特定原子力施設監視・評価検討会
（第８５回）
資料４

多核種除去設備等処理水の二次処理性能確認試験等の状況について

2020年11月16日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1．二次処理性能確認試験の状況

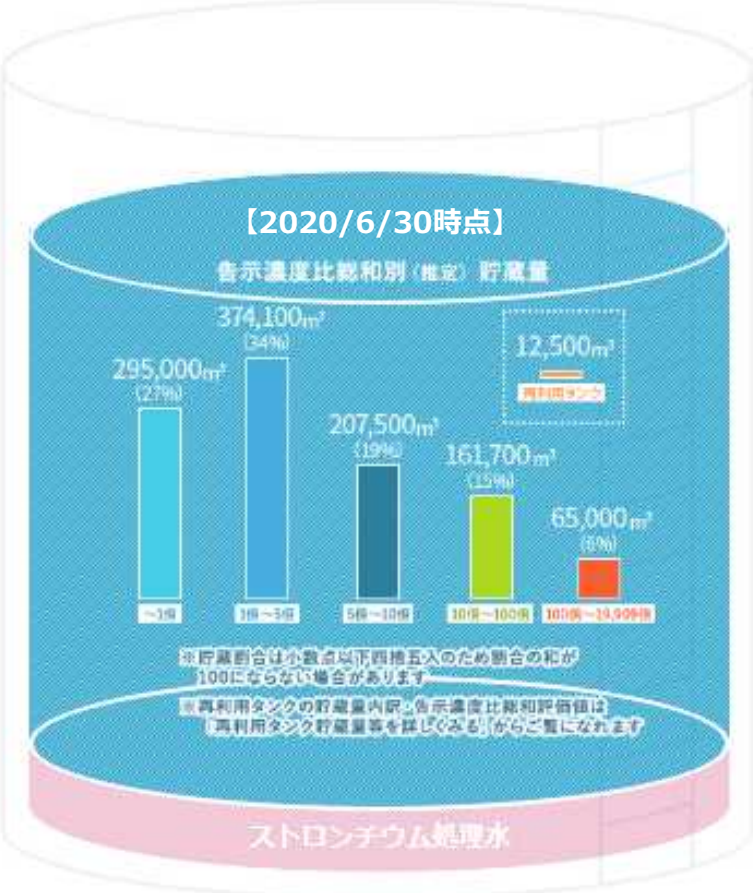
1-1. 二次処理性能確認試験の概要

二次処理性能確認試験の概要

- 多核種除去設備等処理水においては、 『RO濃縮塩水の早期処理及び敷地境界１mSv/年未満の早期達成』、『漏洩リスクの高いフランジタンクに貯留している水の処理』といったリスク低減目標を踏まえ、稼働率を上げて処理を実施していたこと、また、設備の不具合等により、告示濃度比総和が１以上と評価される水が存在
  - ✓ 告示濃度比総和１以上と評価される水については、二次処理を行う方針

- 多核種除去設備等処理水の取扱いについて、技術的な観点に加え、風評など社会的な観点も含めた総合的な検討を行う『多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員』において、「二次処理は非常に重要な点なので、二次処理によってトリチウム以外の放射性物質を告示濃度限度以下まで取り除けるという実績を早くつくるべき。」との意見

- 意見を踏まえ、多核種除去設備（ALPS）にて高濃度（告示濃度比総和100以上）の多核種除去設備等処理水の二次処理性能確認試験の計画 を公表※１
  - 検討素案では、二次処理はALPS或いは逆浸透膜処理装置により行うこととしており、現在、多核種除去設備を用いた二次処理性能確認試験を実施中、今後、逆浸透膜処理装置による成立性確認を実施予定



※１『多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について（3/24）』

1-２．二次処理性能確認試験の状況

二次処理性能確認試験の状況

- 9/15より開始した増設ALPSを用いた二次処理性能確認試験では、告示濃度比総和100以上のタンク群（J1-C群、J1-G群）について、系統内包水の置換え運転後、1000m³処理を行い処理した水について除去対象核種である62核種＋C-14＋H-3の濃度を測定。トリチウムを除く告示濃度比総和が1未満となる事を検証するとともに、核種分析の手順・プロセスの確認等を実施

- 9/23にJ1-C群の1,000m³処理，10/9にJ1-G群の1,000m³処理を完了。その後、各々の処理水をサンプルタンクにて採取，62核種＋C-14＋H-3の分析・評価を実施中

- 11/12 現在の状況は以下の通り

	J1-C群	J1-G群
処理の状況	1,000m³処理完了(9/18～9/23)	1,000m³処理完了(10/2～10/9)
処理水の分析状況	■ 分析核種：62核種＋C-14+H-3 ✓ 主要7核種※1+Sr-89：完了 ✓ Ni-63･Cd-113mを除く60核種＋C-14+H-3：完了 ✓ **Ni-63･Cd-113mを含む62核種+C-14+H-3：分析中(12月下旬完了目処)**	■ 分析核種：62核種＋C-14+H-3 ✓ 主要7核種※1+Sr-89：完了 ✓ Ni-63･Cd-113mを除く60核種＋C-14+H-3：分析中 ✓ **Ni-63･Cd-113mを含む62核種+C-14+H-3：分析中(1月下旬完了目処)**

※1:Cs-134,137,Co-60,Ru-106,Sb-125,Sr-90,I-129

1-3. 二次処理性能確認試験対象タンク選定

■ 二次処理性能確認試験対象タンク選定

- 当社検討素案で性能確認を行うこととしている告示濃度比総和100以上の中から高い濃度のタンク群（J1-C群）、低い濃度のタンク群（J1-G群）として選定
- J1-D群は、トラブル由来※1の多核種除去設備等処理水を貯留している。当該の水はSr処理水と同様の性状であり、Sr処理水に関してはこれまで十分な処理実績を有していることから、二次処理の知見拡充の観点より対象から除外

タンク群	告示濃度比 総 和 （主要7核種）	貯 留 履 歴
J1-C	**3,791**	Sr処理水（残水）+多核種除去設備等処理水
J1-A	1,018	
J1-G	**153**	
J1-K	2,981	高性能ALPS検証試験装置の処理水
G1S-B	621	多核種除去設備等処理水 （設備稼働初期の処理水）
B-A～E	0.08～758	
J1-D	14,442	トラブル由来※1の多核種除去設備等処理水

※1 2013年度に発生した多核種除去設備のクロスフローフィルタの不具合により炭酸塩沈殿処理のスラリーが設備出口に透過した事象

1-4. 二次処理性能確認試験結果(J1-C群)

TEPCO

■ J1-C群（Ni-63・Cd-113mを除く60核種+C-14+H-3）

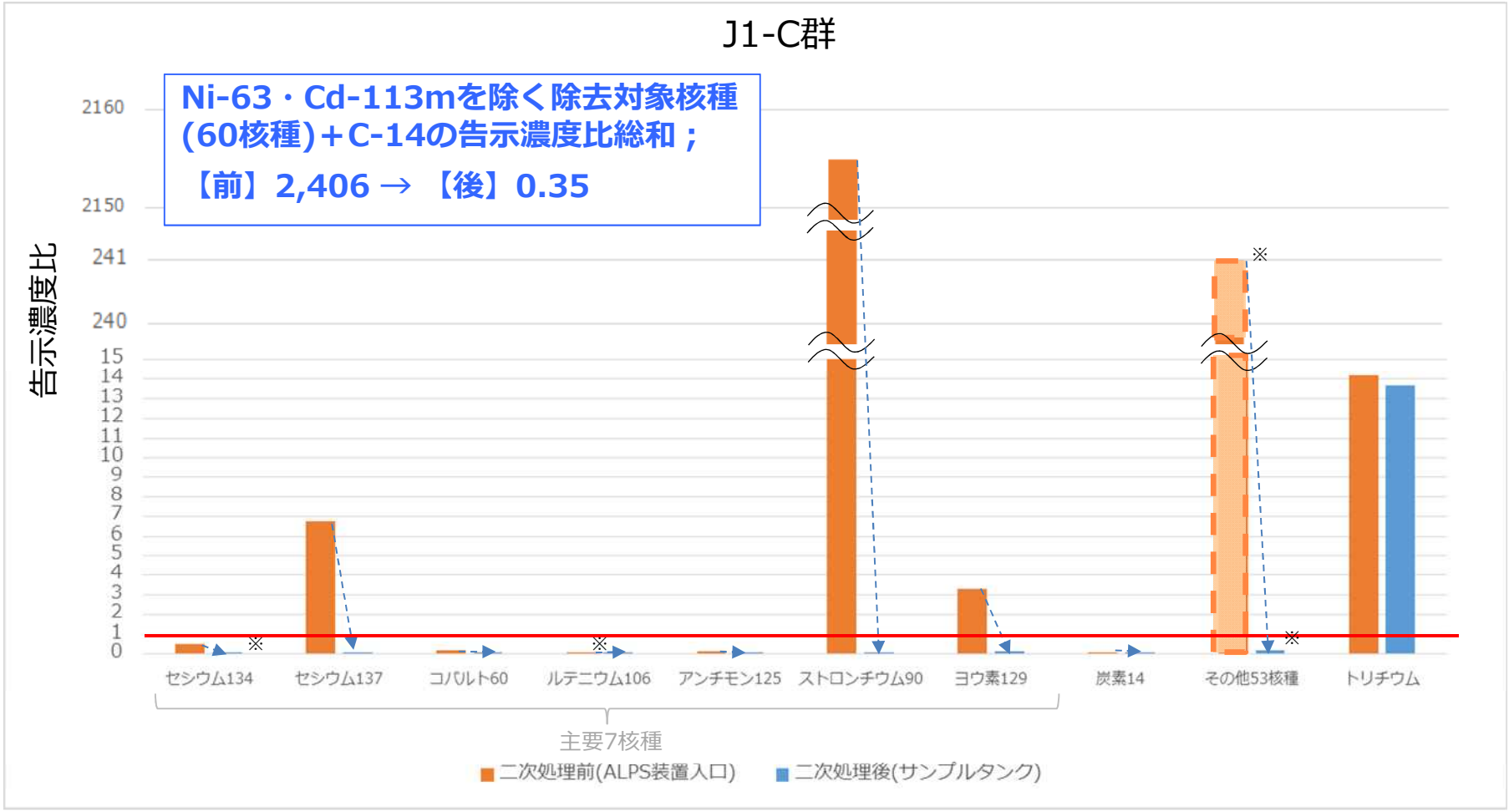
		告示濃度限度【Bq/L】	二次処理前(設備入口)※1 分析結果【Bq/L】	二次処理前(設備入口)※1 告示濃度比※3	二次処理後（サンプルタンク）※2 分析結果【Bq/L】	二次処理後（サンプルタンク）※2 告示濃度比※3
主要7核種	Cs-134	60	2.93E+01	0.49	<7.60E-02	0.0013
	Cs-137	90	5.99E+02	6.7	1.85E-01	0.0021
	Co-60	200	3.63E+01	0.18	3.33E-01	0.0017
	Ru-106	100	<5.00E+00	0.050	1.43E+00	0.014
	Sb-125	800	8.30E+01	0.10	2.26E-01	0.00028
	Sr-90	30	6.46E+04	2,155	3.57E-02	0.0012
	I-129	9	2.99E+01	3.3	1.16E+00	0.13
	C-14	2,000	1.53E+01	0.0076	1.76E+01	0.0088
	H-3	60,000	8.51E+05	14.2	8.22E+05	13.7

	二次処理前(設備入口)※1	二次処理後（サンプルタンク）※2
主要7核種の告示濃度比総和	2,165	0.15
Ni-63・Cd-113mを除く60核種※4+C-14の告示濃度比総和	2,406	0.35

※1　9/19,20,21に採取した試料についてコンポジットを行い，分析を実施
※2　9/27に採取した試料について分析を実施
※3　分析結果が検出限界値未満の核種は，検出限界値を用いて算出
※4　分析結果及び告示濃度限度の詳細は、p9～14を参照

1-4. 二次処理性能確認試験結果(J1-C群)

■ J1-C群（Ni-63・Cd-113mを除く60核種+C-14+H-3）



※　分析結果が検出限界値未満の核種は，検出限界値を用いて算出

1-5. 二次処理性能確認試験結果（J1-G群）

TEPCO

J1-G群（主要７核種＋Sr-89）

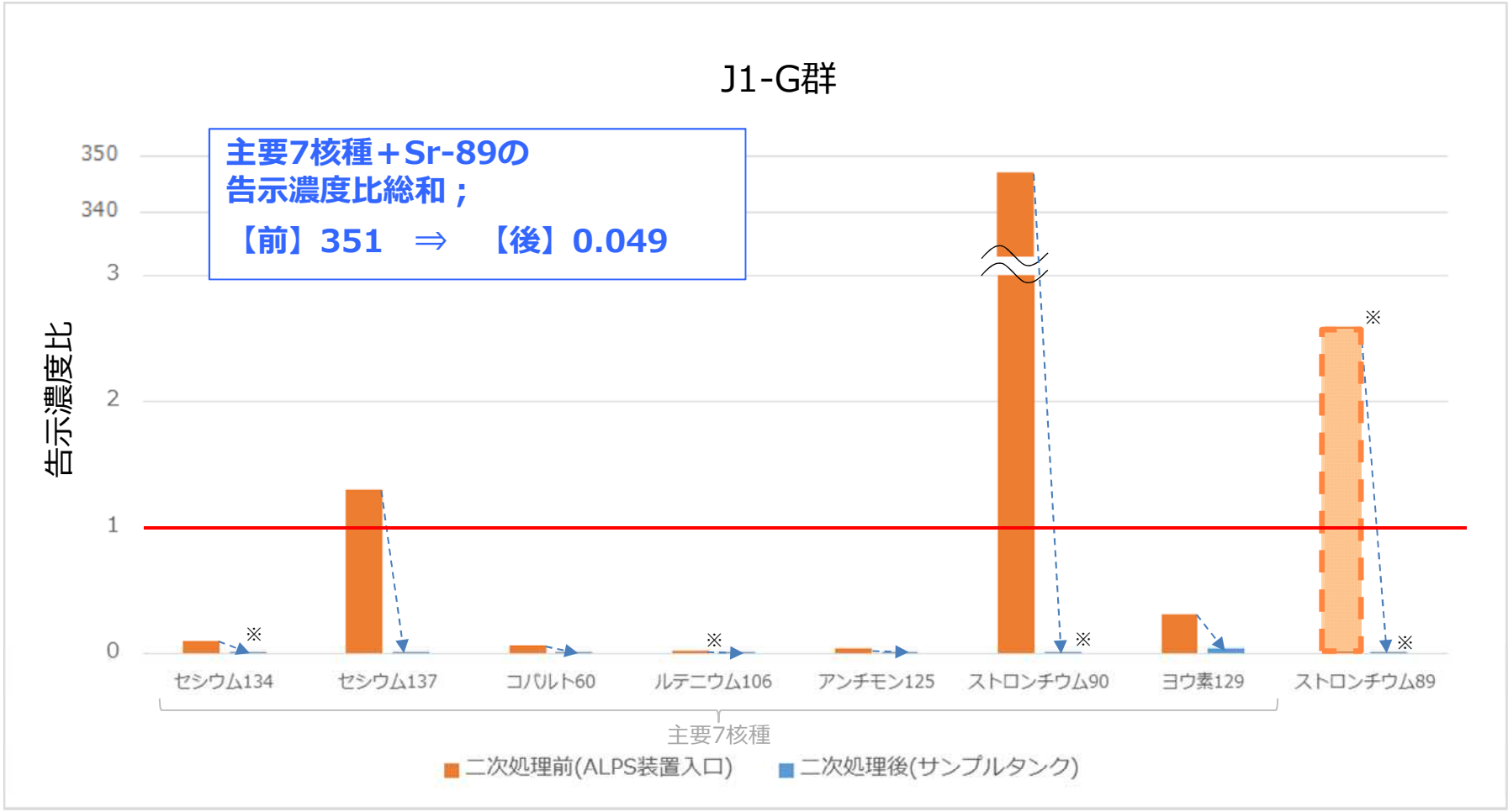
		告示濃度限度【Bq/L】	二次処理前(設備入口)※1 分析結果【Bq/L】	二次処理前(設備入口)※1 告示濃度比※3	二次処理後（サンプルタンク）※2 分析結果【Bq/L】	二次処理後（サンプルタンク）※2 告示濃度比※3
主要７核種	Cs-134	60	5.94E+00	0.10	＜6.65E-02	0.0011
	Cs-137	90	1.18E+02	1.3	3.29E-01	0.0037
	Co-60	200	1.31E+01	0.065	2.33E-01	0.0012
	Ru-106	100	＜2.27E+00	0.023	4.83E-01	0.0048
	Sb-125	800	3.23E+01	0.040	1.37E-01	0.00017
	Sr-90	30	1.04E+04	347	＜3.18E-02	0.0011
	I-129	9	2.79E+00	0.31	3.28E-01	0.036
	Sr-89	300	＜7.87E+02	2.6	＜4.52E-02	0.00015

	二次処理前(設備入口)※1	二次処理後（サンプルタンク）※2
主要7核種の告示濃度比総和	349	0.048
主要7核種+Sr-89の告示濃度比総和	351	0.049

※1　10/5,6,7に採取した試料についてコンポジットを行い，分析を実施
※2　10/13に採取した試料について分析を実施
※3　分析結果が検出限界値未満の核種は，検出限界値を用いて算出

1-5. 二次処理性能確認試験結果（J1-G群）

■ J1-G群（主要７核種＋Sr-89）



※　分析結果が検出限界値未満の核種は，検出限界値を用いて算出

1-6. 二次処理性能確認試験結果詳細(J1-C群)

	核種（半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	二次処理前		二次処理後		備考
			分析結果 [Bq/L]	告示濃度比	分析結果 [Bq/L]	告示濃度比	
1	Rb-86（約19日）	3E+02	<4.11E+00	1.4E-02	<4.97E-01	1.7E-03	
2	Sr-89（約51日）	3E+02	<6.72E+03	2.2E+01	<5.37E-02	1.8E-04	
3	Sr-90（約29年）	3E+01	6.46E+04	2.2E+03	3.57E-02	1.2E-03	
4	Y-90（約64時間）	3E+02	6.46E+04	2.2E+02	3.57E-02	1.2E-04	Sr-90と放射平衡
5	Y-91（約59日）	3E+02	<8.45E+01	2.8E-01	<1.65E+01	5.5E-02	
6	Nb-95（約35日）	1E+03	<3.50E-01	3.5E-04	<4.96E-02	5.0E-05	
7	Tc-99（約21万年）	1E+03	1.74E+01	1.7E-02	<1.23E+00	1.2E-03	
8	Ru-103（約40日）	1E+03	<7.21E-01	7.2E-04	<5.27E-02	5.3E-05	
9	Ru-106（約370日）	1E+02	<5.00E+00	5.0E-02	1.43E+00	1.4E-02	
10	Rh-103m（約56分）	2E+05	<7.21E-01	3.6E-06	<5.27E-02	2.6E-07	Ru-103と放射平衡
11	Rh-106（約30秒）	3E+05	<5.00E+00	1.7E-05	1.43E+00	4.8E-06	Ru-106と放射平衡
12	Ag-110m（約250日）	3E+02	<5.41E-01	1.8E-03	<4.26E-02	1.4E-04	
13	Cd-113m（約15年）	4E+01	分析中				

1-6. 二次処理性能確認試験結果詳細(J1-C群)

	核種（半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	二次処理前		二次処理後		備考
			分析結果 [Bq/L]	告示濃度比	分析結果 [Bq/L]	告示濃度比	
14	Cd-115m（約45日）	3E+02	<2.26E+01	7.5E-02	<2.70E+00	9.0E-03	
15	Sn-119m（約290日）	2E+03	<3.90E+02	1.9E-01	<4.24E+01	2.1E-02	Sn-123の放射能濃度より評価
16	Sn-123（約130日）	4E+02	<6.06E+01	1.5E-01	<6.59E+00	1.6E-02	
17	Sn-126（約10万年）	2E+02	<2.88E+00	1.4E-02	<2.92E-01	1.5E-03	
18	Sb-124（約60日）	3E+02	<2.79E-01	9.3E-04	<9.67E-02	3.2E-04	
19	Sb-125（約3年）	8E+02	8.30E+01	1.0E-01	2.26E-01	2.8E-04	
20	Te-123m（約120日）	6E+02	<8.32E-01	1.4E-03	<9.19E-02	1.5E-04	
21	Te-125m（約58日）	9E+02	8.30E+01	9.2E-02	2.26E-01	2.5E-04	Sb-125と放射平衡
22	Te-127（約9時間）	5E+03	<7.25E+01	1.5E-02	<4.69E+00	9.4E-04	
23	Te-127m（約110日）	3E+02	<7.53E+01	2.5E-01	<4.87E+00	1.6E-02	Te-127の放射能濃度より評価
24	Te-129（約70分）	1E+04	<1.27E+01	1.3E-03	<6.15E-01	6.1E-05	
25	Te-129m（約34日）	3E+02	<1.31E+01	4.4E-02	<1.37E+00	4.6E-03	
26	I-129（約1600万年）	9E+00	2.99E+01	3.3E+00	1.16E+00	1.3E-01	

1-6. 二次処理性能確認試験結果詳細(J1-C群)

	核種（半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	二次処理前		二次処理後		備考
			分析結果 [Bq/L]	告示濃度比	分析結果 [Bq/L]	告示濃度比	
27	Cs-134（約2年）	6E+01	2.93E+01	4.9E-01	<7.60E-02	1.3E-03	
28	Cs-135（約300万年）	6E+02	3.81E-03	6.4E-06	1.18E-06	2.0E-09	Cs-137の放射能濃度より評価
29	Cs-136（約13日）	3E+02	<3.77E-01	1.3E-03	<4.68E-02	1.6E-04	
30	Cs-137（約30年）	9E+01	5.99E+02	6.7E+00	1.85E-01	2.1E-03	
31	Ba-137m（約3分）	8E+05	5.99E+02	7.5E-04	1.85E-01	2.3E-07	Cs-137と放射平衡
32	Ba-140（約13日）	3E+02	<2.40E+00	8.0E-03	<2.02E-01	6.7E-04	
33	Ce-141（約32日）	1E+03	<1.51E+00	1.5E-03	<2.62E-01	2.6E-04	
34	Ce-144（約280日）	2E+02	<6.84E+00	3.4E-02	<5.69E-01	2.8E-03	
35	Pr-144（約17分）	2E+04	<6.84E+00	3.4E-04	<5.69E-01	2.8E-05	Ce-144と放射平衡
36	Pr-144m（約7分）	4E+04	<6.84E+00	1.7E-04	<5.69E-01	1.4E-05	Ce-144と放射平衡
37	Pm-146（約6年）	9E+02	<1.23E+00	1.4E-03	<6.66E-02	7.4E-05	
38	Pm-147（約3年）	3E+03	<4.08E+00	1.4E-03	<8.04E-01	2.7E-04	Eu-154の放射能濃度より評価
39	Pm-148（約5日）	3E+02	<6.49E-01	2.2E-03	<2.33E-01	7.8E-04	

1-6. 二次処理性能確認試験結果詳細(J1-C群)

	核種（半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	二次処理前		二次処理後		備考
			分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比	分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比	
40	Pm-148m（約41日）	5E+02	<6.34E-01	1.3E-03	<4.84E-02	9.7E-05	
41	Sm-151（約87年）	8E+03	<5.77E-02	7.2E-06	<1.14E-02	1.4E-06	Eu-154の放射能濃度より評価
42	Eu-152（約13年）	6E+02	<2.70E+00	4.5E-03	<2.84E-01	4.7E-04	
43	Eu-154（約9年）	4E+02	<5.77E-01	1.4E-03	<1.14E-01	2.8E-04	
44	Eu-155（約5年）	3E+03	<3.43E+00	1.1E-03	<3.36E-01	1.1E-04	
45	Gd-153（約240日）	3E+03	<3.17E+00	1.1E-03	<2.64E-01	8.8E-05	
46	Tb-160（約72日）	5E+02	<1.66E+00	3.3E-03	<1.43E-01	2.9E-04	
47	Pu-238（約88年）	4E+00	5.70E-01	1.4E-01	<3.25E-02	8.1E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
48	Pu-239（約24000年）	4E+00	5.70E-01	1.4E-01	<3.25E-02	8.1E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
49	Pu-240（約6600年）	4E+00	5.70E-01	1.4E-01	<3.25E-02	8.1E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
50	Pu-241（約14年）	2E+02	2.07E+01	1.0E-01	<1.18E+00	5.9E-03	Pu-238の放射能濃度から評価
51	Am-241（約430年）	5E+00	5.70E-01	1.1E-01	<3.25E-02	6.5E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
52	Am-242m（約150年）	5E+00	1.03E-02	2.1E-03	<5.87E-04	1.2E-04	Am-241の放射能濃度より評価

1-6. 二次処理性能確認試験結果詳細(J1-C群)

	核種（半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	二次処理前		二次処理後		備考
			分析結果 [Bq/L]	告示濃度比	分析結果 [Bq/L]	告示濃度比	
53	Am-243（約7400年）	5E+00	5.70E-01	1.1E-01	<3.25E-02	6.5E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
54	Cm-242（約160日）	6E+01	5.70E-01	9.5E-03	<3.25E-02	5.4E-04	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
55	Cm-243（約29年）	6E+00	5.70E-01	9.5E-02	<3.25E-02	5.4E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
56	Cm-244（約18年）	7E+00	5.70E-01	8.1E-02	<3.25E-02	4.6E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
57	Mn-54（約310日）	1E+03	<3.62E-01	3.6E-04	<3.83E-02	3.8E-05	
58	Fe-59（約45日）	4E+02	<6.41E-01	1.6E-03	<8.66E-02	2.2E-04	
59	Co-58（約71日）	1E+03	<3.44E-01	3.4E-04	<4.11E-02	4.1E-05	
60	Co-60（約5年）	2E+02	3.63E+01	1.8E-01	3.33E-01	1.7E-03	
61	Ni-63（約100年）	6E+03	分析中				
62	Zn-65（約240日）	2E+02	<7.19E-01	3.6E-03	<9.41E-02	4.7E-04	
63	C-14（約5700年）	2E+03	1.53E+01	7.6E-03	1.76E+01	8.8E-03	
合計（Ni-63・Cd-113mを除く）			-	2.4E+03	-	3.5E-01	

1-6. 二次処理性能確認試験結果詳細(J1-C群)

核種（半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	二次処理前		二次処理後		備考
		分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比	分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比	
全α	-	5.70E-01	-	<3.25E-02	-	
H-3（約12年）	6E+04	8.51E+05	1.4E+01	8.22E+05	1.4E+01	

1-7. 二次処理性能確認試験の分析について

TEPCO

- 二次処理性能確認試験の分析箇所
  - 多核種除去設備入口及びサンプルタンクにて、試料を採取し分析を実施
- 二次処理性能確認試験の分析核種
  - 多核種除去設備等処理水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）について、除去対象としている62核種+C-14+H-3の放射能濃度を確認
- 62核種+C-14+H-3の定量方法

●Ｇｅ半導体検出器によるγ線核種分析結果を基に定量・評価する核種

	核種	核種測定または評価の方法		核種	核種測定または評価の方法
1	Rb-86	γ線核種分析	24	Cs-137	γ線核種分析
2	Y-91	γ線核種分析	25	Ba-137m	Cs-137と放射平衡
3	Nb-95	γ線核種分析	26	Ba-140	γ線核種分析
4	Ru-103	γ線核種分析	27	Ce-141	γ線核種分析
5	Ru-106	γ線核種分析	28	Ce-144	γ線核種分析
6	Rh-103m	Ru-103と放射平衡	29	Pr-144	Ce-144と放射平衡
7	Rh-106	Ru-106と放射平衡	30	Pr-144m	Ce-144と放射平衡
8	Ag-110m	γ線核種分析	31	Pm-146	γ線核種分析
9	Cd-115m	γ線核種分析	32	Pm-147	Eu-154から評価
10	Sn-119m	Sn-123から評価	33	Pm-148	γ線核種分析
11	Sn-123	γ線核種分析	34	Pm-148m	γ線核種分析
12	Sn-126	γ線核種分析	35	Sm-151	Eu-154からの評価
13	Sb-124	γ線核種分析	36	Eu-152	γ線核種分析
14	Sb-125	γ線核種分析	37	Eu-154	γ線核種分析
15	Te-123m	γ線核種分析	38	Eu-155	γ線核種分析
16	Te-125m	Sb-125と放射平衡	39	Gd-153	γ線核種分析
17	Te-127	γ線核種分析	40	Tb-160	γ線核種分析
18	Te-127m	Te-127から評価	41	Mn-54	γ線核種分析
19	Te-129	γ線核種分析	42	Fe-59	γ線核種分析
20	Te-129m	γ線核種分析	43	Co-58	γ線核種分析
21	Cs-134	γ線核種分析	44	Co-60	γ線核種分析
22	Cs-135	Cs-137から評価	45	Zn-65	γ線核種分析
23	Cs-136	γ線核種分析			

●全α放射能測定の結果から定量・評価する核種

	核種	核種測定または評価の方法
46	Pu-238	全α放射能
47	Pu-239	全α放射能
48	Pu-240	全α放射能
49	Pu-241	Pu-238からの評価値
50	Am-241	全α放射能
51	Am-242m	Am-241からの評価値
52	Am-243	全α放射能
53	Cm-242	全α放射能
54	Cm-243	全α放射能
55	Cm-244	全α放射能

●その他の方法で定量・評価する核種

	核種	核種測定または評価の方法
56	H-3	蒸留による分離後、β線測定
57	C-14	化学分離後、β線測定
58	Sr-90	化学分離後、β線測定
59	Sr-89	化学分離後、β線測定
60	Y-90	Sr-90と放射平衡
61	Tc-99	ICP-MS測定
62	Cd-113m	化学分離後、β線測定
63	I-129	ICP-MS測定
64	Ni-63	化学分離後、β線測定

1-7. 二次処理性能確認試験の分析について

TEPCO

■ 核種測定方法のまとめ

核種	測定方法	目標検出下限値（Bq/L）
γ線放出核種	５Ｌマリネリ容器に試料を分取し、Ge半導体検出器にて測定	0.07（Cs-137）※1
H-3	蒸留によって不純物を取り除いた試料とシンチレータを混合した後、液体シンチレーションカウンタにて測定	30
C-14	試料に濃硝酸、過硫酸カリウムを添加して加熱し、発生したCO_2を吸収剤に捕集してシンチレータと混合した後、液体シンチレーションカウンタにて測定	10
Cd-113m	イオン交換によりCdを精製・回収し、シンチレータと混合した後、液体シンチレーションカウンタにて測定	0.2
Ni-63	Niレジンにより Niを精製・回収し、シンチレータと混合した後、液体シンチレーションカウンタにて測定	20
Sr-90、Sr-89	Srレジンにより Srを精製した後、炭酸塩として沈殿・回収したものをベータスペクトル分析装置にて測定	0.04（Sr-90）※2
Tc-99	試料を硝酸で希釈し、ICP-MSにて測定	2
I-129	試料に次亜塩素酸を添加してヨウ素酸イオンに調整した後、ICP-MSにて測定	0.2
全α放射能	α核種を水酸化鉄に共沈させ、抽出操作により徐鉄した後ステンレス皿に蒸発乾固後焼き付けしたものをZnSシンチレーションカウンタにて測定	0.04

※１：他の核種はベースライン、妨害核種、バックグラウンド及びγ線放出率によって変動
※２：Sr-89はSr-90濃度によって変動

1-8. 今後の分析について

■ 今後の分析について

- 二次処理性能確認試験では、処理によりトリチウムを除く告示濃度比総和が1未満となることを検証するとともに、核種分析の手順・プロセスの確認等を行うこととしている

- 二次処理性能確認試験の分析完了後、今後の分析手順・プロセスへ反映すべき点を整理し、適宜、反映を実施予定

- なお、現時点で多核種除去設備等処理水の処分方法は決まっていないが、環境へ放出する場合は、放出前に除去対象としている62核種（全アルファを含む）、C-14、H-3、全ベータの分析を当社及び第三者で分析を行い、トリチウム以外の核種が告示比総和1未満であること、及びトリチウム濃度を確認することとしている

- 放射能測定時の検出下限値は、計数の標準偏差（バラつきの指標）に一定の包含係数を掛けて下記のとおり表される

$$N_d = k\sigma$$

σ：正味計数の標準偏差　　k：包含係数

- 放射能濃度の計算に用いられる正味の計数は測定によって得られる計数からベースラインの計数、バックグラウンドの計数、妨害核種の計数を差し引いて求められる

$$N_d = N_s - (N_1 + N_2 + \cdots + N_n)$$

N_s：試料の計数　　N_i：差し引くべき計数

$$\sigma = \sqrt{\sigma_s^2 + \sigma_1^2 + \sigma_2^2 + \cdots + \sigma_n^2}$$

σ_s：試料の計数の標準偏差

σ_i：差し引くべき計数の標準偏差

- これを解くと一般に検出下限値は下記のとおりとなる

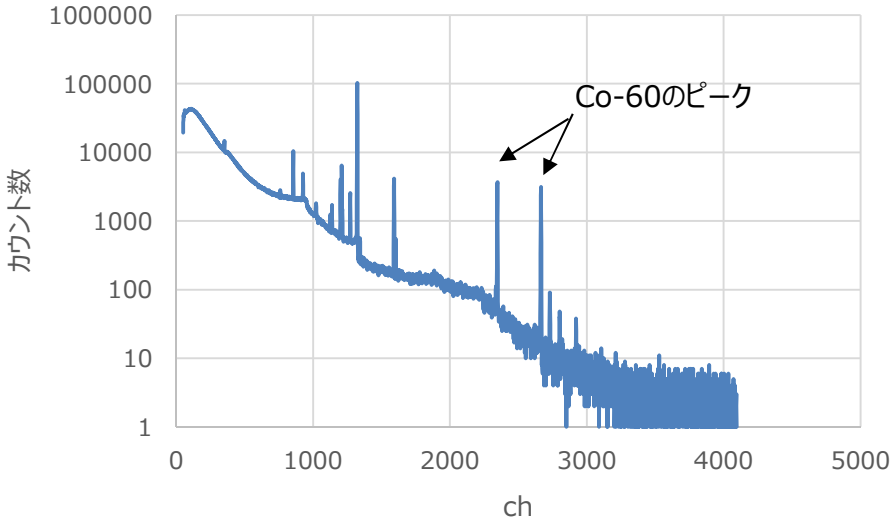
$$N_d = \frac{k^2 + k\sqrt{k^2 + 4\{(N_1 + \sigma_1^2) + (N_2 + \sigma_2^2) + \cdots + (N_n + \sigma_n^2)\}}}{2}$$

→差し引くべき計数が大きく、項目が多くなるほど検出下限値は高くなる

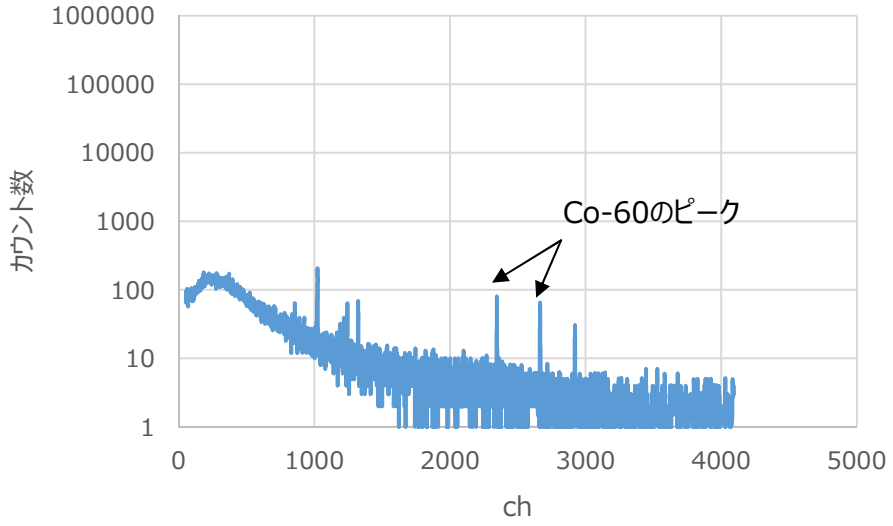
参考文献：原子力規制庁監視情報課、放射能測定シリーズNo.7、“ゲルマニウム半導体検出器によるγ線スペクトロメトリー”、（令和２年9月改訂）

➢Ge半導体検出器によるγ線スペクトロメトリーの場合（ベースラインの影響）

◎二次処理前のγ線スペクトル



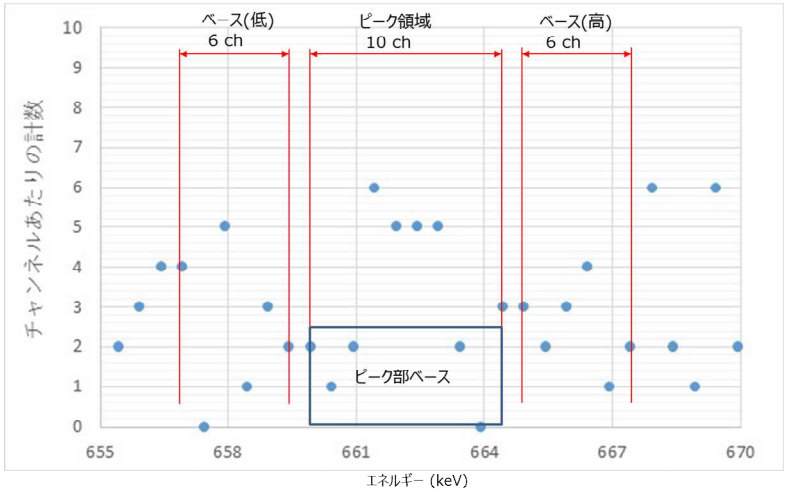
◎二次処理後のγ線スペクトル



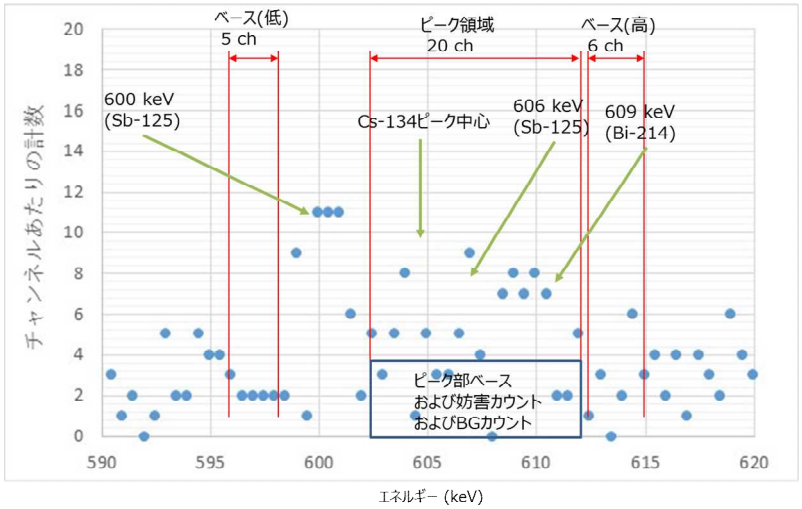
- 高エネルギー側、低エネルギー側のベースラインを差し引いて正味計数率を求めるため、ベースの高さとバラつきによって検出下限値が決定される
- 二次処理前後を比較すると処理前は高いγ線エネルギーを持つCo-60が比較的多く検出されているため（36.3Bq/L）、コンプトン散乱の影響によって、これよりも低いエネルギー側のベースが高くなり、処理後と比較して検出下限値が大きくなる
- なお、放射能を定量する際には当該ピークのγ線放出率で除する必要があるため、放出率が低い核種は相対的に検出下限値が高くなる

➢Ge半導体検出器によるγ線スペクトロメトリーの場合（妨害核種について）

◎バックグラウンド、妨害核種が無い場合（Cs-137の例）

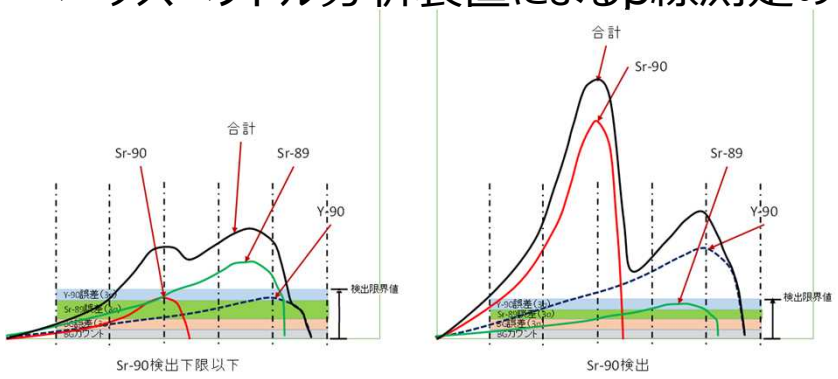


◎バックグラウンド、妨害核種が有る場合（Cs-134の例）

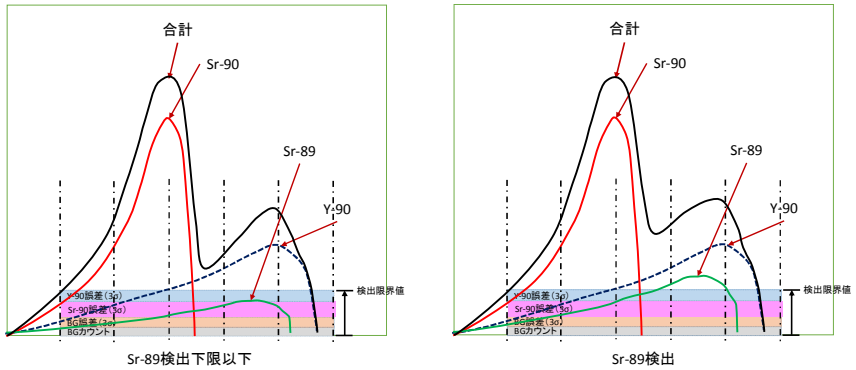


- ベースライン以外にバックグラウンド（天然放射性核種）や他の放射性核種の影響を受ける場合、前述のとおり、差し引くべき計数が多くなり、相対的に検出下限値は高くなってしまう
- なお、Ge半導体検出器によるγ線スペクトロメトリーでは検出下限値の包含係数kは3としている

➢ベータスペクトル分析装置によるβ線測定の場合（Sr-90、Sr-89）



Sr-90の場合



Sr-89の場合

- ベータスペクトル分析装置によるβ線スペクトル測定では上図のようにSr-90、Sr-89、Y-90のβ線スペクトルが合成された形となる
- 試料のβ線スペクトルを５領域に分割し、各領域の計数からバックグラウンド計数を差し引いた正味計数が最適化するように各放射能強度を算出する

- 検出下限値は、当該核種以外の誤差とBG誤差を基に算出する

$$N_{Sr90} = N_s - (N_b + N_{Sr89} + N_{Y90})$$

$$N_{Sr89} = N_s - (N_b + N_{Sr90} + N_{Y90})$$

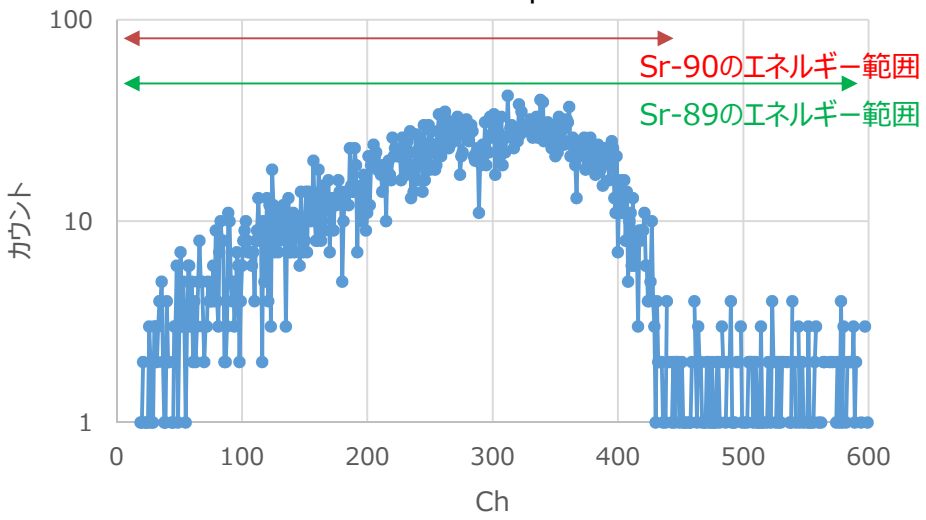
$$N_{Sr90} = \frac{k^2 + k\sqrt{k^2 + 4\{(N_b + \sigma_b^2) + (N_{Sr89} + \sigma_{Sr89}^2) + (N_{Y90} + \sigma_{Y90}^2)\}}}{2}$$

$$N_{Sr89} = \frac{k^2 + k\sqrt{k^2 + 4\{(N_b + \sigma_b^2) + (N_{Sr90} + \sigma_{Sr90}^2) + (N_{Y90} + \sigma_{Y90}^2)\}}}{2}$$

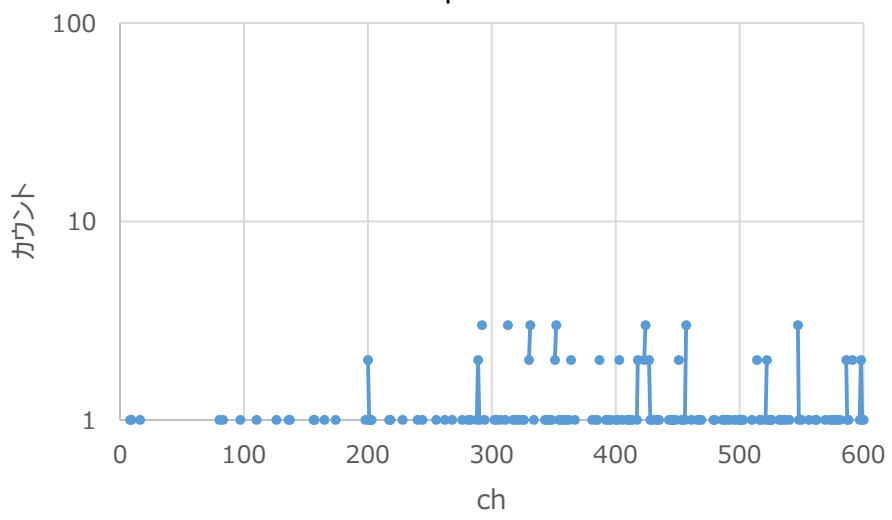
- よって、本分析では差し引くべき計数が大きくなる場合、相対的に検出下限値は大きくなる
- また、Sr-90の包含係数kは3としているが、試料計数に対するSr-90及びY-90の計数の割合が大きいため、誤検出を防ぐためにSr-89の包含係数kは6としている。このため、Sr-89の検出下限値は相対的に大きくなる

➢ベータスペクトル分析装置によるβ線測定の場合（Sr-90、Sr-89）

◎二次処理前のβ線スペクトル



◎二次処理後のβ線スペクトル



- 二次処理前後のβ線測定におけるスペクトルを上図に示す
- 処理前のスペクトルでは、Sr-90の明確なピークが確認された
- Sr-89の検出下限値はSr-90とSr-89のエネルギー範囲が重なる部分のカウント数の影響を受けるため、Sr-90のカウントが低い処理後と比較して、処理前の検出下限値は大きくなってしまう

➢ICP-ＭＳの場合（Tc-99及びI-129）

- ICP-ＭＳを用いて測定においては、当該質量数で妨害となるような核種はなく、高分解能測定を行うことが出来るため、他の核種の影響を受けない
- 検出下限濃度（n_d;Bq/cm^3）はブランク試料の測定結果に依存し、下記の式で表される

$$n_d = \sqrt{2 \times k^2} \times \Delta_{C_N} \times L_N \times \frac{1}{L_0} \times \frac{1}{1000}$$

ここで

k ：包括係数（3）
Δ_{C_N}：ブランク操作の核種N（I-129/Tc-99）の濃度誤差（mBq/cm^3）
L_N ：核種N（I-129/Tc-99）測定試料液量（cm^3）
L_0 ：供試料量（cm^3）

- ブランク操作の核種Nの濃度誤差は測定を１０回行って求めている

➢その他の分析機器測定の場合

- 液体シンチレーションカウンタを用いた測定においては、蒸留や化学分離による核種の精製を行っているため、他の核種の影響を受けない
- ZnSシンチレーションカウンタは全てのα線を検出している
- よって、その他の分析機器測定の場合は、ブランク試料の測定結果またはバックグラウンドの測定結果を差し引くのみであり、検出下限値はブランク試料またはバックグラウンドの計数に依存し、下記の式で表される（包含係数k=3）

$$n_d = \frac{k}{2}\left\{\frac{k}{T_s} + \sqrt{\left(\frac{k}{T_s}\right)^2 + 4n_{BG}\left(\frac{1}{T_s} + \frac{1}{T_{BG}}\right)}\right\}$$

- ただし、化学分離を行っている場合には放射能計算時に回収率で除する必要があるため、化学操作の回収率が低い場合は相対的に検出下限値は高くなってしまう

■ データの信頼性
- 公定法等に基づき分析手順を定め、分析を行う
- 最新の知見が入手できれば、これを反映し、分析手法の高度化を行う
- OJTや教育により、分析員の技量を維持・向上させる
- IAEA等の外部機関による検定試験への参加や室間テストにより、クロスチェックを実施する

■ 今後の測定精度の向上
- 二次処理性能確認試験に係る分析において、手順や工程の確認を進めており、課題が抽出されれば、対応策を検討していく

2. 至近の多核種除去設備等処理水の性状

- 多核種除去設備は、『RO濃縮塩水の早期処理及び敷地境界１mSv/年未満の早期達成』、『漏洩リスクの高いフランジタンクに貯留している水の処理』といったリスク低減目標を踏まえ、稼働率を上げて処理を実施しており、当該の処理を行っていた間は告示濃度限度を超える頻度が多かった

- また、2013年度に発生した多核種除去設備のクロスフローフィルタの不具合により炭酸塩沈殿処理のスラリーが設備出口に透過した際に処理した水では高濃度のSrを確認

- 現在、上記のリスク低減目標を達成したことから、告示濃度限度未満となるよう吸着材の交換時期を管理していること、また、不具合への対策を実施した結果、至近では告示濃度限度を下回る処理を継続

2-2. 多核種除去設備の吸着材交換の運用

TEPCO

- 多核種除去設備では、除去する放射性物質に応じた吸着材を用いており、吸着塔出口での分析結果及び通水実績から吸着材交換を実施
  - ✓ I,Sb吸着材を除く吸着材については、吸着塔出口での定常分析（次頁参照）の結果に基づき交換を実施
  - ✓ I,Sb吸着材については、交換までの期間が短いことから定常分析の結果に加えて通水量（現状のSr処理水の性状では、約7,000～8,000m^{3}を目安に交換）にて交換を実施

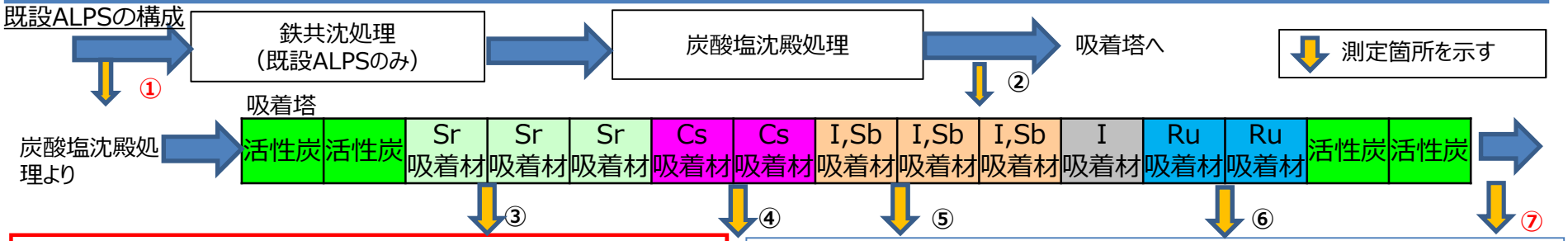
多核種除去設備の吸着塔構成(2020.11現在の既設ALPSの構成※1)

※1　吸着塔構成は処理対象水の性状等に応じ適宜見直しを実施

吸着材	主な除去対象
活性炭	コロイド状の核種(I-129,Co-60等)
Sr吸着材	Sr-89,Sr-90
Cs吸着材	Cs-134,Cs-137
I,Sb吸着材	I-129（IO^{3-}）,Sb-125
I吸着材	I-129(I^-)
Ru吸着材	Ru-106

（参考）多核種除去設備における定常分析のデータ採取箇所

- 多核種除去設備では、設備入口・出口の放射能濃度の測定及び吸着材の破過傾向の確認等のため処理プロセス途中における測定を実施（定常測定）
  - 測定項目・頻度は処理対象水の性状等に応じ適宜見直しを実施
- 定常測定の他に使用前検査時、施設定期検査時等で設備入口・出口の62核種の測定を実施



測定箇所①：設備入口（処理対象水）
測定核種　：Cs-134,Cs-137,Co-60,Mn-54,Sb-125,
　　Ru-106,Sr-90,Tc-99,I-129,全β,全α
測定頻度　：全αを除く核種：1回/週程度,全α:1回/2週
測定目的　：処理前の性状の確認

測定箇所②：炭酸塩沈殿処理出口
測定核種　：Cs-134,Cs-137,Co-60,Mn-54,Sb-125,
　　Ru-106,全β
測定頻度　：1回/週程度
測定目的　：処理前の性状の確認

測定箇所③：Sr吸着塔先頭塔出口
測定核種　：Sr-90
測定頻度　：1回/週程度
測定目的　：Srに対する吸着塔の破過傾向の確認

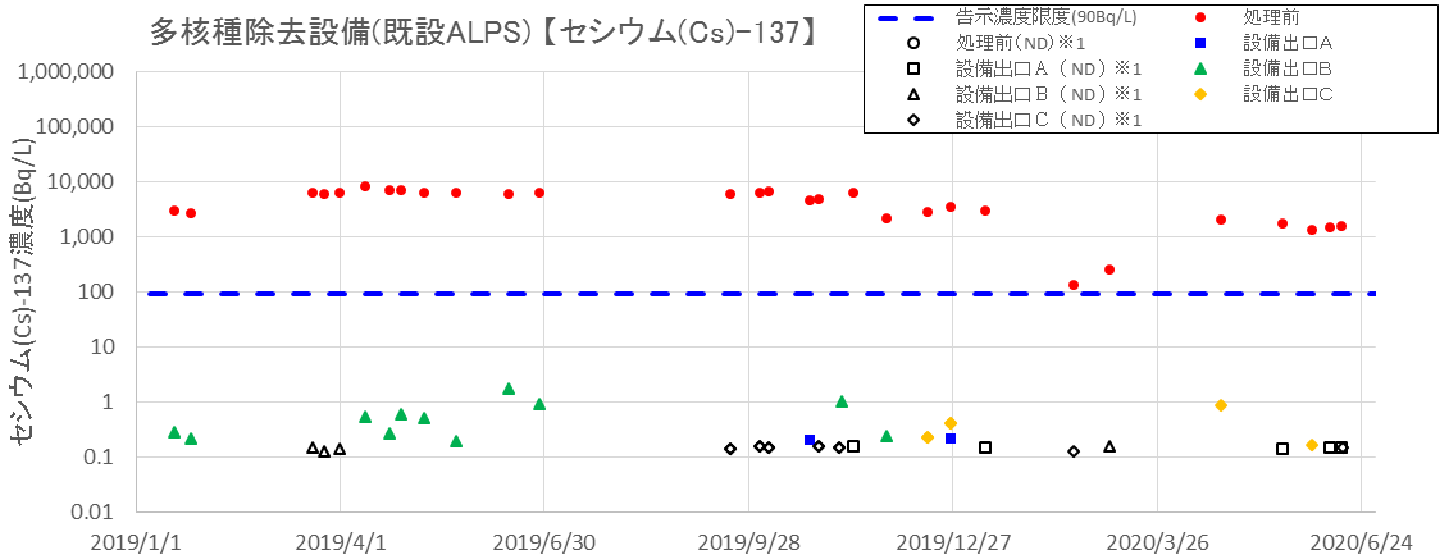
測定箇所④：Cs吸着塔先頭塔出口
測定核種　：Cs-134,Cs-137
測定頻度　：1回/週程度
測定目的　：Csに対する吸着塔の破過傾向の確認

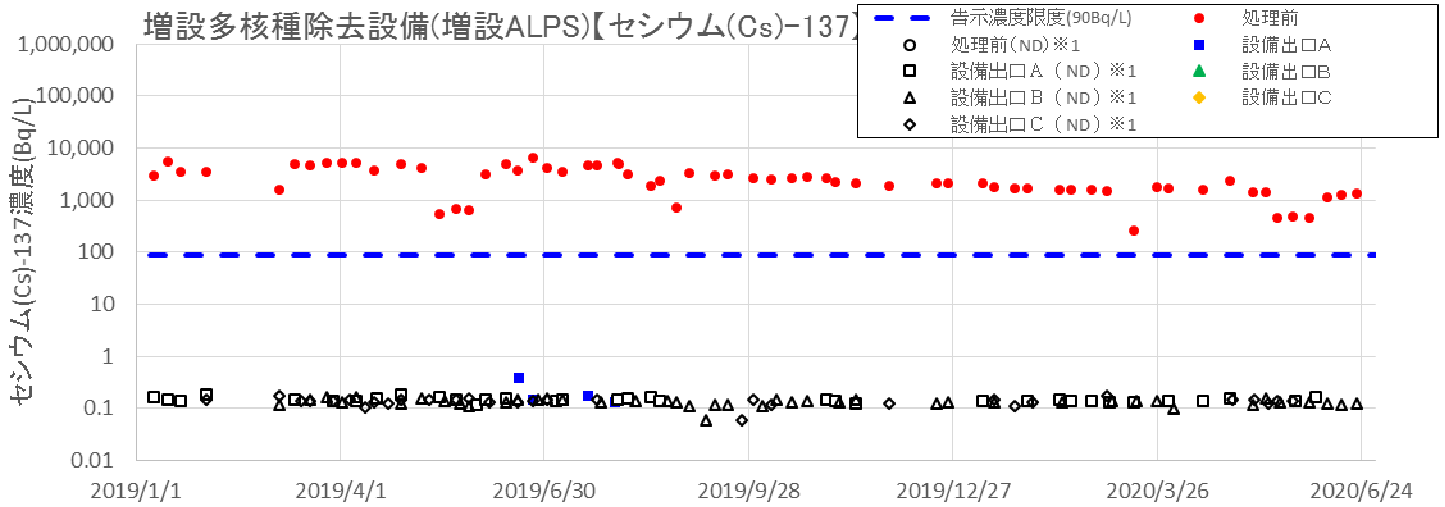
測定箇所⑤：I,Sb吸着塔先頭塔出口
測定核種　：I-129,Sb-125
測定頻度　：1回/週程度
測定目的　：I-129,Sb-125に対する吸着塔の破過傾向の確認

測定箇所⑥：Ru吸着塔先頭塔出口
測定核種　：Ru-106
測定頻度　：1回/週程度
測定目的　：Ruに対する吸着塔の破過傾向の確認

測定箇所⑦：設備出口（処理済水）
測定核種　：Cs-134,Cs-137,Co-60,Mn-54,Sb-125,Ru-106,
　　Sr-90,Tc-99,I-129,全β,全α
測定頻度　：全αを除く核種：1回/週程度,全α:1回/2週
測定目的　：処理済水の性状の確認

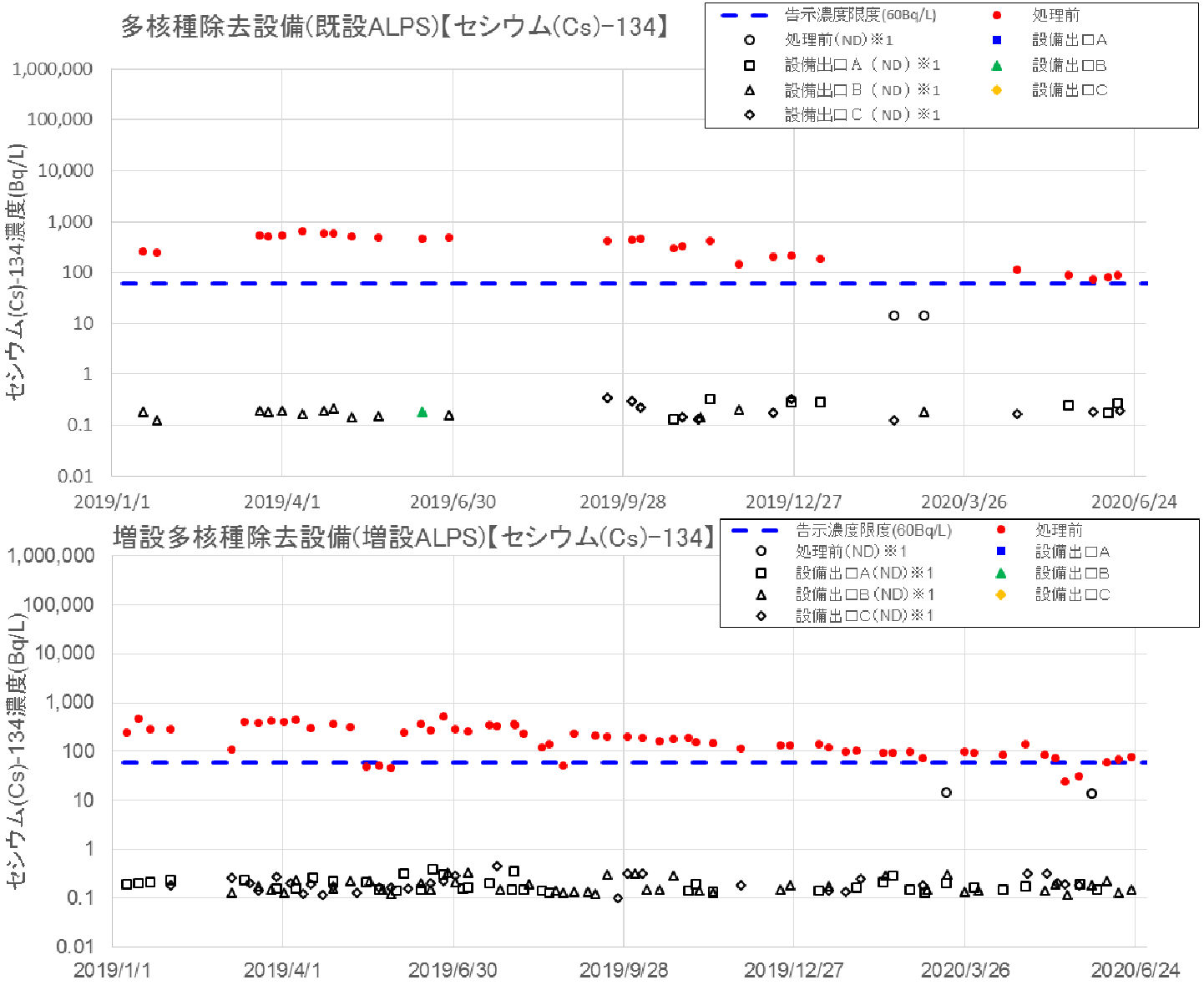
2-3. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度（Cs-137）





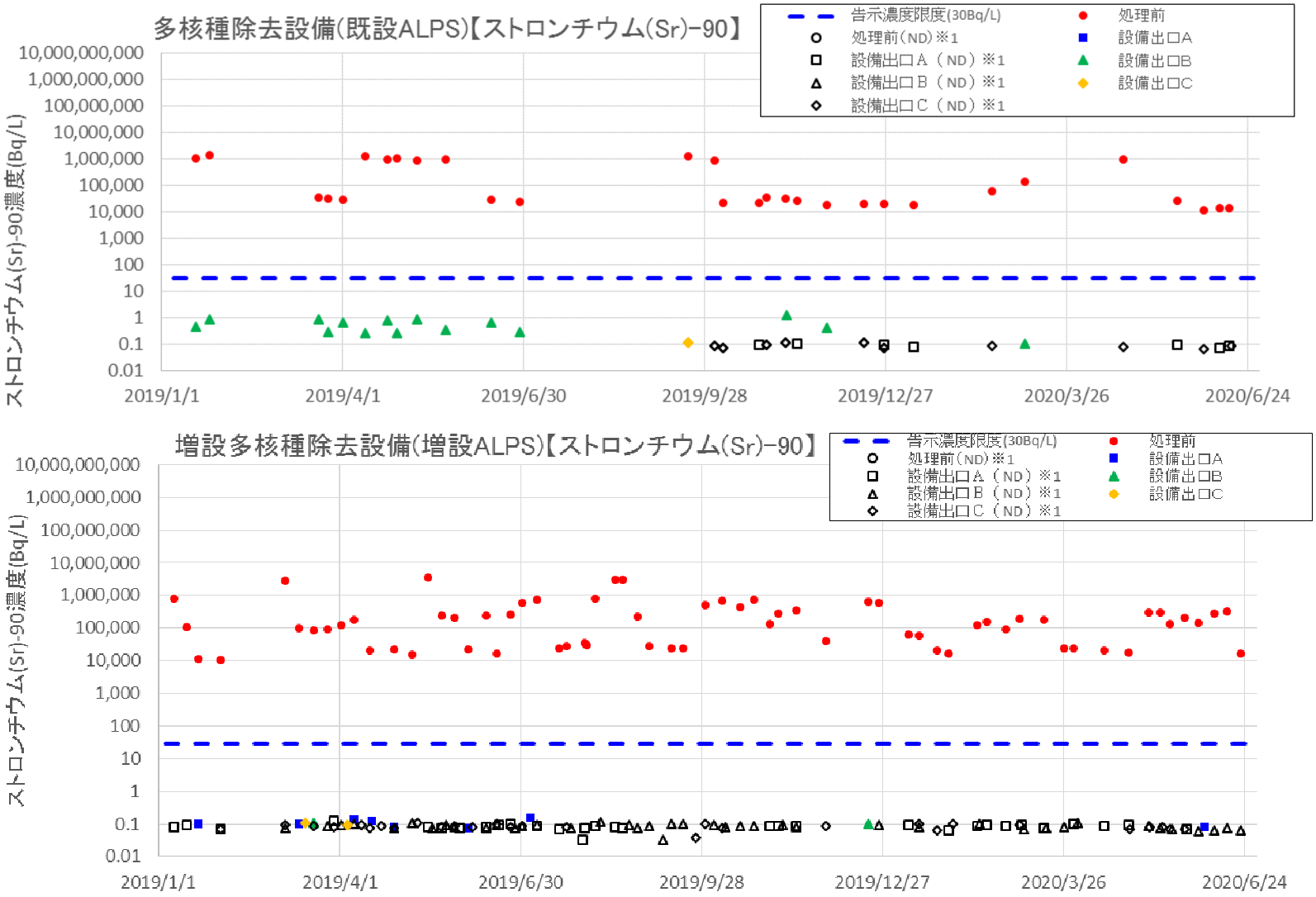
※１　NDは検出限界値未満を示す
※２　データは2019年1月～2020年6月の集約
※３　グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

2-3. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度（Cs-134）



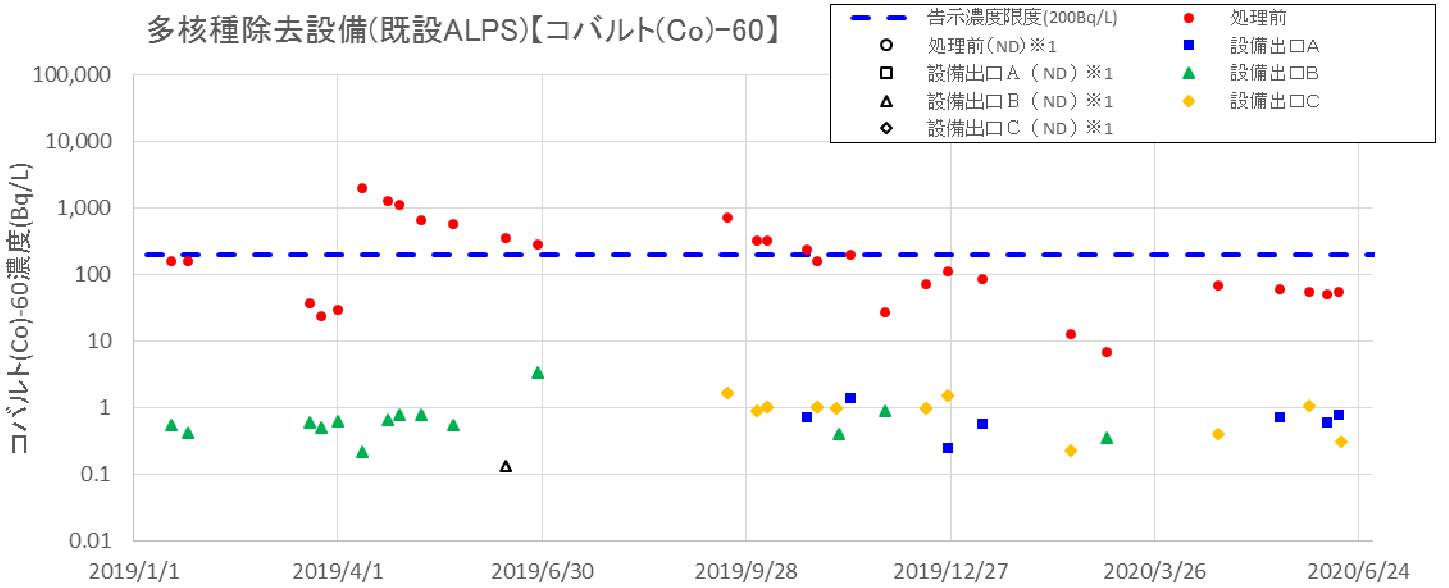
※1　NDは検出限界値未満を示す
※2　データは2019年1月～2020年6月の集約
※3　グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

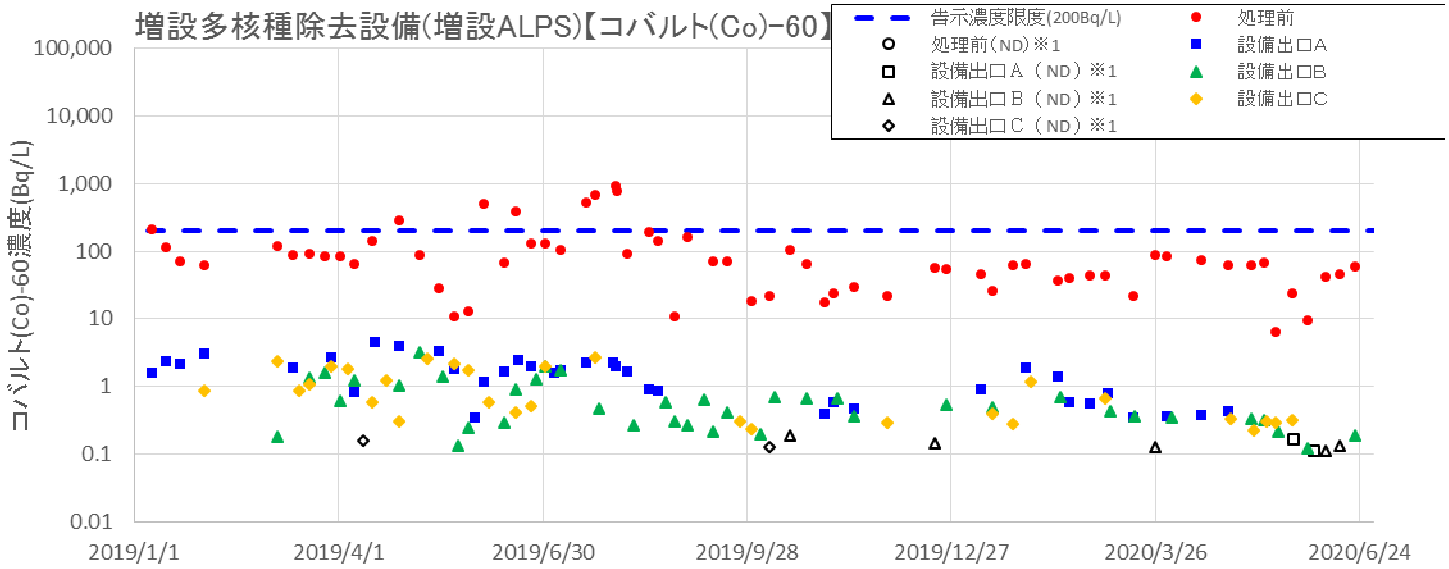
2-3. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度（Sr-90）



※１　NDは検出限界値未満を示す
※２　データは2019年1月～2020年6月の集約
※３　グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

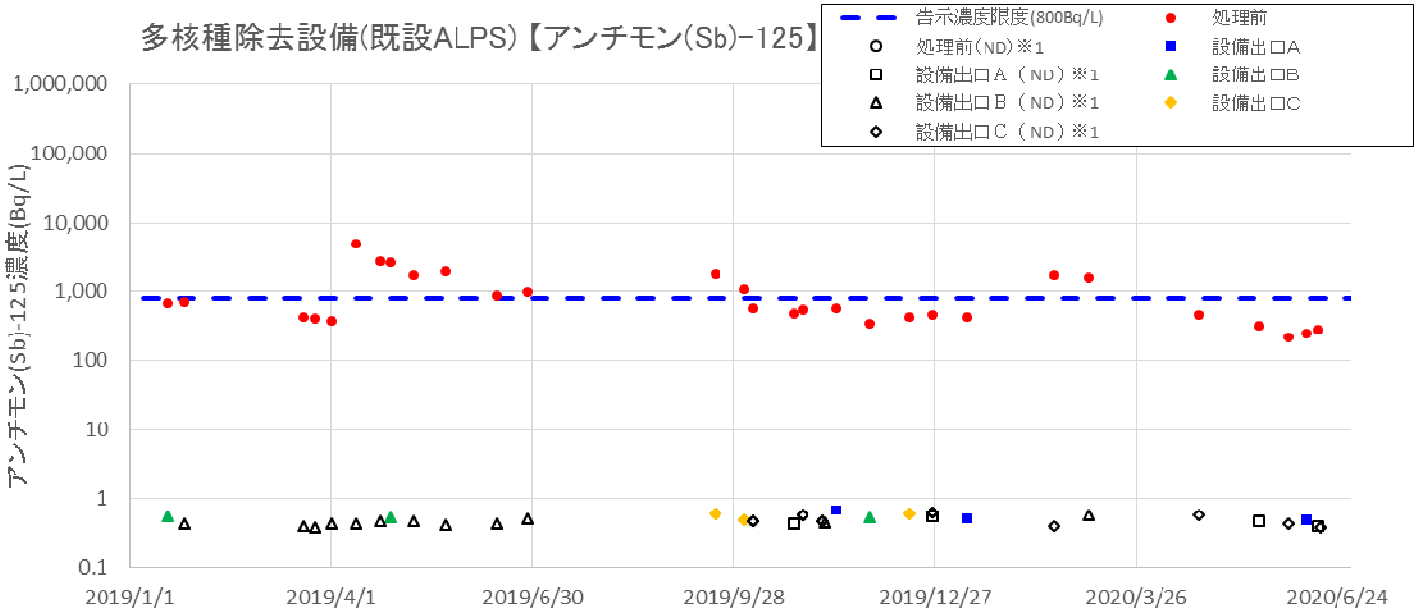
2-3. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度（Co-60）

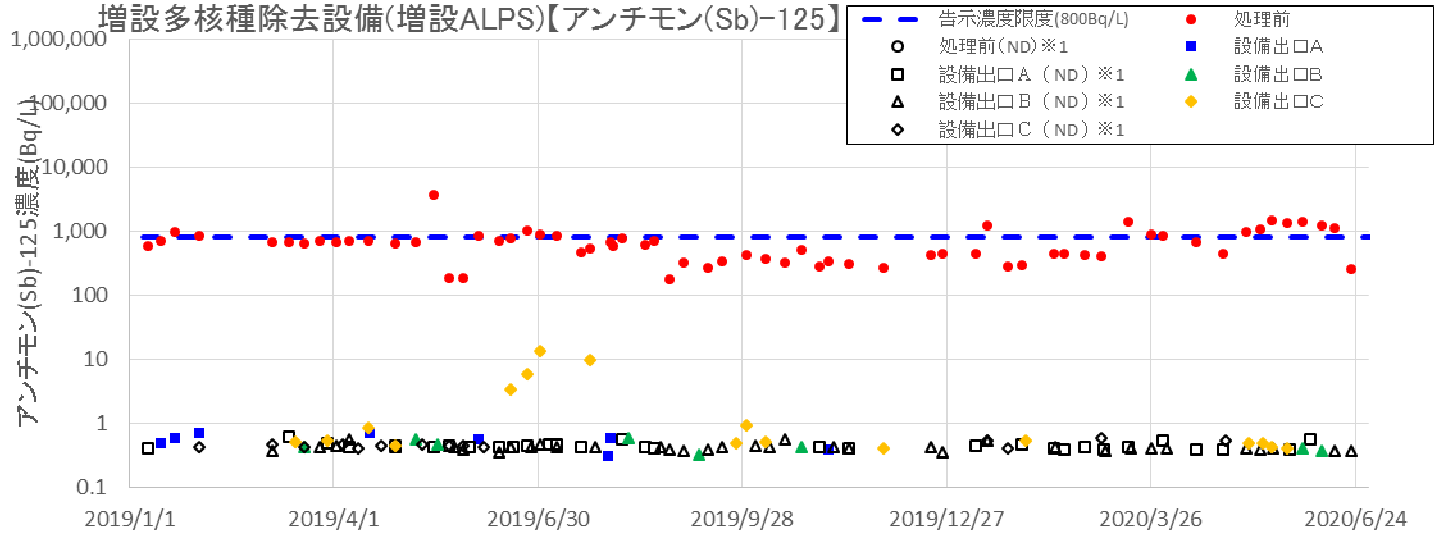




※1　NDは検出限界値未満を示す
※2　データは2019年1月～2020年6月の集約
※3　グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

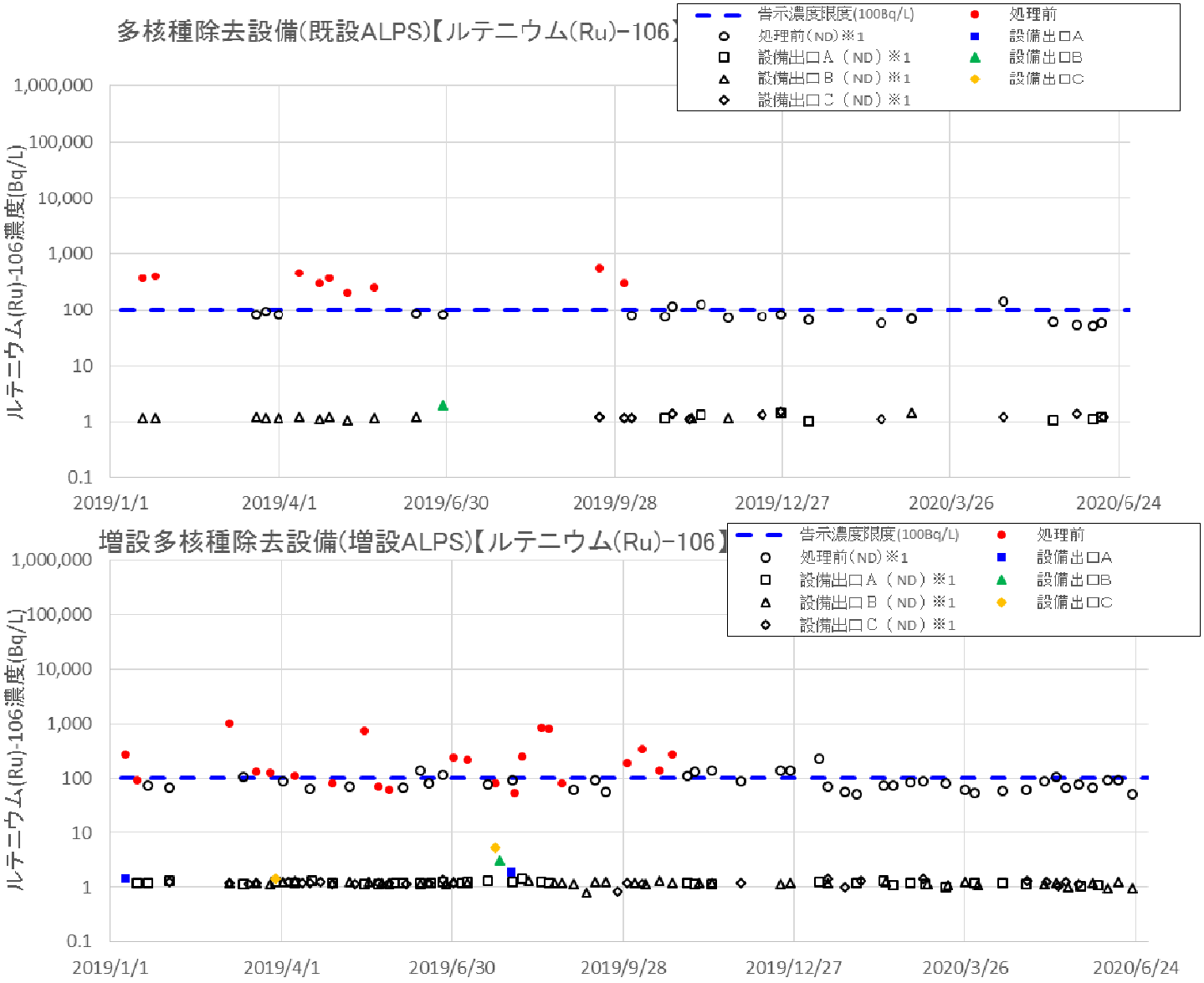
2-3. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度（Sb-125）





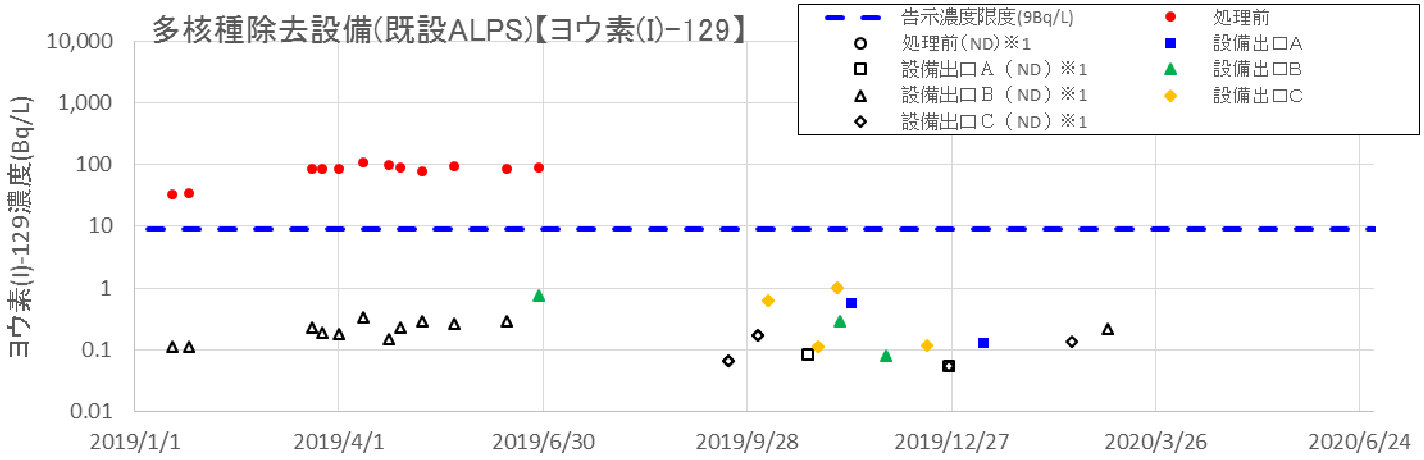
※1　NDは検出限界値未満を示す
※2　データは2019年1月～2020年6月の集約
※3　グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

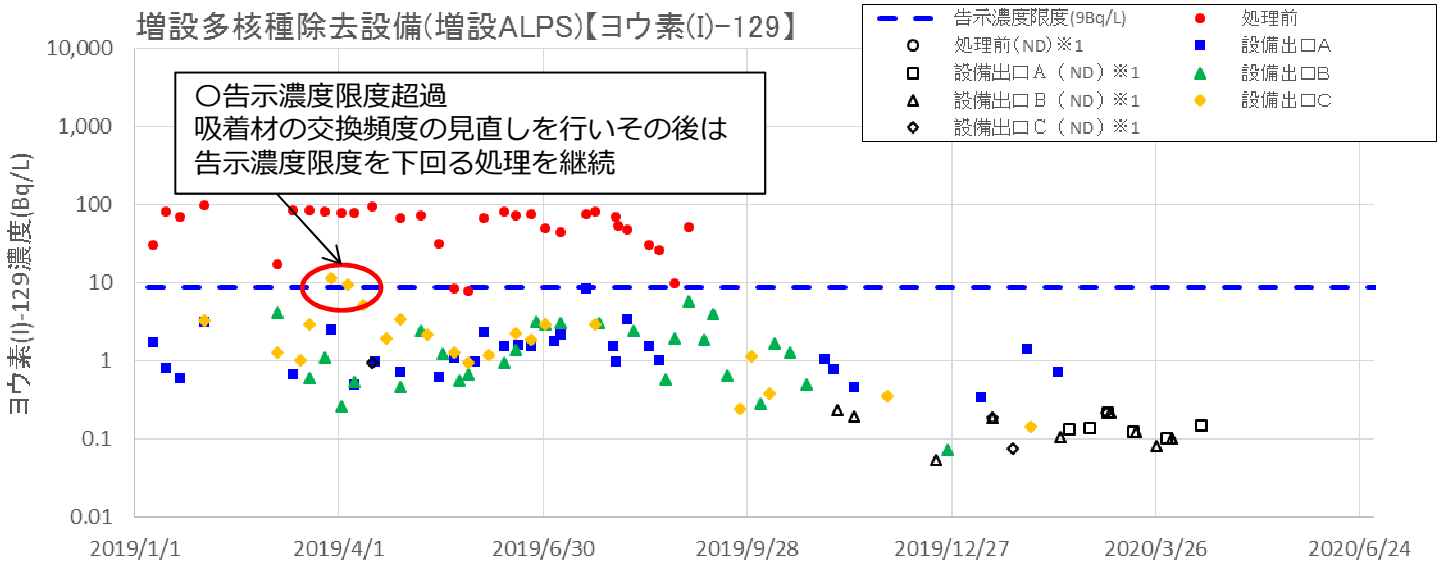
2-3. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度（Ru-106）



※１　NDは検出限界値未満を示す
※２　データは2019年1月～2020年6月の集約
※３　グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

2-3. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度（I-129）





※１　NDは検出限界値未満を示す
※２　データは2019年1月～2020年6月の集約
※３　グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

2-4. 至近の運転時に確認された事象について

■ 増設ALPSクロスフローフィルタ下流における白濁の確認

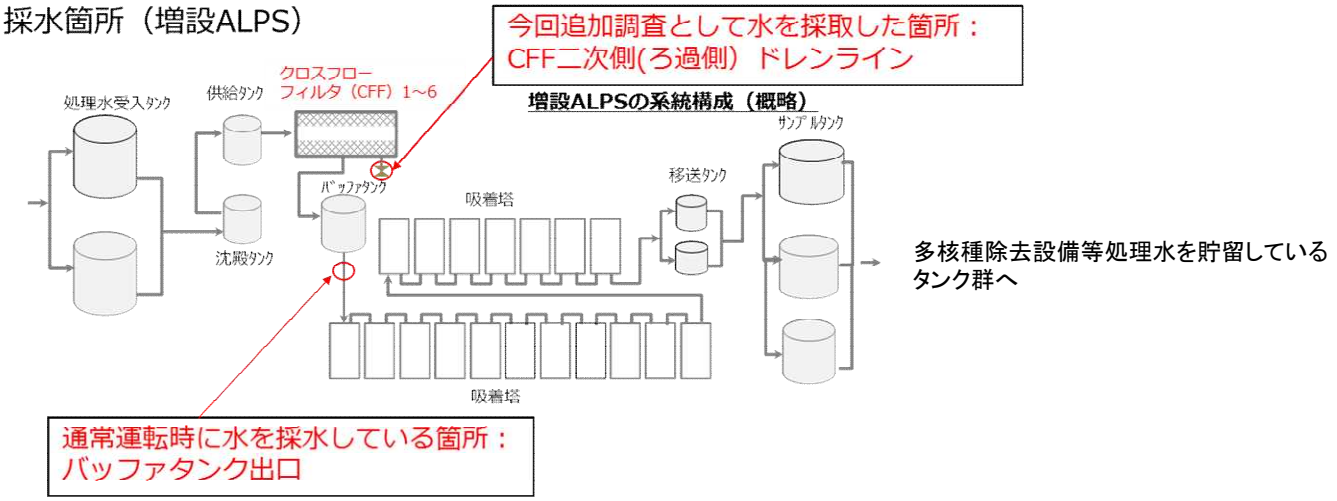
➢ 多核種除去設備（以下、「ALPS」）の運用にあたり、2013年度に既設ALPSで発生したクロスフローフィルタ（以下、「CFF」）の不具合による炭酸塩沈殿スラリーの設備出口への透過、後段のタンク群で貯留していた多核種除去設備等処理水を高いSr-90濃度で汚染させた事象を踏まえ、再発防止対策としてバッファタンク出口の水を採取し、透過の兆候を確認しながら運転を実施（1回／1日、目視確認およびCa濃度測定）

➢ 10月27日、点検を行っていた増設ALPS（B）の運転再開にあわせ、バッファタンク出口の水を採取したところCa濃度は4[ppm]であったが、若干の白濁を確認し、さらに追加調査としてCFFドレンラインの水を採取したところ濃い白濁を確認したことから増設ALPS（B）を停止

- バッファタンク出口水のCa濃度の判断目安は10ppmであり、CFFの調査を実施する目安として明らかに通常値（2ppm程度）を超える数値として定めたもの（10ppmを超えた場合であってもすぐに吸着塔の吸着性能や装置出口の水質に影響を与えるものではない）

➢ 10月27日の運転時に処理した水については、サンプルタンクから水を採取して分析を実施したところ、Sr-90濃度は検出下限値未満（<9.09E-02Bq/L）、Ca濃度についても1ppm未満であり、有意な影響は確認されていない

■ 採水箇所（増設ALPS）



2-4. 至近の運転時に確認された事象について

■ 増設ALPSクロスフローフィルタ下流における白濁の確認

➢ 本件について原因調査を進めているが、これまでの調査において以下２点について確認

- 増設ALPS(B)について、10月26日以前の運転期間（9/15～23：二次処理性能試験）のバッファタンク出口水のCa濃度を確認したところ、9/15～22までは0.9～2.3ppmの範囲、9/23は14ppmであった。ただし、後段のサンプルタンクの分析結果では、Sr-90の濃度は3.57E-02Bq/L(告示濃度比0.0012)と低く、処理した水に有意な影響は確認されていない
- 増設ALPS（A)(B)(C)系のCFFドレンラインの水についてCa濃度の分析を行ったところ、18基（6基×3系統）あるCFFのうち6基(2系統)に炭酸塩沈殿スラリーの透過の兆候を確認。なお、増設ALPS（A）（C)のバッファタンク出口でのCa濃度は、(A)(C)系ともに2ppmでありいずれも判断目安(10ppm)を下回っている

➢ 引き続き、白濁の原因調査を実施

■ 増設ALPS 各CFF二次側ドレン水のCa濃度測定結果

	CFF1	CFF2	CFF3	CFF4	CFF5	CFF6
A系	11.3 ppm	2.2 ppm	34 ppm	2.7 ppm	2.8 ppm	173 ppm
B系	3.6 ppm	250 ppm	260 ppm	72 ppm	1.6 ppm	7.7 ppm
C系	2.1 ppm	2.3 ppm	2.5 ppm	5.2 ppm	1.7 ppm	1.3 ppm

CFF3
Ca濃度：約260ppm
白濁：あり

CFF5
Ca濃度：約1.6ppm
白濁：なし

Ca濃度測定結果
（10月28日にB系CFFドレンラインにおいて採取した水）

3. 多核種除去設備等処理水の全ベータ値と主要７核種の合計値のかい離について

3-1．主要７核種の選定

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲
※一部、本資料との名称統一

- 多核種除去設備は，62核種を除去対象として，これら核種の告示濃度限度との比の総和が１を下回るよう処理性能を有している。
- 一方，62核種全ての分析には長時間を要するため，廃炉作業を遅延させずに多核種除去設備の性能確認やタンク群に含まれる核種濃度の把握するためには代表的な核種を選定し，それらの測定値をもって評価する必要がある。
- そのため，処理水の62核種分析を実施し，告示濃度限度に対して有意に検出された以下の７核種を“主要７核種”として選定した。
- この際の主要７核種及びその他除去対象核種の濃度から，その他除去対象核種の告示濃度限度比の和を0.3と定め，主要７核種の分析を実施することで多核種除去設備等処理水の除去対象核種の告示濃度限度比の総和を評価することとした。

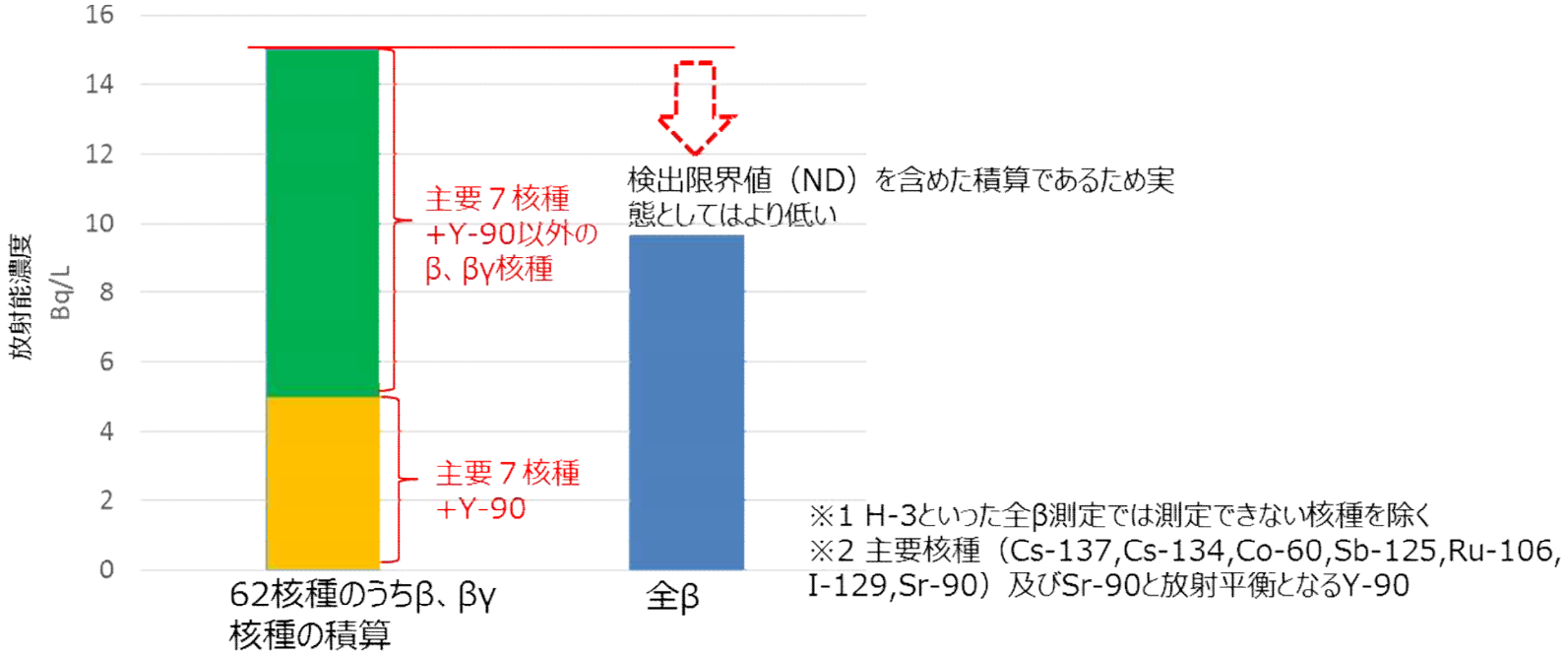
多核種除去設備等処理水の主要７核種

Cs-134，Cs-137，Sr-90，I-129，Ru-106，Co-60，Sb-125

3-2. 主要７核種合計値と全ベータ値のかい離の認識

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲
※一部、本資料との名称統一

- 2018年度上期時点において，多核種除去設備等処理水の主要７核種分析結果の合計値と全ベータ値に一定のかい離が生じているタンクの存在が確認された。
- この事実に対して，当初は主要７核種以外の除去対象核種が検出下限値以下の濃度で存在しており，それらの核種から放出されるベータ線の影響を受けた結果，主要７核種の合計値よりも全ベータ値が高くなったと評価した。



K4タンクにおけるβ，βγ核種（62核種）の積算と全βの比較

3-3. 調査の実施（第１回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲

- 前項の評価はあくまで推察であったため，かい離に影響を及ぼしている具体的な核種を絞り込むため調査を実施した。
- 調査対象は主要７核種放射能濃度合計値と全ベータ値のかい離が最も大きなH4N-A6タンクを選択した。
- ALPS出口水及びH4N-A6タンク水のベータ線スペクトルを確認したところ，定性されていないスペクトル２本（I-129と同等の最大エネルギー及びそのエネルギーの2倍程度のエネルギー）の存在も示唆された。

H4N-A6タンク水の主要7核種濃度※及び全β値

核種	Cs-137	Cs-134	Sr-90	Y-90	I-129	Ru-106	Rh-106	Co-60	Sb-125	合計値	全β値
濃度 (Bq/L)	0.34	<0.17	0.19	0.19	1.77	5.77	5.77	0.46	0.65	15.31	40.74

※主要７核種の評価にはSr-90及びRu-106と放射平衡の関係にある娘核種Y-90及びRh-106を含む

3-3. 調査の実施（第１回）

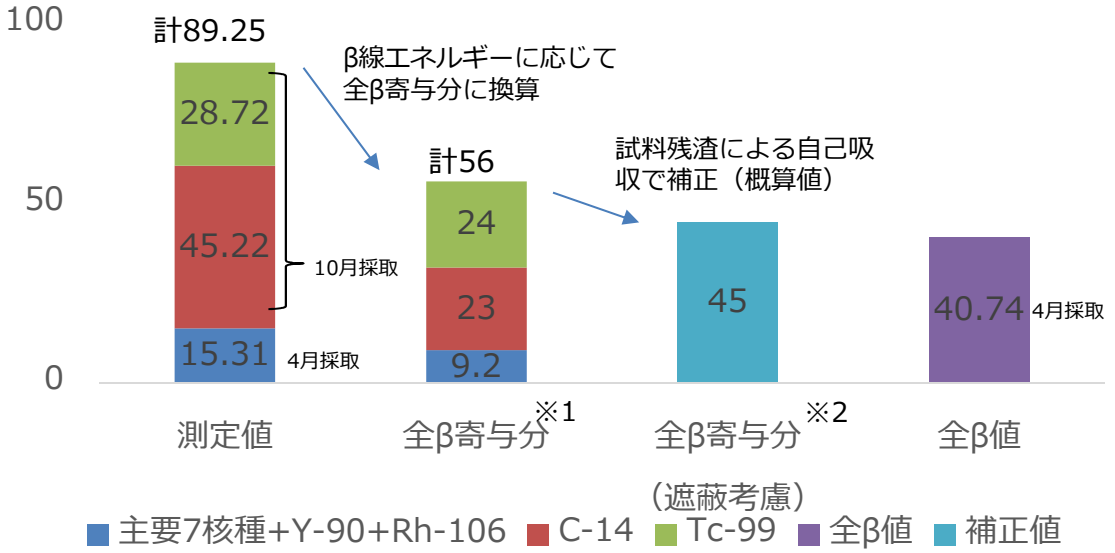
特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲

- この結果からC-14（I-129と同等の最大エネルギーのベータ線を放出）とTc-99（I-129の２倍程度の最大エネルギーを放出）の存在に着目し，それぞれの核種を測定したところ，有意な濃度で検出された。
- また，最大エネルギーの大きなベータ線を放出する核種ほど全ベータ値へ与える影響が大きいことが分かっており，文献値を基に核種毎の全ベータ値への影響を加味した評価を行った。

C-14及びTc-99の測定結果

核種	測定器	濃度（Bq/L）
C-14	LSC	45.22
Tc-99	ICP-MS	28.72

※１：「egs5による東京電力福島第一原子力発電所における測定対象核種毎の全ベータ換算係数の計算(KEK Internal 2018-6 January 2019 R)」に基づき全ベータ寄与分を計算
※２：アイソトープ手帳に記載されている自己吸収の補正式を使用



C-14及びTc-99を含めた全β値評価結果（Bq/L）

- 本調査結果を第67回特定原子力施設監視･評価検討会（2019年1月21日）にて報告

3-4. 調査の実施（第２回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲

- その後，かい離の大きな３タンク，かい離の小さい2タンクを対象として主要7核種，C-14，Tc-99及び全ベータの分析を行った。
- この時，主要7核種（Y-90とRh-106を含む）の合計値と全ベータ値の差が10Bq/L以上，比が3倍以上あるものを「かい離の大きいタンク」と定義した。
- 分析の結果，かい離の大きなタンクからはC-14が有意に検出された。
- かい離の小さいタンクからもC-14は検出されたものの低濃度であった。

◆ タンク群分析結果

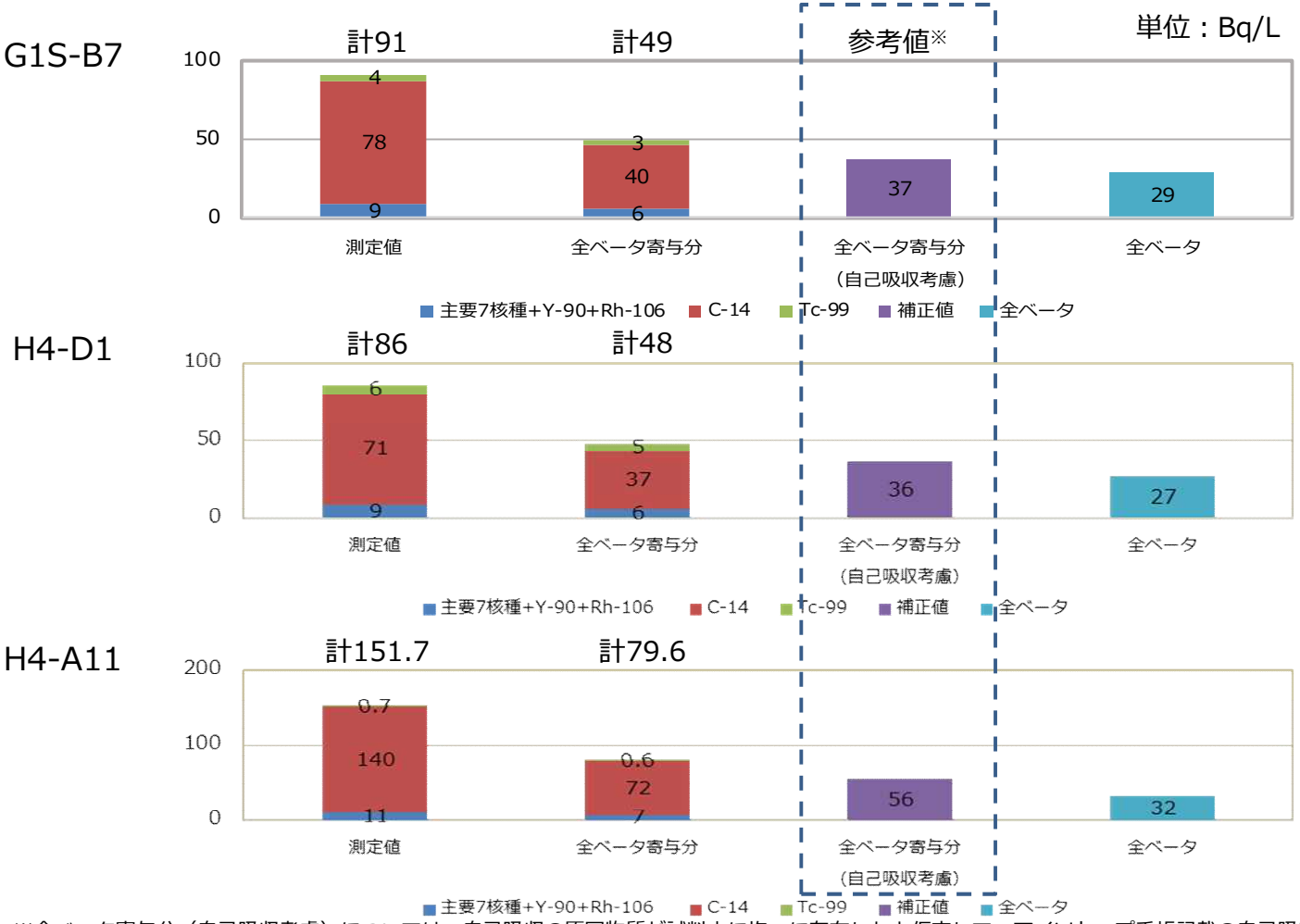
単位：Bq/L

	No.	選定タンク	主要７核種 Cs-134	Cs-137	Co-60	Sb-125	Ru-106	Sr-90	I-129	C-14	Tc-99
かい離大	1	G1S-B7	<0.061	0.19	0.60	0.45	1.2	1.1	3.0	**78**	3.8
	2	H4-D1	<0.071	0.14	0.51	0.32	1.9	0.35	3.4	**71**	6.5
	3	H4-A11	<0.063	0.067	0.95	0.42	<0.46	0.49	7.3	**140**	<0.70
かい離小	4	J3-B1	0.16	0.96	0.92	0.75	<0.47	<0.27	9.0	**14**	<0.70
	5	K4-D1	0.16	0.12	0.64	0.17	<0.48	<0.19	3.0	**10**	<0.70

3-4. 調査の実施（第２回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲

- C-14とTc-99の全ベータ値への影響を加味した合計値は全ベータ値と同等となった。



※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については，自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して，アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり，存在形態によっては，自己吸収の程度が変わる可能性もあるため，参考値扱いとしている

- 本調査結果を第72回特定原子力施設監視・評価検討会（2019年6月17日）にて報告

3-5. 調査の実施（第3回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲
※参照ページの記載を変更

- 第１回，第２回の調査でかい離の原因は概ねC-14とTc-99であるとしたものの，これまでの調査結果を裏付けるために，残りのかい離の大きなタンク全てに対しても主要7核種，C-14，Tc-99及び全ベータの分析を実施した。
- かい離の大きなタンクの選定基準は，2回目の調査と同様とした。
- なお，2019年度以降に満水となったタンク群については，かい離の大きなものだけではなく,全てのタンク群について主要7核種，C-14，Tc-99及び全ベータの分析を実施している。
- 調査の結果，主要7核種（Y-90とRh-106を含む），C-14，Tc-99の合計値が全ベータ値を下回ることはなく，改めてかい離の原因がC-14とTc-99によるものであったことを示した。

（Ｐ.53～57の図参照）

選定基準（第２回の調査と同様）

全ベータ／主要７核種(換算)＞ 3 (3倍以上の開き) 且つ
全ベータ－ 主要７核種(換算)＞10Bq/L(絶対値が10以上の開き)

- 本調査結果を第79回特定原子力施設監視・評価検討会（2020年3月16日）にて報告

3-6. 調査結果まとめ

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲
※参照ページの記載を変更

- 現時点で満水となっているタンクについては，主要７核種とC-14及びTc-99の全ベータ寄与分を合計すれば概ね全ベータ値と同等の結果が得られたことから，全ベータ値と主要７核種の合計値のかい離の原因はC-14とTc-99によるものであると考える。

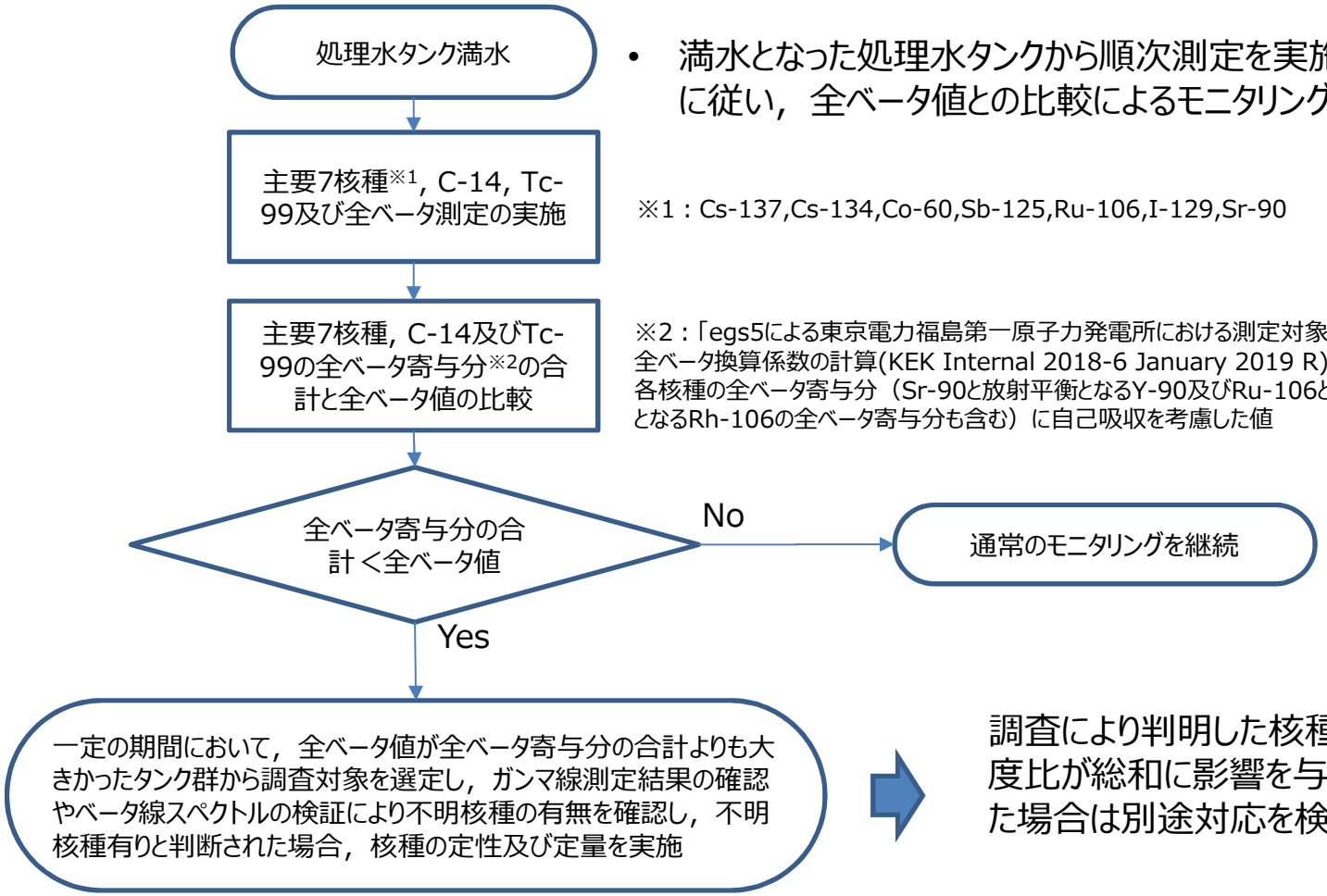
- したがって，今後，満水となったタンクは主要７核種だけでなく，C-14及びTc-99の分析も併せて実施していくこととする。

- 今後発生するタンクに関して不明な核種の増加が無いことを確認するために，核種分析結果と全ベータ値との比較も引き続き実施し，かい離が見られることがあれば，別の核種の存在を疑い，別途調査を実施する。

（p48 「3-7. 今後のタンクモニタリング方針」参照）

3-7. 今後のタンクモニタリング方針

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲
※一部、本資料との名称統一



- 満水となった処理水タンクから順次測定を実施し，左記フローに従い，全ベータ値との比較によるモニタリングを実施する。

※1：Cs-137,Cs-134,Co-60,Sb-125,Ru-106,I-129,Sr-90

※2：「egs5による東京電力福島第一原子力発電所における測定対象核種毎の全ベータ換算係数の計算(KEK Internal 2018-6 January 2019 R)」に基づく各核種の全ベータ寄与分（Sr-90と放射平衡となるY-90及びRu-106と放射平衡となるRh-106の全ベータ寄与分も含む）に自己吸収を考慮した値

調査により判明した核種の告示濃度限度比が総和に影響を与えると判断された場合は別途対応を検討する。

3-8. 第３回調査以降のモニタリング実績

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲
※参照ページの記載を変更

- 2019年度以降に満水となったタンク群について，第３回調査以降から2020年6月までに分析を完了したタンク群に対して前項フローに従いモニタリングを実施した結果，不明な核種はないと判断した。

◆ 主要７核種，C-14及びTc-99の全ベータ寄与分の合計が全ベータ値よりも低かったタンク群より下記の基準で調査対象を選定した。

1. 全ベータ値と全ベータ寄与分の合計の差の絶対値が最も大きいタンク
2. 全ベータ値と全ベータ寄与分の合計の差の全ベータに対する比率が最も大きいタンク
3. 全ベータ寄与分の合計に占めるSr-90及びY-90の割合が最も小さいタンク

◆ 調査対象タンクに対して以下の調査を実施

① ガンマ線スペクトロメトリーの詳細帳票確認により定性されていない核種の有無を確認

② ベータ線のスペクトルを確認し，検出されているベータ放出核種以外のエネルギー分布の有無を確認

③ ①，②により不明核種有りと判断された場合，核種の定性及び定量を実施

- 各タンク群の分析結果については，p.50～52を参照。

3-8. 第３回調査以降のモニタリング実績

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲

放射能濃度の単位：Bq/L

タンク名	Cs-134	Cs-137	Sr-90	Y-90	Ru-106	Rh-106	I-129	Co-60	Sb-125	C-14	Tc-99	全β寄与分（換算値）	析出重量（mg）	全β寄与分（遮蔽考慮）	全β値	
G6-C1	<0.20	<0.23	1.1	1.1	<1.8	<1.8	<0.35	0.36	<0.70	26	<1.4	20	38	17	11	
G6-A1	<0.32	0.44	1.5	1.5	<1.9	<1.9	<0.35	0.92	<0.66	38	<1.4	28	54	22	8.5	
G6-C10	<0.18	<0.26	1.9	1.9	<1.7	<1.7	2.6	0.36	<0.72	25	<1.4	23	54	19	13	
G6-A9	<0.40	0.58	31	31	<1.8	<1.8	<0.35	0.45	<0.61	116	<1.4	132	94	104	56	
H6(2)-C3	<0.22	0.42	5.1	5.1	<1.9	<1.9	<0.35	1.1	<0.69	57	<1.4	46	57	37	23	
H6(2)-C1	<0.23	0.32	313	313	<2.2	<2.2	<0.35	1.1	<0.73	32	<1.4	699	60	672	720	
K4-C5	<0.12	0.63	8.0	8.0	<1.3	<1.3	1.3	0.28	<0.40	17	<1.0	30	40	28	19	
K4-E1	<0.15	0.59	7.3	7.3	<1.1	<1.1	1.9	0.43	<0.45	14	6.2	32	48	29	31	※
K4-A1	<0.13	0.16	6.3	6.3	<1.2	<1.2	0.49	0.29	<0.37	14	<1.0	24	47	22	7.4	
K4-B1	<0.19	0.47	8.6	8.6	<1.2	<1.2	1.3	0.56	<0.41	18	<1.0	32	46	29	13	
J4-L1	<0.16	0.69	11	11	<1.3	<1.3	0.70	0.44	<0.60	21	<1.0	38	58	34	22	
J4-C1	<0.20	1.2	12	12	<1.2	<1.2	2.2	<0.15	1.1	5.8	<1.0	35	34	34	25	
J7-A1	<0.13	0.81	4.8	4.8	<1.2	<1.2	3.2	0.33	<0.41	14	<1.0	23	70	19	14	

：全ベータ寄与分＜全ベータ値となったタンク

※　全ベータ寄与分＜全ベータ値となったタンクの内，換算値の合計に占めるSr-90及びY-90の割合が最も小さいものとして調査を実施

3-8. 第３回調査以降のモニタリング実績

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲

放射能濃度の単位：Bq/L

タンク名	Cs-134	Cs-137	Sr-90	Y-90	Ru-106	Rh-106	I-129	Co-60	Sb-125	C-14	Tc-99	全β寄与分（換算値）	析出重量（mg）	全β寄与分（遮蔽考慮）	全β値
H1E-A1	<0.21	0.50	4.4	4.4	<1.2	<1.2	3.8	0.91	<0.45	14	<1.0	23	51	20	13
H2-C1	<0.22	0.87	2.5	2.5	<1.3	<1.3	6.3	0.27	<0.44	59	<1.2	44	43	36	20
H2-B1	<0.29	0.29	3.3	3.3	1.9	1.9	5.9	1.2	<0.46	22	13	36	58	30	26
H2-D1	<0.26	0.45	2.8	2.8	<1.2	<1.2	2.7	0.42	<0.42	14	<1.2	19	46	16	10
H2-J1	<0.18	0.51	2.1	2.1	<1.3	<1.3	2.5	0.56	0.52	39	12	39	94	28	25
J9-A1	<0.20	0.29	2.2	2.2	<1.2	<1.2	0.71	0.48	<0.45	17	<1.2	17	66	14	10
J1-N1	<0.13	1.3	2.0	2.0	<1.3	<1.3	2.2	0.43	<0.45	15	<1.2	18	65	15	12
K1-B1	<0.24	0.26	297	297	<1.3	<1.3	4.9	0.83	3.4	2.5	<1.2	650	22	642	678
K4-D1	<0.21	0.14	2.5	2.5	<1.3	<1.3	2.2	0.50	0.44	13	<1.7	17	46	15	12
G1S-B1	<0.17	0.44	2.4	2.4	<1.3	<1.3	3.0	0.63	0.51	96	5.6	64	65	47	35
G6-D1	<0.14	<0.13	2.2	2.2	<1.3	<1.3	<0.23	0.47	<0.43	24	<1.7	21	53	17	9.7
G6-D6	<0.22	<0.15	1.2	1.2	<1.3	<1.3	1.3	0.43	0.74	48	<1.7	32	57	25	22

：全ベータ寄与分＜全ベータ値となったタンク

3-8. 第３回調査以降のモニタリング実績

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲

放射能濃度の単位：Bq/L

タンク名	Cs-134	Cs-137	Sr-90	Y-90	Ru-106	Rh-106	I-129	Co-60	Sb-125	C-14	Tc-99	全β寄与分（換算値）	析出重量（mg）	全β寄与分（遮蔽考慮）	全β値	
B-B1	<0.14	<0.13	1.1	1.1	<1.2	<1.2	<0.23	0.43	<0.45	24	<1.7	18	55	15	11	
B-B5	<0.16	<0.12	4.1	4.1	<1.1	<1.1	<0.23	0.37	<0.31	32	<1.7	29	53	24	18	
B-A1	<0.43	1.3	9230	9230	<3.0	<3.0	52	0.69	2.7	16	5.8	20000	90	19000	20300	
B-A5	<0.30	0.48	2490	2490	<1.5	<1.5	54	0.66	2.0	15	5.9	5430	96	5150	5910	
B-D7	<0.70	3.0	22600	22600	<4.6	<4.6	45	0.43	4.8	14	5.9	48800	110	46000	52800	※1
B-D6	<0.50	2.2	17100	17100	<3.6	<3.6	47	0.43	2.8	14	5.5	36900	97	35000	40400	※2
B-D5	<2.0	2.8	11200	11200	<17	<17	47	<1.3	<6.2	16	5.2	24300	91	23100	24400	
B-D4	<1.5	1.5	9260	9260	<12	<12	48	<1.2	4.9	13	5.0	20100	82	19200	20200	
B-D3	<0.38	0.92	5920	5920	<2.7	<2.7	48	0.49	2.5	11	5.1	12800	77	12300	13700	
B-D2	<0.47	1.1	6100	6100	<3.1	<3.1	42	0.59	2.4	9.5	4.9	13200	81	12600	14200	
B-D9	<0.48	2.1	14200	14200	<3.4	<3.4	46	0.65	3.0	13	5.1	30800	86	29400	32700	
B-D8	<0.61	1.9	14200	14200	<4.2	<4.2	35	0.38	1.8	12	4.3	30800	85	29400	30200	
H2-E1	<0.19	0.34	2.0	2.0	<1.2	<1.2	4.2	0.21	0.50	17	18	33	56	27	19	

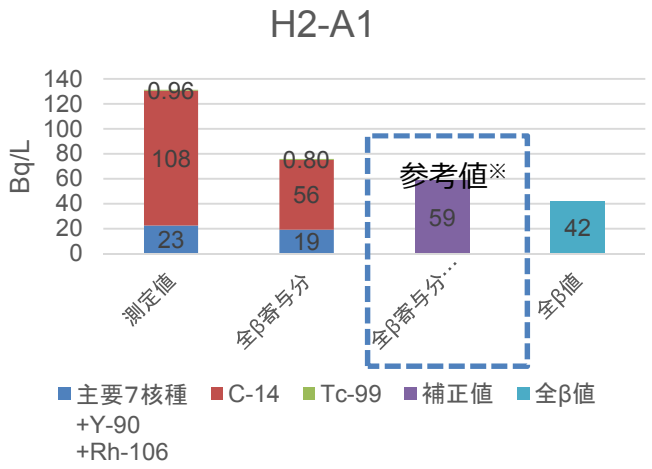
：全ベータ寄与分＜全ベータ値となったタンク

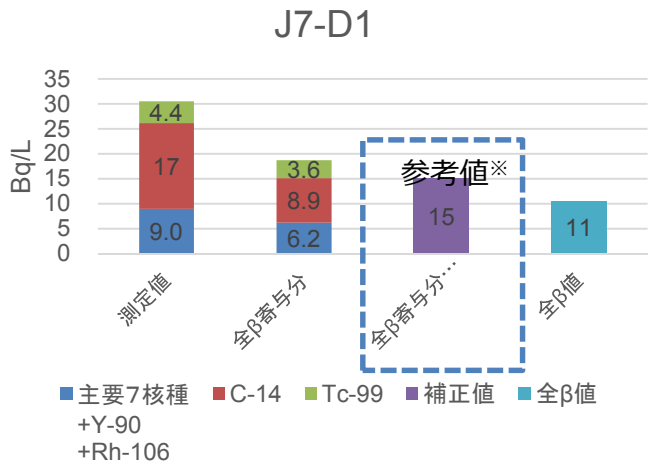
※１　全ベータ寄与分＜全ベータ値となったタンクの内，全ベータ値と換算値の合計の差の絶対値が最も大きいものとして調査を実施

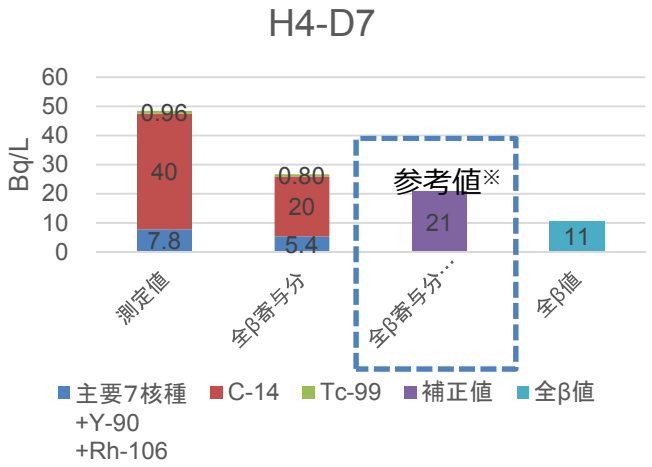
※２　全ベータ寄与分＜全ベータ値となったタンクの内，全ベータ値と換算値の合計の差の全ベータに対する比率が最も大きいものとして調査を実施

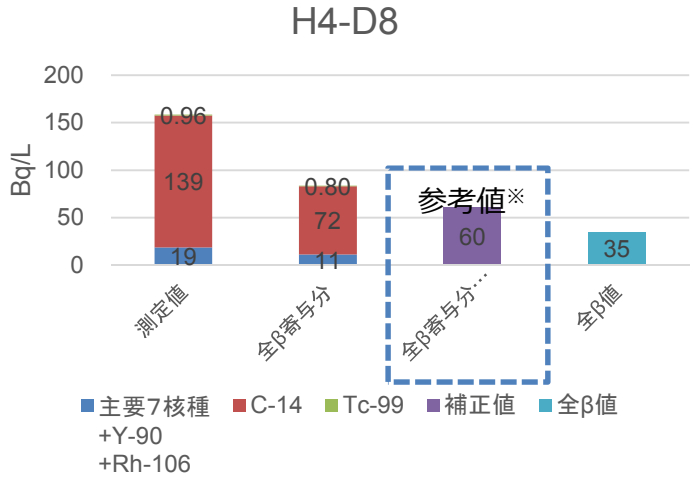
3.【参考】　調査の実施（第3回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲





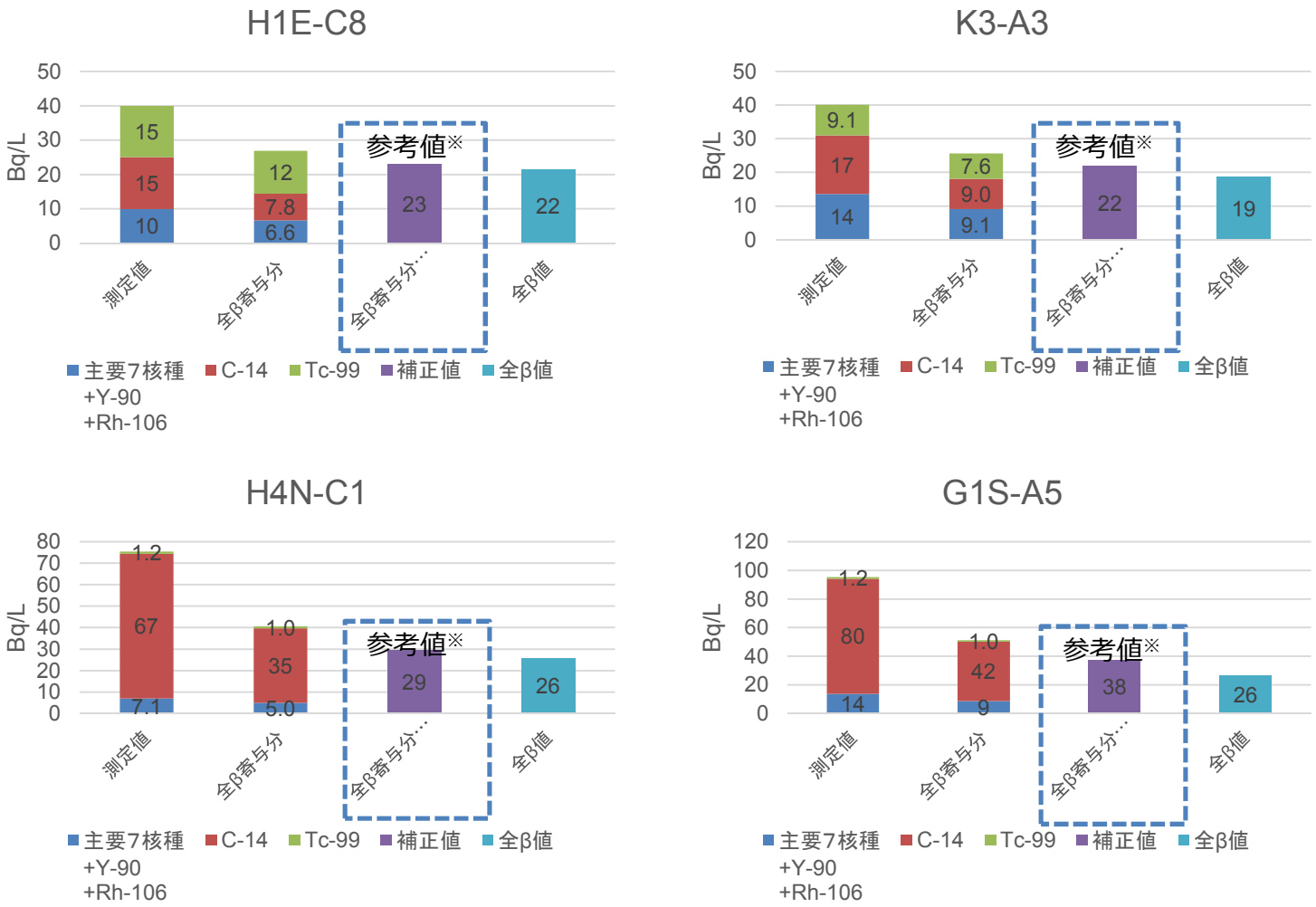




※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については，自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して，アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり，存在形態によっては，自己吸収の程度が変わる可能性もあるため，参考値扱いとしている

3. 【参考】　調査の実施（第3回）

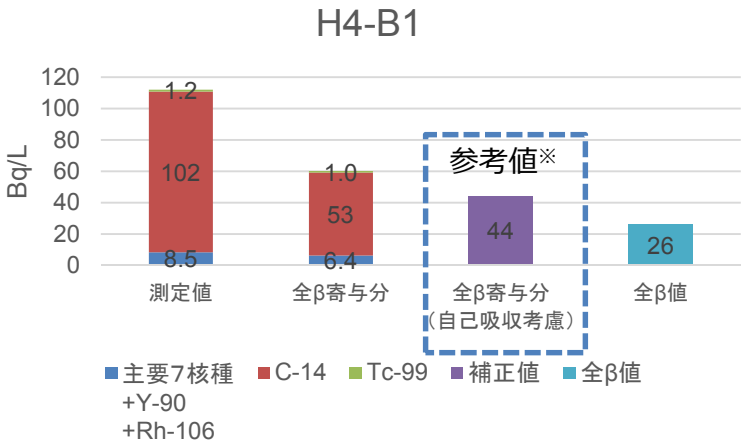
特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲

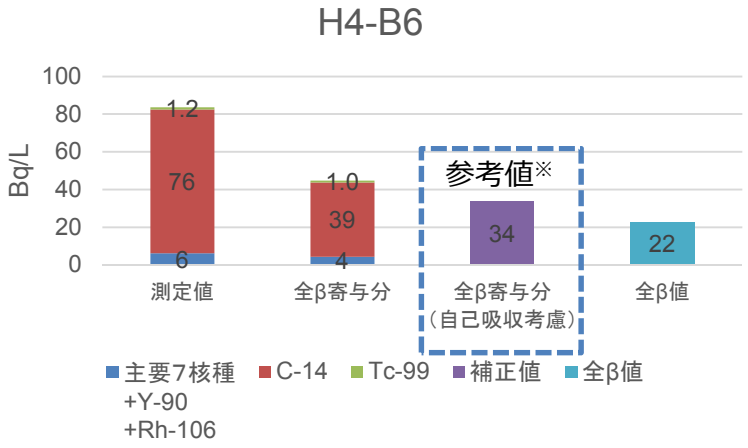


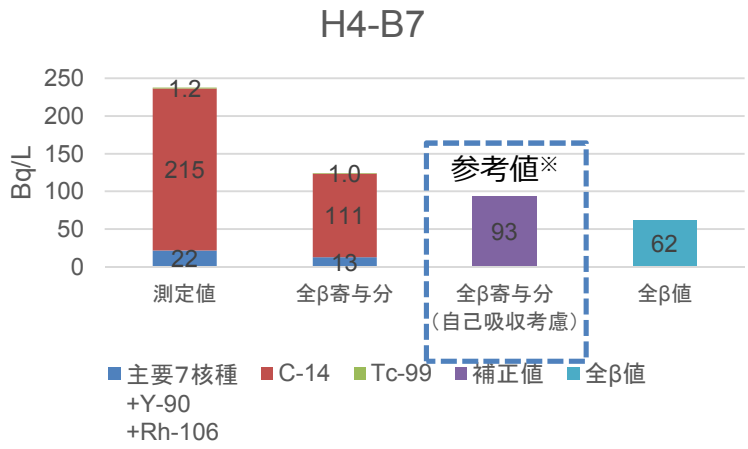
※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については，自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して，アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり，存在形態によっては，自己吸収の程度が変わる可能性もあるため，参考値扱いとしている

3. 【参考】　調査の実施（第3回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲



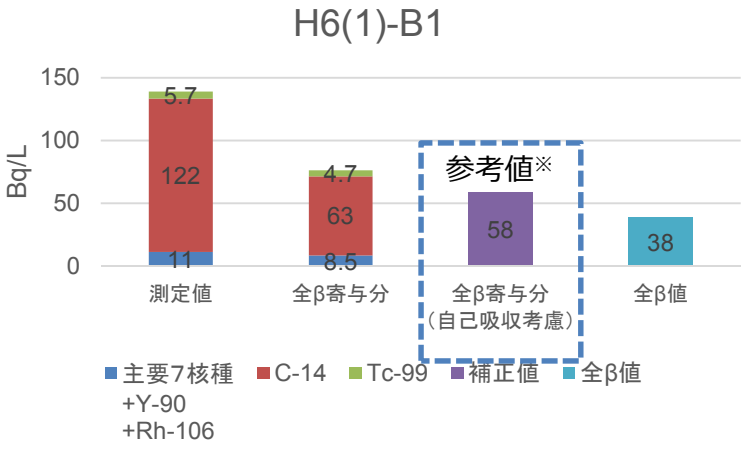


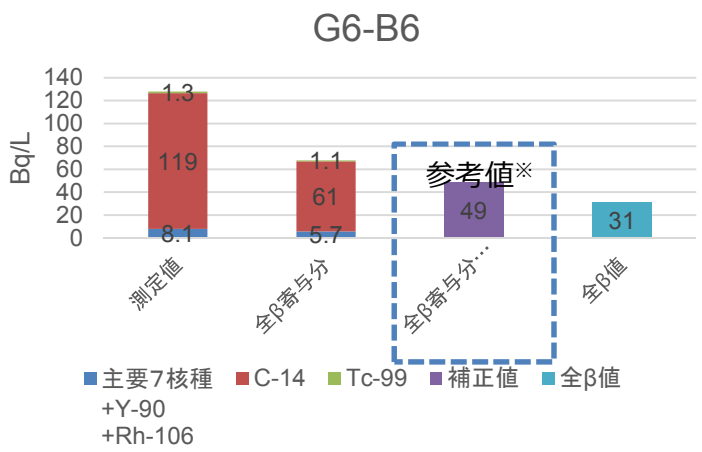


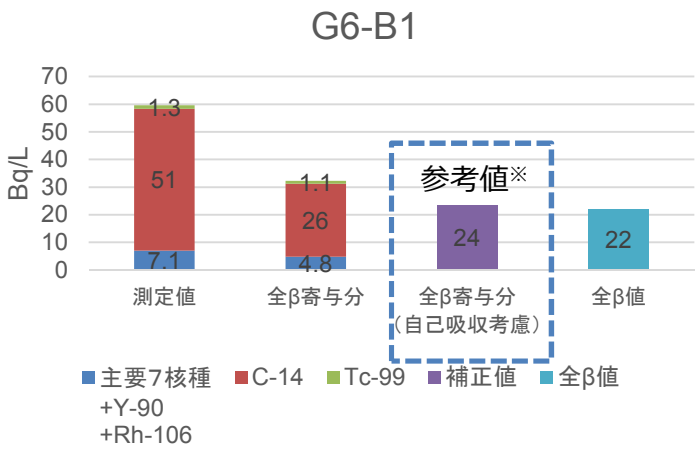
※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については，自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して，アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり，存在形態によっては，自己吸収の程度が変わる可能性もあるため，参考値扱いとしている

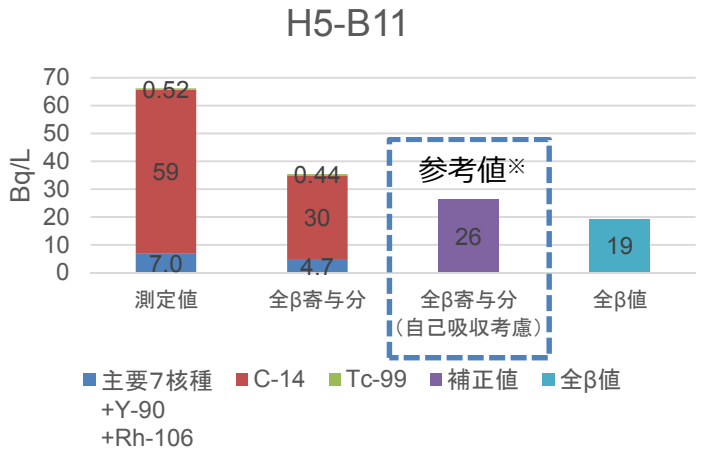
3. 【参考】　調査の実施（第3回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲





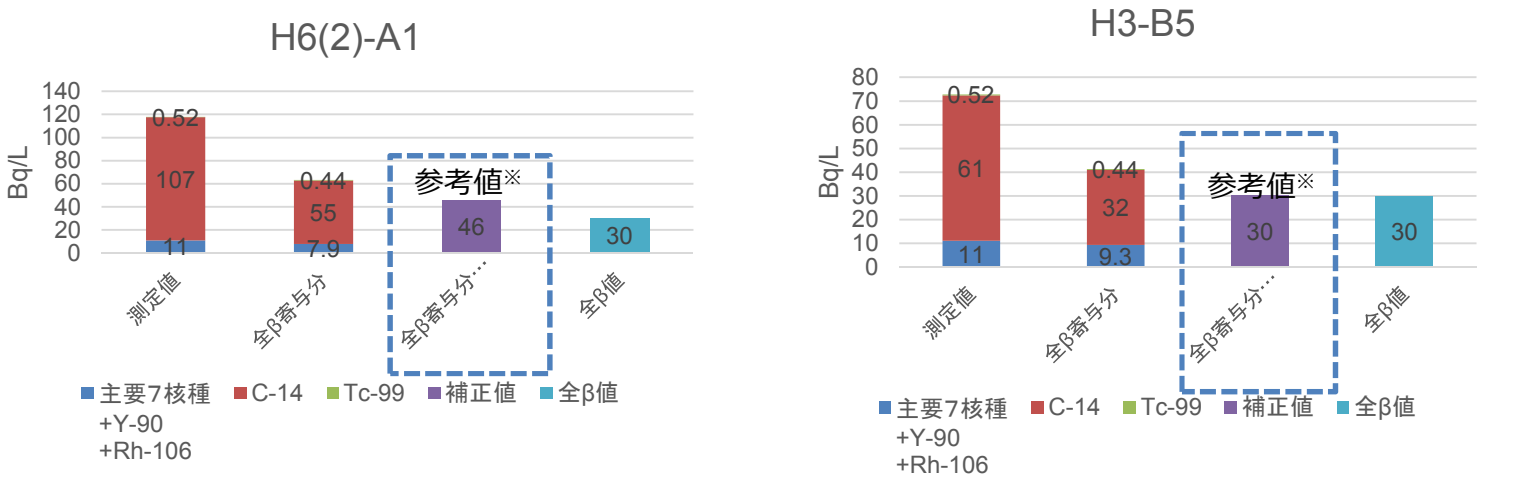




※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については，自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して，アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり，存在形態によっては，自己吸収の程度が変わる可能性もあるため，参考値扱いとしている

3. 【参考】　調査の実施（第3回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲



※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については，自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して，アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり，存在形態によっては，自己吸収の程度が変わる可能性もあるため，参考値扱いとしている

3. 【参考】　調査の実施（第3回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲

放射能濃度の単位：Bq/L

選定タンク	Cs-134	Cs-137	Co-60	Ru-106	Rh-106	Sb-125	Sr-90	Y-90	I-129	C-14	Tc-99	全β寄与分（換算値）	析出重量（mg）	全β寄与分（遮蔽考慮）	全β
H2-A1	<0.43	<0.25	0.23	<1.7	<1.7	<0.66	6.2	6.2	5.2	108	<1.0	76	56.78	59	42
J7-D1	<0.24	<0.25	0.95	<1.4	<1.4	<0.45	0.75	0.75	2.8	17	4.4	19	57.16	15	11
H4-D7	<0.18	0.31	0.49	<1.4	<1.4	<0.48	0.69	0.69	2.2	40	<1.0	27	52.51	21	11
H4-D8	<0.21	<0.20	1.3	<1.4	<1.4	0.81	<0.40	<0.40	13	139	<1.0	84	60.07	60	35
H1E-C8	<0.22	0.47	0.86	<2.0	<2.0	<0.64	<0.51	<0.51	2.8	15	15	27	47.58	23	22
K3-A3	<0.39	1.3	0.51	<2.8	<2.8	<1.1	<0.47	<0.47	3.8	17	9.1	26	48.40	22	19
H4N-C1	<0.15	<0.24	1.6	<1.4	<1.4	<0.46	<0.42	<0.42	1.0	67	<1.2	41	64.37	29	26
G1S-A5	<0.19	0.34	1.3	<1.4	<1.4	<0.48	<0.50	<0.50	7.6	80	<1.2	51	59.44	38	26

3. 【参考】　調査の実施（第3回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第８３回）資料再掲

放射能濃度の単位：Bq/L

選定タンク	Cs-134	Cs-137	Co-60	Ru-106	Rh-106	Sb-125	Sr-90	Y-90	I-129	C-14	Tc-99	全β寄与分（換算値）	析出重量(mg)	全β寄与分（遮蔽考慮）	全β
H4-B1	<0.20	0.40	2.1	<1.5	<1.5	<0.47	0.81	0.81	0.80	102	<1.2	60	60.17	44	26
H4-B6	<0.15	0.44	0.70	<1.2	<1.2	<0.43	<0.40	<0.40	1.3	76	<1.2	45	55.20	34	22
H4-B7	<0.17	<0.24	0.70	<1.2	<1.2	0.56	<0.39	<0.39	17	215	<1.2	125	51.78	93	62
H6(1)-B1	<0.13	0.70	2.9	<1.3	<1.3	<0.42	1.1	1.1	2.3	122	5.7	76	52.45	58	38
G6-B6	<0.28	0.22	1.7	<1.2	<1.2	<0.44	0.55	0.55	1.9	119	<1.3	68	62.07	49	31
G6-B1	<0.16	<0.23	0.94	<1.3	<1.3	<0.47	<0.45	<0.45	1.8	51	<1.3	32	63.45	24	22
H5-B11	<0.12	<0.20	0.68	<1.2	<1.2	<0.39	0.41	0.41	2.3	59	<0.52	35	56.11	26	19
H6(2)-A1	<0.24	<0.23	1.3	<1.3	<1.3	<0.46	1.2	1.2	3.7	107	<0.52	63	60.40	46	30
H3-B5	<0.27	0.44	1.7	<1.2	<1.2	<0.39	2.3	2.3	1.4	61	<0.52	41	71.94	30	30

補足資料1

多核種除去設備の除去対象核種選定の考え方

ALPSで除去対象としている核種選定の考え方

第10回 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会[抜粋]

■ ALPSで除去対象としている62核種は、以下の考え方に基づき選定（『実施計画Ⅱ.2.16.1多核種除去設備』に記載し、原子力規制委員会に認可された内容の概要）

【核分裂生成物（核分裂により生成した核種）】

- 原子炉停止30日後の炉心に存在する核種を評価※1、その中からトリチウム、不溶解性核種（滞留水へ移行し難い）、希ガスといった核種を除外
- 滞留水に含まれるCs-137の放射能濃度測定結果等から各核種の滞留水への移行※2を評価し、原子炉停止365日後の滞留水中の放射能濃度を推定
- 滞留水中の放射能濃度が告示濃度限度の1/100を超える核種を除去対象として抽出（56核種を抽出）

【腐食生成物（原子炉冷却系等で使用している金属が放射化された核種）】

- 震災の影響による1～３号機の原子炉保有水、濃縮廃液タンクから滞留水への移行を考慮
- 地震発生前における1～3号機原子炉保有水の放射能濃度測定結果及び濃縮廃液タンク保有水の放射能濃度測定結果から、海水流入等による希釈及び1年後の減衰を考慮し、滞留水中の放射能濃度が告示濃度限度の1/100を超えるものについて、除去対象核種として抽出（6核種を抽出）

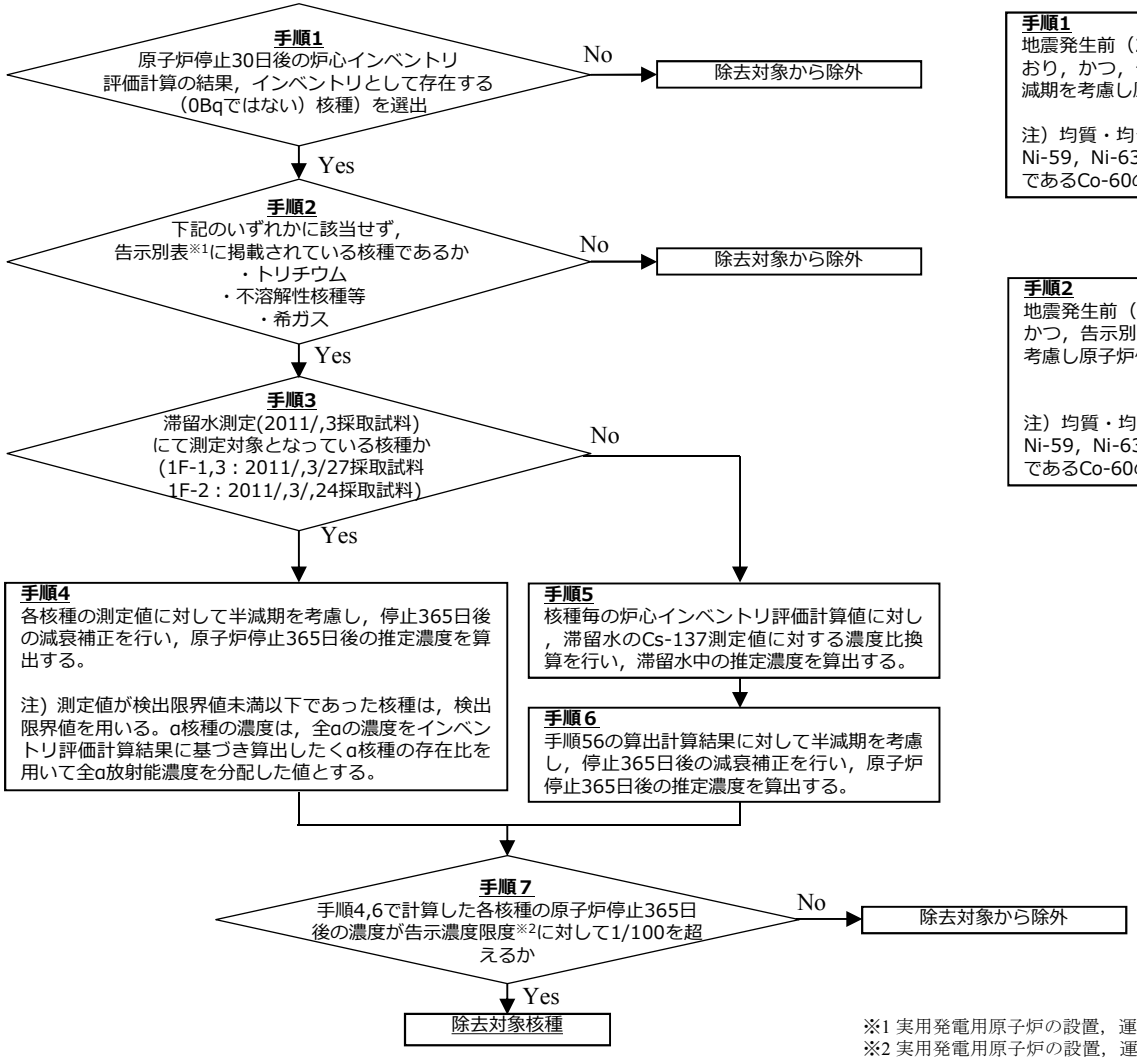
※1 ORIGEN（放射性物質の生成、壊変、減損について計算を行うためのコードシステム）による評価

※2 滞留水におけるCs-137等の測定結果及び事故解析コード（MAAP）による滞留水への移行を評価

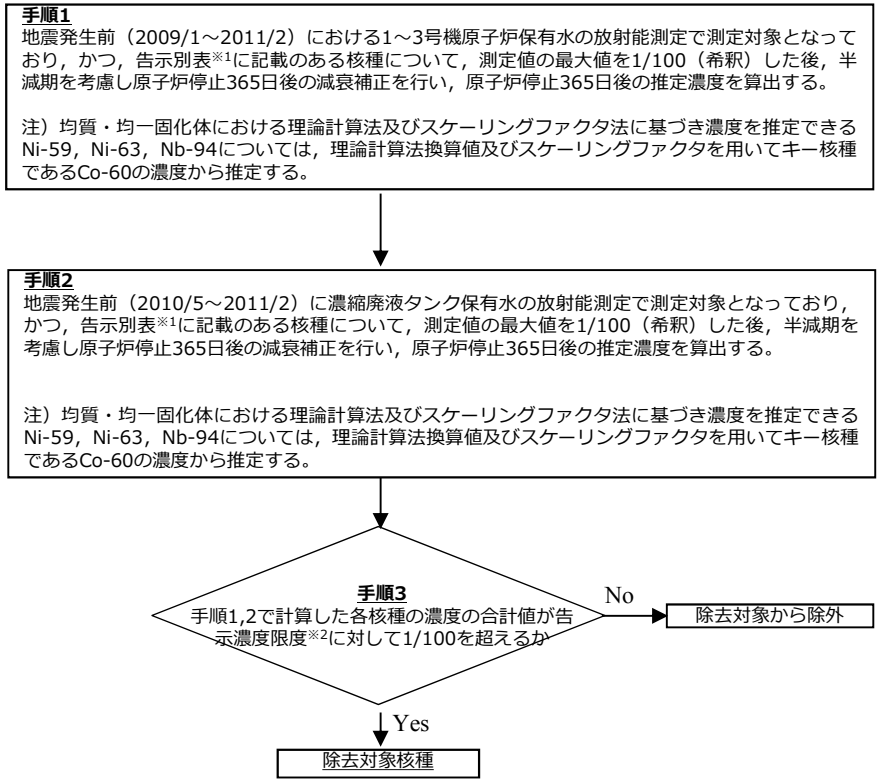
【参考】除去対象核種の選定フロー

第10回 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会[抜粋]

＜核分裂生成物＞



＜腐食生成物＞



※1 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示（別表第2第六欄）
※2 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示（別表第2第六欄）周辺監視区域外の水中の濃度限度

補足資料2

多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について（3/24）【抜粋】

小委員会の報告を受けて（処分方法の検討）

２０２０年３月２４日
『多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について』【抜粋】
※一部、本資料との名称統一

- 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会の報告書では以下の通りまとめられている

✓ 2011年12月から30～40年での廃止措置終了時においては、多核種除去設備等処理水についても処分を終えていることが必要であり、貯蔵継続は廃止措置終了までの期間内で検討することが適当

✓ 廃炉・汚染水対策は「継続的なリスク低減活動」であり、リスク源となりうる放射性物質を敷地外に持ち出すことは、リスクを広げることになるため、既存の敷地内で廃炉を進めることは基本である

✓ 敷地外への放射性廃棄物の持ち出し保管には、相応の設備や多岐にわたる事前調整、認可手続きが必要であり、相当な時間を要する

✓ こうした状況に鑑みれば、タンク保管の継続については、敷地の中で行っていくほかなく、現行計画以上のタンク増設の余地は限定的

✓ したがって、安全かつ着実な廃止措置を進めながら、出来るだけタンクを設置するためには、敷地の制約を踏まえつつ、敷地全体を徹底的に有効活用すべき

✓ 5つの処分方法（地層注入、海洋放出、水蒸気放出、水素放出、地下埋設）のうち、地層注入、水素放出、地下埋設については、規制的、技術的、時間的な観点から選択肢としては課題が多く、技術的には実績のある水蒸気放出および海洋放出が現実的

✓ 海洋放出、水蒸気放出のいずれも放射線による影響は自然被ばくと比較して十分に小さい

✓ 廃炉終了までの期間に処分を行うためには、年間の処分量と処分期間はトレードオフの関係となる

✓ トリチウム以外の放射性物質について、確実に二次処理を行うとともに、処分の開始時期、処分量、処分期間、処分濃度について、関係者の意見も踏まえて適切に決定することが重要

➔ **小委員会報告で「技術的に実績があり現実的」と整理された2つの処分方法（水蒸気放出・海洋放出）について、国主催の「意見を伺う場」参加予定者をはじめとする関係者や広く国民の皆さまの参考となるよう、当社として、現時点での概念検討をまとめた**

処分内容の検討①（基本的考え方）

２０２０年３月２４日
『多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について』【抜粋】

- どのような処分方法であっても、法令上の要求を遵守することはもちろんのこと、風評被害の抑制に取り組む
  - 一度に大量に放出せず、年間トリチウム放出量は、既存の原子力施設を参考とし、廃止措置に要する30～40年の期間を有効に活用する
  - トリチウム以外の放射性物質の量を可能な限り低減する（二次処理の実施）
  - トリチウム濃度を可能な限り低くする
    - ✓ <u>水蒸気放出の場合</u>

      大気中のトリチウムの告示濃度限度（空気1㍑中5ﾍﾞｸﾚﾙ）に対して、海洋放出の場合と同等　程度の割合で希釈することを検討する
    - ✓ <u>海洋放出の場合</u>

      海水中のトリチウムの告示濃度限度（水1㍑中60,000ﾍﾞｸﾚﾙ）に対して、「地下水バイパス」及び「サブドレン」の運用基準（水1㍑中1,500ﾍﾞｸﾚﾙ）を参考に検討する

      ＜参考＞　WHOが定める飲料水基準：水1㍑中10,000ﾍﾞｸﾚﾙ
  - 異常を検知した場合には、速やかに処分を停止する
  - サンプリング地点および頻度の拡大など、これまで以上にモニタリングを充実し、迅速に公表する

処分内容の検討②（水蒸気放出の基本概念）

２０２０年３月２４日
『多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について』【抜粋】

- **トリチウムを除く核種の告示濃度限度比総和が1未満になるまで二次処理**を実施する
- 二次処理後、**ボイラーで加熱・蒸発処理**したうえで、**空気で希釈して大気中に放出**する
- 大気モニタリングを強化する（ただし、結果を得られるまで期間を要する）

主な実施事項

二次処理	• 環境へ放出する放射性物質を極力低減するために、希釈前にトリチウムを除く核種が告示濃度限度比総和1未満となるまで処理する – これにより、希釈後の告示濃度限度比総和は、さらに数百分の1程度まで低減する
サンプリング	• 二次処理後に分析を実施し、トリチウムを除く核種が告示濃度限度比総和1未満であること、およびトリチウム濃度を確認する
希釈・放出 **（緊急時の措置含む）**	• ボイラーで加熱し、蒸発処理する（液体から気体へ） • 蒸気を建屋内空気にて希釈し、排気筒から放出する – 敷地境界で告示濃度限度（空気1ﾘｯﾄﾙ中5ﾍﾞｸﾚﾙ）未満となるよう管理する • 希釈空気の流量等に異常が発生した場合は放出を緊急停止する
大気モニタリング	• 敷地境界および敷地外でのサンプリング・分析を実施 – 結果を得るまでの期間：1～2週間（1～2週間程度連続採取後、1日程度で分析） • 放出時の放射能測定結果は随時公開 – 第三者による分析や公開等についても検討

処分内容の検討③（水蒸気放出設備の概念）

２０２０年３月２４日
『多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について』【抜粋】
※一部、本資料との名称統一

多核種除去設備等処理水を蒸発させ、空気で十分に希釈後、放出する

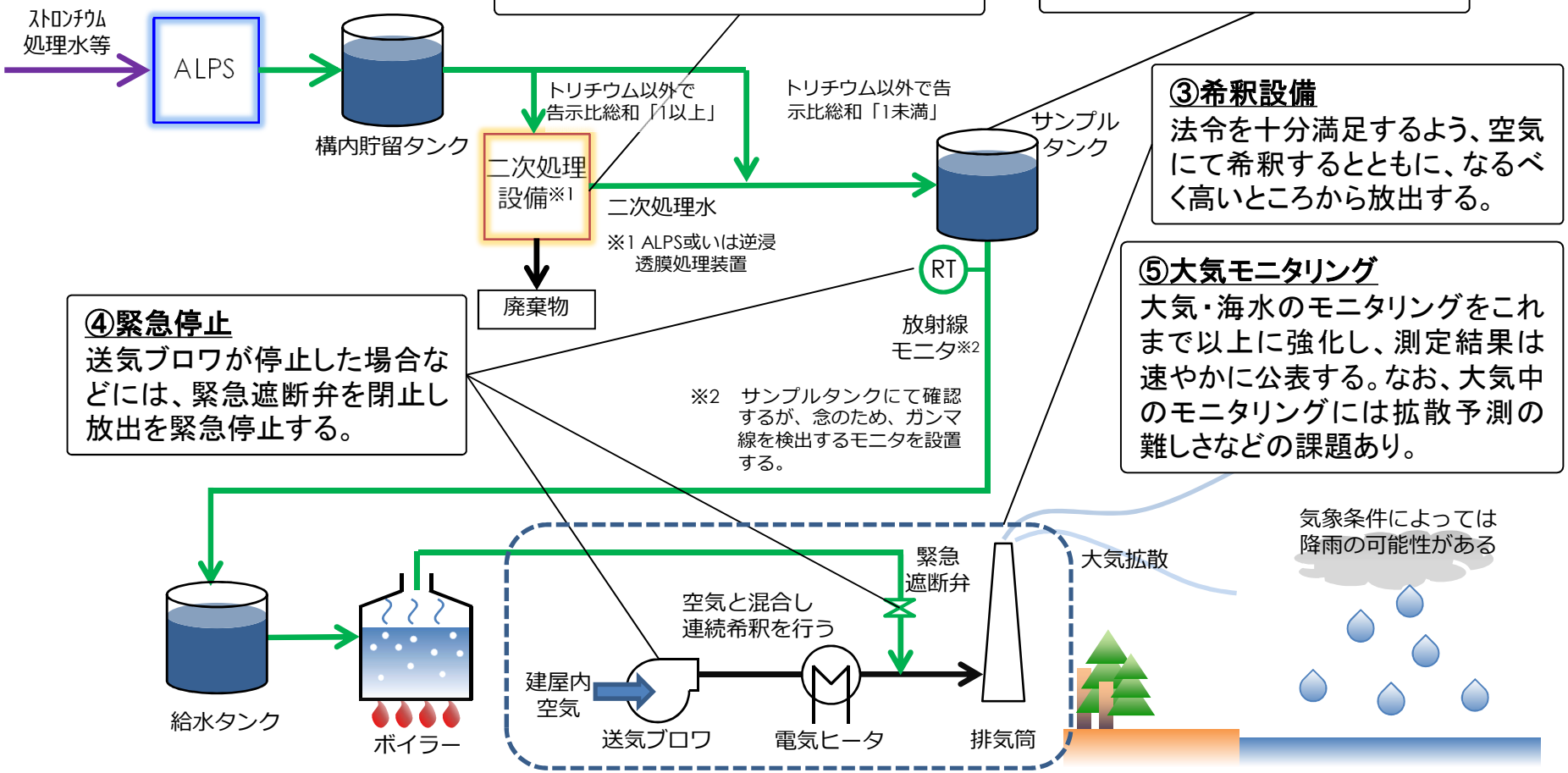
①二次処理設備
希釈前にトリチウム以外の核種は、そのまま海洋放出しても規制基準を満たすレベル*まで二次処理を行う。
※告示比総和「1未満」

②サンプルタンク
放出前に第三者分析を行い、トリチウム以外の核種が告示比総和1未満であること、およびトリチウム濃度を確認する。

③希釈設備
法令を十分満足するよう、空気にて希釈するとともに、なるべく高いところから放出する。

④緊急停止
送気ブロワが停止した場合などには、緊急遮断弁を閉止し放出を緊急停止する。

⑤大気モニタリング
大気・海水のモニタリングをこれまで以上に強化し、測定結果は速やかに公表する。なお、大気中のモニタリングには拡散予測の難しさなどの課題あり。



処分内容の検討④（海洋放出の基本概念）

２０２０年３月２４日
『多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について』【抜粋】

- **トリチウムを除く核種の告示濃度限度比＊総和が1未満になるまで二次処理を実施する**
- **二次処理後、海水で十分に希釈してから海洋に放出する**
- **海洋モニタリングを強化する**

主な実施事項

二次処理	• 環境へ放出する放射性物質を極力低減するために、希釈前にトリチウムを除く核種が告示濃度限度比総和1未満となるまで処理する – これにより、希釈後の告示濃度比総和は、さらに数百分の1程度まで低減する
サンプリング	• 二次処理後に分析を実施し、トリチウムを除く核種が告示濃度限度比総和1未満であること、およびトリチウム濃度を確認する
希釈・放出 **（緊急時の措置含む）**	• 法令を十分満足するよう海水を用いて希釈・放出する – 地下水バイパス及びサブドレンの運用基準（水1ﾘｯﾄﾙ中1,500ﾍﾞｸﾚﾙ未満）程度まで希釈 • 希釈水の流量等に異常が発生した場合は放出を緊急停止する • 放出口近傍にてサンプリング・分析を行う – 結果を得るまでの期間：1日程度
海洋モニタリング	• 海水および魚類・海藻類の海洋モニタリングを強化 • 放出時の放射能測定結果は随時公開 – 第三者による分析や公開等について検討

＊ 原子力発電所からの排水を人が毎日経口摂取したと仮定した場合の内部被ばく線量は「告示濃度限度比」で評価し、複数の核種が存在する場合はその和で評価する。「告示濃度限度比」は、ある核種濃度の水を経口摂取した場合の内部被ばく線量に相当する

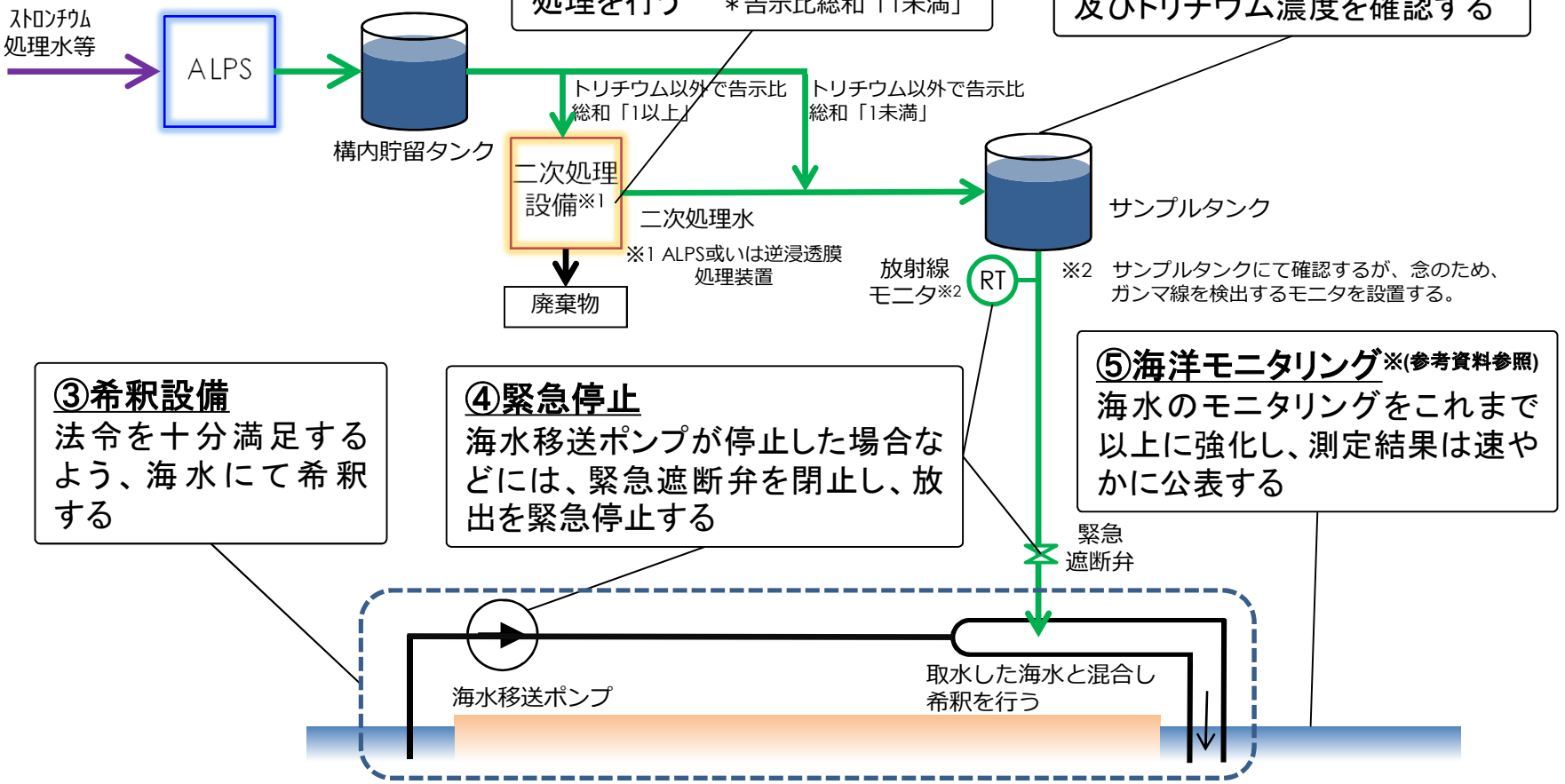
処分内容の検討⑤（海洋放出設備の概念）

２０２０年３月２４日
『多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について』【抜粋】
※一部、本資料との名称統一

多核種除去設備等処理水を海水で十分に希釈後、放出する

①二次処理設備
希釈前にトリチウム以外の核種はそのまま海洋放出しても規制基準を満たすレベル*まで二次処理を行う　＊告示比総和「1未満」

②サンプルタンク
放出前に第三者分析を行い、トリチウム以外の核種が告示比総和1未満であること、及びトリチウム濃度を確認する



③希釈設備
法令を十分満足するよう、海水にて希釈する

④緊急停止
海水移送ポンプが停止した場合などには、緊急遮断弁を閉止し、放出を緊急停止する

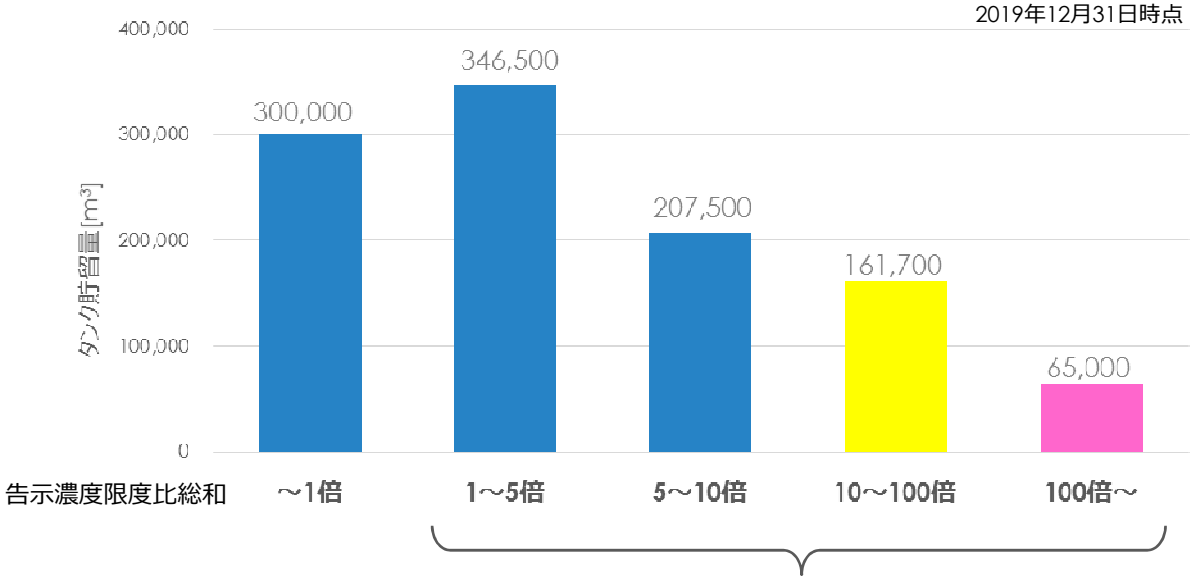
⑤海洋モニタリング※(参考資料参照)
海水のモニタリングをこれまで以上に強化し、測定結果は速やかに公表する

処分内容の検討⑥（二次処理の実施）

２０２０年３月２４日
『多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について』【抜粋】
※一部、本資料との名称統一

- 環境へ放出する放射性物質の量を可能な限り低減するため、**トリチウムを除く核種が告示濃度限度比総和1以上の処理水は、二次処理を実施**

2019年12月31日時点



全体の **72%**

設備運用開始初期の処理水等

クロスフローフィルタの透過水※、放射能濃度の高いSr処理水の残水に多核種除去設備等処理水が混合された水

※ 2013年度に発生した既設ALPSのクロスフローフィルタの不具合により炭酸塩沈殿処理のスラリーが設備出口に透過した事象

告示濃度限度とは、原子炉等規制法に基づく告示に定められた、放射性廃棄物を環境中へ放出する際の基準。当該放射性廃棄物が複数の放射性物質を含む場合は、それぞれの核種の告示濃度限度に対する放射性廃棄物中の濃度の比の総和が1未満となる必要がある

多核種除去設備を主としつつ、逆浸透膜処理装置の特徴をふまえ、それぞれを組み合わせた処理の方法を検討する

二次処理
（既に確認されている処理水中のスラッジも除去する）

処分内容の検討⑦（二次処理の実施予定）

２０２０年３月２４日
『多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について』【抜粋】
※一部、本資料との名称統一

- トリチウムを除き告示濃度限度比総和１以上の処理水に対しては、二次処理を実施し、環境に放出される放射性物質を可能な限り低減する

  – すでに、通常の汚染水処理計画への追加や二次処理後の処理水を受け入れるタンクの準備など、二次処理に必要な検討を開始

  – 保管中の処理水のうち、よりリスクの高いストロンチウム処理水をALPS処理後、吸着材を交換したうえで、ALPSを用いた二次処理を試験的に実施（2020年度内）
    - 高濃度のもの（告示濃度限度比100倍以上）を約2,000m^3程度処理し、二次処理の性能を確認する
    - 引き続き、通常の汚染水処理および受け入れタンクの準備を進めながら、さらなる二次処理を進める

  – 処分開始前のさらなる二次処理は、空きタンクの確保、配管敷設の段取り、受入タンクの除染作業による作業員被ばくや漏えいリスクを慎重に検討する必要がある