

島根1号炉対象物の二次的な汚染の主要核種を
Co-60 とすることの妥当性について
(審査会合コメント回答資料)

番号	コメント内容
1	<ul style="list-style-type: none">・ 1号炉対象物について、クリアランス対象物ではない物（制御棒駆動系のインナーフィルタ、給水加熱器、濃縮廃液）の分析結果からクリアランス対象物の主要核種を特定できる理由を説明すること。また、低圧タービンと制御棒駆動系のインナーフィルタ、給水加熱器の使用法の違いや汚染メカニズム（低圧タービンは蒸気接触、制御棒駆動系のインナーフィルタは炉水接触等）の違いを考慮して説明すること。
2	<ul style="list-style-type: none">・ 1号炉対象物の主要核種の評価条件において、各核種の半減期を考慮していることを申請書に記載すること。

【回答】

島根1号炉対象物の主要核種は、認可申請書の一部補正に記載のとおり原子炉系の構造物（制御棒駆動系のインナーフィルタ）、タービン建物の機器（給水加熱器）、濃縮廃液及び対象物の放射化学分析結果からCo-60と評価しているが、これらの結果に加え、原子炉水、復水、対象物の上流側にある機器（高圧タービン及び湿分分離器）及び対象物の下流側にある機器（給水加熱器）の放射化学分析の測定結果から、島根1号炉対象物の二次的な汚染の主要核種をCo-60とすることが妥当であることを確認した。

1. 二次的な汚染の生成源からの島根1号炉対象物の主要核種の評価

(1) 核種の生成源

二次的な汚染は、一次冷却設備から溶出した腐食生成物、構造材に微量元素として存在するウラン等が炉心の中性子により放射化されることによって放射性物質が生成され、その一部が主蒸気に移行して対象物に付着及び減衰することによって生ずる。対象物を使用していた期間、放射性物質による汚染に影響を及ぼすような事故、トラブル及び燃料破損がなかったことから、FP核種（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が炉心の中性子で照射されて生成した核分裂生成物及び中性子捕獲生成物）の影響は僅かであり、CP核種（一次冷却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及び一次冷却水が炉心の中性子で放射化されて生成した放射性物質）が主である。

(2) 主要核種

「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関する審査基準」（令和3年9月29日 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。）の別記第1号に掲げられている33種類の放射性物質（以下、「33核種」という。）から、放射能濃度が最も高い核種を主要核種として選定する。

島根1号炉の対象物は発生から24年以上経過している。このため、33核種のうち、Co-58等の半減期が1年程度以下の短半減期核種（Sc-46、Mn-54、Co-58、Fe-59、Zn-65、Nb-95、Ru-106、Ag-110m、Te-123m、Sb-124、Tb-160及びTa-182）は、原子力運転中においてはCo-60と比較して一次冷却材中で濃度が高い核種があるものの、半減期が1年程度以下で短く、これらの核種のD/CはCo-60のD/Cに対して非常に小さくなるため、主要核種とはならない。

コンクリート等の放射化により主に生成する核種（Ca-41、Ag-108m、Ba-133、Eu-152及びEu-154）は、その親元素は一次冷却設備には生成源がほぼないことから、これらの核種のD/CはCo-60のD/Cに対して非常に小さくなるため、主要核種とはならない。

Fe-55は、対象物に存在するものの、Co-60と比較して中性子捕獲断面積が小さいこと、半減期が短いこと及び「工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第16号）（以下、「規則」という。）の別表第2欄の放射能濃度（以下、「基準値」という。）が高いことから、第1表に示すとおりD/Cを計算した結果、Fe-55のD/CはCo-60の1/100を十分に下回ることを確認したため、主要核種としないことを確認した。

FP核種（Sr-90、I-129、Cs-134、Cs-137、Pu-239、Pu-241及びAm-241）は島根1号炉において放射性物質による汚染に影響を及ぼすような事故、トラブル及び燃料破損がなかったことから主要核種とはならない。

H-3、Cl-36については、大部分が水に含まれる核種であるが、対象物は金属製の構造物であり、水分は存在しないことから主要核種とはならない。

C-14、Ni-59、Ni-63、Nb-94及びTc-99は、原子力発電所の運転等に伴い発生した金属類、フィルター類等を必要に応じて切断・圧縮・溶融処理等を行った後、ドラム缶にモルタルで固型化した廃棄体である充填固化体の放射能評価においてCo-60をKey核種とするスケーリングファクタが成立する核種である。C-14、Ni-59、Ni-63、Nb-94及びTc-99は、スケーリングファクタの比で存在するため、スケーリングファクタ、半減期、基準値を踏まえてD/Cを評価した結果、第2表に示すとおり主要核種とはならないことを確認した。

以上から、島根1号炉の対象物の主要核種はCo-60と評価した。

2. 各系統の放射化学分析結果からの島根 1 号炉対象物の主要核種の評価

島根 1 号炉の対象物は発生時に除染を実施しており、分析の結果、Co-60 を含めた全ての核種が検出下限値以下となっているため、第 1 図に示す対象物以外の系統から採取したサンプル及び炉水・復水の分析結果から主要核種の評価を行った。

(1) 制御棒駆動系のインナーフィルタの主要核種

二次的な汚染の起源となる放射性核種は原子炉内の炉水中で生成するため、運転中に炉水と常時接触する部位である制御棒駆動系のインナーフィルタを対象物の上流を代表するサンプルとして選定した。分析で得られた結果を令和 4 年 4 月 1 日時点まで減衰補正実施した場合においても、その他の核種は第 3 表に示すとおり最大でも Co-60 の 1/8,000 程度であり、対象物の上流側において Co-60 が主要核種となることを確認した。

(2) 給水加熱器の主要核種

対象物の二次的な汚染は炉内で発生した放射性核種が主蒸気に移行し、付着することで生成する。このため、対象物と同様に主蒸気に接触する機器である給水加熱器を対象物と同様の核種組成が得られるサンプルとして選定した。分析の結果、第 4 表～第 6 表に示すとおり γ 線放出核種として Co-60 のみが検出され、その他の核種は検出下限値未満であったことから、主蒸気が接触する系統においても Co-60 が主要核種となることを確認した。

(3) 濃縮廃液の主要核種

分析対象とした核種のうち、Cl-36 については、その科学的性質上、水に多く含まれる核種であるため、プラント内の放射性物質を含む廃液を集めて濃縮した濃縮廃液を、Cl-36 を評価するためのサンプルとして選定した。分析で得られた結果を令和 4 年 4 月 1 日時点まで減衰補正実施した場合においても、第 7 表に示すとおり Cl-36 は Co-60 の 1/4,000,000 程度であり、プラント内で Cl-36 の割合が最も高いと考えられる濃縮廃液においても Co-60 が主要核種となることを確認した。

(4) 原子炉水及び復水の主要核種

二次的な汚染は、原子炉内で生成後、主蒸気系を通過し対象物に付着する。付着しなかった核種は、復水器で凝縮され、給復水系を通過し原子炉に戻る。そのため、対象物の上流にある原子炉水及び下流にある復水の分析結果を確認した。

島根 1 号炉の営業運転開始（昭和 49 年 3 月 29 日）から低圧ダイヤフラムを全て取り替え終えた第 20 サイクル原子炉停止時（平成 9 年 9 月 6 日）までの原子炉水の Co-60 の推移を第 2 図に、復水の Co-60 の推移を第 3 図に示す。

対象物の上流側の原子炉水及び下流側の復水から Co-60 が検出されていることを確認した。Co-60 以外に検出された核種は、審査基準の別記第 1 号に掲げられた 33 核種のうち短半減期の γ 線放出核種^{*1}である Mn-54 及び Co-58 等であり、減衰を考慮すると主要核種は Co-60 となる。

また、第 2 図には、原子炉水中の I-131 の推移を合わせて示す。

島根 1 号炉において、放射性物質による汚染に影響を及ぼすような事故、トラブル及び燃料破損がなかったことから、I-131 は低いレベルで一定に推移しており、FP 核種の影響が僅かであることを確認した。

※ 1 : 原子炉水及び復水の放射化学分析は、Ge 波高分析装置で測定可能な γ 線放出核種を測定

(5) タービン系機器の主要核種

対象物と同じ主蒸気系に接触したサンプルとして給水加熱器に加えて、対象物の上流側に設置されている湿分分離器及び高圧ダイヤフラムの放射化学分析を実施した。その結果、第 8 表～第 11 表に示すとおり、Co-60 のみが検出されていることを確認した。

(6) 島根 1 号炉及び 2 号炉の汚染メカニズム及び公開文献の主要核種

(i) 島根 1 号炉及び 2 号炉の汚染メカニズム

島根 1 号炉及び 2 号炉は、出力は異なるものの、同じ BWR であり、汚染メカニズムは同様であること、添付書類二 3.2(1)(ii)に示すとおり核種組成に影響を与える燃料破損が発生していないことから、島根 1 号炉は、島根 2 号炉（対象物の除染前の測定において Co-60 が検出されていること）と同様に Co-60 を主要核種に選定することは妥当である。

(ii) 公開文献の主要核種

運転中に発生する BWR の主要な CP 核種は、「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）（以下、「クリアランスレベル報告書」という。）に Co-60、Mn-54、Co-58、Fe-59 及び Zn-65 が報告されている。

クリアランスレベル報告書の 5 種類の核種のうち、Mn-54、Co-58、Fe-59 及び Zn-65 は、短半減期核種（半減期 1 年未満）である。

島根 1 号炉の主要な CP 核種は、短半減期核種を除く Co-60 を選定したことは妥当である。

3. 島根 1 号炉及び 2 号炉の D/C が 2 番目に高い核種の違いについて

島根 1 号炉対象物の二次的な汚染状況の確認では、対象物から複数のサンプルを採取し放射化学分析を実施したが、結果は、いずれの核種も検出限界値未満であった。このため、各核種の占有割合(当該核種の D/C / 全核種の D/C 合計)を求める際の D/C は、それぞれの核種の検出限界値を測定値とし算出したものである。

また、島根 2 号炉対象物の二次的な汚染状況の確認では、Co-60 は検出されたが、その他の核種はいずれも検出限界値未満であったため、各核種の D/C は、Co-60 では測定値を、その他の核種では検出限界値を測定値とし算出したものである。

その結果、島根 1 号炉は I-129、島根 2 号炉は Nb-94 が見かけ上 2 番目に高い核種になったものである。

以 上

第1表 Fe-55 を核種選定の対象外とする理由

二次的な汚染による Fe-55 の選定は、公開文献を基に検討する。公開文献は、「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）」（参考文献 1）とする。

参考文献 1 には、BWR の放射化物（炭素鋼及びコンクリート）の相対重要度の 3 桁目に Fe-55 が記載されている。

評価対象核種の選定において Fe-55 を対象外とする理由は以下のとおりである。

- 二次的な汚染の CP 核種は、原子炉が生成源である。原子炉の主な構成材料は、ステンレス鋼だが、原子炉に給水と一緒に持ち込まれる腐食生成物の原因となる機器の構成材料には炭素鋼があることから、保守的に鉄の含有率が高い炭素鋼で Co-60 に対する存在量比を評価する。
- Fe-55 の Co-60 に対する存在量比（Fe-55/Co-60）は、次表のとおり 1 号炉で約 1/9,800、2 号炉で約 1/1,206 であり、無視できる。

（注）第 1 表は補正書の添付書類二の第 2-3 表である。

【存在量の計算（1号炉）】

	Fe-55	Co-60	出典
炭素鋼の含有率 (①)	9.80×10^{-1} (Fe)	1.22×10^{-4} (Co)	NUREG/CR-3474
天然の存在度 (②)	5.85×10^{-2} (Fe-54)	1 (Co-59)	アイソトープ手帳
中性子捕獲断面積 (③)	2.25b	37.2b	アイソトープ手帳
存在量概算 (④) (①×②×③)	1.29×10^{-1}	4.54×10^{-3}	
半減期 (T)	2.74年	5.27年	アイソトープ手帳
減衰率 (⑤) (令和4年4月1日現在)	9.68×10^{-4}	2.70×10^{-2}	平成6年10月8日 取り替え開始
基準値 (⑥)	1,000	0.1	
存在量概算 (D/C) (④×⑤÷ ⑥)	1.25×10^{-7}	1.22×10^{-3}	

$Fe-55/Co-60 = 1.02 \times 10^{-4} \Rightarrow$ 約 1/9,800

【存在量の計算（2号炉）】

	Fe-55	Co-60	出典
炭素鋼の含有率 (①)	9.80×10^{-1} (Fe)	1.22×10^{-4} (Co)	NUREG/CR-3474
天然の存在度 (②)	5.85×10^{-2} (Fe-54)	1 (Co-59)	アイソトープ手帳
中性子捕獲断面積 (③)	2.25b	37.2b	アイソトープ手帳
存在量概算 (④) (①×②×③)	1.29×10^{-1}	4.54×10^{-3}	
半減期 (T)	2.74年	5.27年	アイソトープ手帳
減衰率 (⑤) (令和4年4月1日現在)	7.65×10^{-2}	2.62×10^{-1}	平成24年1月27日 取り替え開始
基準値 (⑥)	1,000	0.1	
存在量概算 (D/C) (④×⑤÷ ⑥)	9.87×10^{-6}	1.19×10^{-2}	

$Fe-55/Co-60 = 1.40 \times 10^{-3} \Rightarrow$ 約 1/1,206

上表は、令和4年4月1日時点における Fe-55/Co-60 の存在量比を求めたものである。
含有率、存在度、中性子捕獲断面積及び半減期の根拠は備考欄に示す。
求め方は、表に記載した丸数字のとおりである。

第2表 C-14、Ni-59、Ni-63、Nb-94 及び Tc-99 の D/C の評価

【存在量の計算（1号炉）】

	C-14	Ni-59	Ni-63
存在量比（発生時）① （スケーリングファクタ）※ ¹	4.2×10^{-2}	$7.0 \times 10^{-4} \text{※}^4$	8.7×10^{-2}
半減期（T）	5.70×10^3 年	8.1×10^4 年	101.2年
減衰率（②）※ ² （令和4年4月1日現在）	9.97×10^{-1}	1.00×10^0	8.28×10^{-1}
基準値（③）※ ³	1	100	100
D/C（①×②÷③）（④）	4.19×10^{-2}	6.96×10^{-6}	7.21×10^{-4}
存在量比（④÷Co-60のD/C）	1.55×10^{-1}	2.58×10^{-5}	2.67×10^{-3}

	Nb-94	Tc-99	Co-60
存在量比（発生時）① （スケーリングファクタ）※ ¹	3.6×10^{-5}	4.7×10^{-6}	1
半減期（T）	2.04×10^4 年	2.11×10^5 年	5.2712年
減衰率（②）※ ² （令和4年4月1日現在）	9.99×10^{-1}	1.00×10^0	2.70×10^{-2}
基準値（③）※ ³	0.1	1	0.1
D/C（①×②÷③）（④）	3.60×10^{-4}	4.70×10^{-6}	2.70×10^{-1}
存在量比（④÷Co-60のD/C）	1.33×10^{-3}	1.74×10^{-5}	1.00×10^0

※1：廃棄物埋設に関する運用要領（平成26年3月 原子力規制庁）別添4（6）

※2：第18サイクル原子炉停止時（平成6年10月8日）を起点にした減衰率を計算、島根1号炉対象物は第18サイクル原子炉停止時～第20サイクル原子炉停止時に発生し、減衰率が高くなる第18サイクル原子炉停止時を適用

※3：規則別表第2欄の放射能濃度

※4：Ni-63のスケーリングファクタに 8.0×10^{-3} を乗じて求めた。廃棄物埋設に関する運用要領のNi-59/Ni-63= 8.0×10^{-3} を適用（ブラスト除染により核種組成は変わらないため、適用可能）

第3表 島根1号炉の制御棒駆動系のインナーフィルタの放射化学分析による核種測定結果

(令和4年4月1日時点)

放射性物質	制御棒駆動系のインナーフィルタ			
	放射能濃度 (D) (Bq/g)	基準値 (C) (Bq/g)	D/C (-)	比率 ^{※1}
H-3	$<2.82 \times 10^{-2}$	100	$<2.82 \times 10^{-4}$	$<1.18 \times 10^{-7}$
C-14	3.96×10^{-3}	1	3.96×10^{-3}	1.66×10^{-6}
Co-60	2.38×10^2	0.1	2.38×10^3	1
Ni-59 ^{※2}	3.98×10^{-1}	100	3.98×10^{-3}	1.67×10^{-6}
Ni-63	4.63×10^1	100	4.63×10^{-1}	1.95×10^{-4}
Sr-90	$<9.56 \times 10^{-4}$	1	$<9.56 \times 10^{-4}$	$<4.02 \times 10^{-7}$
Nb-94	2.98×10^{-2}	0.1	2.98×10^{-1}	1.25×10^{-4}
Tc-99	$<1.57 \times 10^{-4}$	1	$<1.57 \times 10^{-4}$	$<6.60 \times 10^{-8}$
I-129	$<2.15 \times 10^{-4}$	0.01	$<2.15 \times 10^{-2}$	$<9.04 \times 10^{-6}$
Cs-137	$<9.98 \times 10^{-3}$	0.1	$<9.98 \times 10^{-2}$	$<4.19 \times 10^{-5}$
Pu-239	$<5.46 \times 10^{-4} \text{※3}$	0.1	$<5.46 \times 10^{-3}$	$<2.29 \times 10^{-6}$
Pu-241	$<3.35 \times 10^{-4} \text{※3}$	10	$<3.35 \times 10^{-5}$	$<1.41 \times 10^{-8}$
Am-241	$<5.31 \times 10^{-4} \text{※3}$	0.1	$<5.31 \times 10^{-3}$	$<2.23 \times 10^{-6}$
比率の合計				1.00×10^0
Co-60の比率の割合				1.00×10^0

※1：Co-60のD/Cに対する各放射性物質のD/Cの比率。

※2：Ni-59は、JNES-SSレポート（JNES-SS-0403）に基づき求めた。JNES-SS-0403には、難測定核種と生成機構が同一であるとみなせる放射性同位体は、その組成比率が普遍的に一定である場合に理論計算法が適用できる。Ni-63の放射性同位体であるNi-59は、JNES-SS-0403においてNi-63の同位体であり、理論計算法から適切に放射能濃度を決定できると記載されている。このため、分析値から発生時点（平成10年度）のNi-63の放射能濃度をJNES-SSレポート（JNES-SS-0403）に基づきNi-59を算出（ $\text{Ni-59/Ni-63} = 8 \times 10^{-3}$ ）した。Ni-59の放射能濃度を半減期により減衰補正し放射能濃度を求めた。

※3：保守的に全 α の分析結果をPu-239、Pu-241及びAm-241に適用した。

（注1）「<」は検出限界値未満であることを示す。

【測定条件】

- ・測定時期：平成24年2月
- ・測定方法：インナーフィルタ（サンプル）の表面を酸溶解した溶液をGe波高分析装置（Co-60、Nb-94、Cs-137）、液体シンチレーションカウンタ（H-3、C-14及びNi-63）及び低BG α/β 測定装置（Sr-90、Tc-99、I-129及び全 α ）により測定

第4表 主要系統（給水加熱器）の放射化学分析結果

（令和4年4月1日時点）

放射性物質※1	給水加熱器			
	放射能濃度 (D) (Bq/g)	基準値 (C) (Bq/g)	D/C (-)	比率※2
H-3	$<1.65 \times 10^{-3}$	100	$<1.65 \times 10^{-5}$	$<1.52 \times 10^{-4}$
Co-60	$1.08 \times 10^{-2} \text{※3}$	0.1	1.08×10^{-1}	1
Sr-90	$<1.03 \times 10^{-4}$	1	$<1.03 \times 10^{-4}$	$<9.53 \times 10^{-4}$
Cs-134	$<7.32 \times 10^{-5}$	0.1	$<7.32 \times 10^{-4}$	$<6.76 \times 10^{-3}$
Cs-137	$<6.75 \times 10^{-4}$	0.1	$<6.75 \times 10^{-3}$	$<6.23 \times 10^{-2}$
比率の合計				1.07×10^0
Co-60 の比率の割合				9.34×10^{-1}

※1：平成26年度に実施した分析結果のうち添付書類二「放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明」3.2に記載の放射性物質を選定した。上記以外の放射性物質は添付書類二第2-7表及び第2-8表に示すとおり、対象物の放射化学分析結果から検出されていないため、選定していない。

※2：Co-60のD/Cに対する各放射性物質のD/Cの比率。

※3：Co-60の分析時の検出限界値： 1.32×10^{-3} Bq/g

（注1）「<」は検出限界値未満であることを示す。

（注2）第1表は、添付書類二の第2-5表と同じ放射化学分析結果である。

【測定条件】

- ・測定時期：平成26年10月～平成26年12月
- ・測定方法：給水加熱器（サンプル）の表面を酸溶解した溶液をGe波高分析装置（Co-60、Cs-134、Cs-137）、液体シンチレーションカウンタ（H-3）及び低BG α/β 測定装置（Sr-90）により測定

第5表 主要系統（給水加熱器）の放射化学分析結果

（令和4年4月1日時点）

放射性物質※ ¹	給水加熱器			
	放射能濃度 (D) (Bq/g)	基準値 (C) (Bq/g)	D/C (-)	比率※ ²
H-3	$<8.23 \times 10^{-4}$	100	$<8.23 \times 10^{-6}$	$<4.21 \times 10^{-5}$
Co-60	1.96×10^{-2} ※ ³	0.1	1.96×10^{-1}	1
Sr-90	$<7.30 \times 10^{-5}$	1	$<7.30 \times 10^{-5}$	$<3.74 \times 10^{-4}$
Cs-134	$<3.92 \times 10^{-5}$	0.1	$<3.92 \times 10^{-4}$	$<2.00 \times 10^{-3}$
Cs-137	$<5.38 \times 10^{-4}$	0.1	$<5.38 \times 10^{-3}$	$<2.75 \times 10^{-2}$
比率の合計				1.03×10^0
Co-60 の比率の割合				9.71×10^{-1}

※1：平成26年度に実施した分析結果のうち添付書類二「放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明」3.2に記載の放射性物質を選定した。上記以外の放射性物質は添付書類二第2-7表及び第2-8表に示すとおり、対象物の放射化学分析結果から検出されていないため、選定していない。

※2：Co-60のD/Cに対する各放射性物質のD/Cの比率。

※3：Co-60の分析時の検出限界値： 2.47×10^{-3} Bq/g

（注1）「<」は検出限界値未満であることを示す。

【測定条件】

- ・測定時期：平成26年10月～平成26年12月
- ・測定方法：給水加熱器（サンプル）の表面を酸溶解した溶液をGe波高分析装置（Co-60、Cs-134、Cs-137）、液体シンチレーションカウンタ（H-3）及び低BG α/β 測定装置（Sr-90）により測定

第6表 主要系統（給水加熱器）の放射化学分析結果

（令和4年4月1日時点）

放射性物質※ ¹	給水加熱器			
	放射能濃度 (D) (Bq/g)	基準値 (C) (Bq/g)	D/C (-)	比率※ ²
H-3	$<5.87 \times 10^{-4}$	100	$<5.87 \times 10^{-6}$	-
Co-60	$<3.78 \times 10^{-4}$	0.1	$<3.78 \times 10^{-3}$	-
Sr-90	$<6.58 \times 10^{-5}$	1	$<6.58 \times 10^{-5}$	-
Cs-134	$<5.48 \times 10^{-5}$	0.1	$<5.48 \times 10^{-4}$	-
Cs-137	$<5.17 \times 10^{-4}$	0.1	$<5.17 \times 10^{-3}$	-
比率の合計				-
Co-60の比率の割合				-

※1：平成26年度に実施した分析結果のうち添付書類二「放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明」3.2に記載の放射性物質を選定した。上記以外の放射性物質は添付書類二第2-7表及び第2-8表に示すとおり、対象物の放射化学分析結果から検出されていないため、選定していない。

※2：Co-60のD/Cに対する各放射性物質のD/Cの比率。

（注1）「<」は検出限界値未満であることを示す。

【測定条件】

- ・測定時期：平成26年10月～平成26年12月
- ・測定方法：給水加熱器（サンプル）の表面を酸溶解した溶液をGe波高分析装置（Co-60、Cs-134、Cs-137）、液体シンチレーションカウンタ（H-3）及び低BG α/β 測定装置（Sr-90）により測定

第7表 島根1号炉の濃縮廃液の放射化学分析による核種測定結果

(令和4年4月1日時点)

放射性物質 ^{※1}	濃縮廃液			
	放射能濃度 ^{※2} (D) (Bq/g)	基準値 (C) (Bq/g)	D/C (-)	比率 ^{※3}
C1-36	1.04×10^{-3}	1	1.04×10^{-3}	2.49×10^{-7}
Co-60	4.17×10^2	0.1	4.17×10^3	1
比率の合計				1.00×10^0
Co-60の比率の割合				1.00×10^0

・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」第3-1図及び第3-2図の評価に適用

※1：濃縮廃液中に含まれる放射性物質は、金属の二次的な汚染に含まれる放射性物質と同じく、一次冷却材の放射性物質が起源のため、濃縮廃液の分析結果を引用した。

※2：濃縮廃液から算出した放射能濃度 (Bq/g)。

※3：Co-60のD/Cに対するC1-36のD/Cの比率

【測定条件】

・測定時期：平成22年6月

・測定方法：濃縮廃液を酸溶解した溶液をGe波高分析装置 (Co-60)、液体シンチレーションカウンタ (C1-36) により測定

第8表 主要系統（湿分分離器）の放射化学分析結果

（令和4年4月1日時点）

放射性物質※ ¹	湿分分離器			
	放射能濃度 (D) (Bq/g)	基準値 (C) (Bq/g)	D/C (-)	比率※ ²
H-3	$<2.55 \times 10^{-3}$	100	$<2.55 \times 10^{-5}$	$<3.31 \times 10^{-6}$
Co-60	7.71×10^{-1} ※ ³	0.1	7.71×10^0	1
Sr-90	$<1.44 \times 10^{-4}$	1	$<1.44 \times 10^{-4}$	$<1.87 \times 10^{-5}$
Cs-134	$<8.83 \times 10^{-5}$	0.1	$<8.83 \times 10^{-4}$	$<1.15 \times 10^{-4}$
Cs-137	$<8.60 \times 10^{-4}$	0.1	$<8.60 \times 10^{-3}$	$<1.12 \times 10^{-3}$
比率の合計				1.00×10^0
Co-60 の比率の割合				9.99×10^{-1}

※1：平成26年度に実施した分析結果のうち添付書類二「放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明」3.2に記載の放射性物質を選定した。上記以外の放射性物質は添付書類二第2-4表に示すとおり、令和4年4月1日時点でCo-60、C-14、Ni-59、Ni-63及びNb-94が検出されたが、比率の合計に占めるCo-60の比率が 1.00×10^0 であり主要核種のため、選定していない。

※2：Co-60のD/Cに対する各放射性物質のD/Cの比率。

※3：Co-60の分析時の検出限界値： 8.08×10^{-3} Bq/g

（注1）「<」は検出限界値未満であることを示す。

【測定条件】

- ・測定時期：平成26年10月～平成26年12月
- ・測定方法：湿分分離器（サンプル）の表面を酸溶解した溶液をGe波高分析装置（Co-60、Cs-134、Cs-137）、液体シンチレーションカウンタ（H-3）及び低BG α/β 測定装置（Sr-90）により測定

第9表 主要系統（湿分分離器）の放射化学分析結果

（令和4年4月1日時点）

放射性物質※ ¹	湿分分離器			
	放射能濃度 (D) (Bq/g)	基準値 (C) (Bq/g)	D/C (-)	比率※ ²
H-3	$<8.43 \times 10^{-4}$	100	$<8.43 \times 10^{-6}$	$<3.16 \times 10^{-6}$
Co-60	2.67×10^{-1} ※ ³	0.1	2.67×10^0	1
Sr-90	$<8.96 \times 10^{-5}$	1	$<8.96 \times 10^{-5}$	$<3.36 \times 10^{-5}$
Cs-134	$<5.91 \times 10^{-5}$	0.1	$<5.91 \times 10^{-4}$	$<2.21 \times 10^{-4}$
Cs-137	$<5.95 \times 10^{-4}$	0.1	$<5.95 \times 10^{-3}$	$<2.23 \times 10^{-3}$
比率の合計				1.00×10^0
Co-60の比率の割合				9.98×10^{-1}

※1：平成26年度に実施した分析結果のうち添付書類二「放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明」3.2に記載の放射性物質を選定した。上記以外の放射性物質は添付書類二第2-4表に示すとおり、令和4年4月1日時点でCo-60、C-14、Ni-59、Ni-63及びNb-94が検出されたが、比率の合計に占めるCo-60の比率が 1.00×10^0 であり主要核種のため、選定していない。

※2：Co-60のD/Cに対する各放射性物質のD/Cの比率。

※3：Co-60の分析時の検出限界値： 4.05×10^{-3} Bq/g

（注1）「<」は検出限界値未満であることを示す。

【測定条件】

- ・測定時期：平成26年10月～平成26年11月
- ・測定方法：湿分分離器（サンプル）の表面を酸溶解した溶液をGe波高分析装置（Co-60、Cs-134、Cs-137）、液体シンチレーションカウンタ（H-3）及び低BG α/β 測定装置（Sr-90）により測定

第 10 表 主要系統（湿分分離器）の放射化学分析結果

（令和 4 年 4 月 1 日時点）

放射性物質※ ¹	湿分分離器			
	放射能濃度 (D) (Bq/g)	基準値 (C) (Bq/g)	D/C (-)	比率※ ²
H-3	$<5.08 \times 10^{-4}$	100	$<5.08 \times 10^{-6}$	$<1.86 \times 10^{-6}$
Co-60	2.74×10^{-1} ※ ³	0.1	2.74×10^0	1
Sr-90	$<3.66 \times 10^{-5}$	1	$<3.66 \times 10^{-5}$	$<1.34 \times 10^{-5}$
Cs-134	$<2.63 \times 10^{-5}$	0.1	$<2.63 \times 10^{-4}$	$<9.60 \times 10^{-5}$
Cs-137	$<2.27 \times 10^{-4}$	0.1	$<2.27 \times 10^{-3}$	$<8.29 \times 10^{-4}$
比率の合計				1.00×10^0
Co-60 の比率の割合				9.99×10^{-1}

※ 1 : 平成 26 年度に実施した分析結果のうち添付書類二「放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明」3.2 に記載の放射性物質を選定した。上記以外の放射性物質は添付書類二第 2-4 表に示すとおり、令和 4 年 4 月 1 日時点で Co-60、C-14、Ni-59、Ni-63 及び Nb-94 が検出されたが、比率の合計に占める Co-60 の比率が 1.00×10^0 であり主要核種のため、選定していない。

※ 2 : Co-60 の D/C に対する各放射性物質の D/C の比率。

※ 3 : Co-60 の分析時の検出限界値 : 3.02×10^{-3} Bq/g

（注 1）「<」は検出限界値未満であることを示す。

【測定条件】

- ・測定時期：平成 26 年 10 月～平成 26 年 11 月
- ・測定方法：湿分分離器（サンプル）の表面を酸溶解した溶液を Ge 波高分析装置（Co-60、Cs-134、Cs-137）、液体シンチレーションカウンタ（H-3）及び低 BG α/β 測定装置（Sr-90）により測定

第 11 表 主要系統（高圧ダイヤフラム）の放射化学分析結果

（令和 4 年 4 月 1 日時点）

放射性物質※ ¹	高圧ダイヤフラム			
	放射能濃度 (D) (Bq/g)	基準値 (C) (Bq/g)	D/C (-)	比率※ ²
H-3	$<1.41 \times 10^{-3}$	100	$<1.41 \times 10^{-5}$	$<1.69 \times 10^{-3}$
Co-60	8.32×10^{-4} ※ ³	0.1	8.32×10^{-3}	1
Sr-90	$<1.03 \times 10^{-4}$	1	$<1.03 \times 10^{-4}$	$<1.24 \times 10^{-2}$
Cs-134	$<8.54 \times 10^{-5}$	0.1	$<8.54 \times 10^{-4}$	$<1.03 \times 10^{-1}$
Cs-137	$<8.13 \times 10^{-4}$	0.1	$<8.13 \times 10^{-3}$	$<9.77 \times 10^{-1}$
比率の合計				2.09×10^0
Co-60 の比率の割合				4.78×10^{-1}

※ 1 : 平成 26 年度に実施した分析結果のうち添付書類二「放射能濃度確認対象物の種類、発生状況、汚染の状況及び推定される総重量に関する説明」3.2 に記載の放射性物質を選定した。上記以外の放射性物質は添付書類二第 2-4 表に示すとおり、令和 4 年 4 月 1 日時点で Co-60、C-14、Ni-59、Ni-63 及び Nb-94 が検出されたが、比率の合計に占める Co-60 の比率が 1.00×10^0 であり主要核種のため、選定していない。

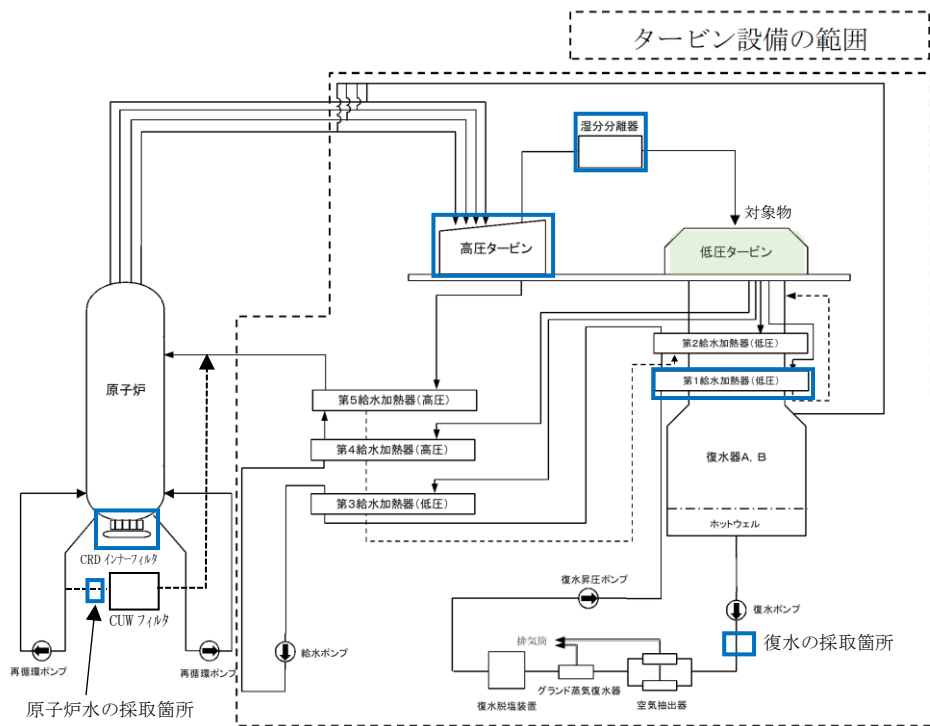
※ 2 : Co-60 の D/C に対する各放射性物質の D/C の比率。

※ 3 : 2.19×10^{-3} Bq/g（分析時の放射能濃度） $> 1.47 \times 10^{-3}$ Bq/g（分析時の検出限界値）

（注 1）「 $<$ 」は検出限界値未満であることを示す。

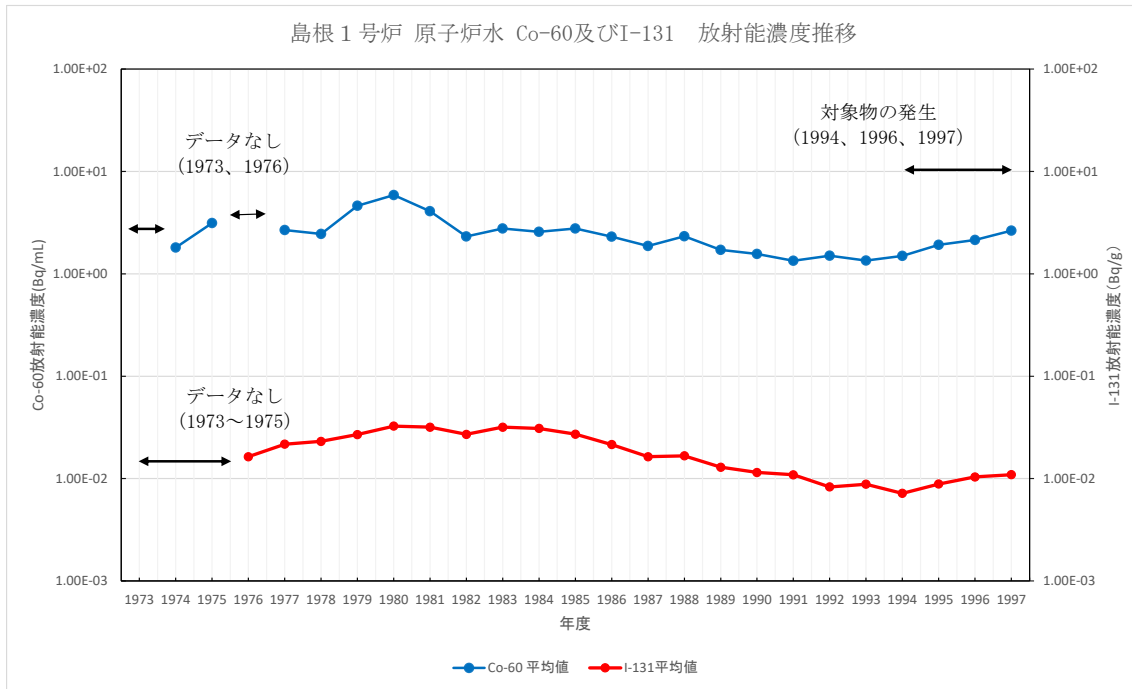
【測定条件】

- ・測定時期：平成 26 年 10 月～平成 26 年 12 月
- ・測定方法：高圧ダイヤフラム（サンプル）の表面を酸溶解した溶液を Ge 波高分析装置（Co-60、Cs-134、Cs-137）、液体シンチレーションカウンタ（H-3）及び低 BG α/β 測定装置（Sr-90）により測定



※ 濃縮廃液は廃棄物処理建物の濃縮器から採取

第1図 島根1号炉 放射化学分析の対象箇所



- Co-60 放射能濃度の単位は Bq/mL、I-131 放射能濃度は Bq/g である。I-131 放射能濃度は島根原子力発電所原子炉設置許可申請書の単位と合わせている。

【測定条件】

- 採取箇所：原子炉浄化系フィルタ入口
- 測定方法：原子炉水を前処理し Ge 波高分析装置で測定
- 測定値：定例業務（Co-60：1回/月、I-131：1回/週）の測定結果（Co-60 はイオン及びクラッドの合計）の年度平均値

Co-60 年度平均値の最小値 1.34×10^0 Bq/mL (1991 年度)

Co-60 年度平均値の最大値 5.87×10^0 Bq/mL (1980 年度)

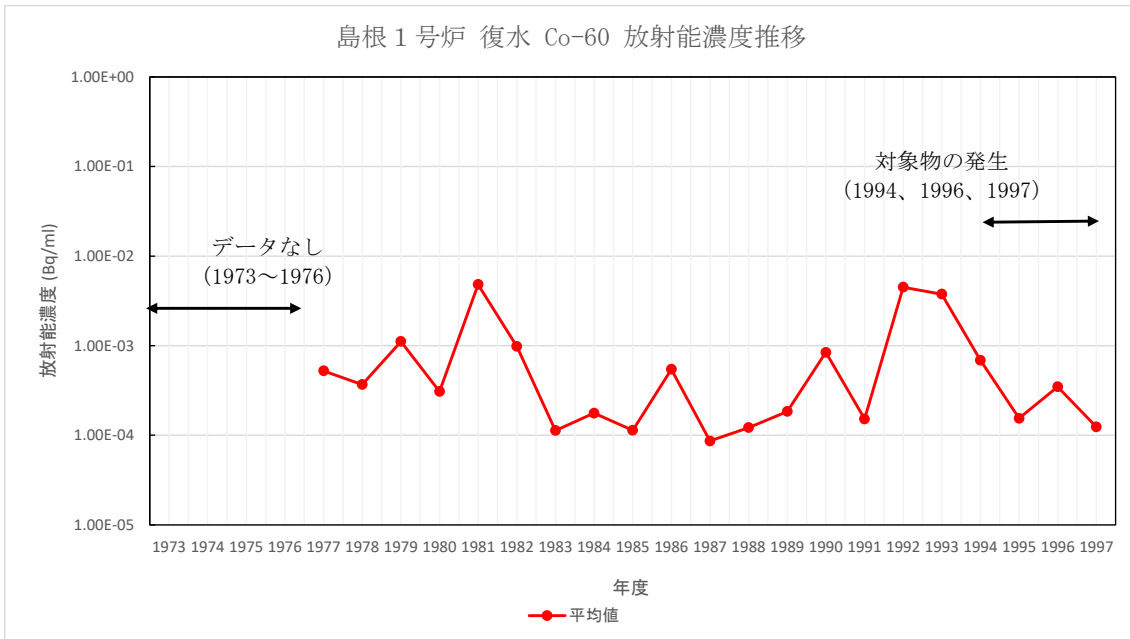
Co-60 以外で検出される核種は、Co-58、Mn-54、Cr-51 等の短半減期核種

I-131 年度平均値の最小値 7.19×10^{-3} Bq/mL (1994 年度)

I-131 年度平均値の最大値 3.26×10^{-2} Bq/mL (1980 年度)

Co-60 以外で検出される核種は、Co-58、Mn-54、Cr-51 等の短半減期核種

第 2 図 島根 1 号炉の原子炉水の放射化学分析結果



【測定条件】

- ・ 採取箇所：復水ポンプ出口
- ・ 測定方法：復水を前処理し Ge 波高分析装置で測定
- ・ 測定値：定例業務（1回/月）の測定結果（イオン及びクラッドの合計）の年度平均値
 年度平均値の最小値 8.65 × 10⁻⁵ Bq/mL（1987 年度）
 年度平均値の最大値 4.82 × 10⁻³ Bq/mL（1981 年度）
 Co-60 以外で検出される核種は、Co-58、Mn-56、Na-24 等の短半減期核種

第 3 図 島根 1 号炉の復水の放射化学分析結果