

2023 年 12 月 19 日

中部電力株式会社 浜岡原子力発電所

1 号原子炉施設及び 2 号原子炉施設において用いた
資材に含まれる放射性物質の放射能濃度の
測定及び評価方法に係る認可申請について

<審査会合コメントに対する回答>

中部電力株式会社

対象物の記載の明確化について

No.	Page	質問・コメント等
1	本文 P3 (対象物)	今回の対象物と前回の対象物の認可申請書での切り分けについて、申請書では前回の対象物は含まないとしているが、現状の記載では対象物が不明瞭であるため、明確となる記載をすること。

1. 現状の記載（当初申請）について

放射能濃度確認対象物の種類として、浜岡 4 号炉低圧タービン車軸等のように認可申請書では個別具体的に記載することが基本的な考え方である。

一方で、前回の認可申請で放射能濃度確認対象物とした浜岡 1,2 号炉解体撤去物のように、放射能濃度確認対象物が複数の設備・システムを包含している場合は、具体的に全ての機器名称を放射能濃度確認対象物の名称として記載することは可能であるが、煩雑かつ膨大な量の記載となることから合理的でないと判断し、設備・システム名称を記載した。今回の認可申請においても放射能濃度確認対象物は浜岡 1,2 号炉解体撤去物であり、複数の設備・システムを包含していることから、前回の認可申請と同様の考え方を採用し、設備・システム名称を記載している。

2. 放射能濃度確認対象物の識別管理について

放射能濃度確認対象物の種類として具体的に全ての機器名称を記載することは、煩雑かつ膨大な量の記載となることから、放射能濃度確認対象物の種類についての記載は現状のとおりとしたい。

一方で、前回の放射能濃度確認対象物と今回の放射能濃度確認対象物の識別管理を行い、両者が混在しないような管理は可能ではあるものの、現場運用の煩雑化に伴うヒューマンエラーを防止するため、「測定及び評価方法の 1 本化」を図りたい。具体的には、国の確認が完了していない前回の認可申請書における放射能濃度確認対象物を今回の認可申請書における放射能濃度確認対象物として追加し、今回の認可申請書を補正する。また、補正後の認可申請書が認可された以降、前回の認可申請書（原規規発第 1903191 号，平成 31 年 3 月 19 日にて認可）に基づく放射能濃度の測定及び評価は行わない。

<補足>

- 放射能濃度確認対象物を測定容器に収納する際は、収納物が本申請の放射能濃度確認対象物であることを確認する。その事例を本資料（参考 1）に示す。本事例は前回認可申請に基づく現行の識別管理の事例であり、今回の認可申請書に基づく識別管理も同様とする。

以上

(参考 1) 収納物が本申請の放射能濃度確認対象物であることの確認事例 (1/2)

参考資料 1

クリアランス管理手引 10-11

【確認方法】

- ① 測定容器の収納物の情報（次ページの上段）を確認し、放射能濃度確認対象物一覧（次ページの下段）に含まれていることを確認する。
- ② 上記①の確認を行い、収納物が放射能濃度確認対象物であるかを判断する。

クリアランス対象物（候補）申請書・通知書

下記、管理区域において設置された資材等または使用した物品について、クリアランス対象物（候補）として取扱うことの可否について判断願います。

容器番号または物品名称	S-1380			測定容器の番号
発生号炉（複数号炉の物が混在しないこと）	2 号炉			
発生場所および系統名	タービン建屋2階（2T-2-12） 給復水系	オフガス系 以外である		
収納物リスト*	添付資料参照			
比表面積グループ	1			
金属以外を除去したこと	確認	測定容器（S-1380）に収納した物		参照
表面汚染密度が $0.8\text{Bq}/\text{cm}^2$ 未満（ ^{60}Co 換算）であること	確認	品のリスト（次ページ参照）		確認

※物品名、材質、重量および認可申請書範囲内であるか否かを記載すること。

クリアランス対象物（候補）として扱うか否かの判定結果（廃棄物管理課にて判断）：可・否

Rev. 7

(参考1) 収納物が本申請の放射能濃度確認対象物であることの確認事例 (2/2)

参考資料1の添付資料 (収納物リスト)

容器基本情報

測定容器No.(容器番号)	S-1380
収納日	2023/4/14
収納重量(kg)	918
搬出測定申請番号	物-2304-00012

保管容器No.	機器ID	材質	発生号炉	系統番号	物品名	オフガス系か否か	CL申請対象	比表面積G
014-2018-CJZ-7007	12352-H2-01	金属(鉄)	H2	N21	配管	オフガス系否	申請対象(一次系)	1
014-2018-CJZ-7007	12352-H2-01	金属(鉄)	H2	N21	配管	オフガス系否	申請対象(一次系)	1
014-2018-CJZ-7007	12352-H2-01	金属(鉄)	H2	N21	配管	オフガス系否	申請対象(一次系)	1
014-2018-CJZ-7007	12352-H2-01	金属(鉄)	H2	N21	配管	オフガス系否	申請対象(一次系)	1

測定容器の収納物の情報(番号)を確認する。

前回の認可申請時に作成した放射能濃度確認対象物一覧 (抜粋)

物量No.	機器名称						
	ユニット	系統コード	系統コード細分	機種コード	機番コード	機器名称	
12062	H2	-	N21	N21	PIPE	C-11	配管
12066	H2	-	N21	N21	PIPE	C-91	配管
12342	H2	-	N21	N21	PIPE	FDW-22A	配管
12343	H2	-	N21	N21	PIPE	FDW-22B	配管
12344	H2	-	N21	N21	PIPE	FDW-23A	配管
12348	H2	-	N21	N21	PIPE	FDW-26A	配管
12349	H2	-	N21	N21	PIPE	FDW-26B	配管
12350	H2	-	N21	N21	PIPE	FDW-27A	配管
12351	H2	-	N21	N21	PIPE	FDW-27B	配管
12352	H2	-	N21	N21	PIPE	FDW-28A	配管
12355	H2	-	N21	N21	PIPE	FDW-31	配管
12358	H2	-	N21	N21	PIPE	FDW-34A	配管
12359							
12360							

放射能濃度確認対象物であることを確認するために、収納物の情報(番号)と照合する。
⇒照合した結果、収納物は放射能濃度確認対象物であると判断

評価単位の重量上限の見直しについて

No.	Page	質問・コメント等
2	添付書類 P4-1 (評価単位)	評価単位の重量上限について、1.6 トンを収納重量の目安としているが、1.6 トン以上を収納した場合の扱いが不明瞭なので、明確となるような記載を追記すること。

審査基準の要求事項として評価単位重量を 10 トン以下と記載し、10 トン以下となることの蓋然性を示すために、現場の運用では 1.6 トンを目安とすることを記載した。

しかしながら、再検討した結果、測定装置付属の測定容器搬送コンベヤ及び測定容器の仕様（重量上限）を考慮し、評価単位重量を 1.6 トン以下とする。今回の認可申請書への記載案は次頁に示す。

<補足>

- ・今回の認可申請書への記載案において、評価単位の重量上限である 1.6 トンの根拠については、前回の認可申請書でも同様であることから、明確化という位置づけで添付書類に記載したい。

以上

(参考) 評価単位重量上限の変更に伴う記載内容の修正箇所及び修正案について

評価単位重量上限の変更に伴う記載内容の修正箇所及び修正案を以下に示す。

【本文 P13】

2. 評価単位

- ・「評価単位」は、 $\Sigma D/C$ (評価対象核種) が 1 以下であることを判断する範囲であり、測定容器内の占有容積部分とする。
- ・「評価単位」の重量は 1.6 トン以下とし、測定容器に収納した放射能濃度確認対象物の重量を測定することにより求める。

【本文図表-2】

<評価単位>

- ・「評価単位」は、 $\Sigma D/C$ (評価対象核種) が 1 以下であることを判断する範囲である。
- ・「評価単位」の重量は 1.6 トン以下とする。

【本文図表-3】

「評価単位」	測定容器内の占有容積部分 (8 個のブロックを 1 組)
「測定単位」	測定容器内の占有容積部分を 仮想的に 8 分割した各ブロック
評価単位重量	1.6 トン以下

【添付書類 P4-1】

2. 評価単位の設定・運用

- ・「評価単位」は、 $\Sigma D/C$ (評価対象核種) が 1 以下であることを判断する範囲であり、測定容器内の占有容積部分とする。
- ・「評価単位」の重量は、測定装置付属の測定容器搬送コンベヤ及び測定容器の仕様 (重量上限) を考慮し、1.6 トン以下とし、測定容器に収納した放射能濃度確認対象物の重量を重量計を用いて測定することにより求める。

【添付図表 6-2】

パラメータ (±は製作寸法公差)		設定根拠
A : 縦幅	1,245±3 mm	測定容器内寸法。 各「測定単位」の縦幅は A の 1/2 とした。
B : 横幅	1,245±3 mm	測定容器内寸法。 各「測定単位」の横幅は B の 1/2 とした。
H : 高さ	936mm 以下	測定容器底面から充填物の最高点とする。 各「測定単位」の高さは H の 1/2 とした。
L0 : 距離	119±6 mm	設計図書を基に設定した。
L1 : 距離	測定容器 (トレイ型) : 617±4 mm 測定容器 (標準型) : 930±4 mm	Ge 半導体検出器の高さを基に設定した。 測定容器の種類に応じて 2 段階設定する。
L2 : 距離	127±3 mm	設計図書を基に設定した。
L3 : 距離	Ge 半導体検出器表面から 結晶中心までの距離	Ge 半導体検出器固有の値を設定する。
W : 収納物重量	1.6 トン以下	測定装置付属の測定容器搬送コンベヤ及び 測定容器の仕様 (重量上限) を考慮し, 1.6 トン以下とする。
ρ : 嵩密度	7.9 g/cm ³ 以下	通常の収納ケース : 収納物重量 (W) / 占有容積 (A×B×H)。 不均一な収納ケース : 主要収納物の重量/主要対象物の占有容積
T : 測定容器 底面厚み	測定容器底面 : 4.5±0.45 mm (設計値)	測定容器の設計情報に基づき設定した。 詳細は「(添付 6) 図-1 (4/4)」のとおり。

以上

前回の申請書からの変更点と具体的な内容について

No.	Page	質問・コメント等
3	申請書 全般	前回の申請書からの変更点について、変更理由及び変更内容の具体的な内容を説明すること

今回の認可申請書における前回の認可申請書からの主な変更点は、次のとおりである。

1. 評価対象核種を ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{14}C の 3 核種としたこと
2. 「評価単位」の重量を 10 トン以下としたこと
3. 測定容器は 2 種類（標準型容器及びトレイ型容器）を使用するとしたこと
4. 放射化汚染の考慮を不要としたこと
5. 比表面積の最大値を変更したこと
6. 測定場所周辺のバックグラウンドの影響を考慮しない場合の対応を記載したこと
7. 放射能換算係数の不確かさに関する詳細事項を記載したこと
8. 国の確認申請の時期に関する記載を削除したこと

以上の項目のうち、1. 2. 6. の 3 項目については、本資料の別項目で回答し、7. の項目については、次回の審査会合で回答する。

従って、ここでは 3. 4. 5. 8. について回答する。

3. 測定容器は 2 種類（標準型容器及びトレイ型容器）を使用するとしたこと

前回の認可申請書では、標準型容器及びトレイ型容器に加え、大型容器の 3 種類を使用していたが、申請当初に想定していた、嵩密度が小さく収納高さが高くなる放射能濃度確認対象物（例えば、番線のような形状のもの）がなく、実際の運用では標準型容器及びトレイ型容器に放射能濃度確認対象物を収納しており、大型容器を使用した実績はない。また、今後も大型容器を使用する予定はなく、標準型容器及びトレイ型容器の 2 種類に収納することが可能であると判断した。

以上より、今回の認可申請書においては大型容器を使用せず、標準型容器及びトレイ型容器の 2 種類を使用することとした。なお、各測定容器の大きさ（寸法）は次のとおりである。

容器の種類	大きさ（寸法）
大型容器（内サイズ）	936mm（高）×1,245mm（縦）×1,245mm（横）
標準型容器（内サイズ）	562mm（高）×1,245mm（縦）×1,245mm（横）
トレイ型容器（内サイズ）	250mm（高）×1,245mm（縦）×1,245mm（横）

4. 放射化汚染の考慮を不要としたこと

評価対象核種選択において、放射化汚染の考慮を不要とした基本ロジックを以下に示す。

(1) 放射化汚染の主要な核種

浜岡 1,2 号炉の金属製の解体撤去物を対象とした 3 種類の中性子線（直接線，ストリーミング線及び ^{17}N 線）による放射化汚染の放射能濃度の評価は、先行事例¹において実施しており、浜岡 1,2 号炉の金属製の解体撤去物の放射化汚染における主要な核種は ^{60}Co であることを確認している。本申請における放射能濃度確認対象物は原子炉格納容器外にある金属製の解体撤去物であり、先行事例の評価結果により代表できることから、放射化汚染の主要な核種は ^{60}Co であると判断した。

(2) 放射化汚染の程度

3 種類の中性子線による放射化汚染の影響を高め評価できるようそれぞれ代表サンプルを選定し、放射能濃度を測定した結果、いずれの代表サンプルにおいても ^{60}Co の放射能濃度は基準値の 100 分の 1 未満であることから、放射化汚染の主要な核種である ^{60}Co の汚染の程度は、極めて僅かであると判断した。

(3) 汚染の状況

二次的な汚染の程度は、放射能濃度確認対象物のうち一次冷却水系に接している機器から除染後の代表サンプルを選定し、表面汚染密度測定を行った結果、放射化汚染の程度と比較し有意に大きい値を検出した。本申請における放射能濃度確認対象物の発生場所及び保管場所におけるフォールアウトの影響については、先行事例での調査結果により代表でき、フォールアウトの影響は無いと判断した。従って、放射能濃度確認対象物の汚染状況は主に二次的な汚染である。

(4) 核種選択における放射化汚染の扱い

本申請における放射能濃度確認対象物の汚染状況及び過去の審査実績（※）を踏まえ、放射化汚染は無視できると判断し、核種選択において考慮する必要はないと判断した。

※浜岡 4 号炉低圧タービン車軸クリアランス認可申請では、汚染状況として放射化汚染の程度が極めて僅かであること及び二次的な汚染の程度が放射化汚染の程度と比較し有意に大きい値を検出したことから、評価対象核種の選択において放射化汚染を考慮する必要はないと判断した。

¹ 浜岡原子力発電所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の方法の認可申請書（浜岡原子力発電所 1 号原子炉施設及び浜岡原子力発電所 2 号原子炉施設の廃止措置第 2 段階で発生する解体撤去物の一部）（平成 31 年 3 月 19 日原子力規制委員会認可（原規規発第 1903191 号））

5. 比表面積の最大値を変更したこと

放射能濃度確認対象物の比表面積の設定方法は、前回の認可申請書と今回の認可申請書で同じ方法であるが、前回の放射能濃度確認対象物と今回の放射能濃度確認対象物に重複するものはないため、放射能濃度確認対象物の最大の比表面積の値が異なる。

具体的には、次のとおりである。

	放射能濃度確認対象物の 比表面積の最大値 (cm ² /g)	主な放射能濃度確認対象物の名称
前回の認可申請書	4.1	一般系ダクト
今回の認可申請書	2.7	低圧第1給水加熱器 (A)「管側」

以上より、比表面積の最大値を 4.1 (cm²/g) から 2.7 (cm²/g) に変更した。

なお、前回の認可申請書との「測定及び評価の方法の1本化」に伴い、今回の放射能濃度確認対象物に「国の確認が完了していない前回の放射能濃度確認対象物」を加えるため、それに伴い比表面積の最大値を再設定する。具体的には、「国の確認が完了していない前回の放射能濃度確認対象物」中に比表面積が 4.1 (cm²/g) の放射能濃度確認対象物が存在していることから、(1本化後の)比表面積の最大値は 4.1 (cm²/g) とする。

また、今回の認可申請書において比表面積の代表値として 2.7 (cm²/g) を用いた記載(二次的な汚染の程度、放射能換算係数及び検出限界値に関する記載)については、比表面積の代表値を 4.1 (cm²/g) として記載内容を補正する。

8. 国の確認申請の時期に関する記載を削除したこと

前回の認可申請書では、旧規則「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」に基づき、第六条(測定及び評価の方法の認可の基準)の五に記載されている「確認への支障を及ぼす経年変化」を考慮し、放射能濃度確認対象物の放射線測定から⁶⁰Coの半減期以内である1年以内に確認申請を行う旨を認可申請書に記載した。

今回の認可申請書では、令和3年10月21日に施行された「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に基づき、第六条(測定及び評価の方法の認可の基準)には「確認への支障を及ぼす経年変化」の項目は存在しないため、確認申請を行う時期について認可申請書に記載していない。

以上

評価に用いる放射性物質の審査基準への適合性について

No.	Page	質問・コメント等
4	本文 P10 (核種選択)	二次的な汚染の評価に用いる放射性物質について、 ^3H を除いた32核種から選択しているようにみえるが、審査基準のとおり33核種から選択していることが分かるよう詳細に説明すること。

^3H の放射化学分析の結果はすべて検出限界値未満であり、このうち最大の検出限界値（表面汚染密度）に最大の比表面積を乗じて算出した放射能濃度は基準値の1000分の1程度であることから、評価対象核種を選択において ^3H を無視できると判断した。

審査基準では33核種から選択することを要求していることを踏まえて、評価対象核種を選択方法を以下のとおり明確化した。

1. 今回の認可申請書における評価対象核種を選択方法

- ・評価対象核種は33核種から選択する。
- ・ ^3H はその他の32核種と異なり炉水の放射化により生成されるため、放射化計算により他の核種と ^3H の比率を求めることができない。また、放射化学分析においても全ての代表サンプルにおいて ^3H は検出限界値未満であり、他の核種と ^3H の比率を求めることができない。このことから、 ^3H は評価対象核種を選択候補とし、 ^3H を除く32核種から評価対象核種を選択する（※1）。
- ・ ^3H を除く32核種の放射能濃度の設定方法及び32核種から評価対象核種を選択方法は、今回の認可申請書（本文五、添付書類三）に記載のとおりである。
- ・放射能濃度確認対象物の ^3H の汚染状況から、 ^3H の放射能濃度は基準値の1000分の1程度であることから、評価対象核種選択への影響はないと判断し、 ^3H を評価対象核種の候補から除外する。

2. ^3H を除く32核種から評価対象核種を選択する妥当性（※1）

- ・ ^3H を除く32核種から評価対象核種を選択することは前回の認可申請書においても同様であり、本資料（参考）に示すとおり、33核種から評価対象核種を選択するよりも ^3H を除く32核種から選択する方が幅広く評価対象核種を選択することができ、妥当であると判断した。

以上

(参考) 前回の認可申請書：³H を除いた 32 核種で評価する妥当性

(添付 3) 表-9 (3) 二次的な汚染の評価対象核種の選択に関する説明(10/10)

3. 評価対象核種の選択において「³H を除く規則 32 核種」で評価する妥当性

- ・ $\Sigma D/C$ (評価対象核種) の $\Sigma D/C$ (規則 33 核種) に対する割合が 90%以上であることを確認する。その割合をより小さく評価することにより、より多くの評価対象核種を選定することになり、評価対象核種の選定方法としては保守的である。
- ・ 評価対象核種が規則 32 核種に対して占める割合が、規則 33 核種に対して占める割合より小さくなることを以下に示す。

$\Sigma D/C$ (³ H を除く規則 32 核種)	x
$\Sigma D/C$ (³ H を除く評価対象核種)	y
$D/C(^3H)$	z

$$y < x \quad \dots \textcircled{1}$$

$$\frac{y}{x} < 1$$

$$y + \frac{yz}{x} < (y + z)$$

$$\frac{y}{x}(x + z) < (y + z)$$

$$\frac{y}{x} < \frac{y + z}{x + z} \quad \dots \textcircled{2}$$

- ・ ①式を変形すると②式となり、「 $\Sigma D/C$ (³H を除く規則 32 核種) に占める $\Sigma D/C$ (³H を除く評価対象核種) の割合」は「 $\Sigma D/C$ (規則 33 核種) に占める $\Sigma D/C$ (³H を含む評価対象核種) の割合」より小さい。
- ・ 以上より、「³H を除く規則 32 核種」を用いて評価対象核種を選定する方が割合をより小さく評価し、次の核種を選択しやすくなるため、保守的であると判断した。
- ・ 核種選択の $\Sigma D/C$ の計算として ³H を除いているが、³H を二次的な汚染の評価対象核種として選択しており、³H の放射能濃度は検出限界値の最大値とする。

・ 評価対象核種の選択に用いる 33 核種の放射能濃度の設定にあたり、³H は他の核種との比率を設定できないことを踏まえ、まず幅広に評価対象核種を選択する観点から ³H を選択候補とし、³H を除く 32 核種から評価対象核種を選択する。

⇒これにより、審査基準のとおり「33 核種から選択するケース」では、上記②式の右辺のとおり「 $(y+z)/(x+z)$ 」となる。「³H を除く 32 核種から選択する申請書ケース」では上記②式の左辺のとおり「 y/x 」で変更なし。結果として、前回の認可申請書と同様であり、32 核種から選択する方が保守的となる。

今回と前回の対象物の汚染状況の違いについて

No.	Page	質問・コメント等
5	本文 P4 (汚染の状況)	今回と前回の対象物の汚染状況の違い及び過去のデータを引用できる根拠について、記載を拡充し詳細に説明すること。

1. 前回の放射能濃度確認対象物と今回の放射能濃度確認対象物の違い

今回の放射能濃度確認対象物は、前回の放射能濃度確認対象物と同様にすべて原子炉格納容器外にあるものの、今回の放射能濃度確認対象物には、前回の放射能濃度確認対象物の発生系統以外から発生した対象物も含まれる。具体的には、表1に示すとおり、「サプレッションチェンバー関連設備」及び「現場盤・ラック」である。

今回の放射能濃度確認対象物の発生場所について、今回の放射能濃度確認対象物は、前回の放射能濃度確認対象物と同様にすべて原子炉格納容器外である。しかしながら、今回の放射能濃度確認対象物である浜岡 1,2 号炉のサプレッションチェンバー（サプレッションチェンバー関連設備）は原子炉格納容器近傍にあることから、ストリーミング線による放射化汚染の影響を確認するために、より原子炉格納容器に近いサプレッションチェンバーのベント管を代表サンプルとして選定した。また、二次的な汚染の状況は一次系に接液していた他の放射能濃度確認対象物と同様であると判断しているが、系統重量に占める重量の割合が高いことから、二次的な汚染の状況を確認する代表サンプルとして選定した。「現場盤・ラック」は前回の放射能濃度確認対象物に含まれていないものの、原子炉格納容器近傍にないことから放射化汚染の影響はなく、二次的な汚染の状況は一次系に接液していない他の放射能濃度確認対象物と同様であると判断した。

2. 前回の放射能濃度確認対象物と今回の放射能濃度確認対象物の汚染状況の違い

今回の放射能濃度確認対象物は、全て、前回の放射能濃度確認対象物と同様に浜岡 1,2 号炉の原子炉領域周辺の解体撤去物であり、汚染の状況については、放射化汚染、二次的な汚染及びフォールアウトの影響について考慮した。

(1) 放射化汚染

今回の放射能濃度確認対象物は、前回の放射能濃度確認対象物と同様にすべて原子炉格納容器外にあるものの、今回の放射能濃度確認対象物である浜岡 1,2 号炉のサプレッションチェンバーは原子炉格納容器近傍にあることから、ストリーミング線による放射化汚染の影響を確認するためにより原子炉格納容器に近いサプレッションチェ

ンバーのベント管を代表サンプルとして選定した。その他の直接線及び ^{17}N 線による放射化汚染の影響は、前回の認可申請書で評価に用いたデータを今回も採用した。具体的には、放射能濃度確認対象物の放射化汚染として、「①原子炉からの中性子線（直接線）による放射化汚染」、「②原子炉からの中性子線（ストリーミング線）による放射化汚染」及び「③主蒸気に含まれる中性子源（ ^{17}N ：半減期 約 4 秒）が β 崩壊して ^{16}O になる際に放出される中性子線（ ^{17}N 線： ^{17}N から放出される中性子線（ 0.38MeV から 1.7MeV にわたり 4 本のモノピークの高速中性子線）による放射化汚染」の 3 種類を考慮した。

直接線による放射化汚染の影響は、主に放射能濃度確認対象物と原子炉の距離及び中間に存在する遮蔽物の影響によって決定される。放射能濃度確認対象物は全て原子炉格納容器の外側に存在するため、直接線による放射化汚染の影響は、「浜岡 1,2 号炉の原子炉格納容器外側の生体遮へい内の外側鉄筋（炭素鋼）の ^{60}Co の放射能濃度を測定した結果（2017 年 7 月 1 日時点）」により代表できると判断した。

ストリーミング線による放射化汚染の影響は、主に放射能濃度確認対象物と原子炉の距離及び原子炉格納容器の貫通孔部によって決定される。放射能濃度確認対象物のうち、原子炉格納容器に近接している設備として浜岡 1,2 号炉ともにサブプレッションチェンバーが存在するため、ストリーミング線による放射化汚染の影響を代表できるサンプルとして「浜岡 1,2 号炉のサブプレッションチェンバーベント管の ^{60}Co 放射能濃度を測定した結果（2023 年 8 月 1 日時点）」により代表できると判断した。

^{17}N 線による放射化汚染の影響は、主に主蒸気中の ^{17}N 濃度によって決定される。放射能濃度確認対象物は浜岡 1,2 号炉ともに主蒸気隔離弁出口位置の主蒸気配管よりも下流側に存在するため、 ^{17}N 線による放射化汚染の影響は、「浜岡 1,2 号炉の主蒸気隔離弁出口位置の主蒸気配管から採取した試料（炭素鋼）を分析した結果（2017 年 7 月 1 日時点）」により代表できると判断した。

3 種類の中性子線による放射化汚染影響を代表するサンプルの ^{60}Co 放射能濃度を測定した結果、いずれも ^{60}Co のD/Cは $1.0\text{E}-02$ （基準値の 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。

（2）二次的な汚染

また二次的な汚染の状況について、今回の放射能濃度確認対象物は、前回の放射能濃度確認対象物とは重複しないものの、発生号炉・発生系統は同様であることから、汚染の状況に違いがないものと考えられるが、違いがないことの確認を目的に代表サンプルを選定し、汚染の状況を調査した。具体的には、放射能濃度確認対象物の二次的な汚染の影響を代表するサンプルとして、推定される総重量に対する一次冷却設備の系統別重量割合の順に各号炉の上位 3 系統（浜岡 1 号炉はサブプレッションチェンバー、給復水系及び余熱除去系。浜岡 2 号炉は給復水系、サブプレッションチェンバー及

び給水加熱器ドレン系) から、代表サンプルとして、浜岡 1 号炉から「サプレッションチェンバー」, 「原子炉給水ポンプ (A) 入口配管」及び「余熱除去系 (A) 熱交換器出口配管」, 浜岡 2 号炉から「高圧第 2 給水加熱器 (B) 出口配管」, 「サプレッションチェンバー」及び「高圧第 2 給水加熱器 (A) ドレン配管」を選定した。

上記のサンプルを対象に CP 核種と FP 核種のそれぞれを代表する核種の比率 ($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$) を求めた。その結果は、浜岡 1 号炉のサンプルで平均値 $5.5\text{E-}04$, 浜岡 2 号炉のサンプルで平均値 $1.0\text{E-}03$ である (2023 年 8 月 1 日時点)。従って、 ^3H を除いた 32 核種について、二次的な汚染は ^{60}Co に代表される CP 核種が主であることを確認した。

^3H については、浜岡 1,2 号炉における先行事例で実施した代表サンプル (「浜岡 1 号炉ホットウェル (A)」, 「浜岡 1 号炉主蒸気第 2 隔離弁 (A) 出口」, 「浜岡 2 号炉ホットウェル (C)」及び「浜岡 2 号炉主蒸気第 3 隔離弁 (A) 出口」) の放射化学分析結果は、全て検出限界値未満である。本申請における放射能濃度確認対象物の汚染状況を代表するサンプルとして、一次冷却設備の内、推定される重量が大きい機器 (「浜岡 1 号炉サプレッションチェンバー」, 「浜岡 2 号炉サプレッションチェンバー」及び「浜岡 2 号炉復水器上部胴 (B)」) の ^3H 放射化学分析結果は全て検出限界値未満である。これらのうち最大の検出限界値 $3.1\text{E-}02\text{Bq/cm}^2$ に、放射能濃度確認対象物における最大の比表面積 $2.7\text{cm}^2/\text{g}$ を乗じて算出した放射能濃度は $8.4\text{E-}02\text{Bq/g}$ であり、 ^3H の基準値 (100Bq/g) の 1000 分の 1 程度であり、 ^3H の影響は極めて僅かである。

以上より、放射能濃度対象物における二次的な汚染の状況は、CP 核種が主であり、 ^{60}Co が主要な核種であると判断した。

二次的な汚染の程度について、放射能濃度確認対象物の主要な核種である ^{60}Co の汚染の程度を調査し、クリアランスレベル以下であることを確認するため、一次系に接液し除染済みであるサンプルを浜岡 1,2 号炉のそれぞれから選定した。具体的には、浜岡 1 号炉については、放射能濃度確認対象物のうち 2023 年 8 月 1 日時点で一次系に接液し除染済みであるものはないため、既認可対象物のうち一次系に接液し除染済みである浜岡 1 号炉のサンプル (「給水加熱器ドレン配管」) を選定し、浜岡 2 号炉については、放射能濃度確認対象物のうち一次系に接液し除染済みである浜岡 2 号炉のサンプル (「復水器連結胴」及び「サプレッションチェンバー」) を選定した。これらの代表サンプルの測定結果から設定した表面汚染密度の代表値 ($2.7\text{E-}02\text{Bq/cm}^2$) に放射能濃度確認対象物のうち最大の比表面積 ($2.7\text{cm}^2/\text{g}$) を乗じて算出した放射能濃度は $7.3\text{E-}02\text{Bq/g}$ であり、 ^{60}Co の D/C は $7.3\text{E-}01$ である。検出限界値未満となった「給水加熱器ドレン配管」及び「復水器連結胴」に対しても同様に、検出限界値を用いて ^{60}Co の D/C を算出すると、その値は $6.0\text{E-}01$, $6.2\text{E-}01$ である。いずれもクリアランスレベルを下回る。

二次的な汚染は、一次系に存在する放射性物質が「原子炉で発生した蒸気」, 「復水

器で凝縮した復水又は給水」及び「空気」に含まれ、放射能濃度確認対象物に付着することで生じる。

原子炉で発生した蒸気は、主蒸気管、主蒸気止め弁及び蒸気加減弁を経て高圧タービン、湿分分離器、中間蒸気止め弁及びインターセプト弁を経て低圧タービンに入り、復水器に導かれる。この過程において、放射性物質は原子炉から発生した蒸気に含まれて存在し、放射能濃度確認対象物に付着する。

復水器で凝縮した復水は、復水ポンプ、復水ろ過脱塩装置、復水脱塩装置及び給水加熱器を通り、原子炉給水ポンプにより給水として原子炉に戻る。この過程において、放射性物質は復水器で凝縮した復水に含まれて存在し、放射能濃度確認対象物に付着する。

(3) フォールアウト

フォールアウトについて、今回の放射能濃度確認対象物の発生場所及び保管場所は全て前回の認可申請書に記載したフォールアウトの調査に含まれており、今回の発生場所及び保管場所では全て理論検出限界計数率未満であったことから、今回の放射能濃度確認対象物にフォールアウトの影響はないと判断した。

以上

表1 放射能濃度確認対象物の系統別発生量について

前回の放射能濃度確認対象物（7,682 トン）及び今回の放射能濃度確認対象物（6,856 トン）の系統別発生量を以下に示す。

分類	主な系統名	今回の放射能濃度確認対象物の重量 (t)	前回の放射能濃度確認対象物の重量 (t)
タービン設備	タービン系	115	2439
	給復水系	1,394	937
	発電機補機系	43	271
	冷却水系・冷却海水系	291	204
	グラント蒸気系・空気抽出系	189	246
	発電機系	—	763
	主蒸気系	—	243
	湿分分離器系	—	144
原子炉設備	原子炉系	13	(54)
	再循環系・制御系	17	384
	ほう酸水注入系	0.5	18
	非常用炉心冷却系	291	(7)
	原子炉冷却材浄化系	24	(4)
	燃料プール冷却材浄化系	53	(0.7)
	冷却水系・冷却海水系	96	(27)
	サプレッションチェンバー関連設備	1,062	—
	非常用ガス処理系・可燃性ガス濃度制御系	119	(21)
	水圧制御ユニット系	—	128
廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	66	8
複数の系統にまたがる設備	主蒸気バイパス系	20	(59)
	圧縮空気系	61	(3)
	換気空調系	19	129
	用水・消火用水系	51	(0.2)
	所内蒸気系	32	(122)

	サポート・ケーブルトレイ・電線管	2,639	929
	現場盤・ラック	145	—
	補給水系	116	(89)
	所内ボイラ系	—	121
その他設備	その他系統	7	(335)
	合計	6,856	7,682

<補足>

- ・前回の認可申請書では「その他系統」に放射能濃度確認対象物の総重量の9%程度が含まれており、今回の認可申請書では、放射能濃度確認対象物の種類をより明確になるよう、「その他系統」が全体に占める割合を合理的な範囲で小さくすることとした。また、系統ごとの放射能濃度確認対象物を集計する際には解体撤去物を系統ごとに識別したコード（系統コード）に基づいて集計しており、これは前回の認可申請書と今回の認可申請書で同じ分け方である。一方で、全ての系統名を記載することは合理的ではないと判断したため、複数の系統名を包含した記載とし、包含できないもので重量が僅かなものは「その他系統」とした。例えば、今回の認可申請書の「非常用炉心冷却系」には「炉心スプレイ系」、「高圧注入系」、「原子炉隔離冷却系」及び「余熱除去系」が含まれている。「その他系統」には「機器冷却海水系」、「クレーン及びホイスト」、「試料採取系配管」、「水素・酸素注入設備」及び「亜鉛注入系」が含まれており、これらの系統の汚染状況はタービン設備、原子炉設備、廃棄物処理設備及び複数の系統にまたがる設備のいずれかの汚染状況と同様である。
- ・「その他系統」の重量については、前回の認可申請書では「その他系統」に含まれていた系統が、今回の認可申請書では個別の系統として存在する場合がある。従って、今回の放射能濃度確認対象物の系統分類項目と比較するため、前回の放射能濃度確認対象物の「その他系統」に分類されている系統のうち、今回の放射能濃度確認対象物の系統分類項目に分けられたものは、括弧をつけて重量を記載した。
- ・「サポート・ケーブルトレイ・電線管」及び「現場盤・ラック」については、複数の系統にまたがる設備として整理した。
- ・個々の重量値は端数処理した値を表示しているので合計値と合わないことがある。

(参考) 今回の申請における対象物の系統別発生量 ((本文) 表-5)

放射能濃度確認対象物 (6,856 トン) の系統別発生量及び相対割合を以下に示す。

分類	主な系統名	重量 (t)		相対割合 (%)	
タービン設備	タービン系	115	2,030	1.7	29.7
	給復水系	1,394		20.4	
	発電機補機系	43		0.7	
	冷却水系・冷却海水系	291		4.3	
	グラウンド蒸気系・空気抽出系	189		2.8	
原子炉設備	原子炉系	13	1,674	0.2	24.4
	再循環系・制御系	17		0.3	
	ほう酸水注入系	0.5		0.007	
	非常用炉心冷却系	291		4.3	
	原子炉冷却材浄化系	24		0.4	
	燃料プール冷却材浄化系	53		0.8	
	冷却水系・冷却海水系	96		1.4	
	サブプレッションチェンバー 関連設備	1,062		15.5	
	非常用ガス処理系・ 可燃性ガス濃度制御系	119		1.8	
廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	66	66	1.0	1.0
複数の系統にまたがる設備	主蒸気バイパス系	20	3,080	0.3	45.0
	圧縮空気系	61		0.9	
	換気空調系	19		0.3	
	用水・消火用水系	51		0.8	
	所内蒸気系	32		0.5	
	サポート・ケーブルトレイ・ 電線管	2,639		38.5	
	現場盤・ラック	145		2.2	
	補給水系	116		1.7	
その他設備	その他系統	7	7	0.1	0.1
合計		6,856			

<補足>

- ・「サポート・ケーブルトレイ・電線管」及び「現場盤・ラック」については、複数の系統にまたがる設備として整理した。
- ・個々の重量値は端数処理した値を表示しているため合計値と合わないことがある。

(参考) 前回の申請における対象物の系統別発生量 ((本文) 表-3)

放射能濃度確認対象物 (7,682 トン) の系統別発生量及び相対割合を以下に示す。

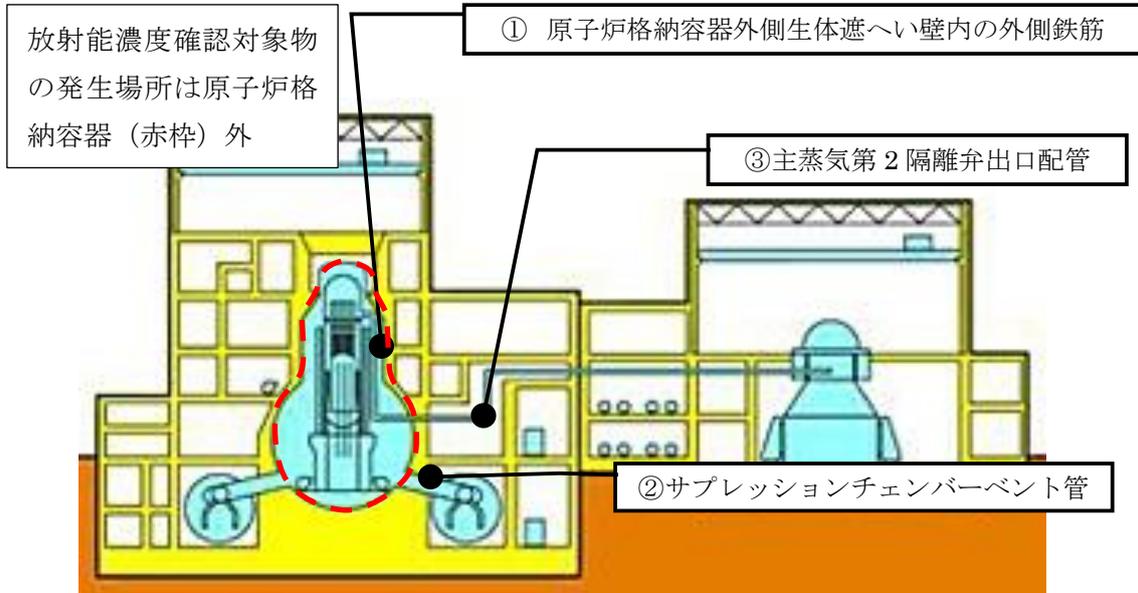
分類	主な系統名	重量(t)	相対割合	累計
タービン設備	タービン系	2,439	32%	65%
	給復水系	937	12%	
	発電機系	763	10%	
	発電機補機系	271	4%	
	主蒸気系	243	3%	
	タービン機器冷却水系	204	3%	
	湿分分離器系	144	2%	
原子炉設備	再循環流量制御系	384	5%	72%
	水圧制御ユニット系	128	2%	
	ほう酸注入系	18	0%	
廃棄物処理設備	空気抽出器系, タービン・グランド蒸気系	246	3%	77%
	セメント固化設備	8	0%	
	換気空調系	129	2%	
所内ボイラ設備	所内ボイラ系	121	2%	79%
複数の系統にまたがる設備	電線管・サポート他	929	12%	91%
その他諸設備	その他系統	717	9%	100%
	合計	7,682		

<補足>

- ・個々の重量値は端数処理した値を表示しているため合計値と合わないことがある。
- ・空気抽出器系, タービン・グランド蒸気系は, オフガス系を除いた重量である。
- ・「その他諸設備」は, 「タービン設備」, 「原子炉設備」, 「廃棄物処理設備」, 「所内ボイラ設備」及び「複数の系統にまたがる設備」のうち, 主要系統以外の相対割合が僅かな設備をまとめて記載した。

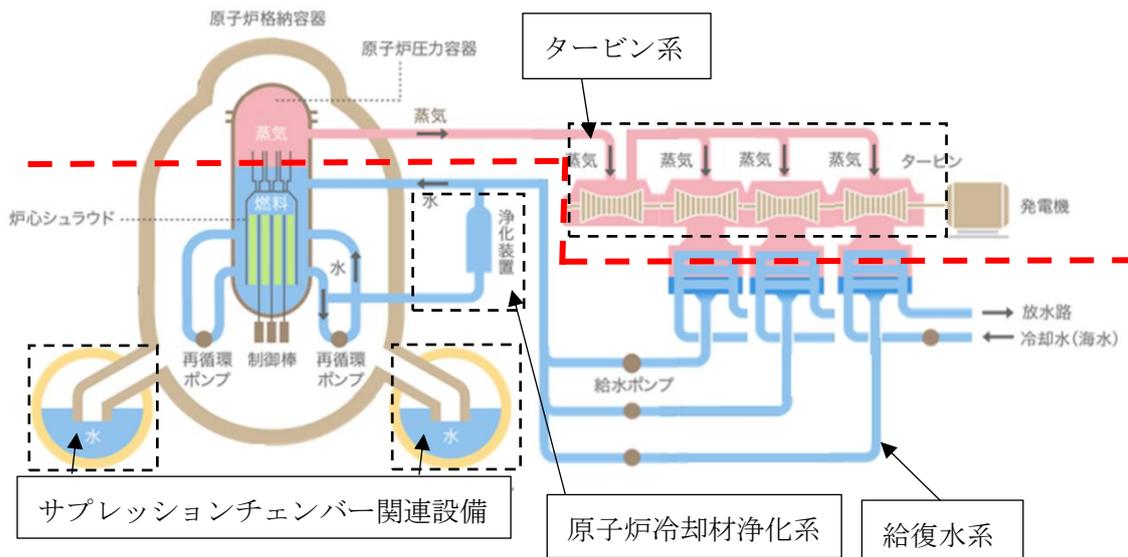
(参考) 浜岡 1,2 号炉の放射化汚染の調査箇所及び原子炉から発生した蒸気及び復水器で凝縮した復水の流れについて

放射化汚染の調査箇所を以下に示す。(図は浜岡 1 号炉の例)



原子炉から発生した蒸気及び復水器で凝縮した復水又は給水の流れの模式図を以下に示す。

(図は浜岡 2 号炉の例)



汚染の状況及びその程度を示す代表サンプルについて

No.	Page	質問・コメント等
6	本文 P4~9 (汚染の状況)	申請書における汚染の状況とその程度を示す代表サンプルについて、全てを資料にまとめて説明すること。

今回の放射能濃度確認対象物は、前回の放射能濃度確認対象物と同様にすべて原子炉格納容器外にあるものの、今回の放射能濃度確認対象物である浜岡 1,2 号炉のサブプレッションチェンバーは原子炉格納容器近傍にあることから、ストリーミング線による放射化汚染の影響を確認するために、より原子炉格納容器に近いサブプレッションチェンバーのベント管を代表サンプルとして選定した。その他の直接線及び ^{17}N 線による放射化汚染の影響は、前回の認可申請書で評価に用いたデータを今回も採用した。

また二次的な汚染の状況について、今回の放射能濃度確認対象物は、前回の放射能濃度確認対象物とは重複しないものの、発生号炉・発生系統は同様であることから、汚染の状況に違いがないものと考えられるが、違いがないことの確認を目的に代表サンプルを選定し、汚染の状況を調査した。

放射化汚染及び二次的な汚染の状況を代表するサンプルの名称及びその妥当性について、次ページの表に示す。

代表する要素		代表サンプルの名称	代表サンプルの妥当性
放射化汚染	直接線による影響	原子炉格納容器外側生体遮へい壁内の外側鉄筋	直接線による放射化汚染の影響は、主に放射能濃度確認対象物と原子炉の距離及び中間に存在する遮蔽物の影響によって決定される。今回の放射能濃度確認対象物は全て原子炉格納容器の外側（生体遮へい壁より更に外側）に存在することから、原子炉格納容器外側の生体遮へい壁内の外側鉄筋（二次的な汚染のおそれがない状況で採取）を代表サンプルとすることは妥当であると判断した。（前回のデータ）
	ストリーミング線による影響	サプレッションチェンバーベント管	ストリーミング線による放射化汚染の影響は、主に放射能濃度確認対象物と原子炉の距離及び原子炉格納容器の貫通孔部によって決定される。今回の放射能濃度確認対象物のうち、浜岡 1,2 号炉サプレッションチェンバーは原子炉格納容器の近傍にあるため、原子炉格納容器の貫通孔部に位置する浜岡 1,2 号炉のサプレッションチェンバーのベント管（二次的な汚染のおそれがない状況で採取）を代表サンプルとすることは妥当であると判断した。（今回のデータ）
	^{17}N 線による影響	主蒸気隔離弁出口位置の主蒸気配管	^{17}N 線による放射化汚染の影響は、主に主蒸気中の ^{17}N 濃度によって決定される。今回の放射能濃度確認対象物は浜岡 1,2 号炉ともに主蒸気隔離弁出口位置の主蒸気配管よりも主蒸気の流れにおける下流側に存在することから、主蒸気隔離弁出口位置の主蒸気配管よりも ^{17}N 線による放射化汚染の影響が大きくなる。従って、浜岡 1,2 号炉の主蒸気隔離弁出口位置の主蒸気配管を代表サンプル（二次的な汚染のおそれがない状況で採取）とすることは妥当であると判断した。（前回のデータ）
二次的な汚染	汚染の状況 (^3H)	1 号 サプレッションチェンバー	^3H による二次的な汚染の影響は一次系に接液する放射能濃度確認対象物の方が一次系に接液していない放射能濃度確認対象物よりも大きくなる。また、放射能濃度確認対象物の表面に付着している ^3H は乾燥保管によって放射能濃度確認対象物の表面から水分が蒸発していくため、 ^3H による二次的な汚染の程度は乾燥保管が長くなるにつれて小さくなると考えられる。従って、今回の放射能濃度確認対象物の
		2 号 サプレッションチェンバー	

代表する要素	代表サンプルの名称	代表サンプルの妥当性
		うち一次系に接液し、かつ、乾燥保管期間が浜岡 1,2 号ともに短いサプレッションチェンバー（除染前）を代表サンプルとすることは妥当であると判断した。（今回のデータ）
	2 号 復水器上部胴(B)	³ H による二次的な汚染の状況は、前回の放射能濃度確認対象物と今回の放射能濃度確認対象物と同様であると判断しており、乾燥保管期間を考慮しない場合は、今回の放射能濃度確認対象物の一次系に接液していた系統であれば、どれも等しい代表性を有し、代表サンプルとして妥当であると判断した。また、代表性をさらに高めるため、今回の放射能濃度確認対象物のうち推定される総重量に占める重量割合が大きい対象物を代表サンプルとすることがより適切であると判断した。従って、今回の放射能濃度確認対象物のうち推定される総重量に占める重量割合が大きい系統である浜岡 2 号炉の給復水系から復水器上部胴を代表サンプル（除染前）とした。（今回のデータ）
	1 号 ホットウェル(A)	³ H による二次的な汚染の状況は、前回の放射能濃度確認対象物と今回の放射能濃度確認対象物と同様であり、前回の申請書において ³ H の放射能濃度評価に用いた代表サンプル（除染前）及びそれらの分析結果は今回の放射能濃度確認対象物についても採用できると判断した。（前回のデータ）
	1 号 主蒸気第 2 隔離弁(A)出口	
	2 号 ホットウェル(C)	
2 号 主蒸気第 3 隔離弁(A)出口		
汚染の状況 (¹³⁷ Cs/ ⁶⁰ Co)	1 号 サプレッションチェンバー	二次的な汚染の状況は、前回の放射能濃度確認対象物と今回の放射能濃度確認対象物と同様であると判断しており、今回の放射能濃度確認対象物のうち一次系に接液していた系統であれば、どれも等しい代表性を有し、代表サンプル（除染前）として妥当であると判断した。また、前回と今回の放射能濃度確認対象物について、汚
	1 号 原子炉給水ポンプ(A)入口配管	

代表する要素	代表サンプルの名称	代表サンプルの妥当性
	1号 余熱除去系(A)熱交換器出口配管	<p>染の状況に違いがないことを確認するため、今回の放射能濃度確認対象物から追加で代表サンプル（除染前）を選定することとした。選定するにあたって、推定される総重量に占める重量割合が大きい放射能濃度確認対象物を代表サンプルとすることが適切であると判断した。従って、今回の放射能濃度確認対象物のうち推定される総重量に対する一次冷却設備の系統別重量割合の順に各号炉の上位3系統（浜岡1号炉はサプレッションチェンバー，給復水系及び余熱除去系。浜岡2号炉は給復水系，サプレッションチェンバー及び給水加熱器ドレン系）から，代表サンプルとして，浜岡1号炉から「サプレッションチェンバー」，「原子炉給水ポンプ（A）入口配管」及び「余熱除去系（A）熱交換器出口配管」，浜岡2号炉から「高圧第2給水加熱器（B）出口配管」，「サプレッションチェンバー」及び「高圧第2給水加熱器（A）ドレン配管」を代表サンプル（除染前）とした。（今回のデータ）</p>
	2号 高圧第2給水加熱器(B)出口配管	
	2号 サプレッションチェンバー	
	2号 高圧第2給水加熱器(A)ドレン配管	
汚染の状況 ($^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$)	1号 サプレッションチェンバー	<p>上記の汚染の状況 ($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$) と同様である。（今回のデータ）</p>
	1号 原子炉給水ポンプ(A)入口配管	
	1号 余熱除去系(A)熱交換器出口配管	
	2号 高圧第2給水加熱器(B)出口配管	
	2号 サプレッションチェンバー	
	2号 高圧第2給水加熱	

代表する要素	代表サンプルの名称	代表サンプルの妥当性
汚染の程度	器(A)ドレン配管	
	1号 給水加熱器ドレン配管(A)	二次的な汚染の程度の調査は、放射能濃度確認対象物の汚染の程度がクリアランスレベル以下であることを確認するため、一次系に接液し除染済みであるサンプルを浜岡 1,2 号炉のそれぞれから選定することが妥当であると判断した。しかしながら、浜岡 1 号炉は一次系に接液し除染済みである今回の放射能濃度確認対象物が2023年8月1日時点で存在しないため、今回の放射能濃度確認対象物に同じ系統を含まれ、かつ、一次系に接液し除染済みである解体撤去物を代表サンプルとすることが妥当であると判断した。従って、前回の放射能濃度確認対象物である浜岡 1 号炉の給水加熱器ドレン配管を代表サンプルとすることは妥当であると判断した。(今回のデータ)
	2号 サプレッションチェンバー	上記と同様であるが、浜岡 2 号炉は一次系に接液し除染済みである今回の放射能濃度確認対象物が存在するため、一次系に接液し除染済みである今回の放射能濃度確認対象物を代表サンプルとすることが妥当であると判断した。従って、今回の対象物である浜岡 2 号炉のサプレッションチェンバー及び復水器連結胴を代表サンプルとすることは妥当であると判断した。(今回のデータ)
	2号 復水器連結胴(B)	

<補足>

「代表サンプルの妥当性」の欄について、前回の申請書に記載した結果を活用したものは、文末に「(前回のデータ)」と追記し、今回の申請書の作成にあたり新規に取得したデータについては、文末に「(今回のデータ)」と記載している。

以上

前回認可申請書引用箇所 の 適合性について

No.	Page	質問・コメント等
7	—	前回の認可申請書を引用している箇所について、審査基準の適合性が明確となるように記載を見直すこと。

前回の認可申請書は、「放射能濃度の測定及び評価の方法の認可について（内規）」（平成 17・11・30 原院第 6 号 平成 18 年 1 月 30 日）（以下、「旧内規」という）に基づいて認可を受けた。一方、今回の認可申請書は、「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 3 年 9 月 29 日施行，原規規発第 2109292 号，原子力規制委員会決定）（以下、「審査基準」という）に基づき申請を行った。

今回の認可申請書において前回の認可申請書を引用している箇所について、それらが審査基準の制定に伴い旧内規から要求事項が変更となった箇所に係るものであれば、審査基準への適合性をより明確にする必要があると判断したことから、以下のとおり対応する。

1. 旧内規と審査基準の変更点

旧内規から審査基準へ変更時に見直された点は以下のとおりである。（※）

- ① 重要 10 核種を評価対象に含めることとする要件の削除及び評価対象核種の選定方法の明確化
- ② 平均放射能濃度確認の際の不確かさを考慮することの明確化
- ③ 原則 1 トンまでとしている評価単位重量の引き上げ
- ④ 局所汚染による影響が小さい場合等においてサンプリング測定で評価できることの明確化

※：第 11 回原子力規制委員会（令和元年 06 月 05 日(水)）資料 3「クリアランスの測定及び評価の方法に係る審査基準の制定案及び制定案に対する意見募集の実施について」より引用

2. 対応方針

変更点①～④に関連する審査基準に対して、今回の認可申請書における前回認可申請書の引用の有無を表-1 に取り纏めた。引用している内容に関しては、それらの審査基準への適合性を表-2 で整理したい。

以上

表-1 変更点に関連する審査基準に対する前回認可申請書の引用状況

変更点		審査基準		前回申請書の引用状況
No.	内容	項目	内容	
①	重要 10 核種を評価対象に含めることとする要件の削除及び評価対象核種の選定方法の明確化	3.1. 評価に用いている放射性物質の選定	<p>評価に用いる放射性物質を選定するに当たっては、放射能濃度についての確認の申請時における放射能濃度を考慮し、放射能濃度確認対象物中に含まれる放射性物質のうち放射線量を評価する上で影響を与えることが予想される放射性物質が見落とされないよう、以下の手順により選定が行われていること。</p> <p>(1) 発電用原子炉設置者が発電用原子炉を設置した工場等又は試験研究炉等設置者等が特定試験研究用原子炉（試験研究の用に供する試験研究用等原子炉（船舶に設置するものを除く。）及び船舶に設置する軽水減速加圧軽水冷却型原子炉（減速材及び冷却材として加圧軽水を使用する原子炉であって蒸気発生器が構造上原子炉圧力容器の外部にあるものをいう。）であって研究開発段階にある試験研究用等原子炉をいう。）を設置した工場等において用いた資材その他の物</p> <p>イ：放射能濃度確認対象物が金属くず又はコンクリート破片若しくはガラスくず（ロックウール及びグラスウールに限る。）の場合</p> <p>③ 「評価に用いる放射性物質」として、下式を満足するよう、33 種類の放射性物質 k の中から D_k/C_k の大きい順に n 種類の放射性物質 j が選定されていること。</p> $\Sigma (D_j/C_j) / \Sigma (D_k/C_k) \geq 0.9$ <p>ここに、$D_1/C_1 \geq D_2/C_2 \geq \dots \geq D_n/C_n \geq \dots \geq D_{33}/C_{33}$</p> <p>この式において、$k$、$j$、$D_k$、$C_k$、$D_j$ 及び C_j は、それぞれ次の事項を表す。</p> <p>k：別記第 1 号に掲げる 33 種類の放射性物質</p> <p>j：33 種類の放射性物質のうち評価に用いる D_j/C_j の大きい n 種類の放射性物質</p> <p>D_k：放射能濃度確認対象物に含まれる放射性物質 k の平均放射能濃度[Bq/kg]</p> <p>C_k：規則別表第 2 欄に掲げる放射性物質 k の放射能濃度[Bq/kg]</p> <p>D_j：放射能濃度確認対象物に含まれる評価に用いる放射性物質 j の平均放射能濃度[Bq/kg]</p> <p>C_j：規則別表第 2 欄に掲げる放射性物質 j の放射能濃度[Bq/kg]</p> <p>ただし、D_1/C_1 が 33 分の 1 以下であることが明らかな場合は、$k=1$ の放射性物質のみを評価に用いる放射性物質として選定してよい。</p>	引用なし

変更点		審査基準		前回申請書の引用状況
No.	内容	項目	内容	
②	平均放射能濃度確認の際の不確かさを考慮することの明確化	3.3. 放射能濃度の決定方法	(1) 放射線測定法又は「放射性物質の組成比又は計算その他の方法」によって評価単位の D_j を評価するに当たっては、以下のとおりであること。	—
			イ：放射線測定法によって放射能濃度の決定を行う場合には、放射線測定値、測定効率（放射線検出器の校正、測定対象物と放射線測定器との位置関係、測定対象物内部での放射線の減衰等）、測定条件（実際の測定条件と測定効率を設定した条件との違い、測定場所周辺のバックグラウンドの変動等）、データ処理（放射能濃度換算等）に起因する不確かさに関する適切な説明がなされていること。	引用有り
			ロ：核種組成比法によって放射能濃度の決定を行う場合には、核種組成比がおおむね均一であることが想定される領域から、ランダムに、又は保守性を考慮して選定された十分な数のサンプルの分析値に基づいて核種組成比が設定されていること、クリアランスレベル近傍の放射能濃度に対応する放射能濃度の基準核種が含まれているサンプルを含んでいること及び統計処理（例えば有限個のサンプル分析値からの母集団パラメータの推定）の妥当性に関する合理的な説明がなされていること、並びに統計処理等に起因する不確かさに関する適切な説明がなされていること。	引用有り
			ハ：放射化計算法によって放射能濃度の決定を行う場合には、使用実績のある放射化計算コードが用いられ、計算に用いた入力パラメータ（親元素の組成、中性子束、照射時間等）の妥当性及びサンプル分析値との比較結果等による計算結果の妥当性に関する合理的な説明がなされていること、並びに入力パラメータの不確かさに関する適切な説明がなされていること。	引用なし
			ニ：平均放射能濃度法によって放射能濃度の決定を行う場合には、サンプル分析値に基づいて評価単位の放射性物質濃度を適切に評価できるよう代表性を考慮して十分な数のサンプルの採取箇所が選定されていること及び統計処理（例えば有限個のサンプル分析値からの母集団パラメータの推定）の妥当性に関する合理的な説明がなされていること、並びに統計処理等に起因する不確かさに関する適切な説明がなされていること。	引用なし
			(2) クリアランスレベル以下であることの判断に当たっては、上記(1)に掲げる不確かさを考慮した上で、評価単位における評価に用いる放射性物質の $\Sigma (D_j/C_j)$ の信頼の水準を片側 95%としたときの上限値（以下「95%上限値」という。）が1を超えないことを確認すること。これは、上記(1)のイからニまでの方法（ D_j の評価に用いた方法に限る。）に起因する不確かさがそれぞれ独立であるとしてモンテカル	引用有り

変更点		審査基準		前回申請書の引用状況
No.	内容	項目	内容	
			ロ計算等で評価することや、これらの不確かさを考慮した95%上限値を個別に求めておくことにより評価することができる。ここで「1を超えないこと」とあるのは、次の表の左欄に掲げる場合は、それぞれ同表の右欄に掲げる字句に読み替えるものとする。	
③	原則1トンまでとしている評価単位重量の引き上げ	3.2. 評価単位の設定	(1) 「放射能濃度の分布の均一性及び想定される放射能濃度を考慮した適切なものであること」とは、以下のことをいう。 ハ：10トンを超えないこと。	引用なし
④	局所汚染による影響が小さい場合等においてサンプリング測定で評価できることの明確化	3.3. 放射能濃度の決定方法	(4) 一部の測定単位の放射能濃度に基づいて放射能濃度の決定を行う場合については、以下のとおりであること。 イ：汚染の履歴や放射線測定の履歴等を考慮して、選定した測定単位が代表性を有するものとして以下のいずれかに適合していること。 ①：評価単位の放射能濃度確認対象物の構造や汚染の確認履歴、除染の履歴等から、当該対象物の放射性物質の濃度がおおむね同じであることが確認できること。 ②：評価単位の放射能濃度確認対象物の放射性物質の濃度を保守的に評価できるよう測定単位の場所が選定されていること。 ロ：いずれの選定した測定単位においても評価に用いる放射性物質の $\Sigma (D_j/C_j)$ が1を超えないこと。	引用なし

表-2 審査基準への適合性

<p>審査基準</p>	<p>3.3(1)イ 放射線測定法によって放射能濃度の決定を行う場合には、①放射線測定値、②測定効率（放射線検出器の校正、測定対象物と放射線測定器との位置関係、測定対象物内部での放射線の減衰等）、③測定条件（実際の測定条件と測定効率を設定した条件との違い、測定場所周辺のバックグラウンドの変動等）、④データ処理（放射能濃度換算等）に起因する不確かさに関する適切な説明がなされていること。</p>
<p>適合性</p>	<p>① 放射線測定値に起因する不確かさについては、^{60}Coを検出した場合は、「検出値の95%片側上限値（検出値+1.645σ）」を採用しており、検出限界計数率未満である場合は、「検出限界計数率」を採用する。「検出限界計数率」から算出される検出限界値（放射能濃度）は、「検出限界計数率」を検出値として扱い1.645σを加えた場合であってもクリアランスレベル以下であることの判断が可能となるよう、^{60}Co以外の評価対象核種（^{137}Cs及び^{14}C）及びそれらの減衰も考慮しても「測定単位」の$\Sigma D/C$（^{60}Co, ^{137}Cs, ^{14}C）が1以下であるように設定する。</p> <p>② 測定効率（放射線検出器の校正、測定対象物と放射線測定器との位置関係、測定対象物内部での放射線の減衰等）に起因する不確かさについては、全て放射能換算係数の設定方法に包含されているため、項目④で説明する。</p> <p>③ 測定条件（実際の測定条件と測定効率を設定した条件との違い、測定場所周辺のバックグラウンドの変動等）に起因する不確かさについて、実際の測定条件と測定効率を設定した条件との違いは項目④で説明するため、測定場所周辺のバックグラウンドの変動等について、バックグラウンドは安全側に評価していることを、ピークBGの取り扱いに関する基本的な考え方として以下に示す。</p> <p><ピークBGの取り扱いに関する基本的な考え方></p> <p>^{60}Coの計数率に対応する放射エネルギーは、認可申請書（6-1）式より求める。</p> $Q_{Co,測定日} = CF_{Co}(N_{Co} - m_{Co}) \quad (6-1)$ <p>ここで</p> <p>$Q_{Co,測定日}$: 測定日における「測定単位」の二次的な汚染による^{60}Coの放射エネルギー（Bq） （測定日：「測定単位」における^{60}Coの放射エネルギー測定を行う日）</p> <p>CF_{Co} : ^{60}Coの放射能換算係数（Bq/s⁻¹）</p> <p>N_{Co} : 測定時の^{60}Coが放出するγ線の計数率（s⁻¹）。測定した計数率が検出限界計数率未満であった場合、検出限界計数率を用いる。この場合、m_{Co}はゼロとする。</p> <p>m_{Co} : ピークBG（Ge半導体検出器の設置場所周辺における「測定単位」以外の主要核種（^{60}Co）のγ線の計数率（s⁻¹））</p> <p>N_{Co}からm_{Co}を減算して放射能濃度確認対象物の放射エネルギーを求めることから、ピークBGは、放射能濃度確認対象物の放射エネルギーの評価をするうえで小さい値を採用する方が安全側となる。このため、非安全側の評価とならないようにピークBGに</p>

よって N_{Co} から mc_{Co} を過大に減じない。

- ④ 放射能換算係数に起因する不確かさについては、放射線源の位置・強度及び Ge 半導体検出器の効率を保守的に考慮して設定したため、不確かさの定量評価ではなく、標準線源を用いた試験を行い、放射能換算係数が保守的に設定できているかの確認を行った。具体的には、クリアランスレベル近傍に相当する ^{60}Co 標準線源を、模擬解体撤去物を収納した測定容器の中に設置し、放射能換算係数の妥当性確認を行った。妥当性確認の方法としては、Ge 半導体検出器で測定した計数率から標準偏差の 3 倍 (3σ) を引いた値及び保守的に設定した放射能換算係数を用いて「放射能量 (評価値)」を算出し、その値が、「模擬線源の放射能量」よりも有意に大きいことを確認した。

また、認可申請書の「添付図表 6-16」に示すとおり、放射能換算係数の妥当性確認における ^{60}Co 標準線源の設置位置は、高感度位置 (検出しやすい位置) と低感度位置 (検出しにくい位置) の 2 箇所である。放射能換算係数の設定方法においては、小領域の放射能換算係数が大きい箇所から順に小領域あたりの放射能量を割り当てることから、 ^{60}Co 標準線源を高感度位置に設置した場合の「放射能量 (評価値)」と「模擬線源の放射能量」の比は、線源の位置による保守性の程度が大きくなるため、低感度位置においた場合よりも大きくなる。

高感度位置と低感度位置それぞれにおける放射能換算係数の妥当性確認結果は次のとおりである。

「A:放射能量 (評価値)」と「B:模擬線源の放射能量」の比 (A/B)		
^{60}Co 標準線源の設置位置	最大値	最小値
高感度位置	522	32.8
低感度位置	11.4	1.07

以上より、 ^{60}Co 標準線源の設置位置を低感度位置とした場合であっても「放射能量 (評価値)」が「模擬線源の放射能量」よりも大きいことから、放射能換算係数が保守的に設定できていると判断した。

検出限界値の設定方法の見直しについて

No.	Page	質問・コメント等
8	本文 P18 (検出限 界値)	^{60}Co の検出限界値の妥当性について、評価対象核種を全て考慮して設定されるべきであり、申請書の期間末 (2037 年 4 月 1 日時点) の条件であっても $\Sigma D/C$ が 1 以下を満足することの説明を追記すること。

今回の認可申請書では、クリアランスレベル以下であることの判断が可能となるよう、検出限界値を $5.0\text{E-}02\text{Bq/g}$ (^{60}Co) 以下とした。検出限界値の上限値の妥当性確認として、今回の認可申請書の「添付図表 6-31」に示す 16 通りのモデルケース全ての測定単位に対して、検出限界計数率を検出値として扱い計数率の統計的誤差を考慮した場合であっても D/C (^{60}Co) の基準値を下回る測定が可能であると判断した。

しかしながら、再検討した結果、評価対象核種 (^{60}Co , ^{137}Cs , ^{14}C) の $\Sigma D/C$ が 1 以下を満足することを明確化するため、 $\Sigma D/C$ (^{60}Co , ^{137}Cs , ^{14}C) が 1 以下であることを確認する旨を認可申請書に追記する。また、認可申請書の期間末が 2037 年 4 月 1 日までと長期間となることを踏まえ、評価対象核種の減衰を考慮し、 $\Sigma D/C$ (^{60}Co , ^{137}Cs , ^{14}C) が 1 を超える場合の対応も認可申請書に追記する。具体的には、Ge 半導体検出器の検出限界値の設定において、検出限界値を $5.0\text{E-}02\text{Bq/g}$ (^{60}Co) 以下とするが、不確かさを考慮した $\Sigma D/C$ (^{60}Co , ^{137}Cs , ^{14}C) が 1 を超える場合、測定時間を見直し、検出限界値を再設定することを認可申請書に追記する。

<補足>

- ・今回の認可申請書では上記の内容を追記し、クリアランスレベル以下であることの判断が可能となるよう検出限界値を設定することを明確化するものである。また、「測定及び評価方法の 1 本化」を行う場合も同様に不確かさを考慮した $\Sigma D/C$ (^{60}Co , ^{137}Cs , ^{14}C) が 1 以下であることを確認することに加え、1 を超える場合の対応を明確化することで統一する。

以上

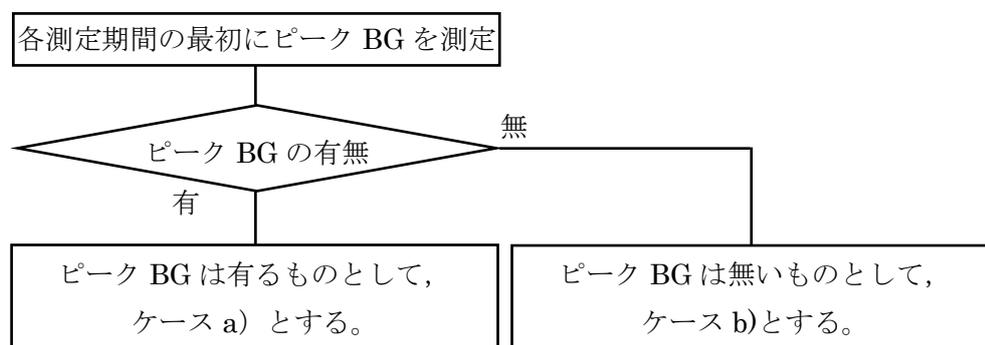
ピーク BG の設定の妥当性について

No.	Page	質問・コメント等
9	本文 P16,17 (ピーク BG)	評価に用いるピーク BG の設定の妥当性について、夜間にピーク BG を測定すると理解しているが、実際の測定では非安全側の評価とならないこと、昼間にピーク BG が変動しないとしている考えについて説明を追記すること。

今回の認可申請書では、合理的な現場運用となるようにピーク BG の取り扱い方法について変更した。具体的には、測定場所周辺のバックグラウンドの影響が無い場合は、放射能濃度の決定に用いるピーク BG の値は測定期間中ゼロとし、ピーク BG の測定を行わない。

<ピーク BG の取り扱い方法>

測定場所周辺のバックグラウンドの影響を考慮する必要があるか確認するために、各測定期間の測定開始前にピーク BG 測定を実施し、ピーク BG の有無を確認する。



ケース a)

ピーク BG が有る場合（検出した場合）

- ・測定場所周辺のバックグラウンドの影響を考慮する必要があるものと判断し、放射能濃度の決定に用いるピーク BG の値は測定日の測定前に確認し、次のとおり設定する。
- ・ピーク BG のスペクトル分析を行い、ピーク面積に相当する計数が標準偏差の 2 倍未満の場合、ピーク BG はゼロとする。
- ・ピーク BG のスペクトル分析を行い、ピーク面積に相当する計数が標準偏差の 2 倍以上の場合、ピーク BG として有意値（ゼロでない値）を設定する。具体的な設定方法を表 1 に示す。

ケース b)

ピーク BG が無い場合（検出限界値未満の場合）

- ・測定場所周辺のバックグラウンドの影響を考慮する必要がないものと判断し、放射能濃度の決定に用いるピーク BG の値は測定期間中ゼロとし、定期的にピーク BG の値が検出限界値未満であることを確認する。
- ・定期的な確認において、ピーク BG を検出した場合は、有意値として検出値を設定し、以降、「ケース a）」に従ってピーク BG の値を設定する。

<ピーク BG の取り扱いに関する基本的な考え方>

^{60}Co の計数率に対応する放射エネルギーは、認可申請書 (6-1) 式より求める。

$$Q_{\text{Co},\text{測定日}} = CF_{\text{Co}}(N_{\text{Co}} - m_{\text{Co}}) \quad (6-1)$$

ここで

- $Q_{\text{Co},\text{測定日}}$: 測定日における「測定単位」の二次的な汚染による ^{60}Co の放射エネルギー (Bq)
(測定日: 「測定単位」における ^{60}Co の放射エネルギー測定を行う日)
- CF_{Co} : ^{60}Co の放射能換算係数 (Bq/ s⁻¹)
- N_{Co} : 測定時の ^{60}Co が放出する γ 線の計数率 (s⁻¹)。測定した計数率が検出限界計数率未満であった場合、検出限界計数率を用いる。この場合、 m_{Co} はゼロとする。
- m_{Co} : ピーク BG (Ge 半導体検出器の設置場所周辺における「測定単位」以外の主要核種 (^{60}Co) の γ 線の計数率 (s⁻¹))

N_{Co} から m_{Co} を減算して放射能濃度確認対象物の放射エネルギーを求めることから、ピーク BG は、放射能濃度確認対象物の放射エネルギーの評価をするうえで小さい値を採用する方が安全側となる。このため、非安全側の評価とならないようにピーク BG によって N_{Co} から m_{Co} を過大に減じない。

具体的には、表 1 のとおり、測定の都度、ピーク BG 測定を行い N_{K} (m_{Co} のピーク面積に相当する計数) が $2\sigma_{\text{N}}$ (σ_{N} : ピーク BG の計数の標準偏差) 未満であればピーク BG がないものとし m_{Co} をゼロとする。 N_{K} が $2\sigma_{\text{N}}$ 以上であればピーク BG があるものとする。定常的にピーク BG がある場合は、 m_{Co} (前日) と m_{Co} (当日) を比較し、変動があると判断した場合は、 m_{Co} (前日) と m_{Co} (当日) の低い方をピーク BG として採用する。変動がないと判断した場合は m_{Co} (前日) をピーク BG として採用する。

$2\sigma_{\text{N}}$ を判定基準とすることについては、「ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー (令和 2 年 9 月改訂 原子力規制庁監視情報課) 資料 1.1.5 妨害ピークの処理」において、ピーク面積がピーク BG の計数の標準偏差の 2 倍以上のとき、妨害ピークを避けてベースライン領域を決める必要があると判定する旨 (ピークが存在していると判定する旨) が記載されていることから、 $2\sigma_{\text{N}}$ 以上をピーク BG があると判定することは妥当であると判断している。

<測定時（昼間）の BG 変動について>

測定時（昼間）に測定装置周辺の BG に影響を及ぼすものとして、「①作業に伴う放射性物質が測定装置周辺を通過することによる BG の変動」及び「②運転操作に伴う測定装置周辺の機器及び設備に内包された放射性物質が移動することによる BG の変動」が想定される。①については、放射能濃度確認対象物の放射線測定は汚染のおそれのない管理区域で行い、追加的な汚染がないように管理しているため、測定値に影響を及ぼすような放射性物質が測定装置周辺を通過することはない。②については、例えば、放射性物質を内包したタンクの水位変動及び配管内を放射性物質が移動することによる BG の変動が想定されるが、これらの BG の変動は、事前に把握できるように管理しており、定常的な BG の変動（例：昼間に上昇した BG は夜間も上昇したまま）である。

仮に、意図しない②の要因により BG の変動が生じた場合、放射能濃度確認対象物の放射エネルギーの評価においては、本資料の<ピーク BG の取り扱いに関する基本的な考え方>に示すとおり、測定前のピーク BG と測定後のピーク BG のうち、低い値を用いて放射能濃度確認対象物の放射エネルギーを評価するため、非安全側に評価することはない。

以上より、①、②のどちらにおいても放射能濃度確認対象物の放射エネルギーを非安全側に評価することはない。

<表 1 におけるピーク BG の増加原因の調査について>

ピーク BG の測定により、ピーク BG が増加したことを確認した場合は、変動の原因を調査する。

具体的には、正しく BG 測定が実施されたかの確認（例えば、測定時間が適切に設定されているかの確認）及び測定装置周辺の機器及び設備に内包された放射性物質が移動したかの確認（例えば、意図しない復水サージタンクの水位が変動したかの確認）を行う。

以上

表1 ピーク BG 補正の詳細

- ・測定場所周辺のバックグラウンドの影響を考慮する必要があるか確認するために、各測定期間の測定開始前にピーク BG 測定を実施し、ピーク BG の有無を確認する。
- ・ピーク BG を検出した場合は、測定場所周辺のバックグラウンドの影響を考慮する必要があるものと判断し、放射能濃度の決定に用いるピーク BG の設定を以下に示すとおり行う。

前日までのピーク BG の設定	ピーク BG 測定結果 (前日夜から当日朝までの結果)	
	ピーク BG 検出有 $N_k(\text{当日}) \geq 2\sigma N(\text{当日})$	ピーク BG 検出無 $N_k(\text{当日}) < 2\sigma N(\text{当日})$
ピーク BG 検出有 $N_k(\text{前日}) \geq 2\sigma N(\text{前日})$ ↓ $m_{Co}(\text{前日}) \neq 0$	ケース 1 : $m_{Co}(\text{当日}) - m_{Co}(\text{前日}) \leq 2\sigma m(\text{当日})$ ・ピーク BG の変動はなしと判定し、 $m_{Co}(\text{前日})$ を引き続き使用する。 ケース 2 : $m_{Co}(\text{当日}) - m_{Co}(\text{前日}) > 2\sigma m(\text{当日})$ ・ピーク BG の増加原因を調査して当日の測定・評価への影響を確認し、測定・評価への影響がないと判断した場合はピーク BG として $m_{Co}(\text{当日})$ を使用する。測定・評価への影響があると判断した場合は原因を除去しピーク BG を再測定する。 ・ $m_{Co}(\text{前日})$ を使用した前日の測定・評価は有効とする。 ケース 3 : $m_{Co}(\text{前日}) - m_{Co}(\text{当日}) > 2\sigma m(\text{当日})$ ・ピーク BG として $m_{Co}(\text{当日})$ を使用し、当日の測定をする。 ・ $m_{Co}(\text{前日})$ を使用した前日の測定・評価は、測定中にピーク BG が変動し $m_{Co}(\text{当日})$ に減少したと判断し、 $m_{Co}(\text{当日})$ を使用して前日の評価を再評価する。	・ピーク BG として「 $m_{Co}(\text{当日}) = 0$ 」を使用し、当日の測定をする。 ・ $m_{Co}(\text{前日})$ を使用した前日の測定・評価は、測定中にピーク BG が変動し $m_{Co}(\text{当日})$ に減少したと判断し、 $m_{Co}(\text{当日})$ を使用して前日の評価を再評価する。
ピーク BG 検出無 $N_k(\text{前日}) < 2\sigma N(\text{前日})$ ↓ $m_{Co}(\text{前日}) = 0$	$(m_{Co}(\text{当日}) - m_{Co}(\text{前日})) > 2\sigma m(\text{当日})$ ・ピーク BG の増加原因を調査して当日の測定・評価への影響を確認し、測定・評価への影響がないと判断した場合はピーク BG として $m_{Co}(\text{当日})$ を使用する。測定・評価への影響があると判断した場合は原因を除去しピーク BG を再測定する。 ・ $m_{Co}(\text{前日})$ を使用した前日の測定・評価は有効とする。	・ピーク BG の変動はなしと判断し、「 $m_{Co}(\text{前日}) = 0$ 」を引き続き使用する。

- $m_{Co}(\text{前日})$: 前日までの測定・評価で使用していたピーク BG の計数率 (s^{-1})
 $m_{Co}(\text{当日})$: 前日夜から当日朝まで測定したピーク BG の計数率 (s^{-1})
 $N_k(\text{前日})$: $m_{Co}(\text{前日})$ のピーク面積に相当する計数
 $N_k(\text{当日})$: $m_{Co}(\text{当日})$ のピーク面積に相当する計数
 $\sigma N(\text{前日})$: $N_k(\text{前日})$ の標準偏差
 $\sigma N(\text{当日})$: $N_k(\text{当日})$ の標準偏差
 $\sigma m(\text{当日})$: $m_{Co}(\text{当日})$ の標準偏差 (s^{-1})

核種選択結果の妥当性について

No.	Page	質問・コメント等
10	本文 P10 (核種選択)	核種選択について、分析値の不確かさを考慮しても第4位の核種が核種選択の結果に影響しないことについて説明すること。

今回の認可申請書の核種選択における核種組成比の設定において、前回の認可申請書同様に、放射化学分析値 ($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ 及び $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$) は算術平均値の95%上限値を用いた。

しかしながら、旧規則の要求である重要10核種の選択については無くなったが、審査基準の要求である幅広く選択することを考慮し、再検討した結果、放射化学分析値 ($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ 及び $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$) として、算術平均値の95%上限値を用いると、 ^{137}Cs 及び ^{14}C のみを高めに評価することになるため、幅広く選択することを考慮し、算術平均値を用いることとした。

なお、評価対象核種を選択した以降で、放射能濃度の決定(核種組成比法)を行う際には、放射能濃度が高めの評価となるように、核種組成比として放射化学分析値の算術平均値の95%上限値を用いて放射能濃度を決定する。

1. 放射化学分析値の妥当性の検証

更に、今回の認可申請の放射能濃度確認対象物から採取した代表サンプルについて放射化学分析を行い比率 ($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ 及び $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$) を求め、先行事例の放射化学分析値を基に設定した値 ($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ 及び $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$) と比較し、妥当性を確認した。

代表サンプルは、浜岡1号炉から「①サプレッションチェンバー」、「②原子炉給水ポンプ(A) 入口配管」及び「③余熱除去系(A) 熱交換器出口配管」、浜岡2号炉から「④サプレッションチェンバー」、「⑤高圧第2給水加熱器(B) 出口配管」及び「⑥高圧第2給水加熱器(A) ドレン配管」である。

先行事例の放射化学分析値を基に設定した値 ($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ 及び $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$) と今回の認可申請の放射能濃度確認対象物から採取した代表サンプルの放射化学分析結果

($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ 及び $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$) を比較すると下表に示すとおり、先行事例の算術平均値が代表サンプルの放射化学分析結果 ($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ 及び $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$) を上回っていることを確認した。

(2023年8月1日時点)

		$^{14}\text{C} / ^{60}\text{Co}$	$^{137}\text{Cs} / ^{60}\text{Co}$	
浜岡1号炉	先行事例の算術平均値	1.9E-01	2.5E-02	
	代表サンプルの放射化学分析結果	サプレッションチェンバー	1.3E-03	5.1E-04
		原子炉給水ポンプ (A) 入口配管	4.8E-03	1.1E-03
		RHR(A)熱交出口配管	6.4E-05	3.4E-06
浜岡2号炉	先行事例の算術平均値	1.4E-01	2.5E-02	
	代表サンプルの放射化学分析結果	サプレッションチェンバー	4.8E-04	2.6E-06
		高圧第2給水加熱器 (B) 出口配管	6.0E-03	8.6E-04
		高圧第2給水加熱器 (A) ドレン配管	1.3E-02	2.1E-03

評価対象核種を選択した以降で、放射能濃度の決定（核種組成比法）を行う際には、高めの評価となるように核種組成比として放射化学分析値の算術平均値の95%上限値を用いて放射能濃度を決定する。ここで前回の認可申請書の放射化学分析データに今回の代表サンプルデータを含めて、再度算術平均値の95%上限値を設定することも可能であるが、今回の代表サンプルデータの放射化学分析結果は上述のとおり、先行事例の算術平均値よりも十分低いことから、今回の代表サンプルデータを入れずに前回の放射化学分析データのみで設定した方が高めに放射能濃度を評価できると判断した。また、これらの状況を踏まえて、評価対象核種を選択に用いる放射化学分析値は、前回の認可申請書で採用した放射化学分析データを基に設定する。

2. 評価対象核種について

算術平均値を用いて放射能濃度を設定した結果を本資料の表-1に示す。

32核種の放射能濃度の設定結果から対象期間中に90%以上となるようD/C割合が大きい順に核種を選択しており、評価対象核種を選択結果は ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{14}C の3核種である。3核種の Σ D/Cは2037年4月1日でも全体の97%以上であり、更に、第3位の核種と第4位以降の核種は、約10倍以上の差があり、第4位核種の上振れを考慮しても2037年4月1日まで順位が入れ替わることはないと判断した。なお、当初申請のとおり、算術平均値の95%上限値を設定しても核種選択結果は変わらない。また、評価対象核種を選択に用いる放射化学分析値は、今回の代表サンプルデータを含めないこととしたが、確認のために前回の放射化学分析データに今回の代表サンプルデータを含め、算術平均値を算出し、その値を用いて評価対象核種を選択した結果、本資料の表-2のとおり評価対象核種は ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{14}C の3核種であり、変わらないことを確認した。

以上から、放射化学分析値（ $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ 及び $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$ ）として、算術平均値の95%上限値ではなく、幅広に選択することを考慮し、算術平均値を用いることとした。

以上

表-1 放射能濃度の評価結果

①<浜岡1号炉>

(2023年8月1日時点)

順位	算術平均値 ($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ 及び $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$)		
	核種	D/C (-)	寄与割合
1	^{60}Co	1.0E+00	95.1%
2	^{137}Cs	2.5E-02	2.4%
3	^{14}C	1.9E-02	1.8%
4	^{90}Sr	2.1E-03	0.2%
5	^{239}Pu	2.1E-03	0.2%
6	^{63}Ni	1.7E-03	0.2%
評価対象核種の割合			99.3%

②<浜岡2号炉>

(2023年8月1日時点)

順位	算術平均値 ($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ 及び $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$)		
	核種	D/C (-)	寄与割合
1	^{60}Co	1.0E+00	95.6%
2	^{137}Cs	2.5E-02	2.4%
3	^{14}C	1.4E-02	1.4%
4	^{90}Sr	2.1E-03	0.2%
5	^{239}Pu	1.9E-03	0.2%
6	^{63}Ni	1.3E-03	0.1%
評価対象核種の割合			99.4%

③<浜岡 1 号炉>

(2037 年 4 月 1 日時点)

順位	算術平均値 (¹³⁷ Cs/ ⁶⁰ Co 及び ¹⁴ C/ ⁶⁰ Co)		
	核種	D/C (-)	寄与割合
1	⁶⁰ Co	1.0E+00	79.2%
2	¹⁴ C	1.1E-01	9.1%
3	¹³⁷ Cs	1.1E-01	8.8%
4	²³⁹ Pu	1.3E-02	1.0%
5	⁶³ Ni	9.4E-03	0.7%
6	⁹⁰ Sr	9.3E-03	0.7%
評価対象核種の割合			97.0%

④<浜岡 2 号炉>

(2037 年 4 月 1 日時点)

順位	算術平均値 (¹³⁷ Cs/ ⁶⁰ Co 及び ¹⁴ C/ ⁶⁰ Co)		
	核種	D/C (-)	寄与割合
1	⁶⁰ Co	1.0E+00	81.4%
2	¹⁴ C	1.1E-01	9.0%
3	¹³⁷ Cs	8.5E-02	6.9%
4	²³⁹ Pu	1.2E-02	1.0%
5	⁹⁰ Sr	9.3E-03	0.8%
6	⁶³ Ni	6.9E-03	0.6%
評価対象核種の割合			97.3%

表-2 放射能濃度の評価結果

①<浜岡1号炉>

(2023年8月1日時点)

順位	算術平均値 (今回サンプル含む) ($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ 及び $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$)		
	核種	D/C (-)	寄与割合
1	^{60}Co	1.0E+00	95.7%
2	^{137}Cs	2.2E-02	2.1%
3	^{14}C	1.6E-02	1.5%
4	^{90}Sr	1.8E-03	0.2%
5	^{239}Pu	1.8E-03	0.2%
6	^{63}Ni	1.7E-03	0.2%
評価対象核種の割合			99.3%

②<浜岡2号炉>

(2023年8月1日時点)

順位	算術平均値 (今回サンプル含む) ($^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ 及び $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$)		
	核種	D/C (-)	寄与割合
1	^{60}Co	1.0E+00	96.2%
2	^{137}Cs	2.2E-02	2.1%
3	^{14}C	1.2E-02	1.1%
4	^{90}Sr	1.8E-03	0.2%
5	^{239}Pu	1.7E-03	0.2%
6	^{63}Ni	1.3E-03	0.1%
評価対象核種の割合			99.4%

③<浜岡 1 号炉>

(2037 年 4 月 1 日時点)

順位	算術平均値 (今回サンプル含む) (¹³⁷ Cs/ ⁶⁰ Co 及び ¹⁴ C/ ⁶⁰ Co)		
	核種	D/C (-)	寄与割合
1	⁶⁰ Co	1.0E+00	81.6%
2	¹⁴ C	9.6E-02	7.8%
3	¹³⁷ Cs	9.5E-02	7.8%
4	²³⁹ Pu	1.1E-02	0.9%
5	⁶³ Ni	9.4E-03	0.8%
6	⁹⁰ Sr	8.0E-03	0.7%
評価対象核種の割合			<u>97.2%</u>

④<浜岡 2 号炉>

(2037 年 4 月 1 日時点)

順位	算術平均値 (今回サンプル含む) (¹³⁷ Cs/ ⁶⁰ Co 及び ¹⁴ C/ ⁶⁰ Co)		
	核種	D/C (-)	寄与割合
1	⁶⁰ Co	1.0E+00	83.6%
2	¹³⁷ Cs	9.5E-02	8.0%
3	¹⁴ C	7.1E-02	5.9%
4	²³⁹ Pu	1.0E-02	0.8%
5	⁹⁰ Sr	8.0E-03	0.7%
6	⁶³ Ni	6.9E-03	0.6%
評価対象核種の割合			<u>97.5%</u>

以上