

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。

2023年12月19日の審査会合において、①「サプレッションチェンバー及び現場盤・ラックについて、代表サンプルの具体的な採取位置、その妥当性、汚染履歴（例えば、炉水の挙動）について説明すること」、②「発生系統がどのような設備かについて汚染のモードを含めて解説すること」、③「除染に関して具体的に（除染方法、除染要否の判断方法、除染場所、エリアの区画方法及び品質管理について）説明すること」の3点についてコメントを受けて、①、②、③についての参考資料を追加したため、再提出する。（ただし、①のうち「代表サンプルの具体的な採取位置、その妥当性」については No.6 で回答する。）

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。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、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 $3.1\text{E}-02\text{Bq}/\text{cm}^2$ 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 $8.4\text{E}-02\text{Bq}/\text{g}$ であり、 ^3H の基準値 ($100\text{Bq}/\text{g}$) 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 ($2.7\text{E}-02\text{Bq}/\text{cm}^2$) 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パー 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ので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)「サブプレッションチェンバー」の詳細について

1. 使用状況について

浜岡1,2号炉のサブプレッションチェンバーは一次系に接液した系統水を保有しており、原子炉設備の定期試験（余熱除去系のポンプ手動起動試験等）においてサブプレッションチェンバー内の系統水を循環させていた。これらの定期試験の頻度は1回/月である。

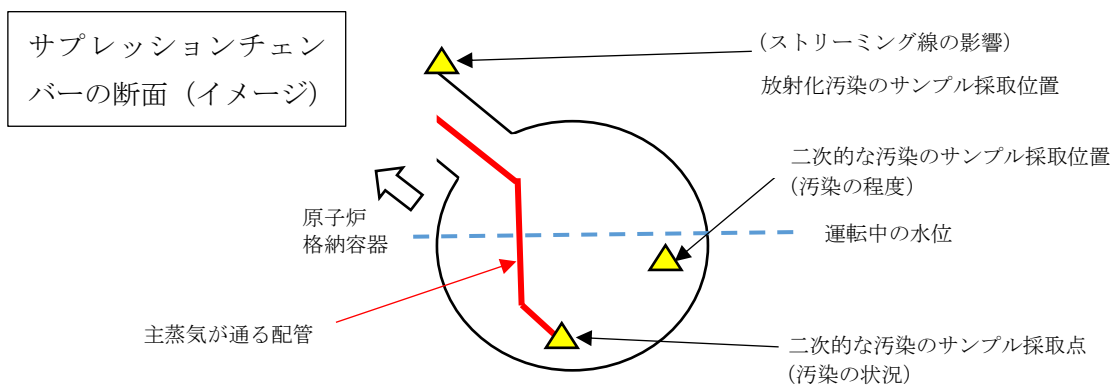
2. 保管状況について

浜岡1,2号炉のサブプレッションチェンバーは2023年に水抜きを行い、現在、乾燥保管している。廃止措置計画の変更認可以降、準備でき次第、解体着手予定である。解体にあたって、サブプレッションチェンバーは熱的切断を行い、グラインダー等により機械的にノロを取り除き、除染を実施して、測定容器に収納し、クリアランス制度を適用する予定。

3. 代表サンプルについて

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。また、サブプレッションチェンバーの二次的な汚染の代表サンプルは、サブプレッションチェンバーは定期試験により1回/月の頻度で系統水を循環させていることから、二次的な汚染の代表サンプルとして、系統水に接液していた場所であれば、どれも等しい代表性を有していると判断し、二次的な汚染の状況を代表するサンプルとしてサブプレッションチェンバー内の主蒸気を通る配管の末端（T-クエンチャ）、また、二次的な汚染の程度を代表するサンプルとしてテストピースを選定した。

代表サンプルの採取位置は次のとおりであり、No.6に代表サンプルについての詳細を記載した。



(参考)「現場盤・ラック」の詳細について

1. 放射能濃度確認対象物とする範囲について

現場盤・ラックは本申請における放射能濃度確認対象物のうち、各系統の機器に付属する設備であり、現場盤・ラックを構成する鉄板部分（外板）を放射能濃度確認対象物とする。

現場盤・ラックのうち、内部の基盤等には金属部品と非金属部品が混在しており、分別に時間を要することから、放射能濃度確認対象物から除外する。また、現場盤・ラックの一部には一次系の流体を内包している小口径の配管等があるが、これらは除染が困難であるため放射能濃度確認対象物から除外する。従って、現場盤・ラックは一次系に接液していないものとして扱う。

現場盤・ラックは、他の一次系に接液していない放射能濃度確認対象物と同様に、一次系に接液していた機器の近傍に設置されており、一次系に接液していた機器の点検作業等の際に、開口部から空気中に飛散した放射性物質が現場盤・ラックの外板表面に付着している可能性を否定できないことから、放射能濃度確認対象物とする。

現場盤・ラックの具体的な名称は、制御棒駆動水ポンプ(A)計器盤、循環水配管電気防食盤、給水加熱器計装ラック(A)及び復水脱塩装置計装ラック(A)等である。

申請書には、現場盤・ラックを構成する鉄板部分（外板）のみを放射能濃度確認対象物として扱い、内部の基盤及び小口径の配管等は取り除く旨を記載する。

2. 解体工事について

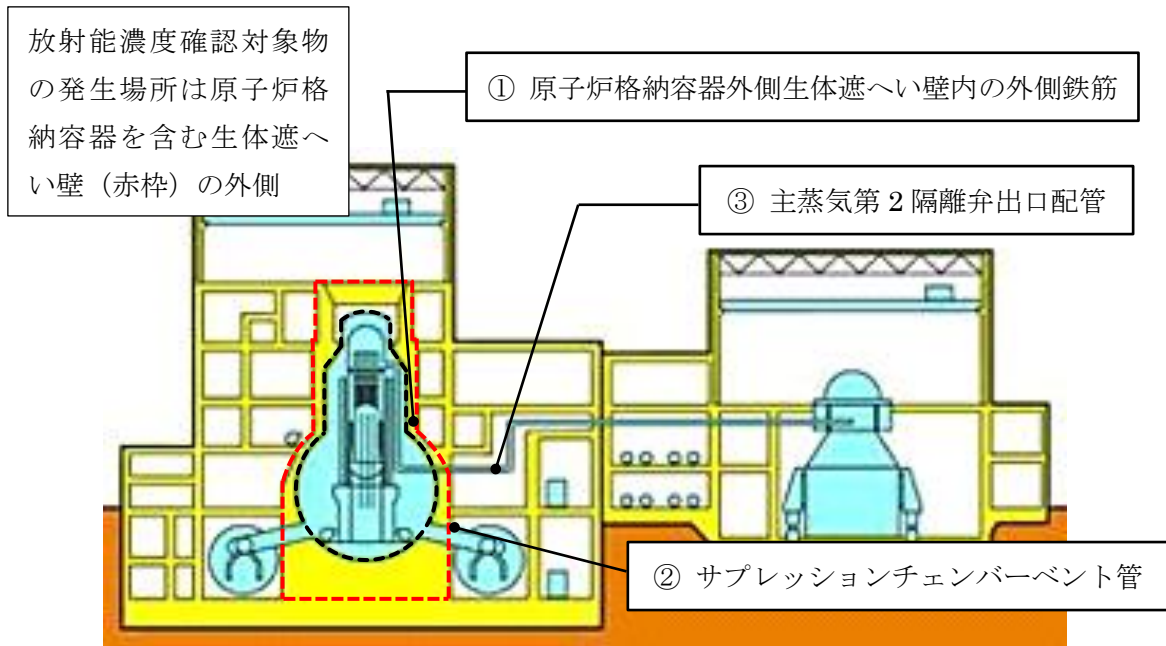
現場盤・ラックは、各系統の機器の付属設備であるため、解体可能となったものから順次解体する。その際、鉄板部分（外板）とそれ以外の部分を分別し、鉄板部分（外板）のみを放射能濃度確認対象物とする。

3. 代表サンプルについて

「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。従って、「現場盤・ラック」から代表サンプルを採取していない。

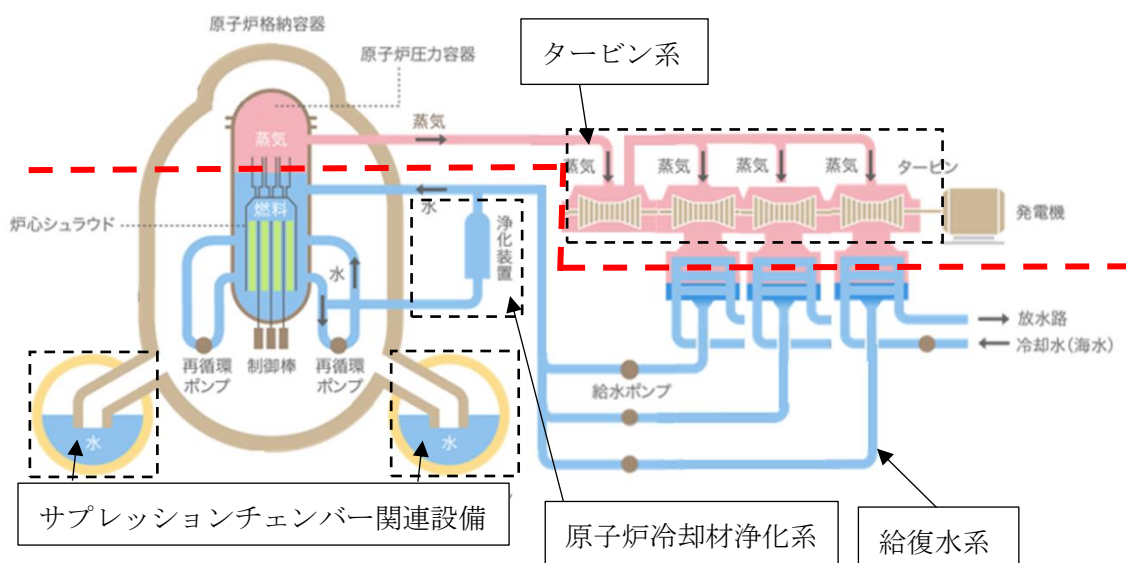
(参考) 浜岡 1,2 号炉の放射化汚染の調査箇所及び原子炉から発生した蒸気及び復水器で凝縮した復水の流れについて

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)



(参考) 放射能濃度確認対象物の発生系統についての解説 (1/7)

放射能濃度確認対象物の設備・主な系統名称, 主な汚染源及び主な系統の目的・機能を次頁に示す。

主な汚染源は, 一次系に存在する放射性物質を含む流体(蒸気及び水)を記載した。また, 一次系に接液していない系統の設備であるが, 一次系に接液していた機器の点検作業等の際に, 開口部から空気中に飛散した放射性物質が付着している可能性を否定できない解体撤去物は, 主な汚染源を空気と記載し, 放射能濃度確認対象物とした。

(参考) 放射能濃度確認対象物の発生系統についての解説 (2/7)

設備・主な系統名称		主な汚染源	主な系統の目的・機能
タービン設備	タービン系	蒸気	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉で発生した蒸気を蒸気タービンへ供給する。 主蒸気ヘッダより給水ポンプ駆動タービンへの高圧駆動蒸気, グランドスチームコンバータへの加熱蒸気, 空気抽出器への駆動蒸気への加熱蒸気を供給する。
	給復水系	蒸気 水	<ul style="list-style-type: none"> 復水器で凝縮した復水を原子炉に供給する系統で, 給水加熱器により加熱して原子炉に供給する。 給水加熱器ドレンは, 給水加熱器胴体内で凝縮したドレンを次の低圧側の給水加熱器に移送し, 給水加熱に利用する。
	発電機補機系	空気	<ul style="list-style-type: none"> 発電機内ガス(水素)の漏洩を防止するために機内圧より高い油圧を常時密封油部に供給すると同時に, 密封油中のガスを脱気する。 タービン発電機は, 回転子巻線および固定子鉄心冷却のため水素ガスが封入されており, この水素ガスの純度と圧力の計測, 監視ならびに制御を行う。 発電機固定子で発生する熱の冷却に使用する純水を発電機固定子巻線に供給すると同時に入口圧力, 入口温度, 導電率を計測監視しながら一定に保ち発電機固定子巻線, 整流器を冷却する。

(参考) 放射能濃度確認対象物の発生系統についての解説 (3/7)

設備・主な系統名称		主な汚染源	主な系統の目的・機能
タービン設備	冷却水系・冷却海水系	空気	<ul style="list-style-type: none"> タービン建屋内に設置された補機で、冷却を必要とする機器に防錆剤を添加した脱塩水を提供する。 タービン機器冷却水系統から淡水冷却器を介して熱を除去するための十分な海水を供給する。
	グラウンド蒸気系・空気抽出系	蒸気	<ul style="list-style-type: none"> 高圧及び低圧タービンより給水加熱器への給水加熱に必要な加熱蒸気を供給すると共に、タービン段落内で湿分分離されたドレンを安全に処理する。
原子炉設備	原子炉系	蒸気水	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器を貫通して、原子炉圧力容器で発生した蒸気をタービン及びタービン補機へ供給する。
	再循環系・制御系	水	<ul style="list-style-type: none"> 炉心で発生した熱を取り出すための冷却材を炉心へ強制循環させ、炉心の熱除去、蒸気発生を有効に行う。 冷却材流量を変化させることによって規定の出力制御範囲内で原子炉出力（発生蒸気流量）を安定に制御する。

(参考) 放射能濃度確認対象物の発生系統についての解説 (4/7)

設備・主な系統名称		主な汚染源	主な系統の目的・機能
原子炉設備	ほう酸水注入系	空気	<ul style="list-style-type: none"> ・ 万一制御棒を炉心に挿入できず原子炉を冷温停止できないという状態が生じた際に原子炉に五ほう酸ナトリウム溶液（中性子吸収材）を注入することにより、原子炉を定格出力運転状態から冷温未臨界状態まで安全に停止させ、その状態を維持する。
	非常用炉心冷却系	蒸気 水	<ul style="list-style-type: none"> ・ 給水系からの冷却水の喪失による原子炉隔離時に原子炉に冷却水を送り、炉心の冷却ならびに炉水位の維持を行う。 ・ 原子炉の圧力が急激に低下しないような原子炉一次系配管の中小破断事故時に原子炉に冷却水を送り、炉心の冷却ならびに炉水位の維持を行う。 ・ 冷却材喪失事故時に原子炉から吹き出した蒸気をサプレッションプール水で完全に凝縮できるようにプール水の温度を維持する。
	原子炉冷却材浄化系	水	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉給水系より運ばれてくる不純物および原子炉内で発生する不純物を除去し、炉水を規定の水質に維持するとともに炉水中の誘導放射能を減少させる。
	燃料プール冷却材浄化系	水	<ul style="list-style-type: none"> ・ プール（燃料プール、原子炉ウェル、機器貯蔵ピット）水の冷却および水質維持を行う。

(参考) 放射能濃度確認対象物の発生系統についての解説 (5/7)

設備・主な系統名称		主な汚染源	主な系統の目的・機能
原子炉設備	冷却水系・冷却海水系	空気	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉に付属する各種補機（常用系も含む）へ淡水の冷却水を供給する。 原子炉機器冷却水熱交換器への冷却用海水を供給する。
	サプレッションチェンバー関連設備	水	<ul style="list-style-type: none"> 事故時に放出される蒸気を凝縮させるための水を内部に貯めており、ベント管を介してドライウェルに接続されている。 サプレッションプールの保守点検のため、プール水の排水を行う必要がある場合にプール水を排出し、復水サージタンクに貯留する。
	非常用ガス処理系・可燃性ガス濃度制御系	空気	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉事故の際、原子炉建屋原子炉室内空気を主排気筒へ導き、主排気筒排気口から大気中へ排出することにより、原子炉格納容器から漏洩した放射性物質を除去し、大気中へ放出する放射性物質の量を低減すると共に、原子炉室内を負圧に保ち原子炉室内の放射性物質が直接大気中へ漏洩するのを防ぐものである。 冷却材喪失事故後に可燃性ガスが反応し、多量の熱が放出されることによる格納容器内の圧力・温度上昇を防止するため、冷却材喪失事故後の可能性ガス濃度（水素、酸素）を可燃性限界以下に制御する。

(参考) 放射能濃度確認対象物の発生系統についての解説 (6/7)

設備・主な系統名称		主な汚染源	主な系統の目的・機能
廃棄物処理設備	固体廃棄物処理系	蒸気 水 (※)	<ul style="list-style-type: none"> 管理区域内で発生する放射性の固体廃棄物を安全で、かつ所定の処分条件に適合するよう処理する。
複数の系統にまたがる設備	主蒸気バイパス系	蒸気	<ul style="list-style-type: none"> 通常運転時主蒸気圧力を一定に保持し、プラント起動、停止および非常時に余剰蒸気を減圧後復水器へ逃す。
	圧縮空気系	空気	<ul style="list-style-type: none"> 建屋内外の各タンク、フィルタおよび脱塩塔の逆洗、攪拌および空気作動工具等に、必要な容量と圧力を持った清浄な一般サービス用圧縮空気を供給する。 ドライウェル内を除く各建屋内における空気作動の弁および計装制御器等に制御用、駆動用として必要な容量と圧力の乾燥空気を供給する。
	換気空調系	空気	<ul style="list-style-type: none"> 各建屋内の温度を維持すると共に、機器の正常な運転を保つための熱除去および換気によって作業員を空気汚染から防護する。 運転員および機器に対し適切な温湿度状態を保持する。

(参考) 放射能濃度確認対象物の発生系統についての解説 (7/7)

設備・主な系統名称		主な汚染源	主な系統の目的・機能
複数の系統にまたがる設備	用水・消火用水系	空気	<ul style="list-style-type: none"> 各建屋内及び付帯設備等に設置された機器、タンク等に対し、発電所の円滑な運転及び保守を行うに必要な圧力、容量および水質を有する清水を供給する。 消火設備で使用される屋内・屋外消火設備に対し、必要な圧力・容量の消火用水を供給すると共に、消火設備により消火活動を行い、火災による被害を最小限にする。
	所内蒸気系	空気	<ul style="list-style-type: none"> プラント起動、停止時にはタービンランドシールおよび、復水器空気抽出器の蒸気供給源となり、平常時には主に排ガス予熱器、空調系、廃棄物濃縮処理系、ランドリー系に蒸気供給する。
	サポート・ケーブルトレイ・電線管	空気	<ul style="list-style-type: none"> 各機器を支える構造物であり、衝突等による機器の損傷を防止する。
	現場盤・ラック	空気	<ul style="list-style-type: none"> 各機器の付属設備であり、機器の運転状況の確認を行う。
	補給水系	水	<ul style="list-style-type: none"> 復水タンク内の復水を各建屋の機器へ供給する。

※1 固体廃棄物処理系は、原子炉設備、タービン設備及び複数の系統にまたがる設備から発生した、一次系の放射性物質を含む流体（蒸気及び水）を主な汚染源とする放射能濃度確認対象物を扱っていることから、主な汚染源は蒸気及び水と記載した。

(参考) 放射能濃度確認対象物の除染についての詳細

1. 除染方法

物理的な除染方法を採用しており、具体的には「ブラスト除染」又は「拭き取り除染」である。

2. 除染要否の判断方法

現場では解体時に除染の要否を判断しており、サーベイメータを用いて測定し、BG 値に対して有意に大きい値を示した場合（30cpm 以上）のものは除染が必要と判断している。

解体時に除染の要否を判断するための表面汚染密度測定とは別に、測定容器に収納する前に、放射能濃度確認対象物の表面汚染密度が $8.0E-01\text{Bq/cm}^2$ 未満であることを確認することとしており、サーベイメータを用いて測定している。（詳細は回答書 No.10 にて説明したとおり）

3. 除染場所及びエリアの区画方法

除染作業を実施する際には、柵等で区画して作業場所を明確にする。特に、ブラスト除染を実施する際は、粉塵による内部被ばくを防止するため、集塵機を用い、マスク等の保護具を着用し、ハウス内で作業を行う。

4. 除染に関する品質管理事項

今回の認可申請書に基づく放射能濃度確認対象物の除染方法は、前回の認可申請書と同様に物理的な除染方法（ブラスト除染又は拭き取り除染）であり、既に浜岡原子力発電所原子炉施設保安規定、原子力品質保証規程及び品質保証計画書に基づく下部規程（指針、手引）に定めて管理しており、具体的な実施事項を定めて、除染を実施している。

(参考) 銅の放射化について

ケーブル類の被覆内の銅線の放射化については、前回認可申請書(添付図表3-28, 29)に記載のとおり、中性子による放射化にて審査基準33核種を生成するが、銅100%の存在比にて、放射化計算を行った場合においてもΣD/Cが0.01未満となり、銅の放射化の影響は無視できると判断した。

(添付3) 表-2 親元素スクリーニングの方法と結果(放射化汚染)(1/6)

放射化汚染の親元素スクリーニング結果を以下に示す。

スクリーニングの方法	選定した元素	
	¹⁷ N線	ストリーミング線
初期状態	全103元素 (原子番号1のHから原子番号103のLrまで)	
ステップ1 天然に存在しないもの及び製造過程で揮発する希ガスを除外する。	77元素	
ステップ2 親元素(100%の存在比)毎で ¹⁷ N線及びストリーミング線の中性子による放射化計算を行い、規則33核種を生成しない元素を除外する。放射化計算の条件は、「(添付3)表-1(1)」のとおり。	37元素	77元素
ステップ3 ステップ2の結果に対し、それぞれの親元素から生成した規則33核種のΣD/Cが0.01未満の親元素を除外する。	5元素: Li, Co, Cs, Eu, U	
ステップ4 金属材料の元素組成を文献調査し、元素毎に最大の元素組成で、ステップ3を実施する。	0元素	1元素: Co
ステップ5 ステップ3及びステップ4で選定した親元素からの主要な生成核種(⁹ H, ⁶⁰ Co, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu, ¹⁵⁴ Eu)を放射化学分析し、寄与の小さい核種(基準値の1%未満)の親元素を除外する。	0元素 生成核種は、 ⁶⁰ Coを除き検出限界値未満、 ⁶⁰ Coは基準値の1%未満である。	1元素: Co ⁶⁰ Coは基準値の1%程度である。生成核種はγ核種の測定を行い ⁶⁰ Coを除き検出限界値未満である。
ステップ6 評価対象核種の選択の観点から、放射能濃度確認対象物と類似の材料(ステップ5で選定した元素を含む)のうち、保守的な結果を与える金属を選定する。	・放射能濃度確認対象物のうちCo元素を含む金属は、炭素鋼及びステンレス鋼である。 ・炭素鋼及びステンレス鋼のいずれにおいても、「(添付3)表-2(3/6)」に示すとおり、ΣD/C(重要10核種)のΣD/C(規則33核種)に対する割合が90%以上を占めることから、評価対象核種の選択に影響がない。 ・核種選択に影響がないことから、ΣD/C(評価対象核種)を保守的に評価するために、炭素鋼よりもCo含有量が多いステンレス鋼を代表材質とした。	

1) 放射化計算コード上で短半減期の核種のため存在量がゼロとなったものを含む。

添付図表3-28

(添付3) 表-2 親元素スクリーニングの方法と結果(放射化汚染)(2/6)

<補足>

・放射能濃度確認対象物にはアルミニウム材質のものが存在するが、放射化汚染の親元素スクリーニングを行った結果、ステップ2において、親元素としてアルミニウムは選定されなかった。詳細は下表参照。

スクリーニングの方法	選定した元素
初期状態	全103元素(原子番号1のHから原子番号103のLrまで)
ステップ1 天然に存在しないもの及び製造過程で揮発する希ガスを除外する。	77元素 H, Li, Be, B, C, N, O, F, Na, Mg, Al, Si, P, S, Cl, K, Ca, Sc, Ti, V, Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn, Ga, Ge, As, Se, Br, Rb, Sr, Y, Zr, Nb, Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, In, Sn, Sb, Te, I, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, Hf, Ta, W, Re, Os, Ir, Pt, Au, Hg, Tl, Pb, Th, U
ステップ2 親元素(100%の存在比)毎で ¹⁷ N線の中性子による放射化計算を行い、規則33核種を生成しない元素を除外する。放射化計算の条件は、「(添付3)表-1(1)」のとおり。	37元素 H, Li, Be, B, C, N, O, S, Cl, K, Sc, Fe, Co, Ni, Cu, Zn, Nb, Mo, Ru, Pd, Ag, Cd, In, Te, I, Cs, Ba, Nd, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ta, W, Th, U

<補足>

・アルミニウム(²⁷Al)の放射化で生成する核種は、²⁴Na及び²⁸Alである。しかし、規則33核種の中に該当する核種はないため、放射化汚染のスクリーニングのステップ2において除外している。

添付図表3-29