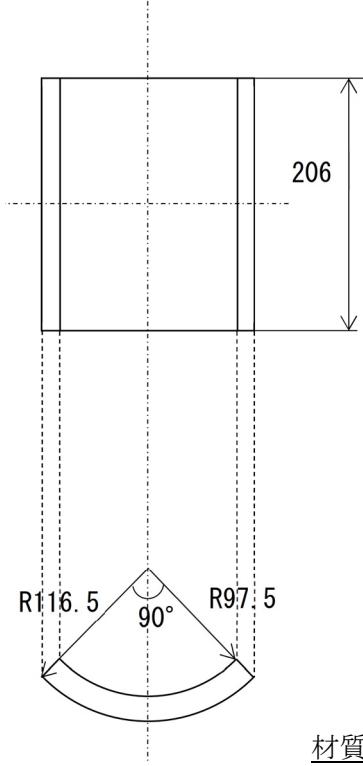
＜試験体 I ＞

単位 : mm



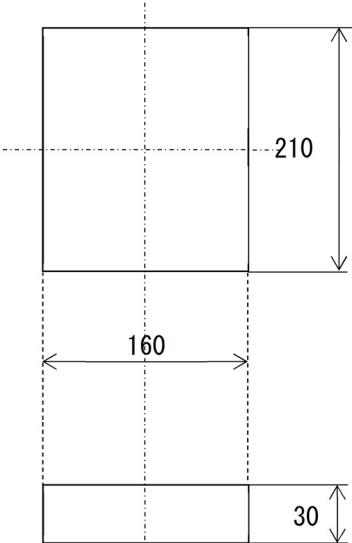
＜試験体 II ＞

単位 : mm



＜試験体 III ＞

単位 : mm



材質 : SUS304

図 6-1 事前試験に用いた試験体形状

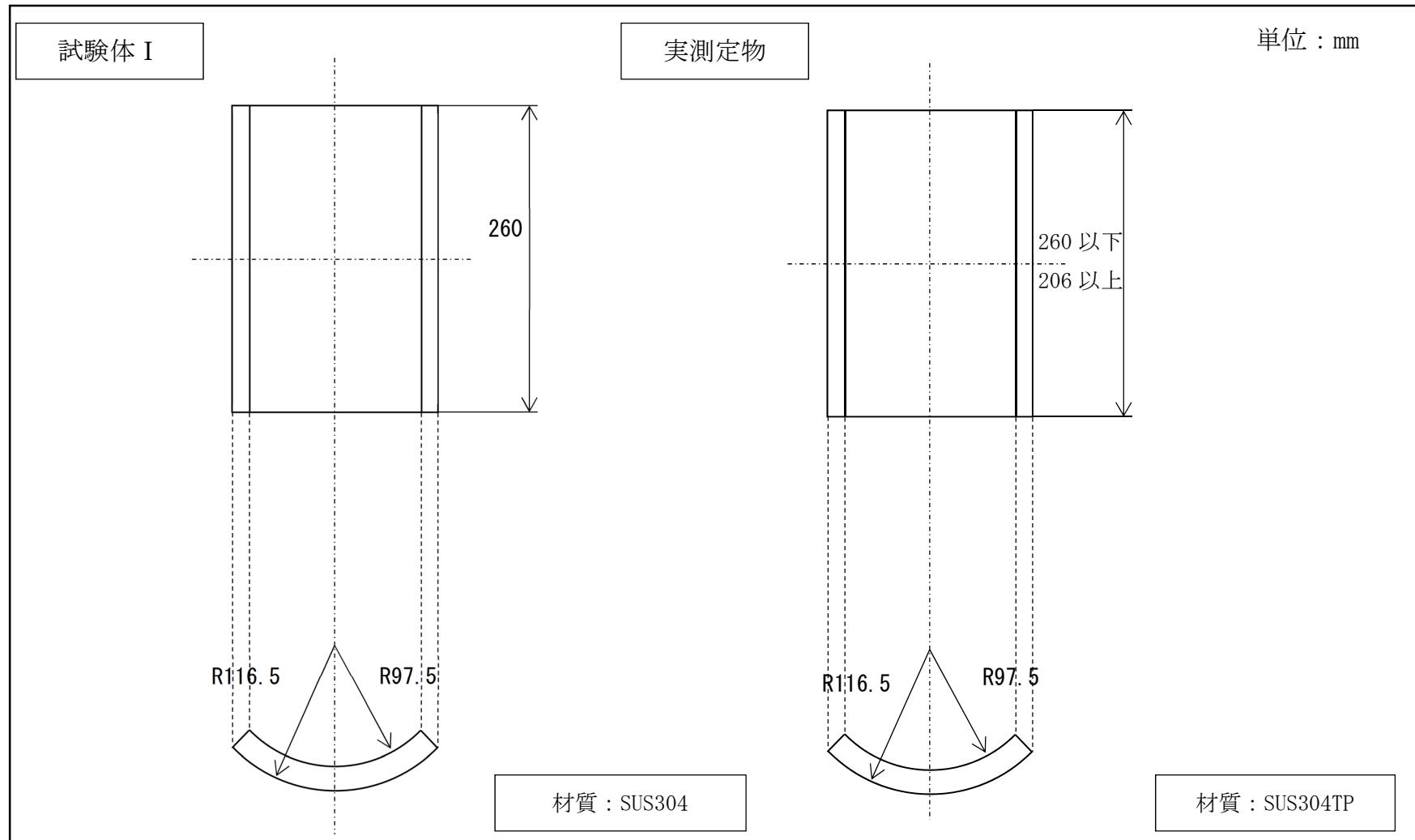


図 6-2 事前試験に用いた試験体形状及び実測定物形状 (1/3)

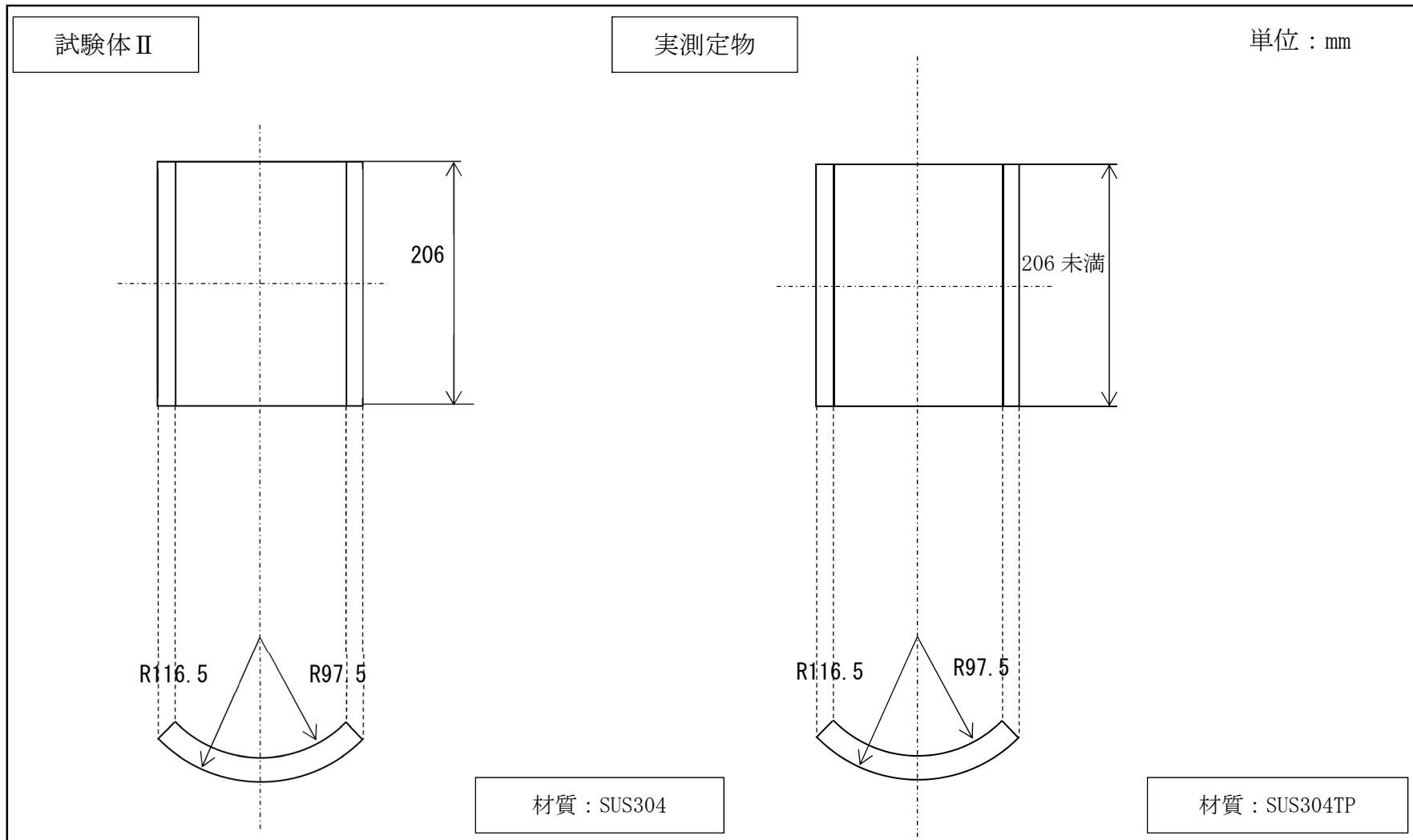


図 6-2 事前試験に用いた試験体形状及び実測定物形状 (2/3)

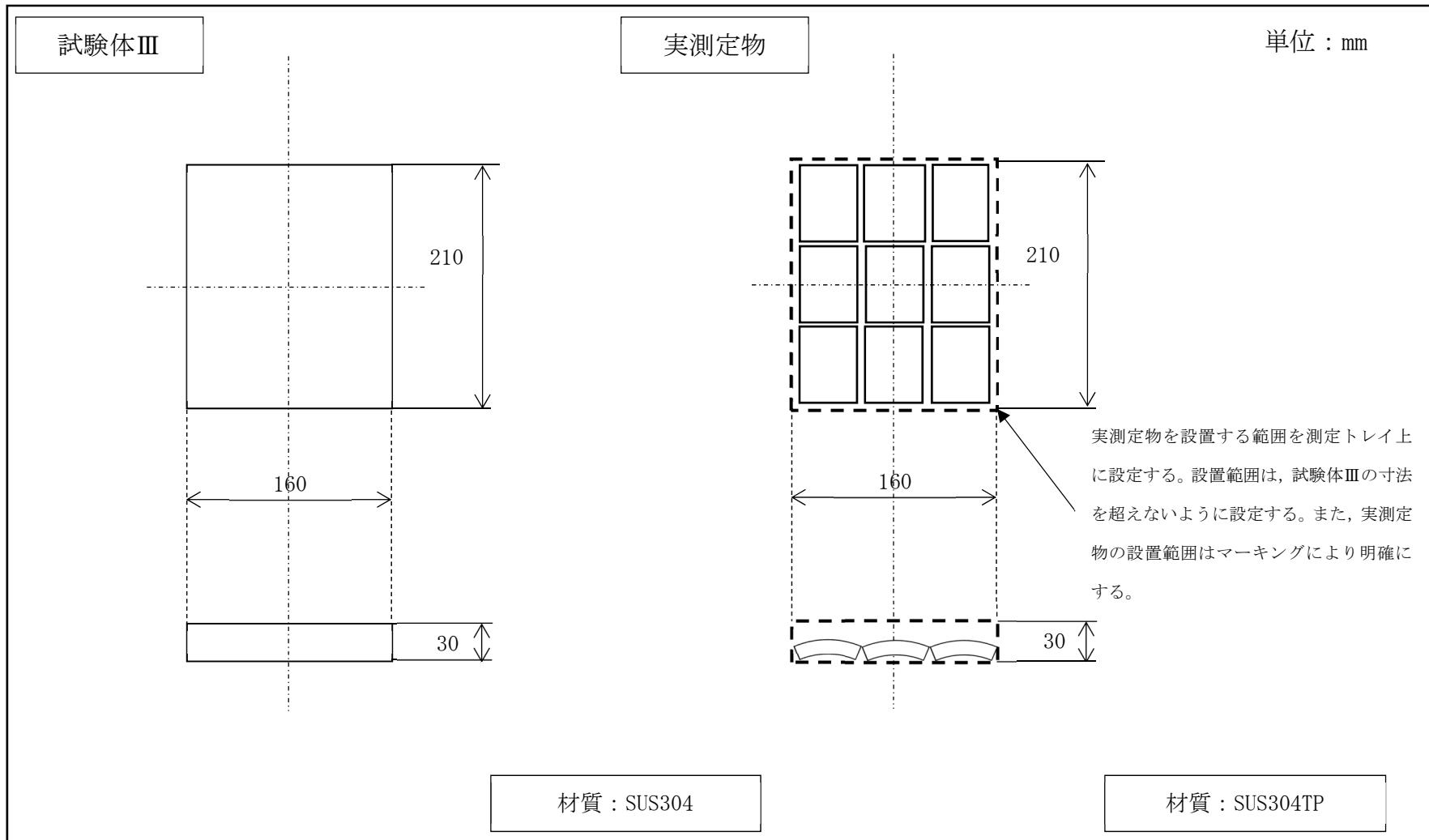
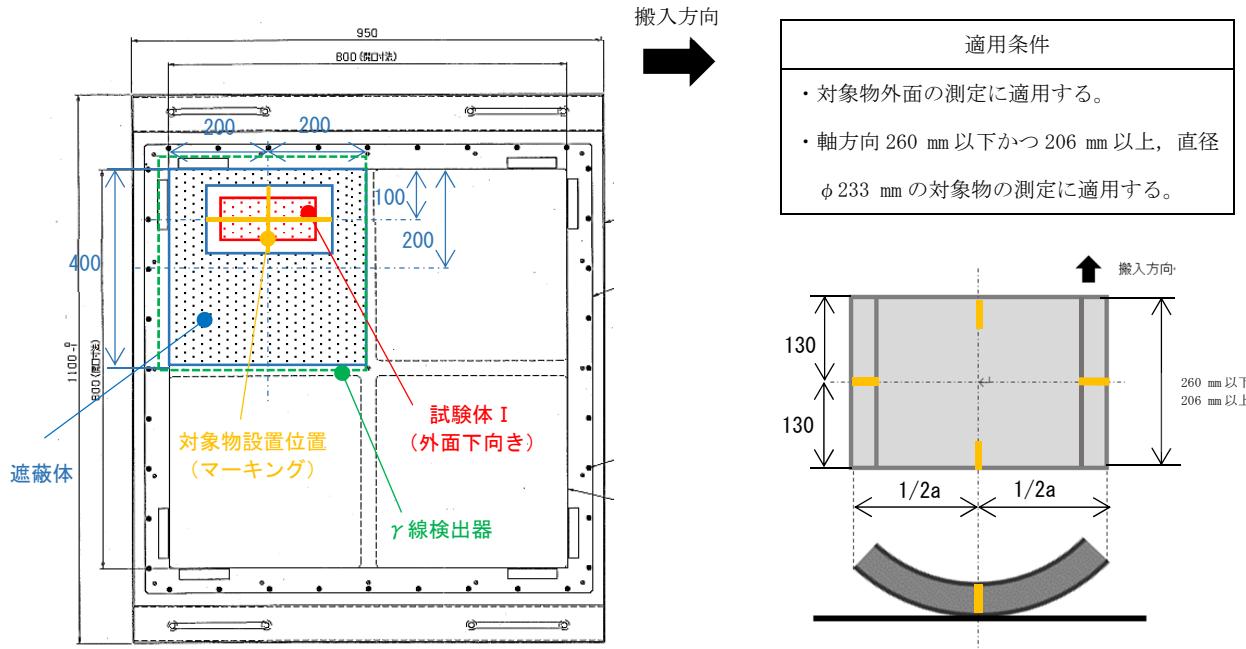


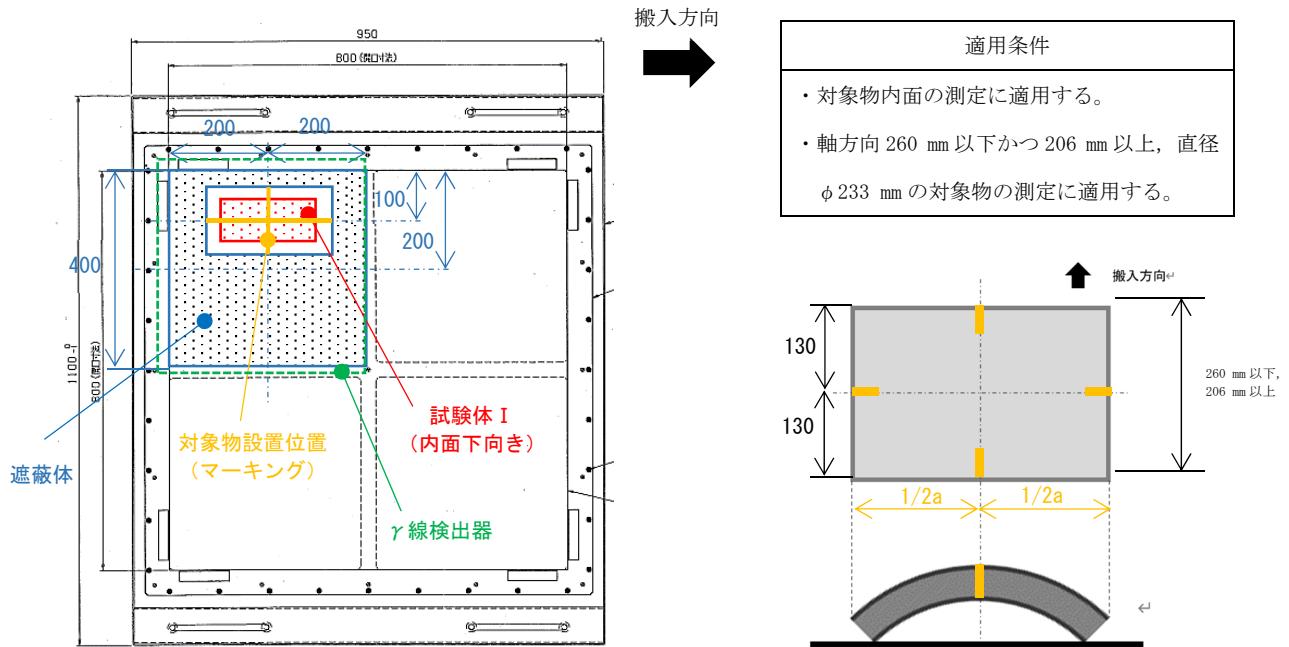
図 6-2 事前試験に用いた試験体形状及び実測定物形状 (3/3)

### ＜試験体配置 I ＞



※試験体には指定位置にマーキングを行い, 測定トレイのマーキング位置に設置した。

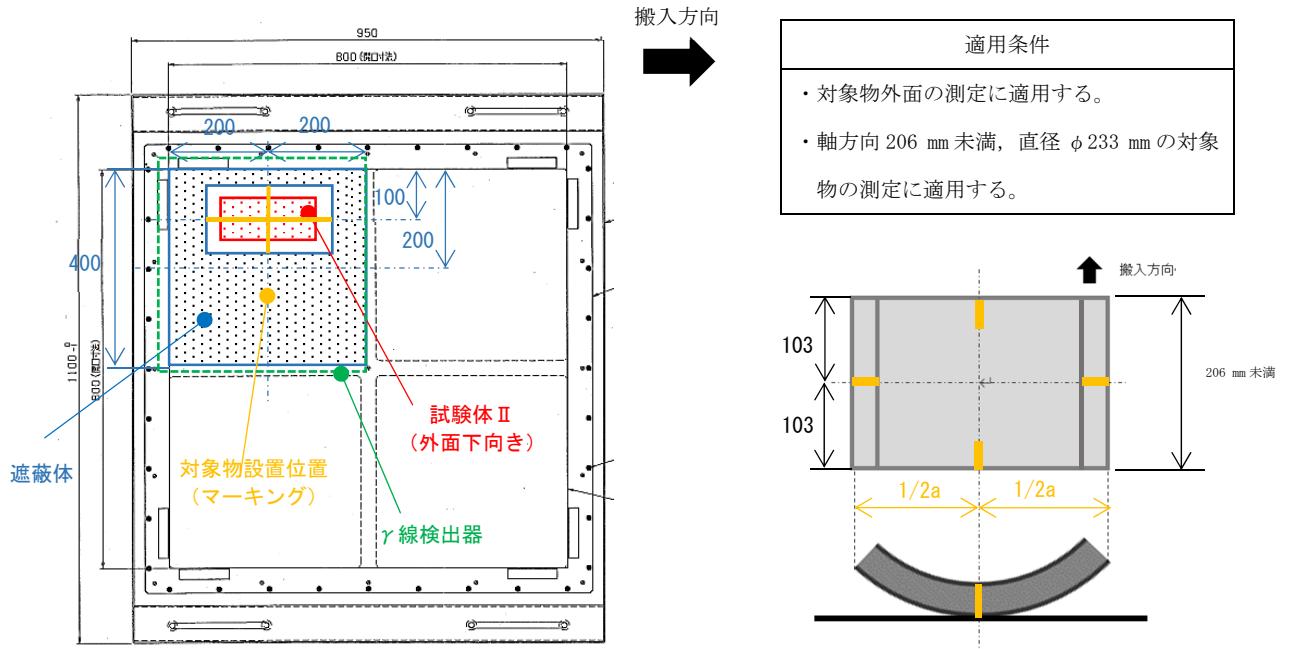
### ＜試験体配置 II ＞



※試験体には指定位置にマーキングを行い, 測定トレイのマーキング位置に設置した。

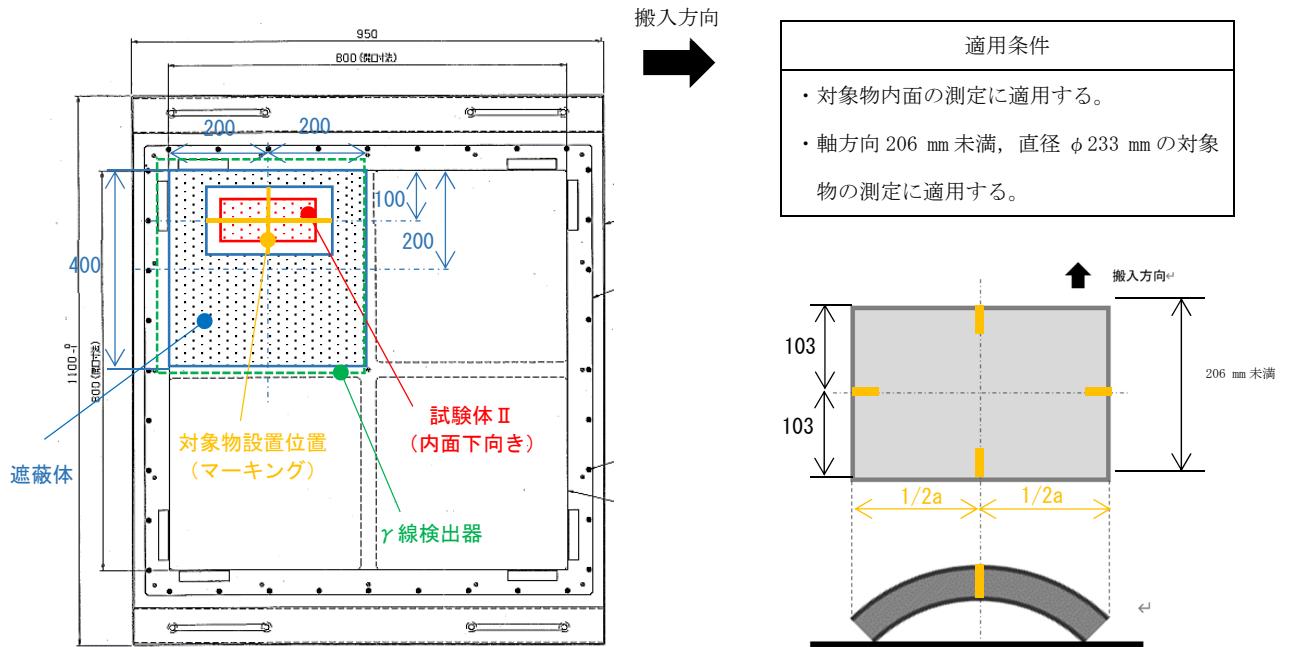
図 6 – 3 事前試験の試験体配置 (1/3)

### ＜試験体配置III＞



※試験体には指定位置にマーキングを行い、測定トレイのマーキング位置に設置した。

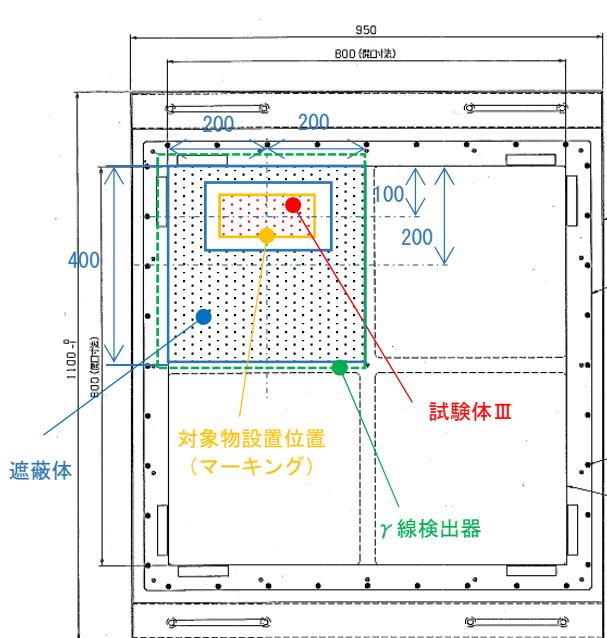
### ＜試験体配置IV＞



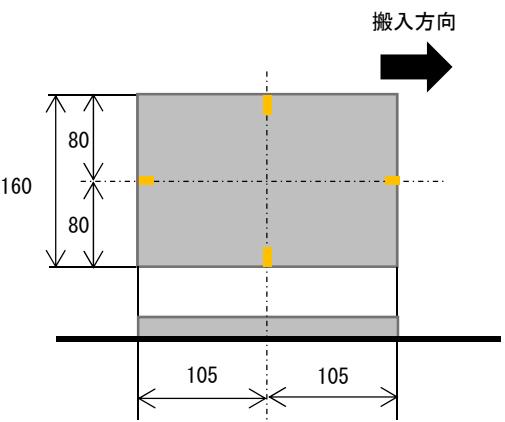
※試験体には指定位置にマーキングを行い、測定トレイのマーキング位置に設置した。

図 6－3 事前試験の試験体配置 (2/3)

### 〈試験体配置V〉



適用条件
<ul style="list-style-type: none"><li>・対象物外面及び内面の測定に適用する。</li><li>・対象物外面及び内面の測定に適用する。</li><li>・おおむね 50 mm×50 mm×30 mm (最大高さ) の大きさに切断した対象物に適用する。</li></ul>

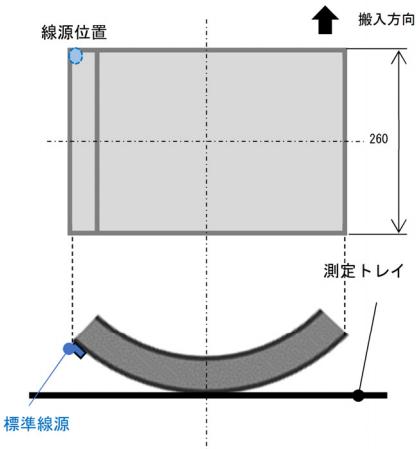


### 搬入方向

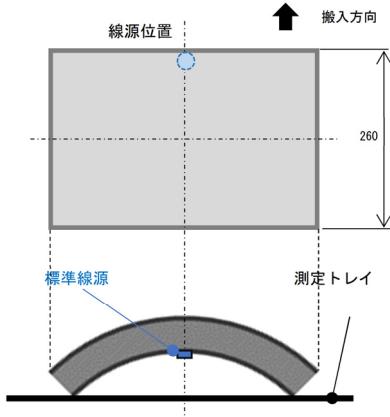
※試験体には指定位置にマーキングを行い、測定トレイのマーキング位置に設置した。

図 6-3 事前試験の試験体配置 (3/3)

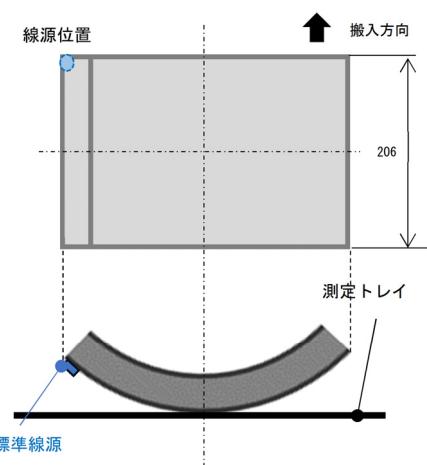
＜試験体配置 I ＞



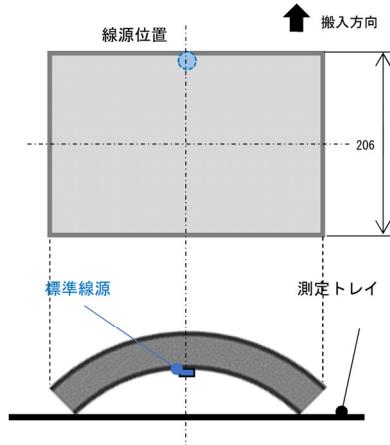
＜試験体配置 II ＞



＜試験体配置 III ＞



＜試験体配置 IV ＞



＜試験体配置 V ＞

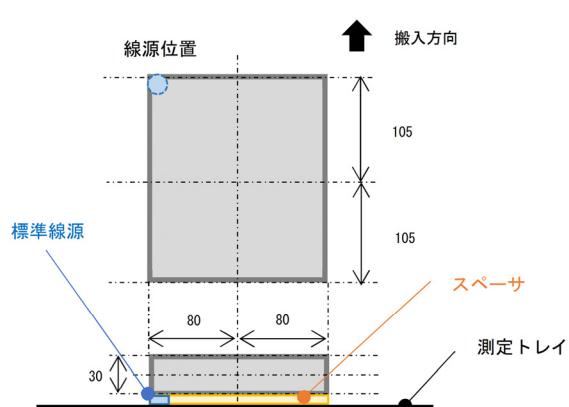


図 6-4 放射能換算係数設定のための試験の線源位置

## 添 付 書 類 七

放射能濃度確認対象物の保管場所及び保管方法に関する説明書

## 1 共通事項

対象物の保管場所に関する主な説明は、「本文九 放射能濃度確認対象物の保管場所及び保管方法」に示すとおりである。放射能濃度の測定及び評価に伴う対象物の基本処理フローを図7-1, 各エリアの管理事項を表7-1に示す。

保管エリア, 前処理エリア, 測定エリア及び確認待ちエリアは, 出入口を施錠し, 放射能濃度確認担当部署の責任者の承認を受けた者以外の者の立入りを制限するよう管理する。また, 測定エリア及び確認待ちエリアにおける対象物の保管に当たっては, 放射能濃度測定後の対象物を専用の保管容器に封入して施錠し, 出入口を施錠し, 立入りを制限するよう管理する。

対象物の運搬に当たっては, 追加的な汚染を防止するため, 専用の運搬容器に封入して運搬する。

放射能濃度測定後の対象物は, 放射性物質による追加的な汚染が生じないように管理するとともに, 放射能濃度についての国の確認が行われるまでの間, 厳格な品質管理を行う。品質管理に関しては, 「添付書類八 放射能濃度の測定及び評価に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に詳細を記載する。

国の確認を受けた物は, 放射性物質として扱う必要のないものとして扱う。敦賀1号炉の対象物の取り扱いに関する事項を保安規定及び社内規程に定めて実施するとともに, 繼続的に改善していく。

## 2 保管エリア

放射能濃度測定前の対象物については, 汚染のおそれのない管理区域である貯蔵庫を保管エリアとして, 専用の保管容器に封入し保管している。保管エリアは出入口を施錠し, 立入りを制限するよう管理する。

### 3 前処理エリア

保管エリアで保管している対象物は、汚染のおそれのある管理区域の廃棄物処理建物内の前処理エリアに運搬する。前処理エリアでは保管容器から対象物を取り出し、切断、分別及び除染を行う。除染後の対象物は追加的な汚染を防止するために養生し、専用の運搬容器に封入する。なお、専用の運搬容器については、表面汚染密度を測定し検出限界値未満であることにより、容器内外面に汚染が無いことを確認する。

### 4 測定エリア

除染後の対象物は、前処理エリアから測定エリアへ運搬し、放射能濃度の測定・評価を行う。測定エリアにおいて放射線測定装置は、汚染のおそれのある管理区域の廃棄物処理建物内の専用の一室に、汚染のないことを確認した上で設置している。なお、測定エリアの追加的な汚染を防止するために、前処理エリアにおいて、3に示すとおり除染後の対象物を養生し、専用の運搬容器に封入する。

放射能濃度の測定及び評価の結果、測定単位の  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 10 を超えない対象物を保管容器に封入し評価単位とする。

対象物の封入に当たっては、対象物の表面の汚染の有無及び放射能濃度測定後の対象物を封入する専用の保管容器の内外面の汚染の有無を確認し、管理区域からの搬出基準を満たすことを確認してから保管容器に封入する。測定単位の  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 10 を超える場合又は測定単位の  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 10 を超えない場合であっても評価単位の  $\Sigma D/C$  (評価対象核種) が 1 を超える場合は、異物混入の有無や測定条件等の原因調査した上で再測定、又は再除染したうえで再測定、若しくは一部又は全ての測定単位を対象物外とする。

放射能濃度測定後の対象物については、測定前の対象物等が混入しないよう、測定単位及び評価単位ごとに整理番号を付して識別管理することにより異物の混入を防止する。測定エリアにおける対象物の保管に当たっては、追加的な汚染を防止するため、1に示すとおり出入口を施錠し、立入りを制限するよう管理する。

万一、異物が混入した場合にもその状況を確認することができるよう、放射能濃度測定の際に、対象物の整理番号及び配置場所、また異物が混在していないことが分かるように対象物の写真を撮影する。

## 5 確認待ちエリア

放射能濃度測定後の対象物については、放射能濃度についての国の確認を行われるまでの間、異物の混入及び放射性物質による追加的な汚染を防止するため、専用の保管容器を施錠した状態で、汚染のおそれのない管理区域又は非管理区域に設定した確認待ちエリアに保管する。

確認待ちエリアへの対象物の運搬に当たっては、追加的な汚染を防止するため、専用の保管容器に封入して運搬する。

確認待ちエリアにおける対象物の保管に当たっては、追加的な汚染を防止するため、1に示すとおり出入口を施錠し、立入りを制限するよう管理する。

表

表 7-1 各エリアの管理事項

図

図 7-1 対象物の基本処理フロー

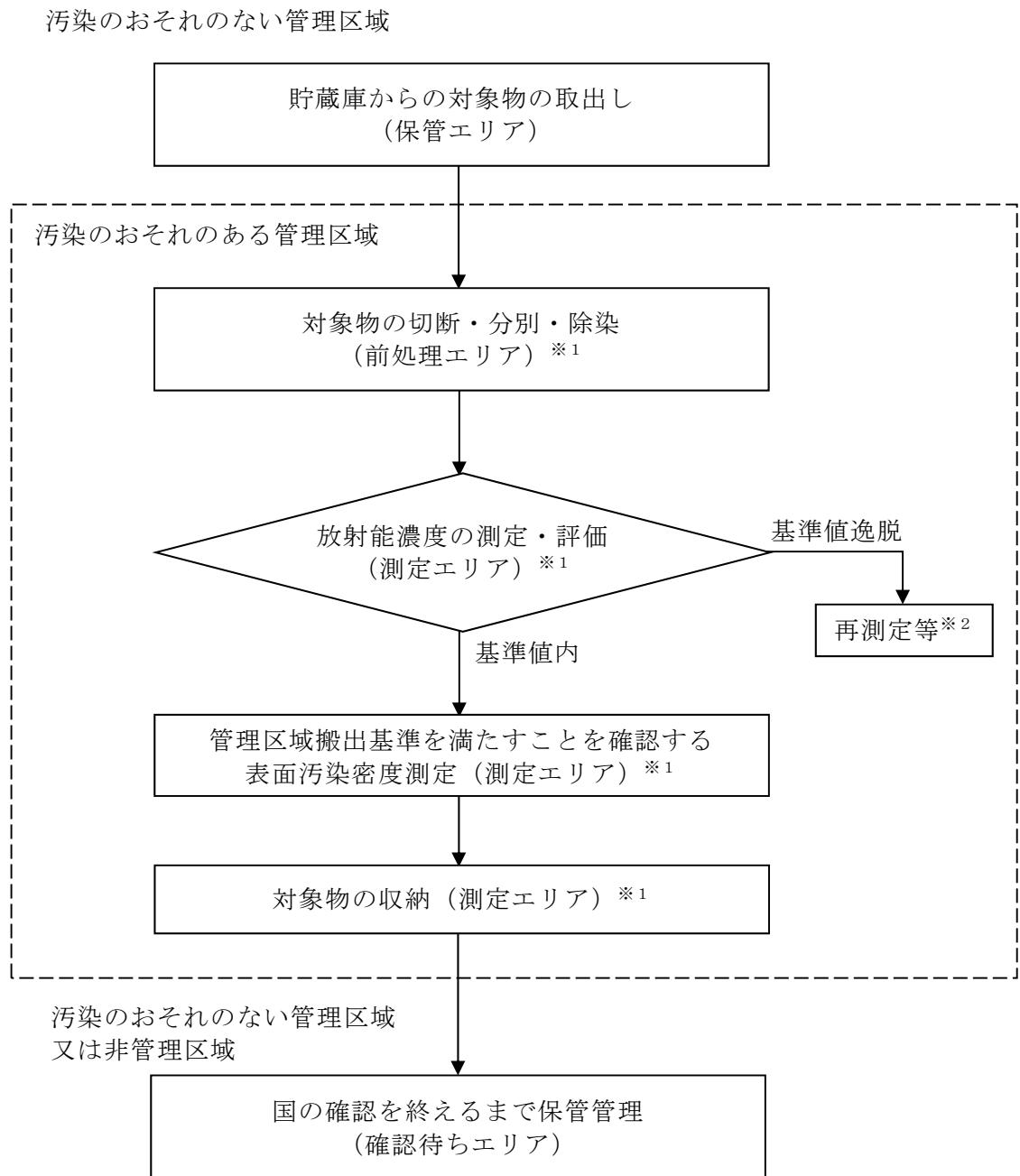
表 7-1 各エリアの管理事項

管理項目	保管 エリア	前処理 エリア	測定 エリア	確認待ち エリア
異物の混入防止, 追加汚染防止	○	○※1	○※1	○
立入制限 (施錠管理)	○	○	○	○
整理番号による識別管理	—	—	○	○
汚染のおそれのある管理区域	—	○	○	—
汚染のおそれのない管理区域	○	—	—	○※2

○：該当, —：非該当

※1：追加的な汚染がないよう管理することにより, 異物混入及び追加的な汚染を防止

※2：非管理区域に設定する場合もある。



※1：追加的な汚染がないように管理するエリア

※2：測定・評価結果が基準値を満足しない場合は、再測定、又は再除染した上で再測定、若しくは対象物外とする。

## 添 付 書 類 八

放射能濃度の測定及び評価に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

放射能濃度の測定及び評価に当たっては、審査基準の要求事項を踏まえた品質マネジメントシステムを構築し、保安規定等に定める。放射能濃度の測定及び評価並びに対象物の保管管理は高い信頼性をもって実施し、これらを維持・改善するための品質保証活動を次のとおり実施する。

品質保証活動は、社長をトップマネジメントとして構築し、体系化した組織及び文書類により、放射能濃度の測定及び評価のための一連の業務に係る計画、実施、評価及び改善のプロセスを実施する。

対象物の分別、放射能濃度の測定及び評価、保管管理、運搬、これら一連の管理に関する記録の作成及び保存並びに不適合発生時の処置を行う際には、以下の品質保証活動を実施し、放射能濃度の測定及び評価並びに対象物の保管管理に関する業務の信頼性を確保する。

保安規定、品質保証規程及び品質マネジメントシステム計画並びにこれらに基づく社内規程に以下の事項を定めて実施するとともに、継続的に改善していく。

## 1 責任の明確化

放射能濃度の測定及び評価並びに対象物の保管管理に関する業務を統一的に管理する者を保安規定に定め、組織の中で明確にする。

## 2 教育・訓練

放射能濃度の測定及び評価並びに対象物の保管管理に関する業務に必要な教育・訓練の実施事項を社内規程に定めて明確にし、当該業務を実施する者への教育・訓練の実施及び技能の維持を図る。

また、測定及び評価に必要な知識及び技能を習得した者がそれぞれの業務を実施するよう社内規程に定め実施する。

### 3 放射線測定装置の管理

放射能濃度の測定及び評価に使用する放射線測定装置の定期的な点検及び校正に関する事項を社内規程に定め実施する。

### 4 放射能濃度確認対象物の管理

対象物とそれ以外が混在する事項を定め実施する。

### 5 業務の実施

放射能濃度の測定及び評価並びに対象物の保管管理に関する業務の具体的な事項を社内規程に定め実施する。

### 6 評価及び改善

放射能濃度の測定及び評価並びに対象物の保管管理に関する業務を定められた手順のとおり実施するため、定期的に内部監査等を行い、必要に応じて改善を図る。

放射能濃度の測定及び評価並びに対象物の保管管理に関する業務において、不具合、ヒューマンエラーを発生させないよう努めるとともに、万一、不適合が発生した場合は速やかに是正処置を行うとともに、原因の究明及び対策、必要に応じて予防措置を講じる。

また、これらの放射能濃度の測定及び評価並びに対象物の保管管理に関する業務は、運用実績を反映し、適宜、手順の見直し及び管理の充実を図る。