

発 室 発 第 80 号

平成 28 年 9 月 13 日

原子力規制委員会 殿

住 所 東京都千代田区神田美土代町 1 番地 1

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

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 項の規定により、下記のとおり敦賀発電所 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の申請をいたします。

記

一 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

名 称 日本原子力発電株式会社

住 所 東京都千代田区神田美土代町 1 番地 1

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じ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じる施設の名称

名	称
敦賀発電所	1号原子炉施設

四 放射能濃度確認対象物の種類

1号原子炉施設の汚染性状は、原子炉冷却材に含まれる放射化した腐食生成物（以下「放射化腐食生成物」という。）及び核分裂生成物が機器等に着して生じる二次的なもの（以下「二次的な汚染」という。）並びに原子炉からの中性子等による放射化（以下「放射化汚染」という。）である。

放射能濃度確認対象物は、1号原子炉施設の運転及び廃止措置の実施に伴って昭和55年度以降に放射性物質による汚染のおそれがある管理区域及び汚染のおそれのない管理区域から発生し、今後も発生する資材等であり、二次的な汚染がある金属くず及び二次的な汚染と放射化汚染の混在（以下「混在汚染」という。）がある金属くずである。

なお、放射能濃度確認対象物の主な材質は、炭素鋼、ステンレス鋼、銅及びアルミニウムであり、確認の対象とする期間は発生後又は原子炉停止後6年から50年まで（ただし、銅のみ40年まで）とする。

放射能濃度確認対象物の発生領域を図-1に示す。

五 評価に用いる放射性物質の種類

1号原子炉施設の放射能濃度確認対象物に係る放射能濃度の測定及び評価に用いる放射性物質の種類（以下「評価対象核種」という。）は、「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」（平成11年3月17日 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会）において選定された主な原子炉施設（軽水炉及びガス炉）における重要放射性物質（核種）に加え、1号原子炉施設の運転実績等を考慮した放射化計算等に基づき、二次的な汚染及び放射化汚染についてそれぞれの放射性物質組成を評価した結果から、放射能濃度確認対象物の放射能濃度を評価する上で重要となる以下の13核種とする。

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

なお、「製錬事業者等における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についての確認等に関する規則」（改正：平成26年2月28日原子力規制委員会規則第1号）（以下「規則」という。）別表第1の第1欄に掲げる33種類の放射性物質の放射能濃度を規則別表第1の第2欄に掲げる放射能濃度（以下「基準濃度」という。）で除した値の和を求め、評価対象核種として選定する13核種以外の放射性物質に対する値の和が長期間（発生後又は原子炉停止後6年から50年まで、ただし、銅のみ40年までとする。）にわたって10%未満であることを確認している。

六 放射能濃度の評価単位

放射能濃度確認対象物の放射能濃度の評価単位は、以下の条件を満たした上で 100 kg 以内とする。

1 評価単位内の想定される放射能濃度

放射能濃度確認対象物の表面汚染密度、汚染面積及び重量から評価される放射能濃度により、当該評価単位の平均放射能濃度が、規則第 2 条で規定される放射能濃度の基準以下になることが見込まれること

2 評価単位内における放射能濃度の分布の均一性

発生時点における放射能濃度確認対象物の発生領域の表面汚染密度等の放射線管理記録又は放射能濃度測定前に測定した表面汚染密度等から測定単位ごとに放射能濃度が基準濃度の 10 倍を超えるような著しい偏りが無いこと

七 放射能濃度を決定する方法

1 二次的な汚染がある金属くず

放射能濃度確認対象物のうち二次的な汚染がある金属くずについて、評価対象核種の放射能濃度は、放出される放射線の種類を考慮して次のとおりとする。

1. 1 γ 線を放出する核種の放射能濃度

γ 線を放出する核種については、専用の測定トレイ（以下「測定トレイ」という。）上下から直接全 γ 線を測定し、 γ 線を放出する核種をまとめて放射能濃度を決定する方法（以下「全 γ 線グループ測定法」という。）により決定する。全 γ 線グループ測定法は、形状認識式トレイ型専用測定装置（以下「専用測定装置」という。）を用いて、放射能濃度確認対象物から放出される全 γ 線計数率を測定し、形状から検出効率を考慮して保守的に算出した放射能換算係数を乗じて放射エネルギーを求める。この放射エネルギーを、専用測定装置で測定する放射能濃度確認対象物の重量で除して、評価対象核種中の γ 線を放出する核種（Mn-54, Co-60, Nb-94, Ag-108m, Cs-134, Cs-137, Eu-152 及び Eu-154。以下「 γ 線放出核種」という。）の全放射能濃度とする。ここで用いる検出効率を考慮した放射能換算係数については、基準濃度に対する割合が最も大きくなるように代表的な Cs-137 の検出効率を考慮した放射能換算係数を用いる。

この γ 線放出核種の全放射能濃度を Cs-137 の基準濃度で除した値は、それぞれの γ 線放出核種の放射能濃度をそれぞれの放射性物質に応じた基準濃度で除して得られるそれぞれの割合の和を保守的に算出したものに相当する。このため、各 γ 線放出核種の放射能濃度は、1号原子炉施設の運転実績等を考慮して評価した放射能濃度確認対象物の γ 線放出核種におけ

る、各放射性物質の存在割合（以下「放射性物質組成」という。）から求めたそれぞれの相対比を用いて比例配分して決定する。なお、比例配分に用いる相対比を導出するための各 γ 線放出核種の放射性物質組成は、放射能濃度確認対象物の発生時点（ただし、原子炉停止以降に発生したものは原子炉停止時点。以下同じ。）から専用測定装置での測定時点（以下「測定時点」という。）までの減衰を補正する。

1. 2 γ 線を放出せず、 γ 線放出核種との相関が認められる核種の放射能濃度

γ 線を放出しない核種については、専用測定装置で測定することができないため、次のとおり放射能濃度を決定する。1号原子炉施設の放射能濃度確認対象物の発生領域からのサンプルデータの統計的手法による処理の結果、Ni-63及び全 α 核種については γ 線を放出する核種であるCo-60、Sr-90については γ 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（t検定）が認められるため、Ni-63並びに α 核種であるPu-239及びAm-241についてはCo-60、Sr-90についてはCs-137との放射能濃度の比（放射能濃度確認対象物の発生時点基準）を用いた放射性核種組成比法により放射能濃度を決定する。

Ni-63及び全 α 核種の放射能濃度は、全 γ 線グループ測定法で求めたCs-137で代表させた γ 線放出核種の全放射能濃度をCo-60の放射能濃度に補正して、Ni-63及び全 α 核種とCo-60との放射能濃度の比を乗じて求める。全 α 核種のうち、Pu-239及びAm-241の各放射能濃度は、1号原子炉施設の運転実績等を考慮して評価した放射能濃度確認対象物のPu-239及びAm-241の放射性物質組成評価結果から求めたそれぞれの相対比を用いて比例配分して決定する。

Sr-90 の放射能濃度は、全 γ 線グループ測定法で求めた γ 線放出核種の全放射能濃度を Cs-137 の放射能濃度として、Sr-90 と Cs-137 との放射能濃度の比を乗じて決定する。

1. 3 γ 線を放出せず、 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

γ 線を放出せず、 γ 線放出核種の放射能濃度との相関が認められない H-3 については、1 号原子炉施設の放射能濃度確認対象物の発生領域からのサンプルデータを統計的手法により処理し平均的な放射能濃度を決定する方法（以下「平均放射能濃度法」という。）により決定する。H-3 の放射能濃度は、この平均放射能濃度に放射能濃度確認対象物の発生時点から測定時点までの減衰を補正する。

放射能濃度確認対象物の放射能濃度を決定する評価方法を表-1 に示す。

2 混在汚染がある金属くず

放射能濃度確認対象物のうち混在汚染がある金属くずについて、評価対象核種の放射能濃度は、放出される放射線の種類を考慮して次のとおりとする。

混在汚染がある放射能濃度確認対象物の γ 線を専用測定装置で測定した際には、二次的な汚染による γ 線と放射化汚染による γ 線を区別することはできない。混在汚染がある放射能濃度確認対象物に含まれる放射能濃度が、基準濃度を超えないことを判断できる放射能濃度を決定する評価方法とするため、専用測定装置で計測する全 γ 線計数率が同じであると想定して、放射能濃度確認対象物に含まれる放射性物質が全て二次的な汚染であ

るとしたとき、全て放射化汚染であるとしたときの評価対象核種の放射能濃度をそれぞれ評価して、基準濃度で除した値の和（以下「 $\Sigma D_i / C_i$ 」という。）を算出し、より大きな値となる評価方法で放射能濃度を決定する。

二次的な汚染及び放射化汚染による放射能濃度が全て二次的な汚染によるものとすれば、放射性物質組成は二次的な汚染による放射性物質組成であると想定でき、表－１の方法を適用できる。

一方、二次的な汚染及び放射化汚染による放射能濃度が全て放射化汚染によるものとすれば、全 γ 線グループ測定法と放射化計算に基づく放射性核種組成比法を組み合わせた方法が適用できる。すなわち、 γ 線放出核種の放射能濃度は全 γ 線グループ測定法を用いて算出し、その他の評価対象核種については、放射化計算から求めた放射性物質組成比を用いて放射能濃度を算出する。

外部から測定する γ 線の全計数率が同じであるとして上記２つの方法による放射能濃度の決定法を比較した結果、全て二次的な汚染として決定した場合の方が常に $\Sigma D_i / C_i$ が大きくなる。

以上より、放射能濃度確認対象物の放射能濃度を決定する評価方法は、表－１の方法を適用する。

表－１ 放射能濃度確認対象物の放射能濃度を決定する評価方法

3 フォールアウトの影響評価

敦賀発電所において、「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」（平成 24・03・26 原院第 10 号）に基づき、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。）の影響調査を平成 24 年 3 月 30 日、31 日に実施した結果、全て理論検出限界値未満（ ）であった。敦賀発電所のフォールアウト影響調査結果を表－2 に示す。

以上より、放射能濃度の測定及び評価において、フォールアウトの影響を考慮する必要はないと判断した。

This image shows a completely blank white page. It is surrounded by a thick black border, which appears to be the edge of a scanner or a frame. There are no markings, text, or illustrations on the page itself.

八 放射線測定装置の種類及び測定条件

放射線測定装置は、「七 放射能濃度を決定する方法」の「1. 1 γ 線を放出する核種の放射能濃度」に記載した専用測定装置であり、測定トレイに載せた放射能濃度確認対象物の γ 線を上下から測定する。この専用測定装置は、測定トレイに載せた放射能濃度確認対象物の全 γ 線計数率及び重量の測定、並びに形状の計測が可能であり、1号原子炉施設のうち追加的な汚染がない、図-2に示す場所に設置する。なお、専用測定装置の主要な仕様及び測定条件を表-3に示す。

専用測定装置による放射能濃度の評価に用いる放射能換算係数は、測定トレイに載せた放射能濃度確認対象物の形状（状態）に依存するため、測定の都度、測定効率（検出効率）を考慮して計算により求められる。

放射能濃度確認対象物の放射能濃度が基準濃度以下になることの判断が十分可能となるように、測定場所のバックグラウンド（以下「BG」という。）の状況及び放射能濃度確認対象物の遮蔽効果によるBG低下の影響を考慮して、測定条件を設定する。専用測定装置は、放射能濃度確認対象物を測定していない期間（待機中）にBGを測定している。放射能濃度確認対象物の測定に用いるBGの値は、放射能濃度確認対象物を測定する前（専用測定装置の測定モードをBG測定から放射能濃度測定に切り替える直前）の値を採用する。なお、採用したBG測定値と放射能濃度確認対象物の測定開始直前に再度測定するBG測定値を比較して、その変動範囲が $\pm 3\sigma$ 以内の場合に測定場所のBGに有意な変動がないと判断する。

放射能濃度の測定値は、BG変動も考慮して求めた全 γ 線計数率、放射能換算係数及び放射能濃度確認対象物の重量から導出される。放射能換算係数の相対誤差は、既知の線源により測定条件を模擬して評価した結果から に、放射能濃度確認対象物の遮蔽効果によるBG変動に起因する相対誤差は、

測定条件を模擬して評価した結果から に設定する。

表-3 専用測定装置の主要な仕様及び測定条件

[illegible]

九 放射能濃度確認対象物の管理方法

放射能濃度確認対象物の測定に当たっては、放射能濃度確認対象物発生時点及び分別時の表面汚染密度等の測定結果から、放射能濃度の著しく高いものが混入しないようにし、放射能濃度測定結果の信頼性向上を図る。

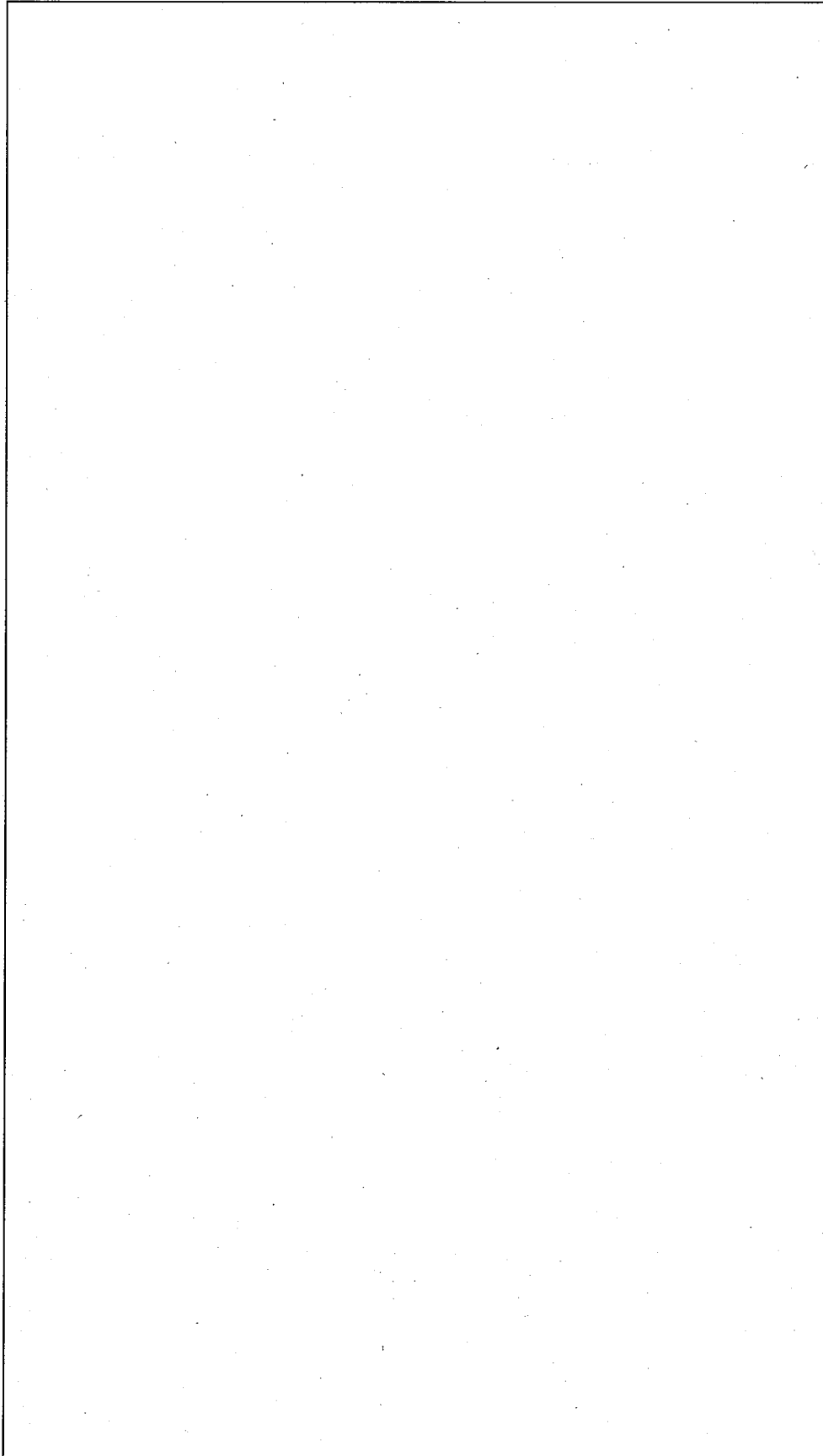
放射能濃度確認対象物は、整理番号を付した測定トレイ単位で管理するとともに、放射能濃度確認対象物の放射能濃度測定時に重量を記録し、その都度速やかに上蓋をして異物の混入を防止する。また、放射能濃度測定時には測定前後の測定トレイが混在しないように区画により分離する。

放射能濃度の測定を行った放射能濃度確認対象物は、放射能濃度の確認を受けるまでの間、異物の混入及び放射性物質による汚染を防止するため、上蓋を取り付けて容器に収納した状態で、図－２に示す管理区域内の所定の場所（確認待ちエリア）に保管管理する。この場所の管理として、出入口を施錠管理するとともに、敦賀発電所の放射能濃度確認担当箇所の所属員以外及び同箇所から承認を受けた者以外の者が立ち入らないように立ち入り制限する。

なお、放射能濃度の確認を受けた対象物は、構内から搬出するまでの間、異物の混入及び放射性物質による汚染を防止するため、上記の管理に準じて、図－２に示す管理区域の外側にある構内の所定の場所（搬出待ちエリア）に保管管理する。

以上については、品質管理が的確に実施され、維持されていることを品質保証体制の中で確認する。

図－1 放射能濃度確認対象物の発生領域



図一 2 敦賀発電所 1 号原子炉施設 構内図

添付書類

- 一 放射能濃度確認対象物が生じる施設に関する説明書
- 二 放射能濃度確認対象物の発生状況，材質，汚染の状況及び推定量に関する説明書
- 三 評価に用いる放射性物質の選択に関する説明書
- 四 放射能濃度の評価単位に関する説明書
- 五 放射能濃度を決定する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等の設定に関する説明書
- 七 放射能濃度の測定及び評価のための品質保証に関する説明書

添付書類 一

放射能濃度確認対象物が生じる施設に関する説明書

1号原子炉施設は、濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却型（沸騰水型）原子炉であり、昭和41年4月22日に原子炉設置許可を受け、昭和44年10月3日に初臨界に到達した。第33回定期検査を実施するため平成23年1月26日に原子炉を停止するまで、約41年間の運転実績を有しており、設備及び建屋の一部が放射化又は放射性物質で汚染されている。

給水系から原子炉内に持ち込まれた鉄錆等の腐食生成物は、核燃料の被覆管表面で中性子によって放射化され放射化腐食生成物が発生する。放射化腐食生成物は、核燃料の被覆管表面から溶出又は剥離し、原子炉冷却材を介して原子炉冷却系、タービン系及び放射性廃棄物の廃棄施設に伝播し、付着することから二次的な汚染が生じる。また、原子炉の運転に伴って生成された核分裂生成物は原子炉冷却材に移行するため、放射化腐食生成物と同じように二次的な汚染が生じる。放射性物質を内包する主要系統を図1-1、原子炉運転中の主要箇所の放射線環境を図1-2に示す。

以上のことから、サービス建物の一部を除き、原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物、新廃棄物処理建物等の大部分を放射性物質による汚染のおそれのある管理区域としている。また、固体廃棄物貯蔵庫等は、放射性物質による汚染のおそれのない管理区域としている。

放射能濃度確認対象物は、原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物、新廃棄物処理建物等の汚染のおそれのある管理区域内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する。放射能濃度確認対象物が発生する場所は、主に汚染のおそれのある管理区域のある建屋内であるため二次的な汚染を考慮する。また、原子炉建物及びタービン建物の機器等の点検、改造、解体又は撤去に伴い発生する一部のものについては、二次的な汚染に加え放射化汚染も考慮する。

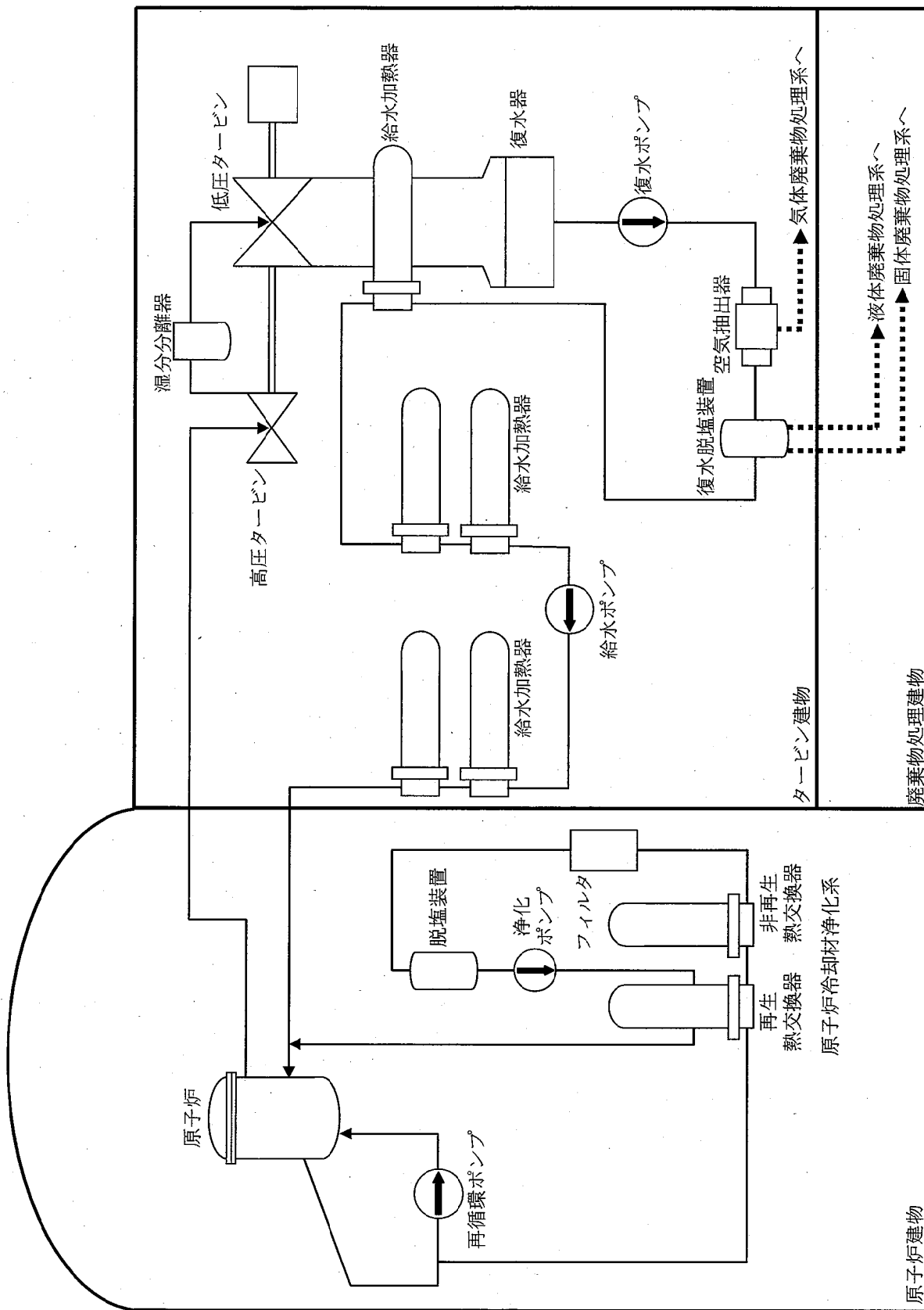


図 1-1 放射性物質を内包する主要系統

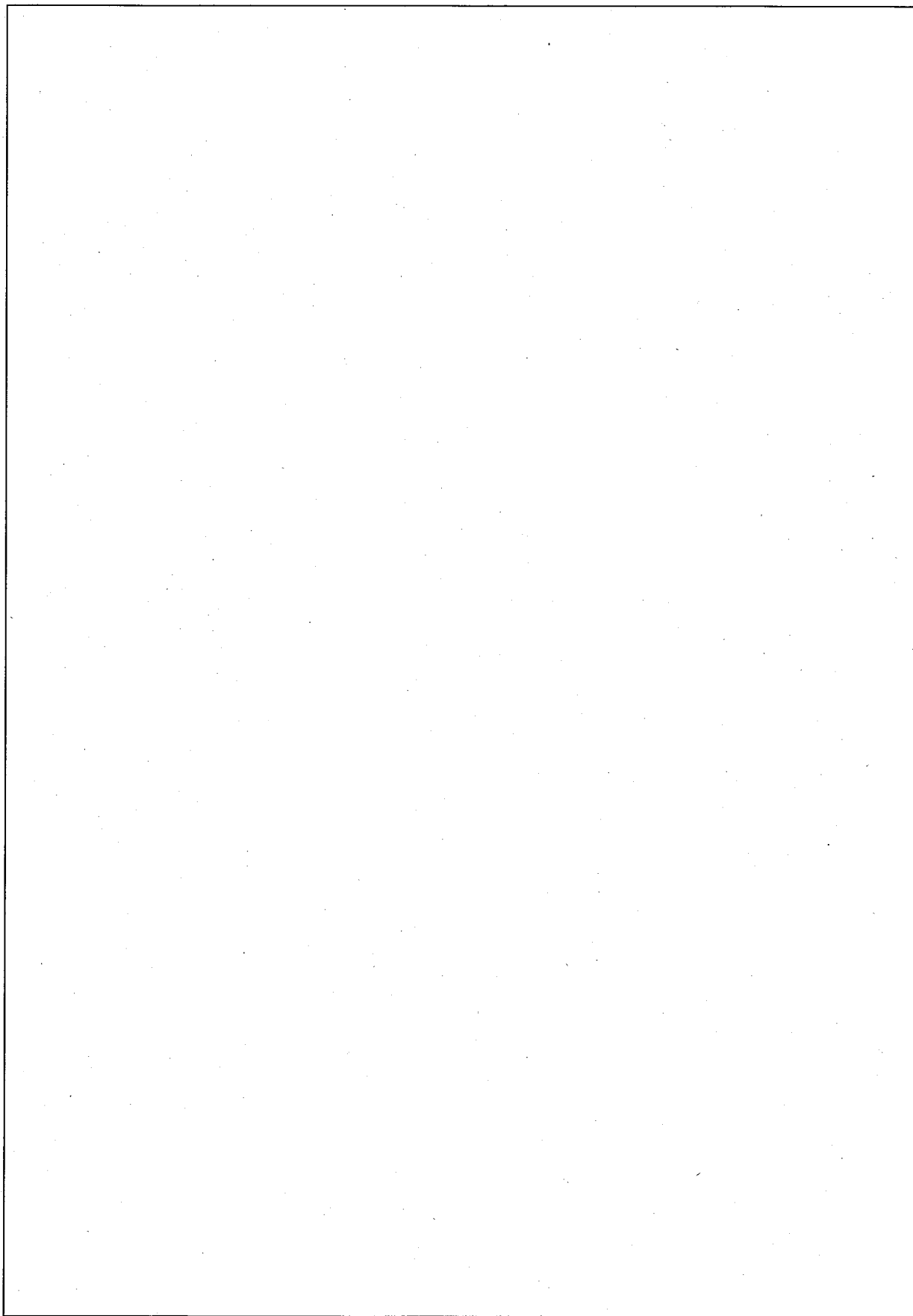


図 1－2 原子炉運転中の主要箇所の放射線環境

添付書類 二

放射能濃度確認対象物の発生状況，材質，汚染の状況及び
推定量に関する説明書

1 放射能濃度確認対象物の発生状況

放射能濃度確認対象物は、二次的な汚染は廃棄物処理建物、新廃棄物処理建物等、混在汚染は原子炉建物及びタービン建物から発生し、発生後又は原子炉停止後6年から50年まで（ただし、銅のみ40年まで）のもので、測定時点で物理除染の効果も考慮した際に基準濃度を超えないことが想定されるものを対象とする。

主な放射能濃度確認対象物を表2-1に示す。

2 放射能濃度確認対象物の材質

放射能濃度確認対象物の主な材質は、炭素鋼、ステンレス鋼、銅及びアルミニウムである。

3 放射能濃度確認対象物の汚染の状況

1号原子炉施設における混在汚染を含む二次的な汚染の主要系統の構成を図2-1に、放射化汚染の推定範囲を図2-2に示す。また、管理区域内の建屋等配置を図2-3に示す。

3. 1 汚染性状

1号原子炉施設の主要系統における放射性物質による汚染性状を以下に示す。

(1) 二次的な汚染

原子炉冷却材は、原子炉内で核燃料の核分裂によって発生した熱により、主蒸気となってタービンに導かれる。タービンを回した主蒸気は、復水器で冷却され、凝縮した後、復水脱塩装置、給水加熱器を経由して再び原子炉に給水される。このように、原子炉冷却材が循環するため、

原子炉内に持ち込まれた鉄錆等の腐食生成物の一部は、核燃料の被覆管表面に付着する。

原子炉内での核分裂反応により、原子炉冷却材には、中性子の照射により生成した放射化腐食生成物及び核燃料が破損したときに被覆管から僅かに漏えいしてきた核分裂生成物が含まれる。

原子炉冷却材の一部は、フィルタ及び脱塩装置で構成される原子炉冷却材浄化系に導かれ、放射化腐食生成物、核分裂生成物及び鉄錆等が除去され、浄化される。フィルタ及び脱塩装置から発生する使用済のフィルタ材及びイオン交換樹脂は放射性廃棄物の廃棄施設に移送され、貯蔵される。このため、放射性廃棄物の廃棄施設の機器等にも放射化腐食生成物及び核分裂生成物が付着し、二次的な汚染が生じる。

原子炉で発生した主蒸気は汽水分離器及びドライヤで湿分が除去される過程で放射化腐食生成物及び核分裂生成物の大半が除去されるが、主蒸気中には僅かに放射性物質が含まれる。また、原子炉停止中に、開放中の原子炉容器に供給された復水貯蔵タンク水の一部は、原子炉冷却材浄化系、復水器を介して放射性廃棄物の廃棄施設に排水される。このため、タービン側の機器等にも放射化腐食生成物と核分裂生成物が付着し、二次的な汚染が生じる。

放射性廃棄物の廃棄施設は、タービンからの排気等処理する気体廃棄物処理系、原子炉冷却系からの排水等処理する液体廃棄物処理系、原子炉冷却系等の点検、修理等に伴い発生する固体状の廃棄物を処理し、貯蔵する固体廃棄物処理系で構成される。このため、放射性廃棄物の廃棄施設の機器等にも放射化腐食生成物及び核分裂生成物が付着し、二次的な汚染が生じる。

(2) 放射化汚染

原子炉内の核燃料の核分裂に伴い発生する中性子は、原子炉容器の周囲に設置された生体しゃへい体により減衰され、外部には放出されない構造となっている。また、原子炉冷却材中の酸素が放射化して生成するN-17から発生する中性子は、原子炉冷却材及び主蒸気が流入する機器に影響を与えるが、これらの機器は遮蔽壁内に設置されており、外部には放出されない構造となっている。このため、中性子の照射による放射化汚染が生じる範囲は、原子炉容器及び原子炉容器内に取り付けられた構造物、冷却材再循環系等原子炉容器周辺の配管、その他格納容器の内部に設置された機器等並びにN-17を含む原子炉冷却材及び主蒸気が流入する機器に限定される。

なお、これらの機器は、必要に応じ開放点検が行われること、配管等の内部には原子炉冷却材等が流れることから二次的な汚染も生じる。

3. 2 汚染の状況

放射能濃度確認対象物の汚染性状と発生場所については、二次的な汚染は、原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物、新廃棄物処理建物等から発生する。また、混在汚染は原子炉建物及びタービン建物の一部から発生する。

(1) 二次的な汚染

- a. 放射性物質を含む原子炉冷却材を内包する機器等の点検、改造、解体又は撤去等に伴い発生する放射能濃度確認対象物
- b. 放射性物質を含む原子炉冷却材を内包する機器の開放点検等によって二次的な汚染が伝播した機器等の点検、改造、解体又は撤去等に伴い発生する放射能濃度確認対象物

(2) 混在汚染

原子炉建物の一部及びタービン建物の一部に設置された機器等の点検、

改造，解体又は撤去等に伴い発生する放射能濃度確認対象物

4 放射能濃度確認対象物の推定量

1号原子炉施設の放射能濃度確認対象物の推定量は約2,900トン(ただし，除染により変動する可能性がある。)である。

表 2-1 主な放射能濃度確認対象物

発生場所	主な対象物*	混在汚染を含む
原子炉建物	炉心スプレイ系（ポンプ等） 格納容器スプレイ系（ポンプ等） 復水移送系（タンク等） サプレッション・チェンバ 格納容器 燃料交換機 等	○
タービン建物	主蒸気系（低圧タービン等） 抽気系（給水加熱器等） 給復水系（復水器等） 復水移送系（タンク等） オフガス系（オフガスコンデンサ等） 高圧注水系（ポンプ等） 等	○
廃棄物処理建物	オフガス系（吸着塔等） 復水移送系（タンク等） 等	—
新廃棄物処理建物	新廃棄物処理建物補機冷却水系 （熱交換器等） 復水移送系（タンク等） 等	—
その他	付帯機器 等	—

* 主な材質は、炭素鋼，ステンレス鋼，銅及びアルミニウム

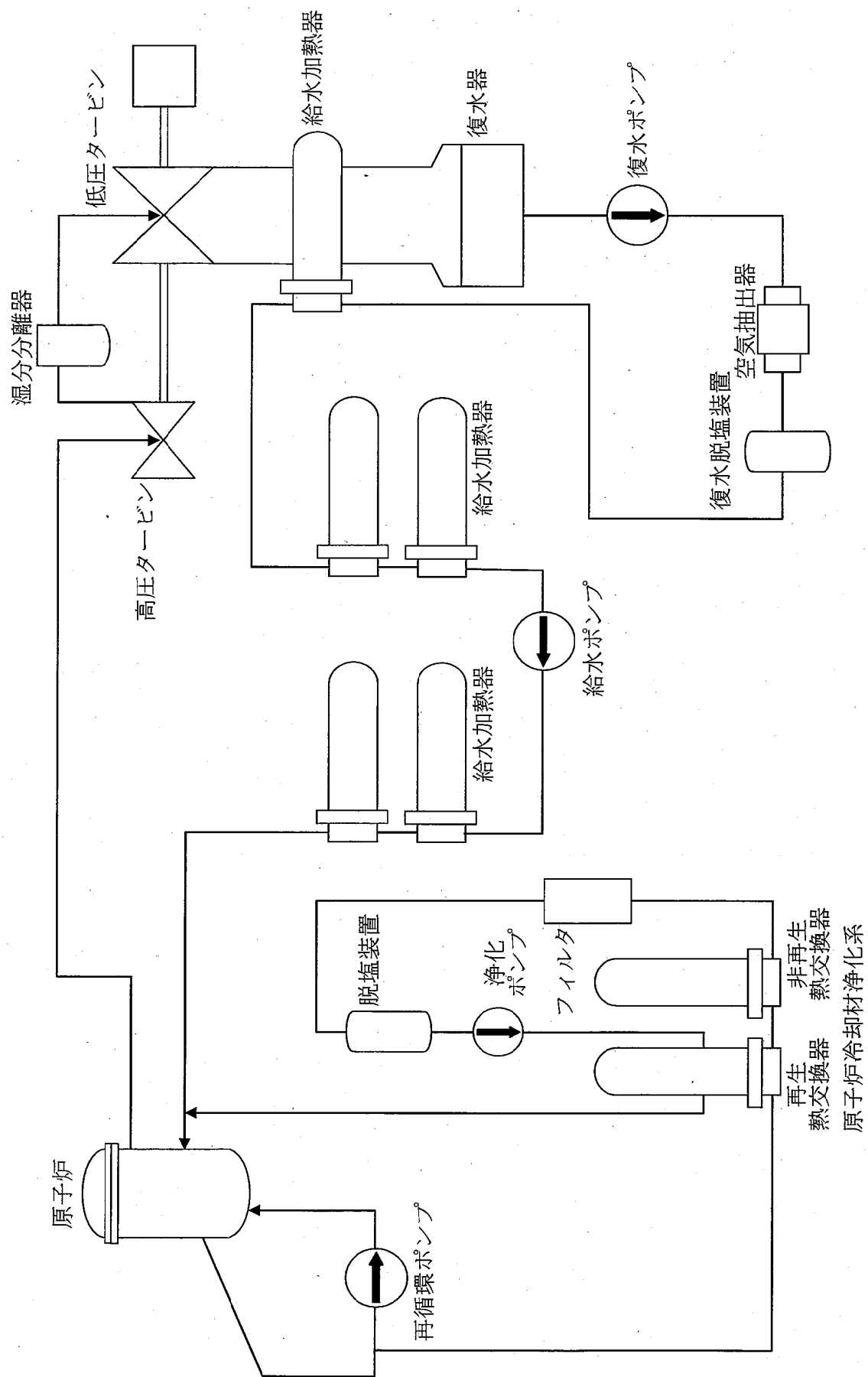


図 2-1 主要系統構成図 (原子炉冷却系) (1/3)

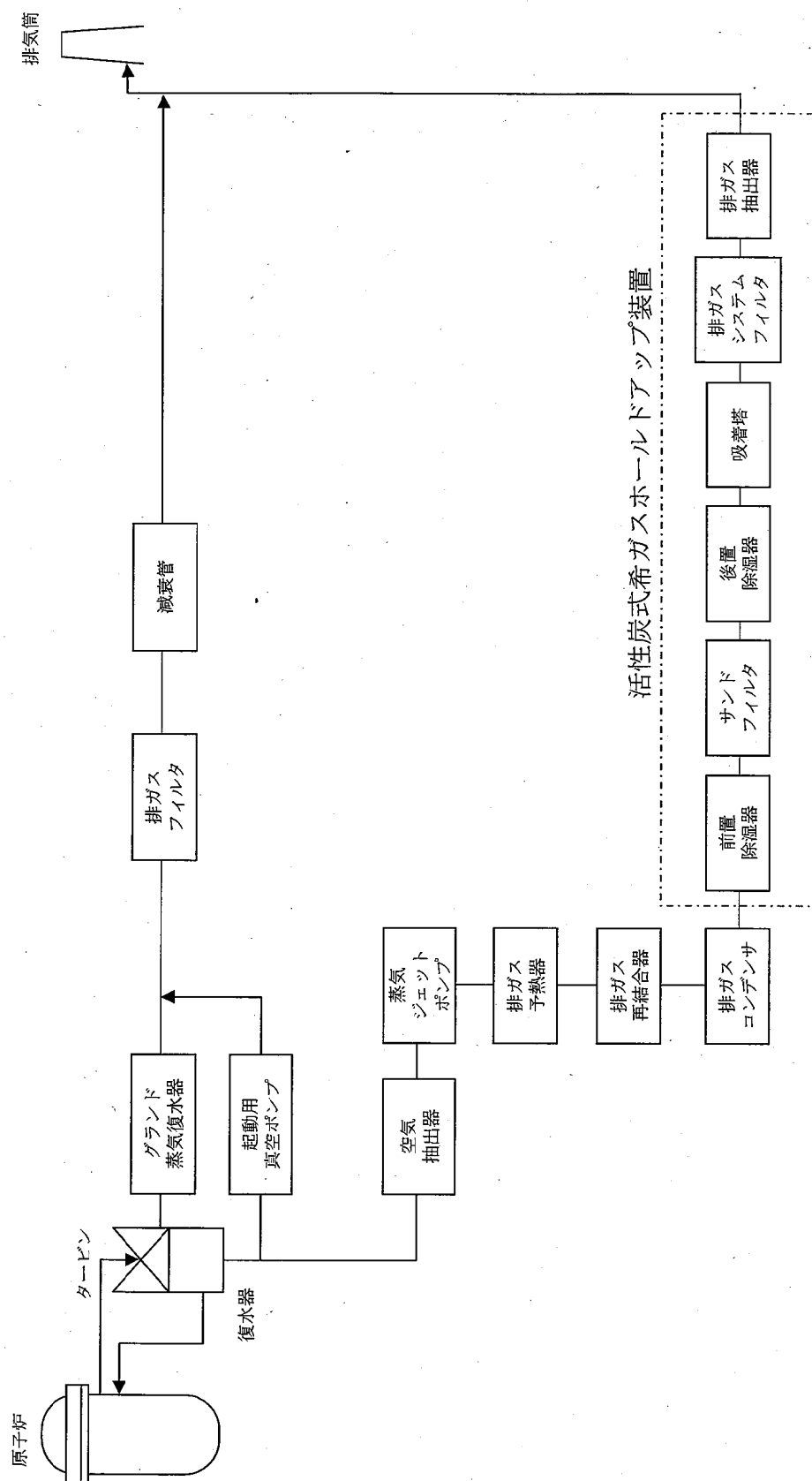


図 2-1 主要系統構成図 (気体廃棄物処理系) (2 / 3)

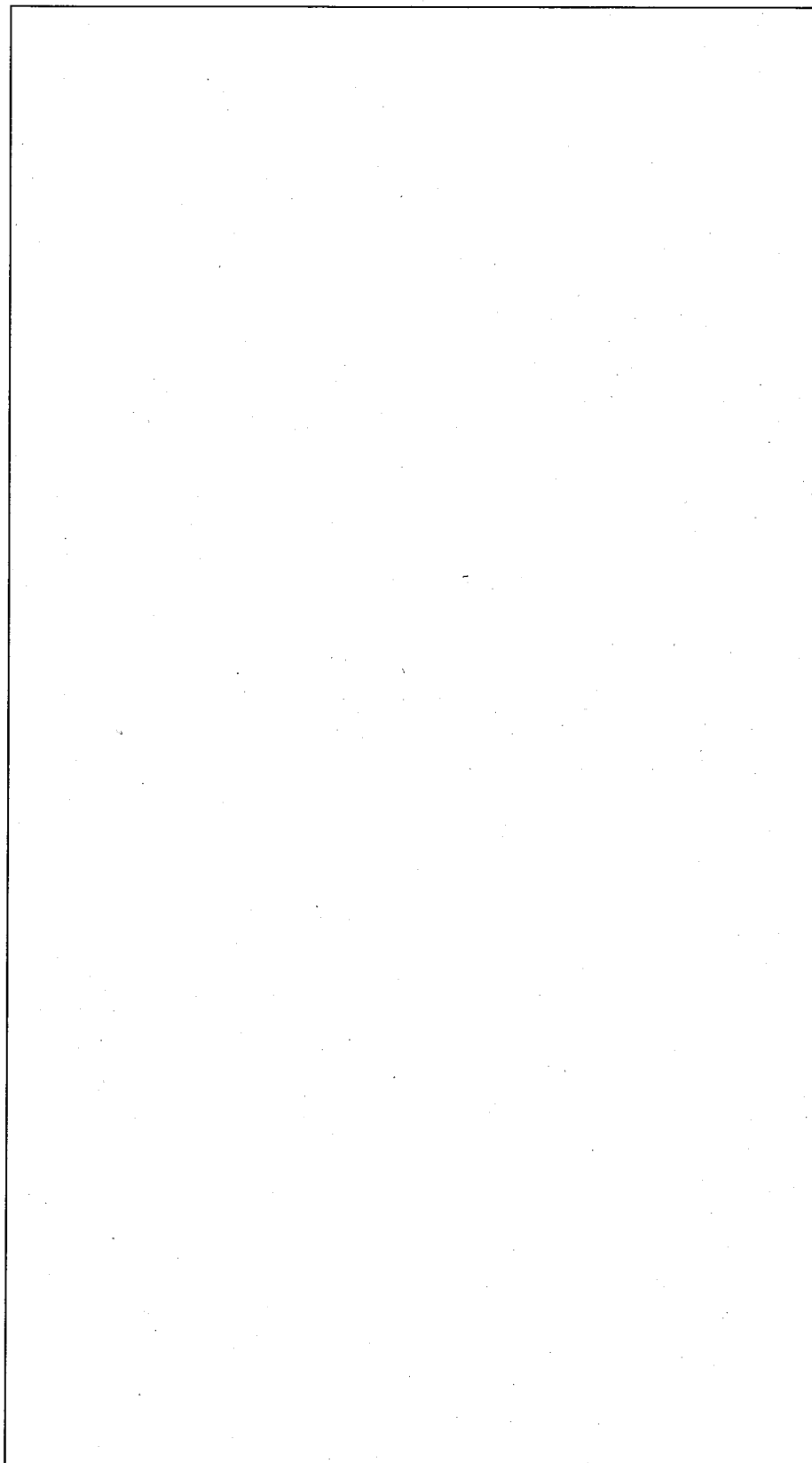


図 2-1-2 放射化汚染の推定範囲

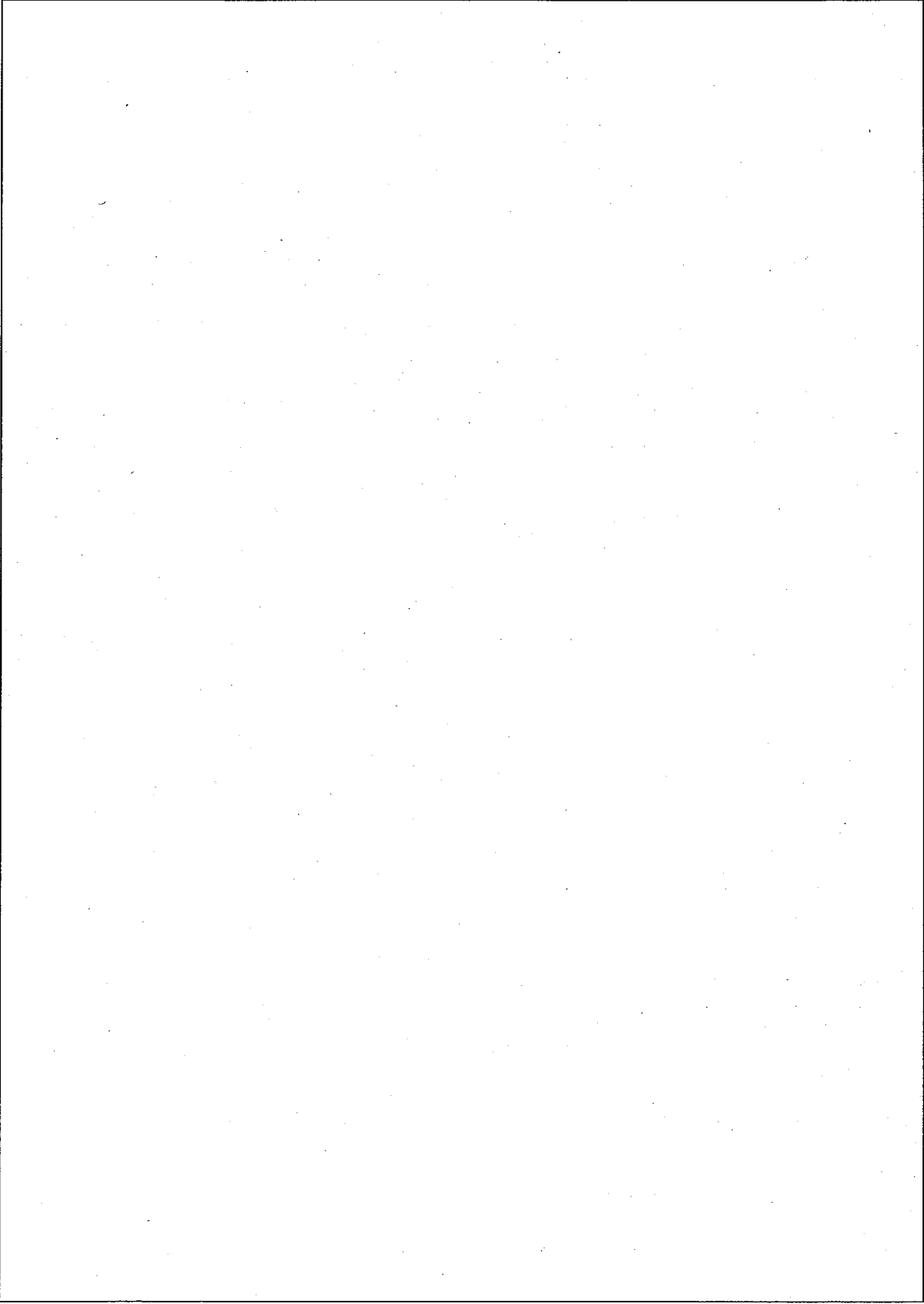


図 2-3 管理区域内の建屋等配置

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

放射能濃度確認対象物の評価対象核種は、放射性物質組成に基づく放射線量への寄与割合を評価して選択する。評価対象核種は、規則別表第1の第1欄に掲げる33種類の放射性物質から選択する。

放射性物質組成は、放射化汚染については放射化計算結果に基づき評価し、二次的な汚染については放射性物質収支計算結果に基づき評価する。

1 放射化汚染の放射性物質組成

1. 1 評価手順

放射化汚染による放射性物質組成の評価手順を図3-1に示す。

(1) 中性子フルエンス率の計算

中性子フルエンス率は、1号原子炉施設の設計データ等より原子炉から放出される中性子が線源となる生体しゃへい体内部、原子炉冷却材中の酸素の放射化によって生成するN-17から放出される中性子が線源となる原子炉周辺の機器設置エリア、タービン建物給水加熱器室内部等を選定し、次のように計算する。

原子炉から放出される中性子フルエンス率は、二次元Sn輸送計算コードDORT及び三次元Sn輸送計算コードTORTで計算する。

また、N-17から放出される中性子フルエンス率は、一次元Sn輸送計算コードANISNで計算する。

(2) 放射性物質組成評価

放射化汚染による放射性物質組成の評価には、放射性物質生成崩壊計算コードであるORIGEN-Sコードを使用し、中性子フルエンス率、元素組成及び放射化断面積等を用いる。

中性子照射期間を、1号原子炉施設の運転実績に基づき30年(ただし、短半減期核種は半減期程度)として計算する。減衰期間は最大50年を想

定して計算する。

また、元素組成は、放射化汚染が生じる部位の構造材である金属（炭素鋼，ステンレス鋼，銅及びアルミニウム）について、分析値がある元素については分析値から、分析値がない元素については文献値^{1) 2)}から設定する。放射性物質組成評価に用いた主要な元素組成を表 3－1 に示す。

1. 2 評価結果

原子炉容器周辺の中性子フルエンス率の測定結果と 1. 1 (1) の手順による計算結果の比較を図 3－2 に示す。両者はよく一致していることから、中性子フルエンス率の計算結果は適切であると考えられる。

上記の中性子フルエンス率を用いて 1. 1 (2) の手順により評価した放射化汚染の放射性物質組成（放射能濃度確認対象物発生時点，減衰期間 6 年及び減衰期間 50 年，ただし，銅のみ減衰期間 40 年）を表 3－2 に示す。

2 二次的な汚染の放射性物質組成

2. 1 評価手順

二次的な汚染の放射性物質組成の評価手順を図 3－3 に示す。

(1) 汚染移行経路

二次的な汚染の放射性物質組成を，燃料被覆管表面で生成した放射化腐食生成物が原子炉冷却材中に溶出し，原子炉冷却系の機器等に付着する汚染移行経路及び核分裂生成物が原子炉冷却材中に移行し，原子炉冷却系の機器等に付着する汚染移行経路を想定して評価する。1 号原子炉施設の原子炉冷却系の汚染移行経路を図 3－4 に示す。

原子炉冷却系で発生した腐食生成物は，給水系から原子炉内に持ち込

まれる。このほか、原子炉内の構造材等から発生する腐食生成物がある。これらの腐食生成物は、燃料被覆管表面に付着し、核分裂で発生する中性子によって放射化する。この放射化腐食生成物が、原子炉冷却材中に溶出し、原子炉冷却系の循環又は移送に伴って機器等に付着し、二次的な汚染が生じる。

一方、核分裂生成物の一部は、原子炉冷却材中に移行し、放射化腐食生成物と同じように原子炉冷却系の循環又は移送によって機器等に付着し、二次的な汚染が生じる。

(2) 放射性物質組成の評価

1号原子炉施設の二次的な汚染は、放射化腐食生成物及び核分裂生成物によって構成される。

放射化腐食生成物は、プラントパラメータ（給水量、原子炉冷却材浄化系流量等）、給水中の鉄及びコバルト濃度、原子炉冷却材中放射性物質濃度の実測値及び放射性物質の付着速度係数に基づき放射性物質収支を計算し、放射性物質組成を求める。

核分裂生成物は、核分裂生成物の原子炉冷却材中への漏えい率が復水器の空気抽出器系における放射性希ガス放出率に比例すると仮定して、運転実績に基づきウラン付着量を求め、原子炉冷却材中放射性物質濃度の実測値、放射性物質の付着速度係数に基づき放射性物質収支を計算し、放射性物質組成を求める。

2. 2 評価結果

図3-5に冷却材再循環系のC o -60 付着量の実測値と計算値の比較として示すとおり、放射化腐食生成物の濃度及び付着量の評価結果は適切であると考えられる。

図3-6に原子炉冷却材中のI-131濃度の実測値とI-129濃度の計算値の比較を示す。両者は半減期及びウランの核分裂収率の違いにより開きがあるものの、サイクルごとの推移は同様の傾向を示していることから、核分裂生成物の濃度の評価結果は適切であると考えられる。

2. 1 (2) の手順により評価した二次的な汚染の放射性物質組成 (5 サイクル運転後の放射能濃度確認対象物発生時点, 減衰期間 6 年及び減衰期間 50 年) を表 3-2 に示す。

3 評価対象核種の選択結果

放射性物質の選択に用いた放射性物質の放射線量への寄与割合を表 3-3 に示す。この値は、表 3-2 のそれぞれの放射性物質組成を基準濃度で除した値の和に対する割合 (以下「 T_i 」という。) である。

表 3-3 より「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」(平成 11 年 3 月 17 日 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会) において選定された重要放射性物質 (核種) である H-3, Mn-54, Co-60, Sr-90, Cs-134, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Pu-239 及び Am-241 の 10 核種に、放射化汚染の放射性物質組成評価から選択された Ni-63 及び Ag-108m 並びに二次的な汚染の放射性物質組成評価から選択された Nb-94 を加えた 13 核種の放射性物質による T_i の和の割合は、各汚染部位とも 33 種類の放射性物質の T_i の和の 90% 以上であるため、13 核種以外の放射性物質による T_i の和の割合は、33 種類の放射性物質の T_i の和の 10% 未満と評価される。なお、放射化汚染において $\Sigma D_i / C_i$ が 1 を大きく下回る場合には核種選択の評価対象外とした。

以上のことから、1 号原子炉施設の放射能濃度確認対象物の評価対象核種を次のとおり選択した。

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

表 3-1 放射性物質組成評価に用いた主要な元素組成^{*1}

表3-2 放射化汚染及び二次的な汚染の放射性物質組成 (1/3)

表3-2 放射化汚染及び二次的な汚染の放射性物質組成(2/3)

表3-2 放射化汚染及び二次的な汚染の放射性物質組成 (3/3)

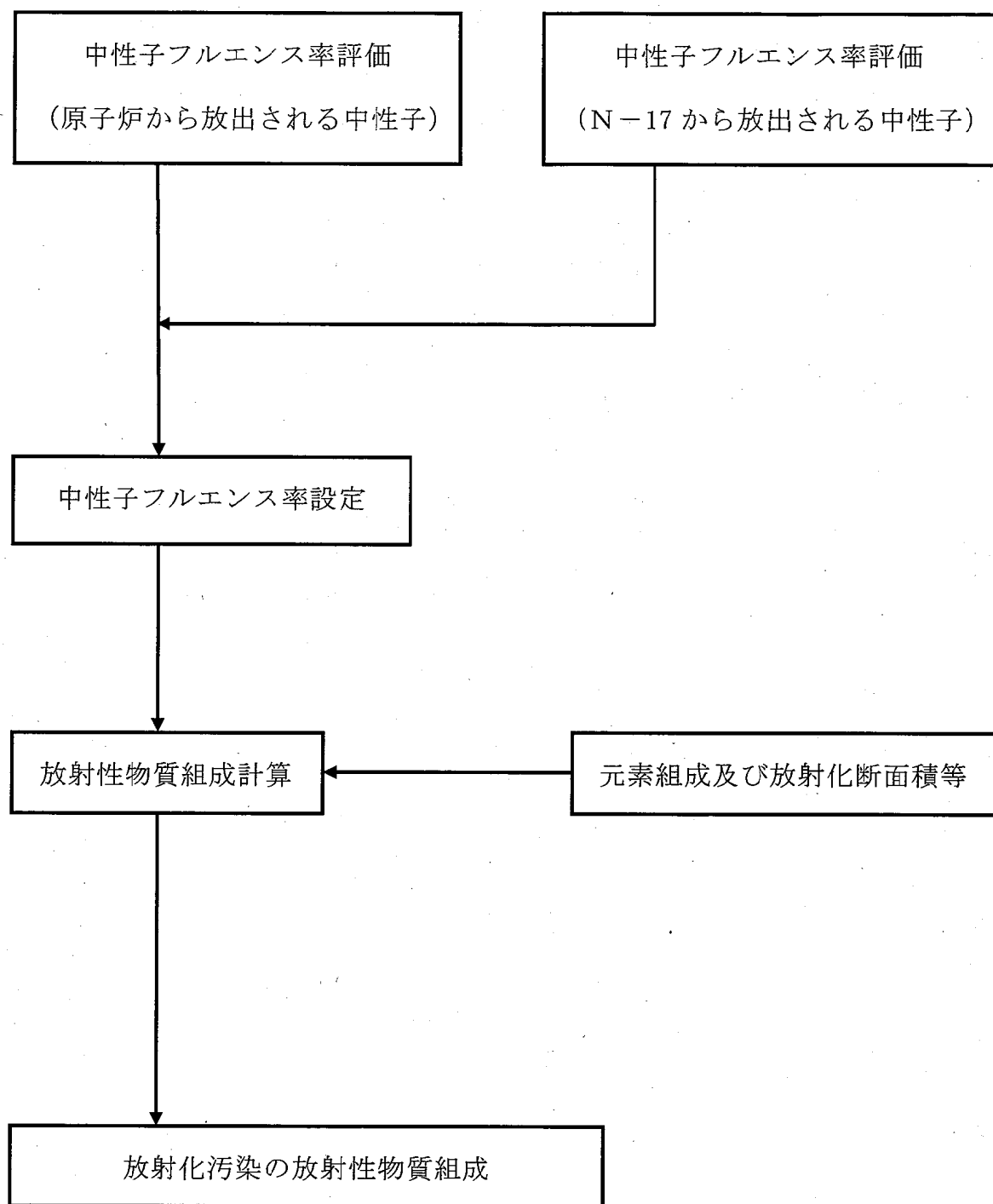


図 3 - 1 放射化汚染による放射性物質組成の評価手順

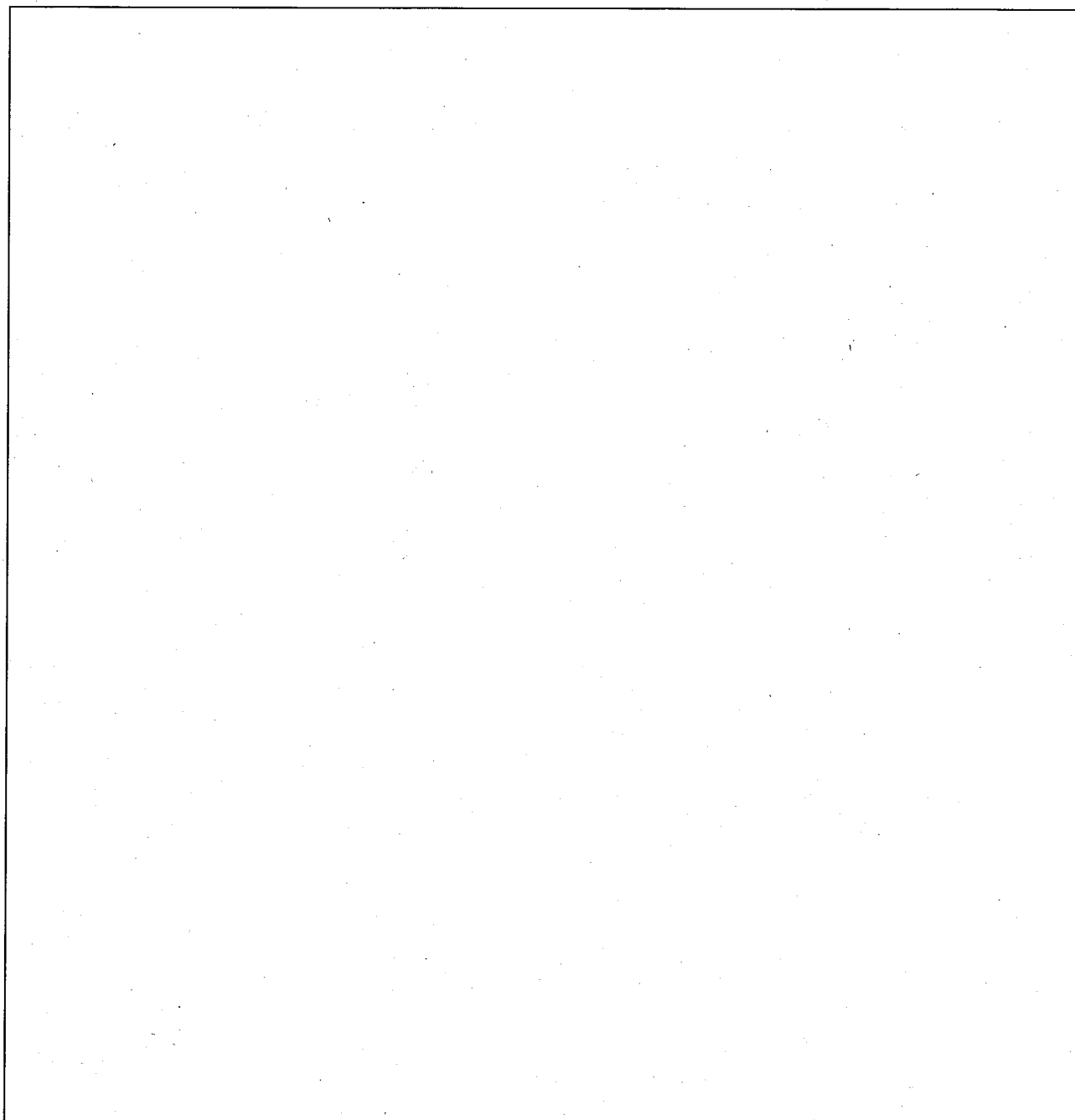


図 3 - 2 原子炉容器周辺の中性子フルエンス率の測定結果と
計算結果の比較

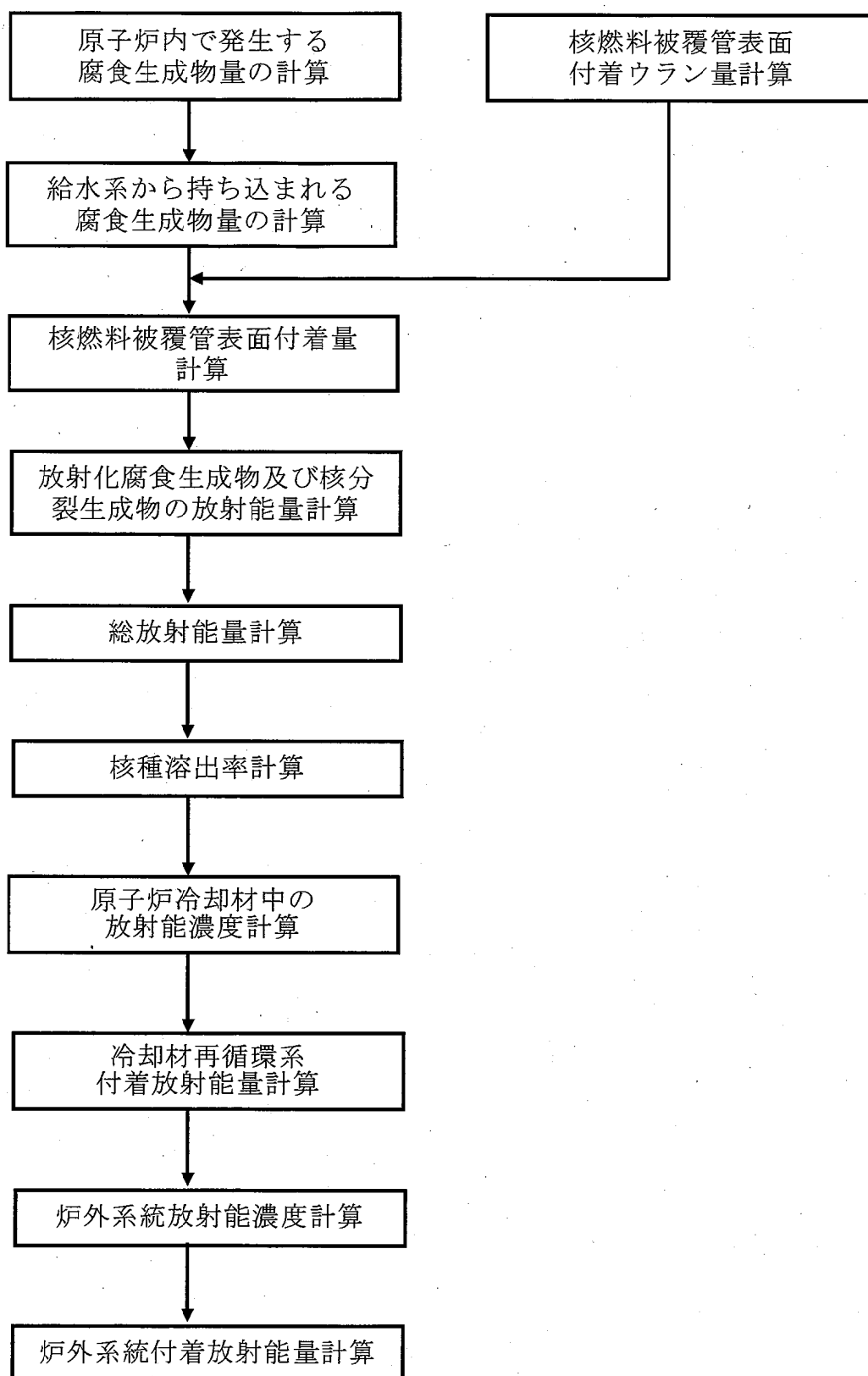


図 3 - 3 二次的な汚染の放射性物質組成の評価手順

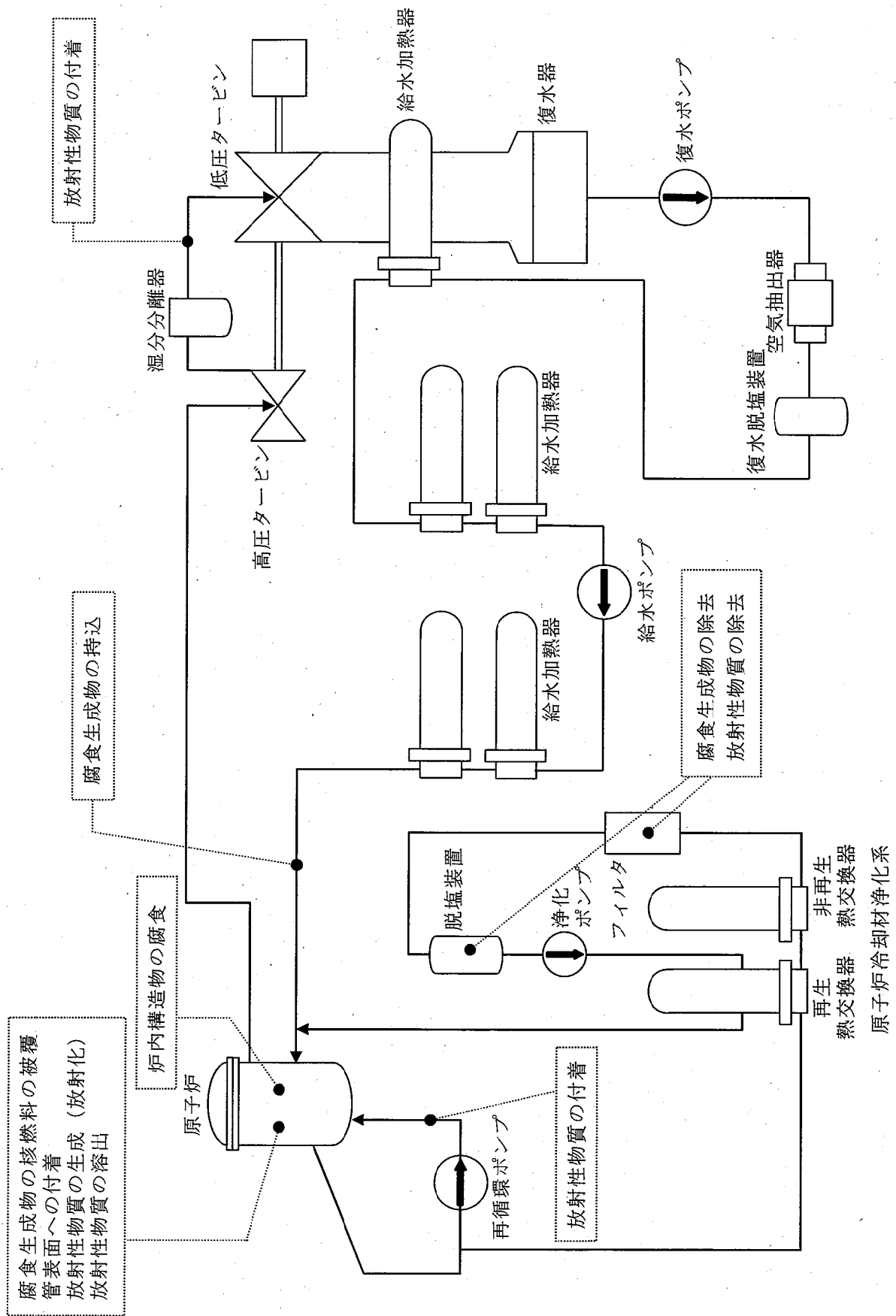


図 3-4 1 号原子炉施設の原子炉冷却系の汚染移行経路

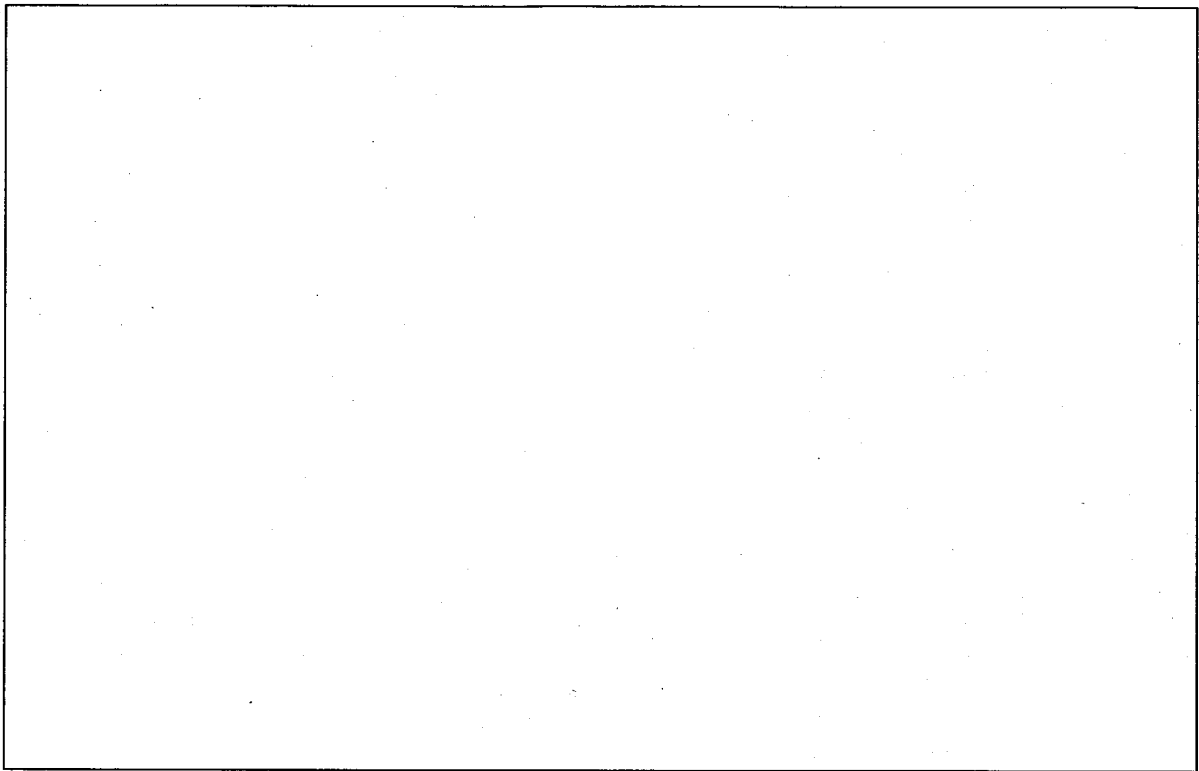


図 3 - 5 冷却材再循環系の C o - 60 付着量の
実測値と計算値の比較

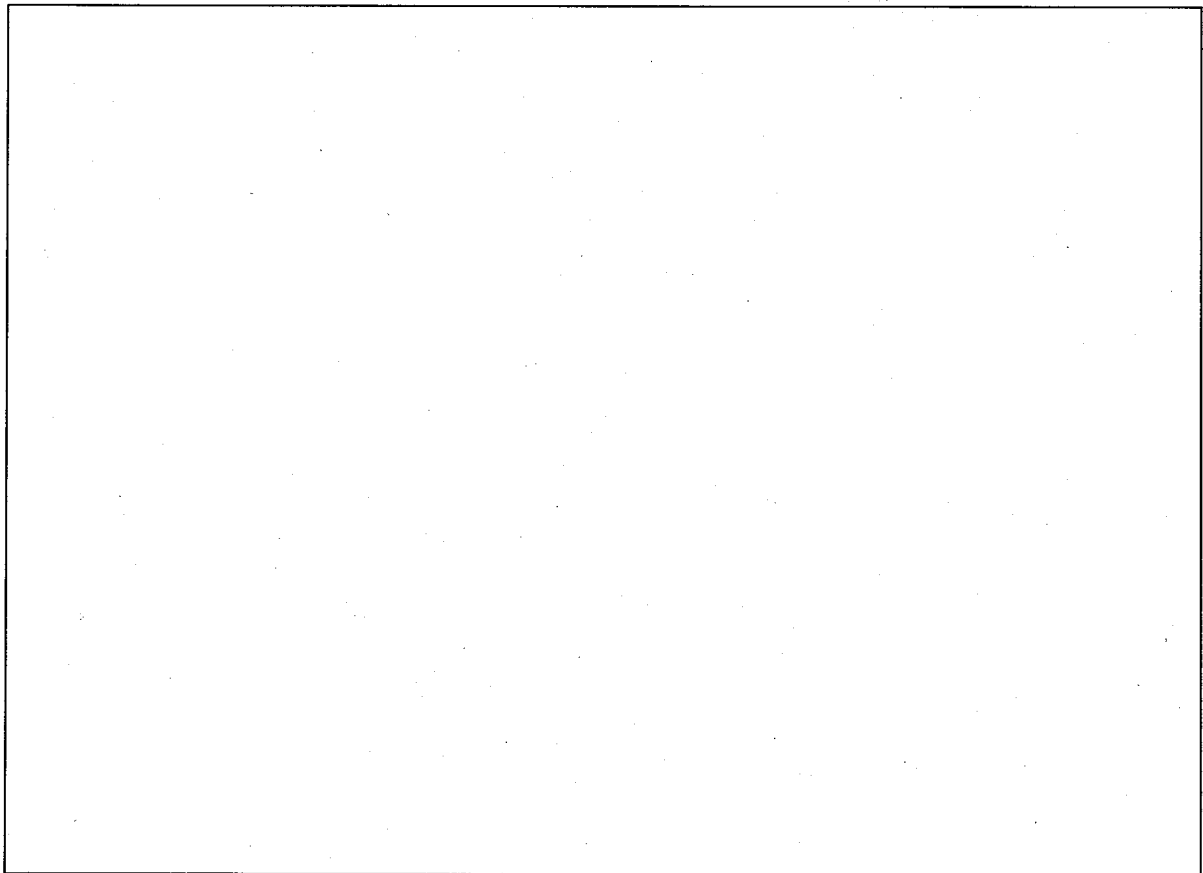


図 3 - 6 原子炉冷却材中の I - 131 濃度の実測値と
I - 129 濃度の計算値の比較

参考文献

- 1) J.C.Evans et al.: “Long-Lived Activation Products in Reactor Materials” , NUREG/CR-3474 (1984)
- 2) H. D. Oak, G. M. Holter, W. E. Kennedy, Jr. and G. J. Konzek:
“Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station” , NUREG/CR-0672 (1980)

添付書類 四

放射能濃度の評価単位に関する説明書

1 評価単位の重量及び作成方法

放射能濃度確認対象物の放射能濃度を決定するための評価単位は、放射能濃度を測定する単位と同じとし、100 kg以内とする。

放射能濃度確認対象物は放射能濃度の測定に先立ち、必要に応じて切断加工又は分解（以下「切断加工等」という。）をするとともに、除染又は分離（以下「除染等」という。）を行う。

2 評価単位内の想定される放射能濃度の確認

放射線測定記録等により表面汚染密度、汚染面積及び重量から評価される放射能濃度が、評価単位内において規則第2条で規定される放射能濃度の基準以下になることが見込まれることを確認する。なお、評価単位内の放射能濃度が規則第2条で規定される放射能濃度の基準以上であることが想定される場合で、除染等によって規則第2条で規定される放射能濃度の基準以下まで放射能濃度を低減することが期待できる場合は、除染等により放射性物質を除去し、規則第2条で規定される放射能濃度の基準以下になることが見込まれることを確認する。

3 放射能濃度分布の均一性の確認

評価単位内における放射能濃度分布の均一性の確認の基本フローを図4-1に示す。100 kg以内の測定単位で、放射能濃度に著しい偏りがないことを、測定単位の $\Sigma D_i / C_i$ が10を超えないことにより確認する。放射能濃度が $\Sigma D_i / C_i$ で10に相当する表面汚染密度等（以下「管理値」という。）をあらかじめ放射性物質組成比、重量、放射線計測器の特性等を考慮して設定し、以下のいずれかの方法により管理値を超えないことを確認する。上記の確認により放射能濃度確認対象物の候補のうち管理値を超えないと推定されたもので、

評価単位を構成する。

(1) 表面汚染密度等の放射線管理記録で確認する方法

放射線管理記録の表面汚染密度等の測定結果により、管理値を超えないと推定される領域に設置された機器（放射性物質を含む流体が内面に接触していない機器に限る。）からの金属くずを放射能濃度確認対象物とする。

(2) 表面汚染密度等の測定で確認する方法

(1) により確認できない金属くず、放射性物質を含む流体が内面に接触していた機器から発生する金属くず及び除染等を行った金属くずは、放射能濃度測定前に表面汚染密度等を測定し、管理値を超えないと推定されるものを放射能濃度確認対象物とする。

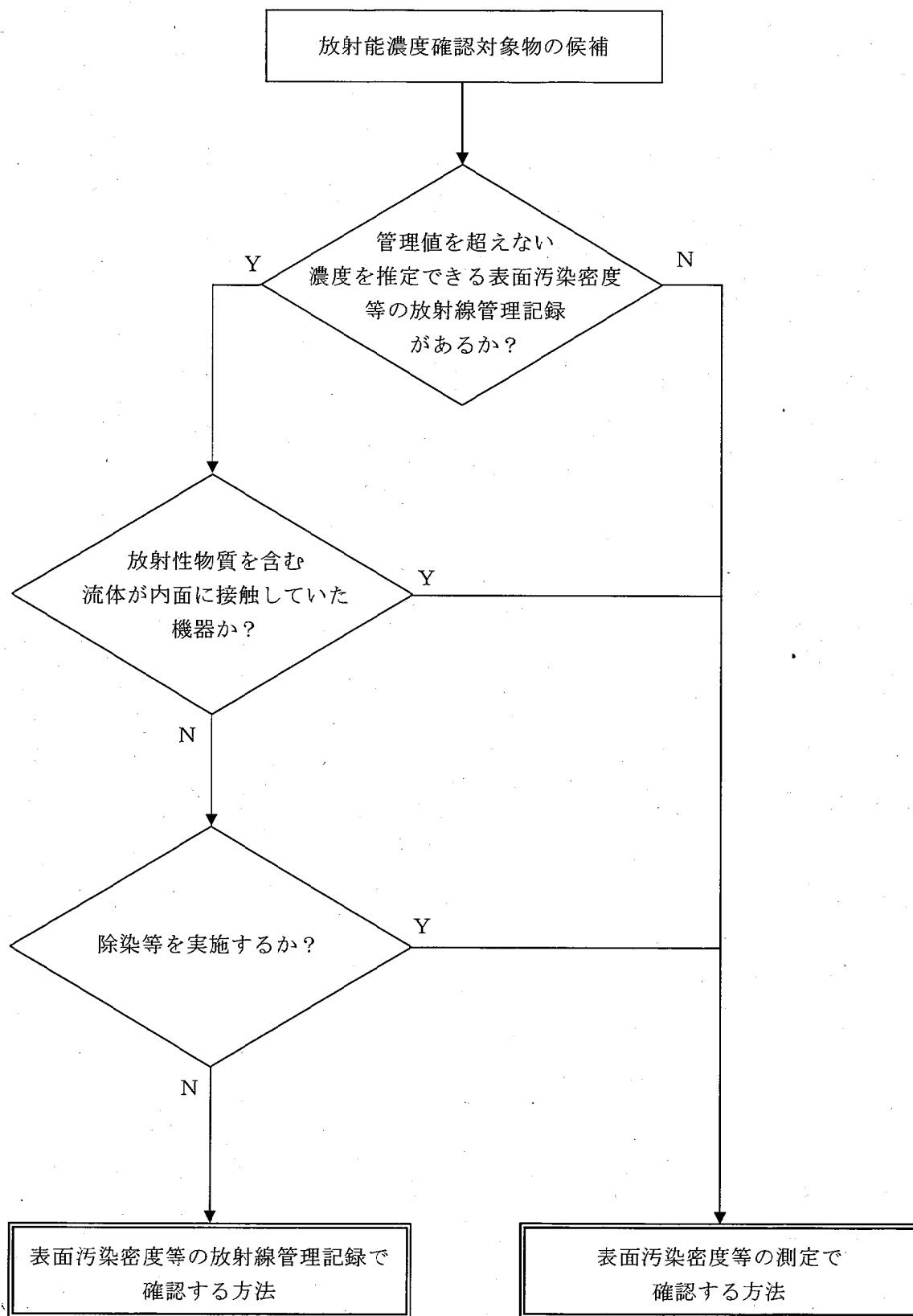


図 4 - 1 評価単位内における放射能濃度分布の均一性の確認の基本フロー

添付書類 五

放射能濃度を決定する方法に関する説明書

1 放射能濃度の決定方法

放射能濃度確認対象物は、二次的な汚染がある金属くず及び混在汚染がある金属くずである。それぞれに対する評価対象核種ごとの放射能濃度の決定方法を以下に示す。

1. 1 二次的な汚染がある金属くず

放射能濃度確認対象物の γ 線放出核種の放射能濃度は全 γ 線グループ測定法を用いて決定する。

γ 線を放出しない評価対象核種については、1号原子炉施設の放射能濃度確認対象物の発生領域からのサンプルデータを基に、 γ 線放出核種との放射能濃度の比を用いた放射性核種組成比法又は平均放射能濃度を用いた平均放射能濃度法により決定する。

(1) γ 線放出核種の放射能濃度

γ 線放出核種のうち、表5-1に示すように、基準濃度に対する検出効率を考慮した放射能換算係数の比が最も大きくなるのはCs-137であるため、次式に示すように、専用測定装置で計測された全 γ 線計数率に、Cs-137の検出効率を考慮した放射能換算係数を乗じて放射エネルギーを求める。この放射エネルギーを、専用測定装置で測定する放射能濃度確認対象物の重量で除して、 γ 線放出核種の全放射能濃度とする。

$$C_{Cs} = C_{ts} \times (K_{01} / \varepsilon_{01}) / W$$

ここで、 C_{Cs} ： γ 線放出核種の全放射能濃度 (Bq/g)

C_{ts} ：全 γ 線計数率 (s^{-1})

K_{01} ：Cs-137に対する放射能換算係数 (Bq/ s^{-1})

ε_{01} ：Cs-137に対する検出効率 (—)

W ：放射能濃度確認対象物の重量 (g)

($K_{01} / \varepsilon_{01}$: Cs-137 の検出効率を考慮した放射能換算係数)

なお、 γ 線放出核種の全放射能濃度が検出限界値未満であった場合は、 C_{cs} は検出限界値に相当する放射能濃度とする。

ここで求めた γ 線放出核種の全放射能濃度を Cs-137 の基準濃度で除した値は、それぞれの γ 線放出核種の放射能濃度を基準濃度で除して得られるそれぞれの値の和を保守的に算出したものに相当する。

各 γ 線放出核種の放射能濃度は、「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」における二次的な汚染の γ 線放出核種の放射性物質組成評価結果から求めた放射能濃度測定時点のそれぞれの相対比を用いて γ 線放出核種の全放射能濃度を比例配分して求める。なお、放射能濃度測定時点での放射能濃度は、放射能濃度確認対象物の発生時点から測定時点までの減衰を補正する。

$$C_j = C_{cs} \times D_j / \sum D_i$$

ここで、 C_j : γ 線放出核種 j の放射能濃度 (Bq/g)

C_{cs} : γ 線放出核種の全放射能濃度 (Bq/g)

D_j : 放射能濃度測定時点の γ 線放出核種 j の放射性物質組成推定値 (—)

D_i : 放射能濃度測定時点の γ 線放出核種 i の放射性物質組成推定値 (—)

表 5-2 に γ 線放出核種の放射性物質組成評価結果から求めたそれぞれの相対比を示す。

(2) γ 線を放出せず、 γ 線放出核種との相関が認められる核種の放射能濃度

1 号原子炉施設の放射能濃度確認対象物の発生領域からのサンプルデータの統計的手法による処理の結果、Ni-63 及び全 α 核種については

γ 線を放出する核種であるC o -60 との間, S r -90 については γ 線を放出する核種であるC s -137 との間で, それぞれ放射能濃度の相関 (t 検定) が認められるため, N i -63 並びに α 核種であるP u -239 及びA m -241 についてはC o -60, S r -90 についてはC s -137 を基準となる核種とし, 基準となる核種との放射能濃度の比を用いた放射性核種組成比法により放射能濃度を決定する。

a. N i -63 の放射能濃度

(a) 放射性物質組成比の設定

サンプルデータを基に, 以下に示す統計的手法により, N i -63 の放射能濃度とC o -60 の放射能濃度との相関関係の確認及び系統の違いによる放射性物質組成比の分類要否を判断した上で放射性物質組成比を設定する。

a) 相関関係の確認

N i -63 / C o -60 のサンプルデータの放射能濃度の散布図を図5-1 (1 / 3) に示す。全てのサンプルデータの相関係数を確認した結果, 表5-3に示すとおり $t_s \geq t(n-2, 1\%)$ となるため, 相関が認められる。

b) 放射性物質組成比の分類要否の判断

サンプルデータを基に, 放射性物質組成比データ分布について, 分散分析検定 (F 検定) により, 分類要否を判断する。分散比 $> F(0.01)$ であれば, 放射性物質組成比を分類する。

なお, 以下の目安A及びBを満たす場合は, 評価対象核種の相対重要度が低いため, 分散分析検定 (F 検定) の結果によらず放射性物質組成比の分類は不要と判断する。

A: (基準となる核種との幾何平均放射性物質組成比) $\times$ (基準

となる核種の基準濃度) / (Ni-63 の基準濃度) ≤ 0.01

B : (基準となる核種との幾何平均放射性物質組成比) $\times$

(標準偏差)² $\times$ (基準となる核種の基準濃度) / (Ni-63 の基準濃度) ≤ 1

Ni-63 / Co-60 放射性物質組成比の幾何平均値と標準偏差から相対重要度を確認した結果、表 5-4 に示すように Ni-63 の相対重要度は低いため、放射性物質組成比の分類は不要と判断した。

c) 放射性物質組成比の設定

以上より、全てのサンプルデータを用いて設定した Ni-63 / Co-60 放射性物質組成比 (幾何平均値) を表 5-5 に示す。

(b) 放射能濃度の決定

Ni-63 の放射能濃度を求めるための Co-60 の放射能濃度は、全 γ 線グループ測定法で求めた γ 線放出核種の全放射能濃度に、Cs-137 の検出効率を考慮した放射能換算係数に対する、Co-60 の検出効率を考慮した放射能換算係数の比を乗じて導出する。この Co-60 の放射能濃度と (a) で設定した放射性物質組成比から、次式により Ni-63 の放射能濃度を決定する。

$$C_{Ni} = (C_{Co} / e^{-\lambda_{Co} t}) \times R_{Ni} \times e^{-\lambda_{Ni} t}$$

ここで、 C_{Ni} : Ni-63 の測定時点の放射能濃度 (Bq/g)

C_{Co} : 導出した Co-60 の放射能濃度 (Bq/g)

R_{Ni} : Ni-63 / Co-60 の放射性物質組成比 (—)

(放射能濃度確認対象物発生時点)

t : 放射能濃度確認対象物発生時点から測定時点までの減衰期間 (s)

$\lambda_{Co} : Co-60$ の崩壊定数 (s^{-1})

$\lambda_{Ni} : Ni-63$ の崩壊定数 (s^{-1})

b. $Sr-90$ の放射能濃度

(a) 放射性物質組成比の設定

$Ni-63/Co-60$ の放射性物質組成比と同様の方法で, $Sr-90$ と $Cs-137$ との放射性物質組成比を設定する。

a) 相関関係の確認

$Sr-90/Cs-137$ のサンプルデータの放射能濃度の散布図を図 5-1 (2/3) に示す。全てのサンプルデータの相関係数を確認した結果, 表 5-3 に示すとおり $ts \geq t(n-2, 1\%)$ となるため, 相関が認められる。

b) 放射性物質組成比の分類要否の判断

$Sr-90/Cs-137$ 放射性物質組成比の幾何平均値と標準偏差から $Sr-90$ の相対重要度を評価した結果, a. (a) b) に記載の A 及び B を満たさないことから, 表 5-4 に示すように $Sr-90$ の相対重要度が高いため, 放射性物質組成比の分類要否を判断する。

$Sr-90/Cs-137$ 放射性物質組成比の系統ごと (原子炉系, タービン系, 廃棄物処理系) の差異による分類要否を放射性物質組成比データ分布から分散分析検定 (F 検定) により確認した結果, 表 5-4 に示すように, 分散比 $< F(0.01)$ となるため分類は不要と判断した。

c) 放射性物質組成比の設定

以上より, 全てのサンプルデータを用いて設定した $Sr-90/Cs-137$ 放射性物質組成比 (幾何平均値) を表 5-5 に示す。

(b) 放射能濃度の決定

Sr-90 の放射能濃度を求めるための Cs-137 の放射能濃度は、全 γ 線グループ測定法で求めた γ 線放出核種の全放射能濃度とする。この γ 線放出核種の全放射能濃度と (a) で設定した放射性物質組成比から、次式により Sr-90 の放射能濃度を決定する。

$$C_{Sr} = (C_{Cs} / e^{-\lambda_{Cs} t}) \times R_{Sr} \times e^{-\lambda_{Sr} t}$$

ここで、 C_{Sr} : Sr-90 の測定時点の放射能濃度 (Bq/g)

C_{Cs} : 全 γ 線グループ測定法で求めた γ 線放出核種の全放射能濃度 (Bq/g)

R_{Sr} : Sr-90 / Cs-137 の放射性物質組成比 (-)
(放射能濃度確認対象物発生時点)

t : 放射能濃度確認対象物発生時点から測定時点までの減衰期間 (s)

λ_{Cs} : Cs-137 の崩壊定数 (s^{-1})

λ_{Sr} : Sr-90 の崩壊定数 (s^{-1})

c. Pu-239 及び Am-241 の放射能濃度

(a) 放射性物質組成比の設定

サンプルデータの全 α 核種濃度は Pu, Am, Cm 等の同位体の放射能濃度の合計値であるが、全 α 核種の放射能濃度の全量が Pu-239 と Am-241 であると想定することにより、Pu-239 と Am-241 の割合を多く見積もることができるので、安全側に全 α 核種の放射能濃度が Pu-239 及び Am-241 の合計濃度であるとして評価する。

Ni-63 / Co-60 の放射性物質組成比と同様の方法で、全 α

核種とC o - 60 との放射性物質組成比を設定する。

a) 相関関係の確認

全 α 核種／C o - 60 のサンプルデータの放射能濃度の散布図を図5 - 1 (3 / 3) に示す。全てのサンプルデータの相関係数を確認した結果、表5 - 3に示すとおり $t_s \geq t (n-2, 1\%)$ となるため、相関が認められる。

b) 放射性物質組成比の分類要否の判断

全 α 核種／C o - 60 放射性物質組成比の幾何平均値と標準偏差から相対重要度を確認した結果、表5 - 4に示すように全 α 核種の相対重要度は低いため、放射性物質組成比の分類は不要と判断した。

c) 放射性物質組成比の設定

以上より、全てのサンプルデータを用いて設定した全 α 核種／C o - 60 放射性物質組成比（幾何平均値）を表5 - 5に示す。

(b) 放射能濃度の決定

全 α 核種の放射能濃度を求めるためのC o - 60 の放射能濃度は、全 γ 線グループ測定法で求めた γ 線放出核種の全放射能濃度に、C s - 137 の検出効率を考慮した放射能換算係数に対する、C o - 60 の検出効率を考慮した放射能換算係数の比を乗じて導出する。このC o - 60 の放射能濃度と (a) で設定した放射性物質組成比から、次式により全 α 核種の放射能濃度確認対象物発生時点の放射能濃度を決定する。

$$C_{\alpha} = (C_{Co} / e^{-\lambda_{Co} t}) \times R_{\alpha}$$

ここで、 C_{α} : 全 α 核種の放射能濃度確認対象物発生時点の

放射能濃度 (Bq/g)

C_{Co} : 導出した $Co-60$ の放射能濃度 (Bq/g)

R_{α} : 全 α 核種 / $Co-60$ の放射性物質組成比 (—)

(放射能濃度確認対象物発生時点)

t : 放射能濃度確認対象物発生時点から測定時点

までの減衰期間 (s)

λ_{Co} : $Co-60$ の崩壊定数 (s^{-1})

$Pu-239$ 及び $Am-241$ の放射能濃度確認対象物発生時点の放射能濃度は、「添付資料三 評価に用いる放射性物質の選択に関する説明書」における二次的な汚染の放射性物質組成評価結果から求めた放射能濃度確認対象物発生時点のそれぞれの相対比を用いて全 α 核種の放射能濃度を比例配分して求める。

$$C_{Pu-239} = C_{\alpha} \times D_{Pu-239} / (D_{Pu-239} + D_{Am-241})$$

$$C_{Am-241} = C_{\alpha} \times D_{Am-241} / (D_{Pu-239} + D_{Am-241})$$

ここで, C_{Pu-239} : $Pu-239$ の放射能濃度確認対象物発生時点の

放射能濃度 (Bq/g)

C_{Am-241} : $Am-241$ の放射能濃度確認対象物発生時点の

放射能濃度 (Bq/g)

C_{α} : 全 α 核種の放射能濃度確認対象物発生時点の

放射能濃度 (Bq/g)

D_{Pu-239} : 放射能濃度確認対象物発生時点の $Pu-239$ の

放射性物質組成評価値 (—)

D_{Am-241} : 放射能濃度確認対象物発生時点の $Am-241$ の

放射性物質組成評価値 (—)

表 5-2 に α 線放出核種 ($Pu-239$, $Am-241$) の放射性物質組成評価結果から求めたそれぞれの相対比を示す。

上記で求めた P u - 239 及び A m - 241 の放射能濃度確認対象物発生時点の放射能濃度から、測定時点の放射能濃度を求める。

P u - 239 の放射能濃度を、次式により求める。

$$C_{Pu-239} = C_{Pu-239} \times e^{-\lambda_{Pu-239} t}$$

ここで、 C_{Pu-239} : P u - 239 の測定時点の放射能濃度 (Bq/g)

C_{Pu-239} : P u - 239 の放射能濃度確認対象物発生時点の放射能濃度 (Bq/g)

t : 放射能濃度確認対象物発生時点から測定時点までの減衰期間 (s)

λ_{Pu-239} : P u - 239 の崩壊定数 (s^{-1})

A m - 241 の放射能濃度については、P u - 241 の壊変によるビルドアップを考慮し、次式により求める。P u - 241 の放射能濃度確認対象物発生時点の放射能濃度は、「添付資料三 評価に用いる放射性物質の選択に関する説明書」における二次的な汚染の放射性物質組成評価結果から求めた P u - 241 と α 線放出核種 (P u - 239, A m - 241) の放射性物質組成の比より求める。

$$C_{Am-241} = \lambda_{Am-241} / (\lambda_{Am-241} - \lambda_{Pu-241}) \times C_{Pu-241} \times (e^{-\lambda_{Pu-241} t} - e^{-\lambda_{Am-241} t}) + C_{Am-241} \times e^{-\lambda_{Am-241} t}$$

$$C_{Pu-241} = C_{\alpha} \times D_{Pu-241} / (D_{Pu-239} + D_{Am-241})$$

ここで、 C_{Am-241} : A m - 241 の測定時点の放射能濃度 (Bq/g)

C_{Am-241} : A m - 241 の放射能濃度確認対象物発生時点の放射能濃度 (Bq/g)

C_{Pu-241} : P u - 241 の放射能濃度確認対象物発生時点の放射能濃度 (Bq/g)

C_{α} : 全 α 核種の放射能濃度確認対象物発生時点の

放射能濃度 (Bq/g)

t : 放射能濃度確認対象物発生時点から測定時点
までの減衰期間 (s)

$\lambda_{\text{Pu-241}}$: Pu-241 の崩壊定数 (s^{-1})

$\lambda_{\text{Am-241}}$: Am-241 の崩壊定数 (s^{-1})

$D_{\text{Pu-241}}$: 放射能濃度確認対象物発生時点の Pu-241 の
放射性物質組成評価値 (—)

$D_{\text{Pu-239}}$: 放射能濃度確認対象物発生時点の Pu-239 の
放射性物質組成評価値 (—)

$D_{\text{Am-241}}$: 放射能濃度確認対象物発生時点の Am-241 の
放射性物質組成評価値 (—)

(3) γ 線を放出せず、 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

γ 線を放出せず、 γ 線放出核種と放射能濃度の相関が認められない H-3
については、平均放射能濃度法を用いて放射能濃度を決定する。

a. 平均放射能濃度の設定

H-3 の平均放射能濃度は、1 号原子炉施設の放射能濃度確認対象物の発生領域からのサンプルデータから、幾何平均値で設定する。原子炉冷却材中の H-3 の放射能濃度は、各運転サイクル間で大きな差はないこと、H-3 は水分子として存在し、プラント内において濃縮されることはないこと、及び H-3 の機器等への付着は金属表面への水の付着によるものであって、系統による差はないと考えられることから、プラント全体での分類は不要と判断した。図 5-2 に示す Co-60 に対する散布図では、Co-60 の放射能濃度に係らず H-3 の放射能濃度が一定範囲内となっており、Co-60 と相関が認められない

こととなっている。

以上より、全てのサンプルデータを用いて設定した二次的な汚染の H-3 の平均放射能濃度（幾何平均値）を表 5-6 に示す。

b. 放射能濃度の決定

a. で設定した平均放射能濃度から、次式により H-3 の放射能濃度を求める。

$$C_H = \bar{C}_H \times e^{-\lambda_H t}$$

ここで、 C_H ：H-3 の測定時点の放射能濃度 (Bq/g)

$\bar{C}_H$ ：サンプルデータから求めた H-3 の平均放射能濃度
(Bq/g) (放射能濃度確認対象物発生時点)

t ：放射能濃度確認対象物発生時点から測定時点までの
減衰期間 (s)

λ_H ：H-3 の崩壊定数 (s^{-1})

1. 2 混在汚染がある金属くず

専用測定装置による γ 線測定では、混在汚染がある放射能濃度確認対象物を測定した際に、二次的な汚染による γ 線と放射化汚染による γ 線を区別することはできない。このため、以下に示すように $Co-60$ が 0.1Bq/g であると想定した場合に、専用測定装置で計測される全 γ 線計数率から、放射能濃度確認対象物に含まれる放射性物質が全て二次的な汚染によるものとしたときの評価対象核種の放射能濃度と、全て放射化汚染によるものとしたときの評価対象核種の放射能濃度を、それぞれ評価して基準濃度で除した値の和を算出し、比較した。

(1) $Co-60$ が 0.1Bq/g であると想定した場合の全 γ 線計数率

全 γ 線計数率を次式において $C_{Co}=0.1$ とした時の C_{ts} を算出すること

により決定する。

$$C_{Co} = C_{ts} \times (K_{02} / \varepsilon_{02}) / W$$

ここで、 C_{Co} : $Co-60$ の放射能濃度 (Bq/g)

C_{ts} : 全 γ 線計数率 (s^{-1})

K_{02} : $Co-60$ に対する放射能換算係数 (Bq/s^{-1})

ε_{02} : $Co-60$ に対する検出効率 (—)

W : 放射能濃度確認対象物の重量 (g)

($K_{02} / \varepsilon_{02}$: $Co-60$ の検出効率を考慮した放射能換算係数)

(2) 全て二次的な汚染であるとしたときの放射能濃度

「1. 1 二次的な汚染がある金属くず」に記載されている放射能濃度の決定方法と同様な方法で算出する。

(3) 全て放射化汚染であるとしたときの放射能濃度

放射能濃度確認対象物の γ 線放出核種の放射能濃度は全 γ 線グループ測定法を用いて算出する。

その他の評価対象核種については、放射能濃度確認対象物が全て放射化汚染であるとした場合、放射化計算により基準となる核種に対する評価対象核種の放射性物質組成比を設定することができるので、放射化計算から求めた放射性物質組成比を用いて放射能濃度を算出する。

a. γ 線放出核種

γ 線放出核種のうち、放射化金属内で有意な量が生成される核種の中で基準濃度に対する検出効率を考慮した放射能換算係数の比が最も大きくなるのは $Mn-54$ であるため、次式に示すように、専用測定装置で計測された全 γ 線計数率に、 $Mn-54$ の検出効率を考慮した放射能換算係数を乗じて求めた放射能濃度を、 γ 線放出核種の全放射能濃度とする。

$$C_{Mn} = C_{ts} \times (K_{03} / \varepsilon_{03}) / W$$

ここで、 C_{Mn} ： γ 線放出核種の全放射能濃度 (Bq/g)

C_{ts} ：全 γ 線計数率 (s^{-1})

K_{03} ：Mn-54 に対する放射能換算係数 (Bq/ s^{-1})

ε_{03} ：Mn-54 に対する検出効率 (—)

W：放射能濃度確認対象物の重量 (g)

($K_{03} / \varepsilon_{03}$ ：Mn-54 の検出効率を考慮した放射能換算係数)

各 γ 線放出核種の放射能濃度は、「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」における放射化汚染の γ 線放出核種の放射性物質組成評価結果から求めた放射能濃度の測定時点のそれぞれの相対比を用いて γ 線放出核種の全放射能濃度を比例配分して求める。

$$C_j = C_{Mn} \times D_j / \sum D_i$$

ここで、 C_j ： γ 線放出核種 j の放射能濃度 (Bq/g)

C_{Mn} ： γ 線放出核種の全放射能濃度 (Bq/g)

D_j ：放射能濃度の測定時点の γ 線放出核種 j の放射性物質組成評価値 (—)

D_i ：放射能濃度の測定時点の γ 線放出核種 i の放射性物質組成評価値 (—)

b. γ 線を放出しない核種

H-3, Ni-63, Sr-90, Pu-239 及びAm-241 の放射能濃度については、a. の全 γ 線計数率より決定されたCo-60 の放射能濃度及び放射化計算から求めた放射性物質組成比を用いて放射能濃度を決定する。

(a) 放射性物質組成比の設定

「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」

に記載した放射化計算と同様な方法により求める。

a) 中性子フルエンス率

原子炉から放出される中性子及びN-17 から放出される中性子による中性子フルエンス率を用いて、放射化汚染の評価を行う。

b) 中性子照射期間

1号原子炉施設の運転実績に基づき中性子照射期間を設定する。

c) 材料の元素組成

放射能濃度確認対象物の構造材について、文献値^{1) 2)}に基づき表5-7のとおり元素組成を設定する。

(b) 放射能濃度の決定

C o -60 の放射能濃度から、H-3, N i -63, S r -90, P u -239 及びA m -241 の放射能濃度を次式により決定する。

$$C_i = (C_{Co} / e^{-\lambda_{Co} t}) \times R_i \times e^{-\lambda_i t}$$

ここで、 C_i : 各評価対象核種の測定時点の放射能濃度 (Bq/g)

C_{Co} : 全 γ 線グループ測定法で求めたC o -60 の放射能濃度 (Bq/g)

R_i : 放射化計算により求めた放射性物質組成比 (—)
(放射能濃度確認対象物発生時点)

t : 放射能濃度確認対象物発生時点から測定時点までの減衰期間 (s)

λ_{Co} : C o -60 の崩壊定数 (s^{-1})

λ_i : 各評価対象核種の崩壊定数 (s^{-1})

(4) 全て二次的な汚染とした場合と全て放射化汚染とした場合との比較

(2) 及び (3) で求めた各評価対象核種の放射能濃度及び $\Sigma D_i /$

C_i を表5-8に示す。放射能濃度確認対象物に含まれる放射性物質が全て二次的な汚染によるものとしたときの値の和は、全て放射化汚染であるものとしたときの値の和より大きくなる。

このため、混在汚染がある放射能濃度確認対象物については、全てが二次的な汚染によるものとして放射能濃度を決定する。

2 放射能濃度確認対象物の放射能濃度を基準濃度で除した値の和に基づき判断する際の裕度

「1 放射能濃度の決定方法」に従い決定された放射能濃度確認対象物の $\Sigma D_i / C_i$ が1を超えないことを判断する際には、測定誤差や放射性物質組成比及び平均放射能濃度の不確定性の影響を考慮する必要がある。

判断時の裕度の設定方法及び評価結果を次に示す。

2. 1 裕度の設定方法

放射能濃度確認対象物の $\Sigma D_i / C_i$ を求める際には、次のAからEに示す手順により裕度を設定する。

A：各放射性物質組成比データ及び平均放射能濃度法で取り扱う放射性物質の放射能濃度データの幾何平均値を、ばらつきの影響（幾何標準偏差）を考慮し、対数正規分布で表現する。

B： γ 線放出核種の全放射能濃度の測定誤差は、測定誤差の最大値に近い相対標準偏差30%の正規分布で表現する。

C： γ 線放出核種の全放射能濃度については正規分布で、放射性核種組成比法及び平均放射能濃度法で取り扱う放射性物質の放射能濃度については対数正規分布で表現し、 γ 線放出核種の全放射能濃度を变化させ、放射性核種組成比法及び平均放射能濃度法で取り扱う放射性物質

の幾何平均値を用いて求めた $\Sigma D_i / C_i$ を 1 に規格化した時の $\Sigma D_i / C_i$ の確率分布を求め、97.5%片側信頼区間上限値を求める。

D：裕度は、その 97.5%片側信頼区間上限値が 10 を超える場合、(97.5%片側信頼区間上限値÷10) 倍の裕度を設定する。なお、97.5%片側信頼区間上限値が 10 以下である場合は、裕度を設定しない。

E：裕度の設定に際しては、(一財) 電力中央研究所所有の確率分布計算コード³⁾ を使用する。

2. 2 裕度の評価結果

二次的な汚染の放射能濃度確認対象物に対する放射性物質組成比（幾何平均値）及び平均放射能濃度（幾何平均値）を用い、減衰を補正した上で $\Sigma D_i / C_i$ が 1 を超えないことを判断する際の裕度の設定の要否を判断する。

減衰期間 6 年と 50 年の裕度を評価した結果を図 5-3 に示す。評価結果より、97.5%片側信頼区間上限値が 10 以下であることから裕度の設定は不要と判断する。

表 5 - 1 各 γ 線放出核種の検出効率を考慮した放射能換算係数／基準濃度

--

表 5 - 2 γ 線放出核種及び α 線放出核種の相対比

--

表 5 - 3 放射性物質組成比の設定における相関関係の確認結果

--

表 5-4 放射性物質組成比の分類要否の確認結果

1

表 5-5 二次的な汚染の放射性物質組成比（幾何平均値）*1

表 5－6 二次的な汚染の平均放射能濃度（幾何平均値）^{*1}

--

表 5－7 放射性物質組成計算に用いた主要な元素組成^{*1}

--

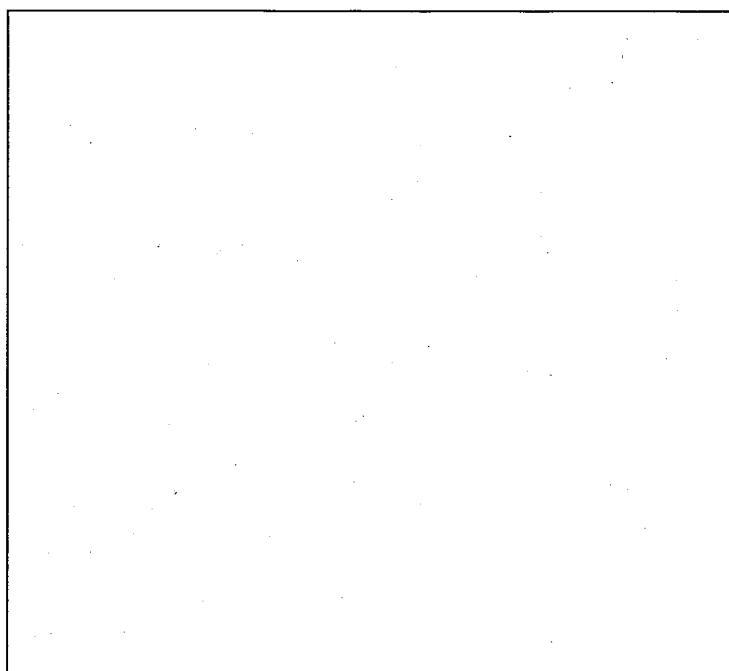


図 5 - 1 サンプルデータの放射能濃度の散布図
(N i -63 / C o -60) (1 / 3)

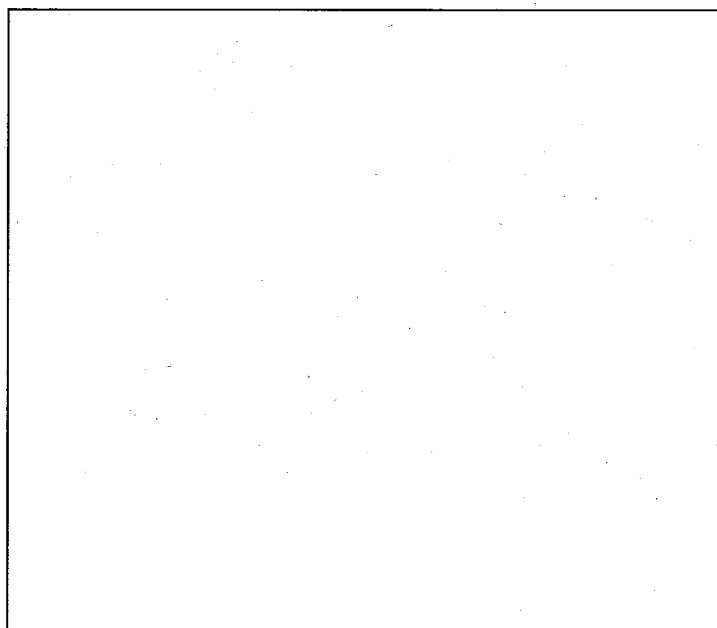


図 5 - 1 サンプルデータの放射能濃度の散布図
(S r -90 / C s -137) (2 / 3)

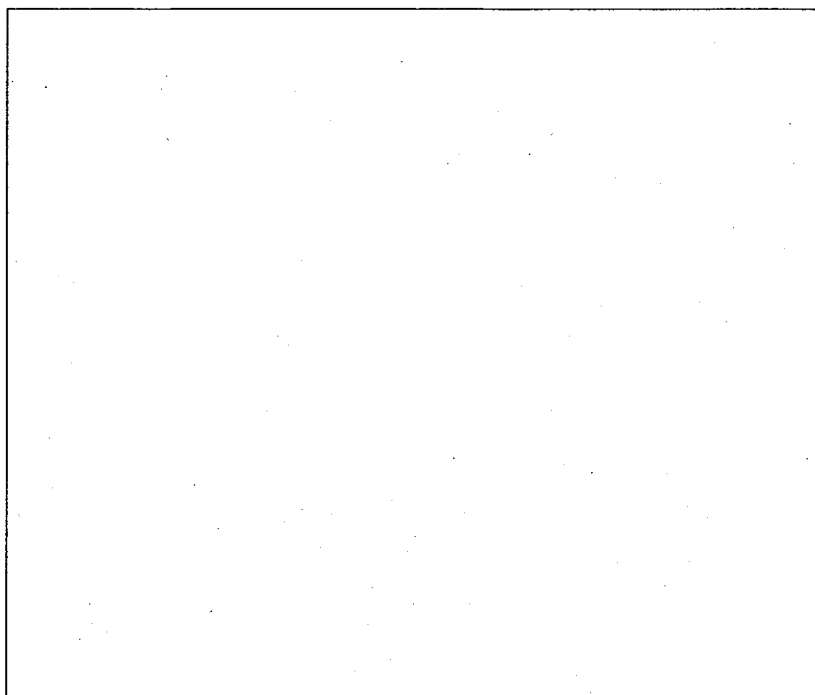


図 5 - 1 サンプルデータの放射能濃度の散布図
(全 α 核種 / C o - 60) (3 / 3)

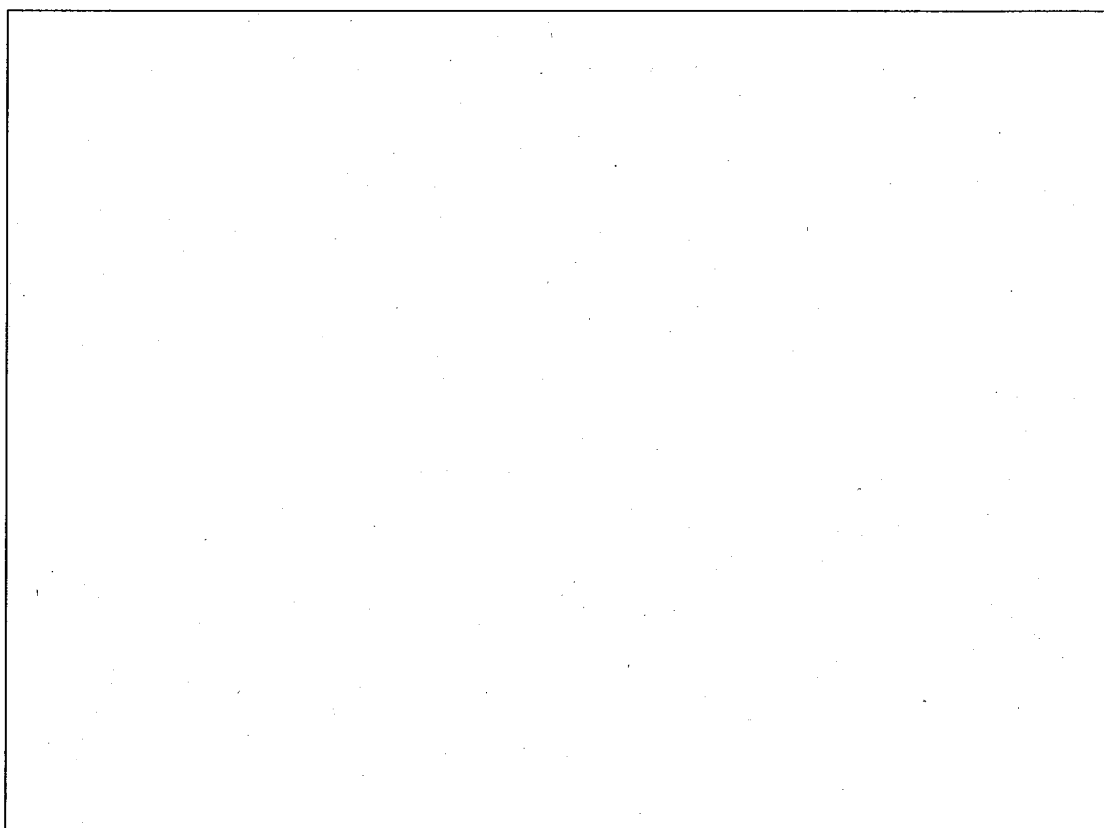


図 5 - 2 H - 3 の C o - 60 に対する散布図と相関関係の確認結果

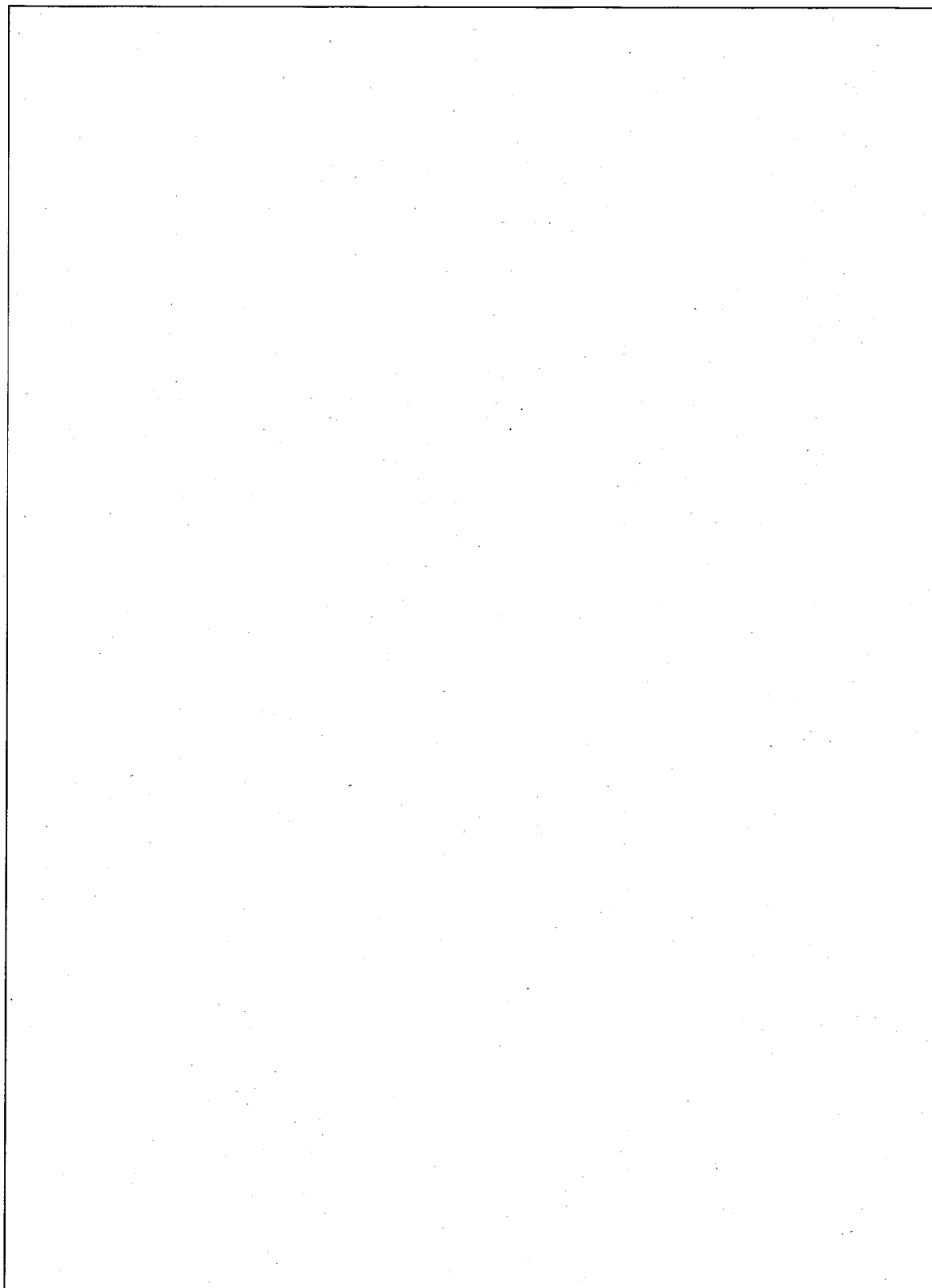


図 5 - 3 裕度の評価結果（減衰期間 6 年）（1 / 2）

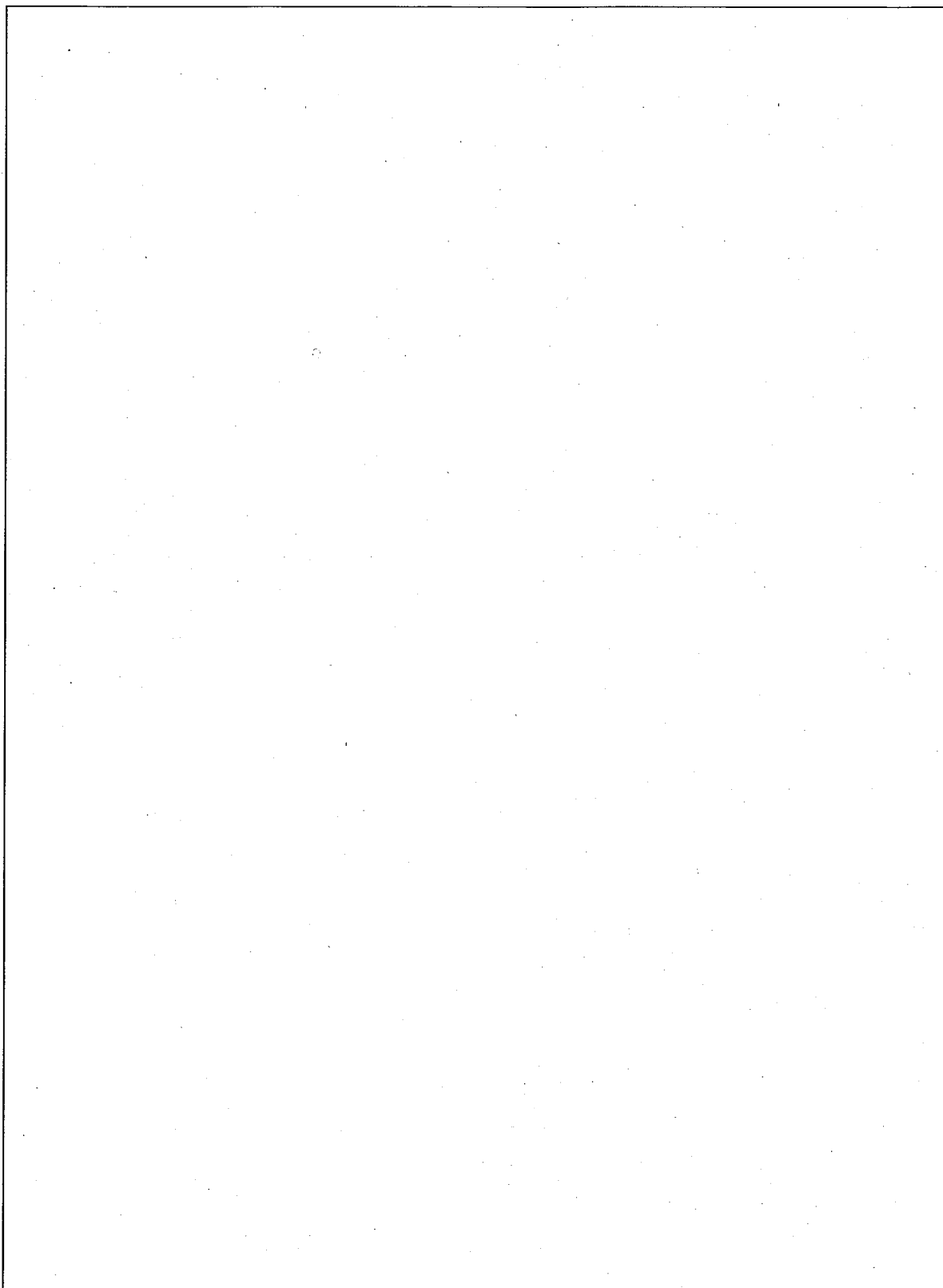


図 5－3 裕度の評価結果（減衰期間 50 年）（2／2）

参考文献

- 1) J.C.Evans et al.: “Long-Lived Activation Products in Reactor Materials”, NUREG/CR-3474 (1984)
- 2) H. D. Oak, G. M. Holter, W. E. Kennedy, Jr. and G. J. Konzek: “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station”, NUREG/CR-0672 (1980)
- 3) 日本原子力学会標準 クリアランスの判断方法：2005 (AESJ-SC-F005: 2005) 2005 年 7 月

添付書類 六

放射線測定装置の選択及び測定条件等の設定に関する説明書

1 放射線測定装置の選択

放射能濃度確認対象物は、 γ 線放出核種を含み、測定単位である 100kg 以内の大きさに切断加工等したものである。

このため、放射能濃度を評価する放射線測定装置には放射能濃度確認対象物を測定トレイに載せ、直接 γ 線を測定する専用測定装置を選択する。専用測定装置は、測定トレイに載せた放射能濃度確認対象物の重量を測定し、形状を計測する機能を有している。専用測定装置の主要な仕様を表 6-1 に示す。

2 測定条件の設定

専用測定装置により計測された全 γ 線計数率から放射能濃度を評価するために必要な放射能換算係数及び検出限界値等について以下に示す。

2. 1 放射能換算係数の方法

放射能換算係数は、モンテカルロ（以下「MCNP」という。）計算により得られる検出効率等から以下の式により求める。

$$CF = \frac{1}{E_{mc} \times c \times E'}$$

ここで、CF：放射能換算係数 (Bq/s^{-1})

E_{mc} ：MCNP 計算によって得られる Cs-137 に対する検出器の検出効率（－）

c ：Cs-137 の γ 線放出率 (s^{-1}/Bq)

E' ：MCNP 計算による検出効率の計算値を検出器の検出効率に補正するための補正係数（－）

(1) MCNP 計算で得られる検出効率 E_{mc} は、専用測定装置の検出効率とは差異があるため、検出効率 E_{mc} を専用測定装置の検出効率に補正する必要がある。この補正係数 E_c は、標準ガンマ線源 ($Cs-137$) (以下「標準線源」という。) の放射能と MCNP 計算による評価放射能の比の平均値となる。

(2) 検出効率 E_{mc} は、放射能濃度確認対象物の形状計測データを基に MCNP 計算を行い、測定対象物による $Cs-137$ からの γ 線の散乱及び減衰効果を推定し求める。なお、検出効率を求める MCNP 計算においては、検出器の空間感度分布データと放射能濃度確認対象物の形状計測データに基づき、最も保守的な評価となる検出効率を与える位置に線源があるものとして求められる。

2. 2 検出限界値

専用測定装置の $Cs-137$ における検出限界値の放射能濃度は、次のように求められる。

なお、実際に測定した放射能濃度の測定結果が検出限界値以下であった場合には、放射能濃度確認対象物の $Cs-137$ の放射能濃度の測定値は検出限界値と同じとする。

(1) 検出限界値は、計数誤差、BG 変動の相対誤差及び放射能換算係数の相対誤差から次式により求める。

$$A_{LD} = CF \times \frac{\frac{k^2}{t_T} + \sqrt{\left(\frac{k^2}{t_T}\right)^2 + 4 \times (1 - k^2 \times r_2^2) \times k^2 \times \left\{ n_B \times \left(\frac{1}{t_T} + \frac{1}{t_B}\right) + r_1^2 \times n_B^2 \right\}}}{2 \times (1 - k^2 \times r_2^2)}$$

ここで、 A_{LD} : 検出限界値 (Bq)

k : 定数 (=3)

t_T : 測定時間 (s)

n_B : BG 計数率 (s^{-1})

t_B : BG 測定時間 (s)

CF : 放射能換算係数 (Bq/s^{-1})

r_1 : BG 変動に起因する相対誤差 (—)

r_2 : 放射能換算係数の相対誤差 (—)

(2) BG 変動に起因する相対誤差 r_1 は、放射能濃度確認対象物の自己遮蔽による影響を加味した MCNP 計算による BG 計数率 N_{B0} と測定した BG 計数率 N_B の比の標準偏差として求める。

$$r_B = N_{B0} / N_B$$

$$r_1 = \sigma_{rB}$$

ここで、 r_B : MCNP 計算による BG 計数率と測定した BG 計数率の比

(—)

N_{B0} : 模擬対象物を専用測定装置で測定したときの MCNP 計算による BG 計数率 (s^{-1})

N_B : 模擬対象物を専用測定装置で測定したときの BG 計数率 (s^{-1})

σ_{rB} : 放射能濃度確認対象物の自己遮蔽による実測値 N_B と MCNP 計算による評価値 N_{B0} の比の標準偏差 (—)

模擬対象物の評価にて得られた BG 計数率の比較を図 6-1 に示す。

(3) 放射能換算係数の相対誤差 r_2 は、計数率より放射能に換算する際の相対誤差であり、放射能換算係数の導出誤差 (校正誤差を含む。) である。

r_2 は、放射能が既知の標準線源を含む模擬対象物を専用測定装置で測定し、相対誤差 r_{CF} の変動係数として求める。本データは統計変動に基づく誤差が無視できるような放射能強度の標準線源を含む模擬対象物を用

いて求める。

$$r_{CF} = (A_E - A_C) / A_E$$

$$r_2 = \sigma_{rCF}$$

ここで、 r_{CF} ：専用測定装置を用いた標準線源を含む模擬対象物の測定時点における放射能換算係数の相対誤差（－）

A_E ：模擬対象物の既知の放射能量（Bq）

A_C ：模擬対象物を専用測定装置で測定したときの放射能評価値（Bq）

σ_{rCF} ：相対誤差 r_{CF} の変動係数（－）

標準線源を用いた模擬対象物の測定結果に基づき評価した放射能換算係数のデータを図 6－2 に示す。また、模擬対象物の補正後の放射能と標準線源の放射能との比較を図 6－3 に示す。

- （4）模擬対象物を用いた検出限界値の測定条件を表 6－2 に示す。また、前項（2）にて求められる BG 変動に起因する相対誤差 r_1 は 、前項（3）にて求められる放射能換算係数の相対誤差 r_2 は である。これらから前項（1）にて求められる検出限界値を放射能濃度確認対象物の重量で除したものを検出限界値の放射能濃度とする。この値は、 程度であり、基準濃度以下であることの判断が十分可能な検出限界値であることから、表 6－2 の値を測定条件として設定する。

2. 3 放射能濃度の算出方法

専用測定装置の外形図を図 6－4 に示す。

専用測定装置は、放射能濃度確認対象物を測定していない期間（待機中）に BG を測定している。放射能濃度確認対象物の測定に用いる BG の値は、放射能濃度確認対象物を測定する前（専用測定装置の測定モードを BG 測定から

放射能濃度測定に切り替える直前)の値を採用する。なお、採用した BG 測定値と放射能濃度確認対象物の測定開始直前に再度測定する BG 測定値を比較して、その変動範囲が $\pm 3\sigma$ 以内の場合に測定場所の BG に有意な変動がないと判断する。

放射能濃度確認対象物を載せた測定トレイを専用測定装置の搬入側に設置し、重量及び形状を同時に測る。

その後、測定トレイを遮蔽された測定部に移送し、測定部内の上部及び下部に取り付けられた検出器により 20 秒以上測定する。

測定が終わった測定トレイを、基準濃度以下であれば搬出側へ移送し、基準濃度を超えていれば搬入側に戻す。

放射能濃度確認対象物の γ 線放出核種の全放射能濃度は、正味計数率及び放射能換算係数から求める。

なお、放射性物質を内包する部位を持つ形状の機器（バルブ本体等）は、放射性物質を内包する部位を開放するための切断加工等を行った上で測定トレイに載せて測定する。

2. 4 測定条件

専用測定装置を使用して放射能濃度確認対象物を測定するときの条件を次に示す。

- | | |
|----------------|-----------------------------|
| (1) 測定対象物の形状 | : 幅 0.8m×長さ 0.8m×高さ 0.4m 以内 |
| (2) 測定対象物の材質 | : 金属 |
| (3) 測定対象物の測定単位 | : 評価単位と同じ 100kg 以内 |
| (4) 測定対象物の汚染性状 | : 二次的な汚染, 混在汚染 |
| (5) 測定時間 | : 20 秒以上 |
| (6) BG 変動確認基準 | : $\pm 3\sigma$ 以内 |

2. 5 点検及び校正

放射能濃度確認対象物の測定を実施している期間に、日常点検を1日1回の頻度で、定期点検を1年に1回の頻度で実施する。

日常点検においては、測定トレイを測定部内中央に定置して測定部内のBG及び標準線源による計数率を測定し、専用測定装置の γ 線検出器に異常が生じていないことを確認する。また、定期点検においては、 γ 線検出器、重量測定器、形状計測器を校正する。

表 6-1 専用測定装置の主要な仕様



表 6-2 検出限界値の測定条件

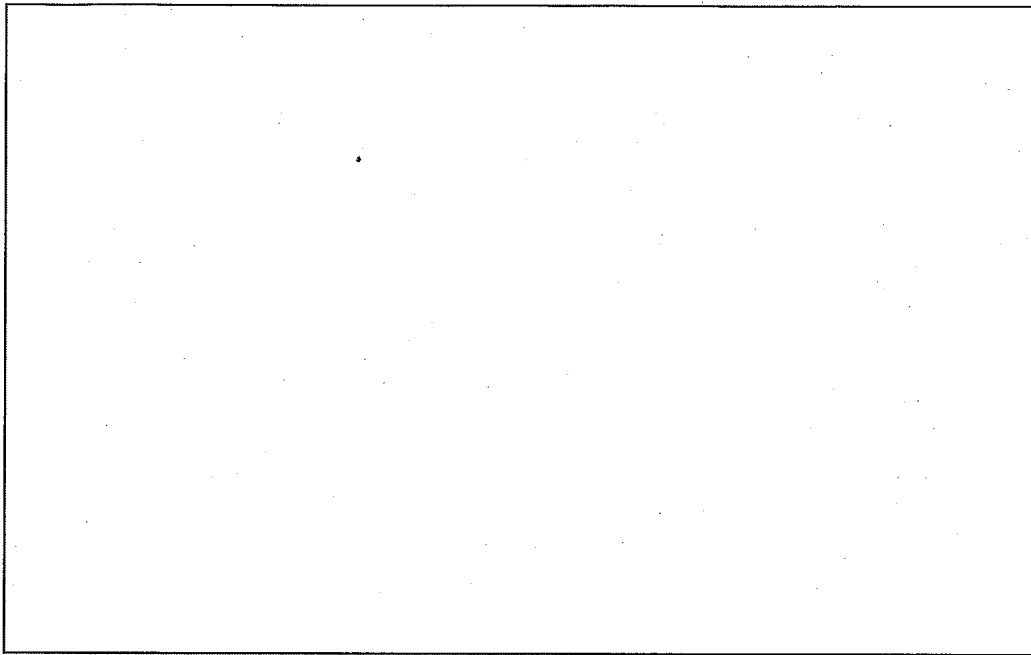


図 6－1 模擬対象物の評価にて得られた BG 計数率（MCNP 計算と実測値）の比較

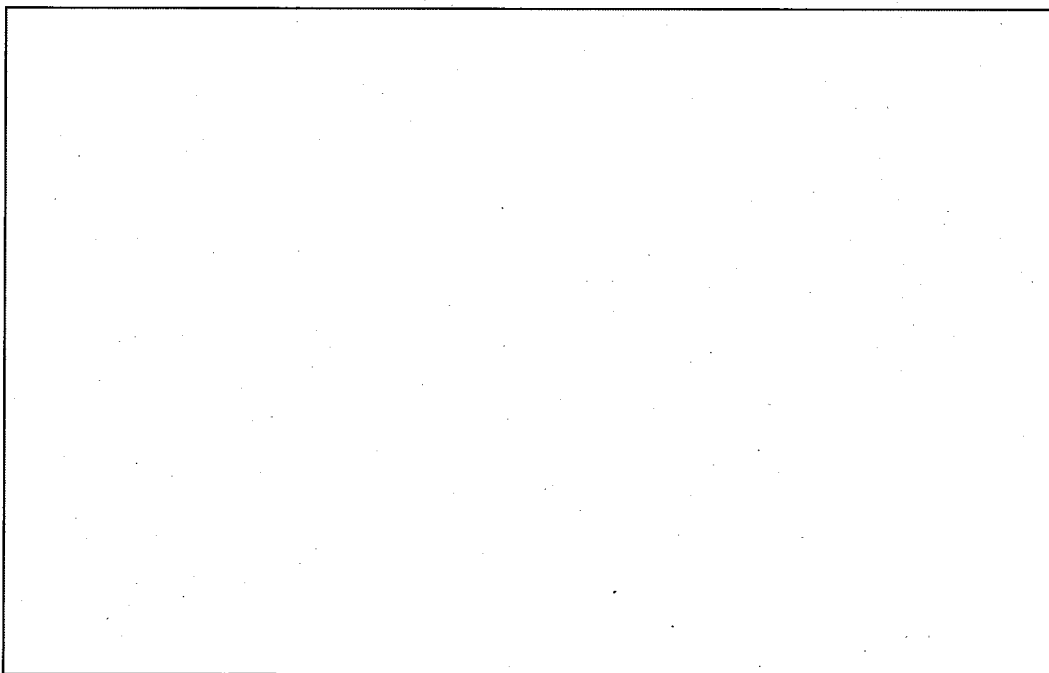


図 6－2 標準線源を用いた模擬対象物の測定結果に基づき評価した放射能換算係数のデータ

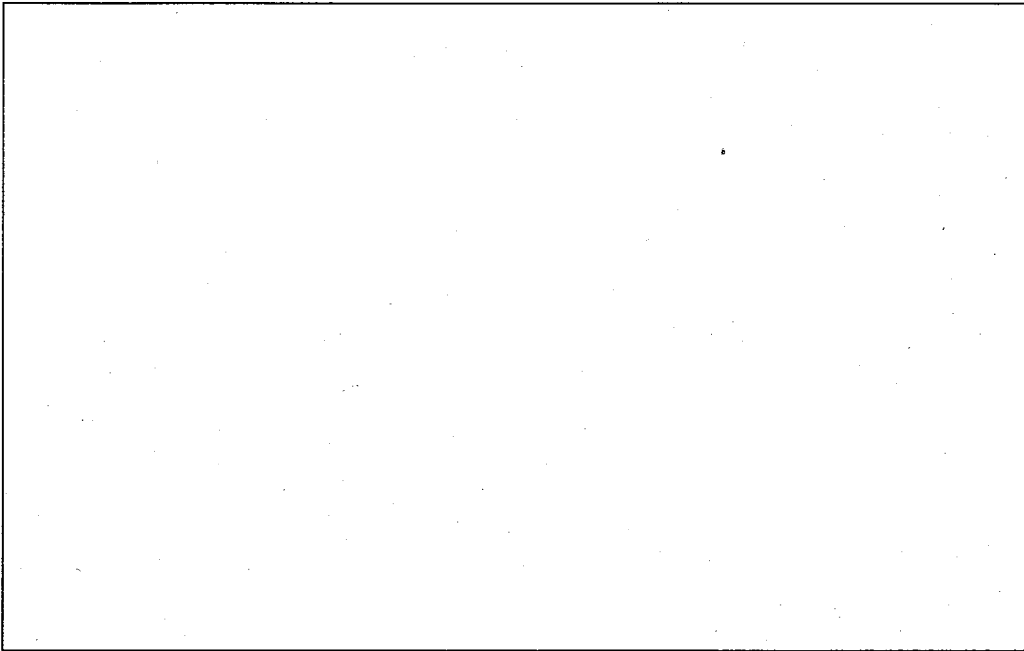


図 6 - 3 模擬対象物の補正後の放射能と標準線源の放射能との比較

图 6-4 專用測定裝置外形図

添付書類 七

放射能濃度の測定及び評価のための品質保証に関する説明書

放射能濃度確認対象物の放射能濃度の測定及び評価並びに放射能濃度確認対象物の保管管理を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。

社長をトップマネジメントとする品質保証体制の中で、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の計画及び実施並びに評価及び改善のプロセスを実施するための品質保証計画を定める。

図7-1の基本処理フローに示す放射能濃度確認対象物の発生から識別・分別、表面汚染密度等測定、放射能濃度確認対象物の測定及び評価、保管管理、搬出、これら一連の管理に関する記録の作成・保存及び不適合の発生時の処置（是正処置及び必要に応じて予防措置を含む。）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放射能濃度確認対象物の保管管理に関する業務の信頼性を確保する。

以上については、原子炉施設保安規定及び品質保証規程並びにこれに基づく下部規程において具体的な運用の手順を定めて実施するとともに、これらを継続的に改善する。

1 責任の明確化

放射能濃度の測定及び評価並びに放射能濃度確認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放射能濃度確認対象物の保管管理に関する業務に必要な教育・訓練の内容を明確にし、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、放射能濃度の測定及び評価に必要な知識及び技術を習得した者が業務を実施するよう社内認定を行う。

3 業務の実施

放射能濃度の測定及び評価並びに放射能濃度確認対象物の保管管理に関する業務は、原子炉施設保安規定及び品質保証規程に基づく下部規程において具体的な運用の手順を定めて実施する。

また、放射能濃度確認対象物について、次に掲げる事項を防止するための適切な措置を講じる。

(1) 異物の混入

放射能濃度確認対象物は、放射能濃度の測定後に測定前の放射能濃度確認対象物等が混入しないように、測定時に放射能濃度確認対象物をカメラで撮影し、異物が混入したときには、その状況が分かるようにする。

(2) 放射性物質による汚染

専用測定装置は追加的な汚染のない場所に設置し、放射能濃度確認対象物の運搬に当たっては、追加的な汚染のないルートを選定する。

(3) 確認への支障を及ぼす経年変化

放射能濃度確認対象物は、「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 1 項に基づく放射能濃度についての確認に支障を及ぼさないように、放射能濃度の測定後、主要な放射性核種である $C o - 60$ の半減期を超えない時期に原子力規制委員会の確認を受ける。

4 専用測定装置の管理

放射能濃度の測定及び評価に使用する専用測定装置の定期的な点検・校正を含む保守管理を実施する。

5 保管場所の管理

放射能濃度確認対象物の保管場所(分別する場所, 専用測定装置設置場所, 確認待ちエリア及び搬出待ちエリア)では, 放射能濃度確認対象物以外の物(放射性廃棄物等)が混在しないよう分別管理するとともに, 放射能濃度確認担当箇所の所属員以外及び同箇所から承認を受けた者以外の者が立ち入らないような立ち入り制限, 保管場所の巡視, 保管量の確認又は施錠管理を実施する。

6 評価及び改善

放射能濃度の測定及び評価並びに放射能濃度確認対象物の保管管理に係る業務を定められた手順のとおり実施し, 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放射能濃度確認対象物の保管管理に係る業務において, 専用測定装置等の不具合やヒューマンエラーを発生させないよう努めるとともに, 不適合が発生した場合はその不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置(原因の究明及び対策, 必要に応じて予防措置等)をとる。

また, これら放射能濃度の測定及び評価並びに放射能濃度確認対象物の保管管理に関する業務において, 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。

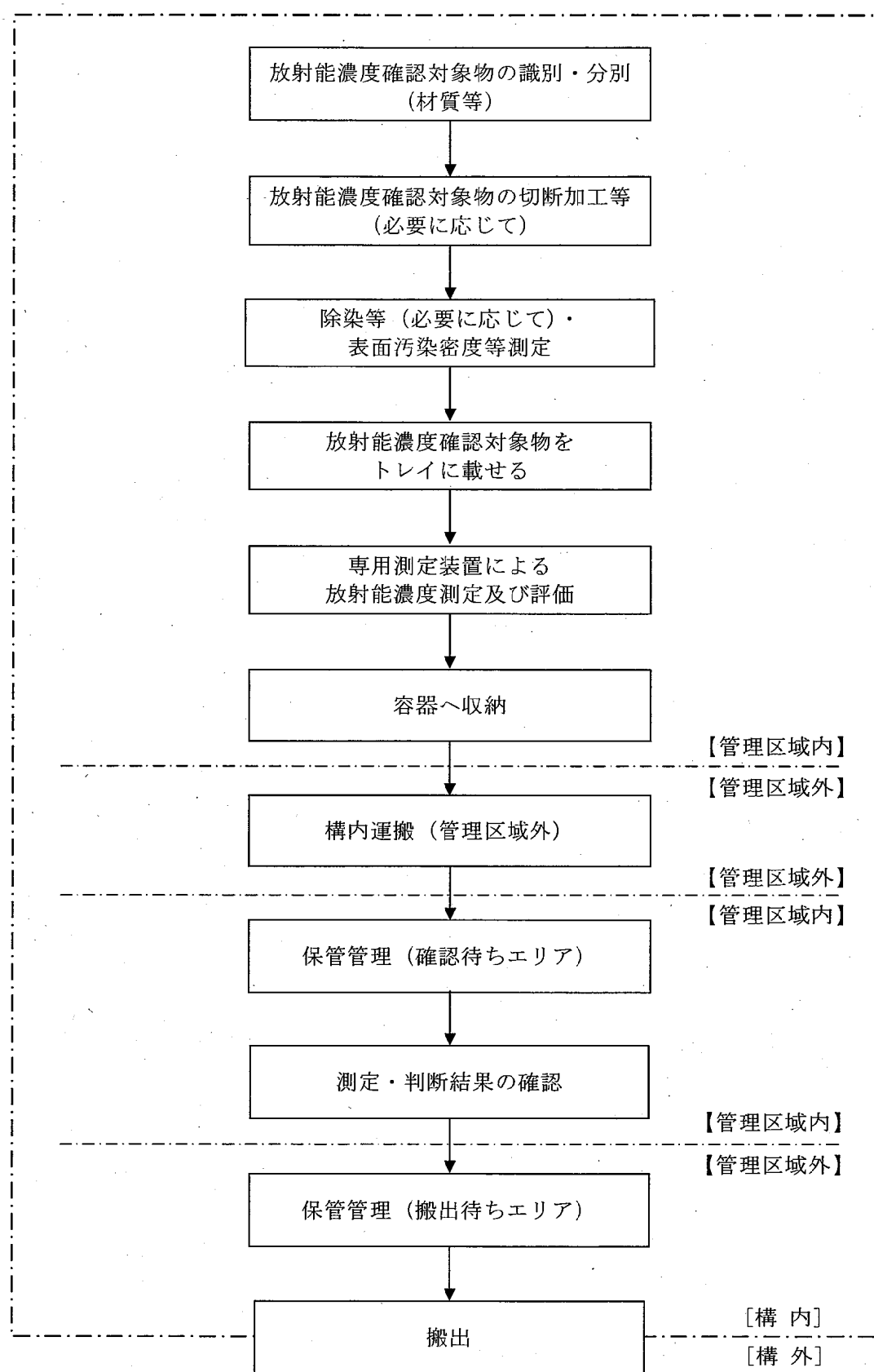


図 7-1 放射能濃度確認対象物の基本処理フロー