

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	2月					3月					4月					5月		6月		備考
				25	4	11	18	25	1	8	15	22	29	6	13	20	27	4	11	18	25		
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 	検討・設計	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									
			検討・設計	ガレキ等の将来的な保管方法の検討					ガレキ等の将来的な保管方法の検討					ガレキ等の将来的な保管方法の検討									
			現場作業	線量低減対策検討					線量低減対策検討					線量低減対策検討									
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	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【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 <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【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） 	検討・設計	【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					【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														
			現場作業	輸送準備（放射能評価、計画書作成等） 分析試料のJAEA東海・大洗分析施設への輸送					輸送準備（放射能評価、計画書作成等） 分析試料のJAEA東海・大洗分析施設への輸送														
			現場作業	【研究開発】JAEAにて試料の分析（現場：JAEA東海等） 水処理二次廃棄物（スラリー、吸着材等）の分析、汚染水（原子炉建屋滞留水等）等（α核種、β核種、γ核種）					【研究開発】JAEAにて試料の分析（現場：JAEA東海等） 水処理二次廃棄物（スラリー、吸着材等）の分析、汚染水（原子炉建屋滞留水等）等（α核種、β核種、γ核種）									<ul style="list-style-type: none"> 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 					
固体廃棄物の保管管理、処理・処分計画	5. 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"> 施設管理棟建設工事 第1棟建屋現地工事基礎工事 <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 第1棟建屋現地工事基礎工事 	検討・設計	施設管理棟建設工事					施設管理棟建設工事									<ul style="list-style-type: none"> 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） 					
			現場作業	第1棟建屋現地工事基礎工事					第1棟建屋現地工事基礎工事									<ul style="list-style-type: none"> 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） 					
			現場作業	▼運用開始（3/15）					▼運用開始（3/15）									<ul style="list-style-type: none"> 杭工事完了（2017年8月7日） 					

瓦礫類・伐採木・使用済保護衣等の管理状況(2018.2.28 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	前回報告比 ^{※1} (2018.3.1)	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未満	2,800 m ³	0 m ³	—	85%	167600 / 214300 (78%) ・フランジタンク解体片 エリアP1にて一時保管中。(2015年6月15日～) 2018年2月末時点で567基(コンテナ)保管。
		C	屋外集積	0.01未満	59,900 m ³	+900 m ³	①	95%	
		F2	屋外集積	0.01未満	6,400 m ³	0 m ³	—	85%	
		J	屋外集積	0.02	2,900 m ³	-700 m ³	②	37%	
		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	41,100 m ³	+1,200 m ³	③④	80%	
		P1	屋外集積	0.01	48,500 m ³	+1,200 m ³	①	76%	
	U	屋外集積	0.01未満	0 m ³	0 m ³	—	0%		
	V	屋外集積	0.01	1,500 m ³	0 m ³	—	26%		
	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%	33600 / 71000 (47%) ・エリアWでの車両解体(プレス等)が完了し受入開始。
E1		シート養生	0.03	13,600 m ³	微増	—	85%		
P2		シート養生	0.01	5,500 m ³	0 m ³	—	61%		
W		シート養生	0.08	4,400 m ³	+1,200 m ³	①	15%		
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	12,000 m ³	0 m ³	—	100%	21400 / 27700 (77%) ・主な瓦礫類は、1～3号機工事等で発生した瓦礫類。	
	A	仮設保管設備	0.25	6,700 m ³	+200 m ³	⑥	95%		
	E2	容器 ^{※4}	0.02	300 m ³	0 m ³	—	19%		
	F1	容器	0.01未満	600 m ³	0 m ³	—	99%		
Q	容器	0.03	1,700 m ³	-400 m ³	⑦⑧	28%			
固体廃棄物貯蔵庫	固体廃棄物貯蔵庫	容器 ^{※4}	0.02	9,000 m ³	-300 m ³	⑨	20%	・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。	
合計(ガレキ)				231,500 m ³	+4,600 m ³	—	65%		
伐採木	屋外集積 (幹・根・枝・葉)	G	屋外集積	0.01未満	25,200 m ³	+100 m ³	⑩	63%	96600 / 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	微増	—	88%	
		V	屋外集積	0.01	100 m ³	微増	—	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	—	88%	37300 / 41600 (90%)
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)				133,900 m ³	+100 m ³	—	76%		
保護衣	屋外集積	容器	0.04	60,900 m ³	+1,600 m ³	⑪	86%	60900 / 71200 (86%) ・使用済保護衣等焼却量 3438t (2018年2月末累積) ・焼却灰のドラム缶数 796本 (2018年2月末累積)	
合計(使用済保護衣等)				60,900 m ³	+1,600 m ³	—	86%		
仮設	瓦礫類	U(仮設分)	屋外集積	0.01未満	700 m ³	0 m ³	—		・タンク設置スペース確保に伴い、エリアUより持込み。
合計(仮設運用エリア)				700 m ³	0 m ³	—			

※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。

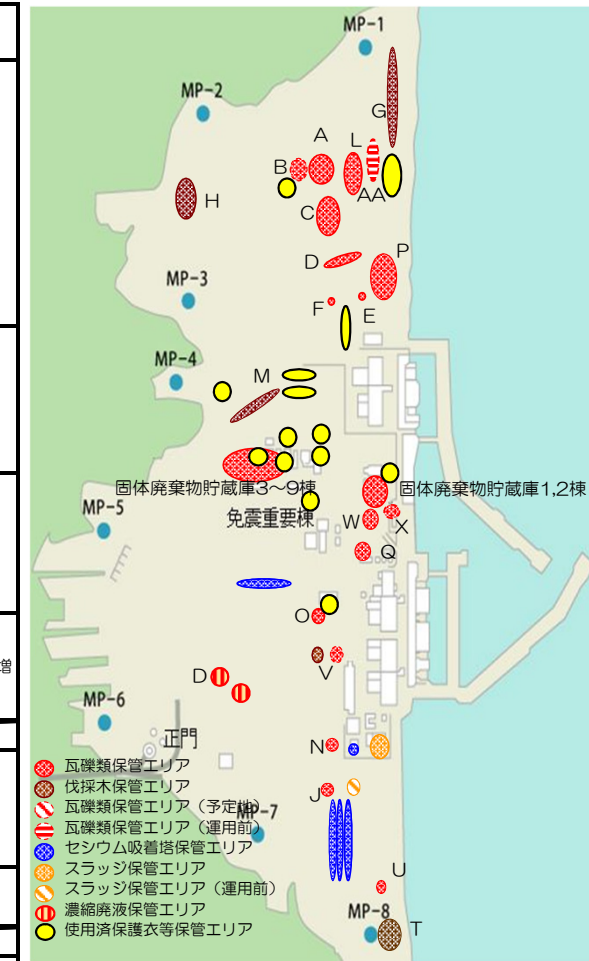
※2 主な変動理由：①タンク関連設置工事 ②瓦礫を一時保管エリアOに移動 ③構内一般廃棄物 ④一時保管エリアJから瓦礫の受入 ⑤構内所在不明物品 ⑥一時保管エリアQから瓦礫の受入
⑦瓦礫を一時保管エリアAに移動 ⑧固体廃棄物貯蔵庫から瓦礫の受入 ⑨瓦礫を一時保管エリアQに移動 ⑩構内除草・除伐業務 ⑪使用済保護衣等の受入

※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。

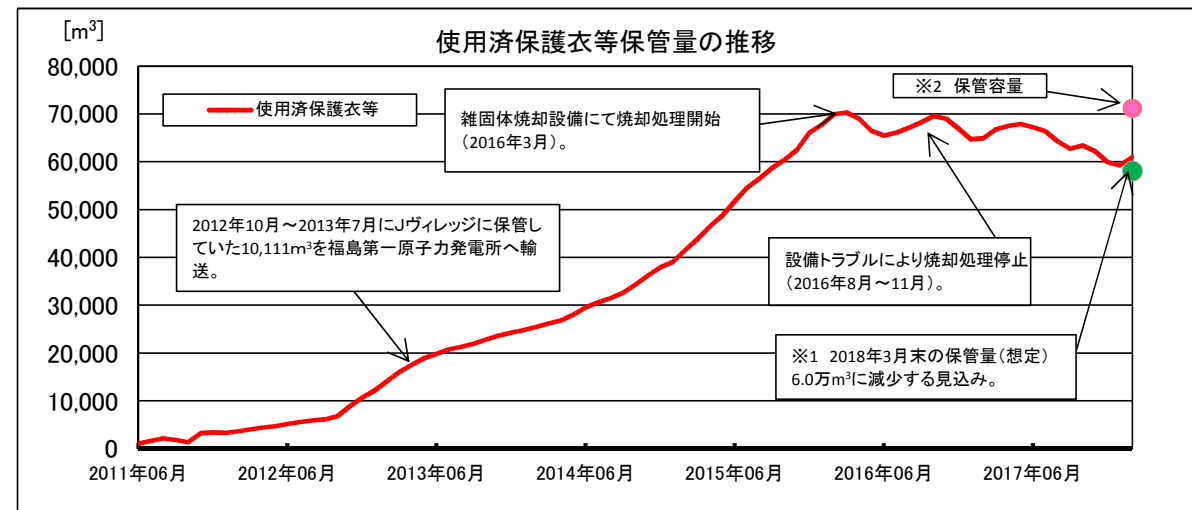
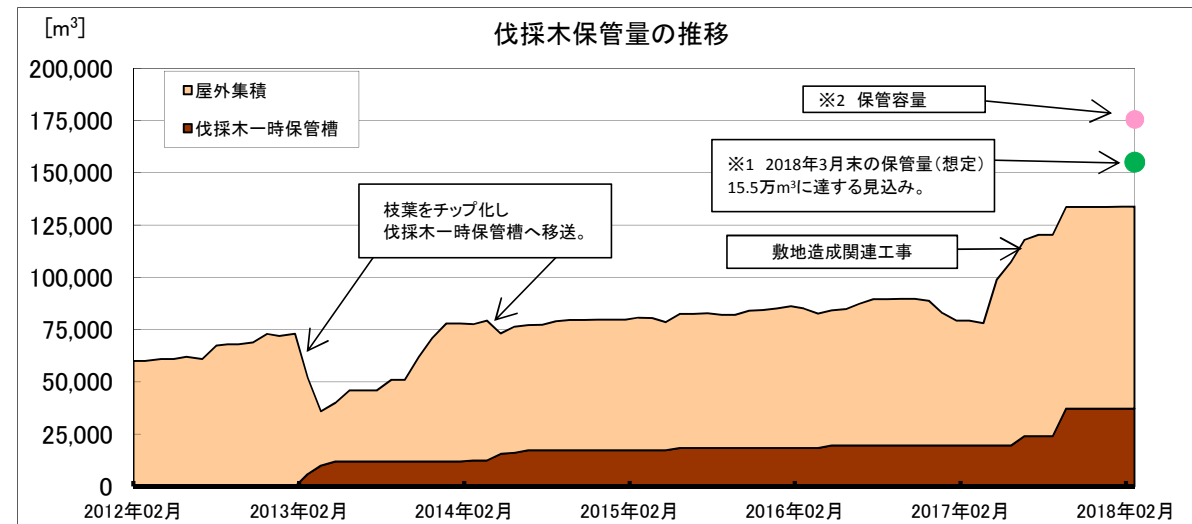
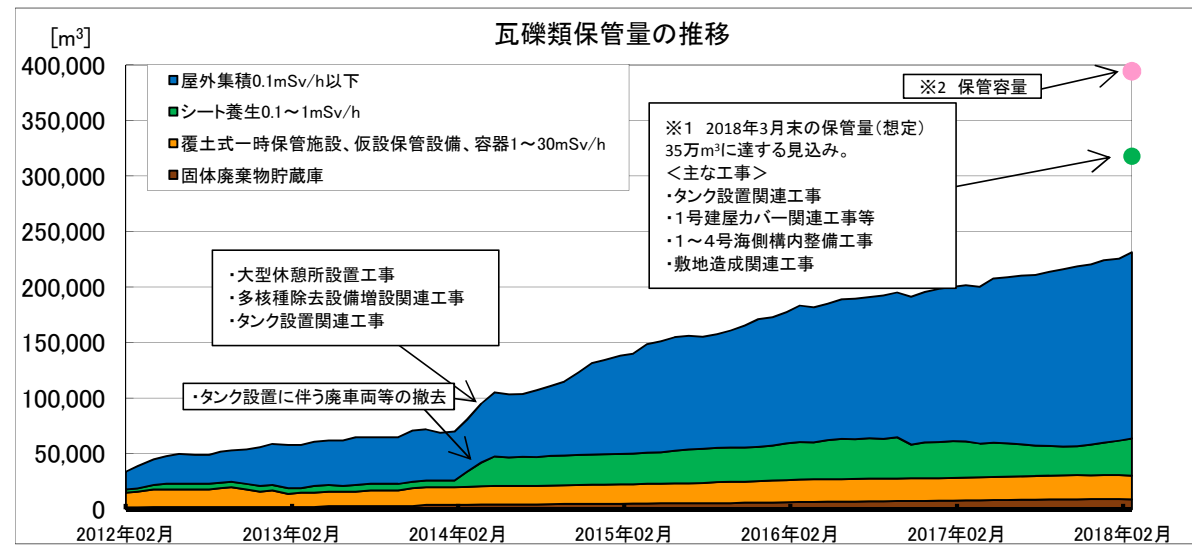
※4 水処理二次廃棄物(小型フィルタ等)を含む。

水処理二次廃棄物の管理状況(2018.3.1時点)

分類	保管場所	種類	保管量	前回報告比 (2018.2.1)	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	763 本	0 本	3913 / 6368 (61%) ・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	194 本	0 本		
		多核種除去設備等保管容器	1,451 基	+5 基		
		高性能多核種除去設備使用済ベッセル	74 本	0 本		
		多核種除去設備処理カラム	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	198 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	+11 m ³	9330 / 10700 (87%)	・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]	

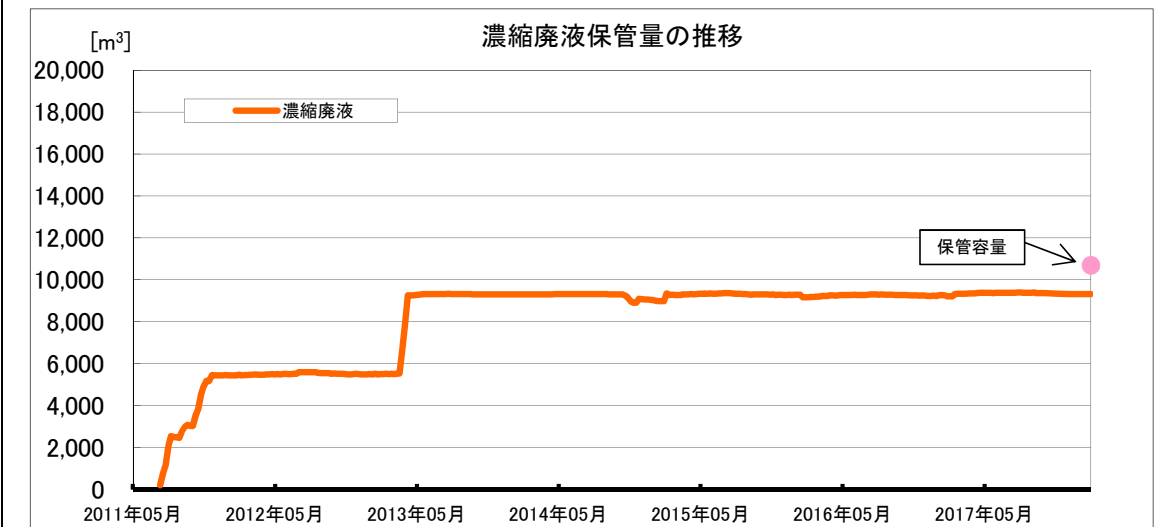
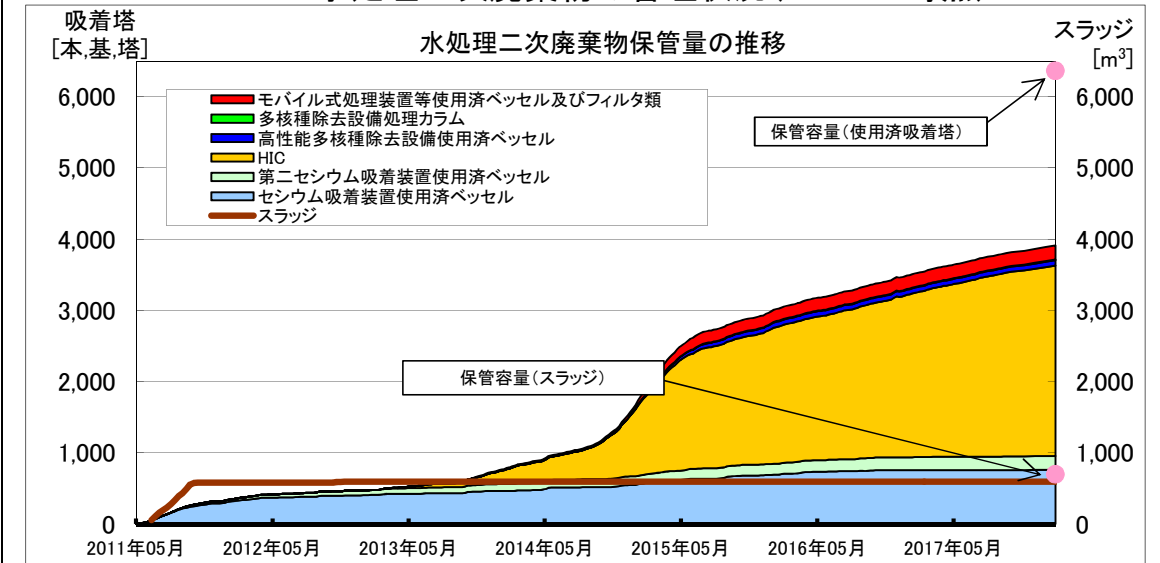


瓦礫類・伐採木・使用済保護衣等の管理状況(2018.2.28時点)



※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1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、実施計画(2018年1月26日認可)の保管容量の運用上の上限を示す。

水処理二次廃棄物の管理状況(2018.3.1時点)



1号機原子炉建屋ガレキ撤去工事における
瓦礫類の記録の見直しについて

2018年3月29日

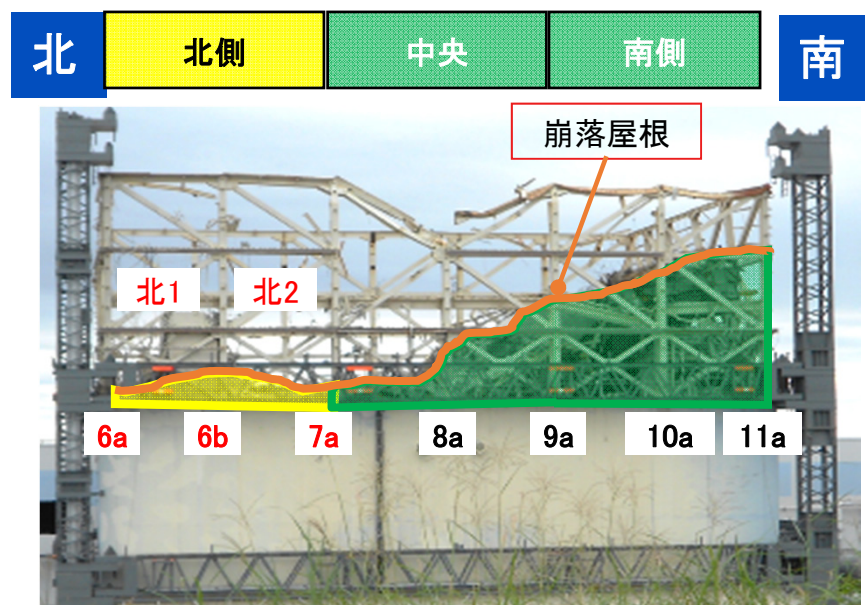
東京電力ホールディングス株式会社

TEPCO

【ガレキ撤去の概要について】

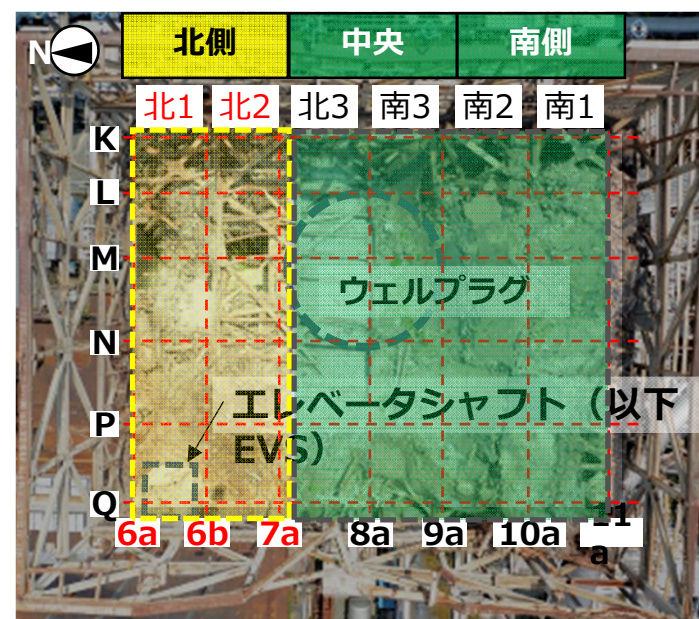
【撤去作業手順概要】

- ・ガレキ撤去は崩落屋根の調査が完了した北側から進める。
- ・工事にあたっては、作業範囲をエリアに区切って実施する。



- 北側撤去範囲(今回実施)
- 中央・南側撤去範囲(今後実施)

ガレキ撤去範囲断面図

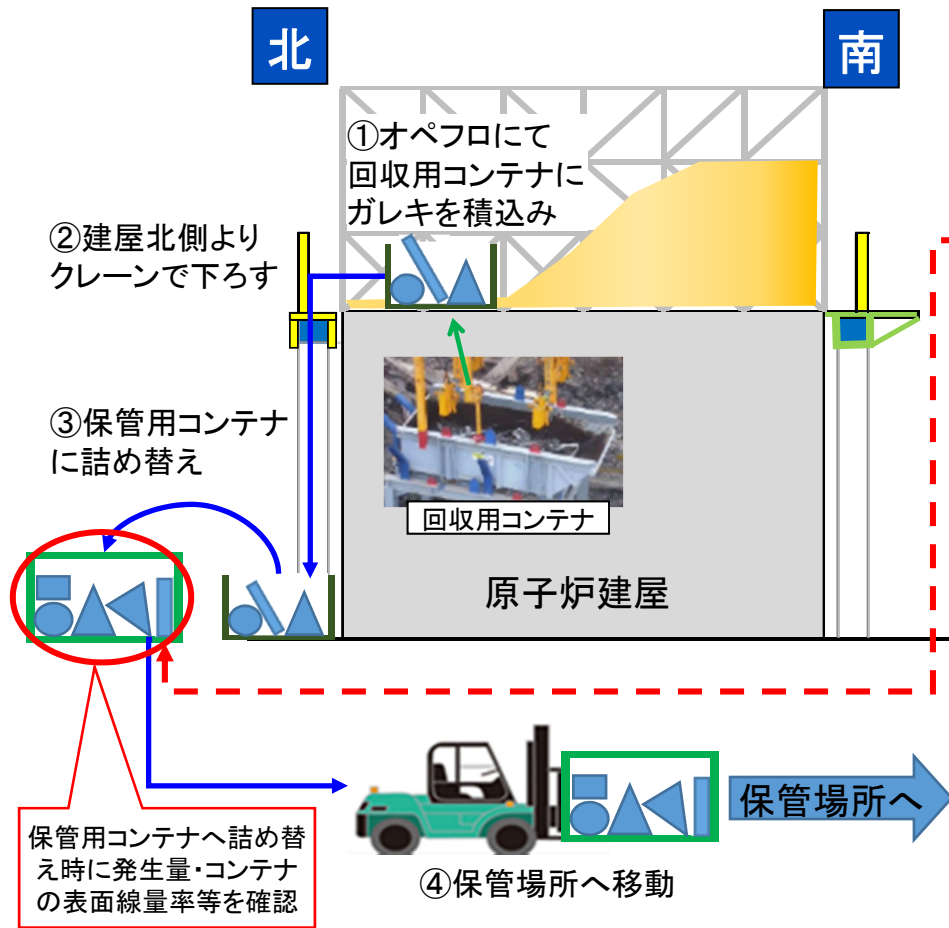


2017年6月撮影

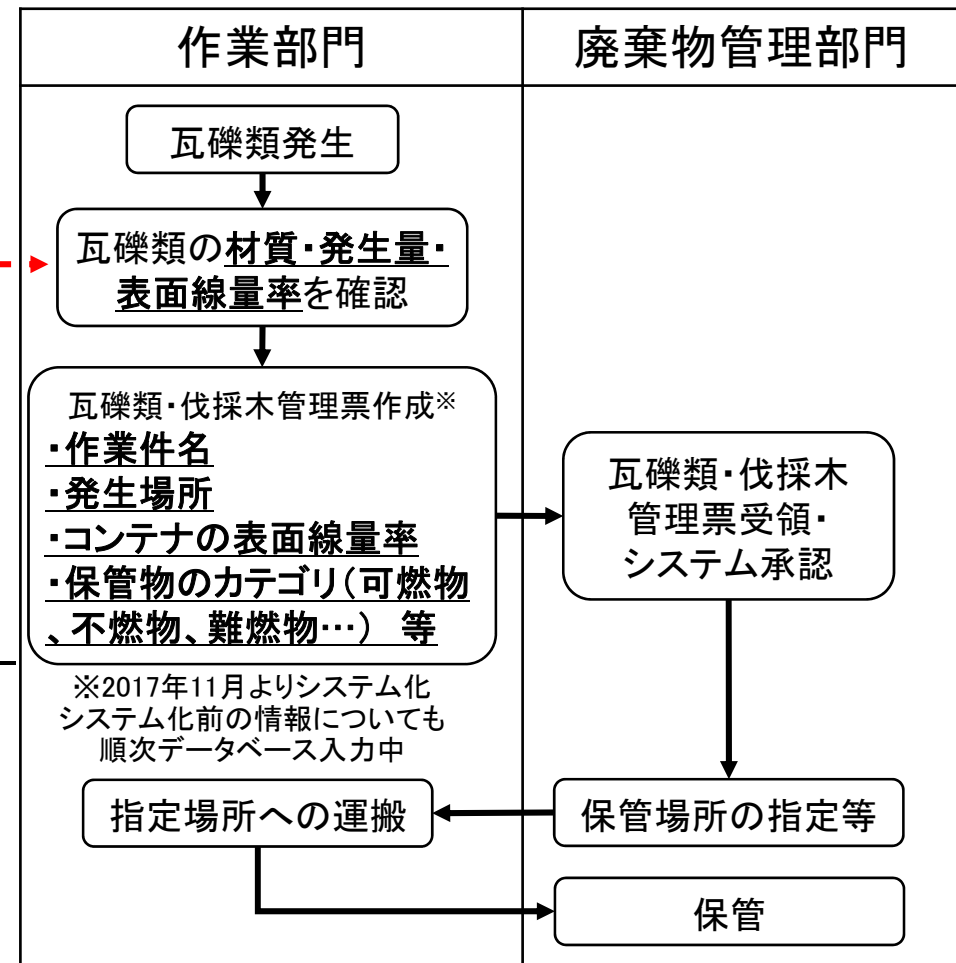
オペフロを区画で作業範囲に分け、撤去作業を実施する

ガレキ撤去範囲平面図

【ガレキ撤去から保管までの流れ】



ガレキ撤去から保管のイメージ
※吸引装置によるガレキの保管を除く



瓦礫類の収集・運搬・保管の業務フロー

【処理・処分を見据えた記録内容の見直し】

- ・処理・処分の際には、「材質」、「核種組成」、「放射能濃度」が重要な情報。
- ・現行の記録にも、同じまたは類似した情報あり。
- ・1号機原子炉建屋ガレキ撤去で発生するガレキの「核種組成」、「放射能濃度」については場所によって大きく異なる可能性
⇒後から「核種組成」、「放射能濃度」が大きく異なるガレキを識別するための情報として、より詳細な「発生場所」を記録する。

処理・処分の際に必要な情報	現在の管理方法における記録	記録内容の見直し
材質	有り (例:可燃物(紙・ウエス類、プラスチック・ホリ・ビニール類…)、 不燃物(金属ガラ、コンクリートガラ…)、 難燃物(ゴム類、難燃シート類…)等)	無し
核種組成、 放射能濃度	無し (表面線量率を記録)	無し※
発生場所 (具体的な位置)	有り (例:1号機オペフロ)	可能な範囲で細分化 (例:1号機オペフロK-L,6a-6b)

※SF設定方法等の値付手法について検討中

【参考】 瓦礫類・伐採木管理票の例



瓦礫類・伐採木管理票										Ver. 001		計上No.		-			
作業主管理	保管希望日時			(土)			承認		審査		作成		固体廃棄物管理G記入欄		受付		
	作業件名						捺印		捺印		捺印		受付番号		捺印		
	発生場所			【現行】1号機 オペフロ									調整後保管日時				
	作業主管G			監理員			TEL						【保管時の指示事項等】				
	元請会社			担当者			TEL										
G線量測定	線量測定年月日			測定者			測定器名			管理番号							
	※カテゴリー			測定場所			α汚染の有無		β+γ線量率								
	【提案】1号機 オペフロ(K-L,6a-6b)等																
	2			m			()Sv/h		()Sv/h		()Sv/h						
	3			m			()Sv/h		()Sv/h		()Sv/h						
4			m			()Sv/h		()Sv/h		()Sv/h							
5			m			()Sv/h		()Sv/h		()Sv/h							
注: α有、β α有の場合、α線量情報をここに記載のこと。																	
保管実績記入欄	No.	枝番	保管物名	測定場所 雰囲気線量率	表面線量率	β+γ 線量率	保管場所	保管日時	物量	再利用/ 減容可否	コンテナNo.	測定No.					
				()Sv/h	()Sv/h	()Sv/h			m								
				()Sv/h	()Sv/h	()Sv/h			m								
				()Sv/h	()Sv/h	()Sv/h			m								
				()Sv/h	()Sv/h	()Sv/h			m								
* 線量測定は保管場所があらかじめ決まっている伐採木等は省略する。再利用/減容が可能と推測される場合、再利用:RU、減容:VRと記載。固体庫保管時はコンテナNo.記載																	
メ																	
モ																	

※カテゴリー	①	A 可燃物	01 紙・ウエス類		02 プラスチック・ポリビニール類		03 木材類		04 可燃物その他		05 -				
			06 -		07 -		08 -		09 -		10 -				
①	B 不燃物	01 金属ガラ		02 コンクリートガラ		03 機器類・制御盤類		04 土砂類		05 塩化ビニール類					
		06 保温材		07 石綿含有物		08 ケーブル類		09 アスファルトガラ		10 不燃物その他					
		11 フランジタンク本体		12 フランジタンク付属品		13 -		14 -		15 -					
①	C 難燃物	01 ゴム類		02 難燃シート類		03 ホース類		04 難燃物その他		05 -					
		01 伐採木(幹・根)		02 伐採木(枝・葉)		03 -		04 -		05 -					
②	D 状態	D:乾燥, W:湿気有		③ 履歴		A:「1F構内にあった物」、B:「工事のために持ち込まれた物」									
		注1: 可燃・難燃物は原則として透明袋に収納すること。注2: 伐採木の積み上げ高さは固体廃棄物管理Gの指示に従うこと。(最大で5m以下とする。)													
注3: 飛散抑制等必要な措置を講じ運搬し、保管エリアに応じた飛散防止(養生、容器収納等)を施し保管すること。注4: 塩化ビニール類については可燃・難燃側に持込みのこと。															
注5: β汚染有の場合、表面線量率欄には「γ」のみの線量率を記載し、β+γ線量率欄に「β+γ」の線量率を記載すること。β汚染無の場合は、β+γ線量率の記載不要。															

大熊分析・研究センター 施設管理棟の開所

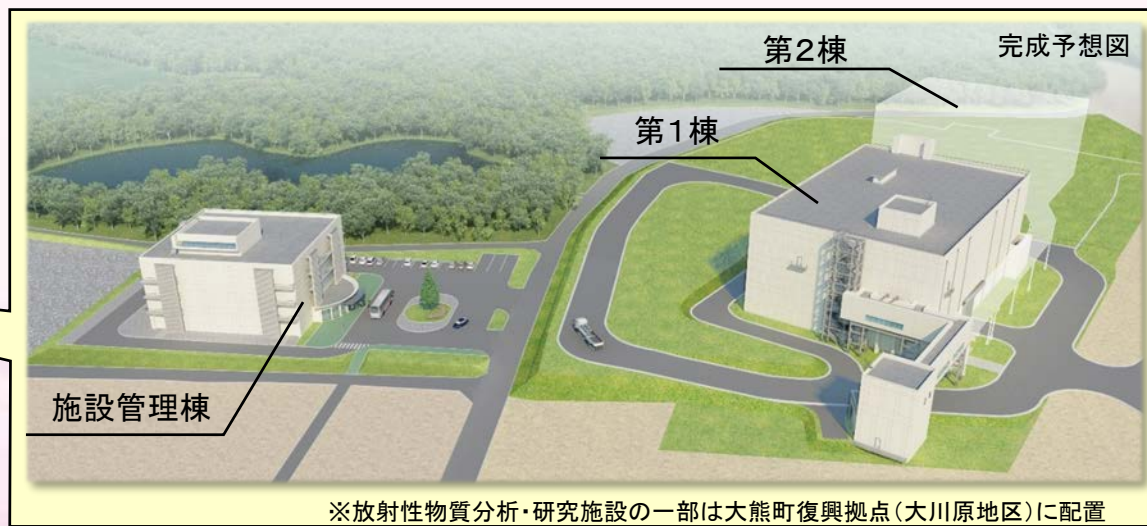
平成30年3月29日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



大熊分析・研究センター全体概要

- 大熊分析・研究センター(放射性物質分析・研究施設)は、1F事故で発生した放射性廃棄物や燃料デブリの性状等を把握するための施設で、「施設管理棟」、「第1棟」及び「第2棟」から構成され、1Fに隣接した敷地に整備しています。
- 分析作業は、作業員の被ばくを避けるための遮蔽機能をもつセル及び遠隔操作設備(マニプレータ等)や、放射性物質を閉じ込めて取り扱うためのグローブボックス等を使用していきます。
- 分析・研究によって得られたデータは、1Fの廃止措置に向けた放射性廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的基盤の確立等に活用されます。



施設管理棟: 事務所

第1棟: 主にガレキ類、焼却灰、水処理二次廃棄物等の分析を実施

第2棟: 燃料デブリ等の分析を実施

施設管理棟概要

- 施設管理棟は、事務室、会議室、ワークショップ等から構成され、第1棟、第2棟の円滑な設計、建設及び運用に資する施設で、放射性物質は取り扱いません。
- 1F関係者と密に協議し、施設整備、分析マニュアルの作成等を行う拠点として活用します。
- 施設管理棟を拠点として、これまでに得られた分析データの集約と1Fサイト内施設の状況等を把握し、分析データと施設情報を関連付けた解析を行います。また、1Fサイト内の情報を反映し、分析試料の適正な選択等を行い、廃炉工程における分析作業の効率化を図ります。
- ワークショップには、工作機器や模擬鉄セル、グローブボックス、ヒュームフード等を設置し、分析作業のモックアップを行う場として活用します。また、分析技術者育成を目的に、マニプレータやグローブボックスにおける分析作業の手順を習熟するための訓練を実施します。



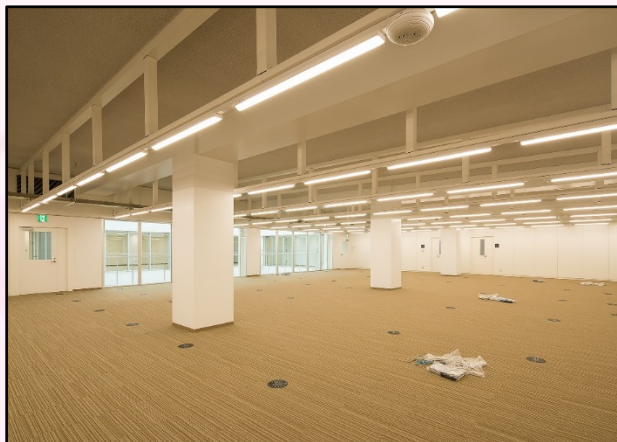
施設管理棟内写真



①全景写真



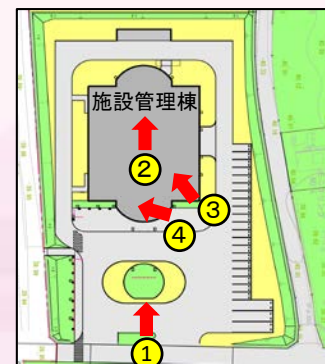
②ワークショップ



③JAEA職員室



④風除室



【凡例】

←: 撮影方向

施設管理棟開所式

日時: 2018年3月15日(木) 13:45~15:00

場所: 福島県双葉郡大熊町大字夫沢字北原5番

大熊分析・研究センター

参加者: 約200名

【来賓の方々】

- ・武藤経済産業副大臣
- ・浜田復興副大臣
- ・新妻文部科学大臣政務官
- ・鈴木福島県副知事
- ・吉田福島県議会議長
- ・渡辺大熊町長 等



開所式会場



来賓のご挨拶
(武藤経済産業副大臣)



テープカット式

施設管理棟の今後の運用計画

- 平成30年3月15日より運用を開始した。
- 第1棟の建設工事の管理、第1棟の運用開始に向けた東京電力HDとの各種調整や規則・要領類の整備等を実施する。
- ワークショップを活用し、分析作業のモックアップや、分析手順の習熟訓練を進める。

廃棄物試料の分析結果 (水処理設備処理二次廃棄物・滞留水)

平成30年3月29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。
- 水処理二次廃棄物のうち除染装置スラッジ、並びに多核種除去設備スラリーは、セシウム吸着装置により処理した水から種々の放射性核種を除去しており、また、水を含む状態で保管していることから、廃棄物管理において重要な対象である。除染装置スラッジについて、保管上のリスク低減の観点から、移送等の取り扱いに重要なデータを取得した結果を報告する。多核種除去設備の炭酸塩スラリーは、多量に発生しており、また、被処理液により性状が変動する可能性があり、放射性核種濃度とともに、固液比と pH を分析した結果を報告する。
- 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。R/BやT/Bの地下部分は汚染水との接触により汚染していると推定される。当該部分の試料採取は現時点において困難であることから、1、2及び3号機R/B地下滞留水を分析した結果を報告する。

除染装置スラッジ 試料の分取

- 除染装置スラッジを保管場所(Dピット)から採取した*1。一時保管していたスラッジ試料は*1、手で容器(10 mL)を振り攪拌した後、ピペッターで約1 mLずつ分取した。上澄み液試料とともに分析施設へ輸送した。

※1放射線分解により発生するガスを滞留させないため蓋を緩めて保管した。保管中に一部の水分が蒸発した。

スラッジ試料

試料名	試料量	試料番号	採取日	分取日
除染装置スラッジ	約 1 mL	LI-AR-SL1-1	H29.7.18	H29.8.31
	約 1 mL	LI-AR-SL1-2		
	約 10 mL	LI-AR-SL1-3		

スラッジ上澄み液の放射能濃度 [Bq/cm³]*2

試料名	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	全β
スラッジ上澄み液	2.597 E+03	ND	ND	2.899E+04	2.152 E+01	1.644 E+02	4.775 E+04

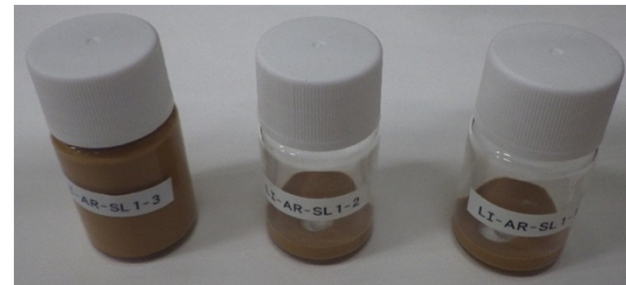
※2 東京電力殿ご提供データ



採取されたスラッジ



一時保管の様子



分取後のスラッジ試料



上澄み液

除染装置スラッジ スラッジ試料の表面線量率及び分析内容

- スラッジの移送や安定化等の方法を検討するために、流動性に係わる情報を調べた。
- 線量率はβ線の寄与が大きく、⁹⁰Sr 濃度の影響が示唆される。

試料番号	試料量	分析項目	線量率(γ) ^{*1,*2} (mSv/h)	線量率(βγ) ^{*1,*3} (mSv/h)	
1	LI-AR-SL1-1	約1 mL	化学組成 (SEM-EDX)	0.8	53.5
2	LI-AR-SL1-2	約1 mL	密度、乾燥質量、 沈降性、粒度分布、 核種濃度	0.8	59.5
3	LI-AR-SL1-3	約10 mL		7.0	178

本報の内容(ただし、核種濃度は予備的に全α、全β、全γを分析した結果)。化学組成の分析と放射性核種濃度の分析を進めている。

*1: バイアル瓶を手で振り攪拌した後に、側面から測定した表面線量率

*2: シリコン半導体検出器サーベイメータ(日立アロカ製 PDR-301)を使用

*3: 電離箱式サーベイメータ(日立アロカ製 ICS-323C)を使用

除染装置スラッジ 密度及び固液比

■ 密度

- スラッジ試料を攪拌後、ピペッターにて1 mLを分取し、秤量し質量を求めた。

試料番号	体積	質量	密度
LI-AR-SL1-3	1 mL	1.176 g	1.176 g/mL

■ 乾燥質量(固液比)

- 密度を測定したスラッジ試料をホットプレートにて蒸発乾燥させ、乾燥質量を秤量し、蒸発乾固前後の質量から固液比を求めた。

試料番号	乾燥質量	質量比 (%)		【参考】体積比 (%)*	
		固体	液体	固体	液体
LI-AR-SL1-3	0.253 g	21.5	78.5	5.8	94.2

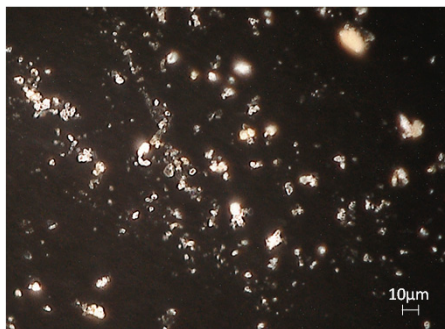
* 固体分の密度を4.47(100% 硫酸バリウムと仮定)とし算出

除染装置スラッジ 粒度分布

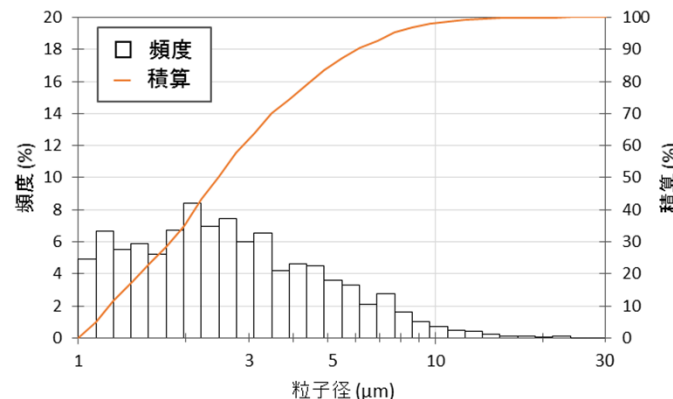
- 粒度分布を画像解析法により測定した。粒子数は、小さな粒子の割合が大きい。測定の限度 ($1 \mu\text{m}$) より小さな粒径の粒子も見られた。

試料番号	粒子径測定結果※ (μm)				
	平均径 (個数基準)	メジアン径 (個数基準)	平均径 (体積基準)	メジアン径 (体積基準)	最大粒子径
LI-AR-SL1-3	3.18	2.46	10.3	8.89	21.9

※バイアルの蓋を閉めて上下に振り攪拌後、0.1mLを分取し、純水で10mLに希釈し懸濁液とした。これを入れたバイアルを手で攪拌し、ここからさらに1mLを分取し、純水で10mLに希釈した。この一部を分取しフィルター上で乾燥後、マイラー膜で密封し、マイクロスコープで画像を撮影し、得られた画像を解析し、粒子径(直径)を求めた。

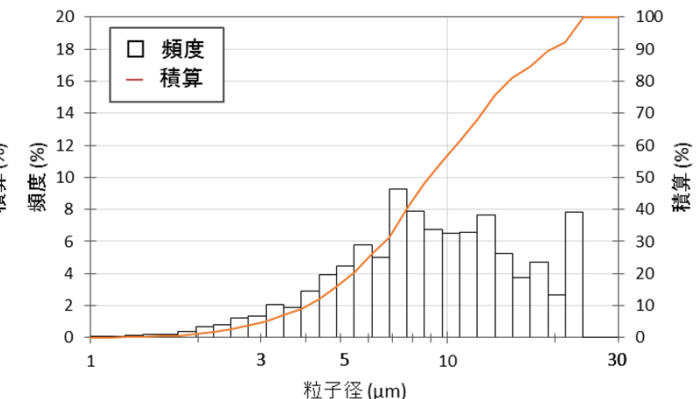


除染装置スラッジの粒子



個数基準

粒度分布



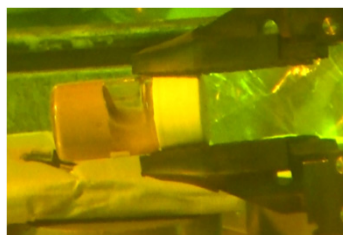
体積基準

除染装置スラッジ 沈降性

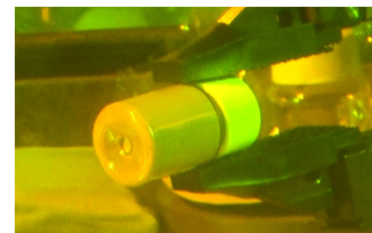
- 有詮メスシリンダー(10 mL、内径約11 mmφ、高さ約11 cm)に固液混合したスラッジ試料1 mLと上澄み10 mLを入れた。メスシリンダーの横倒を繰り返し攪拌後、スラッジの沈降を観察した。



静置によりスラッジが沈降し、上澄みの層が現れる。

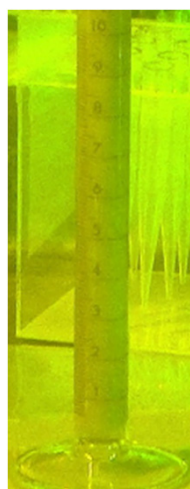


バイアルを横に倒してもスラッジは流れない。

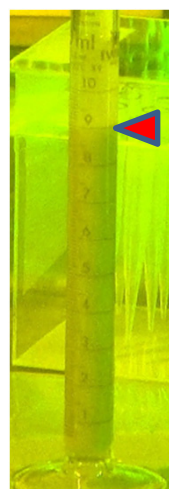


バイアルを攪拌すると徐々に固形分と上澄みが混合された。

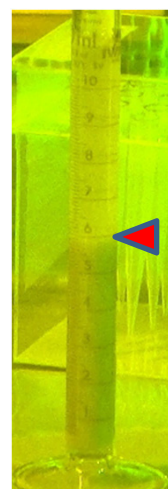
バイアル瓶の中の状態



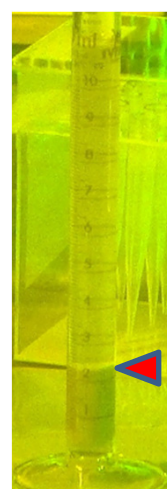
攪拌直後



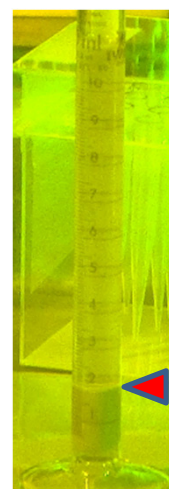
4分後



10分後

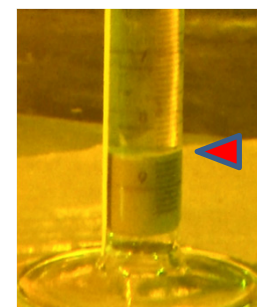


30分後

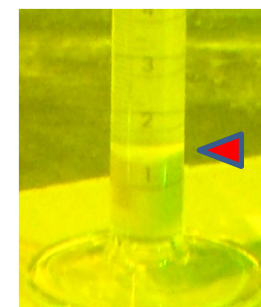


1時間後

◀ :スラッジ界面と見られる位置



約1日後



約2日後

スラッジが沈降する様子

除染装置スラッジ 核種濃度(全 α 、全 β 、全 γ 放射能)

- 試料バイアル振とう攪拌により固液混合した後、ピペッターで0.1 mLを採取した。純水を加え、希釈したものを分析した。
- 全 γ 測定では ^{137}Cs と ^{134}Cs が検出され、この合計値を全 γ として示した。 ^{137}Cs に対して3桁程低い濃度であるが ^{60}Co が検出された。

試料番号	放射能濃度 ^{※1} [Bq/cm ³]		
	全 α ^{※2}	全 β ^{※2}	全 γ ^{※3}
LI-AR-SL1-3	$< 3 \times 10^3$	$(8.2 \pm 0.1) \times 10^7$	$(7.1 \pm 0.1) \times 10^6$

※1 放射能濃度は、減衰補正なし。分析値の±の後の数値は、計数値誤差である。

※2 純水で20,000倍希釈したスラッジ試料の一部をステンレス試料皿上で乾固し、マイラー膜で被覆し測定(マイラー膜による減衰の補正を実施)。全 α にはZnS(Ag)シンチレーション検出器(アロカ社製 ZD-451型)、全 β にはGM管検出器(アロカ社製 GM-5004型)をそれぞれ用いた。

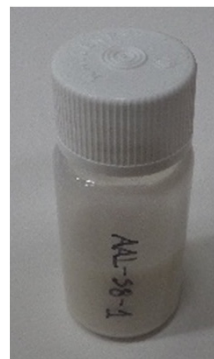
※3 純水で希釈したスラッジの一部を酸溶解し、溶出した γ 核種の放射エネルギーとスラッジ試料の測定カウント値から、スラッジ試料全体の放射エネルギーを概算。

多核種除去設備スラリー 分析試料の情報及び分析内容

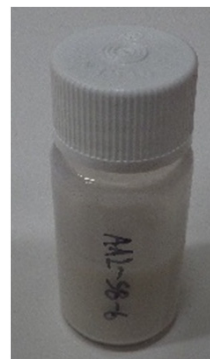
- 増設多核種除去設備 (ALPS) の炭酸塩スラリーが保管中の高性能容器 (HIC) から採取された。その固液比、pH、放射能濃度、元素濃度を分析した。
- 線量率は以前に報告した試料に比べて2桁ほど低い。

	試料名	試料番号	採取日	線量率※ (mSv/h)
1	増設ALPS B系統 炭酸塩スラリー(深さ60cm)	AAL-S8-1	H28.11.17	0.15
2	増設ALPS B系統 炭酸塩スラリー(深さ100cm)	AAL-S8-6	H28.11.17	0.16
3	増設ALPS B系統 炭酸塩スラリー(深さ150cm)	AAL-S8-8	H28.11.17	0.14
参考	増設ALPS炭酸塩スラリー(報告済 ^{*1})	AAL-S1-1	H27.5.13	22

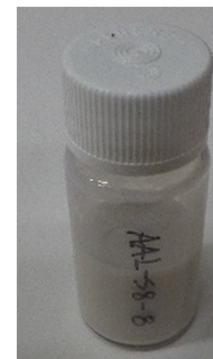
※ 試料容器表面



AAL-S8-1



AAL-S8-6



AAL-S8-8

多核種除去設備スラリー 固液比及びpH

■ 固液比

- スラリー試料を攪拌後、一定量分取し、蒸発乾固前後の質量から固液比を求めた。
- 固形分は約 7~9%の質量比であり、深さとともに固体の割合が増える傾向がうかがわれる。また、以前の分析に比べ、小さい値であり、被処理液の性状による影響が示唆される。

No.	試料番号	質量比 (%)		【参考】体積比 (%) *	
		固体	液体	固体	液体
1	AAL-S8-1(深さ60cm)	6.8	93.2	2.8	97.2
2	AAL-S8-6(深さ100cm)	7.3	92.7	3.0	97.0
3	AAL-S8-8(深さ150cm)	8.7	91.3	3.6	96.4
参考	AAL-S1-1	12.1	87.9	4.8	95.2

* 固体分の密度を2.54(炭酸カルシウムと水酸化マグネシウムの平均)と仮定し算出

■ pH

- スラリー試料を一定量分取してスラリーの沈降を待ち、上澄み層とスラリー層のpHを測定した。pH は固形分の共存、採取された深さにかかわらず約12で一定とみられる。

No.	試料番号	上澄み層	スラリー層
1	AAL-S8-1(深さ60cm)	12.4	12.3
2	AAL-S8-6(深さ100cm)	12.3	12.3
3	AAL-S8-8(深さ150cm)	12.1	-

多核種除去設備スラリー γ 核種分析結果

- ^{60}Co と ^{137}Cs は全ての試料で検出された。
- ^{94}Nb 、 ^{152}Eu と ^{154}Eu は全ての試料で不検出であった。

試料番号		放射能濃度 [Bq/cm ³]*				
		⁵⁴ Mn (約312日)	⁶⁰ Co (約5.3年)	⁹⁴ Nb (約2.0 × 10 ⁴ 年)	¹²⁵ Sb (約2.8年)	¹³⁷ Cs (約30年)
1	AAL-S8-1	< 5 × 10 ¹	(2.7 ± 0.1) × 10 ¹	< 4 × 10 ⁻¹	—	(3.3 ± 0.1) × 10 ¹
2	AAL-S8-6	< 7 × 10 ¹	(3.1 ± 0.1) × 10 ¹	< 4 × 10 ⁻¹	—	(3.8 ± 0.1) × 10 ¹
3	AAL-S8-8	(7.3 ± 2.3) × 10 ¹	(3.8 ± 0.1) × 10 ¹	< 4 × 10 ⁻¹	—	(5.2 ± 0.1) × 10 ¹
再掲	AAL-S1-1	(1.9 ± 0.2) × 10 ³	(3.9 ± 0.1) × 10 ²	< 2 × 10 ¹	(1.4 ± 0.1) × 10 ³	(9.4 ± 0.1) × 10 ²

試料番号		放射能濃度 [Bq/cm ³]	
		¹⁵² Eu (約14年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)
1	AAL-S8-1	< 3 × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁰
2	AAL-S8-6	< 3 × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁰
3	AAL-S8-8	< 3 × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁰
再掲	AAL-S1-1	< 4 × 10 ¹	< 3 × 10 ¹

※ 1~3は溶解時にTiとCaを含む溶解残渣が発生した。核種の下括弧内は半減期。放射能濃度は、減衰をH23.3.11に補正。分析値の±の後の数値は、計数値誤差である。

多核種除去設備スラリー β 及び α 核種分析結果

- ^{90}Sr はスラリーの主な核種であり、 ^{137}Cs に比べて2桁以上高い。また、濃度は既報のスラリーに対して2桁低く、線量率と相関するものと考えられる。
- Pu、Am 及び Cm 核種は既報のスラリーと大きく変わらない。

試料番号		放射能濃度 [Bq/cm ³]*				
		^{90}Sr (約29年)	^{238}Pu (約88年)	$^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu}$	^{241}Am (約 4.3×10^2 年)	^{244}Cm (約18年)
1	AAL-S8-1	$(2.0 \pm 0.1) \times 10^4$	$(4.0 \pm 0.4) \times 10^{-2}$	$(1.2 \pm 0.2) \times 10^{-2}$	$(1.7 \pm 0.4) \times 10^{-2}$	$(5.8 \pm 1.9) \times 10^{-3}$
2	AAL-S8-6	$(2.3 \pm 0.1) \times 10^4$	$(4.3 \pm 0.5) \times 10^{-2}$	$(1.5 \pm 0.3) \times 10^{-2}$	$< 1 \times 10^{-2}$	$< 6 \times 10^{-3}$
3	AAL-S8-8	$(2.9 \pm 0.1) \times 10^4$	$(5.4 \pm 0.5) \times 10^{-2}$	$(1.6 \pm 0.3) \times 10^{-2}$	$< 1 \times 10^{-2}$	$< 6 \times 10^{-3}$
再掲	AAL-S1-1	$(7.2 \pm 0.2) \times 10^6$	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(7.8 \pm 0.6) \times 10^{-2}$	$(2.0 \pm 0.4) \times 10^{-2}$	$< 7 \times 10^{-3}$

※ 1～3は溶解時にTiとCaを含む溶解残渣が発生した。核種の下括弧内は半減期。放射能濃度は、減衰をH23.3.11に補正。分析値の±の後の数値は、計数値誤差である。

多核種除去設備スラリー 元素分析結果

- 前処理(溶解)で以前には認められなかった残渣が発生し、Tiが検出された。被処理液の性状による影響とみられる。

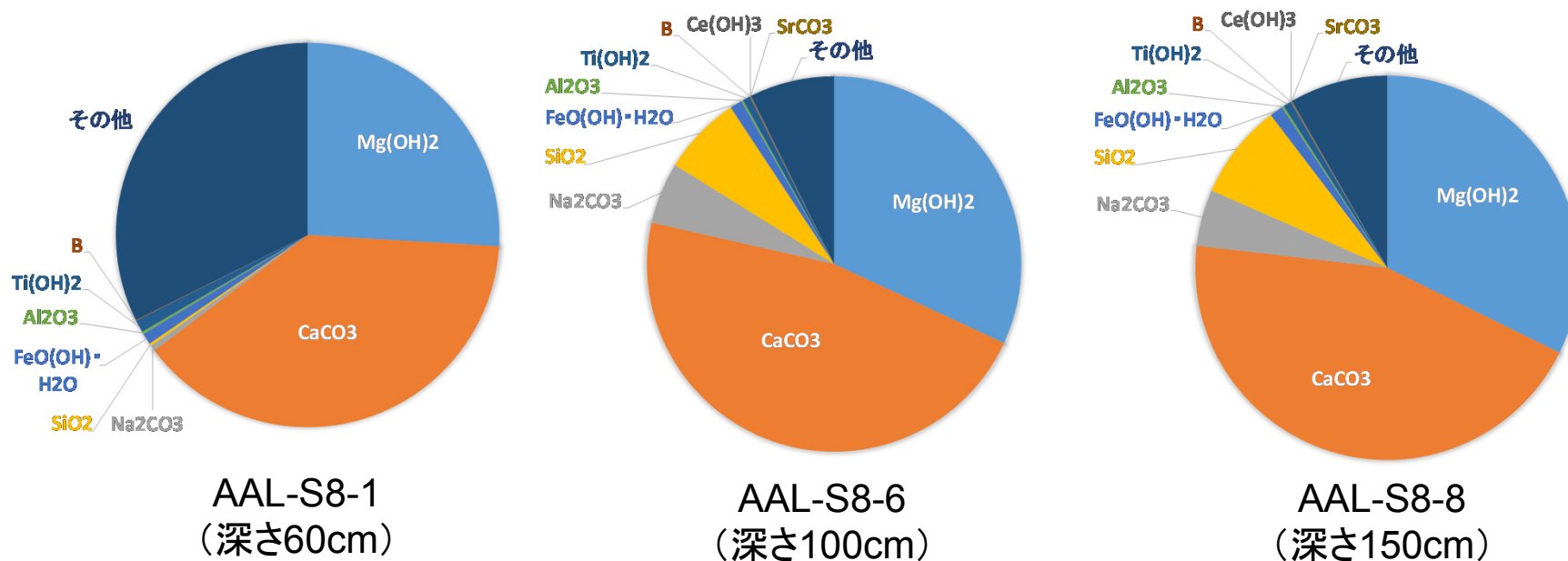
試料番号		元素組成比 [wt%]									
		B	Na	Mg	Al	Si	Ca	Ti	Fe	Sr	Ce
1	AAL-S8-1	0.06	0.21	10.8	0.10	0.10	15.5	0.62	0.50	<0.06	ND
2	AAL-S8-6	0.06	2.29	13.3	0.08	3.20	18.7	0.38	0.55	0.02	0.04
3	AAL-S8-8	0.05	2.06	13.5	0.09	3.75	17.8	0.40	0.59	0.02	0.05
再掲	AAL-S1-1	0.04	4.0	22.2	ND	0.43	14.5	ND	0.08	0.07	ND

試料番号		物質構成比 [wt%] (代表的な物質を想定)										
		B	Na ₂ CO ₃	Mg(OH) ₂	Al ₂ O ₃	SiO ₂	CaCO ₃	Ti(OH) ₂	FeO(OH) ·H ₂ O	SrCO ₃	Ce(OH) ₃	その他
1	AAL-S8-1	0.06	0.47	25.9	0.20	0.21	38.8	1.1	0.96	-	-	32.3
2	AAL-S8-6	0.06	5.29	31.9	0.16	6.85	46.6	0.6	1.06	0.03	0.04	7.3
3	AAL-S8-8	0.05	4.74	32.3	0.17	8.03	44.6	0.7	1.13	0.03	0.05	8.3
再掲	AAL-S1-1	0.04	9.3	53.3	-	0.93	36.2	-	0.16	0.12	-	0.1

※ 「その他」には溶解残渣を含む。AAL-S8-1の溶解処理で溶解残渣が発生したため、溶解処理方法の改善を行い、AAL-S8-6及びAAL-S8-8の処理を行い、残渣の量が低減した。

多核種除去設備スラリー <参考> 構成物質の推定

- いずれの試料も Mg 及び Ca 化合物(それぞれ CaCO_3 と Mg(OH)_2 を仮定して割合を算出)で大部分を占める。次いで、ケイ素が寄与している。



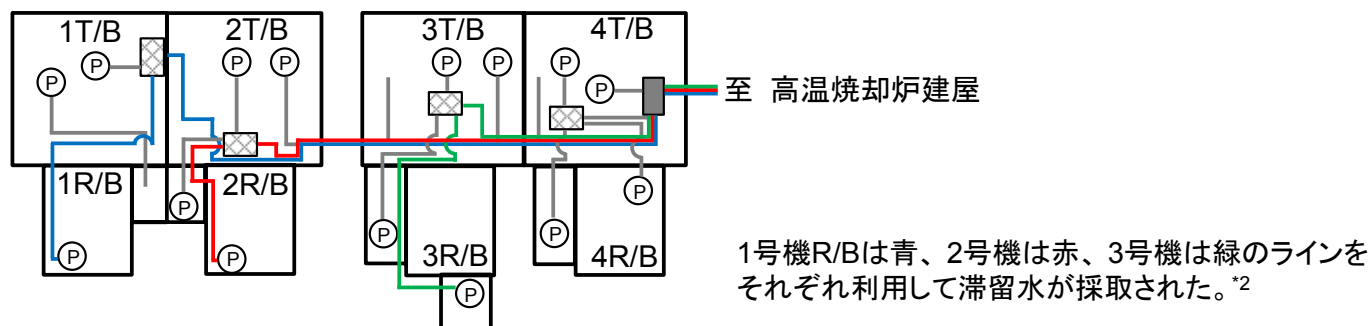
※代表的な化合物を想定して算出。

R/B 滞留水

試料の性状、分析内容

- 1、2及び3号機 R/B滞留水について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 , ^{129}I , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{234}U , ^{238}U , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{244}Cm
 - なお、3号機R/B地下滞留水は試料量が少なく、 ^{63}Ni 、 ^{79}Se 及び ^{99}Tc を分析していない。

試料名	試料番号	採取日	採取場所	線量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	pH	備考 ^{*1}
1号機R/B 滞留水	LI-1RB2-1	2017.3.7	高温焼却炉建屋の採水口にて採取	55	7.9	原子炉注水量の低減後
2号機R/B 滞留水	LI-2RB2-1	2017.2.23	同上	8.5	7.5	上記、低減前
	LI-2RB3-1	2017.5.16	同上	20	7.8	上記、低減後
3号機R/B 滞留水	LI-3RB2-1	2017.2.7	同上	90	7.7	上記、低減前
	LI-3RB3-1	2017.4.20	同上	90	7.7	上記、低減後



試料採取における滞留水の流れ

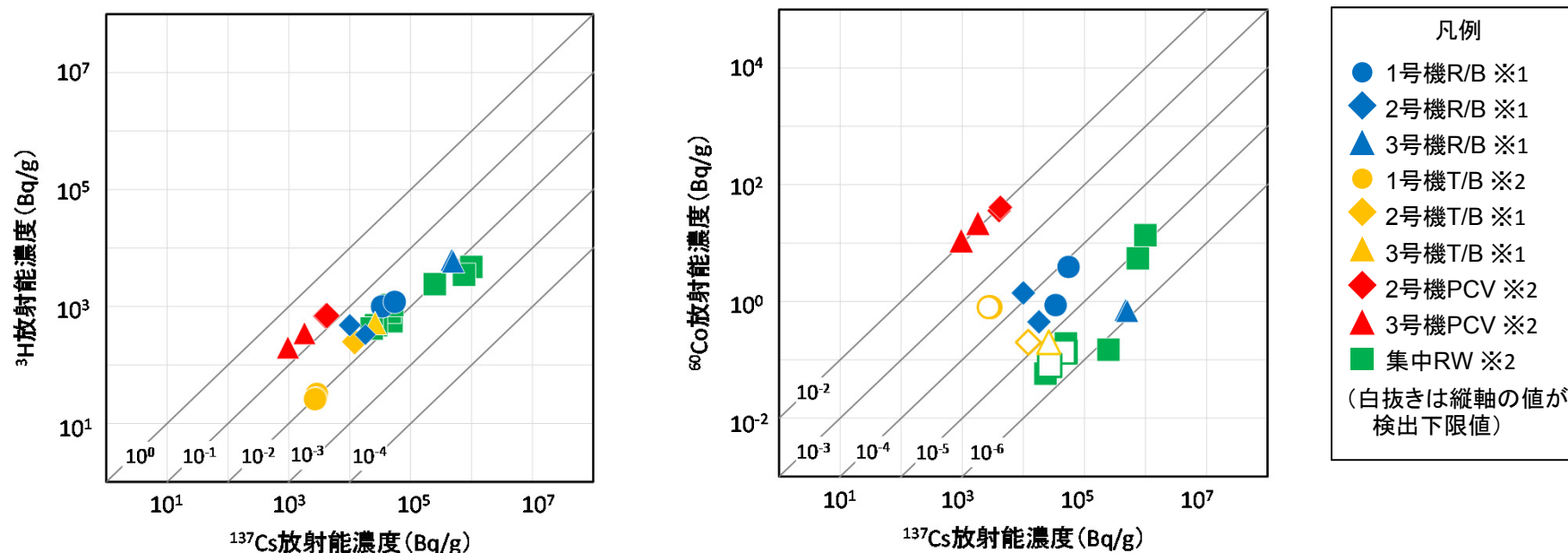
*1 原子炉注水量について、注水量が2017年2～3月に低減された。

*2 特定原子力施設監視・評価検討会(第53回, 資料5, 平成29年5月22日)から一部引用、加筆。

R/B 滞留水

^3H , ^{60}Co と ^{137}Cs 濃度の関係

- $^3\text{H}/^{137}\text{Cs}$ 比に関して、1、2及び3号機R/B滞留水は同様の値を示し、2及び3号機T/B滞留水とも近い。原子炉注水量の変化による影響は見られない。
- $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ 比に関して、1号機R/Bに比べて3号機R/Bは1桁程度小さい。全体としてばらつきが大きい。



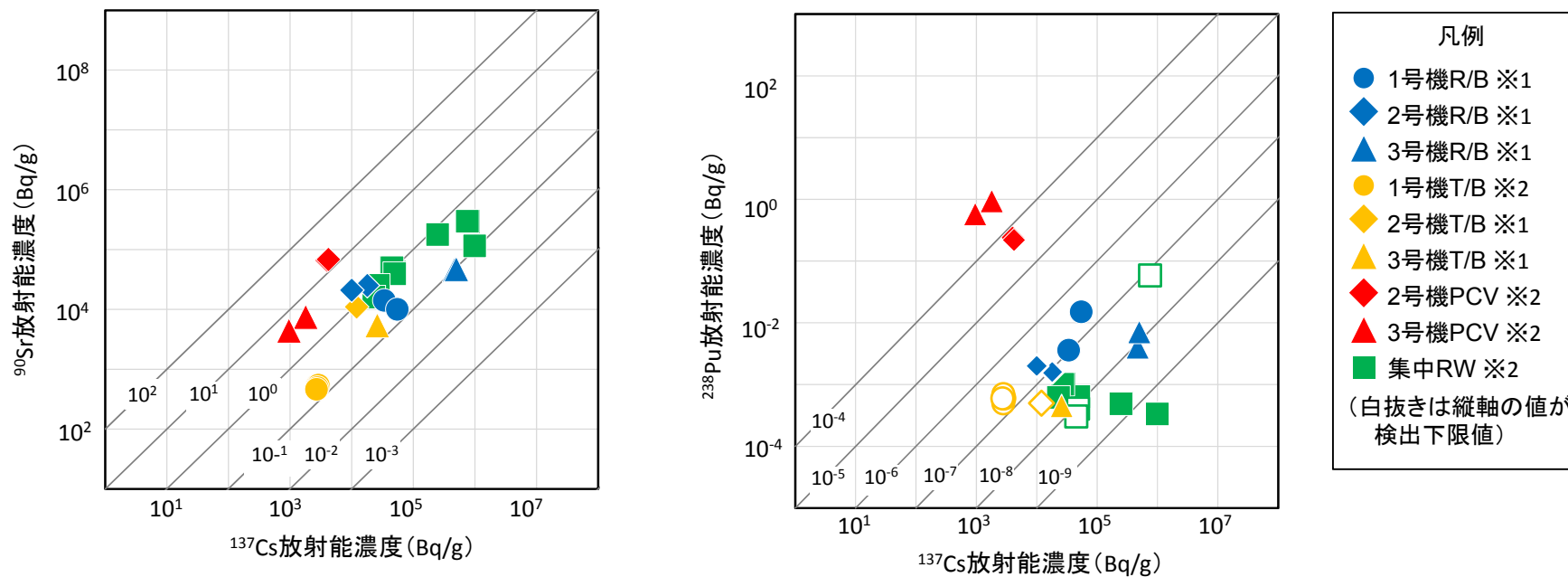
$^3\text{H}/^{137}\text{Cs}$ 比	1号機R/B	2号機R/B	3号機R/B
滞留水※1	2.5×10^{-2}	3.0×10^{-2}	1.3×10^{-2}
燃料※3	4.7×10^{-3}	4.9×10^{-3}	4.9×10^{-3}

$^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ 比	1号機R/B	2号機R/B	3号機R/B
滞留水※1	4.2×10^{-5}	5.9×10^{-5}	1.5×10^{-6}
燃料※3	1.3×10^{-5}	1.4×10^{-5}	1.4×10^{-5}

R/B 滞留水

^{90}Sr , ^{238}Pu と ^{137}Cs 濃度の関係

- $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比に関して、1、2及び3号機R/B滞留水は1桁ほどの範囲でばらつくが、それぞれT/B滞留水と同程度である。原子炉注水量の変化による影響は見られない。
- $^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$ 比に関して、1及び2号機R/B滞留水は、3号機R/Bに比べて1桁程度大きい。



$^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比	1号機R/B	2号機R/B	3号機R/B
滞留水※2	2.7×10^{-1}	1.7×10^0	9.6×10^{-2}
燃料※3	7.4×10^{-1}	7.5×10^{-1}	7.5×10^{-1}

$^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$ 比	1号機R/B	2号機R/B	3号機R/B
滞留水※2	1.7×10^{-7}	1.3×10^{-7}	1.1×10^{-8}
燃料※3	2.3×10^{-2}	1.8×10^{-2}	2.3×10^{-2}

R/B 滞留水 核種分析結果①

- 前述の核種に加えて、 ^{63}Ni 、 ^{129}I 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 、 ^{241}Am 、 ^{244}Cm が検出された。また、 ^{14}C 、 ^{79}Se 、 ^{94}Nb 、 ^{99}Tc 、 $^{152, 154}\text{Eu}$ 、 $^{234, 235}\text{U}$ は検出されなかった。

試料名	放射能濃度[Bq/cm ³]			
	³ H (約12年)	¹⁴ C (約5.7 × 10 ³ 年)	⁶⁰ Co (約5.3年)	⁶³ Ni (約1.0 × 10 ² 年)
LI-1RB2-1	$(1.2 \pm 0.1) \times 10^3$	$< 5 \times 10^{-2}$	$(3.9 \pm 0.1) \times 10^0$	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^0$
LI-2RB2-1	$(3.3 \pm 0.1) \times 10^2$	$< 5 \times 10^{-2}$	$(4.5 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	$(1.2 \pm 0.1) \times 10^1$
LI-2RB3-1	$(4.8 \pm 0.1) \times 10^2$	$< 5 \times 10^{-2}$	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^0$	$(9.0 \pm 0.1) \times 10^0$
LI-3RB2-1	$(6.3 \pm 0.1) \times 10^3$	$< 5 \times 10^{-1}$	$(7.2 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	—
LI-3RB3-1	$(5.9 \pm 0.1) \times 10^3$	$< 5 \times 10^{-1}$	$(6.9 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	—

試料名	放射能濃度[Bq/cm ³]			
	⁷⁹ Se (約6.5 × 10 ⁴ 年)	⁹⁰ Sr (約29年)	⁹⁴ Nb (約2.0 × 10 ⁴ 年)	⁹⁹ Tc (約2.1 × 10 ⁵ 年)
LI-1RB2-1	$< 5 \times 10^{-2}$	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^4$	$< 4 \times 10^{-2}$	$< 5 \times 10^{-2}$
LI-2RB2-1	$< 5 \times 10^{-2}$	$(2.5 \pm 0.1) \times 10^4$	$< 7 \times 10^{-2}$	$< 5 \times 10^{-2}$
LI-2RB3-1	$< 5 \times 10^{-2}$	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^4$	$< 7 \times 10^{-2}$	$< 5 \times 10^{-2}$
LI-3RB2-1	—	$(4.6 \pm 0.1) \times 10^4$	$< 7 \times 10^{-2}$	—
LI-3RB3-1	—	$(4.7 \pm 0.1) \times 10^4$	$< 7 \times 10^{-2}$	—

※ 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。

R/B 滞留水 核種分析結果②

試料名	放射能濃度[Bq/cm ³]			
	¹²⁹ I (約1.6 × 10 ⁷ 年)	¹³⁷ Cs (約30年)	¹⁵² Eu (約14年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)
LI-1RB2-1	< 5 × 10 ⁻²	(5.5±0.1) × 10 ⁴	< 4 × 10 ⁻¹	< 2 × 10 ⁻¹
LI-2RB2-1	< 5 × 10 ⁻²	(1.8±0.1) × 10 ⁴	< 7 × 10 ⁻¹	< 4 × 10 ⁻¹
LI-2RB3-1	< 5 × 10 ⁻²	(1.0±0.1) × 10 ⁴	< 7 × 10 ⁻¹	< 4 × 10 ⁻¹
LI-3RB2-1	(1.8±0.1) × 10 ⁻¹	(4.7±0.1) × 10 ⁵	< 7 × 10 ⁻¹	< 4 × 10 ⁻¹
LI-3RB3-1	(1.7±0.1) × 10 ⁻¹	(5.0±0.1) × 10 ⁵	< 7 × 10 ⁻¹	< 4 × 10 ⁻¹

試料名	放射能濃度[Bq/cm ³]					
	²³⁴ U (約2.5 × 10 ⁵ 年)	²³⁸ U (約4.5 × 10 ⁹ 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)
LI-1RB2-1	< 5 × 10 ⁻⁴	< 5 × 10 ⁻⁴	(1.5±0.1) × 10 ⁻²	(4.7±0.3) × 10 ⁻³	(5.0 ± 0.4) × 10 ⁻³	(1.2 ± 0.1) × 10 ⁻²
LI-2RB2-1	< 1 × 10 ⁻³	< 1 × 10 ⁻³	(1.6±0.4) × 10 ⁻³	< 1 × 10 ⁻³	< 1 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³
LI-2RB3-1	< 1 × 10 ⁻³	< 1 × 10 ⁻³	(2.0±0.4) × 10 ⁻³	< 1 × 10 ⁻³	< 1 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³
LI-3RB2-1	< 1 × 10 ⁻³	< 1 × 10 ⁻³	(4.0±0.6) × 10 ⁻³	(1.2±0.3) × 10 ⁻³	< 1 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³
LI-3RB3-1	< 1 × 10 ⁻³	< 1 × 10 ⁻³	(7.1±0.6) × 10 ⁻³	(2.2±0.3) × 10 ⁻³	< 1 × 10 ⁻³	< 2 × 10 ⁻³

※ 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。

まとめ

- 除染装置スラッジの流動性に関するデータとして、密度、固液比、粒度分布、沈降性、主要核種濃度を調べた。スラッジの安定化を進めるにあたり、移送等の対策を検討する基礎データを得ることができた。
- 多核種除去設備炭酸塩スラリーを分析し、固液比、pH、放射能濃度、元素濃度を分析した。以前に報告した試料と比べ、主な核種である ^{90}Sr の濃度は線量率とともに 2 桁ほど低い。被処理液の性状により、固液比や微量含まれる元素が異なる可能性が認められた。
- 1、2及び3号機R/B滞留水を分析し、次の核種が検出された。
 ^3H , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{244}Cm
- また、R/B滞留水は原子炉注水量を低減する前後で採取したものを分析したが、注水量によって放射能濃度は大きく変化していない。
- 固体廃棄物の性状に関するデータを蓄積するために、試料の採取と分析を継続していく。