

放射性廃棄物処理・処分 スケジュール

分野名	括り	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後1ヶ月の予定		3月	4月				5月			6月	7月	備考	
			24	31	7	14	21	28	5	12	19	26	上	中		下
1. 発生量低減対策の推進	持込抑制策の検討	(実績) ・足場材貸出による再利用	持込抑制策の検討	(予定) ・足場材貸出による再利用	接点・設計	ガレキ減容・運搬・保管										
		現場作業		足場材貸出による再利用											・2017年3月27日：足場材貸出運用開始	
	固体廃棄物貯蔵庫の設置	(実績) ・運用中	固体廃棄物貯蔵庫の設置	(予定)	接点・設計											・2015年7月17日：実施計画変更認可申請認可
		現場作業		運用中											・2018年1月：竣工 ・2018年2月：運用開始	
	覆土式一時保管施設 3,4槽の設置	(実績) ・設置工事(3槽) ・設置工事(4槽)	覆土式一時保管施設 3,4槽の設置	(予定) ・設置工事(3槽) ・設置工事(4槽)	接点・設計											・2014年8月12日：安全協定に基づく事前了解
		現場作業		設置工事											・減容作業開始：2018年5月24日 瓦礫運搬：2018年5月～8月3日 設置工事：2018年8月4日～ 2019年3月29日	
一時保管エリアの追設/拡張	(実績)	一時保管エリアの追設/拡張	(予定)	接点・設計											・2017年6月14日：使用前検査(エリアG12槽分) ・2017年8月9日：使用前検査(エリアG22槽分)	
	現場作業															
雑固体廃棄物焼却設備	(実績) ・処理運転 (A・B系)	雑固体廃棄物焼却設備	(予定) ・処理運転 (A・B系)	接点・設計	【A系】	最新工程反映	処理運転	最新工程反映	処理運転						【A系】 定期点検(3ヶ月点検) ・2018年12月1日～2019年4月2日 ・2019年4月27日～2019年5月5日 GWのため運転停止	
	現場作業		【B系】	停止	最新工程反映	停止	最新工程反映	停止	最新工程反映	停止	最新工程反映	停止	最新工程反映	停止	【B系】 ・運転停止 ・2019年3月30日～2019年7月中旬 予定 運転中に確認された以下の事象に対する対応を計画(停止期間調整中) ・戻搬送コンベアの異音事象(部品交換予定) ・排ガスフロア出口側の凝縮水滴下事象(ドレン配管修復予定)	
2. 保管適正化の推進	増設雑固体廃棄物焼却設備	(実績) ・鉄骨工事 ・鉄筋コンクリート、型枠工事 ・PC(プレキャストコンクリート)工事 ・建物付帯(給排水衛生・電気・消防)設備工事 ・内装工事	増設雑固体廃棄物焼却設備	(予定) ・鉄骨工事 ・鉄筋コンクリート、型枠工事 ・PC(プレキャストコンクリート)工事 ・建物付帯(給排水衛生・電気・消防)設備工事 ・内装工事 ・主要機器搬入、据付工事	接点・設計	上部躯体(鉄骨・鉄筋コンクリート・PC)工事、内装工事									建築工事 ・2020年度下期：竣工予定 ・2017年4月11日：実施計画変更認可申請(一部補正) ・2017年8月22日：実施計画変更認可申請(一部補正) ・2017年11月9日：実施計画変更認可申請(一部補正) ・2018年3月29日：実施計画変更認可申請(一部補正) ・2018年4月19日：実施計画認可 ・2018年11月12日：2工区エリア引渡建築一機工事	
		現場作業		建物付帯設備(給排水衛生・電気・消防)工事											使用前検査「良」判定受領。 ・第1回：2018年7月26,27日 ・第2回：2019年1月29(水),30(木) ・第3回：2019年4月18(木),19(金) 詳細検査の上、次回を以下にて調整中。 第4回：2019年6月上旬 第5回：2020年6月下旬	
		現場作業		ストーカー・二次燃焼器・排ガス冷却器搬入・据付工事											機械工事 ・2019年2月7日：使用前検査実施→「良」判定 (1号検査 焼却設備のうちロータリーキルン)	
		現場作業		バグフィルター搬入・据付工事												
		現場作業		機械基礎工事/配管・空調ダクト等設置工事												
		現場作業		スラッジ対処方法検討											・スラッジ対処方法検討完了 2018年6月27日	
除染装置(AREVA)スラッジ	(実績) ・スラッジ対処方法及び除染方法検討	除染装置(AREVA)スラッジ	(予定) ・建屋内除染 ・除染装置系統フラッシングおよび造粒固化体貯槽(D)除塩	接点・設計	スラッジ対処方法検討											
	現場作業		除染装置製作										・建屋内除染 2019年5月7日～2020年7月予定 除染装置製作 2018年9月18日～2019年3月26日			
現場作業	除染装置系統フラッシングおよび造粒固化体貯槽(D)除塩											・除染装置系統フラッシングおよび造粒固化体貯槽(D)除塩 ：2018年9月10日～2020年2月末				

分野 名	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後1ヶ月の予定		3月		4月				5月				6月		7月		備考			
		24	31	7	14	21	28	5	12	19	26	3	10	17	24	31					
保管管理計画	3. 瓦礫等の管理・発電所全体から新たに放出される放射性物質等による敷地境界線量低減	(実績) ・一時保管エリアの保管量確認/線量率測定および集計 ・ガレキ等の将来的な保管方法の検討 ・線量低減対策検討 ・ガレキ・伐採木の保管管理に関する諸対策の継続																			
		(予定) ・一時保管エリアの保管量確認/線量率測定および集計 ・ガレキ等の将来的な保管方法の検討 ・線量低減対策検討 ・ガレキ・伐採木の保管管理に関する諸対策の継続																			
固体廃棄物の保管管理、処理・処分計画	4. 固体廃棄物の性状把握	(実績) ・【研究開発】固体廃棄物のサンプリング・分析 ・【研究開発】JAEAにて試料の分析(現場:JAEA東海等) ・分析試料のJAEA東海・民間分析施設への輸送																		・これまでの分析結果は以下のウェブページにまとめられている https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/work/tech-info.html	
		(予定) ・【研究開発】固体廃棄物のサンプリング・分析 ・【研究開発】JAEAにて試料の分析(現場:JAEA東海等)																		・多核種除去設備の運転状況に応じて順次試料を採取	
		【研究開発】JAEAにて試料の分析(現場:JAEA東海等) 瓦礫の分析等 (α核種、β核種、γ核種)																			瓦礫: デブリ状況把握PI等試料のデータを取り纏め中、2号機外壁等試料を分析中
		汚染水(滞留水、処理水、建屋スラッジ)の分析等 (α核種、β核種、γ核種)																			汚染水: 滞留水・処理水(Np、ヨウ素)、建屋スラッジのデータを取り纏め中
5. JAEA分析・研究施設の整備(施設管理棟、第1棟、第2棟)	施設管理棟建設工事 第1棟建屋現地工事 基礎工事 躯体工事	(実績) ・施設管理棟建設工事 ・第1棟建屋現地工事 基礎工事 躯体工事																		・2017年3月7日: JAEA分析研究施設第1棟 実施計画変更認可 (原規規発第1703071号)	
		(予定) ・第1棟建屋現地工事 躯体工事																			・2018年2月28日:竣工(施設管理棟) ・2018年3月15日:運用開始(施設管理棟) ・2017年8月7日:杭工事完了 ・2018年11月15日:地上1階躯体工事開始 ・2019年3月15日:地上2階躯体工事開始

最新工程反映
躯体工事(地上3階)

瓦礫類・伐採木・使用済保護衣等の管理状況(2019.3.29 時点)

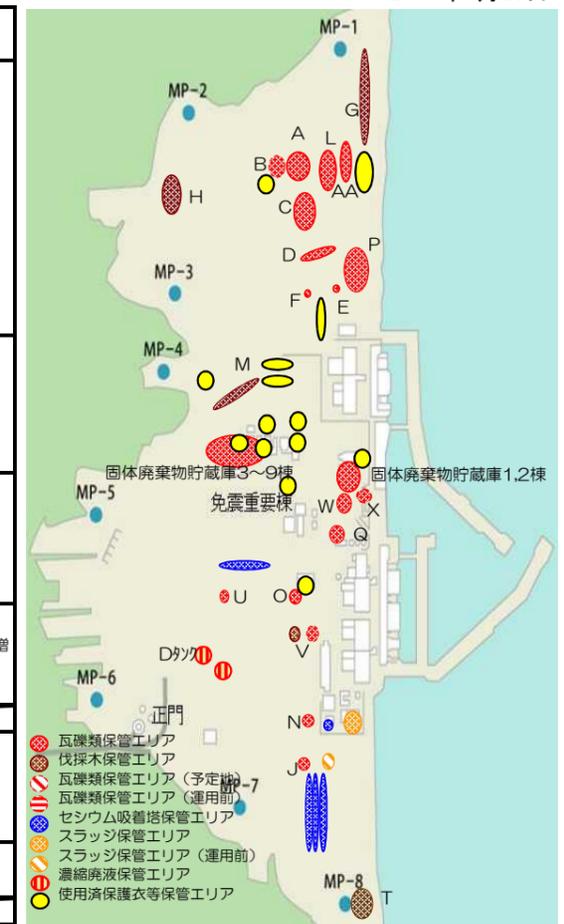
分類	保管場所	保管方法	エリア境界 空間線量率 (mSv/h)	保管量	前回集約からの増減 ^{※1} (2019.2.28 - 2019.3.29)	変動 ^{※2} 理由	エリア 占有率	保管量 ^{※3} / 保管容量 (割合)	トピックス
瓦礫類 屋外集積 (0.1mSv/h以下)	B	屋外集積	0.01	3,300 m ³	+700 m ³	①②	63%	195300 / 252700 (77%)	・フランジタンク解体片 2019年2月末時点でコンテナ928基保管。 エリアP1 コンテナ数：670基 (2015年6月15日～) エリアAAコンテナ数：262基 (2018年3月15日～)
	C	屋外集積	0.01未満	62,300 m ³	+200 m ³	①③	98%		
	F2	屋外集積	0.01未満	6,400 m ³	0 m ³	—	85%		
	J	屋外集積	0.01	5,400 m ³	+200 m ³	④	68%		
	N	屋外集積	0.01未満	9,600 m ³	微増 m ³	—	96%		
	O	屋外集積	0.01未満	43,300 m ³	-200 m ³	⑤	84%		
	P1	屋外集積	0.01未満	50,700 m ³	+300 m ³	①⑥	79%		
	U	屋外集積	0.01未満	700 m ³	0 m ³	—	100%		
	V	屋外集積	0.01	4,800 m ³	+100 m ³	⑦	80%		
AA	屋外集積	0.01未満	8,600 m ³	+100 m ³	①	24%			
瓦礫類 シート養生 (0.1~1mSv/h)	D	シート養生	0.01未満	2,600 m ³	0 m ³	—	58%	37900 / 71000 (53%)	・エリアWでの車両解体(プレス等)完了。(2018年1月)
	E1	シート養生	0.02	14,100 m ³	0 m ³	—	88%		
	P2	シート養生	0.01	5,600 m ³	微増 m ³	—	62%		
	W	シート養生	0.03	7,700 m ³	+1,200 m ³	①⑧	26%		
瓦礫類 覆土式一時保管施設、 仮設保管設備、容器 (1~30mSv/h)	L	覆土式一時保管施設	0.01未満	16,000 m ³	0 m ³	—	100%	18500 / 31700 (58%)	・主な瓦礫類は、1~3号機工事等で発生した瓦礫類。 ・覆土式4槽の受入開始に伴い、保管容量(4,000m ³)増加。 (2018年5月)
	A	仮設保管設備	0.14	1,000 m ³	0 m ³	—	14%		
	E2	容器 ^{※4}	0.01	400 m ³	0 m ³	—	24%		
	F1	容器	0.01未満	600 m ³	0 m ³	—	99%		
Q	容器	0.04	400 m ³	-400 m ³	⑨⑩	7%			
瓦礫類 固体廃棄物貯蔵庫	固体廃棄物貯蔵庫	容器 ^{※4}	0.01	15,100 m ³	+600 m ³	①⑧⑪	33%	15100 / 45600 (33%)	・主な瓦礫類は、1~3号機工事等で発生した瓦礫類。 ・固体廃棄物貯蔵庫9棟の運用開始に伴い、保管容量(33,600m ³)増加。 (2018年2月)
合計(カレキ)				266,800 m ³	+2,800 m ³	—	67%		
伐採木 屋外集積 (幹・根・枝・葉)	G	屋外集積	0.01未満	25,300 m ³	微増 m ³	—	63%	96800 / 134000 (72%)	
	H	屋外集積	0.01未満	31,700 m ³	0 m ³	—	74%		
	M	屋外集積	0.01未満	39,600 m ³	0 m ³	—	88%		
	V	屋外集積	0.01	100 m ³	微増 m ³	—	2%		
	一時保管槽 (枝・葉)	G	伐採木一時保管槽	0.01未満	26,200 m ³	0 m ³	—		
T	伐採木一時保管槽	0.01未満	11,100 m ³	0 m ³	—	94%			
合計(伐採木)				134,100 m ³	微増 m ³	—	76%		
保護衣 屋外集積	容器	0.04	56,000 m ³	+500 m ³	⑫	82%	56000 / 68300 (82%)	・使用済保護衣等焼却量 5314t (2019年3月末累積) ・焼却灰(プラスチック含む)のドラム缶数 1308本 (2019年3月末累積)	
合計(使用済保護衣等)				56,000 m ³	+500 m ³	—	82%		

※1 100m³未満を端数処理しており、微増・微減とは100m³未満の増減を示す。

※2 主な変動理由：①タンク関連工事 ②一時保管施設設置工事 ③港湾復旧工事 ④一時保管エリアOからの移動 ⑤一時保管エリアJへの移動 ⑥1~4号機建屋周辺瓦礫撤去関連工事
⑦一時保管エリアP1からの移動 ⑧固体庫9棟へ瓦礫の移動 ⑨一時保管エリアWへの移動 ⑩固体庫9棟へ瓦礫の移動 ⑪一時保管エリアWからの移動⑫使用済保護衣等の受入

※3 端数処理で100m³未満を四捨五入しているため、合計値が合わないことがある。

※4 水処理二次廃棄物(小型フィルタ等)を含む。



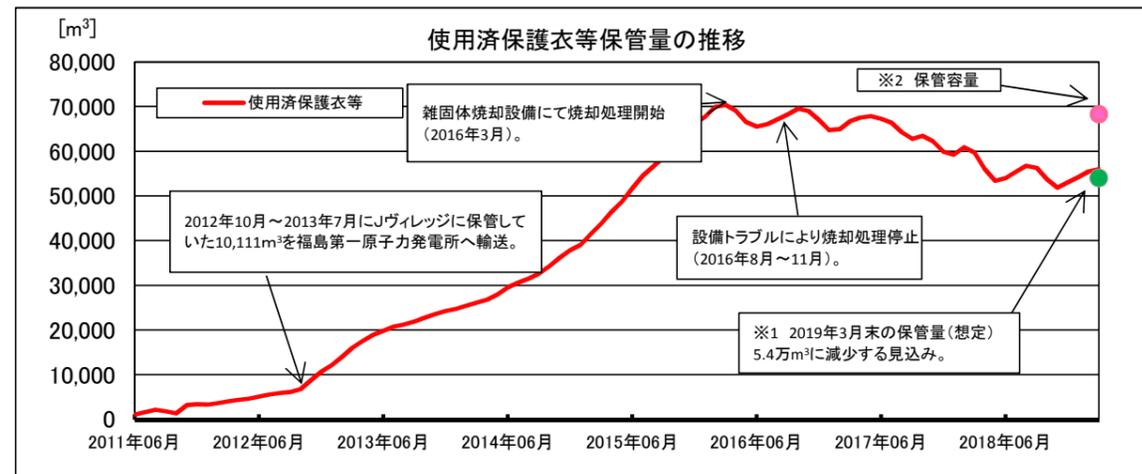
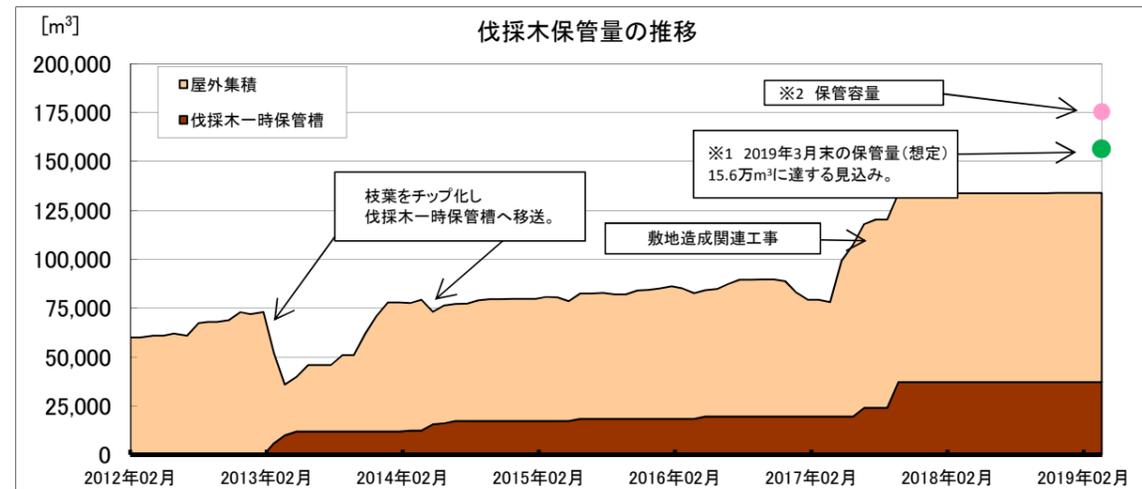
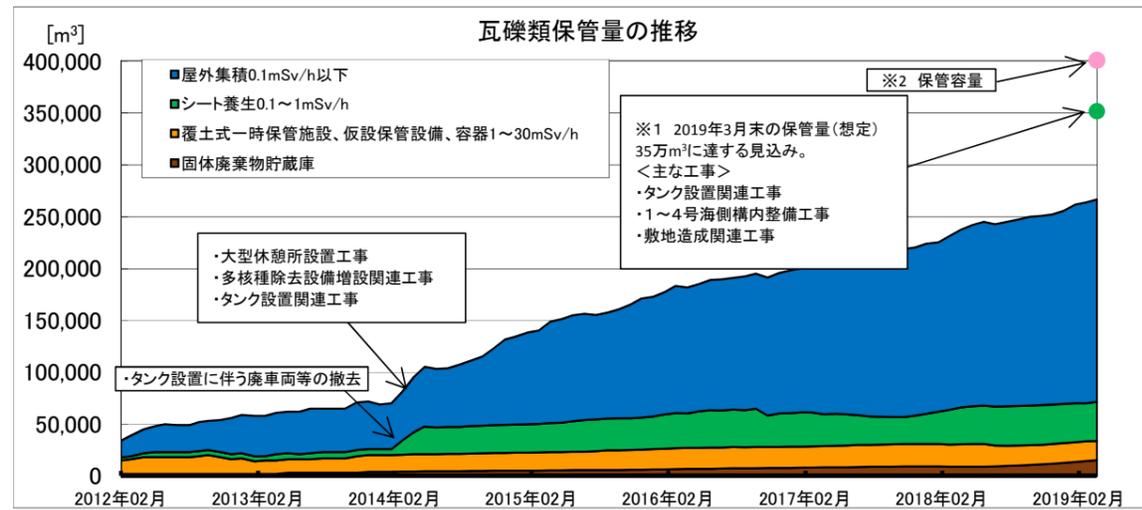
水処理二次廃棄物の管理状況(2019.4.4時点)

分類	保管場所	種類	保管量	前回集約からの増減 ^{※1} (2019.3.7 - 2019.4.4)	保管量 / 保管容量 (割合)	トピックス	
水処理二次 廃棄物 使用済吸着塔 保管施設		セシウム吸着装置使用済ベッセル	775 本	+4 本	4332 / 6372 (68%)	・吸着塔一時保管施設の増容量が認可(2015年12月14日) ・使用前検査完了(2017年5月26日)に伴う保管容量増(第四施設架台129塔分)	
		第二セシウム吸着装置使用済ベッセル	216 本	+6 本			
		多核種除去設備等保管容器	既設	1,607 ^{※1} 基			+7 基
			増設	1,443 ^{※2} 基			+13 基
		高性能多核種除去設備使用済ベッセル	高性能	74 本			0 本
多核種除去設備処理カラム	既設	11 塔	0 塔				
		モバイル式処理装置等使用済ベッセル及びフィルタ類	206 本	+2 本			
廃スラッジ 貯蔵施設	廃スラッジ		597 m ³	0 m ³	597 / 700 (85%)	・除染装置の運転計画は無く、新たに廃棄物が増える見込みは無い。 ・準備が整い次第、除染装置の廃止について実施計画の変更申請を行う。	
濃縮廃液タンク	濃縮廃液		9,330 m ³	0 m ³	9330 / 10300 (91%)	・タンク水位の変動は、計器精度±1%の誤差範囲内。(現場パトロール異常なし) ・水位計0%以上の保管量：9230 [m] タンク底部~水位計の保管量(DS)：約100[m]	

※1：データ集計の間違い修正により、基数を訂正。【正】1,607基 【誤】1,590基(2020.3.4)

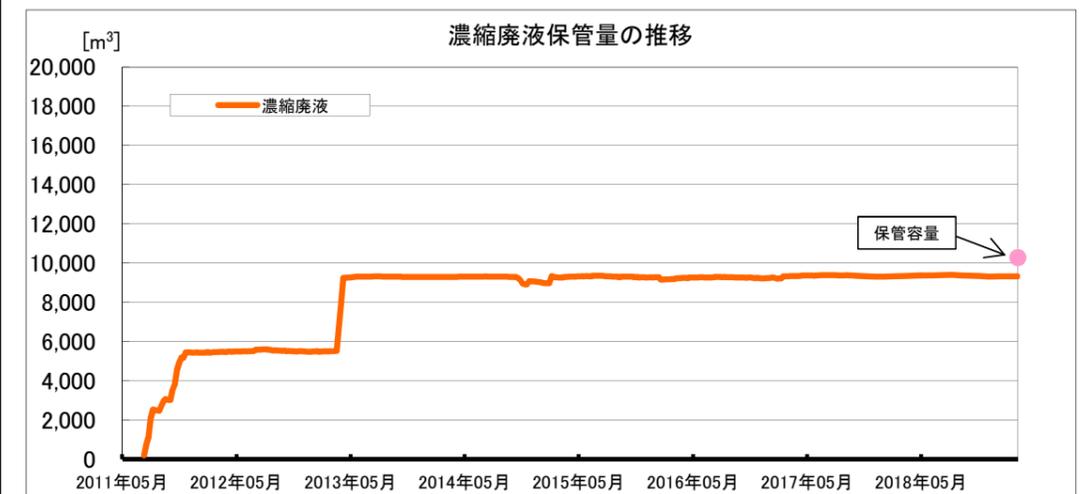
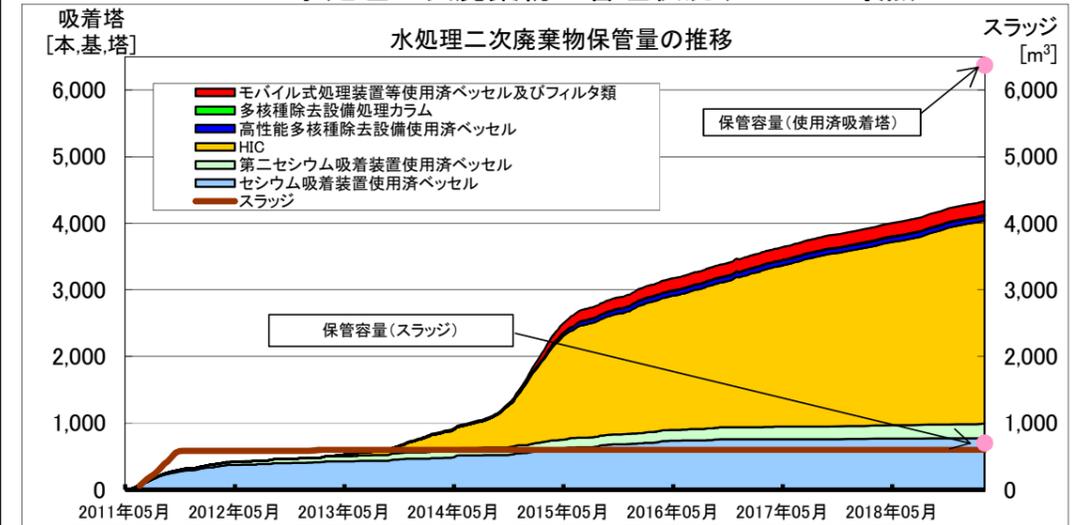
※2：データ集計の間違い修正により、基数を訂正。【正】1,443基 【誤】1,460基(2020.3.4)

瓦礫類・伐採木・使用済保護衣等の管理状況(2019.3.29 時点)



※1 瓦礫類・伐採木・使用済保護衣等の保管量(想定)は、実施計画(2018年3月26日認可)の予測値を示す。
※2 瓦礫類・伐採木・使用済保護衣等の保管容量は、運用上の上限を示す。

水処理二次廃棄物の管理状況(2019.4.4時点)



廃棄物試料の分析結果 (1～3号機原子炉建屋内瓦礫)

平成31年4月25日

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構／
日本原子力研究開発機構

本資料には、平成28年度補正予算補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金
(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」成果の一部が含まれている。

概要

- 事故後に発生した固体廃棄物は、従来の原子力発電所で発生した廃棄物と性状が異なるため、廃棄物の処理・処分の安全性の見通しを得る上で性状把握が不可欠である。
- 廃棄物の性状を把握するため、瓦礫、伐採木、保護衣等焼却灰、水処理二次廃棄物等の廃棄物、今後の廃炉作業の進捗により廃棄物となることが想定される原子炉建屋等から試料を採取し、分析を継続している。
- 原子炉建屋から採取された試料は、解体廃棄物の汚染状態の把握、発生量(体積、質量)や放射エネルギーの推定、インベントリの評価を行う上で重要である。今回、1、2及び3号機原子炉建屋内部の瓦礫として、床のボーリングコアと除染操作に伴うストリップابلペイント^{*1}、また、格納容器内部の瓦礫として、格納容器堆積物及びTIP配管内閉塞物^{*2}の試料を分析した結果を報告する。

*1 「建屋内の遠隔除染技術の開発」の分析試料から一部を分取したものである。(前田ら、JAEA-Research 2013-025、2014.)

*2 1号機格納容器堆積物、2号機TIP配管内閉塞物は、「平成27年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」で用いられた試料から一部を分取したものである。

原子炉建屋(1~5階)瓦礫一 試料の性状

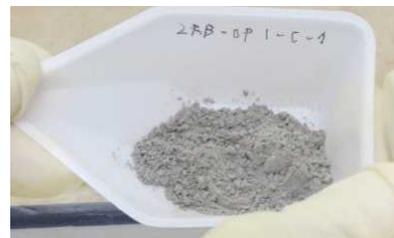
試料名試料	採取日	採取場所		試料性状
1RB-X6-P	2014年2月下旬	1号機原子炉建屋	1階 貫通孔X6近傍	ボーリングコア 塗膜
1RB-X6-C-1				同 コンクリート上層部
1RB-X6-C-2				同 コンクリート下層部
1RB-AC-P1	2014年2月下旬	1号機原子炉建屋	1階AC配管根元近傍水跡	ボーリングコア 塗膜
1RB-AC-C1-1				同 コンクリート上層部
1RB-AC-C1-2				同 コンクリート下層部
1RB-AC-C2-1	2014年2月下旬	1号機原子炉建屋	1階AC配管根元近傍水跡	ボーリングコア コンクリート上層部
1RB-AC-C2-2				同 コンクリート下層部分
2RB-2F-SP	2012年6月28日 ~ 7月4日	2号機原子炉建屋	2階北側通路・床 (RCW Hx近傍)	同 ストリップابلペイント
2RB-3F-SP	2012年6月28日 ~ 7月4日	2号機原子炉建屋	3階北側・床 (RCWポンプ近傍)	同 ストリップابلペイント
2RB-OP1-P-2	2014年1月下旬 ~ 3月下旬	2号機原子炉建屋	5階ウエルプラグ上部(中央部)	ボーリングコア 下層塗膜
2RB-OP1-C-1				同 コンクリート上層部
2RB-OP1-C-2				同 コンクリート下層部
2RB-OP2-P-1	2014年1月下旬 ~ 3月下旬	2号機原子炉建屋	5階オペフロ北東部	ボーリングコア 上層塗
2RB-OP2-C-1				同 コンクリート上層部
2RB-OP2-C-2				同 コンクリート下層部
3RB-1F-C	2012年6月28日 ~ 7月4日	3号機原子炉建屋	1階床	ボーリングコア コンクリート上層部

原子炉建屋(1~5階)瓦礫— 分析内容

- 1~3号機の原子炉建屋内から採取された瓦礫(ボーリングコアの塗膜とコンクリート、ストリッパブルペイント)に関して、瓦礫類が含有する放射能の推定に資するため、次の点に着目して分析した。
 - ❖ 原子炉建屋内部の汚染について、放射性核種の組成に基づいて分類するため、従来、分析試料が得られていない、あるいは点数が少ない場所からの試料を選んだ。
 - ❖ また、汚染の拡散に関する想定として、空気とともに水を経由した汚染を考え、汚染水からの影響の可能性のある試料を選んだ。
- 放射性核種は、 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{94}Nb 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu を分析した。
 - ❖ これらに加え、供試料量が確保できた場合に、以下の核種を分析した。
 ^3H 、 ^{14}C 、 ^{63}Ni 、 ^{79}Se 、 ^{99}Tc 、 ^{126}Sn 、 ^{129}I 、 ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 ^{241}Am 、 ^{244}Cm



ボーリングコア塗膜
(2RB-OP1-P-2)



ボーリングコア コンクリート
(2RB-OP1-C-1)



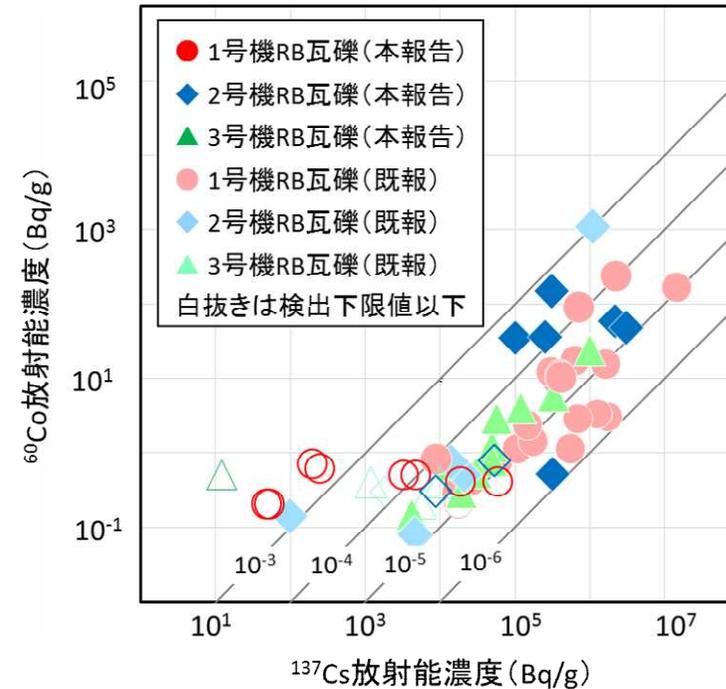
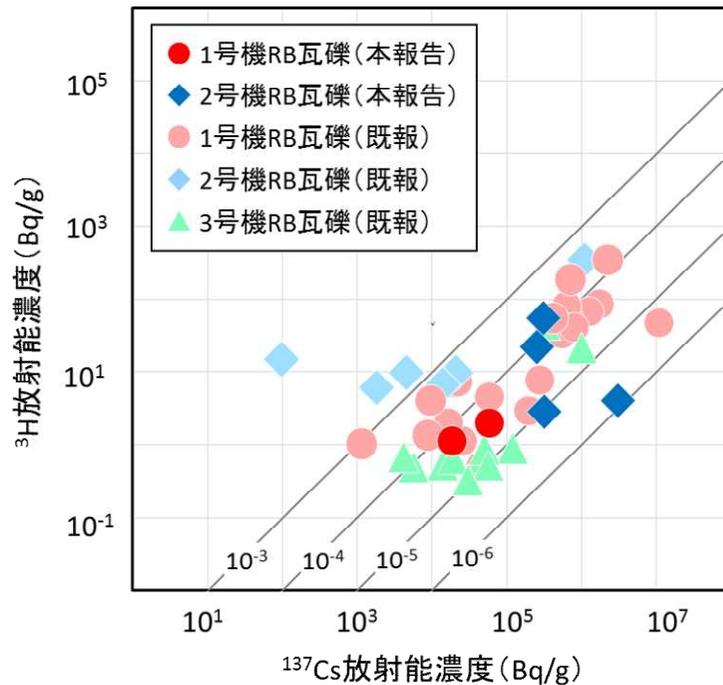
ストリッパブルペイント
(2RB-2F-SP)



ストリッパブルペイント
(2RB-3F-SP)

原子炉建家内瓦礫試料の外観(例)

原子炉建屋(1~5階)瓦礫 - 分析データ (1/2)



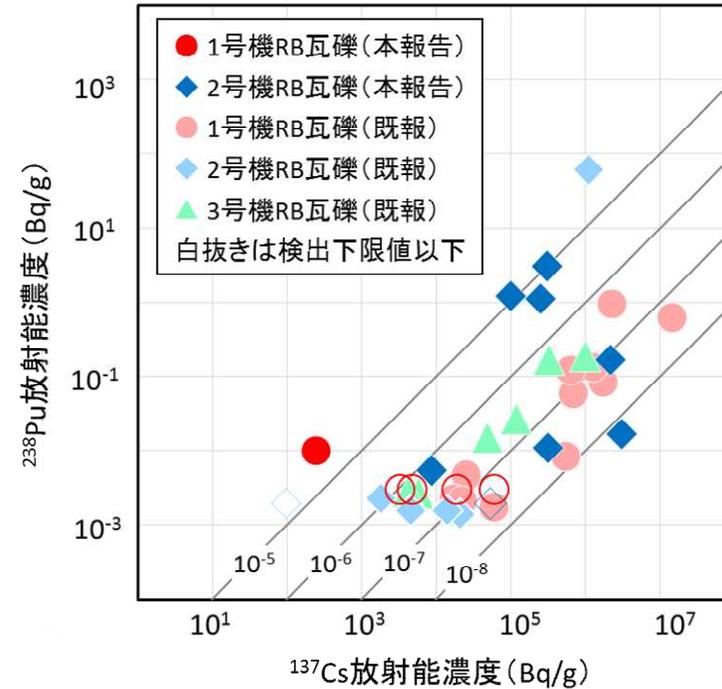
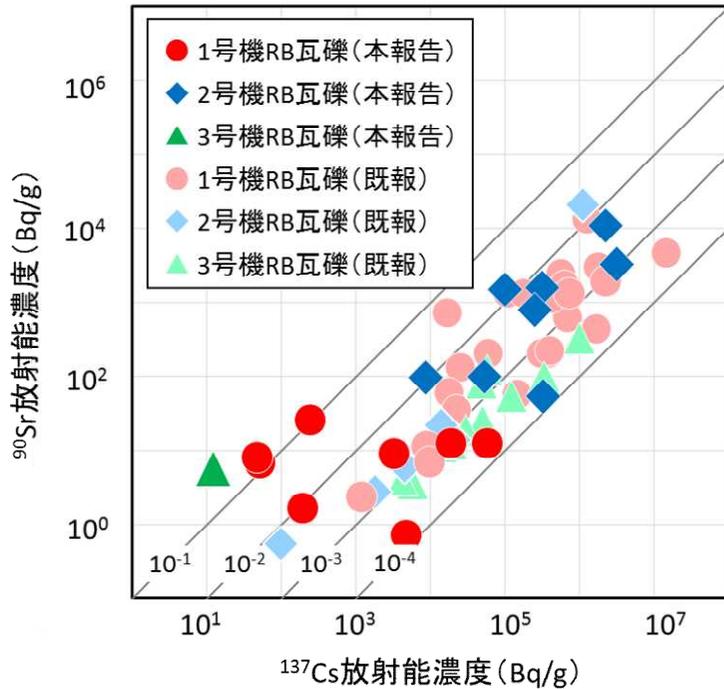
$^3\text{H}/^{137}\text{Cs}$ 比	1号機RB	2号機RB
瓦礫 *1	7.5×10^{-5}	3.3×10^{-4}
燃料 *2	4.7×10^{-3}	4.9×10^{-3}

$^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ 比	1号機RB	2号機RB	3号機RB
瓦礫 *1	1.5×10^{-5}	7.7×10^{-5}	2.6×10^{-5}
燃料 *2	1.3×10^{-5}	1.4×10^{-5}	1.4×10^{-5}

図 原子炉建家内から採取した瓦礫試料から検出された核種の濃度 (^{137}Cs に対するプロット)

- $^3\text{H}/^{137}\text{Cs}$ 比は、これまでと同等の値である。 ^{60}Co は2号機で検出され、 $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ 比は、これまでと同等の値である。
- ^3H と ^{60}Co については、Csに対しての汚染の違いが、今回分析した試料には認められなかった。

原子炉建屋(1~5階)瓦礫 – 分析データ(2/2)



$^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比	1号機RB	2号機RB	3号機RB
瓦礫 *1	2.4×10^{-3}	2.7×10^{-3}	1.2×10^{-3}
燃料 *2	7.4×10^{-1}	7.5×10^{-1}	7.5×10^{-1}

$^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$ 比	1号機RB	2号機RB
瓦礫 *1	1.3×10^{-7}	5.6×10^{-7}
燃料 *2	2.3×10^{-2}	1.8×10^{-2}

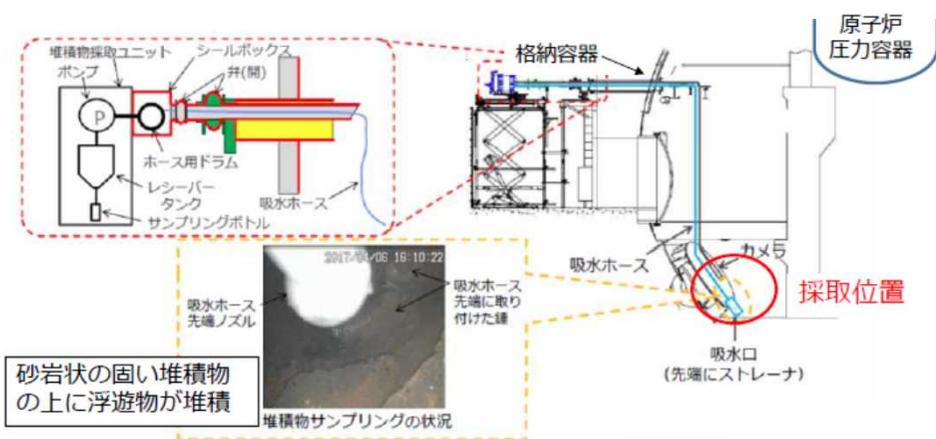
図 原子炉建家内から採取した瓦礫試料から検出された核種の濃度 (^{137}Cs に対するプロット)

- $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比に関して、1号機貫通孔X6近傍、3号機1階床から採取した試料では、比が高い傾向にある。
- $^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$ 比に関して、1号機貫通孔X6近傍、2号機5階から採取した試料では、比が高い傾向にある。
- ^{90}Sr と ^{238}Pu については、Cs に対しての汚染の違いが認められる場所があることが示唆された。

原子炉建屋(格納容器)瓦礫 — 分析試料(堆積物)

- 1号機格納容器(PCV)内部調査の一環として、PCV底部の堆積物(浮遊物)が2017年4月に採取された*1。1号機内部の汚染状況や核種組成を把握し、汚染の過程を推定するため、堆積物(約10 mg)の次の核種と元素を分析した。

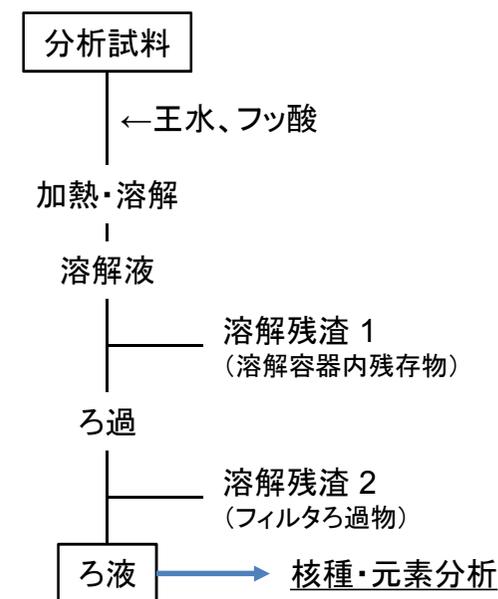
❖ ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{93}Zr , ^{94}Nb , ^{125}Sb , ^{137}Cs , ^{154}Eu , U同位体, ^{237}Np , Pu同位体, Am同位体, Cm同位体



1号機PCV底部堆積物の採取状況*1



分析試料の外観 (約10 mg)



分析試料の溶解方法

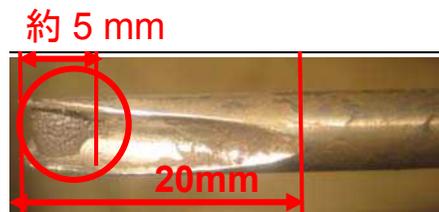
原子炉建屋(格納容器)瓦礫 — 分析試料(配管閉塞物)

■ 原子炉温度計設置のため、2013年7月に原子炉の炉心部に直接繋がっている TIP 配管の閉塞解消を試みた際に、ダミーケーブルの先端に付着物が回収された*1。格納容器内部の汚染状況や核種組成を把握し、汚染の過程を推定するため、TIP配管Bライン閉塞物(ろ物として約 3 mg)の次の核種と元素を分析した。

- ❖ ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{93}Zr , ^{94}Nb , ^{125}Sb , ^{137}Cs , ^{154}Eu , U同位体, ^{237}Np , Pu同位体, Am同位体, Cm同位体

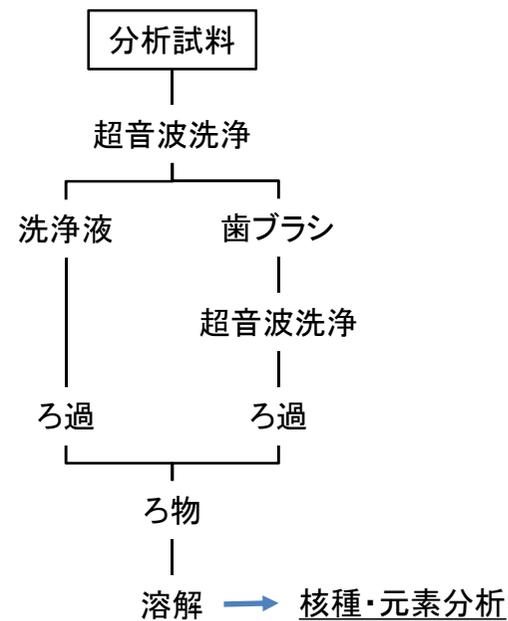


ダミーケーブル(上)と
先端クサビ(下)

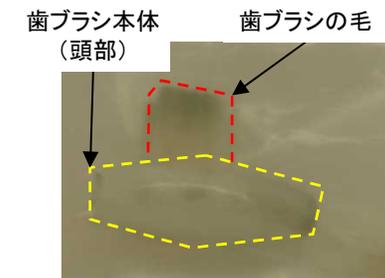


付着物の状況

TIP配管 Bラインの閉塞解消に用いられたダミーケーブルと付着物 *1
(線量率: γ 5 mSv/h、 $\beta+\gamma$ 200 mSv/h)



分析試料の調製方法



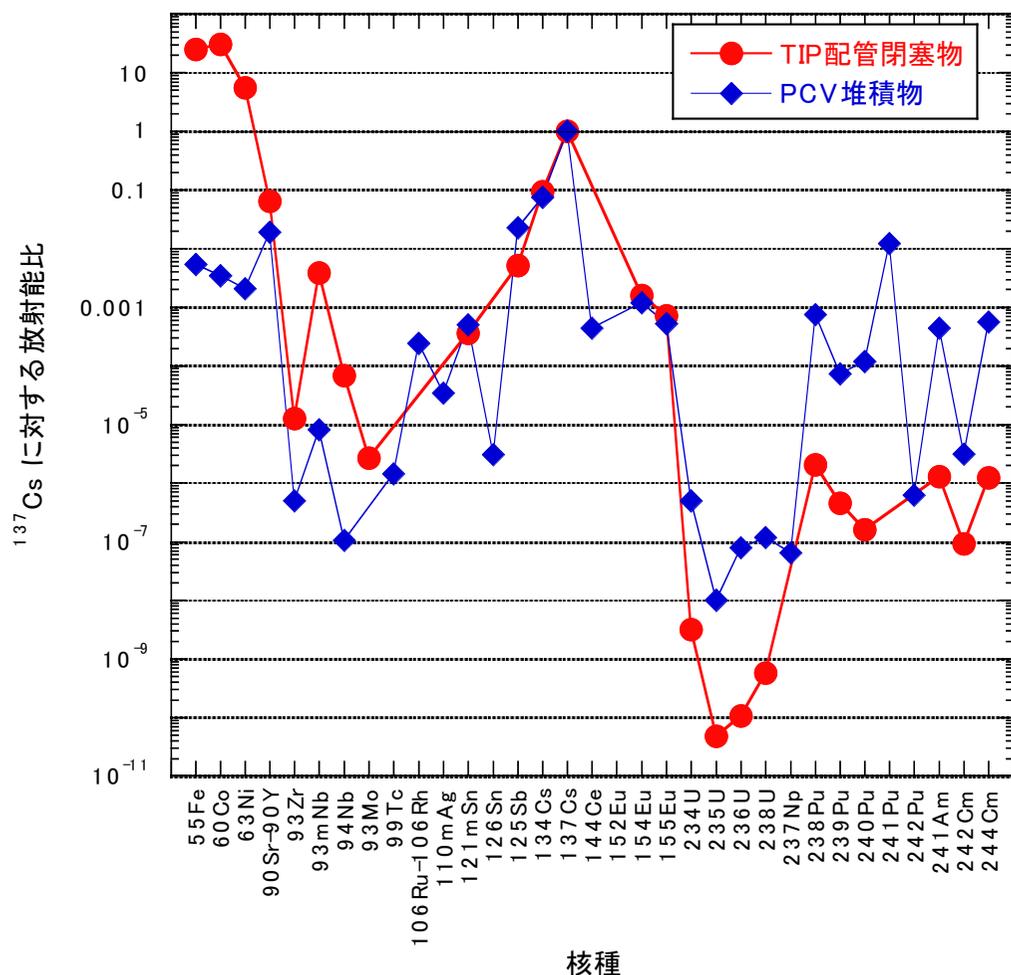
歯ブラシ



ろ物: 約 3 mg

分析試料の外観

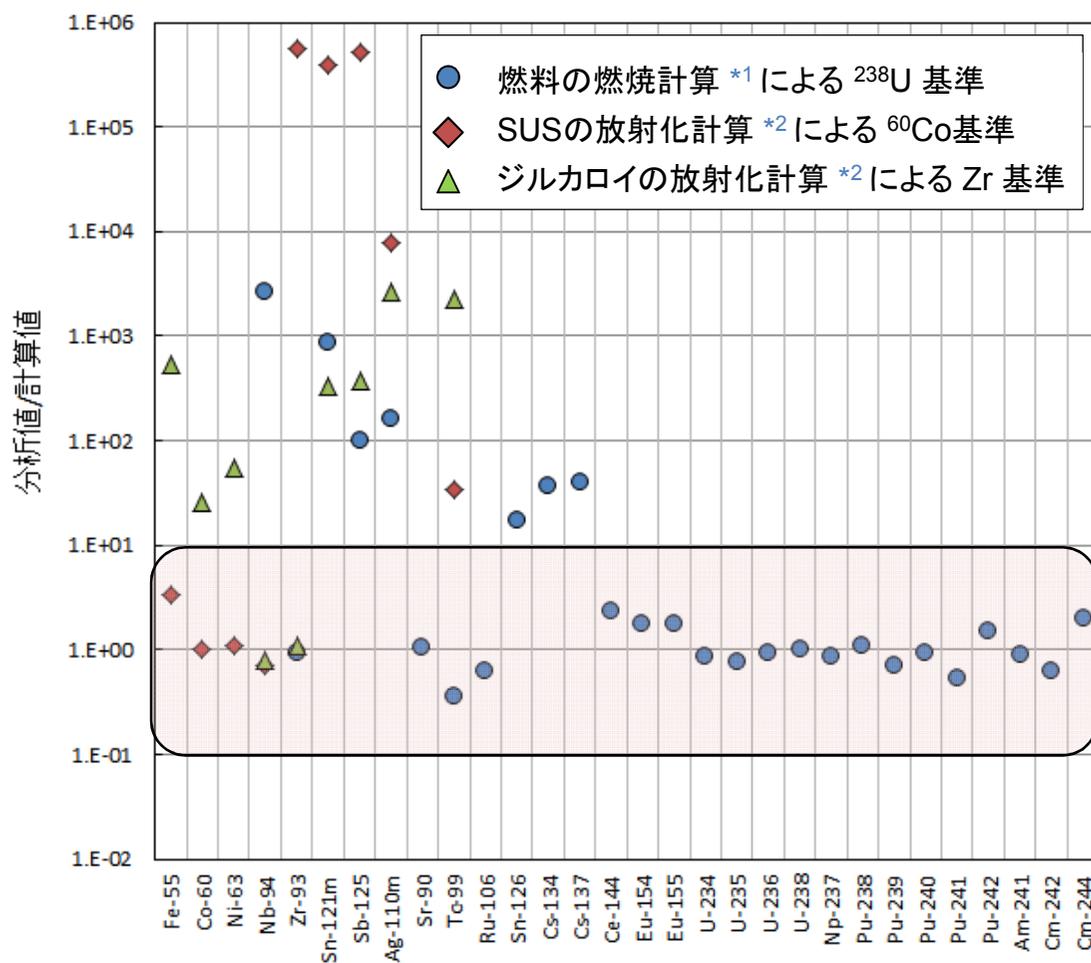
原子炉建屋(格納容器)瓦礫 - 分析データ(核種、比較)



- ¹³⁷Cs を基準とした放射能の比は、TIP配管閉塞物では ⁵⁵Fe、⁶⁰Co と ⁶³Ni が顕著に高く、構造材料に由来すると思われる放射化生成物核種が主に寄与している。一方で、U や Pu などのアクチノイド核種は、逆に著しく低い。
- 格納容器の内部にあっても、汚染の傾向は場所によって大きく異なっていると言える。

分析により求めた放射能濃度の ¹³⁷Cs に対する比

1号機格納容器堆積物 — 分析データ(核種)



分析により求めた放射エネルギーと計算値との比較^{注)}

- Np、Pu、Am と Cm(アクチノイド元素)、Ce と Eu (希土類元素)、⁹⁰Sr、⁹⁹Tc、¹⁰⁶Ru は、²³⁸U の計算値を用いた比が 1 に近く、また、おおよそ 1 桁の範囲内にあり、ウランに似た汚染挙動であったと思われる。
- ¹³⁴Cs、¹³⁷Cs は ²³⁸U 基準の比が数 10 であり、U よりも揮発性が高く、拡散し易かったことを示している。
- ⁵⁵Fe、⁶⁰Co、⁶³Ni は、ステンレス鋼に由来する可能性がある。
- ⁹³Zr、⁹⁴Nb や ¹²⁶Sn などの核種は主たる起源をまだ特定できない。
- PCV 内部では、燃料(被覆管含む)や構造材料が汚染に寄与している。

注) 分析により求めた目的核種の放射エネルギーを、同様に求めた基準核種の放射エネルギーで除し、これをさらに、燃焼計算または放射化計算から求めた放射エネルギーによる同様の比で除した値(下式)。この値が1に近いと、目的の核種と基準とする核種が同じ割合で汚染源から移行したことを示す。

$$\frac{\text{分析値}}{\text{計算値}} = \frac{\text{分析値(目的核種の放射エネルギー)}}{\text{分析値(基準核種の放射エネルギー)}} \div \frac{\text{計算値(目的核種の放射エネルギー)}}{\text{計算値(基準核種の放射エネルギー)}}$$

1号機格納容器堆積物 — 分析データ(元素)

表 元素分析結果(試料量約10mg)

元素	含有量 [μg]	割合 [%] 注)
U	30.3	1.7
Zr	45.7	2.5
Fe	1637	89.7
Cr	3.16	0.17
Mn	13.9	0.76
Co	0.42	0.02
Ni	46.1	2.5
Sr	0.5	0.03
Y	0.04	0.002
Nb	0.66	0.04
Mo	6.4	0.35
Sn	14.6	0.80
Sb	26.3	1.4
合計	1825	100

注) 各元素の割合は丸めた値を示しているため、記載した値を合計しても100%とはならない。

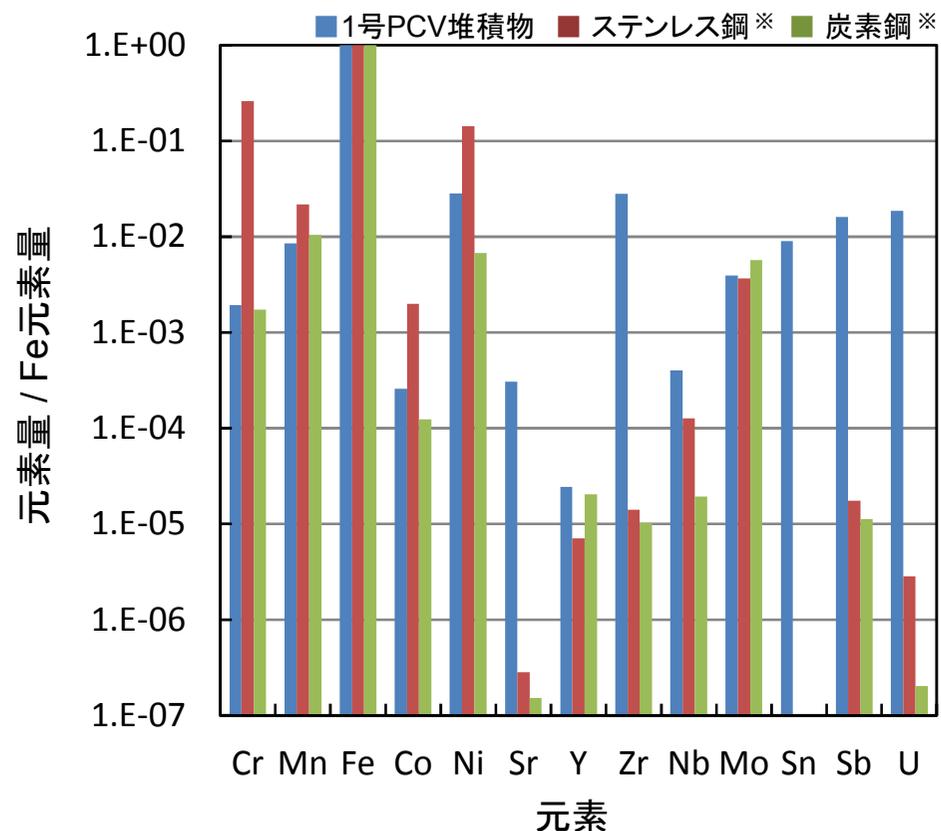
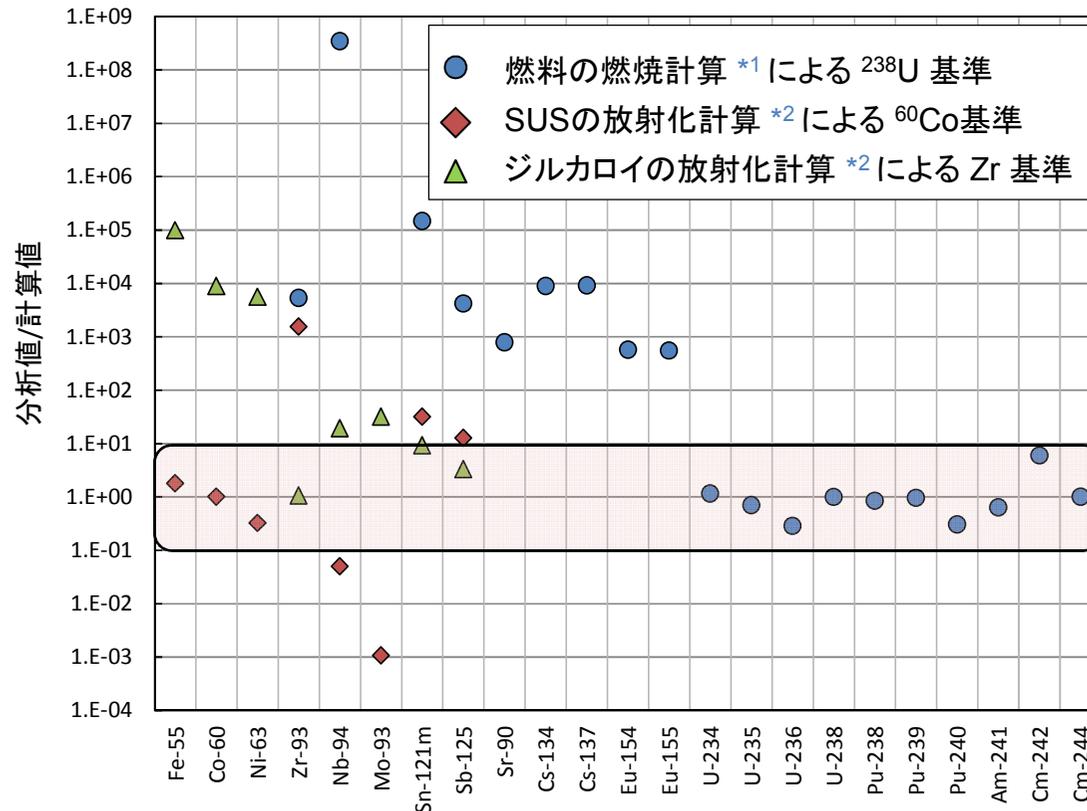


図 各元素量とFe元素量の比

- Fe、Zr、Uをそれぞれ検出し、Feが主成分であった。
- Cr/Fe比に着目すると、Feなどの鉄鋼成分の由来は、炭素鋼の寄与が大きいとみられる。
- 燃料成分としては、Sr、Zr や U がみられた。Sn の由来は不明である。

2号機TIP配管内閉塞物 — 分析データ(核種)



分析により求めた放射エネルギーと計算値との比較^{注)}

- Pu、Am と Cm(アクチノイド元素)は、 ^{238}U の計算値を用いた比が 1 に近く、また、おおよそ 1 桁の範囲内にあり、ウランに似た汚染挙動であったと思われる。
- $^{134}, ^{137}\text{Cs}$ は ^{238}U 基準の比が数 10 であり、U よりも揮発性が高く、拡散し易かったことを示している。
- ^{55}Fe 、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni は、ステンレス鋼に由来する可能性がある。
- ^{93}Zr 、 ^{94}Nb や ^{126}Sn などの多くの FP 核種は主たる起源をまだ特定できない。

注) 分析により求めた目的核種の放射エネルギーを、同様に求めた基準核種の放射エネルギーで除し、これをさらに、燃焼計算または放射化計算から求めた放射エネルギーによる同様の比で除した値(下式)。この値が1に近いと、目的の核種と基準とする核種が同じ割合で汚染源から移行したことを示す。

$$\frac{\text{分析値}}{\text{計算値}} = \frac{\text{分析値(目的核種の放射エネルギー)}}{\text{分析値(基準核種の放射エネルギー)}} \div \frac{\text{計算値(目的核種の放射エネルギー)}}{\text{計算値(基準核種の放射エネルギー)}}$$

2号機TIP配管閉塞物 ー 分析データ(元素)

表 元素分析結果(試料量約3mg)

元素	含有量 [μg]	割合 [%] 注)
U	0.00144	0.00003
Zr	11.5	2.8
Fe	318	76.4
Cr	39.1	9.4
Mn	1.89	0.45
Co	0.57	0.14
Ni	34.3	8.2
Nb	0.013	0.003
Mo	10.2	2.5
Sn	0.307	0.07
Sb	0.091	0.02
合計	416	100

注) 各元素の割合は丸めた値を示しているため、記載した値を合計しても100%とはならない。

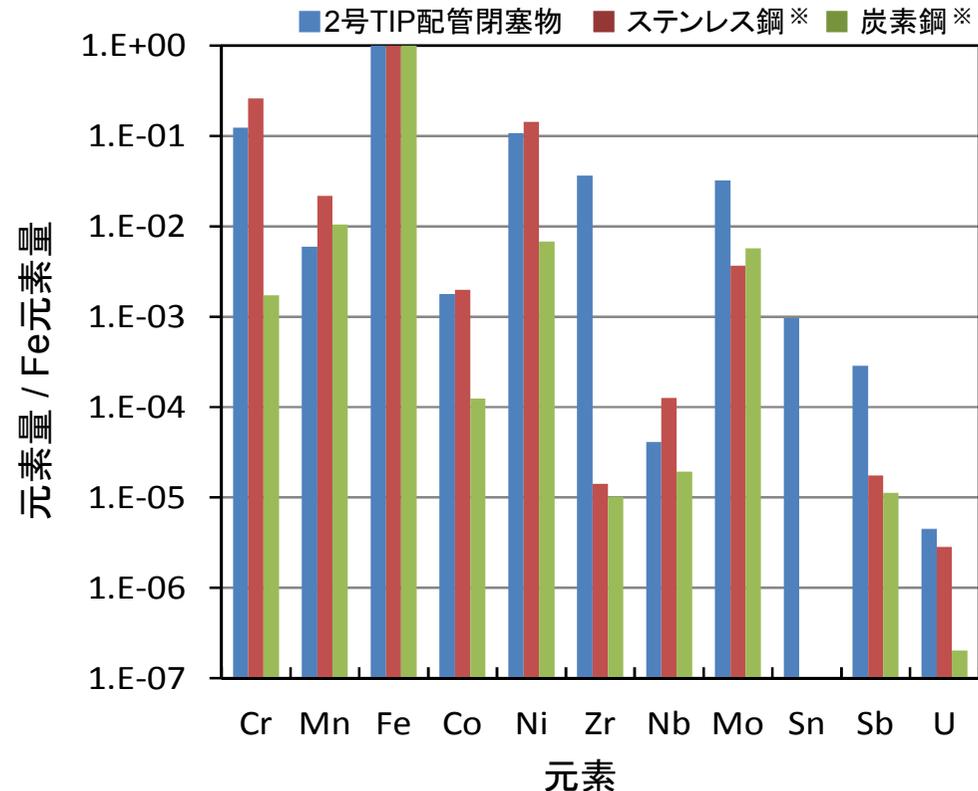


図 各元素量とFe元素量の比

- Fe、Zr、Uをそれぞれ検出し、Feが主成分である。
- Cr/Fe比に着目すると、Feなどの鉄鋼成分の由来は、ステンレス鋼の寄与が支配的である。
- Zrは被覆管等別の構造材料に由来すると思われる。Snの由来は不明である。

まとめ

- 1、2及び3号機原子炉建屋1から5階で得られた、床ボーリングコア、除染操作のストリップابلペイント、また、1号機格納容器堆積物及び2号機TIP配管閉塞物を分析した。
- 原子炉建屋1から5階の汚染は、 ^3H と ^{60}Co は、Csに対する挙動が場所によらず同様であった。一方、 ^{90}Sr は、1号機貫通孔X6近傍や3号機1階床、また、 ^{238}Pu は1号機X6ペネ近傍や2号機5階において ^{137}Cs との比がそれぞれ高い傾向にあり、揮発性が低い核種の汚染が比較的高い場所がある。
- 1号機PCV堆積物と2号機TIP配管閉塞物は、相対的に前者が ^{60}Co など金属構造材料由来の核種の寄与が大きく、Uなどアクチニド核種の汚染が低い。化学的な組成は、鉄鋼成分が主体であり、それぞれ炭素鋼、ステンレス鋼の由来であると推定される。格納容器の内部では、汚染の様態が場所によって大きく異なっている。
- 今後も、廃棄物の性状の推定、廃棄物の処理・処分方法の検討、作業環境の安全確保等に活用するために、廃棄物の発生状況等を踏まえつつ、性状把握を継続していく。

参考情報

原子炉建屋(1~5階)瓦礫 — 核種分析結果 (1/3)

試料名	放射能濃度[Bq/g]					
	³ H (約12年)	¹⁴ C (約5.7 × 10 ⁴ 年)	⁶⁰ Co (約5.3年)	⁶³ Ni (約1.0 × 10 ² 年)	⁷⁹ Se (約6.5 × 10 ⁴ 年)	⁹⁰ Sr (約29年)
1RB-X6-P	-	-	< 6 × 10 ⁻¹	-	-	(2.5±0.1) × 10 ¹
1RB-X6-C-1	-	-	< 2 × 10 ⁻¹	-	-	(6.5±0.1) × 10 ⁰
1RB-X6-C-2	-	-	< 2 × 10 ⁻¹	-	-	(7.9±0.1) × 10 ⁰
1RB-AC-P1	-	-	< 7 × 10 ⁻¹	-	-	(1.6±0.1) × 10 ⁰
1RB-AC-C1-1	-	-	< 5 × 10 ⁻¹	-	-	(6.9±1.4) × 10 ⁻¹
1RB-AC-C1-2	-	-	< 5 × 10 ⁻¹	-	-	(8.7±0.2) × 10 ⁰
1RB-AC-C2-1	(1.9±0.2) × 10 ⁰	< 6 × 10 ⁻¹	< 4 × 10 ⁻¹	-	-	(1.2±0.2) × 10 ¹
1RB-AC-C2-2	(1.1±0.1) × 10 ⁰	< 1 × 10 ⁻¹	< 4 × 10 ⁻¹	-	-	(1.2±0.1) × 10 ¹
2RB-OP1-P-2	-	-	(5.9±0.7) × 10 ¹	-	-	(1.1±0.1) × 10 ⁴
2RB-OP1-C-1	(2.8±0.2) × 10 ⁰	< 5 × 10 ⁻¹	(5.2±1.2) × 10 ⁻¹	(1.1±0.2) × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁻¹	(5.3±0.1) × 10 ¹
2RB-OP1-C-2	-	-	< 3 × 10 ⁻¹	-	-	(9.7±0.2) × 10 ¹
2RB-OP2-P-1	-	-	(3.5±0.2) × 10 ¹	-	-	(1.5±0.1) × 10 ³
2RB-OP2-C-1	(4.0±0.2) × 10 ⁰	< 5 × 10 ⁻¹	(4.8±0.2) × 10 ¹	(9.6±0.3) × 10 ⁰	< 1 × 10 ⁰	(3.3±0.1) × 10 ³
2RB-OP2-C-2	-	-	< 8 × 10 ⁻¹	-	-	(1.0±0.1) × 10 ²
3RB-1F-C	-	-	< 5 × 10 ⁻¹	-	-	(5.7±0.1) × 10 ⁰
2RB-2F-SP	(5.5±0.1) × 10 ¹	(1.8±0.1) × 10 ⁰	(1.5±0.1) × 10 ²	(3.6±0.1) × 10 ¹	(1.4±0.1) × 10 ⁰	(1.6±0.1) × 10 ³
2RB-3F-SP	(2.2±0.1) × 10 ¹	(7.6±0.3) × 10 ⁻¹	(3.6±0.1) × 10 ¹	(8.9±0.1) × 10 ⁰	(2.8±0.4) × 10 ⁻¹	(7.8±0.1) × 10 ²

- ³H、⁶³Ni、⁹⁰Srは測定した全ての試料から検出された。
- ¹⁴C、⁷⁹Seはストリップابلペイント試料から検出された。

原子炉建屋(1~5階)瓦礫 — 核種分析結果 (2/3)

試料名	放射能濃度[Bq/g]				
	⁹⁴ Nb (約2.0 × 10 ⁴ 年)	⁹⁹ Tc (約2.1 × 10 ⁵ 年)	¹²⁶ Sn (約1.0 × 10 ⁵ 年)	¹²⁹ I (約1.6 × 10 ⁷ 年)	¹³⁷ Cs (約30年)
1RB-X6-P	< 2 × 10 ⁻¹	-	-	-	(2.5±0.1) × 10 ²
1RB-X6-C-1	< 6 × 10 ⁻²	-	-	-	(5.3±0.1) × 10 ¹
1RB-X6-C-2	< 7 × 10 ⁻²	-	-	-	(4.9±0.1) × 10 ¹
1RB-AC-P1	< 3 × 10 ⁻¹	-	-	-	(2.0±0.1) × 10 ²
1RB-AC-C1-1	< 2 × 10 ⁻¹	-	-	-	(4.8±0.1) × 10 ³
1RB-AC-C1-2	< 2 × 10 ⁻¹	-	-	-	(3.3±0.1) × 10 ³
1RB-AC-C2-1	< 2 × 10 ⁻¹	-	-	-	(6.0±0.1) × 10 ⁴
1RB-AC-C2-2	< 2 × 10 ⁻¹	-	-	-	(1.9±0.1) × 10 ⁴
2RB-OP1-P-2	< 8 × 10 ⁰	-	-	-	(2.2±0.1) × 10 ⁶
2RB-OP1-C-1	< 2 × 10 ⁻¹	< 2 × 10 ⁻¹	< 5 × 10 ⁻¹	< 5 × 10 ⁻¹	(3.2±0.1) × 10 ⁵
2RB-OP1-C-2	< 1 × 10 ⁻¹	-	-	-	(8.7±0.1) × 10 ³
2RB-OP2-P-1	< 2 × 10 ⁰	-	-	-	(1.0±0.1) × 10 ⁵
2RB-OP2-C-1	< 2 × 10 ⁰	(3.5±0.2) × 10 ⁰	< 1 × 10 ⁰	< 5 × 10 ⁻¹	(3.1±0.1) × 10 ⁶
2RB-OP2-C-2	< 3 × 10 ⁻¹	-	-	-	(5.3±0.1) × 10 ⁴
3RB-1F-C	< 2 × 10 ⁻¹	-	-	-	(1.2±0.1) × 10 ¹
2RB-2F-SP	< 8 × 10 ⁻¹	(3.6±0.1) × 10 ¹	(2.7±0.1) × 10 ⁰	(1.4±0.1) × 10 ⁰	(3.1±0.1) × 10 ⁵
2RB-3F-SP	< 4 × 10 ⁻¹	(1.6±0.1) × 10 ⁰	(5.2±0.4) × 10 ⁻¹	(3.2±0.2) × 10 ⁻¹	(2.5±0.1) × 10 ⁵

- ¹³⁷Csはすべての試料から検出された。
- ⁹⁴Nbはすべての試料で不検出であった。
- ¹²⁶Sn、¹²⁹Iはストリップابلペイント試料から検出された。

原子炉建屋(1~5階)瓦礫 — 核種分析結果 (3/3)

試料名	放射能濃度[Bq/g]					
	¹⁵² Eu (約14年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)	²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu (約2.4×10 ⁴ 年、 約6.6×10 ³ 年)	²⁴¹ Am (約4.3×10 ² 年)	²⁴⁴ Cm (約18年)
1RB-X6-P	< 2 × 10 ⁰	< 1 × 10 ⁰	(9.9±1.5) × 10 ⁻³	(1.7±0.2) × 10 ⁻²	(5.1±0.3) × 10 ⁻²	< 4 × 10 ⁻³
1RB-X6-C-1	< 6 × 10 ⁻¹	< 3 × 10 ⁻¹	-	-	-	-
1RB-X6-C-2	< 7 × 10 ⁻¹	< 4 × 10 ⁻¹	-	-	-	-
1RB-AC-P1	< 3 × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁰	-	-	-	-
1RB-AC-C1-1	< 2 × 10 ⁰	< 1 × 10 ⁰	< 3 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³	< 3 × 10 ⁻³
1RB-AC-C1-2	< 2 × 10 ⁰	< 1 × 10 ⁰	< 3 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³	< 3 × 10 ⁻³
1RB-AC-C2-1	< 2 × 10 ⁰	< 8 × 10 ⁻¹	< 3 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³	< 3 × 10 ⁻³
1RB-AC-C2-2	< 2 × 10 ⁰	< 8 × 10 ⁻¹	< 3 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³	(1.1±0.2) × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³
2RB-OP1-P-2	< 8 × 10 ¹	< 4 × 10 ¹	(1.7±0.3) × 10 ⁻¹	(8.8±1.8) × 10 ⁻²	(1.2±0.2) × 10 ⁻¹	(1.4±0.3) × 10 ⁻¹
2RB-OP1-C-1	< 2 × 10 ⁰	< 8 × 10 ⁻¹	(1.1±0.2) × 10 ⁻²	(5.5±0.8) × 10 ⁻³	(6.2±0.7) × 10 ⁻³	(6.9±0.9) × 10 ⁻³
2RB-OP1-C-2	< 1 × 10 ⁰	< 6 × 10 ⁻¹	(5.4±0.6) × 10 ⁻³	(2.1±0.3) × 10 ⁻³	(3.2±0.4) × 10 ⁻³	(2.5±0.4) × 10 ⁻³
2RB-OP2-P-1	< 2 × 10 ¹	< 6 × 10 ⁰	(1.2±0.1) × 10 ⁰	(6.3±0.2) × 10 ⁻¹	(1.1±0.1) × 10 ⁰	(5.8±0.2) × 10 ⁻¹
2RB-OP2-C-1	< 2 × 10 ¹	< 8 × 10 ⁰	(1.7±0.5) × 10 ⁻²	< 1 × 10 ⁻²	< 1 × 10 ⁻²	(1.6±0.3) × 10 ⁻²
2RB-OP2-C-2	< 3 × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³	< 3 × 10 ⁻³
3RB-1F-C	< 2 × 10 ⁰	< 9 × 10 ⁻¹	-	-	-	-
2RB-2F-SP	< 8 × 10 ⁰	(1.2±0.1) × 10 ¹	(3.1±0.1) × 10 ⁰	(1.4±0.1) × 10 ⁰	(2.1±0.1) × 10 ⁰	(2.3±0.1) × 10 ⁰
2RB-3F-SP	< 4 × 10 ⁰	(6.4±0.7) × 10 ⁰	(1.1±0.1) × 10 ⁰	(4.5±0.2) × 10 ⁻¹	(6.8±0.3) × 10 ⁻¹	(8.5±0.4) × 10 ⁻¹

- ²³⁸Pu、²³⁹⁺²⁴⁰Pu、²⁴¹Am、²⁴⁴Cmは10⁻³～10⁰ Bq/gの濃度範囲で検出された。
- ¹⁵²Euはすべての試料で不検出であった。

原子炉建屋瓦礫(格納容器堆積物) - 核種分析結果

No	核種	半減期	溶解液	溶解残渣1	溶解残渣2
			Bq	Bq	Bq
1	⁵⁵ Fe	2.73 y	1.7E+04 ± 2.7E+01	-	-
2	⁶⁰ Co	5.2714 y	1.1E+04 ± 2.5E+02	2.4E+01 ± 1.3E+00	1.3E+02 ± 6.9E+00
3	⁶³ Ni	100.1 y	6.6E+03 ± 9.7E+00	-	-
4	⁹⁰ Sr- ⁹⁰ Y	28.79 y	6.1E+04 ± 2.2E+02	-	-
5	⁹³ Zr	1.53E+06 y	1.6E+00 ± 6.0E-02	-	-
6	^{93m} Nb	16.13 y	2.6E+01 ± 7.3E-01	-	-
7	⁹⁴ Nb	2.03E+04 y	3.4E-01 ± 6.4E-02	< 3.3E+00	< 2.3E+01
8	⁹³ Mo	4.0E+03 y	< 1.4E+00	-	-
9	⁹⁹ Tc	2.111E+05 y	4.6E+00 ± 1.4E-01	-	-
10	¹⁰⁶ Ru- ¹⁰⁶ Rh	373.59 d	7.7E+02 ± 7.5E+00	2.9E+02 ± 2.9E+01	< 5.6E+02
11	^{110m} Ag	249.79 d	1.1E+02 ± 1.5E+00	< 9.2E+00	< 5.9E+01
12	^{121m} Sn	55 y	1.6E+03 ± 9.6E+00	-	-
13	¹²⁶ Sn	2.30E+05 y	9.7E+00 ± 1.6E-01	-	-
14	¹²⁵ Sb	2.7582 y	7.3E+04 ± 1.9E+03	8.2E+01 ± 1.8E+01	3.4E+02 ± 1.1E+02
15	¹³⁴ Cs	2.0648 y	2.4E+05 ± 9.4E+02	1.9E+03 ± 9.3E+00	1.8E+04 ± 5.8E+01
16	¹³⁷ Cs	30.07 y	3.2E+06 ± 3.3E+03	2.3E+04 ± 3.2E+01	2.2E+05 ± 2.0E+02
17	¹⁴⁴ Ce	284.893 d	1.4E+03 ± 1.3E+02	< 6.2E+01	< 3.9E+02
18	¹⁵² Eu	13.5 y	< 4.1E+01	-	-
19	¹⁵⁴ Eu	8.593 y	3.8E+03 ± 3.1E+01	< 4.8E+00	< 1.9E+01
20	¹⁵⁵ Eu	4.7611 y	1.7E+03 ± 2.1E+01	< 2.6E+01	< 1.6E+02
21	²³⁴ U	2.455E+05 y	1.6E+00 ± 1.6E-01	-	-
22	²³⁵ U	7.038E+08 y	3.2E-02 ± 4.3E-04	-	-
23	²³⁶ U	2.342E+07 y	2.5E-01 ± 6.6E-03	-	-
24	²³⁸ U	4.468E+09 y	3.8E-01 ± 6.3E-04	-	-
25	²³⁷ Np	2.144E+06 y	2.1E-01 ± 6.3E-03	-	-
26	²³⁸ Pu	87.7 y	2.4E+03 ± 1.6E+01	-	-
27	²³⁹ Pu	2.411E+04 y	2.3E+02 ± 4.0E+00	-	-
28	²⁴⁰ Pu	6.563E+03 y	3.8E+02 ± 7.2E+00	-	-
29	²⁴¹ Pu	14.35 y	3.9E+04 ± 1.1E+03	-	-
30	²⁴² Pu	3.733E+05 y	2.0E+00 ± 5.1E-02	-	-
31	²⁴¹ Am	432.2 y	1.4E+03 ± 1.7E+01	-	-
32	²⁴² Cm	162.8 d	1.0E+01 ± 1.1E+00	-	-
33	²⁴⁴ Cm	18.10 y	1.8E+03 ± 1.4E+01	-	-

注1) 放射能は測定日での値、誤差は放射能測定による誤差

注2) 半減期出典: Table of Isotopes(8th ed.)(1999)。¹²⁶Snは日本原子力研究開発機構 核データ研究グループの値を参考。

原子炉建屋瓦礫(TIP配管閉塞物)－核種分析結果

No	核種	半減期	溶解液	溶解残渣	溶解後フィルタ
			Bq	Bq	Bq
1	⁵⁵ Fe	2.73 y	7.7E+05 ± 6.0E+02	-	-
2	⁶⁰ Co	5.2714 y	9.5E+05 ± 8.5E+02	4.9E+02 ± 2.0E+00	2.7E+02 ± 3.3E+00
3	⁶³ Ni	100.1 y	1.7E+05 ± 8.1E+01	-	-
4	⁵⁴ Mn	312.3 d	< 1.0E+03	4.3E+02 ± 1.7E+00	9.7E+01 ± 1.9E+00
5	⁹⁰ Sr- ⁹⁰ Y	28.79 y	2.0E+03 ± 1.4E+01	-	-
6	⁹³ Zr	1.53E+06 y	3.9E-01 ± 3.1E-02	-	-
7	^{93m} Nb	16.13 y	1.2E+02 ± 1.5E+00	-	-
8	⁹⁴ Nb	2.03E+04 y	2.1E+00 ± 1.1E-01	-	-
9	⁹³ Mo	4.0E+03 y	8.3E-02 ± 1.9E-02	-	-
10	⁹⁹ Tc	2.111E+05 y	< 2.9E-01	-	-
11	¹⁰⁶ Ru- ¹⁰⁶ Rh	373.59 d	< 7.6E+00	-	-
12	^{121m} Sn	55 y	1.1E+01 ± 1.2E+00	-	-
13	¹²⁶ Sn	2.30E+05 y	< 2.3E-01	-	-
14	¹²⁵ Sb	2.7582 y	1.6E+02 ± 9.3E+00	< 3.5E+00	< 5.6E+00
15	¹³⁴ Cs	2.0648 y	2.9E+03 ± 1.4E+02	2.4E+01 ± 5.5E-01	1.7E+01 ± 9.2E-01
16	¹³⁷ Cs	30.07 y	3.1E+04 ± 2.1E+02	2.9E+02 ± 1.4E+00	2.0E+02 ± 2.5E+00
17	¹⁴⁴ Ce	284.893 d	< 4.1E+00	-	-
18	¹⁵² Eu	13.537 y	< 3.0E+00	-	-
19	¹⁵⁴ Eu	8.593 y	5.0E+01 ± 1.5E+00	< 2.3E+00	< 4.1E+00
20	¹⁵⁵ Eu	4.7611 y	2.2E+01 ± 7.6E-01	-	-
21	²³⁴ U	2.455E+05 y	9.9E-05 ± 2.2E-05	-	-
22	²³⁵ U	7.038E+08 y	1.5E-06 ± 2.2E-07	-	-
23	²³⁶ U	2.342E+07 y	3.3E-06 ± 7.5E-07	-	-
24	²³⁸ U	4.468E+09 y	1.8E-05 ± 4.5E-07	-	-
25	²³⁷ Np	2.144E+06 y	< 5.2E-05	-	-
26	²³⁸ Pu	87.7 y	6.4E-02 ± 1.1E-02	-	-
27	²³⁹ Pu	2.411E+04 y	1.4E-02 ± 2.4E-03	-	-
28	²⁴⁰ Pu	6.563E+03 y	5.0E-03 ± 9.5E-04	-	-
29	²⁴¹ Pu	14.35 y	< 4.3E-02	-	-
30	²⁴² Pu	3.733E+05 y	< 1.7E-06	-	-
31	²⁴¹ Am	432.2 y	4.0E-02 ± 3.0E-03	-	-
32	²⁴² Cm	162.8 d	2.9E-03 ± 1.3E-03	-	-
33	²⁴⁴ Cm	18.10 y	3.8E-02 ± 4.7E-03	-	-

注1) 放射能は測定日での値、誤差は放射能測定による誤差

注2) 半減期出典: Table of Isotopes(8th ed.)(1999)。¹²⁶Snは日本原子力研究開発機構 核データ研究グループの値を参考。

以前に報告した分析値の訂正 ($^{239+240}\text{Pu}$ 放射能濃度の一部)

$^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu}$ 放射能濃度の一部訂正（概要）

- これまでに公開した廃棄物試料の分析結果のうち、一部の $^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu}$ の放射能濃度に誤りがあった。
 - 誤っていた分析値は、多核種除去設備入口水、多核種除去設備処理水、建屋内瓦礫、土壌及び焼却灰の計24点である。
 - 誤りは、 α 線測定により得たスペクトルから放射能濃度を算出する過程において、使用するパラメータ（放射性壊変に伴う α 線の放出率）が不適切であったために生じた。
- 訂正した $^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu}$ の放射能濃度は、これまでに廃棄物試料から検出された値と同等であり、周辺環境や労働環境への影響はないと考えられる。
- 次の資料に含まれる分析値を訂正する。
 - 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第28回、平成28年3月31日）：p9及び14（既設多核種除去設備入口水）
 - 同上（第29回、平成28年4月28日）：p28（建屋内瓦礫）
 - 同上（第40回、平成29年3月30日）：p3及びp8（土壌）、p11及びp13（焼却灰）、p26（多核種除去設備処理水）、p27（まとめ）
 - 同上（第60回、平成30年11月29日）：p3及びp14（建屋内瓦礫）、p6及びp16（土壌）、p11（まとめ）

$^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu}$ 放射能濃度の訂正内容(1/2)

分析試料	採取日	試料名	形状等	$^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu}$ 放射能濃度		
				単位	修正前	修正後
既設多核種除去設備入口水 ^{※1}	H25.4	LI-AL4-1	—	Bq/cm ³	$< 2 \times 10^{-3}$	$(1.7 \pm 0.5) \times 10^{-3}$
	H26.5	LI-AL4-4			$(1.9 \pm 0.3) \times 10^{-3}$	$(3.7 \pm 0.6) \times 10^{-3}$
建屋内瓦礫(1号機原子炉建屋1階) ^{※2、※4}	H25.10	1RB-AS-R5	表面塗膜	Bq/g	$< 2 \times 10^{-2}$	$(2.6 \pm 0.5) \times 10^{-2}$
		1RB-AS-R7	保温材		$< 3 \times 10^{-2}$	$(2.4 \pm 0.6) \times 10^{-2}$
		1RB-AS-R8	保温材		$< 1 \times 10^{-2}$	$(1.3 \pm 0.3) \times 10^{-2}$
		1RB-AS-R11	保温材		$(1.6 \pm 0.3) \times 10^{-2}$	$(3.1 \pm 0.5) \times 10^{-2}$
建屋内瓦礫(3号機原子炉建屋1階) ^{※2、※4}	H26.3	3RB-AS-R9	コンクリート	Bq/g	$(2.5 \pm 0.3) \times 10^{-2}$	$(5.0 \pm 0.6) \times 10^{-2}$
		3RB-AS-R11	保温材		$(3.1 \pm 0.3) \times 10^{-2}$	$(6.3 \pm 0.6) \times 10^{-2}$
土壌 ^{※3、※5}	H27.3	S2-D2-1	—	Bq/g	$< 6 \times 10^{-4}$	$(1.0 \pm 0.3) \times 10^{-3}$
		S2-F1-1	—		$< 9 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$
	H27.5	S2-P1-1	—		$< 9 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$
焼却灰 ^{※3、※5}	H28.2	ASH-HOT1-1	—	Bq/g	$(5.5 \pm 0.5) \times 10^{-3}$	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^{-2}$
		ASH-HOT1-2			$(2.3 \pm 0.3) \times 10^{-3}$	$(4.7 \pm 0.6) \times 10^{-3}$
		ASH-HOT1-3			$(5.1 \pm 0.5) \times 10^{-3}$	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^{-2}$
	H28.3	ASH-HOT1-5			$(1.5 \pm 0.3) \times 10^{-3}$	$(3.1 \pm 0.5) \times 10^{-3}$
		ASH-HOT1-6			$(1.4 \pm 0.3) \times 10^{-3}$	$(2.8 \pm 0.5) \times 10^{-3}$
多核種除去設備処理水 ^{※3}	H28.7	LI-AAL7A-5	—	Bq/cm ³	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$
		LI-AAL7A-8			$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$
		LI-AAL7A-9			$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$

※1 廃炉・汚染水対策于一ム会合／事務局会議(第28回)公表(平成28年3月31日)

※2 廃炉・汚染水対策于一ム会合／事務局会議(第29回)公表(平成28年4月28日)

※3 廃炉・汚染水対策于一ム会合／事務局会議(第40回)公表(平成29年3月30日)

※4 試料採取場所は参考資料1参照(第29回資料, p5)

※5 試料採取場所は参考資料2参照(第40回資料, p2)

239Pu+240Pu放射能濃度の訂正内容(2/2)

分析試料	採取日	試料名	形状等	239Pu+240Pu放射能濃度		
				単位	修正前	修正後
建屋内瓦礫(4号機原子炉建屋1階) ^{※6、※7}	H29.7	4RB-1F-DU-C1	コンクリート	Bq/cm ³	< 3 × 10 ⁻³	(3.0±0.9) × 10 ⁻³
		4RB-1F-C-E2	コンクリート		< 2 × 10 ⁻³	< 3 × 10 ⁻³
建屋内瓦礫(4号機原子炉建屋2階) ^{※6、※7}		4RB-2F-DU-J1	コンクリート		< 4 × 10 ⁻³	(4.3±1.0) × 10 ⁻³
		4RB-2F-C-N2	コンクリート		< 3 × 10 ⁻³	(2.5±0.7) × 10 ⁻³
土壌 ^{※6、※8}	H27.4	S2-H1-1	—	Bq/kg	(1.1±0.1) × 10 ¹	(2.1±0.1) × 10 ¹

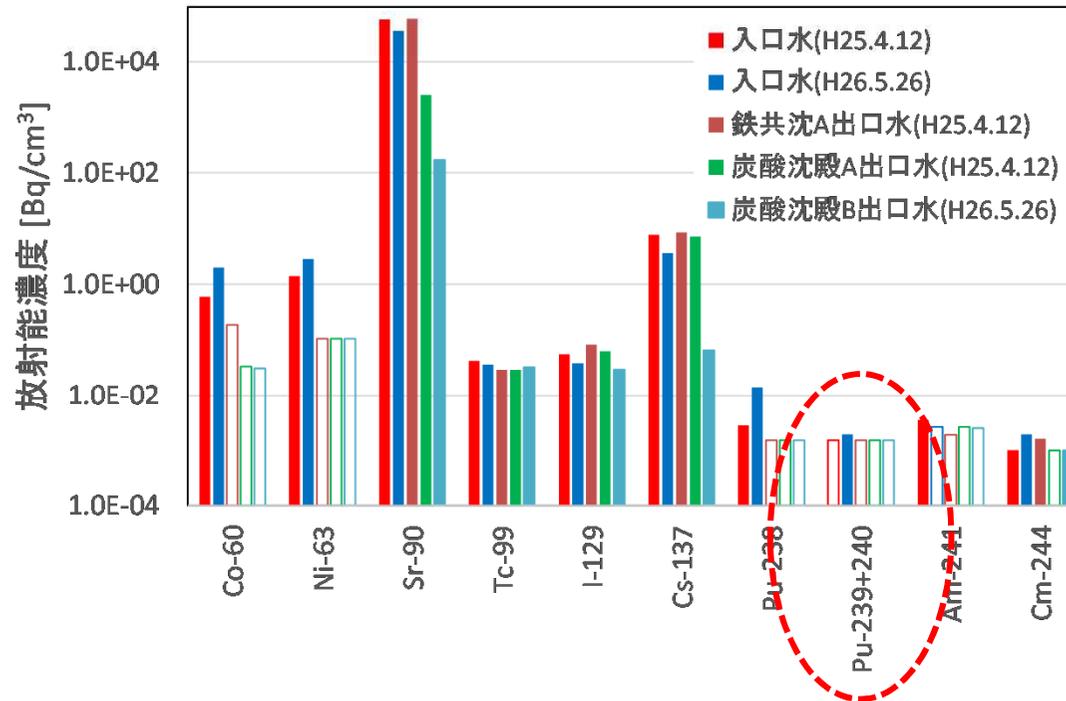
※6 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第60回)公表(平成30年11月29日)

※7 試料採取場所は参考資料3参照(第60回資料, p2)

※8 試料採取場所は参考資料4参照(第60回資料, p5)



既設多核種除去設備入口水及び鉄共沈・炭酸塩沈殿設備出口水

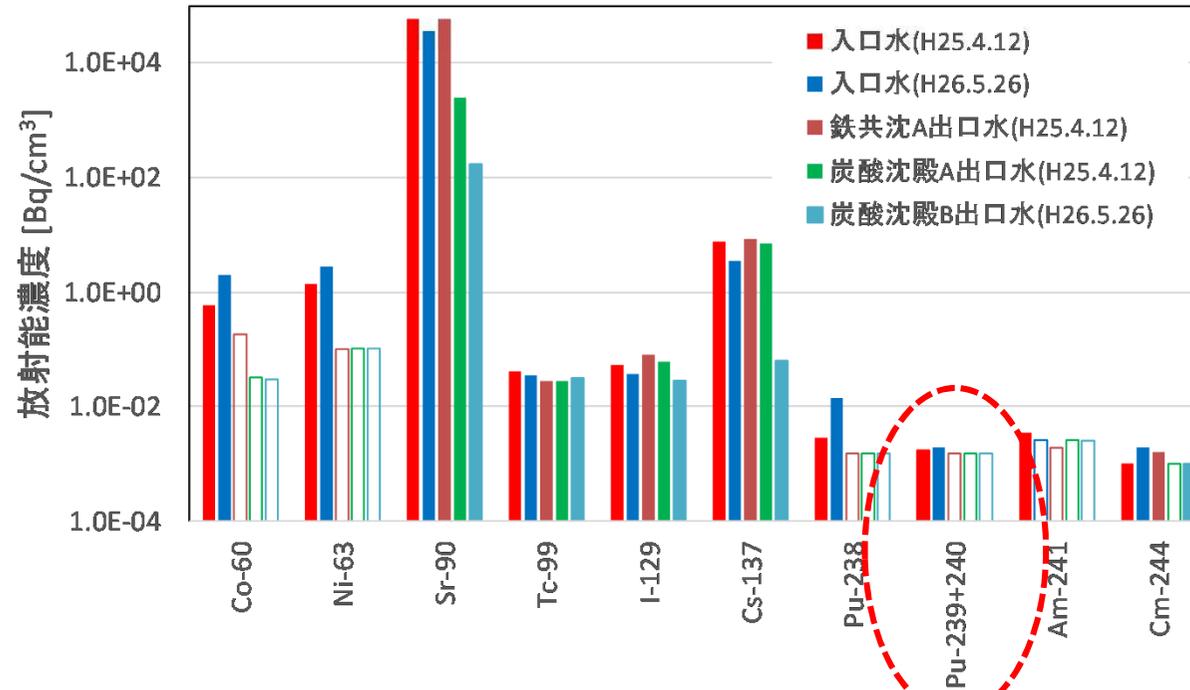


※ 白抜きの棒グラフは検出下限値を示す。

- いずれの試料についても⁹⁰Srが支配的である。
- ⁶⁰Co, ⁶³Ni及びPu, Am: 鉄共沈工程にて除去されていると推定される。
- ⁹⁹Tc, ¹²⁹I: 鉄共沈工程及び炭酸塩沈殿工程では除去されないと推定される



既設多核種除去設備入口水及び鉄共沈・炭酸塩沈殿設備出口水



※ 白抜きの棒グラフは検出下限値を示す。

- いずれの試料についても⁹⁰Srが支配的である。
- ⁶⁰Co, ⁶³Ni及びPu, Am: 鉄共沈工程にて除去されていると推定される。
- ⁹⁹Tc, ¹²⁹I: 鉄共沈工程及び炭酸塩沈殿工程では除去されないと推定される



参考) α 核種分析結果(1/2)

試料名	放射能濃度 [Bq/cm ³]					
	²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu	²⁴² Pu (約3.7×10 ⁵ 年)	²⁴¹ Am (約432年)	²⁴³ Am (約7.4×10 ³ 年)	²⁴⁴ Cm (約18年)
LI-RW3-1	$(6.2 \pm 1.3) \times 10^{-4}$	$< 4 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$
LI-HTI3-1	$(8.3 \pm 1.5) \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$
LI-HTI4-2	$(2.4 \pm 0.5) \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$	$< 8 \times 10^{-4}$
LI-KU3-3	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$
LI-SA3-1	$(1.4 \pm 0.3) \times 10^{-3}$	$< 4 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$
LI-SA3-2	$(7.3 \pm 2.0) \times 10^{-4}$	$< 4 \times 10^{-4}$		$< 5 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$
LI-SA4-1	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 3 \times 10^{-3}$
LI-SA4-2	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 8 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$
LI-KU3-1	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$		$< 6 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$
LI-KU3-2	$< 4 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$		$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AR3-1	$< 5 \times 10^{-4}$	$< 4 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$		$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AR3-2	$< 5 \times 10^{-4}$	$< 5 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$
LI-AL4-1	$(2.8 \pm 0.5) \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$(3.5 \pm 0.7) \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$(1.0 \pm 0.3) \times 10^{-3}$
LI-AL4-4	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	$(1.9 \pm 0.3) \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$(1.9 \pm 0.4) \times 10^{-3}$
LI-AL4-2	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$(1.6 \pm 0.4) \times 10^{-3}$
LI-AL4-3	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$
LI-AL4-5	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$(9.9 \pm 3.3) \times 10^{-4}$

➤ ²³⁸Pu: 7試料で検出。LI-AL4-4以外の今回の検出値は、これまでの水試料の分析結果と同程度。

➤ ²³⁹⁺²⁴⁰Pu、²⁴¹Am、²⁴⁴Cm: 多核種除去設備出入口水以外の試料で不検出。

放射能濃度は、H23.3.11において補正。
分析値の±の後の数値は、計数値誤差である。



参考) α 核種分析結果(1/2)

試料名	放射能濃度 [Bq/cm ³]					
	²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu	²⁴² Pu (約3.7×10 ⁵ 年)	²⁴¹ Am (約432年)	²⁴³ Am (約7.4×10 ³ 年)	²⁴⁴ Cm (約18年)
LI-RW3-1	$(6.2 \pm 1.3) \times 10^{-4}$	$< 4 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$
LI-HTI3-1	$(8.3 \pm 1.5) \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$
LI-HTI4-2	$(2.4 \pm 0.5) \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$	$< 8 \times 10^{-4}$
LI-KU3-3	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$
LI-SA3-1	$(1.4 \pm 0.3) \times 10^{-3}$	$< 4 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$
LI-SA3-2	$(7.3 \pm 2.0) \times 10^{-4}$	$< 4 \times 10^{-4}$		$< 5 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$
LI-SA4-1	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 3 \times 10^{-3}$
LI-SA4-2	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 8 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$
LI-KU3-1	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$		$< 6 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$
LI-KU3-2	$< 4 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$		$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AR3-1	$< 5 \times 10^{-4}$	$< 4 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$		$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AR3-2	$< 5 \times 10^{-4}$	$< 5 \times 10^{-4}$		$< 4 \times 10^{-4}$		$< 3 \times 10^{-4}$
LI-AL4-1	$(2.8 \pm 0.5) \times 10^{-3}$	$(1.7 \pm 0.5) \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$(3.5 \pm 0.7) \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$(1.0 \pm 0.3) \times 10^{-3}$
LI-AL4-4	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	$(3.7 \pm 0.6) \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$(1.9 \pm 0.4) \times 10^{-3}$
LI-AL4-2	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$(1.6 \pm 0.4) \times 10^{-3}$
LI-AL4-3	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$
LI-AL4-5	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$(9.9 \pm 3.3) \times 10^{-4}$

- ²³⁸Pu: 7試料で検出。LI-AL4-4以外の今回の検出値は、これまでの水試料の分析結果と同程度。
- ²³⁹⁺²⁴⁰Pu、²⁴¹Am、²⁴⁴Cm: 多核種除去設備出入口水以外の試料で不検出。

放射能濃度は、H23.3.11において補正。
分析値の±の後の数値は、計数値誤差である。



参考 α 核種分析結果(建屋内瓦礫)

No.	試料名	放射能濃度(Bq/g)						全 α
		^{238}Pu (約88年)	$^{239+240}\text{Pu}$ (約 2.4×10^4 年 約 6.6×10^3 年)	^{242}Pu (約 3.7×10^5 年)	^{241}Am (約 4.3×10^2 年)	^{243}Am (約 7.4×10^3 年)	^{244}Cm (約18年)	
1	1RB-AS-R2	-	-	-	-	-	-	$(6.2 \pm 1.0) \times 10^{-3}$
2	1RB-AS-R5	$(8.2 \pm 0.9) \times 10^{-2}$	$< 2 \times 10^{-2}$	$< 2 \times 10^{-2}$	$< 3 \times 10^{-2}$	$< 2 \times 10^{-2}$	$(3.5 \pm 0.6) \times 10^{-2}$	-
3	1RB-AS-R7	$(1.3 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$< 3 \times 10^{-2}$	$< 2 \times 10^{-2}$	$< 4 \times 10^{-2}$	$< 2 \times 10^{-2}$	$< 2 \times 10^{-2}$	-
4	1RB-AS-R8	$(5.8 \pm 0.6) \times 10^{-2}$	$< 1 \times 10^{-2}$	$< 9 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-2}$	$< 9 \times 10^{-3}$	$(9.2 \pm 2.5) \times 10^{-3}$	-
5	1RB-AS-R9	-	-	-	-	-	-	$(1.5 \pm 0.2) \times 10^{-2}$
6	1RB-AS-R11	$(1.2 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(1.6 \pm 0.3) \times 10^{-2}$	$< 9 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-2}$	$< 2 \times 10^{-2}$	$(8.7 \pm 2.4) \times 10^{-3}$	-
7	1RB-DE-C1	-	-	-	-	-	-	$(2.5 \pm 0.3) \times 10^{-2}$
8	2RB-DE-D1	$(1.6 \pm 0.4) \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 6 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$(1.3 \pm 0.4) \times 10^{-3}$	-
9	2RB-DE-D2	$(2.3 \pm 0.5) \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 6 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$(1.0 \pm 0.4) \times 10^{-3}$	-
10	2RB-DE-D3	$(1.4 \pm 0.4) \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 6 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$(2.4 \pm 0.5) \times 10^{-3}$	-
11	2RB-DE-D4	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 6 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 9 \times 10^{-4}$	$(1.3 \pm 0.4) \times 10^{-3}$	-
12	2RB-DE-D5	$(1.6 \pm 0.4) \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 6 \times 10^{-4}$	$(4.6 \pm 0.8) \times 10^{-3}$	$< 3 \times 10^{-3}$	$(3.5 \pm 0.6) \times 10^{-3}$	-
13	3RB-AS-R1	-	-	-	-	-	-	$< 2 \times 10^{-3}$
14	3RB-AS-R2	-	-	-	-	-	-	$(6.2 \pm 1.1) \times 10^{-3}$
15	3RB-AS-R5	-	-	-	-	-	-	$(4.0 \pm 0.8) \times 10^{-3}$
16	3RB-AS-R7	-	-	-	-	-	-	$(1.3 \pm 0.1) \times 10^{-1}$
17	3RB-AS-R9	$(1.7 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(2.5 \pm 0.3) \times 10^{-2}$	$< 9 \times 10^{-3}$	$< 3 \times 10^{-2}$	$< 2 \times 10^{-2}$	$(1.5 \pm 0.4) \times 10^{-2}$	-
18	3RB-AS-R10	-	-	-	-	-	-	$(1.1 \pm 0.2) \times 10^{-2}$
19	3RB-AS-R11	$(1.9 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(3.1 \pm 0.3) \times 10^{-2}$	$< 9 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-2}$	$< 2 \times 10^{-2}$	$(1.5 \pm 0.4) \times 10^{-2}$	-

放射能濃度は、H23.3.11に補正。
分析値の±より後ろの数値は、計数値誤差である。
-は分析未実施を示す。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

$^{239+240}\text{Pu}$ の半減期補正は ^{240}Pu の半減期(約 6.6×10^3 年)を使用。



参考 α 核種分析結果(建屋内瓦礫)

No.	試料名	放射能濃度(Bq/g)						全α
		²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu (約2.4×10 ⁴ 年 約6.6×10 ³ 年)	²⁴² Pu (約3.7×10 ⁵ 年)	²⁴¹ Am (約4.3×10 ² 年)	²⁴³ Am (約7.4×10 ³ 年)	²⁴⁴ Cm (約18年)	
1	1RB-AS-R2	-	-	-	-	-	-	(6.2±1.0)×10 ⁻³
2	1RB-AS-R5	(8.2±0.9)×10 ⁻²	(2.6±0.5)×10 ⁻²	< 2×10 ⁻²	< 3×10 ⁻²	< 2×10 ⁻²	(3.5±0.6)×10 ⁻²	-
3	1RB-AS-R7	(1.3±0.2)×10 ⁻¹	(2.4±0.6)×10 ⁻²	< 2×10 ⁻²	< 4×10 ⁻²	< 2×10 ⁻²	< 2×10 ⁻²	-
4	1RB-AS-R8	(5.8±0.6)×10 ⁻²	(1.3±0.3)×10 ⁻²	< 9×10 ⁻³	< 2×10 ⁻²	< 9×10 ⁻³	(9.2±2.5)×10 ⁻³	-
5	1RB-AS-R9	-	-	-	-	-	-	(1.5±0.2)×10 ⁻²
6	1RB-AS-R11	(1.2±0.1)×10 ⁻¹	(3.1±0.5)×10 ⁻²	< 9×10 ⁻³	< 2×10 ⁻²	< 2×10 ⁻²	(8.7±2.4)×10 ⁻³	-
7	1RB-DE-C1	-	-	-	-	-	-	(2.5±0.3)×10 ⁻²
8	2RB-DE-D1	(1.6±0.4)×10 ⁻³	< 2×10 ⁻³	< 6×10 ⁻⁴	< 3×10 ⁻³	< 2×10 ⁻³	(1.3±0.4)×10 ⁻³	-
9	2RB-DE-D2	(2.3±0.5)×10 ⁻³	< 2×10 ⁻³	< 6×10 ⁻⁴	< 2×10 ⁻³	< 2×10 ⁻³	(1.0±0.4)×10 ⁻³	-
10	2RB-DE-D3	(1.4±0.4)×10 ⁻³	< 2×10 ⁻³	< 6×10 ⁻⁴	< 2×10 ⁻³	< 2×10 ⁻³	(2.4±0.5)×10 ⁻³	-
11	2RB-DE-D4	< 2×10 ⁻³	< 2×10 ⁻³	< 6×10 ⁻⁴	< 2×10 ⁻³	< 9×10 ⁻⁴	(1.3±0.4)×10 ⁻³	-
12	2RB-DE-D5	(1.6±0.4)×10 ⁻³	< 2×10 ⁻³	< 6×10 ⁻⁴	(4.6±0.8)×10 ⁻³	< 3×10 ⁻³	(3.5±0.6)×10 ⁻³	-
13	3RB-AS-R1	-	-	-	-	-	-	< 2×10 ⁻³
14	3RB-AS-R2	-	-	-	-	-	-	(6.2±1.1)×10 ⁻³
15	3RB-AS-R5	-	-	-	-	-	-	(4.0±0.8)×10 ⁻³
16	3RB-AS-R7	-	-	-	-	-	-	(1.3±0.1)×10 ⁻¹
17	3RB-AS-R9	(1.7±0.1)×10 ⁻¹	(5.0±0.6)×10 ⁻²	< 9×10 ⁻³	< 3×10 ⁻²	< 2×10 ⁻²	(1.5±0.4)×10 ⁻²	-
18	3RB-AS-R10	-	-	-	-	-	-	(1.1±0.2)×10 ⁻²
19	3RB-AS-R11	(1.9±0.1)×10 ⁻¹	(6.3±0.6)×10 ⁻²	< 9×10 ⁻³	< 2×10 ⁻²	< 2×10 ⁻²	(1.5±0.4)×10 ⁻²	-



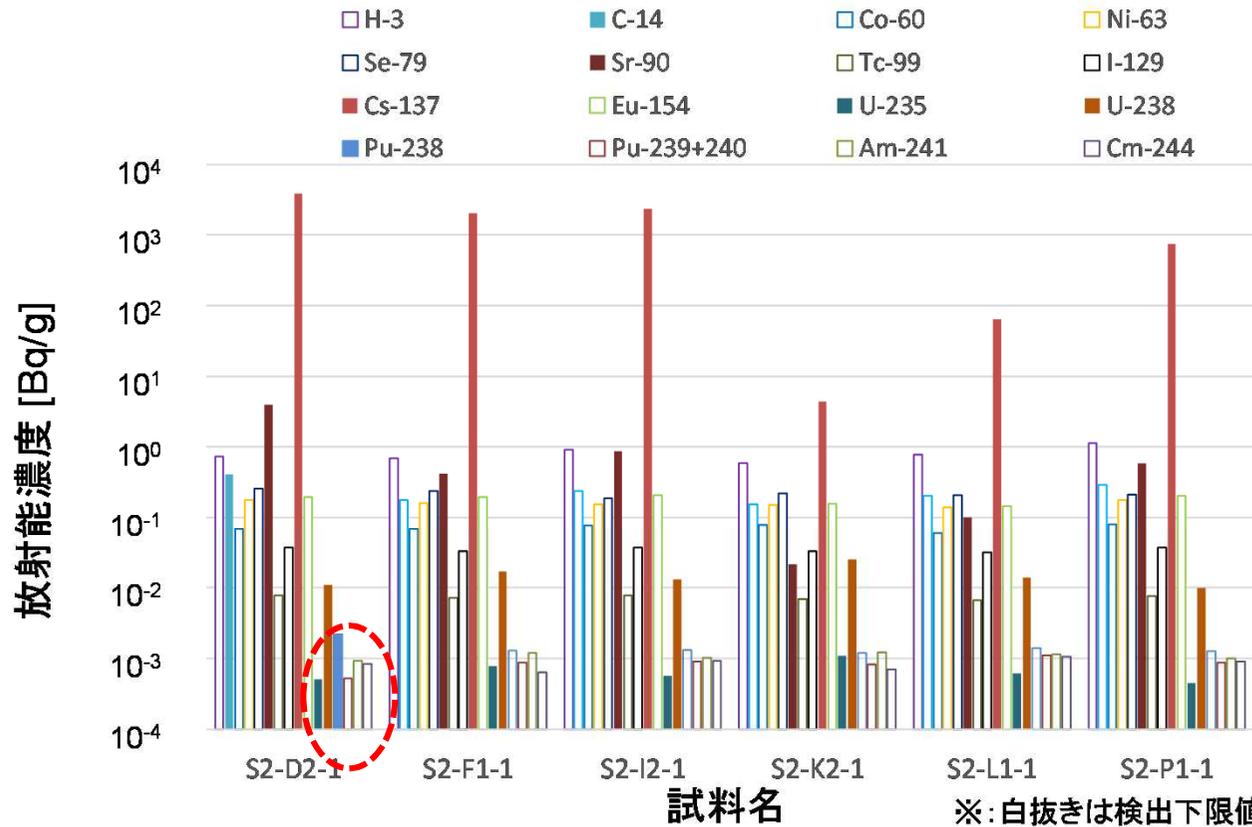
放射能濃度は、H23.3.11に補正。
分析値の±より後ろの数値は、計数値誤差である。
-は分析未実施を示す。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

²³⁹⁺²⁴⁰Puの半減期補正は²⁴⁰Puの半減期(約6.6×10³年)を使用。



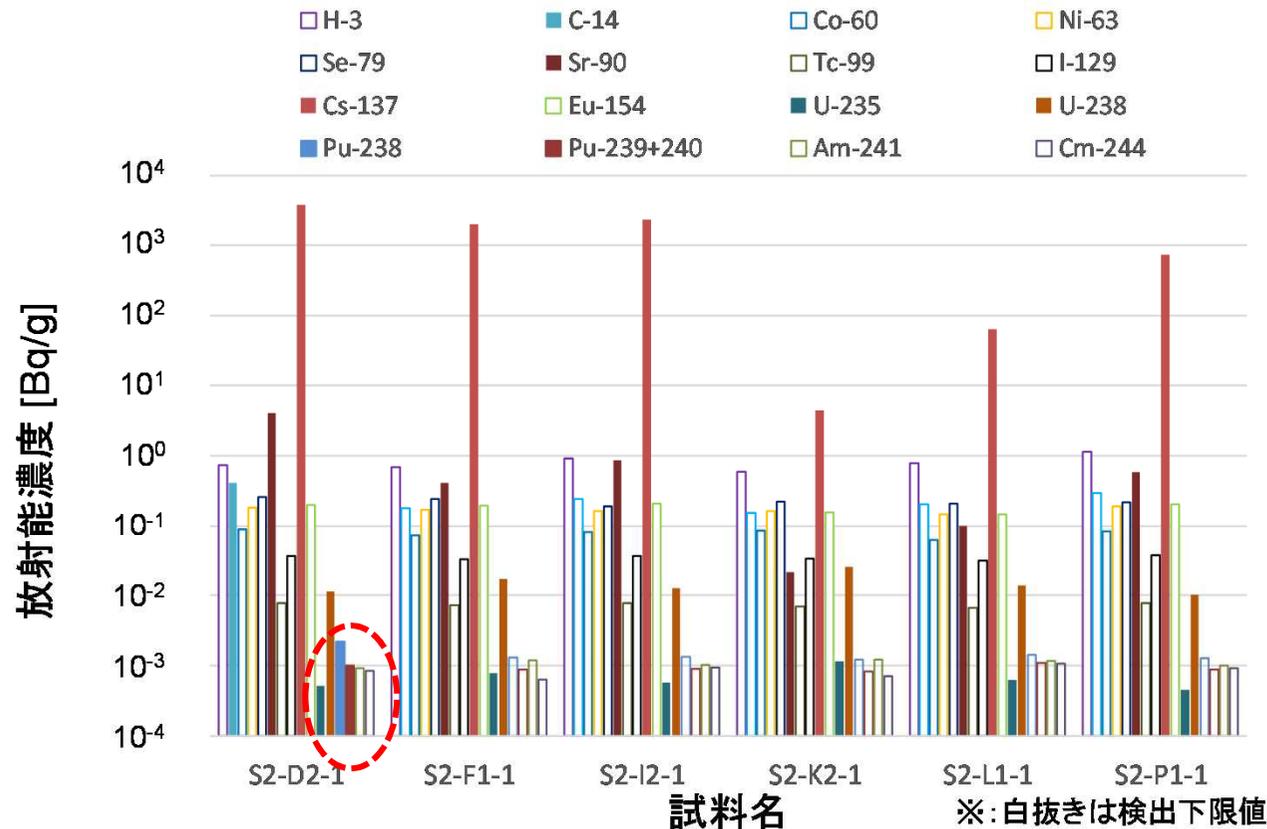
土壌 - 放射能



- ¹³⁷Csが主な線源であり、原子炉建屋近辺の試料では¹³⁷Csが 1×10^3 Bq/g以上であった。
- ⁹⁰Sr、²³⁵U、²³⁸Uが全ての試料で検出された。¹³⁷Cs濃度が最も高い試料から、¹⁴Cと²³⁸Puが検出された。
- ³H、⁶⁰Co、⁶³Ni、⁷⁹Se、⁹⁹Tc、¹²⁹I、¹⁵⁴Eu、²³⁹⁺²⁴⁰Pu、²⁴¹Am、²⁴⁴Cmは全ての試料で不検出であった。



土壌 - 放射能



- ¹³⁷Csが主な線源であり、原子炉建屋近辺の試料では¹³⁷Csが 1×10^3 Bq/g以上であった。
- ⁹⁰Sr、²³⁵U、²³⁸Uが全ての試料で検出された。¹³⁷Cs濃度が最も高い試料から、¹⁴Cと²³⁸Puが検出された。
- ³H、⁶⁰Co、⁶³Ni、⁷⁹Se、⁹⁹Tc、¹²⁹I、¹⁵⁴Eu、²³⁹⁺²⁴⁰Pu、²⁴¹Am、²⁴⁴Cmは全ての試料で不検出であった。



土壌 — 核種分析結果②

試料名	放射能濃度[Bq/g]		$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比
	^{235}U (約 7.0×10^8 年)	^{238}U (約 4.5×10^9 年)	
S2-D2-1	$(5.1 \pm 0.2) \times 10^{-4}$	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	4.6×10^{-2}
S2-F1-1	$(7.8 \pm 0.1) \times 10^{-4}$	$(1.7 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	4.5×10^{-2}
S2-I2-1	$(5.7 \pm 0.1) \times 10^{-4}$	$(1.3 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	4.5×10^{-2}
S2-K2-1	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^{-3}$	$(2.5 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	4.5×10^{-2}
S2-L1-1	$(6.2 \pm 0.2) \times 10^{-4}$	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	4.5×10^{-2}
S2-P1-1	$(4.5 \pm 0.1) \times 10^{-4}$	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	4.5×10^{-2}

試料名	放射能濃度[Bq/g]			
	^{238}Pu (約88年)	$^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$ (約 2.4×10^4 年, 約 6.6×10^3 年)	^{241}Am (約 4.3×10^2 年)	^{244}Cm (約18年)
S2-D2-1	$(2.2 \pm 0.4) \times 10^{-3}$	$< 6 \times 10^{-4}$	$< 1 \times 10^{-3}$	$< 9 \times 10^{-4}$
S2-F1-1	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 9 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$
S2-I2-1	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$
S2-K2-1	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 9 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 8 \times 10^{-4}$
S2-L1-1	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$
S2-P1-1	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 9 \times 10^{-4}$	$< 1 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$

- ^{235}U 、 ^{238}U は全ての試料で検出された。 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比は天然Uの値(4.7×10^{-2})に近い。
- ^{238}Pu は ^{137}Cs 濃度の最も高い試料から検出された。 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 ^{241}Am 、 ^{244}Cm は不検出であった。

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- ・放射能濃度は、2011.3.11において補正。
- ・核種の下のか弧内は半減期。
- ・分析値の±の後の数値は、計数誤差。



土壌 — 核種分析結果②

試料名	放射能濃度[Bq/g]		$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比
	^{235}U (約 7.0×10^8 年)	^{238}U (約 4.5×10^9 年)	
S2-D2-1	$(5.1 \pm 0.2) \times 10^{-4}$	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	4.6×10^{-2}
S2-F1-1	$(7.8 \pm 0.1) \times 10^{-4}$	$(1.7 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	4.5×10^{-2}
S2-I2-1	$(5.7 \pm 0.1) \times 10^{-4}$	$(1.3 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	4.5×10^{-2}
S2-K2-1	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^{-3}$	$(2.5 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	4.5×10^{-2}
S2-L1-1	$(6.2 \pm 0.2) \times 10^{-4}$	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	4.5×10^{-2}
S2-P1-1	$(4.5 \pm 0.1) \times 10^{-4}$	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	4.5×10^{-2}

試料名	放射能濃度[Bq/g]			
	^{238}Pu (約88年)	$^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$ (約 2.4×10^4 年, 約 6.6×10^3 年)	^{241}Am (約 4.3×10^2 年)	^{244}Cm (約18年)
S2-D2-1	$(2.2 \pm 0.4) \times 10^{-3}$	$(1.0 \pm 0.3) \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$	$< 9 \times 10^{-4}$
S2-F1-1	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-4}$
S2-I2-1	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$
S2-K2-1	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 9 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 8 \times 10^{-4}$
S2-L1-1	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$
S2-P1-1	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$

- ^{235}U 、 ^{238}U は全ての試料で検出された。 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比は天然Uの値(4.7×10^{-2})に近い。
- ^{238}Pu は ^{137}Cs 濃度の最も高い試料から検出された。 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 ^{241}Am 、 ^{244}Cm は不検出であった。

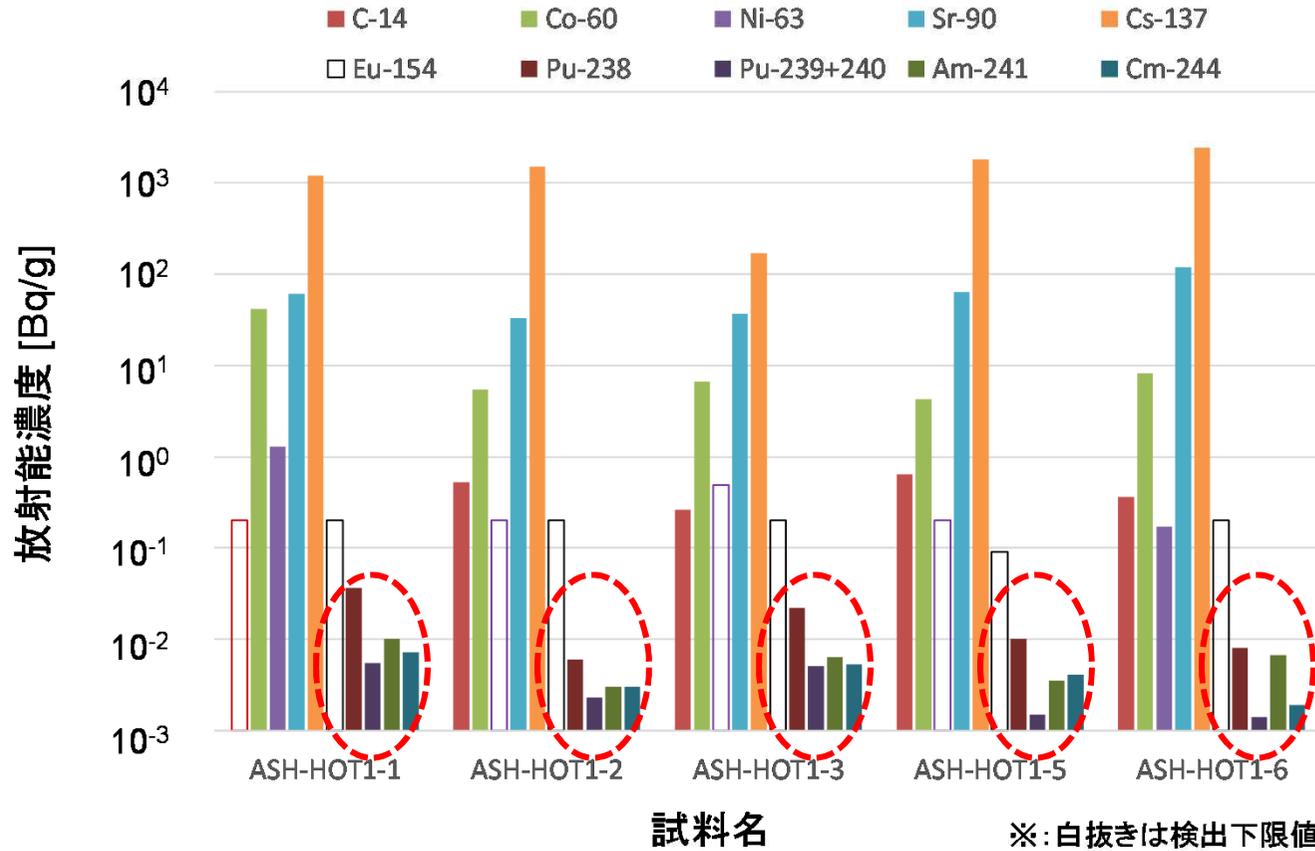
IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

- ・放射能濃度は、2011.3.11において補正。
- ・核種の下のか弧内は半減期。
- ・分析値の±の後の数値は、計数誤差。



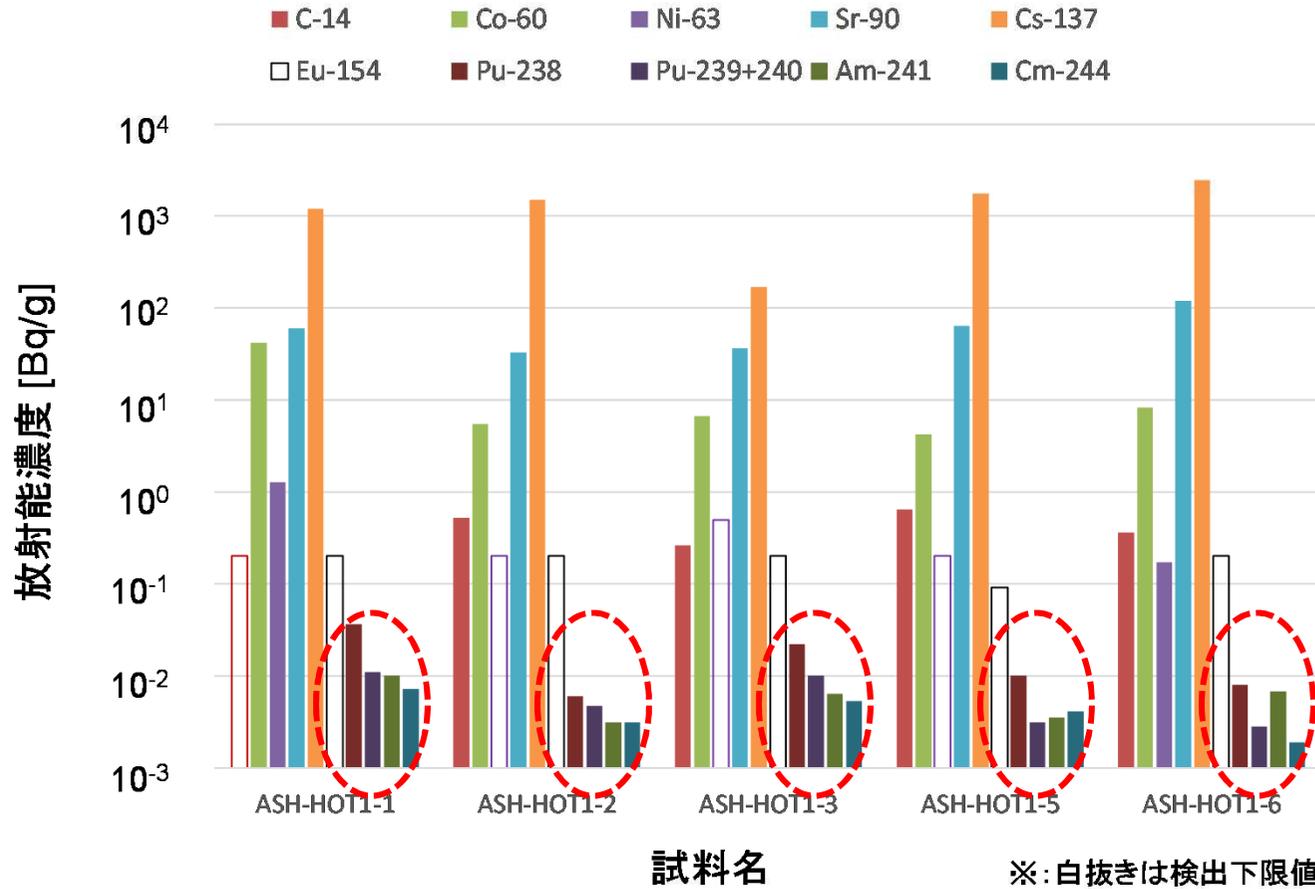
焼却灰 — 放射能



➤ ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 α 核種は全ての試料で検出された。 ^{14}C は4試料で、 ^{63}Ni は ^{60}Co 濃度が高い2試料で検出された。 ^{154}Eu はすべての試料で不検出であった。



焼却灰 — 放射能



➤ ⁶⁰Co、⁹⁰Sr、¹³⁷Cs、α核種は全ての試料で検出された。¹⁴Cは4試料で、⁶³Niは⁶⁰Co濃度が高い2試料で検出された。¹⁵⁴Euはすべての試料で不検出であった。



焼却灰 — 核種分析結果

試料名	放射能濃度[Bq/g]					
	¹⁴ C (約5.7×10 ³ 年)	⁶⁰ Co (約5.3年)	⁶³ Ni (約1.0×10 ² 年)	⁹⁰ Sr (約29年)	¹³⁷ Cs (約30年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)
ASH-HOT1-1	< 2 × 10 ⁻¹	(4.2±0.1) × 10 ¹	(1.3±0.1) × 10 ⁰	(6.1±0.1) × 10 ¹	(1.2±0.1) × 10 ³	< 2 × 10 ⁻¹
ASH-HOT1-2	(5.3±0.9) × 10 ⁻¹	(5.5±0.4) × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁻¹	(3.3±0.1) × 10 ¹	(1.5±0.1) × 10 ³	< 2 × 10 ⁻¹
ASH-HOT1-3	(2.6±0.7) × 10 ⁻¹	(6.7±0.4) × 10 ⁰	< 5 × 10 ⁻¹	(3.7±0.1) × 10 ¹	(1.7±0.1) × 10 ²	< 2 × 10 ⁻¹
ASH-HOT1-5	(6.5±1.1) × 10 ⁻¹	(4.3±0.4) × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁻¹	(6.4±0.1) × 10 ¹	(1.8±0.1) × 10 ³	< 9 × 10 ⁻²
ASH-HOT1-6	(3.7±0.9) × 10 ⁻¹	(8.3±0.5) × 10 ⁰	(1.7±0.5) × 10 ⁻¹	(1.2±0.1) × 10 ²	(2.5±0.1) × 10 ³	< 2 × 10 ⁻¹

試料名	放射能濃度[Bq/g]			
	²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu (約2.4×10 ⁴ 年 約6.6×10 ³ 年)	²⁴¹ Am (約4.3×10 ² 年)	²⁴⁴ Cm (約18年)
ASH-HOT1-1	(3.6±0.2) × 10 ⁻²	(5.5±0.5) × 10 ⁻³	(1.0±0.1) × 10 ⁻²	(7.2±0.8) × 10 ⁻³
ASH-HOT1-2	(6.0±0.7) × 10 ⁻³	(2.3±0.3) × 10 ⁻³	(3.1±0.5) × 10 ⁻³	(3.1±0.5) × 10 ⁻³
ASH-HOT1-3	(2.2±0.2) × 10 ⁻²	(5.1±0.5) × 10 ⁻³	(6.4±0.7) × 10 ⁻³	(5.3±0.7) × 10 ⁻³
ASH-HOT1-5	(1.0±0.1) × 10 ⁻²	(1.5±0.3) × 10 ⁻³	(3.5±0.5) × 10 ⁻³	(4.1±0.5) × 10 ⁻³
ASH-HOT1-6	(8.0±0.8) × 10 ⁻³	(1.4±0.3) × 10 ⁻³	(6.7±0.7) × 10 ⁻³	(1.9±0.4) × 10 ⁻³

- ⁶⁰Co、⁹⁰Sr、¹³⁷Cs、Pu、²⁴¹Am、²⁴⁴Cmはすべての試料で検出された。
- ¹⁴Cは4試料で、⁶³Niは2試料で検出された。¹⁵⁴Euはすべての試料で不検出であった。

IRID

・放射能濃度は、2011.3.11において補正。・核種の下括弧内は半減期。
・分析値の±の後の数値は、計数誤差。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning



焼却灰 — 核種分析結果

試料名	放射能濃度[Bq/g]					
	¹⁴ C (約5.7×10 ³ 年)	⁶⁰ Co (約5.3年)	⁶³ Ni (約1.0×10 ² 年)	⁹⁰ Sr (約29年)	¹³⁷ Cs (約30年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)
ASH-HOT1-1	< 2 × 10 ⁻¹	(4.2±0.1) × 10 ¹	(1.3±0.1) × 10 ⁰	(6.1±0.1) × 10 ¹	(1.2±0.1) × 10 ³	< 2 × 10 ⁻¹
ASH-HOT1-2	(5.3±0.9) × 10 ⁻¹	(5.5±0.4) × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁻¹	(3.3±0.1) × 10 ¹	(1.5±0.1) × 10 ³	< 2 × 10 ⁻¹
ASH-HOT1-3	(2.6±0.7) × 10 ⁻¹	(6.7±0.4) × 10 ⁰	< 5 × 10 ⁻¹	(3.7±0.1) × 10 ¹	(1.7±0.1) × 10 ²	< 2 × 10 ⁻¹
ASH-HOT1-5	(6.5±1.1) × 10 ⁻¹	(4.3±0.4) × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁻¹	(6.4±0.1) × 10 ¹	(1.8±0.1) × 10 ³	< 9 × 10 ⁻²
ASH-HOT1-6	(3.7±0.9) × 10 ⁻¹	(8.3±0.5) × 10 ⁰	(1.7±0.5) × 10 ⁻¹	(1.2±0.1) × 10 ²	(2.5±0.1) × 10 ³	< 2 × 10 ⁻¹

試料名	放射能濃度[Bq/g]			
	²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu (約2.4×10 ⁴ 年 約6.6×10 ³ 年)	²⁴¹ Am (約4.3×10 ² 年)	²⁴⁴ Cm (約18年)
ASH-HOT1-1	(3.6±0.2) × 10 ⁻²	(1.1±0.1) × 10 ⁻²	(1.0±0.1) × 10 ⁻²	(7.2±0.8) × 10 ⁻³
ASH-HOT1-2	(6.0±0.7) × 10 ⁻³	(4.7±0.6) × 10 ⁻³	(3.1±0.5) × 10 ⁻³	(3.1±0.5) × 10 ⁻³
ASH-HOT1-3	(2.2±0.2) × 10 ⁻²	(1.0±0.1) × 10 ⁻²	(6.4±0.7) × 10 ⁻³	(5.3±0.7) × 10 ⁻³
ASH-HOT1-5	(1.0±0.1) × 10 ⁻²	(3.1±0.5) × 10 ⁻³	(3.5±0.5) × 10 ⁻³	(4.1±0.5) × 10 ⁻³
ASH-HOT1-6	(8.0±0.8) × 10 ⁻³	(2.8±0.5) × 10 ⁻³	(6.7±0.7) × 10 ⁻³	(1.9±0.4) × 10 ⁻³

- ⁶⁰Co、⁹⁰Sr、¹³⁷Cs、Pu、²⁴¹Am、²⁴⁴Cmはすべての試料で検出された。
- ¹⁴Cは4試料で、⁶³Niは2試料で検出された。¹⁵⁴Euはすべての試料で不検出であった。

IRID

・放射能濃度は、2011.3.11において補正。・核種の下括弧内は半減期。
・分析値の±の後の数値は、計数誤差。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning



多核種除去設備処理水－核種分析結果③

試料名	放射能濃度[Bq/g]			
	²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu (約 2.4×10^4 年、約 6.6×10^3 年)	²⁴¹ Am (約 4.3×10^2 年)	²⁴⁴ Cm (約18年)
LI-AAL7A-1	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-2	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-3	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-4	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 1 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-5	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-6	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-7	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 1 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-8	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 1 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-9	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-10	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-11	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-12	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$

➤ ²³⁸Pu、²³⁹⁺²⁴⁰Pu、²⁴¹Am、²⁴⁴Cmはすべての試料で不検出であった。

IRID

・放射能濃度は、2011.3.11において補正。・核種の下のか弧内は半減期。
・分析値の±の後の数値は、計数誤差。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning



多核種除去設備処理水－核種分析結果③

試料名	放射能濃度[Bq/g]			
	²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu (約 2.4×10^4 年、約 6.6×10^3 年)	²⁴¹ Am (約 4.3×10^2 年)	²⁴⁴ Cm (約18年)
LI-AAL7A-1	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-2	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-3	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-4	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 1 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-5	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-6	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-7	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 1 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-8	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 1 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-9	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-10	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-11	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$
LI-AAL7A-12	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$

➤ ²³⁸Pu、²³⁹⁺²⁴⁰Pu、²⁴¹Am、²⁴⁴Cmはすべての試料で不検出であった。

IRID

・放射能濃度は、2011.3.11において補正。・核種の下括弧内は半減期。
・分析値の±の後の数値は、計数誤差。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning



まとめ

- 構内土壌、焼却灰並びに汚染水処理設備出入口水を分析し、それぞれ次の核種が検出された。

試料	³ H	¹⁴ C	⁶⁰ Co	⁶³ Ni	⁷⁹ Se	⁹⁰ Sr	⁹⁴ Nb	⁹⁹ Tc	¹²⁶ Sn	¹²⁹ I	¹³⁷ Cs	¹⁵⁴ Eu	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U	²³⁸ Pu	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am	²⁴⁴ Cm
土壌		✓				✓	-*		-*		✓		-*	✓	-*	✓	✓			
焼却灰	-*	✓	✓	✓	-*	✓	-*	-*	-*	-*	✓		-*	-*	-*	-*	✓	✓	✓	✓
セシウム吸着装置入口水	✓	-*	✓	✓	-*	✓					✓		✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓
セシウム吸着装置出口水	✓	-*		✓	-*	✓					✓		✓	✓	✓	✓	✓			
多核種除去設備処理水	-*	-*	✓			✓		✓	-*		✓		-*		-*					

*:-は未測定を表す。

- ❖ 構内土壌は、放射能データとともに粒度分布とCs濃度の相関に関するデータを得た。
 - ❖ 焼却灰は、Co、Srなど不揮発性核種の濃度が瓦礫に比べて高い。
 - ❖ セシウム吸着装置では、Sr吸着材適用の効果により、出口での⁹⁰Sr濃度が入口濃度の約百分の一に低下している。
 - ❖ 多核種除去設備は、核種により除去されている工程・吸着材が異なることを確認した。
- データをさらに蓄積するために、試料の採取と分析を継続する。



まとめ

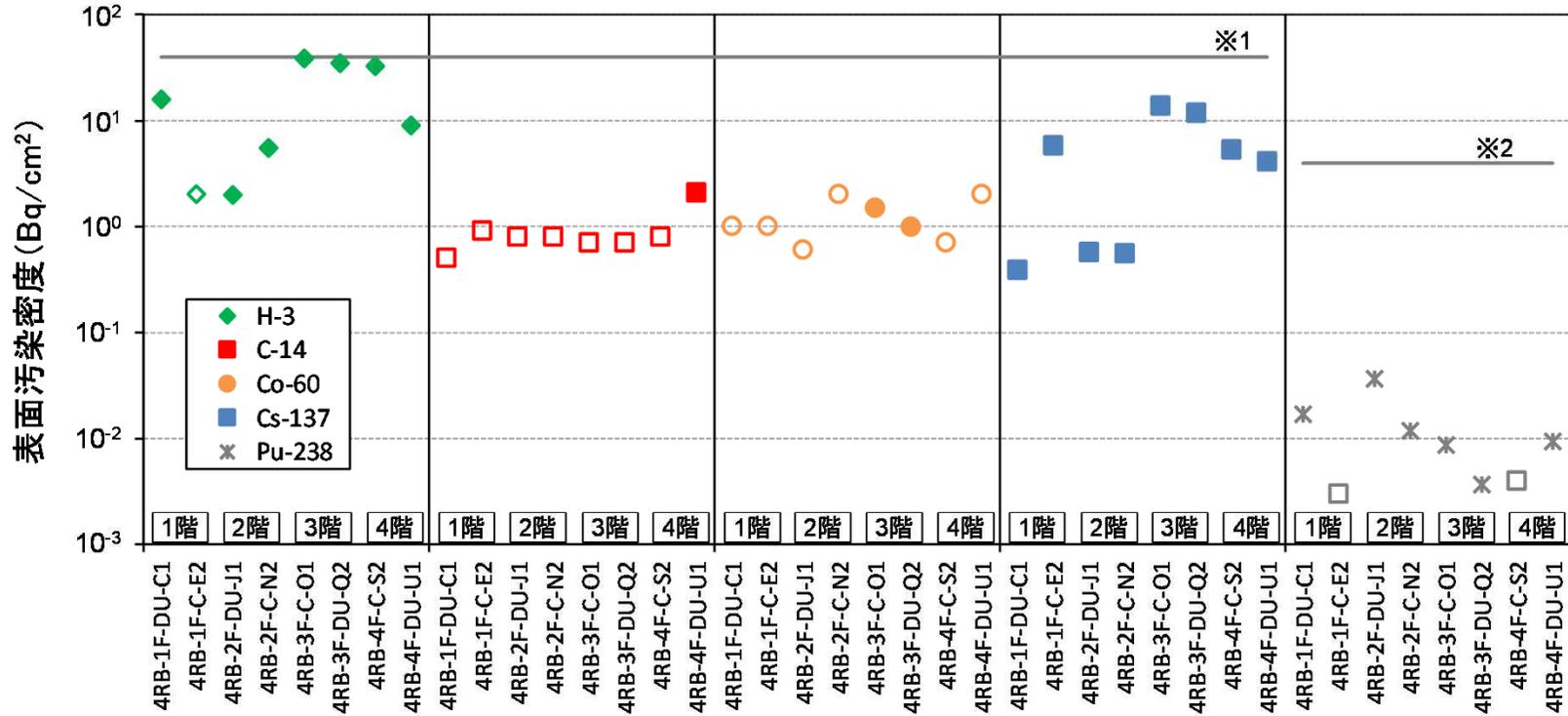
- 構内土壌、焼却灰並びに汚染水処理設備出入口水を分析し、それぞれ次の核種が検出された。

試料	³ H	¹⁴ C	⁶⁰ Co	⁶³ Ni	⁷⁹ Se	⁹⁰ Sr	⁹⁴ Nb	⁹⁹ Tc	¹²⁶ Sn	¹²⁹ I	¹³⁷ Cs	¹⁵⁴ Eu	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U	²³⁸ Pu	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am	²⁴⁴ Cm
土壌		✓				✓	-*		-*		✓		-*	✓	-*	✓	✓	✓		
焼却灰	-*	✓	✓	✓	-*	✓	-*	-*	-*	-*	✓		-*	-*	-*	-*	✓	✓	✓	✓
セシウム吸着装置入口水	✓	-*	✓	✓	-*	✓					✓		✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓
セシウム吸着装置出口水	✓	-*		✓	-*	✓					✓		✓	✓	✓	✓	✓			
多核種除去設備処理水	-*	-*	✓			✓		✓	-*		✓		-*		-*					

*:-は未測定を表す。

- ❖ 構内土壌は、放射能データとともに粒度分布とCs濃度の相関に関するデータを得た。
 - ❖ 焼却灰は、Co、Srなど不揮発性核種の濃度が瓦礫に比べて高い。
 - ❖ セシウム吸着装置では、Sr吸着材適用の効果により、出口での⁹⁰Sr濃度が入口濃度の約百分の一に低下している。
 - ❖ 多核種除去設備は、核種により除去されている工程・吸着材が異なることを確認した。
- データをさらに蓄積するために、試料の採取と分析を継続する。

原子炉建屋内瓦礫—放射能



試料名(一)

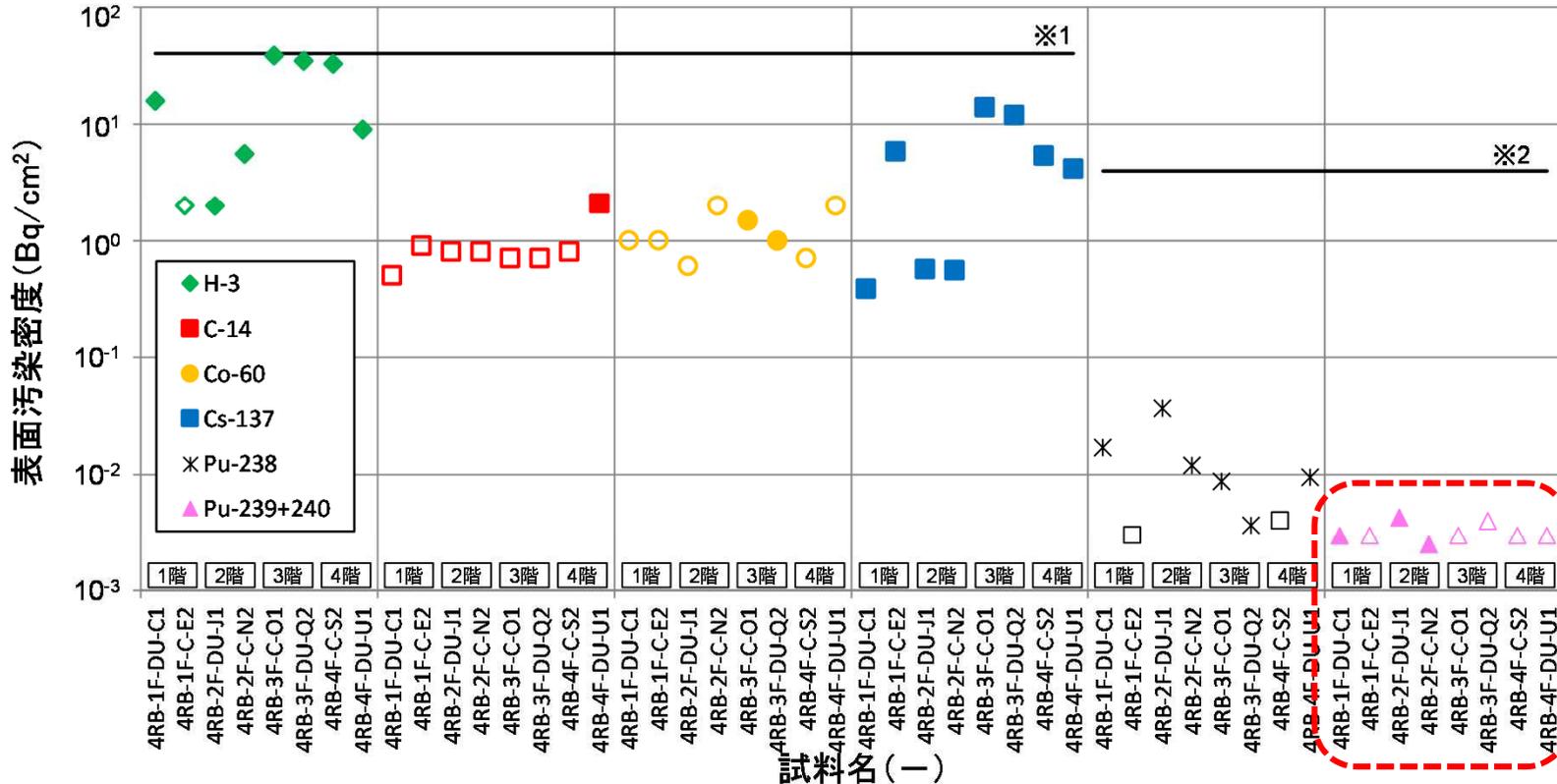
注) 2011年3月11日に減衰を補正した表面汚染密度を示す。白抜きプロットは検出下限値未滿を示す。
 直線※1と※2は、法令で定められている管理区域の壁等の人の触れるおそれのある物の表面密度限度(アルファ線を放出しない放射性物質40Bq/cm²、アルファ線を放出する放射性同位元素4Bq/cm²)をそれぞれ示す。



コンクリートコア外観
(4RB-1F-C-E2)

- ¹³⁷Csは全ての試料で検出され、⁶⁰Coは3階のみで検出された。
- ²³⁸Puは1階から4階まで全ての階で検出された。
- ⁹⁹Tc, ¹²⁹I, ¹⁵⁴Eu, ²³⁹⁺²⁴⁰Puは測定した全ての試料で不検出であった。

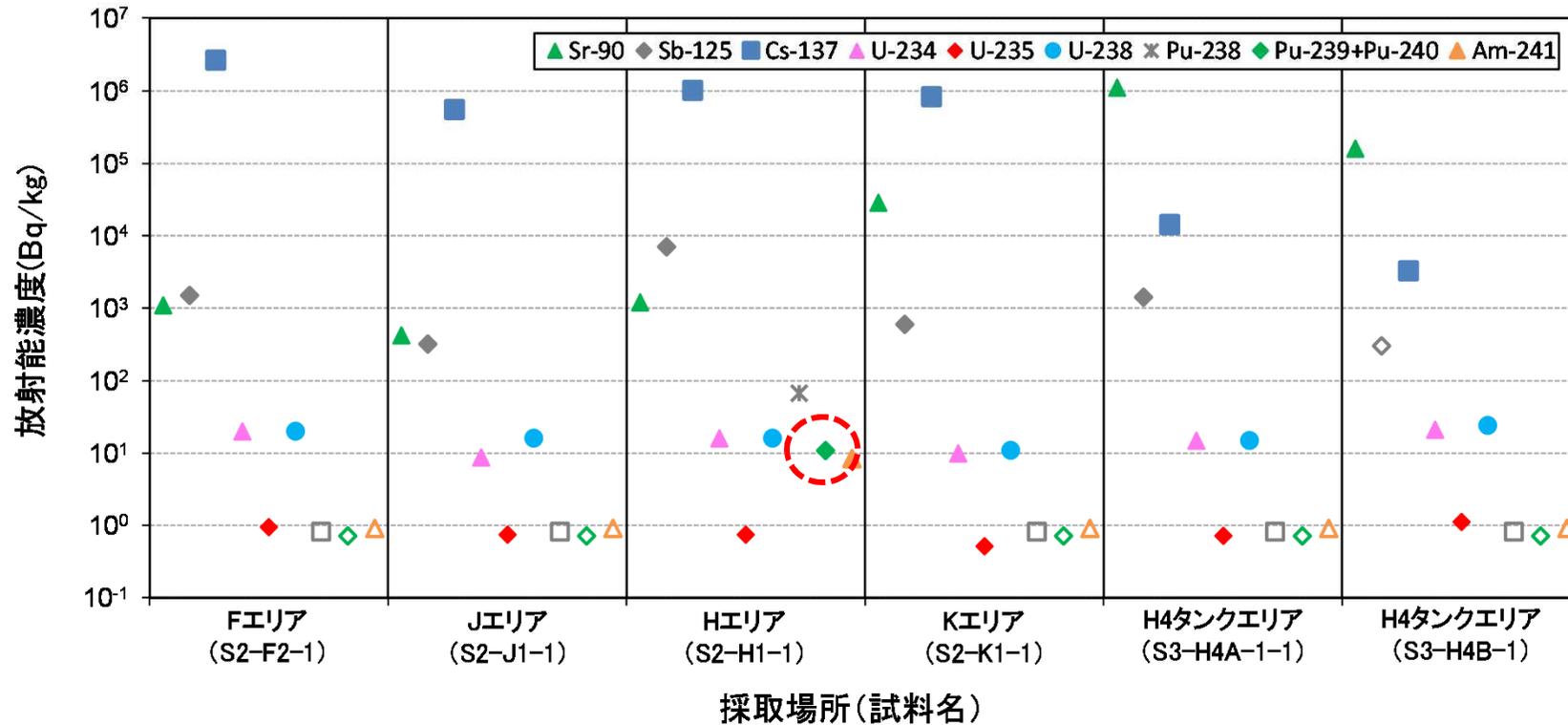
原子炉建屋内瓦礫－放射能



コンクリートコア外観
(4RB-1F-C-E2)

- ¹³⁷Csは全ての試料で検出され、⁶⁰Coは3階のみで検出された。
- ²³⁸Puは1階から4階まで全ての階で検出された。
- ⁹⁹Tc, ¹²⁹I, ¹⁵⁴Eu, ²³⁹⁺²⁴⁰Puは測定した全ての試料で不検出であった。

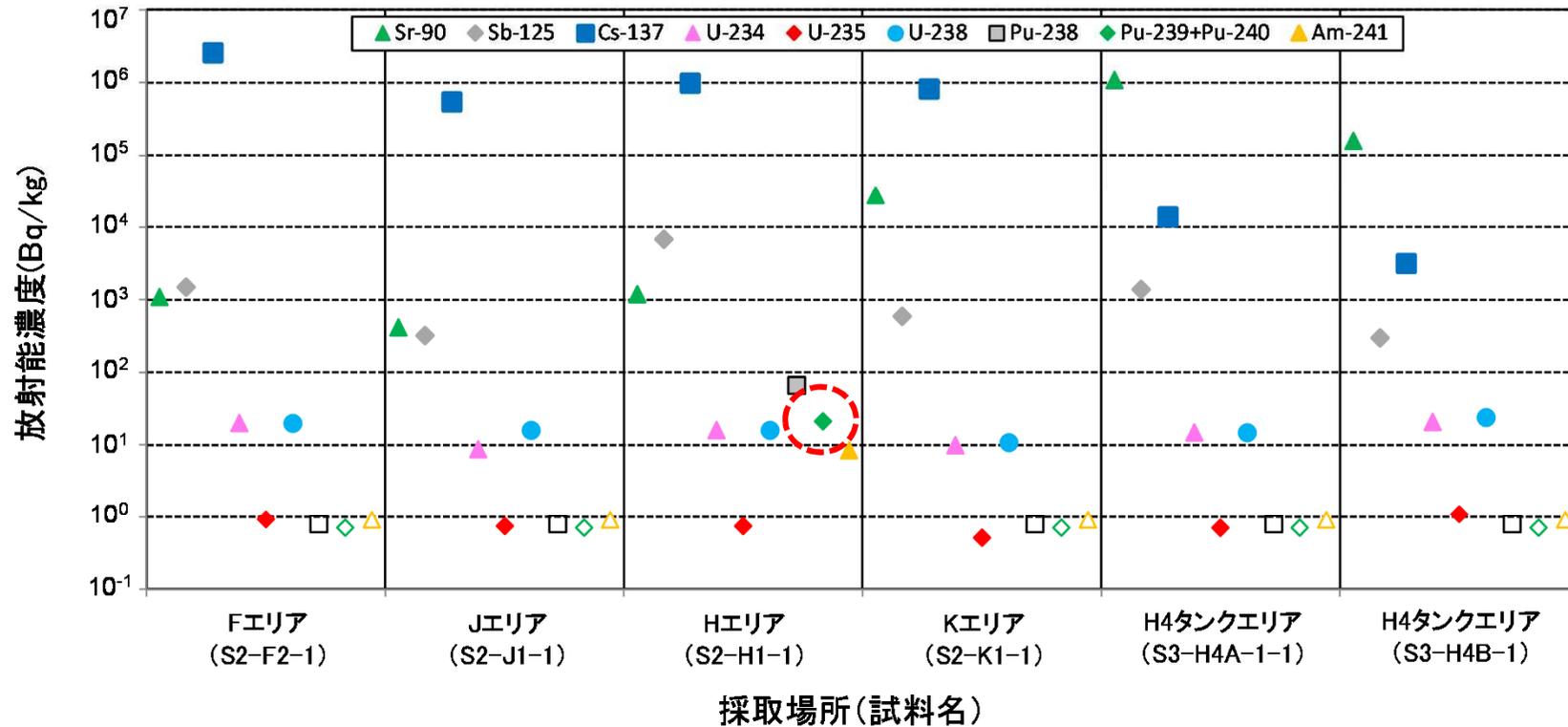
土壌 - 放射能



注) 2011年3月11日に減衰を補正した放射能濃度を示す。白抜きプロットは検出下限値未満を示す。

- 土壌の汚染は¹³⁷Csが主な核種であり、原子炉の北西側に位置するHエリアからは、Pu及び²⁴¹Amが検出された。
- H4タンクエリアの土壌の汚染は、⁹⁰Srが主な核種である。
- ²³⁴U、²³⁵U、²³⁸Uが全ての試料で検出され、²³⁵U/²³⁸Uの比から天然Uと推察される。
- ¹⁴C, ⁶⁰Co, ⁶³Ni, ⁹⁹Tc, ¹²⁹I, ¹⁵⁴Eu, ²³⁶U, ²⁴⁴Cmは全ての試料で不検出であった。

土壌 - 放射能



注) 2011年3月11日に減衰を補正した放射能濃度を示す。白抜きプロットは検出下限値未満を示す。

- 土壌の汚染は¹³⁷Csが主な核種であり、原子炉の北西側に位置するHエリアからは、Pu及び²⁴¹Amが検出された。
- H4タンクエリアの土壌の汚染は、⁹⁰Srが主な核種である。
- ²³⁴U、²³⁵U、²³⁸Uが全ての試料で検出され、²³⁵U/²³⁸Uの比から天然Uと推察される。
- ¹⁴C、⁶⁰Co、⁶³Ni、⁹⁹Tc、¹²⁹I、¹⁵⁴Eu、²³⁶U、²⁴⁴Cmは全ての試料で不検出であった。

まとめ

- 原子炉建屋内瓦礫、土壌並びに水処理設備処理水を分析し、それぞれ次の核種が検出された。

試料	³ H	¹⁴ C	⁶⁰ Co	⁶³ Ni	⁹⁰ Sr	⁹⁹ Tc	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹²⁹ I	¹³⁷ Cs	¹⁵⁴ Eu	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U	²³⁸ Pu	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am	²⁴⁴ Cm
瓦礫	✓	✓	✓	-*	-*		-*	-*		✓		-*	-*	-*	-*	✓		-*	-*
土壌					✓		-*	✓		✓		✓	✓		✓	✓	✓	✓	
多核種除去設備処理水	-*	-*	✓	✓	✓	✓		✓		✓		-*		-*	✓	✓		-*	-*

* : 「-」は未測定を表す。

- ❖ 原子炉建屋内瓦礫では、4号原子炉建屋内コンクリートコアを分析した。汚染の核種組成の、¹³⁷Csとの相関は明らかではない。
 - ❖ 土壌では、構内の汚染分布に係るデータを蓄積した。H4タンクエリアから採取した試料の⁹⁰Sr/¹³⁷Cs比は、他の場所から採取した試料の⁹⁰Sr/¹³⁷Cs比と比較して高い傾向にある。平成25年8月に漏えいした汚染水のβ核種は主に⁹⁰Srと考えられる。
 - ❖ 多核種除去設備の各吸着材に吸着されている主な核種を整理した。⁹⁰Srは複数の吸着材で主要な核種であると見られる。
- 今後も、廃棄物の発生状況等を踏まえつつ、性状把握を継続することにより得られた結果を、廃棄物の性状の推定、廃棄物の処理・処分方法の検討、作業環境の安全確保等に活用する。

まとめ

- 原子炉建屋内瓦礫、土壌並びに水処理設備処理水を分析し、それぞれ次の核種が検出された。

試料	³ H	¹⁴ C	⁶⁰ Co	⁶³ Ni	⁹⁰ Sr	⁹⁹ Tc	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹²⁹ I	¹³⁷ Cs	¹⁵⁴ Eu	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U	²³⁸ Pu	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am	²⁴⁴ Cm
瓦礫	✓	✓	✓	-*	-*		-*	-*		✓		-*	-*	-*	-*	✓	✓	-*	-*
土壌					✓		-*	✓		✓		✓	✓		✓	✓	✓	✓	
多核種除去設備処理水	-*	-*	✓	✓	✓	✓		✓		✓		-*		-*	✓	✓		-*	-*

* : 「-」は未測定を表す。

- ❖ 原子炉建屋内瓦礫では、4号原子炉建屋内コンクリートコアを分析した。汚染の核種組成の、¹³⁷Csとの相関は明らかではない。
 - ❖ 土壌では、構内の汚染分布に係るデータを蓄積した。H4タンクエリアから採取した試料の⁹⁰Sr/¹³⁷Cs比は、他の場所から採取した試料の⁹⁰Sr/¹³⁷Cs比と比較して高い傾向にある。平成25年8月に漏えいした汚染水のβ核種は主に⁹⁰Srと考えられる。
 - ❖ 多核種除去設備の各吸着材に吸着されている主な核種を整理した。⁹⁰Srは複数の吸着材で主要な核種であると見られる。
- 今後も、廃棄物の発生状況等を踏まえつつ、性状把握を継続することにより得られた結果を、廃棄物の性状の推定、廃棄物の処理・処分方法の検討、作業環境の安全確保等に活用する。

原子炉建屋内瓦礫－核種分析結果②

【塗装表面積当たりの放射能量】

試料名	放射能濃度 [Bq/cm ²]			
	¹³⁷ Cs (約30年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)	²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu (約2.4×10 ⁴ 年、約6.6×10 ³ 年)
4RB-1F-DU-C1	(3.9±0.5)×10 ⁻¹	< 9 × 10 ⁻¹	(1.7±0.2)×10 ⁻²	< 3 × 10 ⁻³
4RB-1F-C-E2	(5.9±0.2)×10 ⁰	< 4 × 10 ⁻¹	< 3 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³
4RB-2F-DU-J1	(5.7±1.2)×10 ⁻¹	< 3 × 10 ⁻¹	(3.7±0.3)×10 ⁻²	< 4 × 10 ⁻³
4RB-2F-C-N2	(5.6±1.4)×10 ⁻¹	< 8 × 10 ⁻¹	(1.2±0.2)×10 ⁻²	< 3 × 10 ⁻³
4RB-3F-C-O1	(1.4±0.1)×10 ¹	< 9 × 10 ⁻¹	(8.8±1.4)×10 ⁻³	< 3 × 10 ⁻³
4RB-3F-DU-Q2	(1.2±0.1)×10 ¹	< 1 × 10 ⁰	(3.7±0.9)×10 ⁻³	< 4 × 10 ⁻³
4RB-4F-C-S2	(5.4±0.1)×10 ⁰	< 8 × 10 ⁻¹	< 4 × 10 ⁻³	< 3 × 10 ⁻³
4RB-4F-DU-U1	(4.2±0.2)×10 ⁰	< 9 × 10 ⁻¹	(9.5±1.5)×10 ⁻³	< 3 × 10 ⁻³

※ 表面積は画像解析ソフトによる算出値である。2011年3月11日に減衰を補正した放射能濃度を示す。
核種の下括弧内は半減期を、分析値の±の後の数値は計数誤差を示す。

➤ ¹⁵⁴Eu、²³⁹⁺²⁴⁰Puは測定した全ての試料で不検出であった。

原子炉建屋内瓦礫－核種分析結果②

【塗装表面積当たりの放射エネルギー】

試料名	放射能濃度 [Bq/cm ²]			
	¹³⁷ Cs (約30年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)	²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu (約2.4×10 ⁴ 年、約6.6×10 ³ 年)
4RB-1F-DU-C1	(3.9±0.5)×10 ⁻¹	< 9 × 10 ⁻¹	(1.7±0.2)×10 ⁻²	(3.0±0.9)×10 ⁻³
4RB-1F-C-E2	(5.9±0.2)×10 ⁰	< 4 × 10 ⁻¹	< 3 × 10 ⁻³	< 3 × 10 ⁻³
4RB-2F-DU-J1	(5.7±1.2)×10 ⁻¹	< 3 × 10 ⁻¹	(3.7±0.3)×10 ⁻²	(4.3±1.0)×10 ⁻³
4RB-2F-C-N2	(5.6±1.4)×10 ⁻¹	< 8 × 10 ⁻¹	(1.2±0.2)×10 ⁻²	(2.5±0.7)×10 ⁻³
4RB-3F-C-O1	(1.4±0.1)×10 ¹	< 9 × 10 ⁻¹	(8.8±1.4)×10 ⁻³	< 3 × 10 ⁻³
4RB-3F-DU-Q2	(1.2±0.1)×10 ¹	< 1 × 10 ⁰	(3.7±0.9)×10 ⁻³	< 4 × 10 ⁻³
4RB-4F-C-S2	(5.4±0.1)×10 ⁰	< 8 × 10 ⁻¹	< 4 × 10 ⁻³	< 3 × 10 ⁻³
4RB-4F-DU-U1	(4.2±0.2)×10 ⁰	< 9 × 10 ⁻¹	(9.5±1.5)×10 ⁻³	< 3 × 10 ⁻³

※ 表面積は画像解析ソフトによる算出値である。2011年3月11日に減衰を補正した放射能濃度を示す。
核種の下に括弧内は半減期を、分析値の±の後の数値は計数誤差を示す。

➤ ¹⁵⁴Eu、²³⁹⁺²⁴⁰Puは測定した全ての試料で不検出であった。

土壌－核種分析結果②

試料名	放射能濃度 [Bq/kg]				$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比
	^{234}U (約 2.5×10^5 年)	^{235}U (約 7.0×10^8 年)	^{236}U (約 2.3×10^7 年)	^{238}U (約 4.5×10^9 年)	
S2-F2-1	$(2.0 \pm 0.1) \times 10^1$	$(9.3 \pm 0.3) \times 10^{-1}$	$< 3 \times 10^0$	$(2.0 \pm 0.1) \times 10^1$	0.046
S2-J1-1	$(8.8 \pm 0.5) \times 10^0$	$(7.4 \pm 0.3) \times 10^{-1}$	$< 3 \times 10^0$	$(1.6 \pm 0.1) \times 10^1$	0.046
S2-H1-1	$(1.6 \pm 0.1) \times 10^1$	$(7.4 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$< 3 \times 10^0$	$(1.6 \pm 0.1) \times 10^1$	0.046
S2-K1-1	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^1$	$(5.1 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$< 3 \times 10^0$	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^1$	0.047
S3-H4A-1-1	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^1$	$(7.1 \pm 0.3) \times 10^{-1}$	$< 3 \times 10^0$	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^1$	0.046
S3-H4B-1	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^1$	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^0$	$< 3 \times 10^0$	$(2.4 \pm 0.1) \times 10^1$	0.046

試料名	放射能濃度 [Bq/kg]			
	^{238}Pu (約88年)	$^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$ (約 2.4×10^4 年、約 6.6×10^3 年)	^{241}Am (約 4.3×10^2 年)	^{244}Cm (約18年)
S2-F2-1	$< 8 \times 10^{-1}$	$< 7 \times 10^{-1}$	$< 9 \times 10^{-1}$	$< 6 \times 10^{-1}$
S2-J1-1	$< 8 \times 10^{-1}$	$< 7 \times 10^{-1}$	$< 9 \times 10^{-1}$	$< 6 \times 10^{-1}$
S2-H1-1	$(6.7 \pm 0.2) \times 10^1$	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^1$	$(8.4 \pm 0.7) \times 10^0$	$< 6 \times 10^{-1}$
S2-K1-1	$< 8 \times 10^{-1}$	$< 7 \times 10^{-1}$	$< 9 \times 10^{-1}$	$< 6 \times 10^{-1}$
S3-H4A-1-1	$< 8 \times 10^{-1}$	$< 7 \times 10^{-1}$	$< 9 \times 10^{-1}$	$< 6 \times 10^{-1}$
S3-H4B-1	$< 8 \times 10^{-1}$	$< 7 \times 10^{-1}$	$< 9 \times 10^{-1}$	$< 6 \times 10^{-1}$

※ 2011年3月11日に減衰を補正した放射能濃度を示す。核種の下括弧内は半減期を、分析値の±の後の数値は計数誤差を示す。

- ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U が全ての試料で検出されたが、この $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比は天然Uの0.047と一致しており、この検出は天然Uと推察される。
- 原子炉北西側に位置するHエリアからは、Pu及び ^{241}Am が検出された。

土壌－核種分析結果②

試料名	放射能濃度 [Bq/kg]				$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比
	^{234}U (約 2.5×10^5 年)	^{235}U (約 7.0×10^8 年)	^{236}U (約 2.3×10^7 年)	^{238}U (約 4.5×10^9 年)	
S2-F2-1	$(2.0 \pm 0.1) \times 10^1$	$(9.3 \pm 0.3) \times 10^{-1}$	$< 3 \times 10^0$	$(2.0 \pm 0.1) \times 10^1$	0.046
S2-J1-1	$(8.8 \pm 0.5) \times 10^0$	$(7.4 \pm 0.3) \times 10^{-1}$	$< 3 \times 10^0$	$(1.6 \pm 0.1) \times 10^1$	0.046
S2-H1-1	$(1.6 \pm 0.1) \times 10^1$	$(7.4 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$< 3 \times 10^0$	$(1.6 \pm 0.1) \times 10^1$	0.046
S2-K1-1	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^1$	$(5.1 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$< 3 \times 10^0$	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^1$	0.047
S3-H4A-1-1	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^1$	$(7.1 \pm 0.3) \times 10^{-1}$	$< 3 \times 10^0$	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^1$	0.046
S3-H4B-1	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^1$	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^0$	$< 3 \times 10^0$	$(2.4 \pm 0.1) \times 10^1$	0.046

試料名	放射能濃度 [Bq/kg]			
	^{238}Pu (約88年)	$^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$ (約 2.4×10^4 年、約 6.6×10^3 年)	^{241}Am (約 4.3×10^2 年)	^{244}Cm (約18年)
S2-F2-1	$< 8 \times 10^{-1}$	$< 7 \times 10^{-1}$	$< 9 \times 10^{-1}$	$< 6 \times 10^{-1}$
S2-J1-1	$< 8 \times 10^{-1}$	$< 7 \times 10^{-1}$	$< 9 \times 10^{-1}$	$< 6 \times 10^{-1}$
S2-H1-1	$(6.7 \pm 0.2) \times 10^1$	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^1$	$(8.4 \pm 0.7) \times 10^0$	$< 6 \times 10^{-1}$
S2-K1-1	$< 8 \times 10^{-1}$	$< 7 \times 10^{-1}$	$< 9 \times 10^{-1}$	$< 6 \times 10^{-1}$
S3-H4A-1-1	$< 8 \times 10^{-1}$	$< 7 \times 10^{-1}$	$< 9 \times 10^{-1}$	$< 6 \times 10^{-1}$
S3-H4B-1	$< 8 \times 10^{-1}$	$< 7 \times 10^{-1}$	$< 9 \times 10^{-1}$	$< 6 \times 10^{-1}$

※ 2011年3月11日に減衰を補正した放射能濃度を示す。核種の下括弧内は半減期を、分析値の±の後の数値は計数誤差を示す。

- ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U が全ての試料で検出されたが、この $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比は天然Uの0.047と一致しており、この検出は天然Uと推察される。
- 原子炉北西側に位置するHエリアからは、Pu及び ^{241}Am が検出された。



參考資料



試料の採取(建屋内瓦礫)

■ コンクリート片・保温材

場所: 1号機 1階(平成25年10月): 1RB-AS-R2,R5,R7,R8,R9,R11

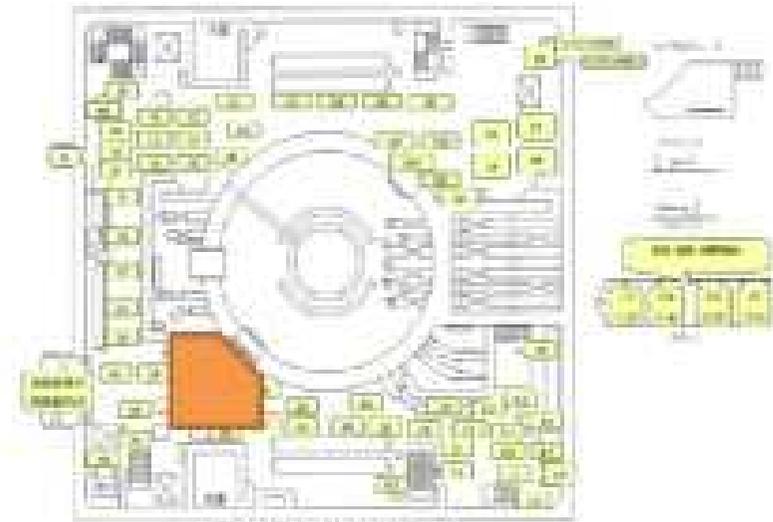
3号機 1階(平成26年3月): 3RB-AS-R1,R2,R5,R7,R9,R10,R11

方法: 遠隔重機「ASTACO-SoRa」を用いた障害物撤去作業において回収された瓦礫から、建屋搬出時に握り拳程度の大きさのものを採取し、その一部を分析用に輸送。

■ : 試料採取箇所



1号機原子炉建屋1階



3号機原子炉建屋1階

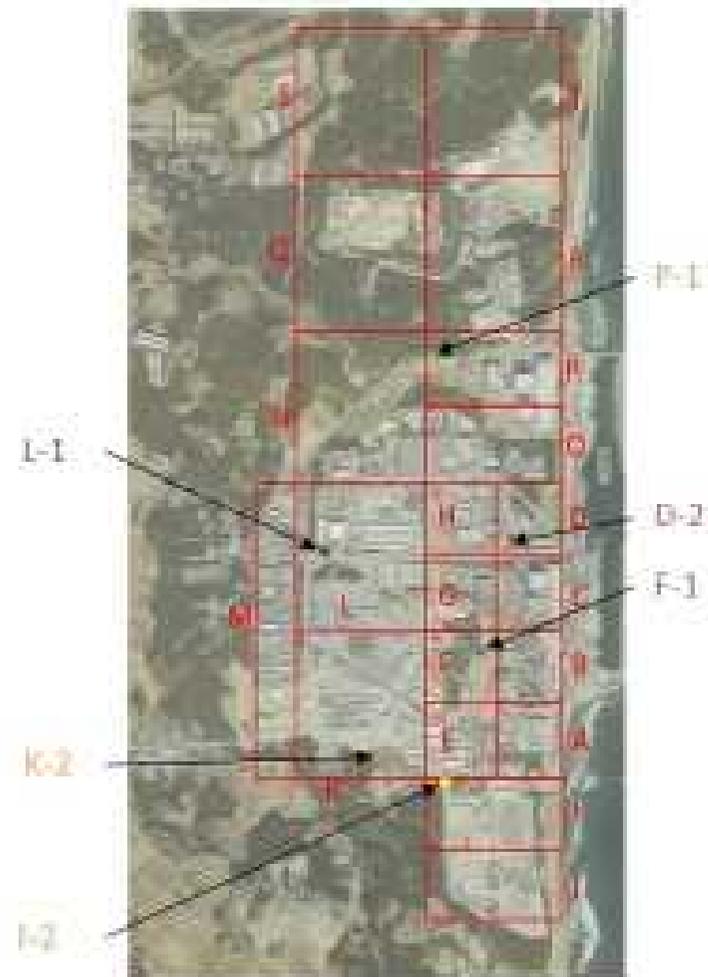


土壌 — 試料の性状、分析内容

- 1F構内の汚染分布把握のために、露地から採取した土壌のうち6試料を分析した。

試料名	採取日	採取場所	採取深さ (cm)	重量 ^{※1} (g)	線量率 ^{※2} (μ Sv/h)
S2-D2-1	2015.3.24	Dエリア	0~5	111	13
S2-F1-1	2015.3.30	Fエリア	0~5	111	8
S2-I2-1	2015.4.16	Iエリア	0~5	110	6
S2-K2-1	2015.3.16	Kエリア	0~5	111	< 0.5
S2-L1-1	2015.4.20	Lエリア	0~5	111	< 0.5
S2-P1-1	2015.5.8	Pエリア	0~5	111	6

- 以下の核種を分析した。
 - ^3H , ^{14}C , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{79}Se , ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{235}U , ^{238}U , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{244}Cm
- 元素、TOC(全有機炭素)、粒度分布を分析した。



土壌試料採取場所

IRID ※1:風袋込み ※2:表面線量率(μ)

Environmental Research Institute for Nuclear Decommissioning

原子炉建屋内瓦礫－ 試料の性状、分析内容

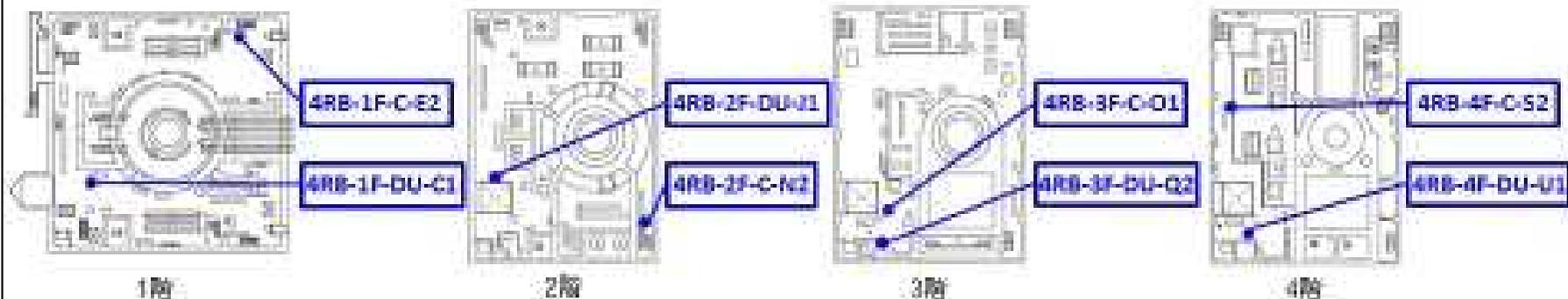
- 4号機原子炉建屋の1階から4階で採取された瓦礫(コンクリートコア)を分析¹⁾した。

試料名	採取日	採取場所	質量(g)	面積 ²⁾ (cm ²)	線量率 ³⁾ (μ Sv/h)
4RB-1F-DU-C1	2017.7.5	4号機原子炉建屋1階ダクト下コンクリート	9.8	2.37	<0.5
4RB-1F-C-E2	2017.7.6	4号機原子炉建屋1階床面コンクリート	4.7	2.41	<0.5
4RB-2F-DU-J1	2017.7.4	4号機原子炉建屋2階ダクト下コンクリート	4.3	2.48	<0.5
4RB-2F-C-N2	2017.7.5	4号機原子炉建屋2階床面コンクリート	10.2	2.40	<0.5
4RB-3F-C-O1	2017.7.7	4号機原子炉建屋3階床面コンクリート	11.9	2.54	<0.5
4RB-3F-DU-Q2	2017.7.7	4号機原子炉建屋3階ダクト下コンクリート	14.7	2.39	<0.5
4RB-4F-C-S2	2017.7.10	4号機原子炉建屋4階床面コンクリート	11.9	2.35	<0.5
4RB-4F-DU-U1	2017.7.10	4号機原子炉建屋4階ダクト下コンクリート	12.1	2.60	<0.5

※1: 塗膜面を含む試料の破壊分析を実施した。※2: 塗膜面の面積を画像解析により算出した。
 ※3: 表面線量率(%)を示す。

- 以下の核種を分析した。

³H, ¹⁴C, ⁶⁰Co, ⁹⁹Tc, ¹²⁹I, ¹³⁷Cs, ¹⁵⁴Eu, ²³⁸Pu, ²³⁹⁺²⁴⁰Pu



4号機原子炉建屋からの試料採取場所

土壌－ 試料の性状、分析内容

- 構内の汚染分布把握のために採取した土壌について、既報^{※1, ※2}に続き、4試料を分析した。また、H4タンクエリアの土壌2試料を分析した。

試料名	採取日	採取場所	質量 (g)	検量率 [※] (μSv/m)
S2-F2-1	2015.3.30	Fエリア	102	35
S2-J1-1	2015.3.2	Jエリア	102	7
S2-H1-1	2015.4.9	Hエリア	102	21
S2-K1-1	2015.2.16	Kエリア	102	18
S3-H4A-1-1	2017.3.3	H4タンクエリア	104	48
S3-H4B-1	2017.3.3	H4タンクエリア	103	10

※:表面線量率(μ)

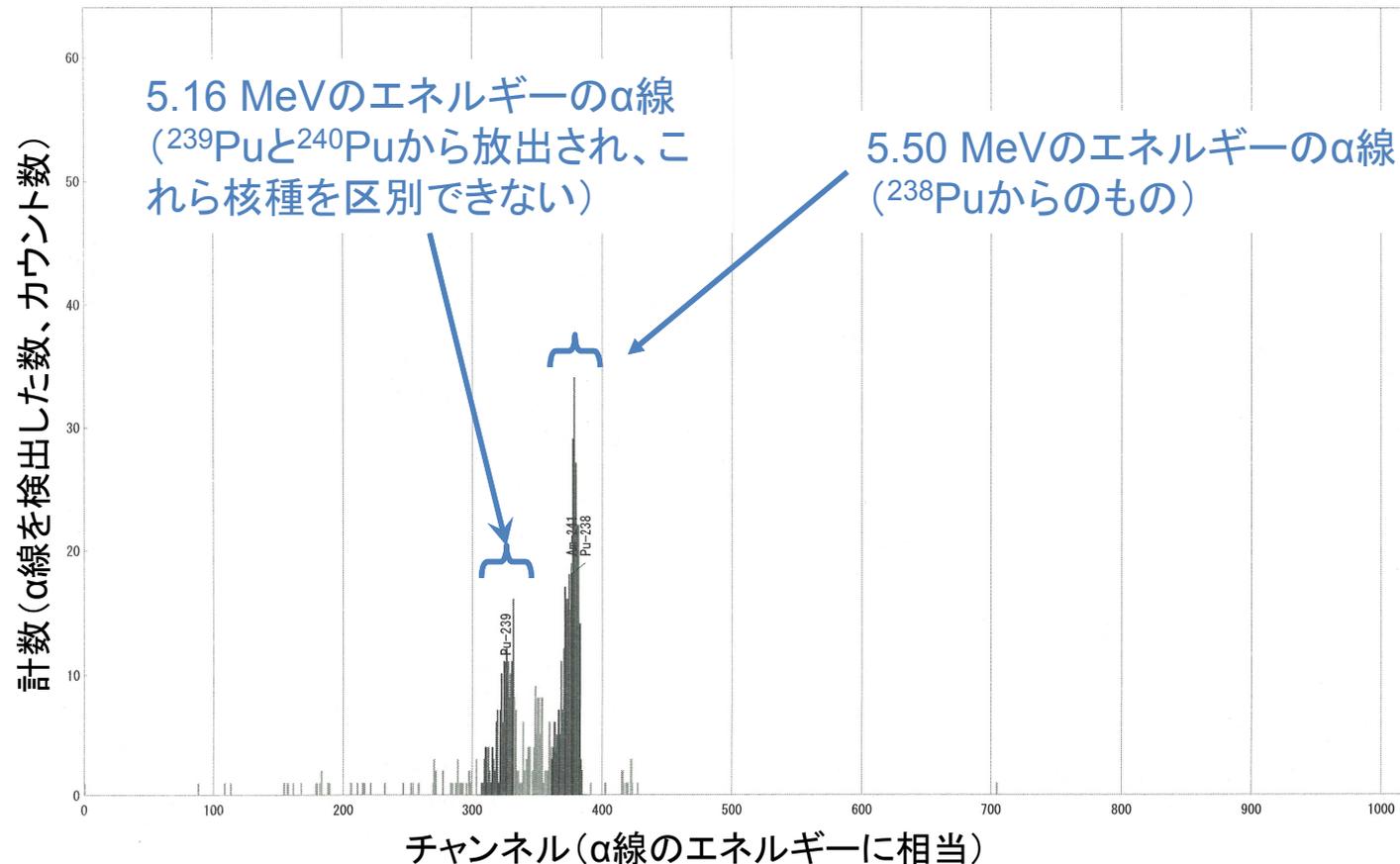
- 以下の核種を分析した。

^{14}C , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{125}Sb , ^{129}I ,
 ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U ,
 ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{244}Cm



土壌試料採取場所

α 線測定で得られるデータの例



- 核種の放射能 (Bq) は、専用ソフトを用いて計数(カウント数)の合計を測定時間 (秒)で割り、α線の放出率や検出器の効率等の補正に必要なパラメータを入力して求める。
- ^{239}Pu と ^{240}Pu は、α線を区別できないので、合計値を算出する。