

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（補正） の概要について

2025年11月25日
日本原子力発電株式会社

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。

1. クリアランス認可申請に係るこれまでの経緯
2. 認可申請書の概要
3. 当初申請書（※）からの主な変更点

※：2016年9月13日申請「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」

1. クリアランス認可申請に係るこれまでの経緯（1／4）

2

年月	経緯概要
2016年9月	<p>クリアランス認可申請</p> <p>＜対象物の種類，推定重量＞</p> <p>対象物の種類：各建屋の管理区域に設置されている機器等の点検，改造，解体又は撤去に伴い発生した廃棄物</p> <p>推定重量：約2,900トン</p> <p>＜評価対象核種＞</p> <p>旧内規に示される重要10核種に加え，敦賀1号炉の運転実績を踏まえ評価した結果から選定した3核種を加えた13核種</p> <p>＜放射能濃度決定方法＞</p> <ul style="list-style-type: none">➤ γ線放出核種は，形状認識式トレイ型専用測定装置を用いて全γ線計数率を測定し，測定の都度，形状及び検出効率を考慮して算出するCs-137の放射能換算係数を乗じて放射エネルギーを求め，対象物の重量で除することによって決定。➤ γ線放出核種との相関が認められる核種の放射能濃度は，核種組成比法により放射能濃度を決定する。➤ γ線放出核種との相関が認められない核種の放射能濃度は，平均放射能濃度法により放射能濃度を決定する。
2019年9月	審査基準制定
2019年12月	<p>審査会合</p> <ul style="list-style-type: none">➤ 審査基準に適合させるため，補正に2年程度要することを説明
2020年8月	規則制定

1. クリアランス認可申請に係るこれまでの経緯（2／4）

3

年月	経緯概要
2020年1月～	審査基準適合のための検討 ➤ 不確かさの考慮，算術平均値の採用 ➤ プラントから採取したサンプル分析値による二次的な汚染状況の説明，核種選定 ➤ 形状認識機能を取り止め，放射能濃度決定方法を平易な方法に変更 ➤ 測定方法の変更に伴い，装置性能確認のため標準線源と模擬試験体による試験
2021年10月 ～2022年2月	電事連レビュー ➤ 対象物のデータ充足性に関するコメントを受領（以下，主なコメント） ✓ 定性的なロジックによる結論ありきではなく， 対象物自体のデータを示した上で，そのデータから導き出される結論として，汚染の状況を説明 すること ✓ 対象物の説明を具体的にすること（内訳，それぞれの汚染状況） ✓ 対象物を特定し，それを代表する分析データをもって説明 すること
2022年5月	審査会合（補正方針の説明） ➤ 電事連レビューを受け，対象物を再選定。すでに解体／切断済みで対象物が不明確な物品は対象物ごとの評価は困難と判断し，現時点で選定可能な 水圧制御ユニット（以下「HCU」という。） アキュムレータ及びN ₂ ポンプに変更 ➤ 対象物の変更により，推定重量を約2,900トンから 約5トン へ変更 ➤ 対象物の汚染状況調査のため， 2023年度中に補正 する旨を説明
～	汚染状況調査

1. クリアランス認可申請に係るこれまでの経緯 (3/4)

4

年月	経緯概要
2024年3月	審査会合（補正申請の準備状況の説明） <ul style="list-style-type: none">➤ 対象物の表面分布調査の結果、N₂ボンベにCs-137を検出（36体中20体）➤ 汚染性状やメカニズムの調査・検討に時間を要するため、対象物からN₂ボンベを除外➤ 対象物の変更により、推定重量を約5トンから約3トンへ変更➤ 補正時期は2023年度中から2024年度上期へ変更
2024年7月	ヒアリング（補正申請の準備状況の説明） <ul style="list-style-type: none">➤ HCUアキュムレータの放射化学分析（二次的な汚染）の結果、Co-60の放射能濃度がクリアランス基準の1/33を超えていたことを確認➤ これにより、物理的除染が必要と判断し、除染試験に係る対応のため補正時期を2024年度上期から2024年度末へ変更
～	除染試験に向けた対応
2025年1月	ヒアリング（補正申請の準備状況の説明） <ul style="list-style-type: none">➤ 除染試験前準備として、アキュムレータの放射化学分析を行った結果、クリアランス基準は十分に下回っているものの、外表面に極微量のCs-137（10⁻⁴ Bq/g程度）を確認➤ 当初、Co-60のみを評価対象核種とする予定であったが、上記の状況から評価対象核種の再選定及び測定・評価方法の再構築が必要と判断➤ これにより、補正申請時期を2024年度末から2025年9月に変更

1. クリアランス認可申請に係るこれまでの経緯（4／4）

5

年月	経緯概要
～	評価対象核種及び測定・評価方法の見直し作業
2025年6月	審査会合（補正申請の準備状況の説明） <ul style="list-style-type: none">➤ 9月に補正申請する予定であり，測定・評価方法の概略を説明するとともに進捗状況を報告➤ 補正申請後の審査において，規制側が着目すべきと考える点についてコメントを受領
2025年9月	補正申請

2. 認可申請書の概要 – 本文一, 二, 三 –

- 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

日付	敦賀発電所1号炉の経緯概略
1965年10月11日	「敦賀発電所の原子炉設置許可申請書」を申請
1966年4月22日	設置許可
2017年4月19日	廃止措置計画の認可
2017年5月15日	廃止措置段階に移行

<クリアランス申請の放射能濃度確認対象物（対象物）>

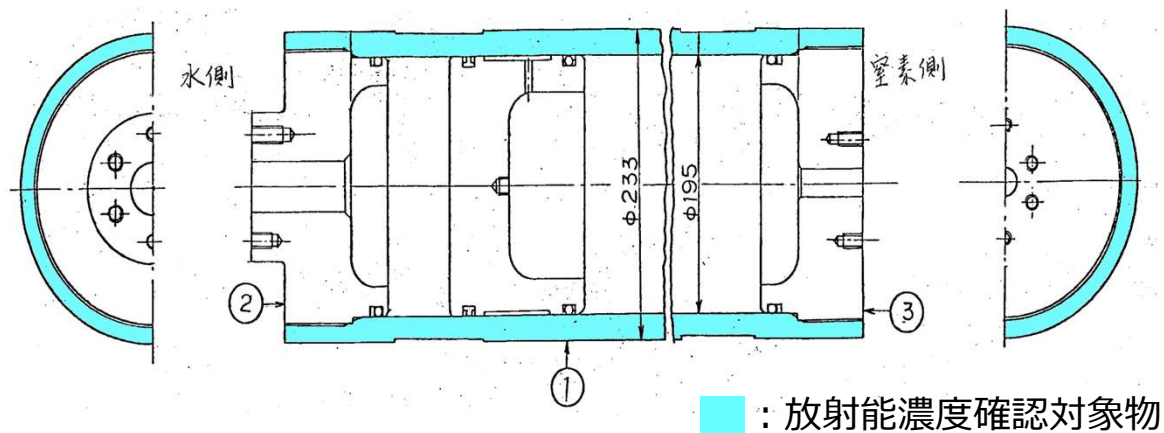
- 定格熱出力1,064MWの濃縮ウラン燃料を用いた濃縮ウラン，軽水減速，軽水冷却型（沸騰水型）の原子炉施設（敦賀発電所1号炉）のうち制御材駆動設備
- 制御材駆動設備のうち，HCUアキュムレータのシリンダ部36体

2. 認可申請書の概要 – 本文四（1／7） –

7

1. 放射能濃度確認対象物の種類及び推定される総重量

項目	内容
対象物	HCUアキュムレータ36体（シリンダ部）
推定総重量	3トン（36体分）
材質	金属（ステンレス鋼）



番号	内容
①	シリンダ
②	上部シリンダヘッド
③	下部シリンダヘッド



第1図 放射能濃度確認対象物

2. 放射能濃度確認対象物の発生状況

対象物は原子炉建物 1 階から発生した解体撤去物である。

第11, 12回定検時に据え付け, 原子炉停止まで使用を継続した。

現在は保管容器に封入され, 固体廃棄物貯蔵庫に保管されている。

3. 放射能濃度確認対象物の汚染の状況

汚染の状況として, 「放射化汚染」と「二次的な汚染」を想定した。

(1) 放射化汚染

- ①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β崩壊して生成された励起状態の O - 17が O - 16に壊変する際に放出される中性子線の3種類を考慮する。

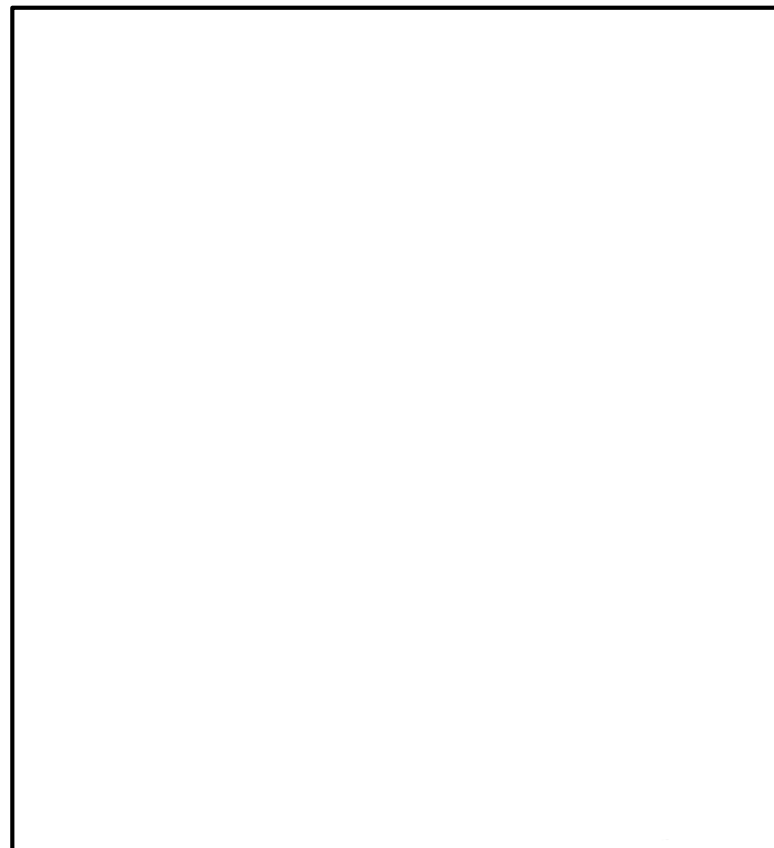
直接線： 対象物は原子炉格納容器の外側に設置されており, 原子炉からの中性子の直接線は生体遮蔽により十分遮蔽され, その影響は小さい。

ストリーミング線： 原子炉内で発生した中性子が貫通孔部から回り込むことで影響を及ぼすが, コンクリート壁等により十分遮蔽され, その影響は小さい。

N - 17： アキュームレータの充填水は水蒸気中に含まれる 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。

- ②放射化汚染において C o - 60を主要な核種であると判断した。
対象物から無作為に選択した代表サンプルの C o - 60の放射能濃度を測定した結果, クリアランスレベルの100分の1未満であった。

- ①, ②から放射化汚染の影響は極めて僅かであると判断した。



第2図 原子炉建物 1 階平面図

第1表 放射化汚染 分析結果

放射性物質	C o - 60
クリアランスレベル C (Bq/g)	0.1
放射能濃度 D (Bq/g)	$<7.4 \times 10^{-4}$
D/C (-)	$<7.4 \times 10^{-3}$

（2）二次的な汚染

＜汚染の状況，汚染の履歴に関する概要＞

- ◆ 運転初期段階に燃料破損を経験しているため，C P 核種※¹に加え，F P 核種※²による影響を考慮。また，汚染の履歴が異なる外面汚染及び内面汚染をそれぞれ想定。
 - 対象物の内面は使用期間中，常時復水から直接汚染されており，内面汚染はC P 核種が主要な汚染である。
 - 外面汚染は，復水と接液しないため常時汚染されることはない一方，運転初期段階の燃料破損由来のF P 核種の影響が有意にあった期間に生成された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※³されたものである。
- ◆ 対象物の汚染状況調査（表面汚染密度測定，放射化学分析）の結果，外面汚染からはF P の代表核種であるC s - 137のみ検出された。対象物の使用状況を考慮した評価を踏まえて，外面汚染の主要核種はC s - 137と判断した。
- ◆ 内面汚染は汚染状況調査の結果，放射化学分析において全核種検出限界値未満であった。対象物の使用状況を考慮した評価を踏まえて，汚染の程度は低いものの，汚染の履歴から内面汚染の主要核種はC o - 60と判断した。

※1：原子炉冷却系統の設備から溶出した腐食生成物が炉心の中性子で放射化されて生成した放射性物質

※2：燃料集合体及び炉内の構造材の微量元素として存在するウラン等が炉心の中性子で照射されて生成した核分裂生成物並びに中性子捕獲生成物及び燃料中のウラン等が炉心の中性子で照射されて生成した核分裂生成物並びに中性子捕獲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洩した放射性物質

※3：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

2. 認可申請書の概要 – 本文四（4 / 7） –

・汚染の履歴（F P 核種の影響について）

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、1979年に確認されたのを最後に、以降は燃料破損は確認されていない。また、I-131放射能濃度は、第16サイクル以降は $0.1 \text{ Bq/g}^{\ast 1}$ 以下で推移しており、燃料破損収束後、F P 核種の影響が減少していることが認められる。

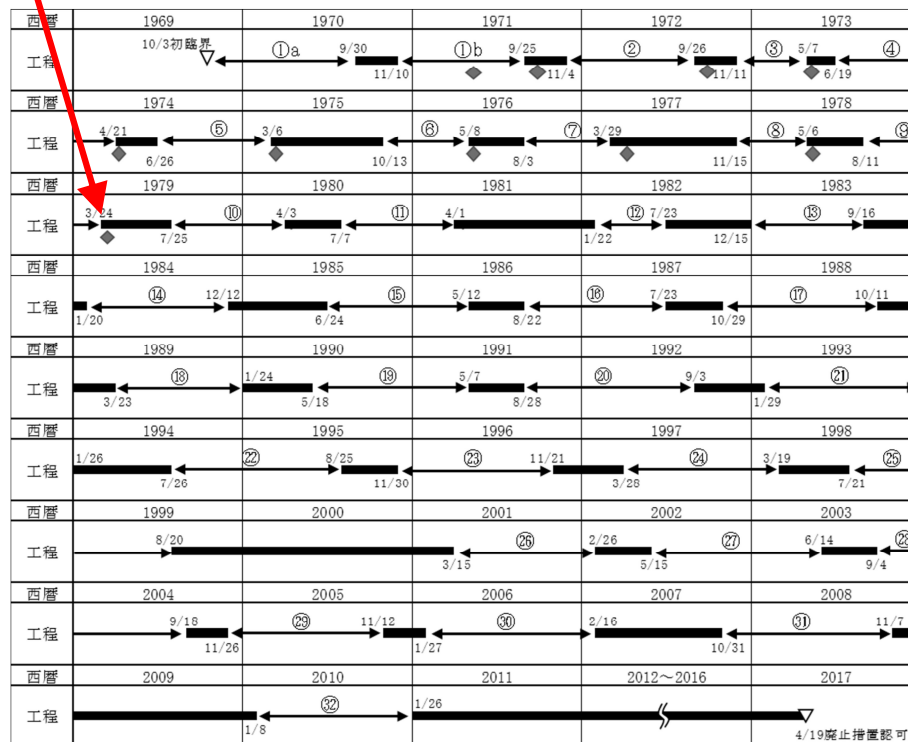
※1：JNES-SS-0806レポート「I-129のスケールングファクタの継続使用に係る判断方法について」に示された

敦賀1号炉におけるI-131の通常濃度変動幅から設定

最後の燃料破損確認時期

■：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



第3図 敦賀1号炉 運転履歴



第4図 敦賀1号炉 原子炉水中の
I-131放射能濃度

2. 認可申請書の概要 – 本文四（5 / 7） –

・ 汚染の程度

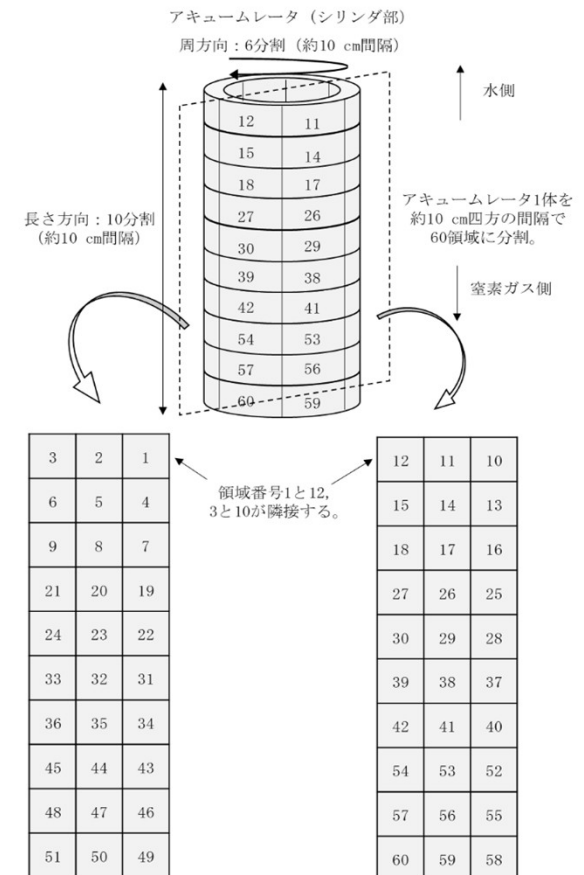
- ✓対象物36体全数の表面汚染密度測定で，内面の4点が有意検出。クリアランスレベルを十分下回る程度。
 - ✓無作為に選定した1体をG e 半導体検出器で直接測定し，外面から汚染（C s - 137）が有意検出した。
 - ✓外面汚染に対して物理的な方法による除染をすると，検出限界値未満になることを確認した。
- ⇒内面汚染及び外面汚染の程度は，いずれもクリアランスレベルを十分満足できる程度。

第2表 表面汚染密度測定結果（36体）

	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，プラスチックシンチレーション検出器で測定	G M管式サーバイメータで直接測定
有意検出点数	4点	0点
検出限界値（最大） （Bq/cm ² ）	1.1×10^{-2}	1.6×10^{-1}
最大値（Bq/cm ² ）	1.7×10^{-2}	— ※ 1

第3表 G e 半導体検出器測定結果（代表1体を240分割）

	内面汚染		外面汚染	
測定点数	240点		240点	
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	C o − 60
有意検出点数	0点	0点	51点	0点
検出限界計数率 （最大）(s ^{−1})	4.8×10 ^{−3}	3.2×10 ^{−3}	4.7×10 ^{−3}	3.2×10 ^{−3}
最大計数率 (s ^{−1})	— ※ 1	— ※ 1	1.6×10 ^{−2}	— ※ 1



第5図 汚染調査時の領域分割

2. 認可申請書の概要 – 本文四（6／7） –

12

・放射化学分析

対象試料：代表1体のG e 半導体検出器による測定結果から選定した試料

対象核種：審査基準33核種から選定

分析結果：

✓ 内面は全て検出限界値未満

⇒ F P 核種の影響は小さい

✓ 外面はC s - 137のみ検出

(最大 $1.6 \times 10^{-3} \text{ Bq/g}$)

⇒ F P 核種の影響あり

審査基準33核種

以下の核種を除外

- ・半減期 1 年程度以下の核種
- ・コンクリートの放射化等による核種
- ・中性子捕獲断面積等（F e - 55）

放射化計算評価結果から追加(E u - 152)

分析対象核種

H - 3, C - 14, C l - 36, C o - 60, N i - 59, N i - 63, S r - 90, N b - 94, T c - 99, I - 129, C s - 134, C s - 137, E u - 152, 全α (P u - 239, P u - 241, A m - 241)

第6図 分析対象核種選定の考え方

第4表 放射化学分析結果

(内面汚染)

放射性物質	代表試料3点のD/C (-)		
	試料①	試料②	試料③
H - 3	$<2.6 \times 10^{-5}$	$<2.5 \times 10^{-5}$	$<3.0 \times 10^{-5}$
C - 14	$<3.0 \times 10^{-4}$	$<3.0 \times 10^{-4}$	$<3.5 \times 10^{-4}$
C l - 36	$<3.9 \times 10^{-4}$	$<1.9 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-4}$
C o - 60	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<2.1 \times 10^{-3}$
N i - 59	$<7.3 \times 10^{-8}$	$<5.4 \times 10^{-8}$	$<7.4 \times 10^{-8}$
N i - 63	$<9.1 \times 10^{-6}$	$<6.7 \times 10^{-6}$	$<9.3 \times 10^{-6}$
S r - 90	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$
N b - 94	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.9 \times 10^{-3}$
T c - 99	$<2.3 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$
I - 129	$<1.9 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.8 \times 10^{-3}$
C s - 134	$<1.8 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<2.1 \times 10^{-3}$
C s - 137	$<2.1 \times 10^{-3}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<2.2 \times 10^{-3}$
E u - 152	$<4.8 \times 10^{-3}$	$<4.3 \times 10^{-3}$	$<5.9 \times 10^{-3}$
全α核種	$<2.4 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<2.7 \times 10^{-3}$

(外面汚染)

放射性物質	代表試料3点のD/C (-)		
	試料①	試料②	試料③
H - 3	$<3.6 \times 10^{-5}$	$<2.3 \times 10^{-5}$	$<4.2 \times 10^{-5}$
C - 14	$<4.3 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<5.1 \times 10^{-4}$
C l - 36	$<4.4 \times 10^{-4}$	$<2.8 \times 10^{-4}$	$<3.1 \times 10^{-4}$
C o - 60	$<2.8 \times 10^{-3}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<2.8 \times 10^{-3}$
N i - 59	$<1.2 \times 10^{-7}$	$<7.0 \times 10^{-8}$	$<1.1 \times 10^{-7}$
N i - 63	$<1.4 \times 10^{-5}$	$<8.8 \times 10^{-6}$	$<1.4 \times 10^{-5}$
S r - 90	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$
N b - 94	$<2.5 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<2.6 \times 10^{-3}$
T c - 99	$<2.9 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<2.5 \times 10^{-4}$
I - 129	$<2.6 \times 10^{-3}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<2.2 \times 10^{-3}$
C s - 134	$<2.7 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<2.9 \times 10^{-3}$
C s - 137	6.1×10^{-3}	4.6×10^{-3}	1.6×10^{-2}
E u - 152	$<7.5 \times 10^{-3}$	$<4.3 \times 10^{-3}$	$<7.7 \times 10^{-3}$
全α核種	$<3.7 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<3.6 \times 10^{-3}$

（3）フォールアウト

- ◆ 2012年に実施した敦賀発電所構内におけるフォールアウト影響調査の結果、全て理論検出限界計数率（ 0.10 s^{-1} ）未満であったことから、フォールアウトの影響はない。



第7図 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

2. 認可申請書の概要 – 本文五（1／10） –

1. 評価に用いる放射性物質の種類を選択方法

- ◆ 放射化汚染の影響は極めて僅かであるため、二次的な汚染を対象に評価対象核種を選択。
- ◆ 対象物の材質は金属であり、審査基準※¹に掲げられている33種類の放射性物質（審査基準33核種）から評価対象核種を選択。
- ◆ 審査基準33核種の相対重要度を、燃焼計算（F P 核種）、放射化計算（C P 核種）及び放射化学分析結果から評価。また、H－3とそれ以外の32核種に分けて評価。
 - ✓ H－3は他の32核種と主な生成起源が異なるため、放射化学分析の結果から評価する。
 - ✓ それ以外の32核種は、計算評価の結果から評価する。
- ◆ 対象物の汚染は大きく3分類あるため、第5表のように計算カテゴリー分けをして、これらの分類に整合した計算条件を設定してそれぞれ評価する。

第5表 対象物の汚染の分類と計算カテゴリー分け

カテゴリー	汚染の分類	計算種類	計算条件
計算カテゴリー その1	外面汚染の F P 核種	燃焼計算	生成期間：初臨界～第16サイクル終了※ ² 冷却期間：38年から60年
計算カテゴリー その2	内面汚染の C P 核種	放射化計算	生成期間：原子炉停止日 冷却期間：14年から19年
計算カテゴリー その3	外面汚染の C P 核種	放射化計算	生成期間：初臨界～原子炉停止日 冷却期間：14年から60年

※ 1：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

※ 2：燃料破損に由来する原子炉水中のF P 核種の影響が十分低減されたと考えられる期間から設定

2. 認可申請書の概要 – 本文五（2／10） –

15

• 想定する汚染の種類と生成時期

○外面汚染：

＜F P 核種＞（計算カテゴリーその1）

✓燃料破損由来のF P 核種の影響が有意にあった時期に生成された汚染が設備点検時等に付着したもの。

⇒第16サイクルまでに、F P 核種の影響は減少しているため、初臨界から第16サイクル終了日の間を生成期間とする。

＜C P 核種＞（計算カテゴリーその3）

✓原子炉運転中に生成されていたC P 核種による汚染が設備点検時等に付着したもの。

⇒初臨界から原子炉停止日の間を生成期間とする。

○内面汚染：

＜C P 核種＞（計算カテゴリーその2）

✓原子炉運転中に生成されていたC P 核種が通常の使用中对象物内面に付着したもの。

⇒内面は、アキュムレータ内の水は定期検査ごとに入れ替えられていること、放射化学分析結果からも検出限界値未満であったことから、生成時期は原子炉停止日とする。

第6表 カテゴリー設定期間

• 冷却期間の設定方法

✓ 想定する汚染が生成された期間の開始日，終了日から放射能濃度の評価を行う期間の開始日，終了日までの最大幅，最小幅を網羅するように設定する。

✓ 放射能濃度の評価を行う期間については，補正申請時点を評価の基準として2025年9月1日を開始日，初臨界から60年を目途にして2029年9月30日を終了日とする。

		初臨界 1969	HCU設置 1980,81	第16サイクル完了 1987	原子炉停止 2011	評価期間 2025 2029
カテゴリー その1 外面FP	最小幅				38年	
	最大幅				60年	
カテゴリー その2 内面CP	最小幅				※	14年
	最大幅					19年
カテゴリー その3 外面CP	最小幅				14年	
	最大幅				60年	

※原子炉停止時点の汚染を考慮

■：汚染の生成期間 ■：評価期間

- 燃焼計算条件（計算カテゴリーその1）
対象物の外面汚染のF P核種の評価のため、第7表に示す条件で燃焼計算を実施した。
- ✓ 敦賀発電所原子炉設置許可申請書（1号炉）の値を基準にした運転条件から計算条件を設定（ケース①）
- ✓ さらに、破損した燃料のウラン濃縮度及び燃焼度の使用履歴から照射期間をパラメータとして、計算範囲を設定（ケース②から⑤）

第7表 燃焼計算条件（計算カテゴリーその1）

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	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）				

2. 認可申請書の概要 – 本文五（4／10） –

17

第8表 燃焼計算結果（計算カテゴリーその1）

冷却期間38年

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 ($D_1/C_1/\sum D_k/C_k$)				
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
Cl-36	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
Sc-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α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α核種)	34.9%	35.2%	38.5%	15.2%	23.2%
相対重要度 (Cs-137+全α核種) の割合	95.7%	95.6%	95.9%	93.3%	94.1%

冷却期間56年

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 ($D_1/C_1/\sum D_k/C_k$)				
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
Cl-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
Sc-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α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α核種)	29.9%	30.2%	33.3%	13.3%	19.8%
相対重要度 (Cs-137+全α核種) の割合	95.6%	95.6%	95.8%	93.3%	94.1%

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

➤ 計算カテゴリーその1の条件で評価対象核種に選択される放射性物質は

Cs-137（主要核種）及び**全α核種**

2. 認可申請書の概要 – 本文五（5／10） –

- 放射化計算条件（計算カテゴリーその2，その3）
対象物の内面汚染及び外面汚染のC P核種の評価のため，第9表に示す条件で放射化計算を実施した。
 - ✓ 敦賀発電所原子炉設置許可申請書（1号炉）の値を基準にした燃料タイプ及び運転条件から燃焼計算条件を設定し，中性子束を計算
 - ✓ 得られた中性子束をステンレス鋼，炭素鋼にそれぞれ中性子照射する期間をパラメータとして，計算範囲を設定
 - ✓ 想定する汚染の生成期間及び燃料タイプ（STEP1からSTEP3）に応じた使用期間からORIGENライブラリを選択

第9表 放射化計算条件（計算カテゴリーその2，その3）

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	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	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）							

2. 認可申請書の概要 – 本文五（6／10） –

19

第10表 放射化計算結果（計算カテゴリーその2）
冷却期間14年

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 I-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α核種	1.7E-08
相対重要度 (C o-60)	99.1%

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

➤ 計算カテゴリーその2の条件で評価対象核種に選択される放射性物質は

C o-60（主要核種）

2. 認可申請書の概要 – 本文五（7／10） –

20

第11表 放射化計算結果（計算カテゴリーその3）

冷却期間14年

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 ($D_I/C_I/\sum D_k/C_k$)		
H-3	9.7E-12	9.5E-12	9.1E-12
C-14	1.2E-04	1.1E-04	1.1E-04
Cl-36	4.3E-06	4.2E-06	4.0E-06
Ca-41	7.8E-10	7.6E-10	7.3E-10
Sc-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α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	-	-	-

冷却期間56年

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 ($D_I/C_I/\sum D_k/C_k$)		
H-3	1.9E-10	1.9E-10	1.8E-10
C-14	2.4E-02	2.4E-02	2.3E-02
Cl-36	9.1E-04	8.9E-04	8.5E-04
Ca-41	1.6E-07	1.6E-07	1.5E-07
Sc-46	4.2E-55	4.5E-55	4.9E-55
Mn-54	3.6E-16	3.8E-16	4.2E-16
Fe-55	4.7E-06	4.6E-06	4.4E-06
Fe-59	4.2E-55	4.5E-55	4.9E-55
Co-58	4.2E-55	4.5E-55	4.9E-55
Co-60	8.3E-01	8.3E-01	8.3E-01
Ni-59	6.4E-06	6.3E-06	6.0E-06
Ni-63	6.8E-04	6.8E-04	6.7E-04
Zn-65	4.2E-55	4.5E-55	4.9E-55
Sr-90	2.2E-06	2.0E-06	2.1E-06
Nb-94	5.9E-05	6.0E-05	6.4E-05
Nb-95	4.2E-55	4.5E-55	4.9E-55
Tc-99	1.9E-06	2.0E-06	2.2E-06
Ru-106	9.7E-19	9.9E-19	1.1E-18
Ag-108m	1.1E-03	1.2E-03	1.2E-03
Ag-110m	4.2E-55	4.5E-55	4.9E-55
Sb-124	4.2E-55	4.5E-55	4.9E-55
Te-123m	3.6E-20	2.5E-20	2.7E-20
I-129	7.2E-09	7.4E-09	7.8E-09
Cs-134	1.9E-08	2.0E-08	2.1E-08
Cs-137	2.6E-05	2.4E-05	2.5E-05
Ba-133	2.0E-04	2.1E-04	2.1E-04
Eu-152	1.4E-01	1.4E-01	1.3E-01
Eu-154	5.5E-03	5.6E-03	5.8E-03
Tb-160	4.2E-55	4.5E-55	4.9E-55
Ta-182	2.8E-10	2.7E-10	2.4E-10
全α核種	3.1E-06	3.2E-06	3.4E-06
相対重要度 (Co-60)	83.1%	83.1%	83.4%
相対重要度 (Eu-152)	13.7%	13.6%	13.4%
相対重要度 (Co-60 + Eu-152) の割合	96.7%	96.8%	96.8%

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

➤ 計算カテゴリーその3の条件で評価対象核種に選択される放射性物質は

Co-60（主要核種）及び**Eu-152**

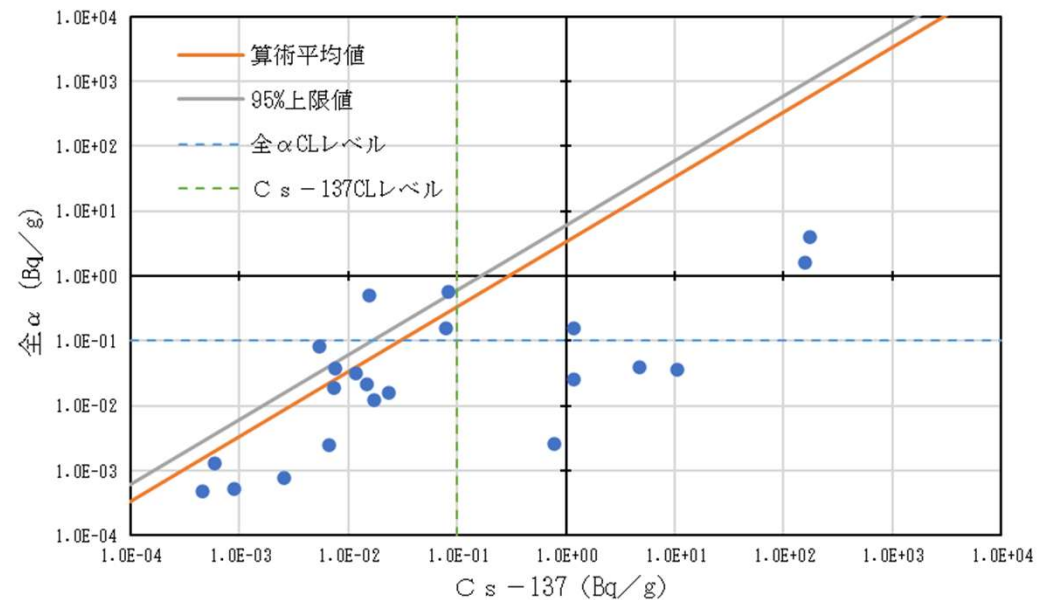
2. 評価に用いる放射性物質の種類を選択結果

- ◆ H－3は放射化学分析の結果、クリアランスレベル(100 Bq/g) の 1×10^{-4} 倍以下のレベルで検出限界値未満であることから、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。
- ◆ それ以外の32核種については、計算評価の結果から、相対重要度90%を超える核種は、
 - ✓ 計算カテゴリーその1：C s－137（主要核種），全α核種
 - ✓ 計算カテゴリーその2：C o－60（主要核種）
 - ✓ 計算カテゴリーその3：C o－60（主要核種），E u－152
- ◆ 以上から、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の候補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。
 - ✓ 外面汚染：C o－60，C s－137，E u－152及び全α核種（P u－239，P u－241 及びAm－241）（6種類）
 - ✓ 内面汚染：C o－60（1種類）

3. 全α核種の核種組成比の設定方法

- ◆ 評価対象核種のうち全α核種は、C s – 137を基準核種とする核種組成比法により評価する。
- ◆ C s – 137及び全α核種は F P 核種としていずれも燃料破損時に原子炉冷却材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ことから、敦賀1号炉のC s – 137及び全α核種がいずれも有意に検出されている代表試料（22点）を用いて核種組成比を設定した。
- ◆ 全α核種のC s – 137を基準核種とする核種組成比の95%上限値は、6.1である。

項目	値（－）
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
95%上限値※1 (全α核種の放射能濃度の決定に 用いる核種組成比)	6.1



第8図 代表試料22点から設定した全α核種のC s – 137に対する核種組成比

※1：信頼の水準を片側95%としたときの上限値で、ここでは22点の代表試料の D_{α}/D_{Cs-137} の不確かさを考慮した値として算出

2. 認可申請書の概要 – 本文五（10／10） –

3. 全α核種の核種組成比の設定方法

◆ 代表試料（22点）を用いて核種組成比を設定する手順のフローを下記に示す。

○汚染の起源による性状

- ・ Cs-137及び全α核種はいずれもF P核種で、プラント全域において汚染経路及び汚染源は共通であり、核種組成比がおおむね均一と想定

○相関関係の判定

- ・ プラント全域の系統を限定せず、22点のサンプルの放射能濃度データを評価の対象とする。
- ・ 22点の全α核種とCs-137を2029年9月30日に減衰補正
- ・ t検定すると、相関係数は0.69で相関性「有」の判定であり、対象22点の標本は正規分布

○基準核種の確認

- ・ 22点の中に廃棄物発生日及び2029年9月30日に減衰補正したとき、基準核種のCs-137がクリアランスレベル近傍であるサンプルが含まれていることを確認

○核種組成比設定

- ・ 22点の全α／Csの算術平均により核種組成比を算出（3.4）
- ・ 対象物から採取した代表試料の放射化学分析結果との比較から、十分な保守性を確認

○不確かさの考慮

- ・ 22点の全α／Csの標本の算術平均値、不偏標準偏差等から95%上限値を算出（6.1）

○設定値の適用期間の確認

- ・ 放射化計算や燃焼計算の評価を実施した範囲で、Cs-137及び全α核種の半減期の関係性から、保守的な評価であることを確認している期間を評価の適用期間とする。

○放射能濃度の決定に用いる核種組成比の設定

- ・ 放射能濃度の決定に用いる核種組成比は、2029年9月30日を減衰補正の基準日とし、不確かさを考慮した95%上限値（6.1）（固定値）を用いる。

第9図 代表試料22点を用いて全α核種のCs-137に対する核種組成比を設定する手順のフロー

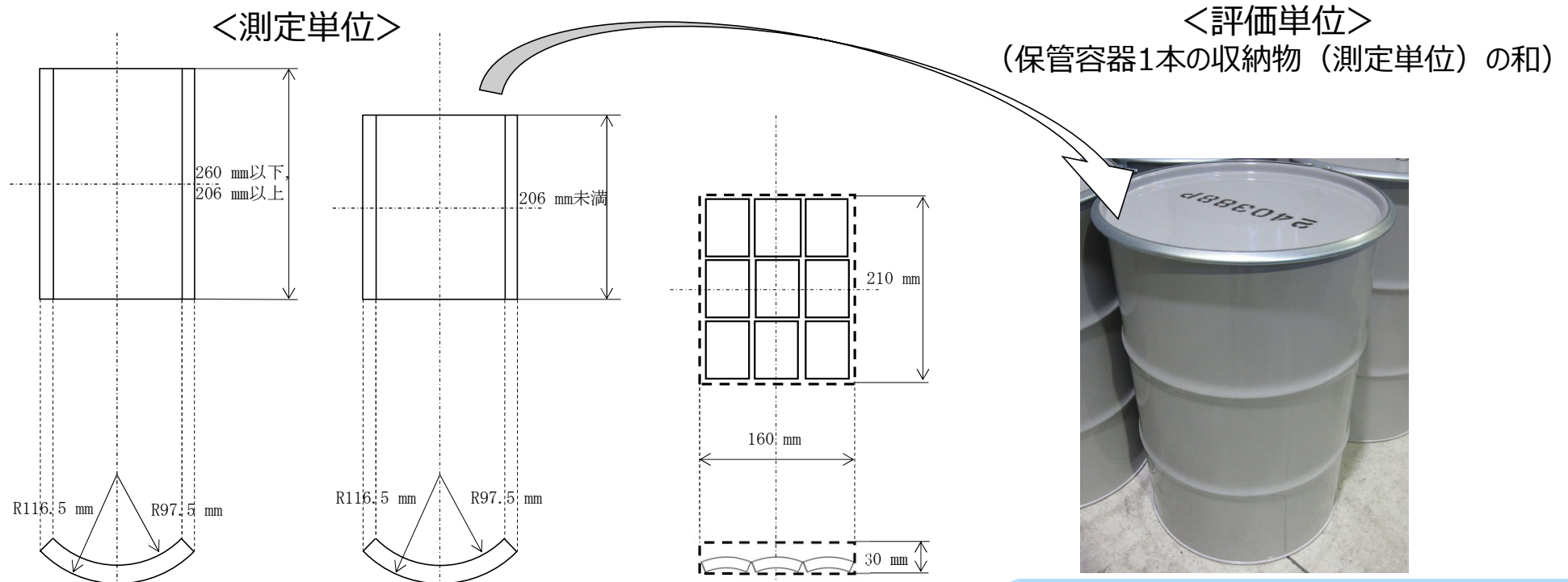
2. 認可申請書の概要 – 本文六 –

1. 測定単位

- ◆ $\Sigma D / C$ （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、放射線測定装置による1回の測定で用いる切断片とする。
- ◆ 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。

2. 評価単位

- ◆ $\Sigma D / C$ （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。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、評価単位全体の重量で除した値で判断する。
- ◆ 評価単位の重量は最大1トン以下とする。なお、対象物の推定総重量は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。

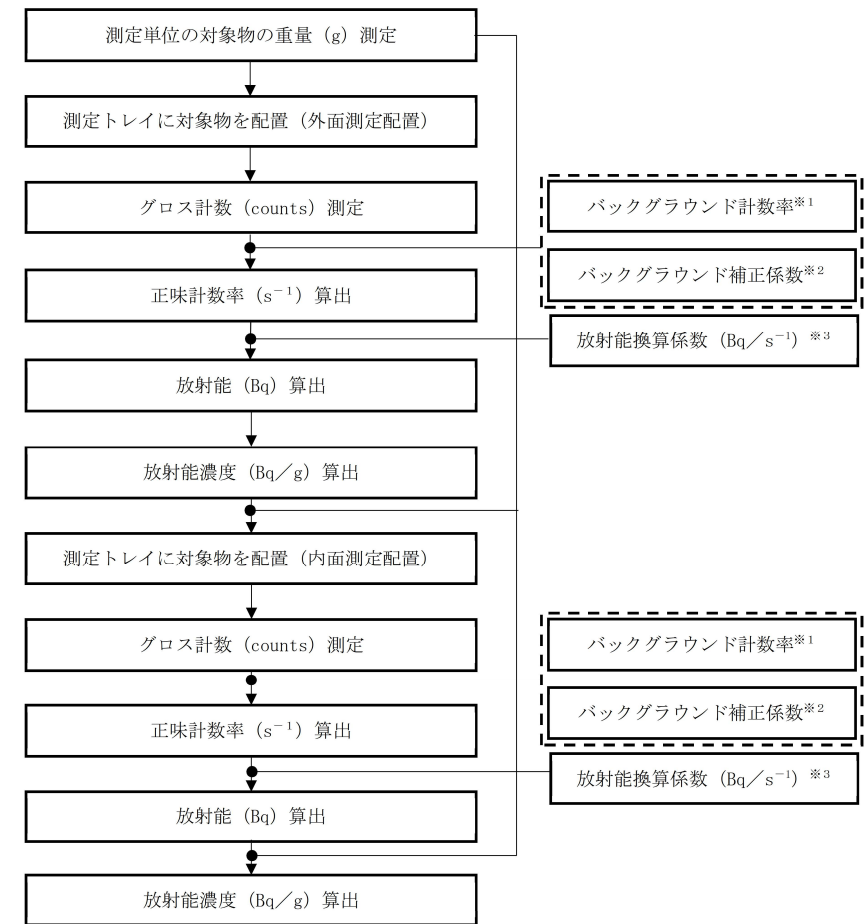


第10図 測定単位及び評価単位のイメージ

2. 認可申請書の概要 – 本文七 (1/10) –

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

- ◆ 評価対象核種のうち、 γ 線放出核種（ $\text{Co}-60$ 、 $\text{Cs}-137$ 及び $\text{Eu}-152$ ）は汎用の γ 線検出器（プラスチックシンチレーション検出器）を用いて片面ごとに測定する。
- ◆ γ 線検出器で測定して得られた γ 線の正味計数率に放射能換算係数を乗じて放射能を求め、重量で除することによって放射能濃度を決定する。測定・評価した放射能濃度が検出限界放射能濃度未満の場合は、検出限界放射能濃度を放射能濃度とする。放射能濃度の評価に当たっては、標準偏差の誤差伝播を考慮し、標準偏差に信頼の水準を片側95%としたときの包含係数（1.645）を乗じて放射能濃度に加算する。
- ◆ 放射能換算係数は、対象物の汚染状況を踏まえ、外面は $\text{Cs}-137$ ※、内面は $\text{Co}-60$ を用いる。
- ◆ 全 α 核種の放射能濃度は、不確かさを考慮した $\text{Cs}-137$ の放射能濃度に本文五で設定した全 α 核種の核種組成比（6.1）を乗じて求める。
- ◆ 放射能濃度の決定に係る不確かさは、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、対象物の重量測定及び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、これらの不確かさを考慮する。



※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。

※：外表面の放射能の評価に当たり、評価対象核種（ $\text{Co}-60$ 、 $\text{Cs}-137$ 及び $\text{Eu}-152$ ）のうち、 $\text{Cs}-137$ で代表する妥当性について次頁に示す。

第11図 放射能濃度算定フロー

2. 測定単位及び評価単位の $\Sigma D/C$ の評価プロセス

◆ 測定単位の $\Sigma D/C$ の評価プロセス

各核種の不確かさを考慮した放射能濃度を各核種のクリアランスレベルで除して D/C を求め、 D/C を合算することで求める。(第12図及び第14図) ※

◆ 評価単位の $\Sigma D/C$ の評価プロセス

測定単位の放射能濃度は、測定単位の放射能濃度の計算に至るまでの標準偏差の誤差伝播について考慮している。

補正申請においては、評価単位の各測定単位における放射能の算出に当たり、各測定単位の放射能濃度に重量を乗ずることで放射能を求めている。補正申請の方法においては、不確かさが保守的な評価となるものの、ヒアリングにおける事実確認を踏まえて、より適切に不確かさを考慮した放射能濃度を求めるため、評価単位の放射能の算出について、以下のとおり変更する。

(補正申請)

評価単位の放射能は、各測定単位の放射能濃度に重量を乗ずることで求める。(第13図)

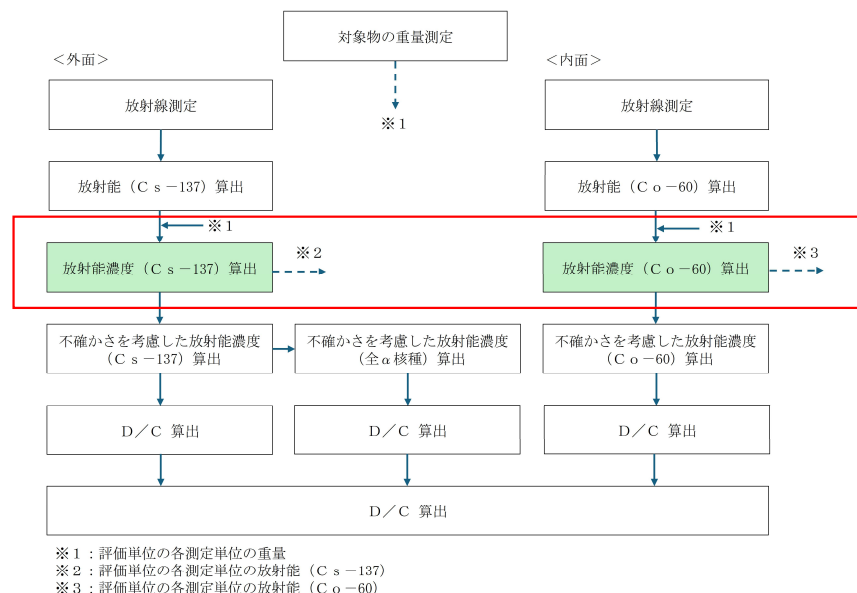
(変更)

評価単位の放射能は、各測定単位の放射能とする。(第15図)

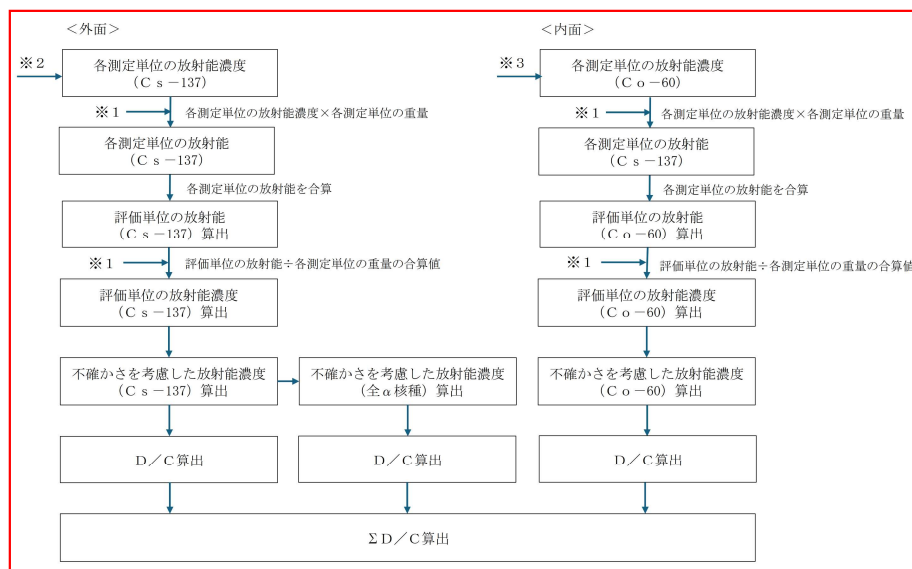
※：測定単位の $\Sigma D/C$ の評価プロセス自体は補正申請からの変更はない。

2. 測定単位及び評価単位の $\Sigma D/C$ の評価プロセス

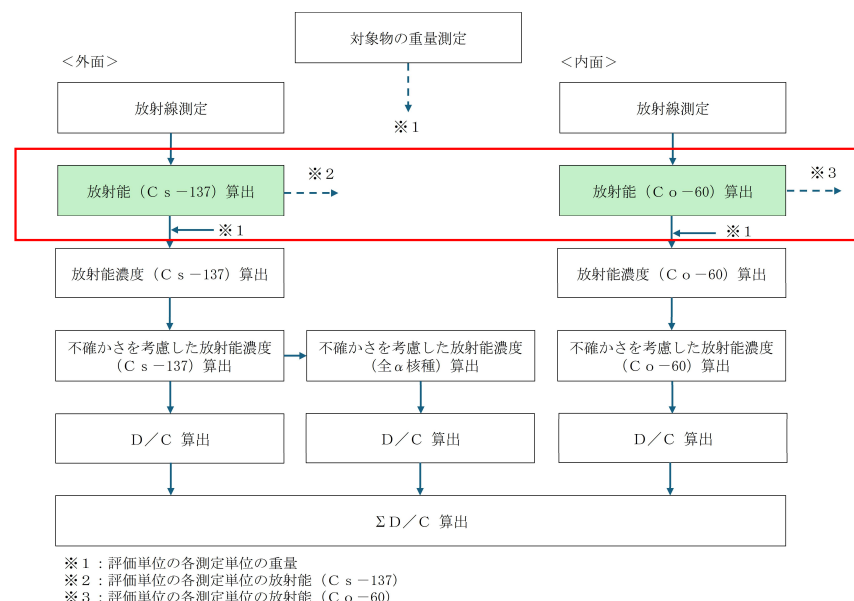
第12図 測定単位の $\Sigma D/C$ の評価プロセス（補正申請）



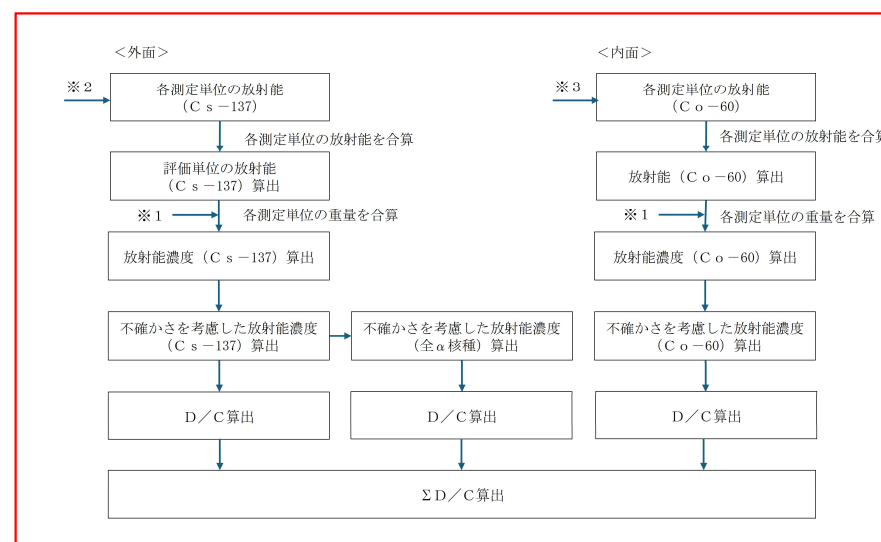
第13図 評価単位の $\Sigma D/C$ の評価プロセス（補正申請）



第14図 測定単位の $\Sigma D/C$ の評価プロセス（変更案）



第15図 評価単位の $\Sigma D/C$ の評価プロセス（変更案）



2. 認可申請書の概要 – 本文七（4／10） –

＜外面の放射能濃度評価に C s – 137 の放射能換算係数を適用することの妥当性＞

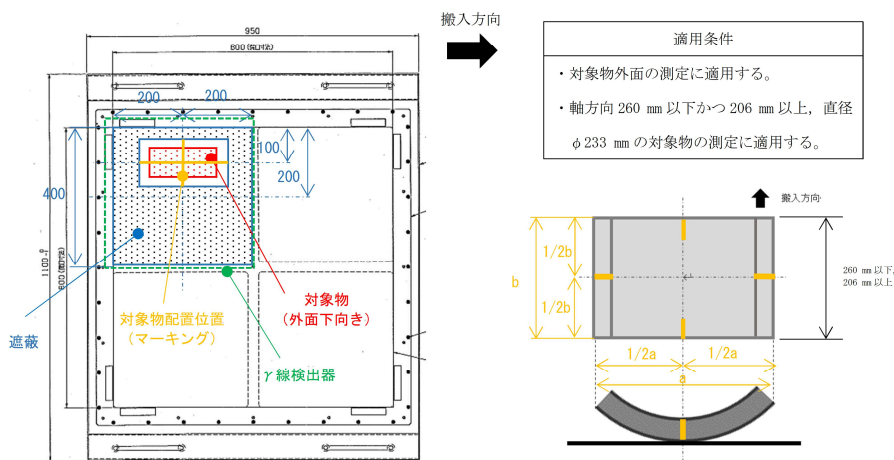
- ・ C o – 60, C s – 137 及び E u – 152 の標準線源を用いた試験を行い, 放射能換算係数を求めた。
- ・ C s – 137 は, C o – 60 及び E u – 152 よりも放射能換算係数が高いこと及びクリアランスレベルがいずれも同一の値 (0.1 Bq/g) であることから, 測定したγ線の全量が C s – 137 からの寄与として放射能濃度を評価することで, 測定単位及び評価単位の $\Sigma D / C$ (γ線放出核種) は常に保守的に評価される。

第12表 C o – 60, C s – 137 及び E u – 152 の放射能換算係数

放射能換算係数※1 試験体配置	C o – 60		C s – 137		E u – 152	
	放射能換算係数 (Bq/s ⁻¹)	放射能換算係数 標準偏差 (Bq/s ⁻¹)	放射能換算係数 (Bq/s ⁻¹)	放射能換算係数 標準偏差 (Bq/s ⁻¹)	放射能換算係数 (Bq/s ⁻¹)	放射能換算係数 標準偏差 (Bq/s ⁻¹)
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	4.25	0.06	11.30	0.20	7.64	0.10

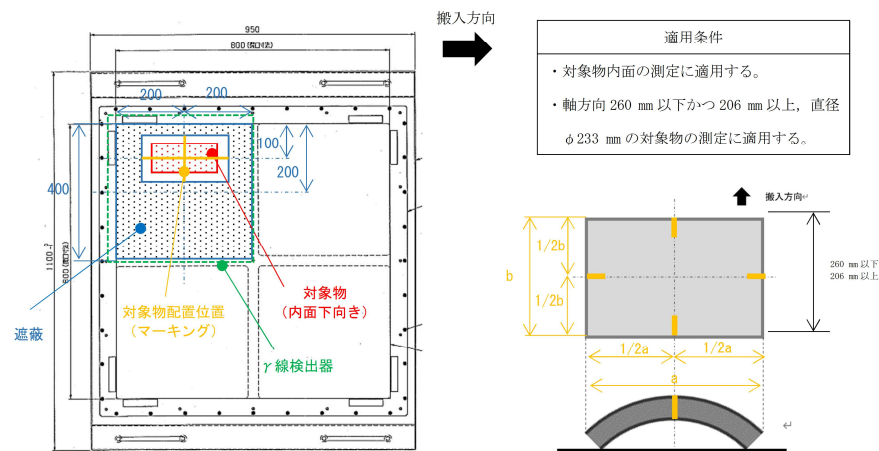
※1：放射能換算係数は, 試験体配置に応じた線源位置において実施した試験結果から求めた。

<測定配置Ⅰ（対象物の外面測定）>



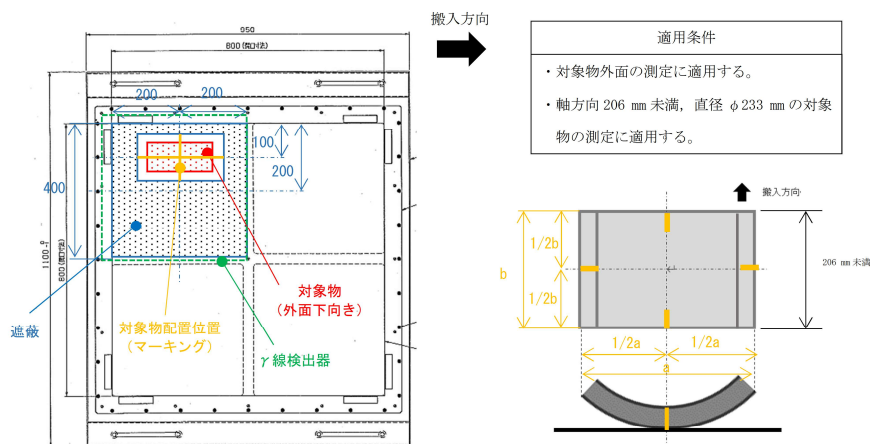
※対象物には指定位置にマーキングを行い、測定トレイのマーキング位置に配置する。

<測定配置Ⅱ（対象物の内面測定）>



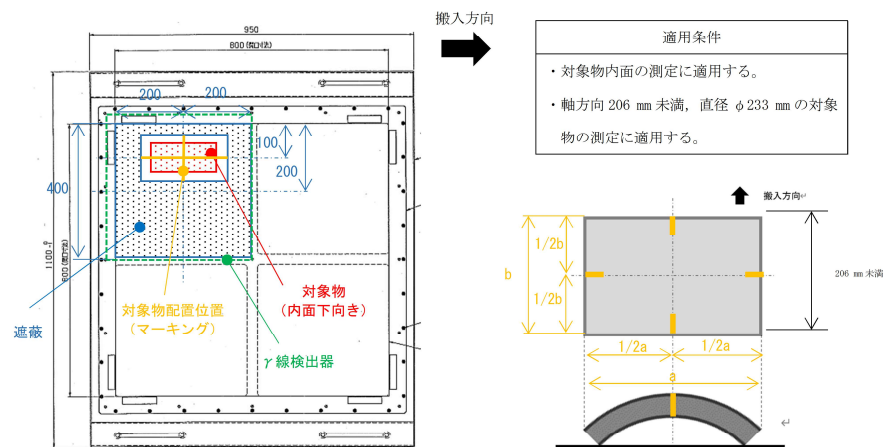
※対象物には指定位置にマーキングを行い、測定トレイのマーキング位置に配置する。

<測定配置Ⅲ（対象物の外面測定）>



※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。

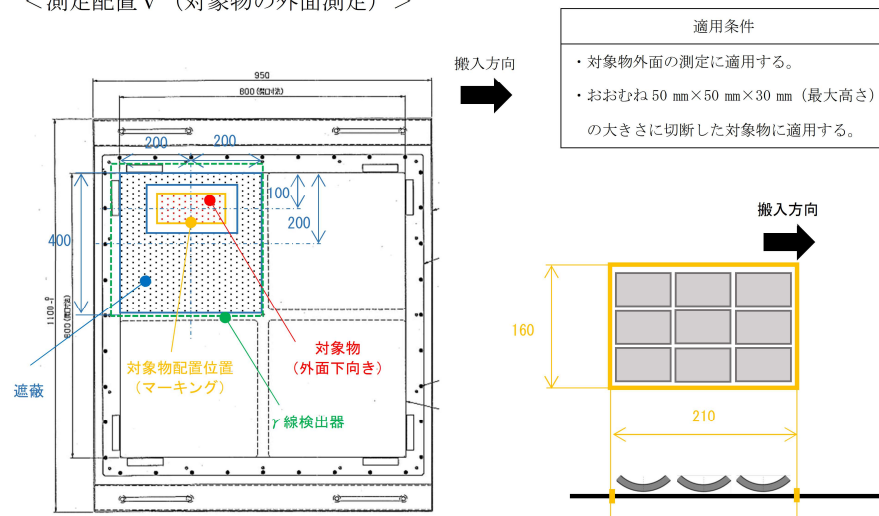
<測定配置Ⅳ（対象物の内面測定）>



※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。

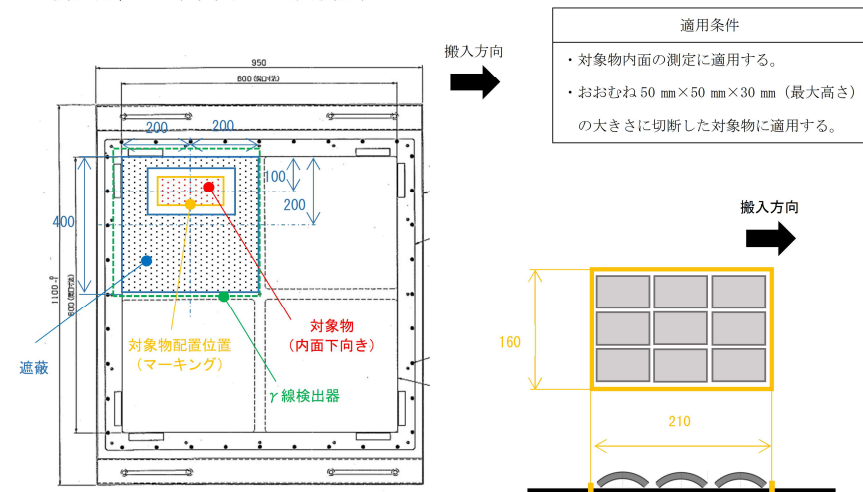
第16図 測定配置 (1/2)

<測定配置V (対象物の外面測定)>



※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)>



※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。

第16図 測定配置 (2/2)

第13表 バックグラウンド補正係数及び適用条件

バックグラウンド 補正係数 測定配置	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 (σ_F)	バックグラウンド補正係数の適用条件
I	0.97	0.01	<ul style="list-style-type: none"> 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$\phi 233$ mmの対象物（測定配置 I（第16図））の測定に適用する。
II	0.97	0.01	<ul style="list-style-type: none"> 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$\phi 233$ mmの対象物（測定配置 II（第16図））の測定に適用する。
III	0.97	0.01	<ul style="list-style-type: none"> 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（測定配置 III（第16図））の測定に適用する。
IV	0.98	0.01	<ul style="list-style-type: none"> 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（測定配置 IV（第12図））の測定に適用する。
V※	0.99	0.01	<ul style="list-style-type: none"> 対象物外面及び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（測定配置 V 及び VI（第16図））に適用する。

※：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。

第14表 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 ⁻¹)	放射能 換算係数 標準偏差 (Bq/s ⁻¹)	放射能 換算係数 (Bq/s ⁻¹)	放射能 換算係数 標準偏差 (Bq/s ⁻¹)	
I			17.09	0.30	<ul style="list-style-type: none"> 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φ233 mmの対象物（測定配置 I（第16図））の測定に適用する。
II	5.06	0.07			<ul style="list-style-type: none"> 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φ233 mmの対象物（測定配置 II（第16図））の測定に適用する。
III			15.87	0.28	<ul style="list-style-type: none"> 対象物外面の測定に適用する。 軸方向206 mm未満、直径φ233 mmの対象物（測定配置 III（第16図））の測定に適用する。
IV	4.74	0.06			<ul style="list-style-type: none"> 対象物内面の測定に適用する。 軸方向206 mm未満、直径φ233 mmの対象物（測定配置 IV（第16図））の測定に適用する。
V			11.30	0.20	<ul style="list-style-type: none"> 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（測定配置 V（第16図））に適用する。
VI	4.25	0.06			<ul style="list-style-type: none"> 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（測定配置 VI（第16図））に適用する。

2. 認可申請書の概要 – 本文七 (9/10) –

2. 放射能濃度の決定を行う方法に関する不確かさ

- ◆ 放射能濃度の測定・評価に関する一連のプロセスから不確かさの要因を抽出・整理した。整理した結果として、第15表の不確かさについて考慮する。
- ◆ 不確かさを考慮したCs-137及びCo-60の放射能濃度は、Cs-137又はCo-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。**

第15表 不確かさの概要

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及び検出限界計数率の計算において考慮する。	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 (σ_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及び検出限界放射能濃度の標準偏差において考慮する。	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 (σ_2) ※＞ 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乗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、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)
		＜標準線源の放射能の不確かさ (σ_1) ※＞ 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を評価した。 標準線源による不確かさは、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。	Co-60 : 13 (Bq) Cs-137 : 86 (Bq)

※：標準線源の放射能の不確かさ (σ_1) 及び標準線源位置による不確かさ (σ_2) は、平方根の二乗和で合成し、合成した放射能の不確かさ (σ_{ARI}) として考慮する。

2. 認可申請書の概要 – 本文七（10／10） –

34

3. 放射能濃度の決定を行う方法の妥当性確認

- ◆ 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した。
- ◆ 試験で使用した標準線源（C o – 60及びC 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した。**

第16表 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	C s – 137	5.92×10^3	8.60×10^1	9.34×10^{-1}	1.36×10^{-2}	9.57×10^{-1}
II	6,332	C o – 60	1.40×10^3	1.30×10^1	2.21×10^{-1}	2.05×10^{-3}	2.24×10^{-1}
III	5,065	C s – 137	5.92×10^3	8.60×10^1	1.17×10^0	1.70×10^{-2}	1.20×10^0
IV	5,065	C o – 60	1.40×10^3	1.30×10^1	2.76×10^{-1}	2.57×10^{-3}	2.80×10^{-1}
V	7,993	C s – 137	5.92×10^3	8.60×10^1	7.40×10^{-1}	1.08×10^{-2}	7.58×10^{-1}
VI	7,993	C o – 60	1.40×10^3	1.30×10^1	1.75×10^{-1}	1.63×10^{-3}	1.78×10^{-1}

第17表 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

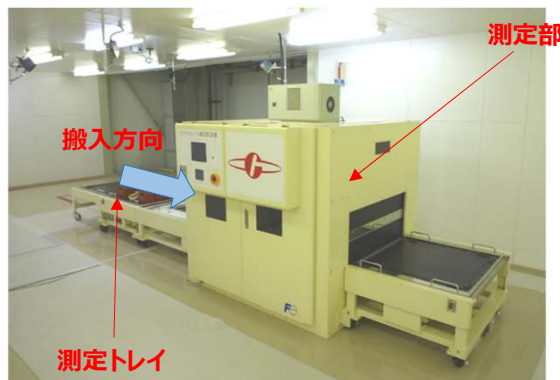
測定配置	試験体重量(g)	標準線源	B G 測定時間(s)	B G 計数率(s^{-1})	グロス計数測定時間(s)	グロス計数率(s^{-1})	放射能濃度(Bq/g)	放射能濃度標準偏差(Bq/g)	不確かさを考慮した放射能濃度※(Bq/g)
I	6,328	C s – 137	600	60.3	600	409.0	9.41×10^{-1}	1.71×10^{-2}	9.69×10^{-1}
II	6,328	C o – 60	600	60.0	600	339.9	2.24×10^{-1}	3.23×10^{-3}	2.29×10^{-1}
III	5,065	C s – 137	600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

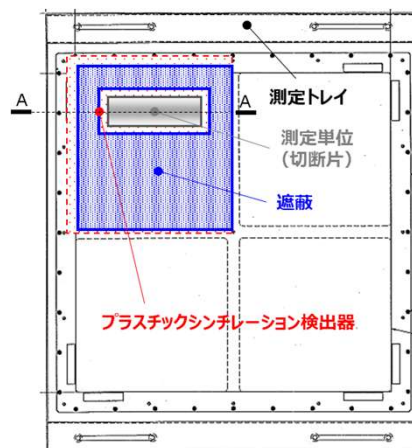
1. 放射線測定装置の種類

- ◆ 対象物の放射線測定に用いる装置は、二次的な汚染のC o – 60, C s – 137及びE u – 152から放出されるγ線を測定するため、汎用のγ線検出器（プラスチックシンチレーション検出器）を選択した。
- ◆ 放射線測定装置は、8台のγ線検出器（上面4台、下面4台）を有するが、そのうち下面のγ線検出器を1台を使用して放射線測定を行う。
- ◆ 対象物の形状は、第10図に示す3種類に分類し、これらの形状に対して各々バックグラウンド補正係数及び放射能換算係数を設定し、放射能濃度を評価する。

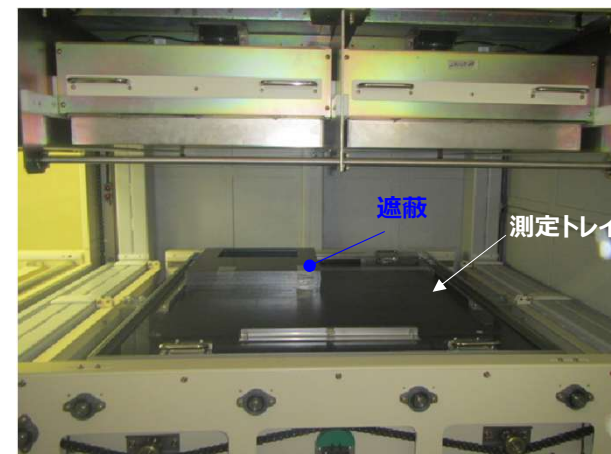
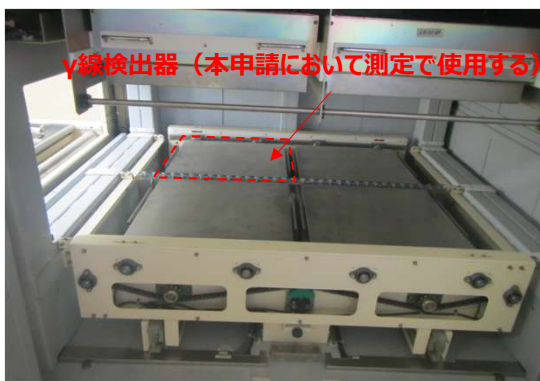
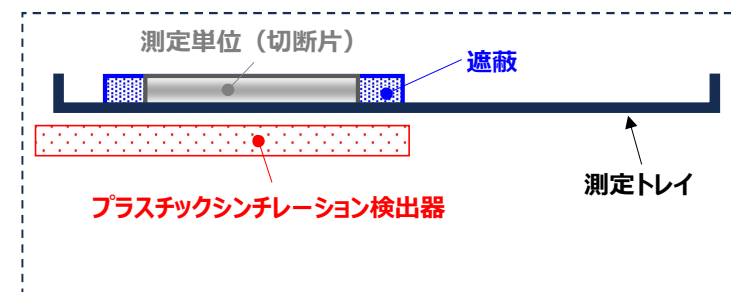
<放射線測定装置>



<測定トレイ（平面）>



<測定トレイ（A-A断面）>



第17図 放射線測定装置

2. 放射線測定装置の測定条件

第18表 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	第16図に示すとおり
	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
	測定時間※	
	検出限界放射能濃度※	C s - 137
		C o - 60
	放射能換算係数※	C s - 137
		C o - 60
	点検・校正	日常点検
		定期点検

※：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。

2. 認可申請書の概要 – 本文八 (3/6) –

37

3. バックグラウンド補正係数の設定

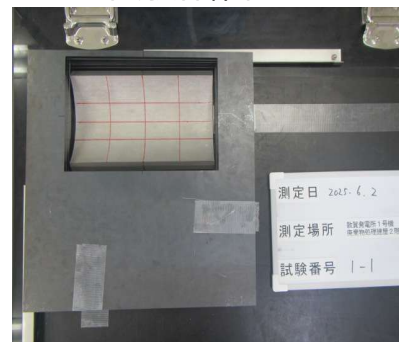
バックグラウンド補正係数は、試験体を用いた試験結果から設定した。試験概要及び試験結果を以下に示す。

第19表 バックグラウンド補正係数設定のための試験概要

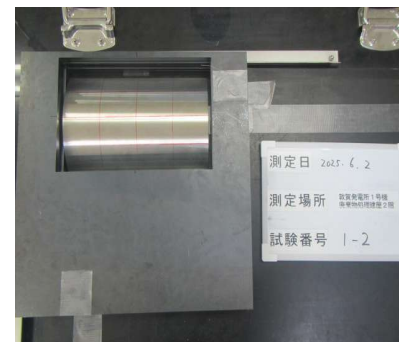
項 目	試験条件
試験ケース数	5 ケース ^{注)} <ul style="list-style-type: none">・試験体配置Ⅰ：1 ケース・試験体配置Ⅱ：1 ケース・試験体配置Ⅲ：1 ケース・試験体配置Ⅳ：1 ケース・試験体配置Ⅴ：1 ケース ^{注)} バックグラウンド測定を除く。
試験体の材質・形状	材質：SUS304 形状：試験体配置により使用する試験体が異なる。 <ul style="list-style-type: none">・試験体配置Ⅰ：試験体Ⅰ・試験体配置Ⅱ：試験体Ⅰ・試験体配置Ⅲ：試験体Ⅱ・試験体配置Ⅳ：試験体Ⅱ・試験体配置Ⅴ※：試験体Ⅲ
測定時間	600秒（計数値の相対誤差が1 %以下となる測定時間とした。）
測定トレイへの設置・測定方法	<ul style="list-style-type: none">・測定トレイ上に遮蔽を設置する。・遮蔽内の指定位置に各試験体を設置する。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。・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。

※：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。

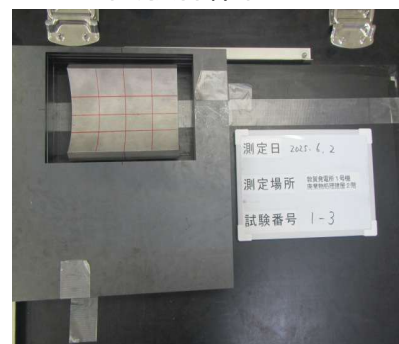
試験体配置Ⅰ



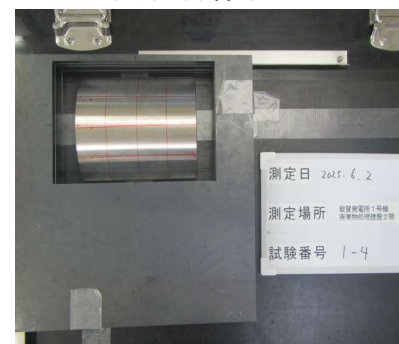
試験体配置Ⅱ



試験体配置Ⅲ



試験体配置Ⅳ



試験体配置Ⅴ



第18図 バックグラウンド補正係数設定のための試験時の試験体配置

第20表 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※2 (-)	バックグラウンド 補正係数 標準偏差 (-)
1	— ※1	600	19,299	18,490	37,789	194	—	—
2	— ※1	600	19,321	17,503	36,824	192	—	—
3	I	600	18,648	18,056	36,704	192	0.97	0.01
4	II	600	18,491	18,176	36,667	191	0.97	0.01
5	III	600	18,813	17,909	36,722	192	0.97	0.01
6	IV	600	18,536	18,348	36,884	192	0.98	0.01
7	V	600	19,078	17,463	36,541	191	0.99	0.01

※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。

2. 認可申請書の概要 – 本文八 (5/6) –

4. 放射能換算係数の設定

放射能換算係数は、試験体及び標準線源を用いた試験結果から設定した。試験概要及び試験結果を以下に示す。

第21表 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	5 ケース注) ・試験体配置Ⅰ：1 ケース※1 ・試験体配置Ⅱ：1 ケース※1 ・試験体配置Ⅲ：1 ケース※1 ・試験体配置Ⅳ：1 ケース※1 ・試験体配置Ⅴ：1 ケース※1 注) バックグラウンド測定を除く。 ※1：各10回ずつ測定を実施する。
試験体の材質・形状	材質：SUS304 形状：試験体配置により使用する試験体異なる。 ・試験体配置Ⅰ：試験体Ⅰ ・試験体配置Ⅱ：試験体Ⅰ ・試験体配置Ⅲ：試験体Ⅱ ・試験体配置Ⅳ：試験体Ⅱ ・試験体配置Ⅴ※2：試験体Ⅲ
標準線源	Cs-137 (403タイプ) Co-60 (403タイプ)
測定時間	600秒 (計数値の相対誤差が1%以下となる測定時間とした。)
測定トレイへの載せ方・測定方法	・測定トレイ上に遮蔽を設置する。 ・遮蔽内の指定位置に各試験体を配置する。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。 ・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設置する。

※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。

試験体配置Ⅰ



試験体配置Ⅱ



試験体配置Ⅴ



第19図 放射能換算係数設定のための試験時の試験体配置（例）

2. 認可申請書の概要 – 本文八 (6/6) –

40

第22表 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

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 ⁻¹)	正味 計数率 標準偏差 (s ⁻¹)	放射能 換算係数 (Bq/s ⁻¹)	放射能 換算係数 標準偏差 (Bq/s ⁻¹)
1	—※	—	—	—	600	37,779	—	—	—	—
2	—※	—	—	—	600	37,247	—	—	—	—
3	I	5,599	5.94×10 ³	104	600	246,172	347.3	0.89	17.09	0.30
4	II	5,599	5.94×10 ³	104	600	302,462	441.1	0.97	13.45	0.24
5	III	5,599	5.94×10 ³	104	600	262,214	374.1	0.91	15.87	0.28
6	IV	5,599	5.94×10 ³	104	600	320,692	471.5	1.00	12.59	0.22
7	V	5,653	5.92×10 ³	104	600	351,335	523.5	1.04	11.30	0.20

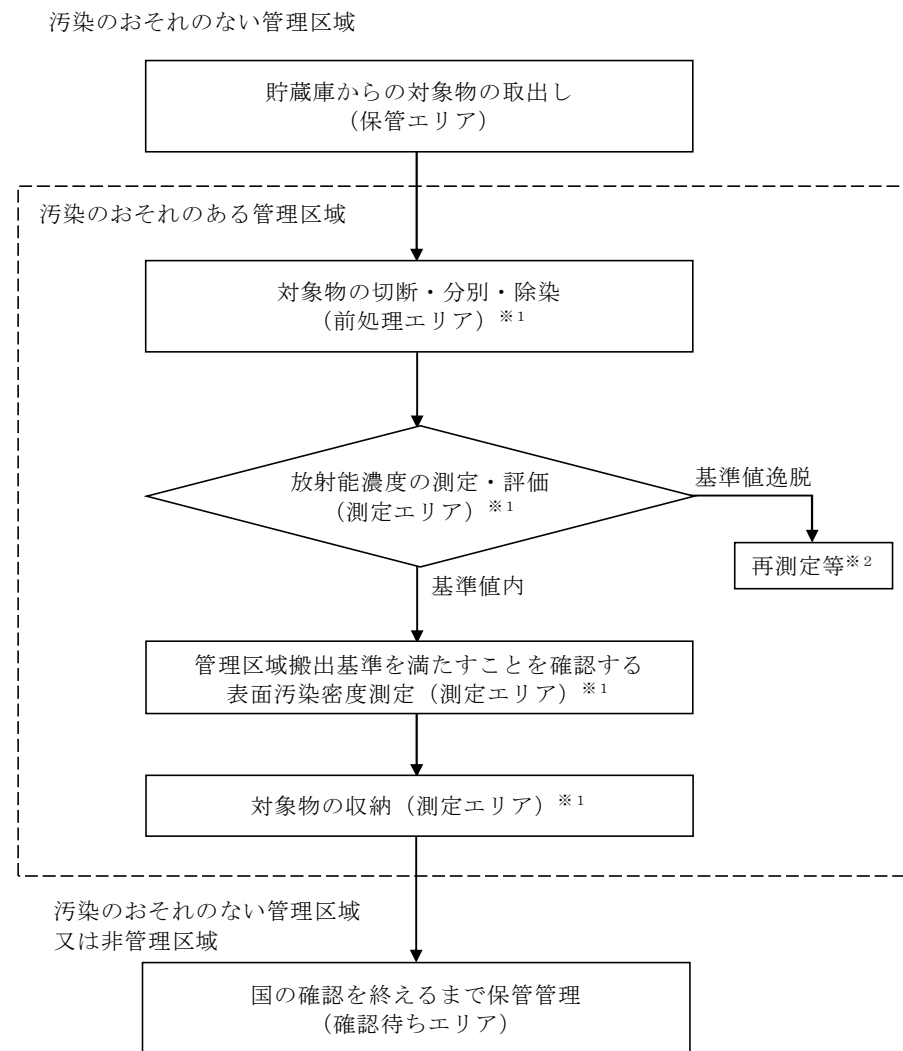
第23表 放射能換算係数設定のための試験結果及びC o – 60の放射能換算係数

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 ⁻¹)	正味 計数率 標準偏差 (s ⁻¹)	放射能 換算係数 (Bq/s ⁻¹)	放射能 換算係数 標準偏差 (Bq/s ⁻¹)
1	—※	—	—	—	600	38,105	—	—	—	—
2	—※	—	—	—	600	37,073	—	—	—	—
3	I	5,603	1.42×10 ³	19	600	175,202	228.5	0.77	6.23	0.09
4	II	5,603	1.42×10 ³	19	600	206,916	281.4	0.82	5.06	0.07
5	III	5,603	1.42×10 ³	19	600	183,740	242.7	0.79	5.87	0.08
6	IV	5,603	1.42×10 ³	19	600	218,361	300.4	0.84	4.74	0.06
7	V	5,653	1.40×10 ³	19	600	234,623	329.3	0.87	4.25	0.06

※：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。

1. 対象物の保管場所

- ◆ 対象物の取扱い及び保管場所は、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ような措置を講じた、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とする。
- ✓ 放射能濃度測定前の対象物については、保管エリアにて専用の保管容器に封入し保管している。
- ✓ 保管エリアに保管されている対象物を運搬し、前処理エリアにて対象物を切断、分別及び除染し、養生して専用の運搬容器に封入する。
- ✓ 測定エリアで放射能濃度を測定後、専用の保管容器に施錠し、確認待ちエリアに運搬するまで保管する。
- ✓ 放射線測定装置の設置場所は、汚染のないことを確認したエリアであり、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する。
- ✓ 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。



※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。
なお、測定単位の基準は $\Sigma D / C$ （評価対象核種） ≤ 10 、評価単位の基準は $\Sigma D / C$ （評価対象核種） ≤ 1 とする。

第20図 対象物の基本処理フロー

2. 認可申請書の概要 – 本文九（2／2） –

2. 対象物の保管方法

- ◆ 対象物は保管エリア、前処理エリア、測定エリア及び確認待ちエリアにおいて、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、以下の措置を講じた保管方法とする。
 - ✓ 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。
 - ✓ 対象物は除染後、養生し専用の運搬容器に封入した後、測定エリアに運搬する。
 - ✓ 放射能濃度測定後の対象物は、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をする。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、対象物の写真を撮影する。
 - ✓ 確認待ちエリアでは専用の保管容器に施錠した状態で、国の確認が行われるまでの間、汚染のおそれのない管理区域又は非管理区域に保管する。
 - ✓ 放射能濃度測定後の対象物は、国の確認が行われるまでの間、厳格な品質管理を行う。

第24表 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。

- ◆ 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、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。

3. 当初申請書からの主な変更点 (1/2)

44

	当初申請書	補正申請書
本文一～三	省略	
本文四	<p>対象物：<u>管理区域から発生したもの</u></p> <p>推定重量：<u>2,900トン</u></p> <p>材質：金属（<u>炭素鋼</u>，ステンレス鋼<u>他</u>）</p>	<p>対象物：<u>HCUアキュムレータ 36体</u> <u>(シリンダ部)</u></p> <p>推定重量：<u>3トン</u></p> <p>材質：金属（ステンレス鋼）</p>
本文五	<p>◆ <u>放射化汚染及び</u>二次的な汚染を考慮</p> <p>◆ <u>旧内規において選定された重要核種に加え，計算評価に基づき選定した以下の13核種</u></p> <p>＜評価対象核種＞ <u>H-3, Mn-54, Co-60, Ni-63, Sr-90, Nb-94, Ag-108m, Cs-134, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Pu-239, Am-241</u></p>	<p>◆ 二次的な汚染のみ考慮</p> <p>◆ 代表試料の表面汚染測定，放射化学分析及び計算評価に基づき選定した以下の6核種</p> <p>＜評価対象核種＞ Co-60, Cs-137, Eu-152, <u>全α核種</u> <u>(Pu-239, Pu-241, Am-241)</u></p>
本文六	<p>評価単位：<u>100kg以内</u></p> <p>測定単位：<u>評価単位と同じ</u></p>	<p>評価単位：<u>1トン以下</u></p> <p>測定単位：<u>切断片</u> <u>(瓦形状又は5cm四方片)</u></p>

3. 当初申請書からの主な変更点 (2/2)

45

	当初申請書	補正申請書
本文七	<ul style="list-style-type: none"> ◆ γ線放出核種は、<u>専用測定装置</u>で測定した全γ線計数率に放射能換算係数（<u>Cs-137</u>）を乗じて求めた放射エネルギーに重量で除して放射能濃度を求める。 ◆ 放射能換算係数は、<u>専用測定装置のレーザースキャナーを用いた形状認識とモンテカルロ計算結果</u>から設定。 ◆ γ線を放出しない核種は、<u>核種組成比又はサンプルデータの平均放射能濃度</u>から求める。 	<ul style="list-style-type: none"> ◆ γ線放出核種は、<u>γ線検出器</u>で測定した全γ線計数率に放射能換算係数（<u>Cs-137, Co-60</u>）を乗じて求めた放射エネルギーに重量で除して放射能濃度を求める。 ◆ 放射能換算係数等は、<u>模擬試験データ</u>から設定。 ◆ γ線を放出しない核種は、<u>核種組成比</u>から求める。
本文八	測定方法：測定トレイに対象物を載せて測定 測定時間： <u>20秒以上</u>	測定方法：測定トレイに対象物を載せて測定 測定時間： <u>600秒／面以上</u>
本文九	放射能濃度確認対象物の基本処理フロー，管理方法（異物混入防止措置，追加的な汚染防止措置等）を記載	同左
本文十	— （旧規則では本文十は要求されていなかったが，本文九及び添付書類七に品質保証に関する事項を記載している。）	<u>本文に品質マネジメントシステムに関する事項を記載</u>