

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	1月		2月				3月			4月		5月	備考				
				22	29	5	12	19	26	7	14	下	上	中	下		前	後		
固体廃棄物の保管管理計画 処理・処分計画	1. 発生量低減対策の推進	持込抑制策の検討	(実績) ・運用開始準備	検討・設計																
			(予定) ・運用開始準備		現場作業	運用開始準備	→													
	固体廃棄物貯蔵庫の設置		(実績) ・固体廃棄物貯蔵庫第9棟にかかる建屋工事 躯体工事	検討・設計														・2015年7月17日：実施計画変更認可申請認可		
			(予定) ・固体廃棄物貯蔵庫第9棟にかかる建屋工事 躯体工事		現場作業	固体廃棄物貯蔵庫第9棟にかかる建屋工事 躯体工事（地下1階）	→													
			躯体工事（地上1階）		→													・2018年1月：竣工予定		
	2. 保管適正化の推進	覆土式一時保管施設 3,4槽の設置		(実績)	検討・設計													・2014年8月12日：安全協定に基づく事前了解		
				(予定) ・設置工事（3槽） ・設置工事（4槽）		現場作業	躯体工事（地上2階）	→												
		一時保管エリアの追設/拡張		(実績) ・伐採木一時保管槽の追設・拡張に向けた準備	検討・設計	伐採木一時保管槽の追設・拡張に向けた準備														
				(予定) ・伐採木一時保管槽の追設・拡張に向けた準備		現場作業	→													
		雑固体廃棄物焼却設備			(実績) ・処理運転（A・B系） ・停止（A・B系）	現場作業	【A系】 処理運転													・【A系及びB系】 2017年2月12日：定期点検停止（エキスパンション亀裂の恒久対策含む） 2017年6月中旬：起動予定
(予定) ・処理運転（A・B系） ・停止（A・B系）	停止（定期点検）				→															
増設雑固体廃棄物焼却設備			(実績) ・建屋設計 ・機電設計	検討・設計	建築確認申請・審査													・2020年度上期：竣工予定 ・2017年3月上旬：実施計画申請予定		
			(予定) ・建築確認申請・審査 ・建屋設計 ・機電設計		建屋設計															
			現場作業		機電設計															
					実績反映 準備工事															

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		1月		2月				3月				4月		5月		備考	
			22	29	5	12	19	26	7	14	下	上	中	前	後					
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	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 伐採木一時保管槽への受入(枝葉) 	検討・設計	伐採木一時保管槽の追設・拡張に向けた準備	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計	一時保管エリアの保管量、線量率集計		
				現場作業	ガレキ等の将来的な保管方法の検討	線量低減対策検討	一時保管エリアの保管量確認、線量率測定	ガレキ・伐採木の保管管理に関する諸対策の継続	伐採木一時保管槽への受入(枝葉)											
保管管理計画	4. 水処理二次廃棄物の長期保管等のための検討	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【研究開発】スラリー安定化装置の選定要件整理・適用試験(コールド) 【研究開発】セシウム吸着塔の長期保管 <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【研究開発】スラリー安定化装置の選定要件整理・適用試験(コールド) 【研究開発】セシウム吸着塔の長期保管 	検討・設計	【研究開発】スラリー安定化装置の選定要件整理・適用試験(コールド)	安定化装置の概念設計															
				現場作業	【研究開発】セシウム吸着塔の長期保管	実規模加熱検証試験の検討(吸着塔の改造に係る検討)														
固体廃棄物の保管管理・処理・処分計画	5. 固体廃棄物の性状把握	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【研究開発】廃ゼオライト・スラッジ・ガレキ等の性状調査 【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) <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【研究開発】廃ゼオライト・スラッジ・ガレキ等の性状調査 【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等への輸送 	検討・設計	【研究開発】廃ゼオライト・スラッジ・ガレキ等の性状調査	【研究開発】固体廃棄物のサンプリング・分析	固体廃棄物のサンプリング	輸送準備(放射能評価、計画書作成等)	分析試料のJAEA東海等への輸送												
				現場作業	PCV滞留水(2、3号機滞留水)及びタービン建屋(1~3号機)滞留水等の分析(γ核種、β核種、α核種、金属元素濃度)	ガレキ(1号機R/B天井コンクリートコア、デッキプレート試料)の分析(α核種、β核種、γ核種)	汚染水(滞留水、セシウム吸着装置出口水試料)の分析(α核種、β核種、γ核種)	汚染水(2、3号機滞留水、ALPS処理水、吸着材等)の分析(α核種、β核種、γ核種)												
固体廃棄物の保管管理・処理・処分計画	6. JAEA分析・研究施設の整備(施設管理棟、第1棟、第2棟)	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地内除染・伐採作業 施設管理棟建設工事 <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 施設管理棟建設工事 第1棟建屋工事 	検討・設計	施設管理棟建設工事	第1棟建屋準備工事															
				現場作業																

・多核種除去設備の運転状況に応じて順次試料を採取

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
<http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat05/tech-info.html>

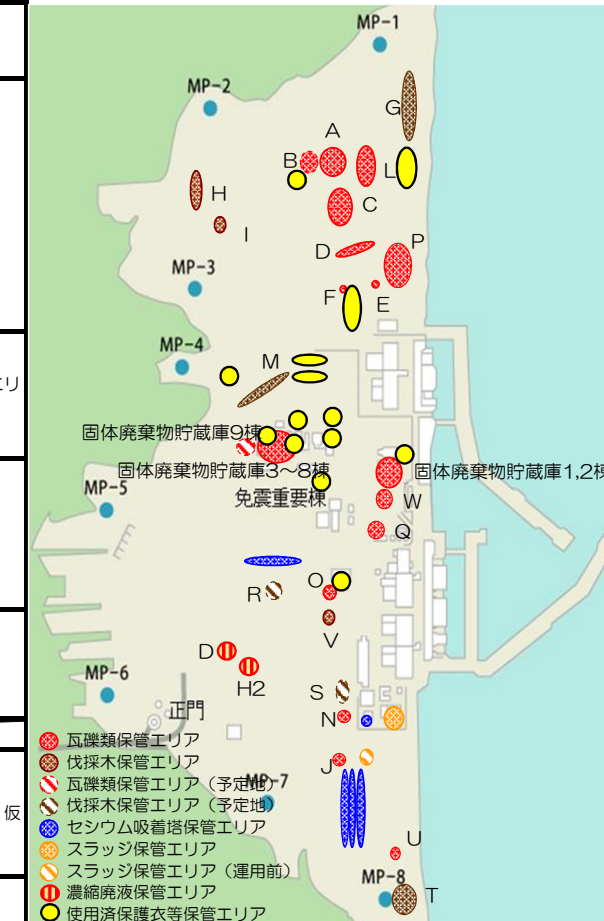
・2016年9月23日: 実施計画認可申請

・2017年度竣工予定

調整中
第1棟建屋現地工事

瓦礫類・伐採木・使用済保護衣等の管理状況(2017.1.31 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 ^{※1}	前回報告比 ^{※2} (2016.12.31)	変動 ^{※3} 理由	エリア 占有率	保管量/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	0.02	2,800 m ³	0 m ³	—	53 %	139000 / 181200 (77%)	<ul style="list-style-type: none"> フランジタンク解体片 エリアPにて一時保管中。(2015年6月15日～) 2017年1月末時点で339基(コンテナ)保管。 エリアCの焼却可燃物 リスク低減の観点から容器収納しエリアPにて一時保管中。
	C	屋外集積	0.01未満	52,900 m ³	+600 m ³	①②	84 %		
	F	屋外集積	0.01未満	6,200 m ³	+500 m ³	①②③	83 %		
	J	屋外集積	0.01	4,300 m ³	0 m ³	—	89 %		
	N	屋外集積	0.01未満	4,500 m ³	0 m ³	—	45 %		
	O	屋外集積	0.01未満	26,200 m ³	0 m ³	—	95 %		
	P	屋外集積	0.01	41,400 m ³	+100 m ³	④	65 %		
瓦礫類 シート養生 (0.1～1mSv/h)	U	屋外集積	0.01未満	700 m ³	0 m ³	—	100 %	33200 / 57300 (58%)	<ul style="list-style-type: none"> 実施計画認可待ち(2016年11月14日申請)のエリア(一時保管エリアX)のため、仮設集積エリアにて一時仮置き中。
	D	シート養生	0.01未満	2,600 m ³	0 m ³	—	88 %		
	E	シート養生	0.03	12,000 m ³	+700 m ³	②③	75 %		
	P	シート養生	0.01	5,900 m ³	微減 m ³	—	65 %		
瓦礫類 覆土式一時保管施設、 仮設保管設備、容器 (1～30mSv/h)	W	シート養生	0.05	12,700 m ³	-100 m ³	⑤	43 %	20300 / 27700 (73%)	<ul style="list-style-type: none"> 覆土式一時保管施設(第3槽) 瓦礫類収納完了:2015年8月21日 仮覆土:2015年10月26日完了
	L	覆土式一時保管施設	0.01未満	12,000 m ³	0 m ³	—	100 %		
	A	仮設保管設備	0.30	1,700 m ³	微減 m ³	—	24 %		
	E	容器 ^{※4}	0.02	300 m ³	0 m ³	—	19 %		
瓦礫類 固体廃棄物貯蔵庫	F	容器	0.01未満	600 m ³	0 m ³	—	99 %	7900 / 12000 (66%)	<ul style="list-style-type: none"> 主な瓦礫類は、1～3号機建屋で発生した高線量瓦礫類。
	Q	容器	0.09	5,700 m ³	0 m ³	—	93 %		
	容器 ^{※4}	0.02	7,900 m ³	+100 m ³	③⑥	66 %			
合計(ガレキ)				200,400 m ³	+1,900 m ³	—	72 %		
伐採木 屋外集積 (幹・根・枝・葉)	H	屋外集積	0.01未満	14,700 m ³	0 m ³	—	74 %	59700 / 81500 (73%)	<ul style="list-style-type: none"> 工事により発生した幹・根を随時受入中。 エリアHにて実施計画認可待ち(2016年11月14日申請)のため、仮設集積エリアにて一時仮置き中。
	I	屋外集積	0.01未満	0 m ³	-3,600 m ³	⑤	0 %		
	M	屋外集積	0.01未満	39,500 m ³	微増 m ³	—	88 %		
	V	屋外集積	0.01	5,500 m ³	微増 m ³	—	92 %		
	一時保管槽 (枝・葉)	G	伐採木一時保管槽	0.01未満	8,500 m ³	0 m ³	—		
伐採木 一時保管槽 (枝・葉)	T	伐採木一時保管槽	0.01未満	11,100 m ³	0 m ³	—	94 %	19600 / 24900 (79%)	
	合計(伐採木)				79,300 m ³	-3,600 m ³	—	75 %	
保護衣 屋外集積	容器	0.03	64,700 m ³	-2,300 m ³	⑦⑧	91 %	64700 / 71200 (91%)	<ul style="list-style-type: none"> 雑固体焼却設備の運用開始(2016年3月18日) 使用済保護衣等焼却量 1399t(2017年1月末累積) 焼却灰のドラム缶数 192本(2017年1月末累積) 	
合計(使用済保護衣等)				64,700 m ³	-2,300 m ³	—	91 %		

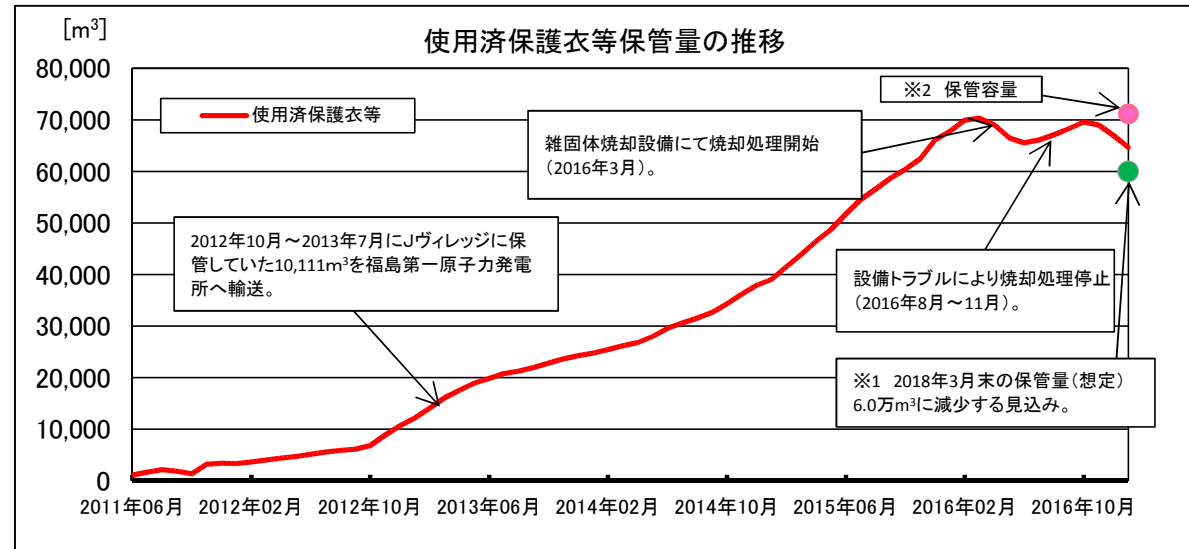
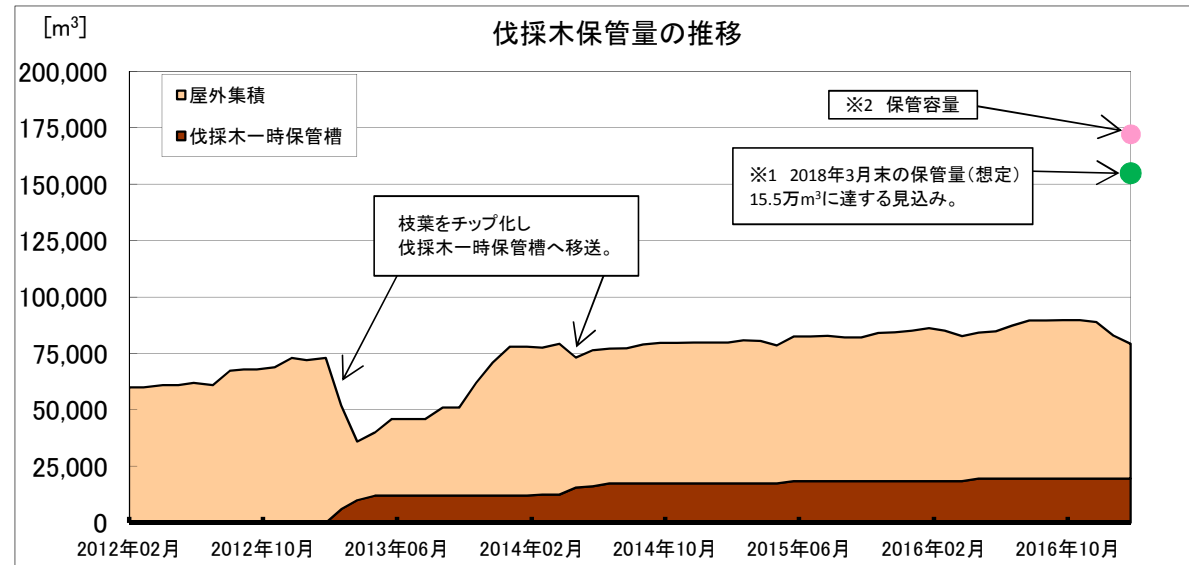
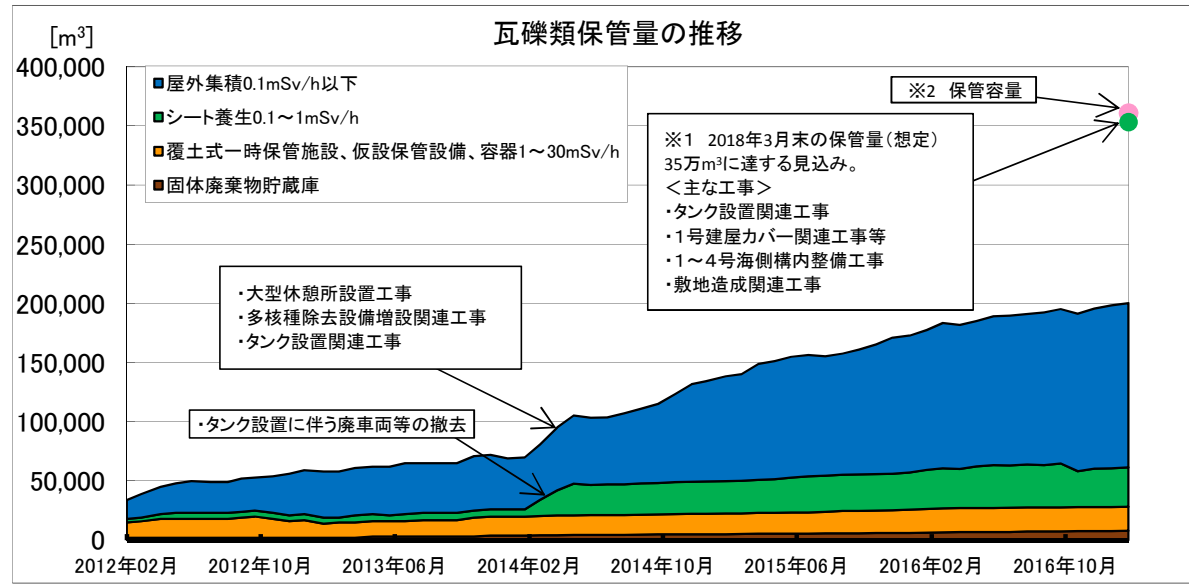


※1 端数処理で100m³未満を四捨五入しているため、合計値が合わないことがある。
 ※2 100m³未満を端数処理しており、微増・微減とは100m³未満の増減を示す。
 ※3 主な変動理由: ①タンク設置関連工事 ②フェーシング工事 ③1～4号建屋周辺瓦礫撤去関連工事 ④焼却対象物の受入
 ⑤仮設集積エリアへ移動 ⑥水処理二次廃棄物(小型フィルタ等)の保管 ⑦焼却処理 ⑧使用済保護衣等の受入
 ※4 水処理二次廃棄物(小型フィルタ等)を含む。

水処理二次廃棄物の管理状況(2017.2.16時点)

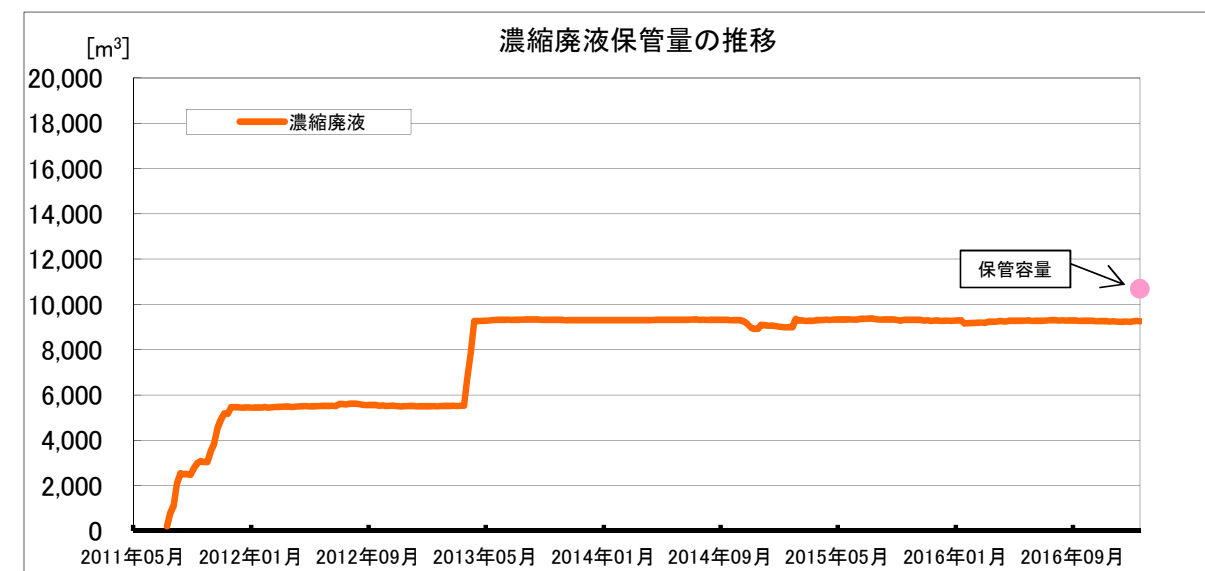
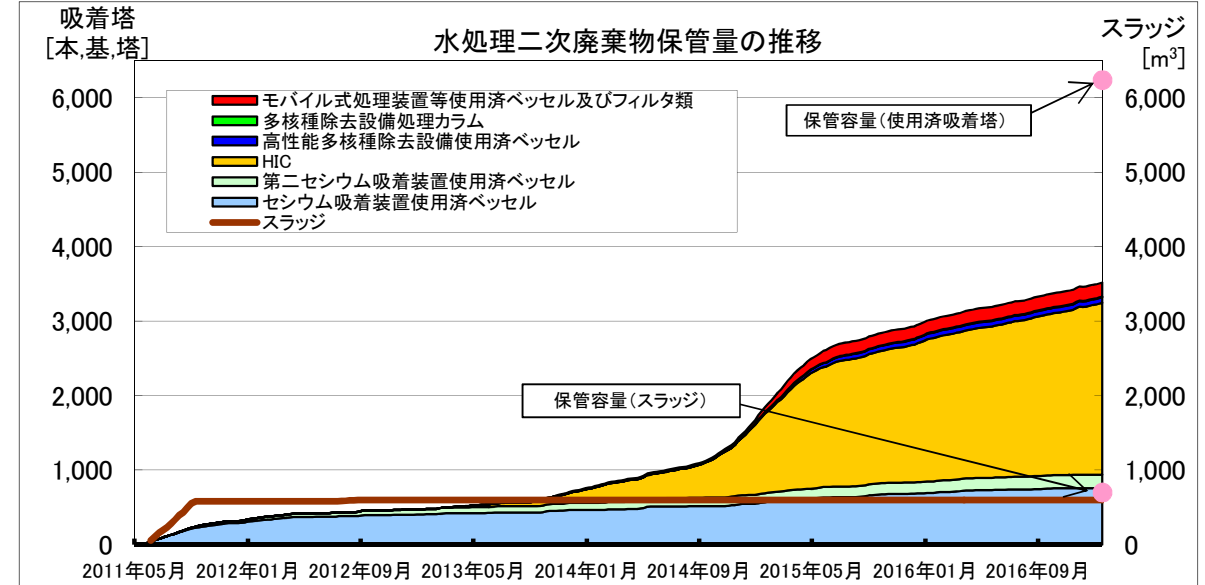
分類	保管場所	種類	保管量	前回報告比 (2017.1.19)	保管量/保管容量 (割合)	トピックス	
水処理 二次 廃棄物	使用済吸着塔 保管施設	セシウム吸着装置使用済ベッセル	758 本	0 本	3519 / 6239 (56%)	<ul style="list-style-type: none"> 吸着塔一時保管施設の増容量が認可(2015年12月14日) 	
		第二セシウム吸着装置使用済ベッセル	182 本	+2 本			
		多核種除去設備等保管容器	既設	1,315 基			+26 基
			増設	993 基			+13 基
		高性能多核種除去設備使用済ベッセル	高性能	73 本			0 本
		多核種除去設備処理カラム	既設	9 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		189 本	0 本				
廃スラッジ 貯蔵施設	廃スラッジ	597 m ³	0 m ³	597 / 700 (85%)	<ul style="list-style-type: none"> 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	9,262 m ³	+22 m ³	9262 / 10700 (87%)	<ul style="list-style-type: none"> 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:9162[m] タンク底部～水位計の保管量(DS):約100[m] 		

瓦礫類・伐採木・使用済保護衣等の保管量推移(2017.1.31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(2016年11月14日申請中)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、実施計画(2016年11月14日申請中)の保管容量の運用上の上限を示す。

水処理二次廃棄物・濃縮廃液の保管量推移(2017.2.9時点)



雑固体廃棄物焼却設備の対応状況について

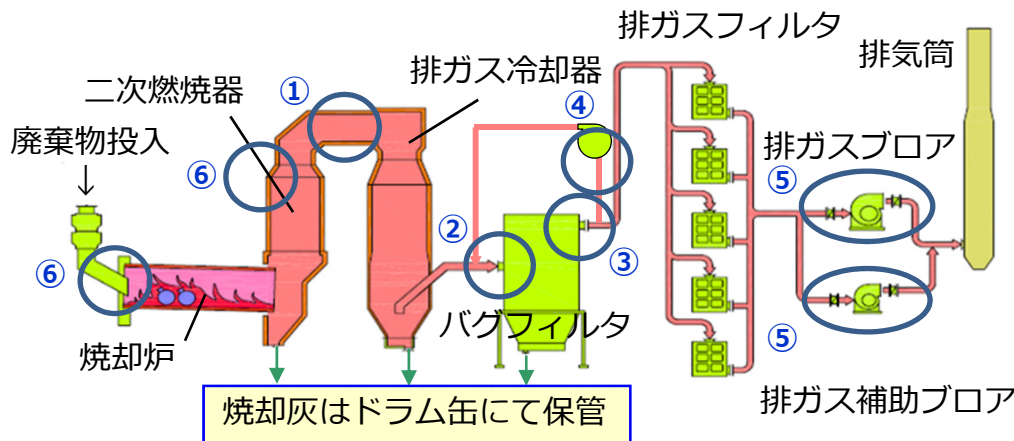
2017年2月23日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

- 雑固体廃棄物焼却設備において、定期点検終了後の2016年8月上旬に設備を起動させたところ、二次燃焼器と排ガス冷却器接続部の伸縮継手（B系）に孔食によるピンホール、排ガス冷却器とバグフィルタ接続部の伸縮継手（A・B系）に割れが確認されたことから設備を停止した。
- 水平展開にて他機器の調査を行ったところ、他のステンレス製伸縮継手、小口径配管、機器ノズルにおいても、応力腐食割れが確認された他、煙道※内面の塗装剥離、腐食も確認された。

※煙道：排ガスが流れる配管



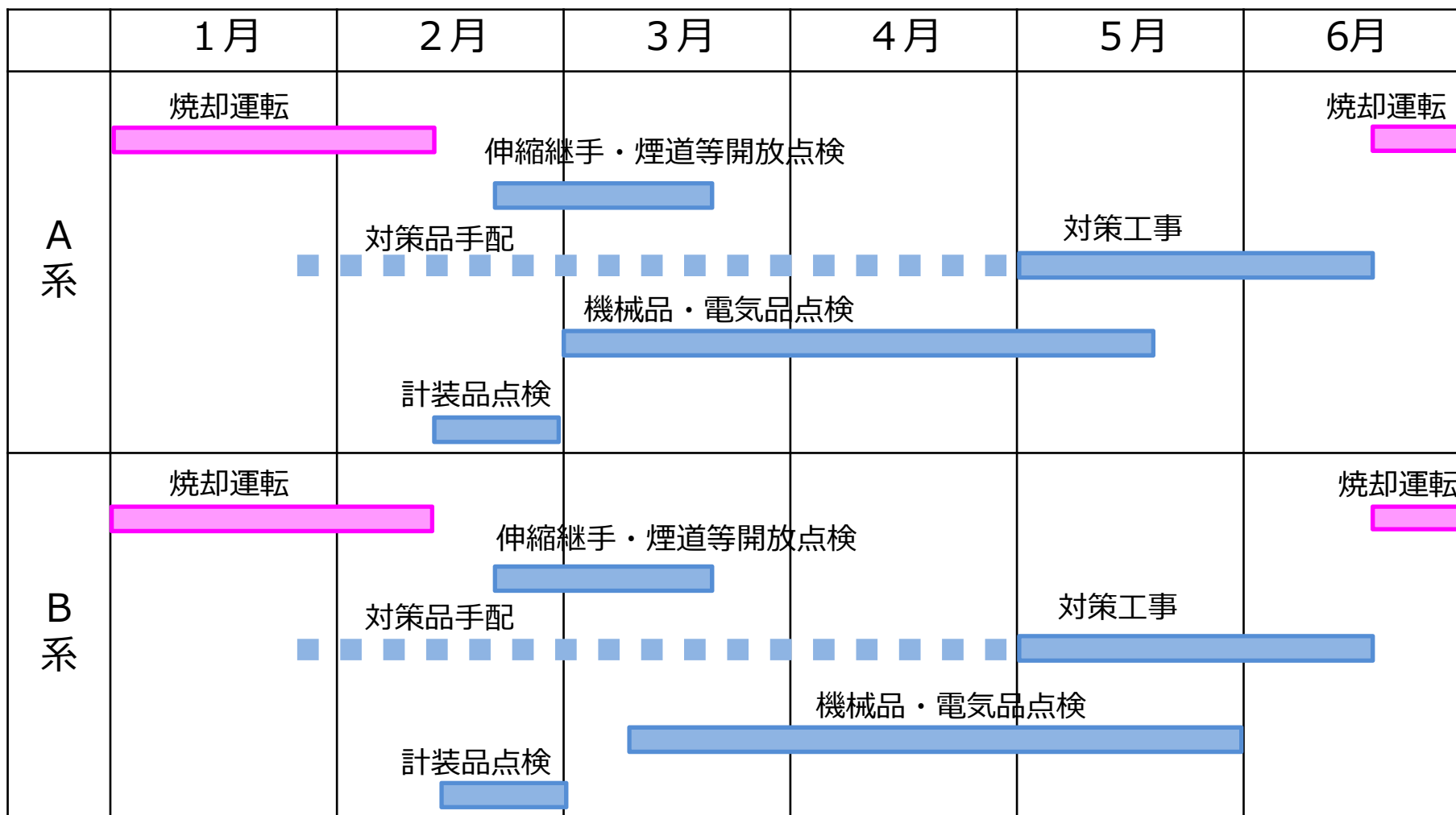
部位		事象
①	二次燃焼器・排ガス冷却器間の伸縮継手（B）	孔食
②	バグフィルタ入口部の伸縮継手（A・B）	応力腐食割れ
③	バグフィルタ出口部の伸縮継手（B）	応力腐食割れ
④	バグフィルタ出口温風循環ラインの伸縮継手（A・B）	応力腐食割れ
⑤	排ガス補助ブロア前後の伸縮継手及び周辺の小口径配管（A・B）	応力腐食割れ
⑥	二次燃焼器機器ノズル（A・B） 入口フード機器ノズル（B）	応力腐食割れ
-	煙道の一部 （排ガス冷却器～排気筒）	塗装剥離・腐食

- 孔食・応力腐食割れの原因となっていた結露発生を防止するための対策（保温・ヒータ設置、排ガス補助ブロアの運転調整）や材料対策（SUS304からSUS316Lへの材質変更）などを実施し、2016年11月より、焼却運転を再開させている。
- 年次点検のため、2017年2月12日より設備を停止させているが、これに合わせて、以下の対策により信頼性向上を図る。

【対策】

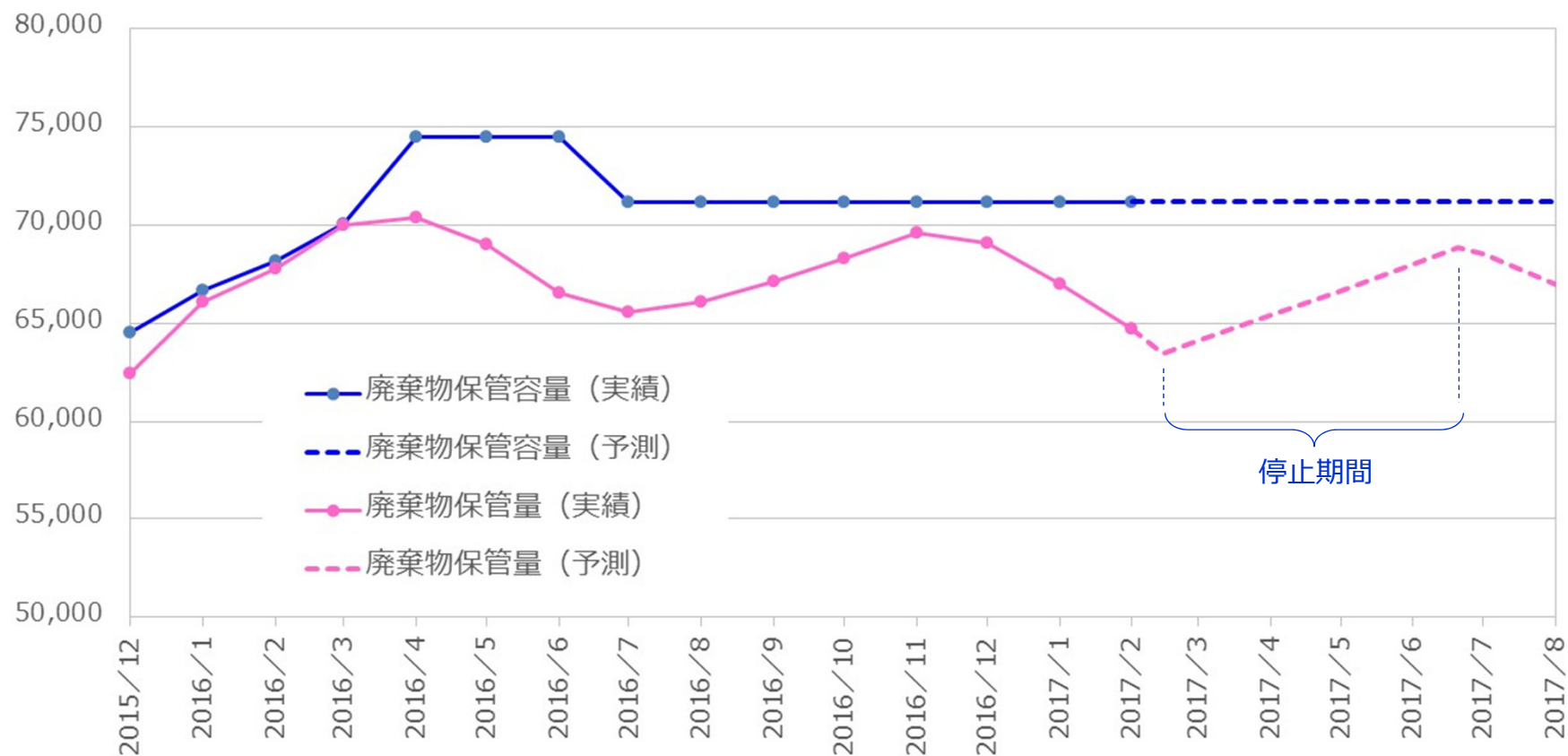
機種		これまでの対策（～2016.11）	信頼性向上対策（2017.2～6）
①	伸縮継手 （孔食）	ヒータ設置	SUS316Lから非金属に変更
②～⑤	伸縮継手 （応力腐食割れ）	SUS304からSUS316Lに変更 ヒータ設置	SUS316Lから非金属に変更
		排ガス補助ブロアの運転見直し （手動による出力設定値調整）	排ガス補助ブロアに流量計設置 + 自動制御に変更
⑤, ⑥	小口径配管・機器ノズル	ヒータ設置 保温施工 SUS316Lへの変更 ドレン配管の構造変更	炭素鋼への変更+耐熱耐酸塗装 プラグ設置 エアパージ設置
-	煙道	剥離箇所の再塗装	隔離弁の位置変更

主なスケジュールは以下の通り（作業の進捗に応じ、適宜調整を実施予定）。



焼却対象物（保護衣等）の保管状況

本設備で焼却を行っている使用済保護衣等の保管量は、約64,700m³（1月末時点）となっている。運転スケジュールから今後の保管量を推定すると、年次点検及び対策工事で見込んでいる期間（約4ヶ月）停止しても、保管容量を超えることはない。



＜伸縮継手＞

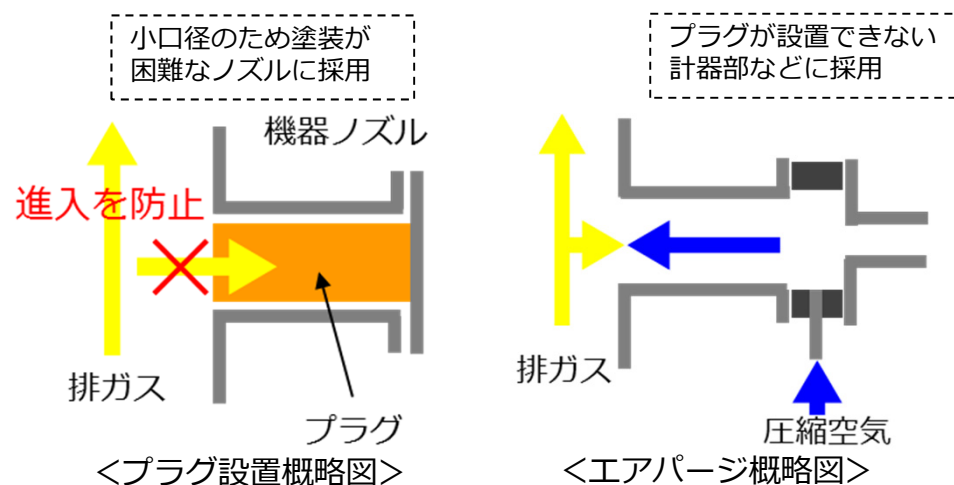
- ・ 前回の対策ではヒータ設置を行ったが、将来的な焼却対象物を考慮すると、より高温での管理が必要であり、更に大容量のヒータが必要となる。
- ・ 運用性・保守性を考慮し、耐食性に優れ、ヒータが不要となる非金属（PTFE融着ガラスクロス）製伸縮継手を採用。（対策実施箇所：18箇所）

＜小口径配管・機器ノズル＞

- ・ 伸縮継手と同様、運用性・保守性を考慮し、ヒータ設置に替わる対策として、以下のいずれかの対策を実施。
 - ① 応力腐食割れを防止するため、耐熱耐酸塗装した炭素鋼に変更（材質の変更）
 - ② 酸性ガスの流入防止のため、プラグの設置（腐食環境の除去）
 - ③ 酸性ガスの滞留防止のため、エアパーズの設置（腐食環境の除去）

■ 対策箇所数

対策	小口径配管	機器ノズル
炭素鋼への変更	16箇所	10箇所
プラグ設置	0箇所	2箇所
エアパーズ設置	26箇所	12箇所



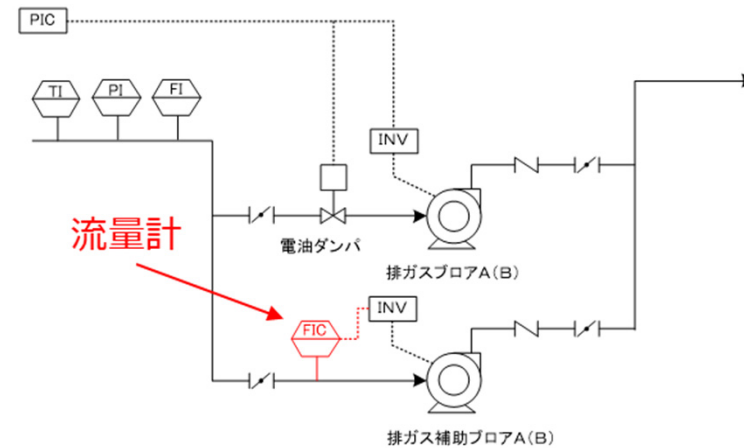
<排ガス補助ブロア>

- ・ 排ガス補助ブロアの滞留防止対策として、排ガス補助ブロアに新たに流量計を設置するとともに、自動調整を行えるよう制御を見直す。

運転員操作による出力を手動調整



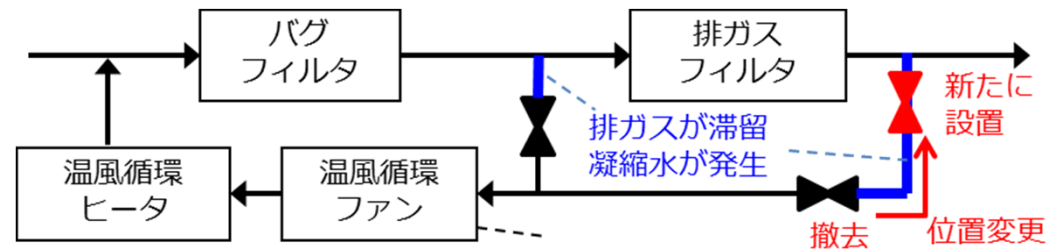
各運転モードに応じて出力を自動調整



<流量計の設置>

<煙道>

- ・ 運転モードに応じて排ガスの流入を隔離する弁で、分岐部から離れた位置にあるものは、隔離弁の位置を変更し、排ガスの滞留を抑制する。



<温風循環ライン概略系統>

廃棄物試料の分析結果

(2及び3号機原子炉格納容器内滞留水、1号機タービン建屋内滞留水・スラッジ、1号機原子炉建屋オペレーティングフロアボーリングコア)

2017年2月23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26年度補正予算「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。

- 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。
- 原子炉建屋(R/B)及びタービン建屋(T/B)の汚染状況は、これらの廃止措置に伴う廃棄物の性状を推測する上で重要である。注水によって燃料デブリから放射性核種が溶出し汚染水となり、これとの接触によりR/BやT/B内部が汚染している。2及び3号機原子炉格納容器(PCV)内滞留水※および1号機T/B地下で採取されたスラッジ・滞留水を分析した結果を報告する。
- R/Bの内部で採取された試料は、汚染状態を把握する上で優先度が高い。1号機R/Bオペレーティングフロアから採取されたボーリングコア試料(コンクリート及び表面塗膜)を分析した結果を報告する。

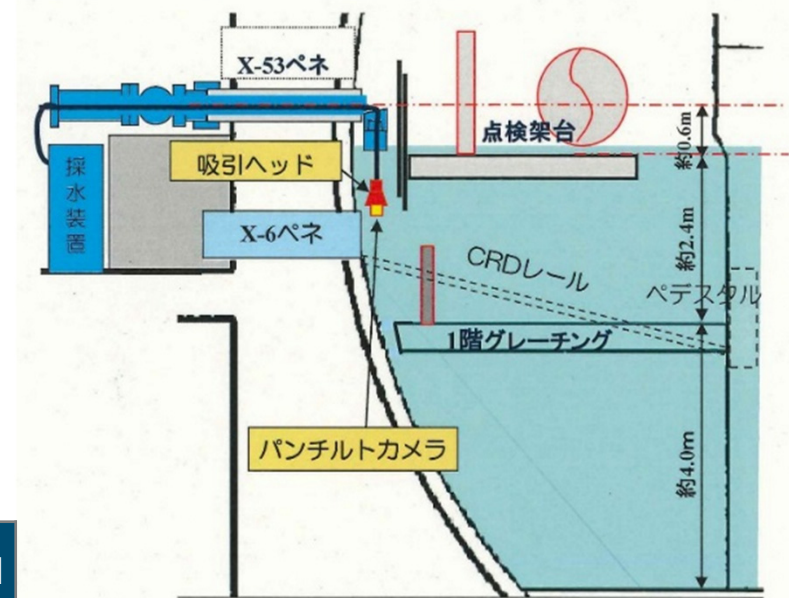
2及び3号機 PCV 滞留水一試料の性状、分析内容

■ PCV内部調査(2号機 2013年8月、3号機 2015年10月)にて採取された滞留水(LI-2RB5-1~2、LI-3RB5-1~2)を試料として、以下の核種を分析した。ICP-AESを用いた元素分析も実施した。

❖ ^3H , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{94}Nb , ^{106}Ru , ^{137}Cs , ^{144}Ce , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{242}Cm , ^{244}Cm

試料名	採取日	採取場所	線量率 ^{※1} ($\mu\text{Sv/h}$)	pH
LI-2RB5-1	2013.8.7	2号機PCV	56	7.4
LI-2RB5-2	2013.8.7	2号機PCV	62	7.3
LI-3RB5-1	2015.10.22	3号機PCV水面近傍	9.0	7.0
LI-3RB5-2	2015.10.22	3号機PCVグレーチング近傍	6.0	6.6

※1: 約 50cm^3 を 50cm^3 バイアル瓶に収納した時の表面線量率(γ)



3号機PCVからの滞留水試料の採取方法*

試料は、水面近傍(約0.1 m下)と水面下約0.7 m から採取された。

*「福島第一原子力発電所 3号機原子炉格納容器(PCV)内部調査の実施結果について」, 汚染水対策現地調整会議, 2015年10月30日.

2及び3号機PCV滞留水の核種分析結果①

試料名	放射能濃度 [Bq/cm ³]					
	³ H (約12年)	⁶⁰ Co (約5.3年)	⁹⁰ Sr (約29年)	⁹⁴ Nb (約2.0 × 10 ⁴ 年)	¹⁰⁶ Ru (約374日)	¹²⁵ Sb (約2.8年)
LI-2RB5-1	(6.9±0.1) × 10 ²	(3.6±0.1) × 10 ¹	(6.6±0.1) × 10 ⁴	< 3 × 10 ⁻¹	< 2 × 10 ²	(3.3±0.3) × 10 ¹
LI-2RB5-2	(7.0±0.1) × 10 ²	(4.1±0.1) × 10 ¹	(6.8±0.1) × 10 ⁴	< 3 × 10 ⁻¹	< 2 × 10 ²	(9.4±0.3) × 10 ¹
LI-3RB5-1	(3.5±0.1) × 10 ²	(2.2±0.1) × 10 ¹	(7.5±0.2) × 10 ³	< 3 × 10 ⁻¹	(7.1±2.0) × 10 ¹	(5.3±0.2) × 10 ¹
LI-3RB5-2	(2.0±0.1) × 10 ²	(1.1±0.1) × 10 ¹	(4.4±0.1) × 10 ³	< 2 × 10 ⁻¹	< 8 × 10 ¹	(1.6±0.2) × 10 ¹

試料名	放射能濃度 [Bq/cm ³]			
	¹³⁷ Cs (約30年)	¹⁴⁴ Ce (約285日)	¹⁵² Eu (約14年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)
LI-2RB5-1	(4.0±0.1) × 10 ³	(3.7±1.0) × 10 ²	< 2 × 10 ⁰	< 9 × 10 ⁻¹
LI-2RB5-2	(4.2±0.1) × 10 ³	< 3 × 10 ²	< 3 × 10 ⁰	< 9 × 10 ⁻¹
LI-3RB5-1	(1.8±0.1) × 10 ³	(2.9±0.4) × 10 ²	< 2 × 10 ⁰	(1.9±0.2) × 10 ⁰
LI-3RB5-2	(9.6±0.1) × 10 ²	(1.4±0.3) × 10 ²	< 1 × 10 ⁰	(7.8±0.9) × 10 ⁻¹

- 2号機PCV水については、³H, ⁶⁰Co, ⁹⁰Sr, ¹²⁵Sb, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ceを検出。
- 3号機PCV水については、上記に加え、¹⁰⁶Ru, ¹⁵⁴Euを検出。
- 集中廃棄物処理建屋の滞留水では検出されていない、¹⁴⁴Ceや¹⁵⁴Euを検出。

2及び3号機PCV滞留水の核種分析結果②

試料名	放射能濃度 [Bq/cm ³]				²³⁵ U/ ²³⁸ U 質量比
	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)	
LI-2RB5-1	(1.8 ± 0.2) × 10 ⁻⁴	(4.2 ± 0.4) × 10 ⁻⁶	(2.8 ± 0.3) × 10 ⁻⁵	(4.1 ± 0.2) × 10 ⁻⁵	1.6 × 10 ⁻²
LI-2RB5-2	(1.4 ± 0.1) × 10 ⁻⁴	(3.6 ± 0.2) × 10 ⁻⁶	(2.0 ± 0.1) × 10 ⁻⁵	(2.9 ± 0.1) × 10 ⁻⁵	1.9 × 10 ⁻²
LI-3RB5-1	(7.7 ± 0.6) × 10 ⁻⁴	(1.8 ± 0.2) × 10 ⁻⁵	(1.2 ± 0.1) × 10 ⁻⁴	(1.7 ± 0.1) × 10 ⁻⁴	1.6 × 10 ⁻²
LI-3RB5-2	(1.9 ± 0.1) × 10 ⁻⁴	(5.1 ± 0.2) × 10 ⁻⁶	(3.0 ± 0.1) × 10 ⁻⁵	(4.2 ± 0.1) × 10 ⁻⁵	1.9 × 10 ⁻²

試料名	放射能濃度 [Bq/cm ³]				
	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)	²⁴² Cm (約163日)	²⁴⁴ Cm (約18年)
LI-2RB5-1	(2.4 ± 0.1) × 10 ⁻¹	(7.3 ± 0.5) × 10 ⁻²	(6.3 ± 0.5) × 10 ⁻²	< 8 × 10 ⁰	(1.5 ± 0.1) × 10 ⁻¹
LI-2RB5-2	(2.2 ± 0.1) × 10 ⁻¹	(7.2 ± 0.5) × 10 ⁻²	(6.9 ± 0.5) × 10 ⁻²	< 8 × 10 ⁰	(1.5 ± 0.1) × 10 ⁻¹
LI-3RB5-1	(9.4 ± 0.2) × 10 ⁻¹	(2.7 ± 0.1) × 10 ⁻¹	(2.7 ± 0.1) × 10 ⁻¹	(3.0 ± 0.7) × 10 ¹	(3.8 ± 0.2) × 10 ⁻¹
LI-3RB5-2	(5.8 ± 0.2) × 10 ⁻¹	(1.8 ± 0.1) × 10 ⁻¹	(1.7 ± 0.1) × 10 ⁻¹	(2.6 ± 0.6) × 10 ¹	(2.3 ± 0.1) × 10 ⁻¹

- 2号機PCV水については、U, Pu, ²⁴¹Am, ²⁴⁴Cmを検出。
- 3号機PCV水については、上記に加え、²⁴²Cmを検出。
- PCV水中の²³⁵U/²³⁸U質量比は炉心燃料の値(1.9 × 10⁻²)※と同等。

2及び3号機PCV滞留水の元素分析結果

試料名	元素濃度 (mg/L)										
	B	Na	Mg	Si	Ca	Mn	Fe	Zn	Sr	Ba	Pb
LI-2RB5-1	< 5	< 2.5	< 5	< 5	< 2.5	< 5	N.D.*	N.D.*	< 0.25	< 5	N.D.*
LI-2RB5-2	< 5	< 2.5	< 5	< 5	< 2.5	< 5	< 5	N.D.*	< 0.25	< 5	N.D.*
LI-3RB5-1	< 5	< 5	< 5	< 5	< 5	< 5	N.D.*	N.D.*	< 0.5	< 5	N.D.*
LI-3RB5-2	N.D.*	< 5	< 5	< 5	< 5	< 5	N.D.*	N.D.*	< 0.5	< 5	N.D.*

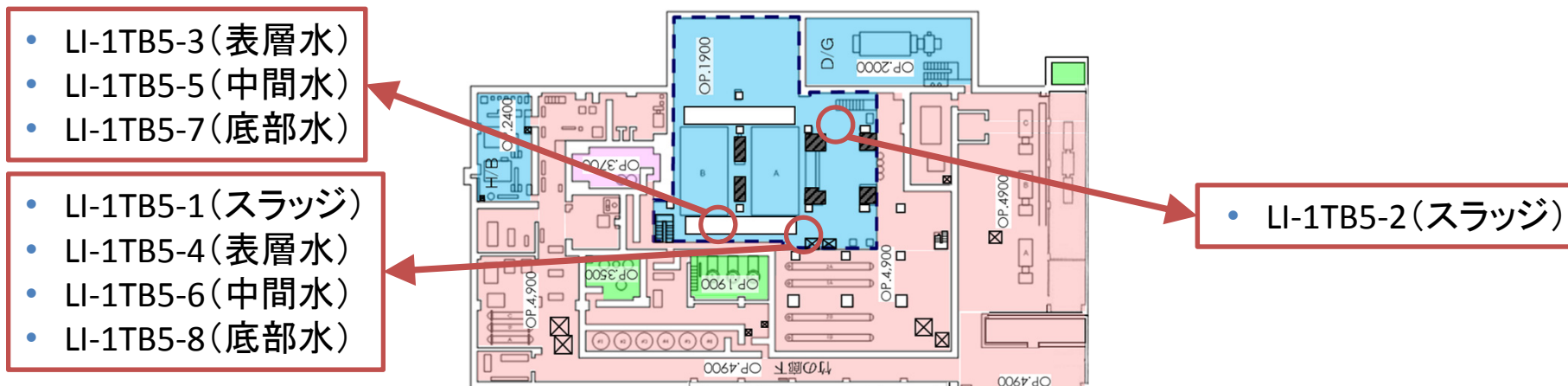
*: 定性分析でピークが確認できなかった元素

- ICP-AESを用いた定性分析モードでピークが検出された元素を定量し、全て定量下限未満であった。

1号機タービン建屋スラッジ・滞留水 — 試料の性状

- 2015年9～10月に滞留水処理の検討のため1号機タービン建屋地下1階にて採取されたスラッジ(LI-1TB5-1～2)および滞留水(LI-1TB5-3～8)を分析した。

試料名		採取日	採取場所	固体分	線量率 ^{※2} (μSv/h)	pH
T/B スラッジ	LI-1TB5-1	2015.9.30	1号機T/B OP1900	1.3 g/L ^{※1}	13	
	LI-1TB5-2	2015.10.7	同上	7.2 g/L ^{※1}	60	
T/B 滞留水	LI-1TB5-3	2015.9.30	1号機T/B OP1900上部	無	6.2	8.2
	LI-1TB5-4	2015.9.30	同上	無	6.0	8.2
	LI-1TB5-5	2015.9.30	同上	無	5.8	8.1
	LI-1TB5-6	2015.9.30	同上	無	5.6	8.3
	LI-1TB5-7	2015.9.30	同上	0.48 g/L ^{※1}	6.7	8.2 ^{※3}
	LI-1TB5-8	2015.9.30	同上	0.22 g/L ^{※1}	7.4	8.1 ^{※3}



1号機T/Bの試料採取場所

1号機タービン建屋スラッジ・滞留水 — スラッジ採取方法と分析内容

■ スラッジの採取方法

- ❖ OP1900の床面にサンプリング装置を設置。
- ❖ 装置内に清水を圧送し(使用した清水は10~15L)、装置内にスラッジを舞い上がらせて、約5 Lの懸濁液を容器に回収。
- ❖ 回収液を静置後、上澄液を廃棄し、約250 cm³と約290 cm³の試料を得た。
- ❖ 攪拌により懸濁させて各50 cm³を分取した。

■ 分析内容

- ❖ スラッジ試料(LI-1TB5-1, 2)および固形分を含む水試料(LI-1TB5-7, 8)は、固液分離して、固体分は酸抽出し、分析を行った。滞留水試料固体分中の濃度は水に対して算出した。
- ❖ 核種は、³H、⁶⁰Co、⁹⁰Sr、⁹⁴Nb、¹³⁷Cs、¹⁵²Eu、¹⁵⁴Eu、²³⁴U、²³⁵U、²³⁶U、²³⁸U、²³⁸Pu、²³⁹⁺²⁴⁰Pu、²⁴¹Am、²⁴⁴Cm を分析した。
- ❖ ICP-AESを用いた元素分析も実施した。

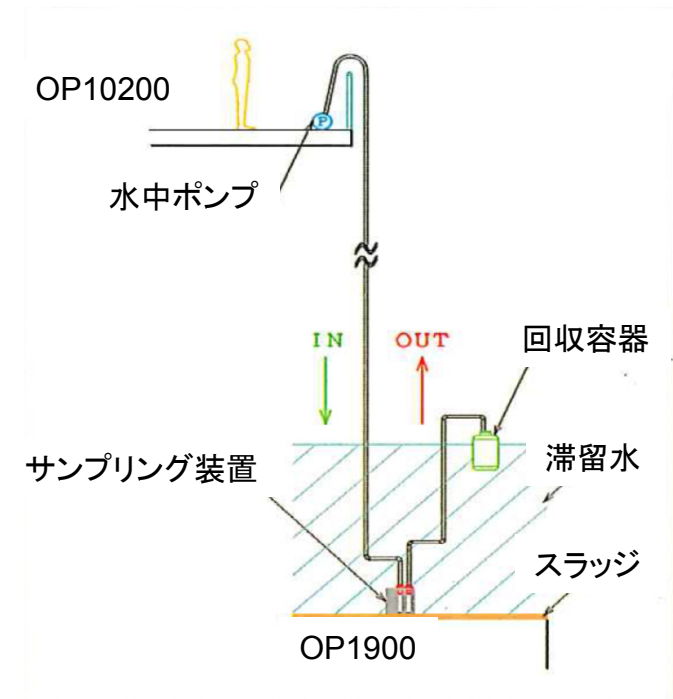


図 スラッジの採取方法

1号機タービン建屋スラッジ・滞留水 — 核種分析結果①

試料名		放射能濃度[Bq/g]				
		⁶⁰ Co (約5.3年)	⁹⁴ Nb (約2.0 × 10 ⁴ 年)	¹³⁷ Cs (約30年)	¹⁵² Eu (約14年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)
スラッジ	LI-1TB5-1	< 1 × 10 ³	< 7 × 10 ²	(3.7 ± 0.1) × 10 ⁶	< 6 × 10 ³	< 3 × 10 ³
	LI-1TB5-2	(3.1 ± 0.4) × 10 ²	< 3 × 10 ¹	(3.7 ± 0.1) × 10 ⁶	< 2 × 10 ²	< 2 × 10 ²
滞留水 (固形分)	LI-1TB5-7(固形分)	< 2 × 10 ³	< 8 × 10 ²	(4.1 ± 0.1) × 10 ⁵	< 5 × 10 ³	< 4 × 10 ³
	LI-1TB5-8(固形分)	< 3 × 10 ³	< 2 × 10 ³	(2.1 ± 0.1) × 10 ⁶	< 2 × 10 ⁴	< 6 × 10 ³

試料名		放射能濃度[Bq/cm ³]				
		⁶⁰ Co	⁹⁴ Nb	¹³⁷ Cs	¹⁵² Eu	¹⁵⁴ Eu
滞留水	LI-1TB5-3	< 8 × 10 ⁻¹	< 6 × 10 ⁻¹	(2.8 ± 0.1) × 10 ³	< 5 × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁰
	LI-1TB5-4	< 8 × 10 ⁻¹	< 7 × 10 ⁻¹	(2.9 ± 0.1) × 10 ³	< 5 × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁰
	LI-1TB5-5	< 8 × 10 ⁻¹	< 6 × 10 ⁻¹	(2.8 ± 0.1) × 10 ³	< 5 × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁰
	LI-1TB5-6	< 9 × 10 ⁻¹	< 6 × 10 ⁻¹	(2.7 ± 0.1) × 10 ³	< 5 × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁰
	LI-1TB5-7(上澄液)	< 8 × 10 ⁻¹	< 6 × 10 ⁻¹	(2.7 ± 0.1) × 10 ³	< 5 × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁰
	LI-1TB5-8(上澄液)	< 9 × 10 ⁻¹	< 6 × 10 ⁻¹	(3.0 ± 0.1) × 10 ³	< 5 × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁰

- ¹³⁷Csは、滞留水に比べてスラッジの濃度が高い。
- ⁶⁰Coはスラッジの1試料のみで検出。⁹⁴Nb, ¹⁵²Eu, ¹⁵⁴Euはすべての試料で不検出。

1号機タービン建屋スラッジ・滞留水 — 核種分析結果②

試料名		放射能濃度 [Bq/g]
		⁹⁰ Sr (約29年)
スラッジ	LI-1TB5-1	$(4.7 \pm 0.2) \times 10^4$
	LI-1TB5-2	$(7.1 \pm 0.2) \times 10^3$
滞留水 (固形分)	LI-1TB5-7(固形分)	$(1.2 \pm 0.1) \times 10^5$
	LI-1TB5-8(固形分)	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^5$

試料名		放射能濃度 [Bq/cm ³]	
		³ H(約12年)	⁹⁰ Sr
滞留水	LI-1TB5-3	$(2.7 \pm 0.1) \times 10^1$	$(5.4 \pm 0.2) \times 10^2$
	LI-1TB5-4	$(3.2 \pm 0.1) \times 10^1$	$(5.4 \pm 0.2) \times 10^2$
	LI-1TB5-5	$(2.7 \pm 0.1) \times 10^1$	$(4.9 \pm 0.2) \times 10^2$
	LI-1TB5-6	$(2.6 \pm 0.1) \times 10^1$	$(4.6 \pm 0.2) \times 10^2$
	LI-1TB5-7(上澄液)	$(2.4 \pm 0.1) \times 10^1$	$(3.9 \pm 0.2) \times 10^2$
	LI-1TB5-8(上澄液)	$(2.2 \pm 0.1) \times 10^1$	$(3.7 \pm 0.1) \times 10^2$

- ⁹⁰Srはスラッジの濃度が滞留水に比べて高い。
- 滞留水では、集中廃棄物処理建屋試料に比べて³H, ⁹⁰Sr濃度が低い。

1号機タービン建屋スラッジ・滞留水 — 核種分析結果③

試料名		放射能濃度 [Bq/g]				$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 質量比
		^{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)	
スラッジ	LI-1TB5-1	$(3.0 \pm 0.3) \times 10^{-1}$	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	$(3.1 \pm 0.3) \times 10^{-3}$	$(3.2 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	7.1×10^{-3}
	LI-1TB5-2	$(2.1 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$(9.2 \pm 0.5) \times 10^{-3}$	$(7.1 \pm 0.7) \times 10^{-4}$	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	6.9×10^{-3}
滞留水 (固形分)	LI-1TB5-7(固形分)	$(9.2 \pm 8.1) \times 10^{-2}$	$(7.3 \pm 0.4) \times 10^{-3}$	$(1.6 \pm 0.9) \times 10^{-3}$	$(1.6 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	6.9×10^{-3}
	LI-1TB5-8(固形分)	$< 1.0 \times 10^{-1}$	$(5.0 \pm 0.3) \times 10^{-3}$	$(4.5 \pm 1.7) \times 10^{-3}$	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	7.4×10^{-3}

試料名		放射能濃度 [Bq/cm ³]				$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 質量比
		^{234}U	^{235}U	^{236}U	^{238}U	
滞留水	LI-1TB5-3	$< 1 \times 10^{-5}$	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^{-7}$	$< 2 \times 10^{-7}$	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^{-6}$	7.6×10^{-3}
	LI-1TB5-4	$< 1 \times 10^{-5}$	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^{-7}$	$< 2 \times 10^{-7}$	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^{-6}$	7.6×10^{-3}
	LI-1TB5-5	$< 1 \times 10^{-5}$	$(9.2 \pm 0.5) \times 10^{-8}$	$< 2 \times 10^{-7}$	$(1.9 \pm 0.1) \times 10^{-6}$	7.5×10^{-3}
	LI-1TB5-6	$< 7 \times 10^{-6}$	$(8.2 \pm 0.3) \times 10^{-8}$	$< 8 \times 10^{-8}$	$(1.7 \pm 0.1) \times 10^{-6}$	7.1×10^{-3}
	LI-1TB5-7(上澄液)	$< 3 \times 10^{-5}$	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^{-7}$	$< 2 \times 10^{-7}$	$(3.1 \pm 0.1) \times 10^{-6}$	7.2×10^{-3}
	LI-1TB5-8(上澄液)	$< 3 \times 10^{-5}$	$(1.3 \pm 0.1) \times 10^{-7}$	$< 2 \times 10^{-7}$	$(2.4 \pm 0.1) \times 10^{-6}$	8.4×10^{-3}

- スラッジ試料から ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U を、滞留水試料から ^{235}U , ^{238}U を検出。
- スラッジ中および滞留水中の $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 質量比は天然ウランの値(7.3×10^{-3})に近く、天然由来のウランの影響が大きい。

1号機タービン建屋スラッジ・滞留水 — 核種分析結果④

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)
スラッジ	LI-1TB5-1	(1.1 ± 0.3) × 10 ⁰	< 6 × 10 ⁻¹	< 8 × 10 ⁻¹	(8.1 ± 2.3) × 10 ⁻¹
	LI-1TB5-2	(7.0 ± 0.8) × 10 ⁻¹	(1.3 ± 0.4) × 10 ⁻¹	(1.8 ± 0.5) × 10 ⁻¹	(3.6 ± 0.7) × 10 ⁻¹
滞留水 (固形分)	LI-1TB5-7(固形分)	< 5 × 10 ⁰	< 3 × 10 ⁰	< 4 × 10 ⁰	< 4 × 10 ⁰
	LI-1TB5-8(固形分)	< 5 × 10 ⁰	< 3 × 10 ⁰	< 5 × 10 ⁰	< 4 × 10 ⁰

試料名		放射能濃度 [Bq/cm ³]			
		²³⁸ Pu	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am	²⁴⁴ Cm
滞留水	LI-1TB5-3	< 5 × 10 ⁻⁴	< 4 × 10 ⁻⁴	< 6 × 10 ⁻⁴	< 4 × 10 ⁻⁴
	LI-1TB5-4	< 6 × 10 ⁻⁴	< 4 × 10 ⁻⁴	< 7 × 10 ⁻⁴	< 4 × 10 ⁻⁴
	LI-1TB5-5	< 7 × 10 ⁻⁴	< 4 × 10 ⁻⁴	< 5 × 10 ⁻⁴	< 5 × 10 ⁻⁴
	LI-1TB5-6	< 6 × 10 ⁻⁴	< 4 × 10 ⁻⁴	< 5 × 10 ⁻⁴	< 5 × 10 ⁻⁴
	LI-1TB5-7(上澄液)	< 5 × 10 ⁻⁴	< 3 × 10 ⁻⁴	< 6 × 10 ⁻⁴	< 5 × 10 ⁻⁴
	LI-1TB5-8(上澄液)	< 5 × 10 ⁻⁴	< 3 × 10 ⁻⁴	< 6 × 10 ⁻⁴	< 5 × 10 ⁻⁴

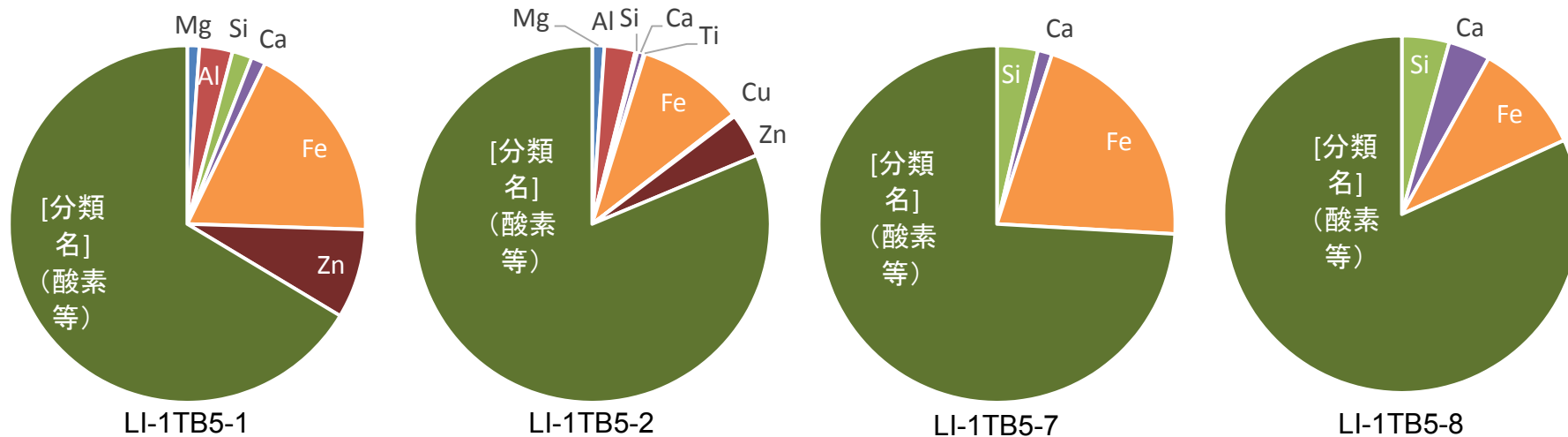
- スラッジ試料からは、α核種を検出。以前に分析した1号機T/B砂・スラッジ試料の値と同程度。
- 滞留水試料については、α核種は全て不検出。

1号機タービン建屋スラッジ・滞留水 — 元素分析結果 (スラッジおよび滞留水内固形分)

スラッジ・固形分酸抽出液の元素組成※ (%)

試料名	Mg	Al	Si	Ca	Ti	Fe	Cu	Zn
LI-1TB5-1	1.1	3.0	1.8	1.3	N.D.	18.3	N.D.	8.1
LI-1TB5-2	1.1	2.8	0.2	0.6	0.1	9.7	0.2	4.0
LI-1TB5-7(固形分)	N.D.	N.D.	3.7	1.3	N.D.	20.9	N.D.	N.D.
LI-1TB5-8(固形分)	N.D.	N.D.	4.3	3.8	N.D.	10.1	N.D.	N.D.

※: ICP-AESにより分析した。N.D.は定性分析で有意なピークがなく不検出であったことを表す。

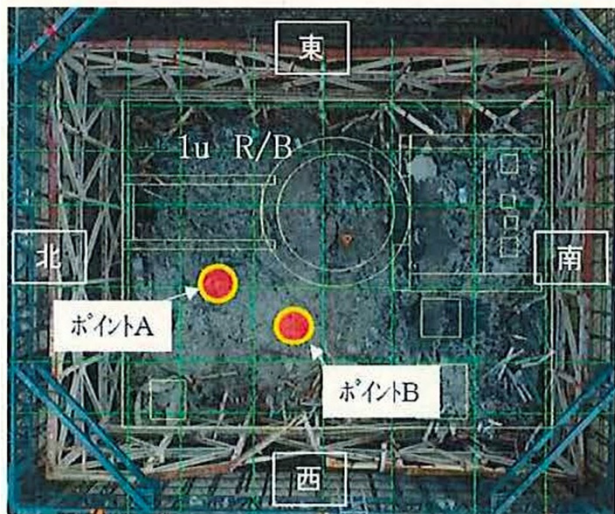


- スラッジと滞留水固形分はいずれも Fe が多い。
- 滞留水固形分は、Fe/Siの比がスラッジと異なることから、両者の組成が異なる可能性が示唆される。

1号機原子炉建屋内瓦礫 - 分析内容

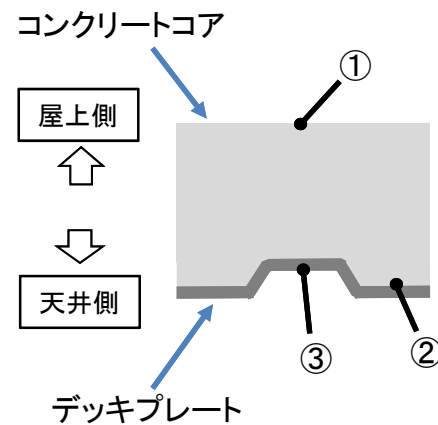
- 1号機原子炉建屋カバー解体工事のガレキ状況先行調査において、2016年4月にオペレーティングフロアの崩落屋根より採取されたボーリングコア試料(直径約200 mm)から、コンクリートとデッキプレートの表面を研磨して試料とし、以下の核種を分析した。

❖ ^3H , ^{14}C , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{79}Se , ^{90}Sr , ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{126}Sn , ^{129}I , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{244}Cm , 全 α



● : 試料採取箇所

1号機R/Bオペレーティングフロア ※



①コンクリートコアB 屋上側
(1RB-OP-C2-1)



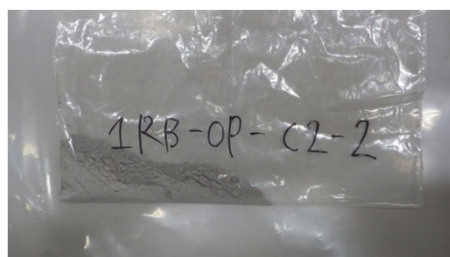
②コンクリートコアB 天井側
(1RB-OP-C2-2)



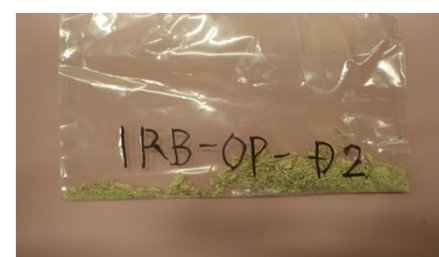
③デッキプレート塗膜B 天井側
(1RB-OP-D2-1)

1号機原子炉建屋内瓦礫 - 試料の性状

No.	形状等	試料名	場所	表面線量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	質量 (g)
1	コンクリート	1RB-OP-C1-1	1号機R/B屋上 コンクリートコアA 屋上側	4.2	5.46
2	コンクリート	1RB-OP-C1-2	1号機R/B屋上 コンクリートコアA 天井側	130	5.67
3	塗膜	1RB-OP-D1-1	1号機R/B天井 デッキプレート塗膜A 天井側	980	0.54
4	コンクリート	1RB-OP-C2-1	1号機R/B屋上 コンクリートコアB 屋上側	2.3	5.50
5	コンクリート	1RB-OP-C2-2	1号機R/B屋上 コンクリートコアB 天井側	4.3	6.16
6	塗膜	1RB-OP-D2-1	1号機R/B天井 デッキプレート塗膜B 天井側	25	0.55



コンクリート試料の外観



塗膜試料の外観

1号機原子炉建屋内瓦礫の核種分析結果 ①

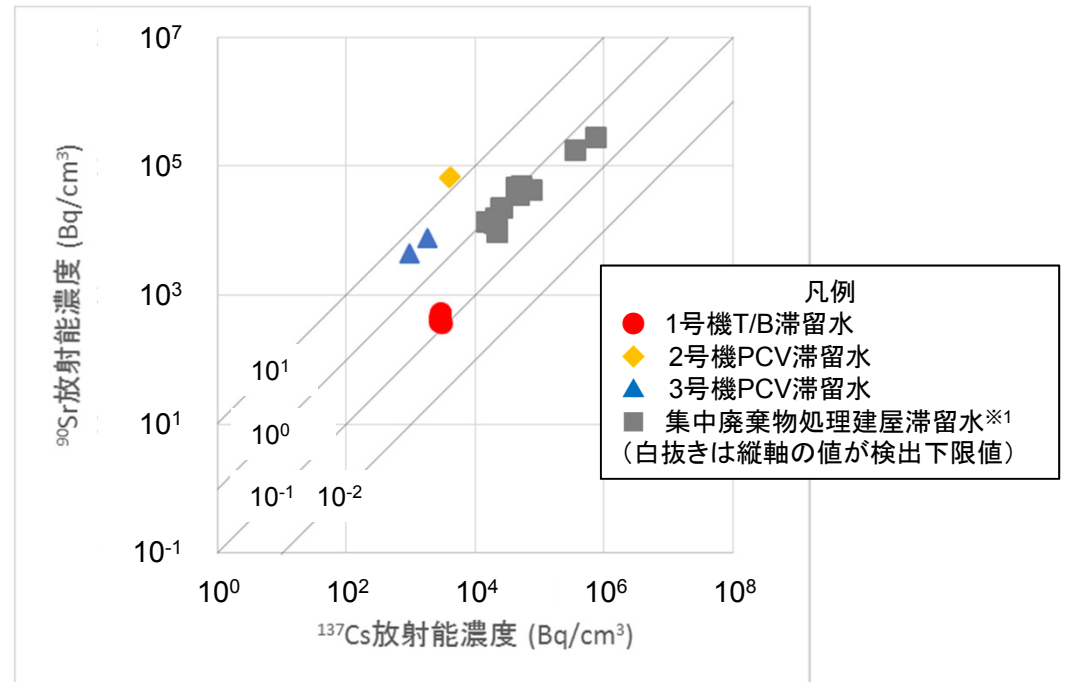
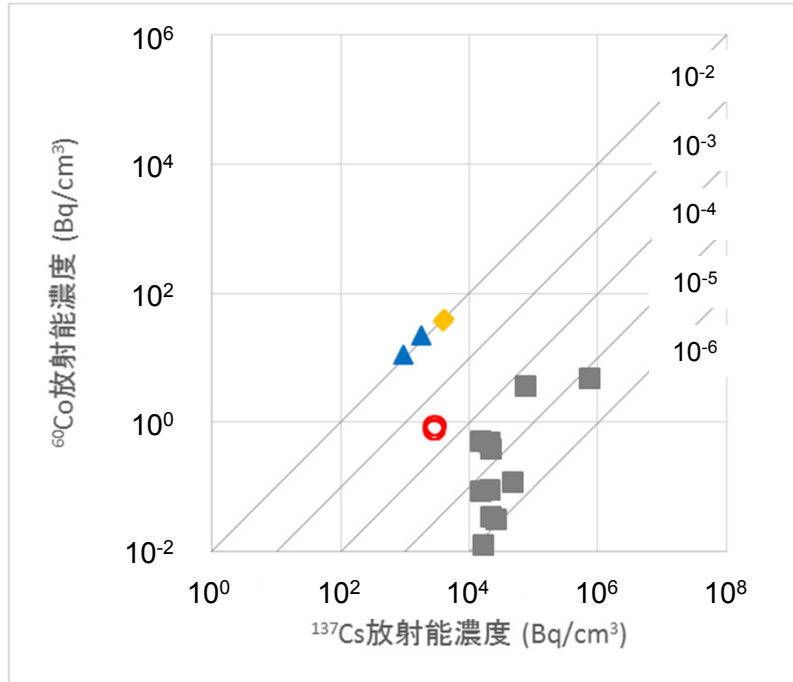
No.	試料名	放射能濃度(Bq/g)				
		⁶⁰ Co (約5.3年)	⁹⁴ Nb (約2.0×10 ⁴ 年)	¹³⁷ Cs (約30年)	¹⁵² Eu (約14年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)
1	1RB-OP-C1-1	(8.1±1.2) × 10 ⁻¹	< 3 × 10 ⁻¹	(9.0±0.1) × 10 ³	< 2 × 10 ⁰	< 1 × 10 ⁰
2	1RB-OP-C1-2	(1.0±0.1) × 10 ¹	< 2 × 10 ⁻¹	(4.2±0.1) × 10 ⁵	< 2 × 10 ⁰	(2.1±0.3) × 10 ⁰
3	1RB-OP-D1-1	(2.3±0.1) × 10 ²	< 5 × 10 ⁰	(2.3±0.1) × 10 ⁶	< 5 × 10 ¹	(5.2±0.6) × 10 ¹
4	1RB-OP-C2-1	< 4 × 10 ⁻¹	< 2 × 10 ⁻¹	(1.2±0.1) × 10 ³	< 2 × 10 ⁰	< 9 × 10 ⁻¹
5	1RB-OP-C2-2	< 4 × 10 ⁻¹	< 2 × 10 ⁻¹	(1.0±0.1) × 10 ⁴	< 2 × 10 ⁰	< 8 × 10 ⁻¹
6	1RB-OP-D2-1	(8.8±0.3) × 10 ¹	< 4 × 10 ⁰	(7.4±0.1) × 10 ⁵	< 4 × 10 ¹	< 2 × 10 ¹

No.	試料名	放射能濃度(Bq/g)			
		³ H (約12年)	¹⁴ C (約5.7×10 ³ 年)	⁶³ Ni (約1.0×10 ² 年)	⁷⁹ Se (約6.5×10 ⁴ 年)
1	1RB-OP-C1-1	(1.3±0.1) × 10 ⁰	(1.9±0.1) × 10 ⁰		< 2 × 10 ⁻¹
2	1RB-OP-C1-2	(5.3±0.1) × 10 ¹	(3.5±0.1) × 10 ¹		(2.9±0.5) × 10 ⁻¹
3	1RB-OP-D1-1	(3.3±0.1) × 10 ²	(4.6±0.2) × 10 ⁰	(3.7±0.2) × 10 ¹	(2.8±0.4) × 10 ⁰
4	1RB-OP-C2-1	(9.9±0.5) × 10 ⁻¹	(3.8±0.3) × 10 ⁻¹		< 2 × 10 ⁻¹
5	1RB-OP-C2-2	(3.9±0.1) × 10 ⁰	(2.7±0.1) × 10 ¹		< 2 × 10 ⁻¹
6	1RB-OP-D2-1	(1.8±0.1) × 10 ²	(1.2±0.2) × 10 ⁰	(1.3±0.1) × 10 ¹	< 2 × 10 ⁰

- 表面線量率が高かった試料 (No.2, 3) から⁷⁹Se, ¹⁵⁴Euを検出。
- いずれの核種も、屋上側に比べて天井側の濃度が高い傾向にある。

既往の滞留水データとの比較①

—⁶⁰Co, ⁹⁰Srと¹³⁷Cs濃度の関係—



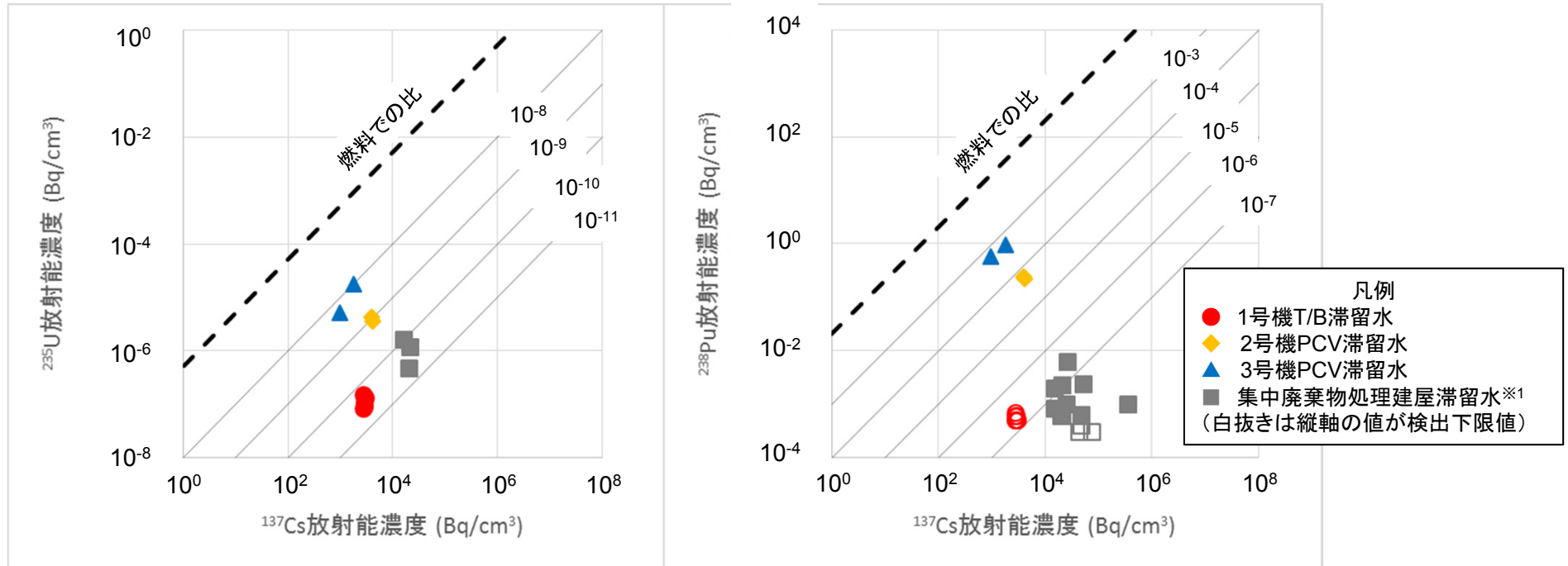
- ⁶⁰Co/¹³⁷Cs比は、2号機と3号機で同程度。⁹⁰Sr/¹³⁷Cs比は、2号機の方が3号機よりも大きい。
- 2号機及び3号機PCV滞留水の⁶⁰Co/¹³⁷Cs比及び⁹⁰Sr/¹³⁷Cs比は、1号機T/Bや集中廃棄物処理建屋滞留水よりも大きく、下流側で濃度が低下する傾向を示す。

⁶⁰ Co/ ¹³⁷ Cs比	1号機T/B	2号機PCV	3号機PCV
滞留水※2	$<3 \times 10^{-4}$	9.4×10^{-3}	1.2×10^{-2}
燃料※3	1.3×10^{-5}	1.4×10^{-5}	1.4×10^{-5}

⁹⁰ Sr/ ¹³⁷ Cs比	1号機T/B	2号機PCV	3号機PCV
滞留水※2	1.7×10^{-1}	1.6×10^1	4.4×10^0
燃料※3	7.4×10^{-1}	7.5×10^{-1}	7.5×10^{-1}

既往の滞留水データとの比較②

—²³⁵U, ²³⁸Puと¹³⁷Cs濃度の関係—



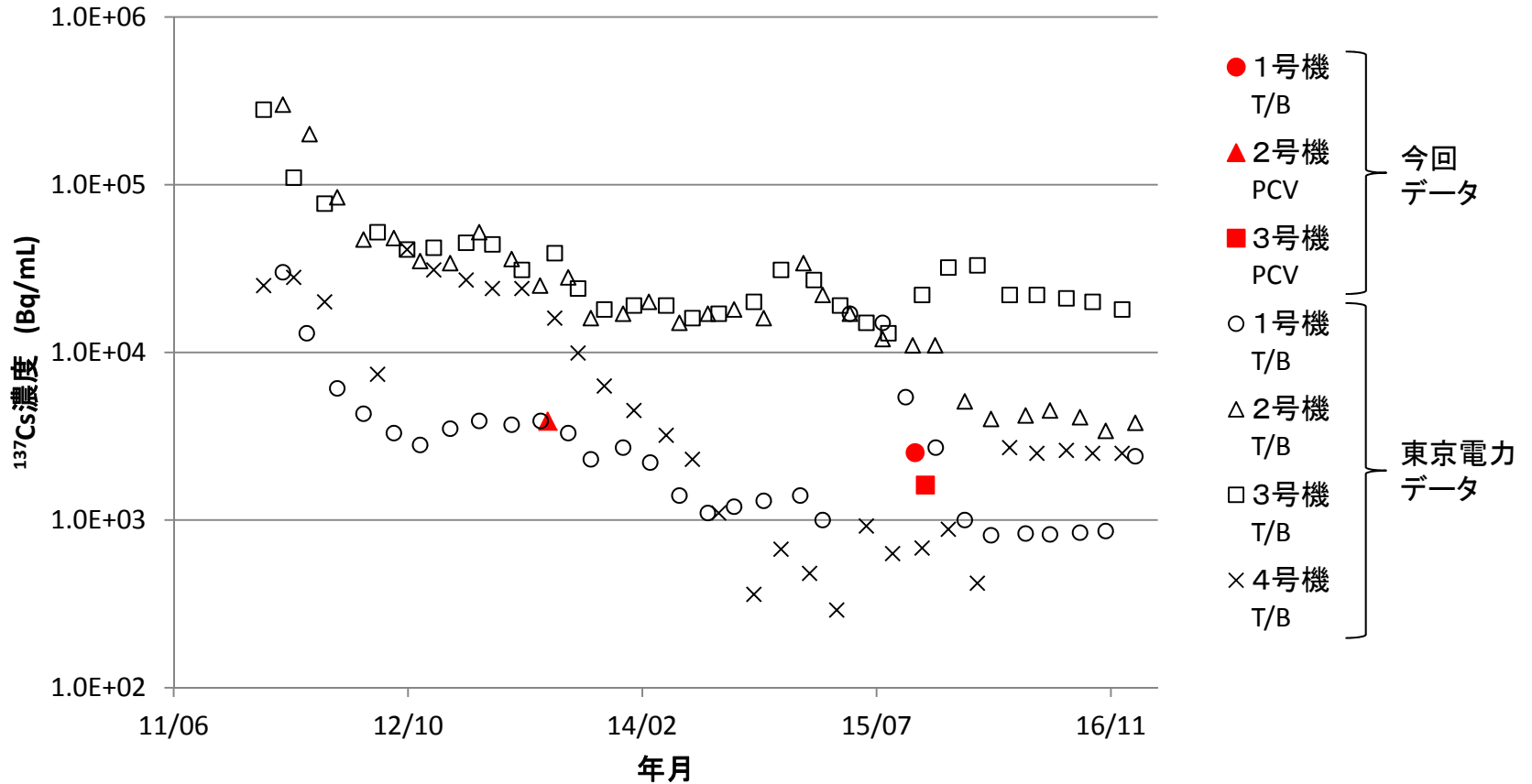
- ²³⁵U/¹³⁷Cs比及び²³⁸Pu/¹³⁷Cs比は、燃料>3号機PCV>2号機PCV>1号機T/B～集中廃棄物処理建屋(プロセス主建屋、高温焼却炉建屋)である。
- UやPuの濃度は、T/Bから下流側で低下している。

²³⁵ U/ ¹³⁷ Cs比	1号機T/B	2号機PCV	3号機PCV
滞留水※2	3.9×10^{-11}	9.5×10^{-10}	7.7×10^{-9}
燃料※3	4.4×10^{-7}	5.3×10^{-7}	5.6×10^{-7}

²³⁸ Pu/ ¹³⁷ Cs比	1号機T/B	2号機PCV	3号機PCV
滞留水※2	$< 7 \times 10^{-7}$	5.6×10^{-5}	5.6×10^{-4}
燃料※3	2.3×10^{-2}	1.8×10^{-2}	2.3×10^{-2}

既往の滞留データとの比較③

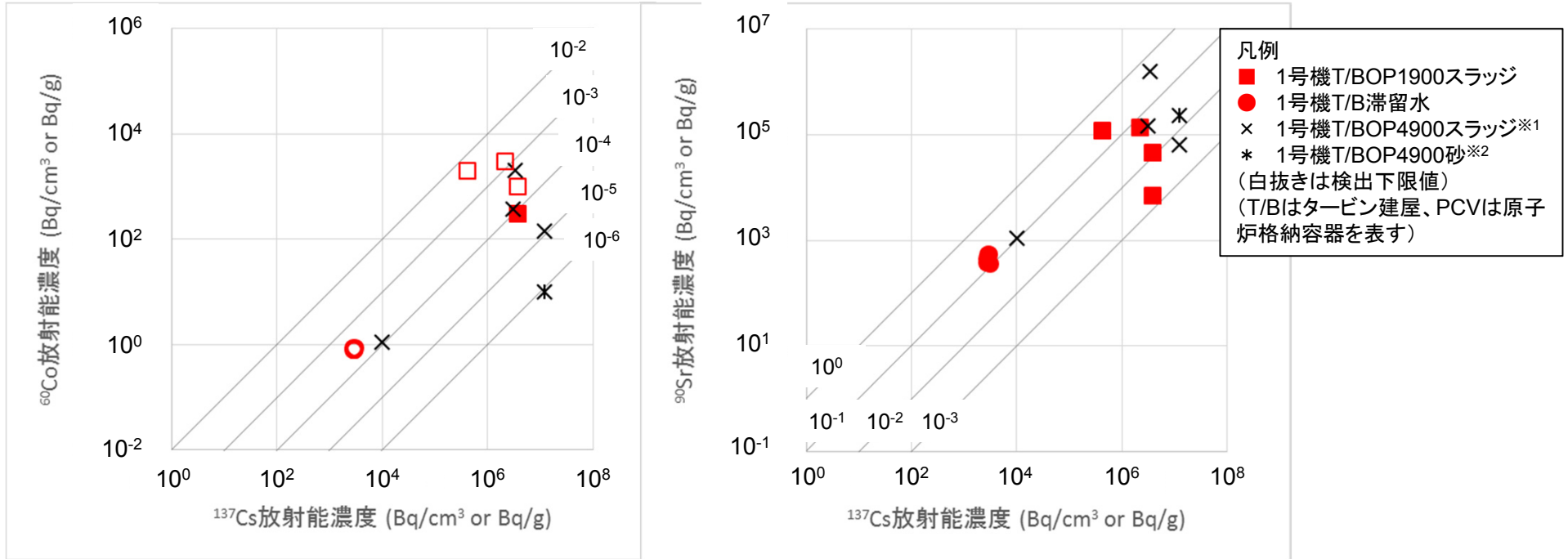
—タービン建屋滞留水との¹³⁷Cs濃度の比較—



- 1号機T/B滞留水の¹³⁷Cs濃度は、東京電力データと整合する結果であった。
- 2および3号機PCV水の¹³⁷Cs濃度は、T/Bに比べて1桁程度低い。PCV上部水中の放射性核種濃度が低いことから、PCV滞留水内で濃度分布があるものとみられる。

既往の1号機T/Bスラッジ等データとの比較①

— ^{60}Co , ^{90}Sr と ^{137}Cs 濃度の関係



- $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ 比及び $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比は、1号機T/Bスラッジと1号機T/B 滞留水で同程度。
- $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ 比は、燃料に比べてスラッジの方が高い。燃料以外の放射化生成物の寄与が考えられる。
- $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比は、1号機T/Bスラッジと1号機T/B 滞留水の両方とも燃料に比べて低い。

$^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ 比 1号機T/Bスラッジ 1号機T/B滞留水

分析試料※3 1.8×10^{-4} $< 3 \times 10^{-4}$

燃料※4 1.3×10^{-5}

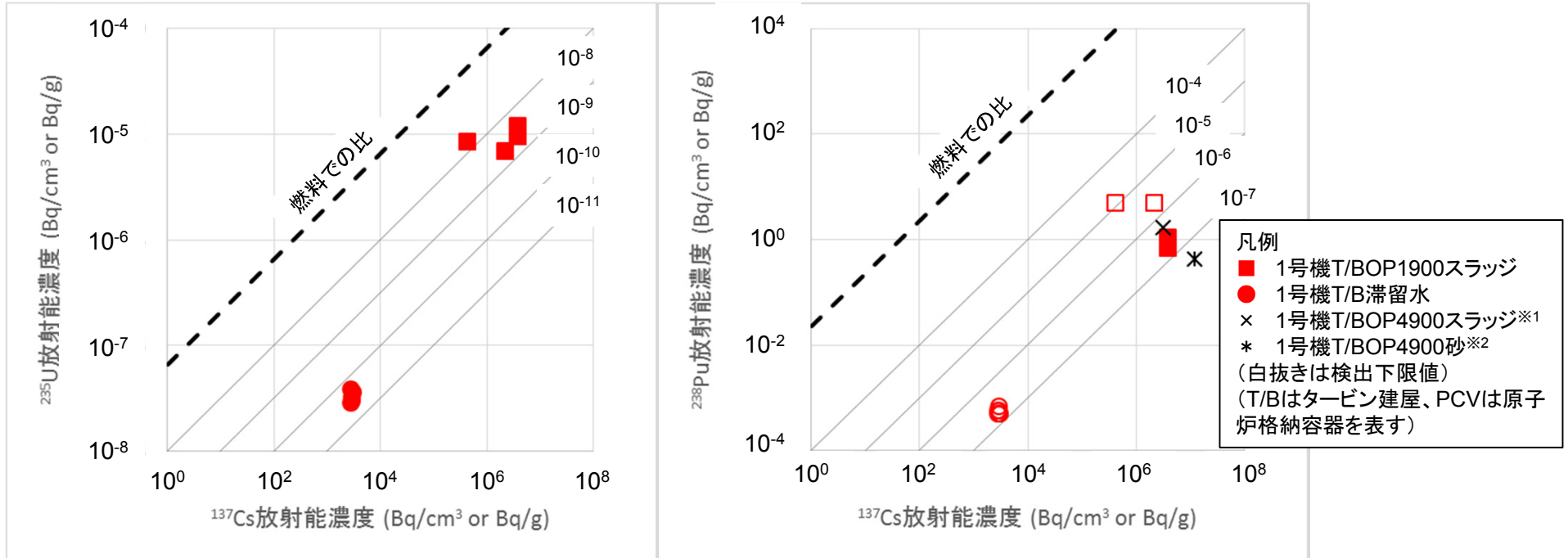
$^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比 1号機T/Bスラッジ 1号機T/B滞留水

分析試料※3 1.3×10^{-1} 1.7×10^{-1}

燃料※4 7.4×10^{-1}

既往の1号機T/Bスラッジ等データとの比較②

— ^{235}U , ^{238}Pu と ^{137}Cs 濃度の関係

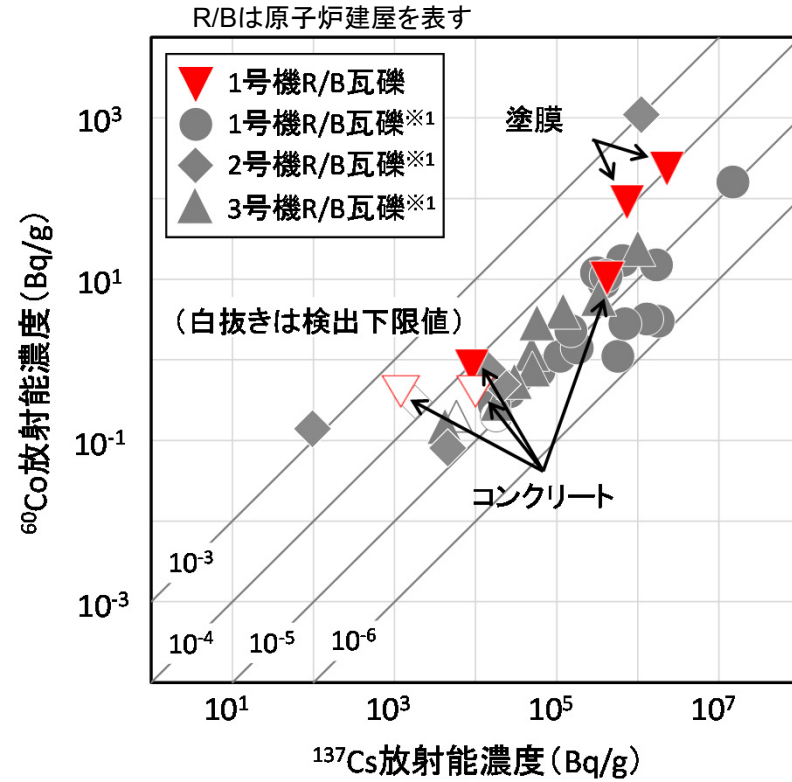
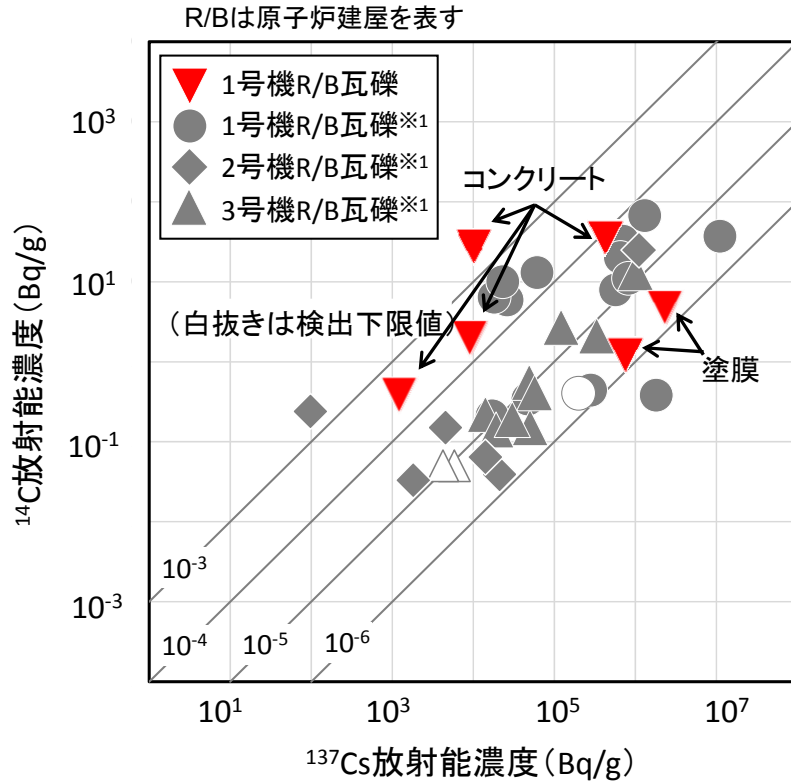


- 1号機T/B スラッジについて、 $^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$ 比はT/B滞留水と同程度である。一方で、 $^{235}\text{U}/^{137}\text{Cs}$ 比はT/B滞留水より高く、天然由来のウランの寄与がうかがわれる。
- $^{235}\text{U}/^{137}\text{Cs}$ 比及び $^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$ 比は、燃料中に比べて2桁以上低く、UとPuの移行は小さい。

$^{235}\text{U}/^{137}\text{Cs}$ 比	1号機T/Bスラッジ	1号機T/B滞留水	$^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$ 比	1号機T/Bスラッジ	1号機T/B滞留水
分析試料 ^{※3}	6.7×10^{-9}	3.9×10^{-11}	分析試料 ^{※3}	3.4×10^{-7}	$< 2 \times 10^{-7}$
燃料 ^{※4}	4.4×10^{-7}		燃料 ^{※4}	2.3×10^{-2}	

既往の原子炉建屋瓦礫データとの比較①

– ^{14}C , ^{60}Co と ^{137}Cs 濃度の関係 –



- $^{14}\text{C}/^{137}\text{Cs}$ 比は既往の1号機R/B瓦礫データと同程度。塗膜とコンクリートの違いが示唆される。
- $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ 比は既往のR/B瓦礫のデータと同程度。

$^{14}\text{C}/^{137}\text{Cs}$ 放射能濃度比	
1号機R/B瓦礫	1号機燃料※2
3.1×10^{-5}	1.0×10^{-6}

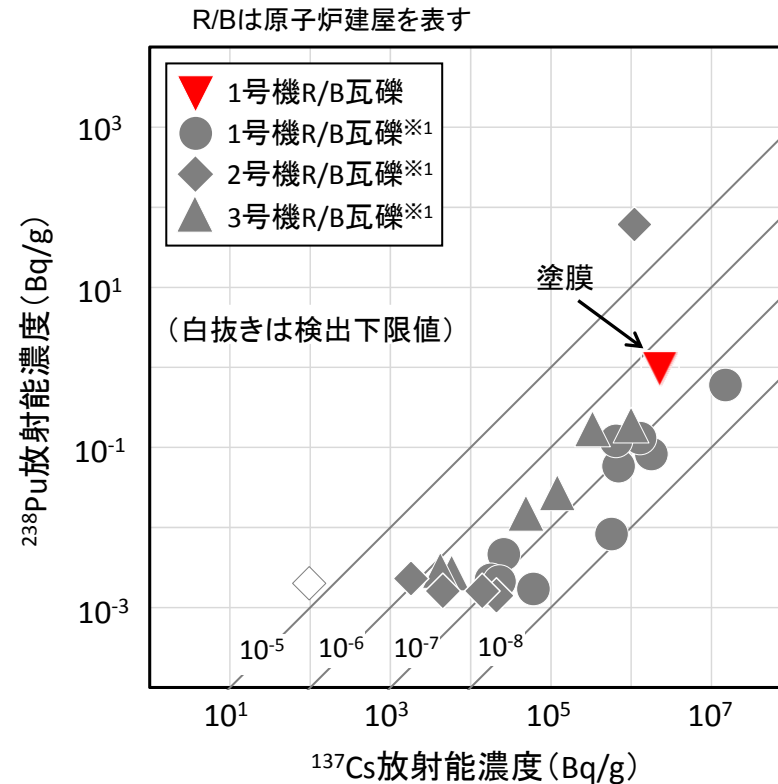
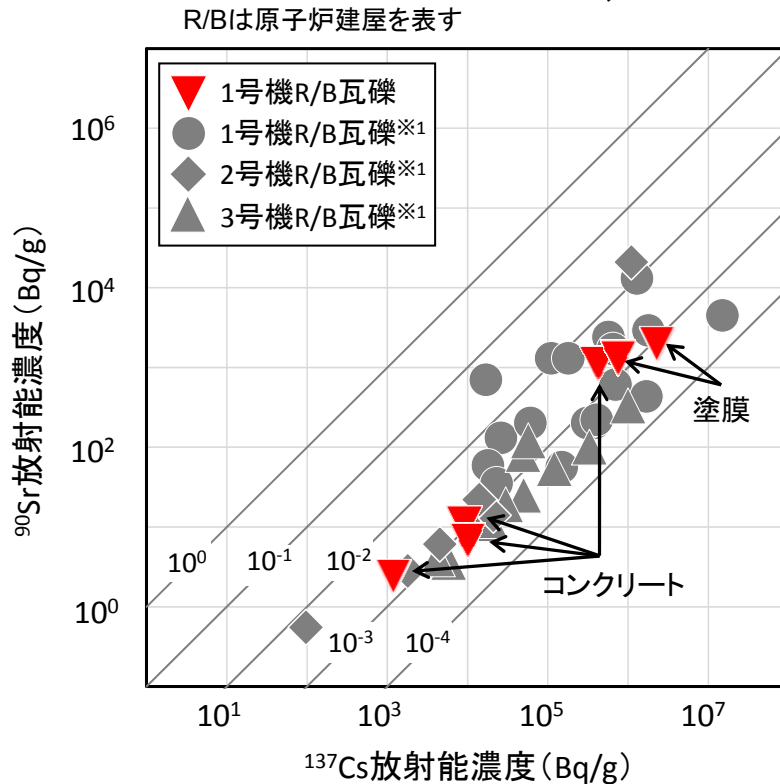
H26年度~本報告取得データの平均値

$^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ 放射能濃度比	
1号機R/B瓦礫	1号機燃料※2
1.5×10^{-5}	1.3×10^{-5}

H26年度~本報告取得データの平均値

既往の原子炉建屋瓦礫データとの比較②

— ^{90}Sr , ^{238}Pu と ^{137}Cs 濃度の関係 —



- $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比および $^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$ 比は、既往のR/B瓦礫のデータと同程度。
- $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比および $^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$ 比は、燃料での比よりも2桁以上小さい。

$^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 放射能濃度比	
1号機R/B瓦礫	1号機燃料※2
1.8×10^{-3}	7.4×10^{-1}

H26年度～本報告取得データの平均値

$^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$ 放射能濃度比	
1号機R/B瓦礫	1号機燃料※2
8.0×10^{-8}	2.3×10^{-2}

H26年度～本報告取得データの平均値

- 2号機及び3号機PCV内滞留水、1号機T/Bスラッジ・滞留水並びに1号機R/Bオペレーティングフロアボーリングコアを分析し、それぞれ次の核種が検出された。

試料	³ H	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U	²³⁸ Pu	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am	²⁴² Cm	²⁴⁴ Cm
2号機PCV滞留水	✓	✓	✓		✓	✓	✓		✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓		✓
3号機PCV滞留水	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓
1号機T/Bスラッジ	/	✓	✓	/	/	✓	/		✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓		✓
1号機T/B滞留水	✓		✓	/	/	✓	/			✓		✓					
1号機R/B瓦礫	✓	✓	✓	/	/	✓	/	✓	/	/	/	/	✓	✓	✓		✓

- ❖ 2号機及び3号機PCV並びに1号機T/Bの滞留水と、下流側の集中廃棄物処理建屋滞留水を比べると、UやPuの濃度がT/Bから下流側で低下している。
 - ❖ 1号機T/Bのスラッジは、これまでに得られた同建屋スラッジ・砂の分析データに整合する結果を示し、汚染組成が類似している。Uに関しては、天然由来のウランの影響が大きい。
 - ❖ 1号機R/Bの瓦礫は、これまでに得られた瓦礫の分析データと同程度の結果であり、汚染組成が類似している。屋上側に比べて天井側の濃度が高い傾向がみられた。
- 原子炉建屋の瓦礫と滞留水における放射性核種の分布に関する知見が得られた。データをさらに蓄積する必要があるため、試料の採取・入手と分析を継続して進める。

廃棄物試料の分析状況

報告年度	試料	試料数	発表等	
23-27	汚染水処理設備出入口水	<ul style="list-style-type: none"> 1～4号機T/B滞留水等 滞留水(集中RW地下、高温焼却炉建屋地下) 淡水化装置濃縮水 処理水(セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、多核種除去設備) 	51	http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_110522_04-j.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/120924/120924_01jj.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/130627/130627_02kk.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/131128/131128_01ss.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensui taisakuteam/2015/pdf/0730_3_4c.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensui taisakuteam/2016/pdf/0331_3_4f.pdf
	瓦礫	<ul style="list-style-type: none"> 1、2、3号機R/B内瓦礫 1、2号機R/B内ボーリングコア 1、3、4号機周辺瓦礫 覆土式一時保管施設で採取した瓦礫 1号機T/B砂 	60	http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/130828/130828_01nn.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/150326/150326_01_3_7_04.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensui taisakuteam/2015/pdf/0827_3_4c.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensui taisakuteam/2016/pdf/0128_3_4d.pdf
	伐採木、立木、落葉、土壌	<ul style="list-style-type: none"> 伐採木(枝、葉) 構内各所の立木(枝葉)及び落葉、土壌 	128	http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/140130/140130_01tt.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/140227/140227_02ww.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/150326/150326_01_3_7_04.pdf
	汚染水処理二次廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> 多核種除去設備スラリー(既設、増設) 	4	http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensui taisakuteam/2015/pdf/0827_3_4c.pdf http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensui taisakuteam/2016/pdf/0128_3_4d.pdf
28	汚染水処理二次廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> 増設多核種除去設備スラリー 多核種除去設備吸着材 	3 5	http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensui taisakuteam/2016/09/3-04-05.pdf 採取できた吸着材2試料を輸送済備中
	瓦礫、スラッジ	<ul style="list-style-type: none"> 1号機T/B内スラッジ 1号機R/B内瓦礫 	4 14 6	http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensui taisakuteam/2016/09/3-04-05.pdf 本報告
	汚染水処理設備出入口水	<ul style="list-style-type: none"> 滞留水(集中RW地下、高温焼却炉建屋地下) 処理後水(セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、多核種除去設備) 	7 21	分析中
	滞留水	<ul style="list-style-type: none"> 2、3号機PCV滞留水、1号機T/B滞留水 	12	本報告
	焼却灰	<ul style="list-style-type: none"> 焼却灰(雑固体廃棄物焼却設備) 	5	分析中
	土壌	<ul style="list-style-type: none"> 構内の土壌 	6	分析中