

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	4月		5月				6月			7月	8月	備考	
				28	30	7	14	21	28	4	11	18	25			
固体廃棄物の保管管理、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 ・足場材貸出による再使用	検討・設計												
			(予定) ・足場材貸出による再使用	現場作業	足場材貸出による再使用											・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) ・固体廃棄物貯蔵庫第9棟にかかる建屋工事 躯体工事 内外装工事	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 内外装工事	現場作業	固体廃棄物貯蔵庫第9棟にかかる建屋工事											・2018年1月：竣工予定
			躯体工事（地上1階）	躯体工事（地上1階）												
			躯体工事（地上2階）	躯体工事（地上2階）												
	躯体工事（塔屋階）	躯体工事（塔屋階）														
	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	設置工事											・2015年11月13日：使用前検査（3槽） ・ガレキの発生量が保管施設 第4槽の保管容量に満たないため施行一時中断。 再開時期は2018年3月予定
	2. 保管適正化の推進	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 ・伐採木一時保管槽への受入（枝葉）	検討・設計												
(予定) ・伐採木一時保管槽への受入（枝葉） ・伐採木一時保管槽蓋締め施工			現場作業	伐採木一時保管槽への受入（枝葉）												
雑固体廃棄物焼却設備		(実績) ・停止（A・B系）	現場作業	【A系】 停止（定期点検）											・【A系及びB系】 2017年2月12日：定期点検停止（エキスパンション電線の恒久対策含む） 2017年6月中旬：起動予定	
		(予定) ・停止（A・B系） ・処理運転（A・B系）	現場作業	【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 ・建築確認申請・審査 ・準備工事	検討・設計	機電設計											・2020年度上期：竣工予定 ・2017年4月11日：実施計画認可申請	
		(予定) ・機電設計 ・準備工事 仮設事務所設置、安全通路の整備等 掘削工事	現場作業	準備工事												
除染装置 (AREVA) スラッジ		(実績) ・調査内容検討	検討・設計	調査内容検討											記載の細分化 データ解析・評価	
		(予定) ・線量分布確認における準備作業 ・エリアの線量分布確認 ・データ解析・評価	現場作業	線量分布確認における準備作業												エリア線量分布確認

固体廃棄物の保管管理、処理・処分計画

最新工程反映（枝葉受入5月下旬→6月下旬）、新規追加

伐採木一時保管槽蓋締め施工

記載の細分化
データ解析・評価

線量分布確認における準備作業

エリア線量分布確認

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	4月		5月			6月			7月	8月	備考				
				29	30	7	14	21	28	4	11	18	上		中	下	日	月
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						
			現場作業															
			検討・設計															
固体廃棄物の保管管理・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】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) 	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												
			現場作業															
			検討・設計															
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棟建屋準備工事 <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 施設管理棟建設工事 第1棟建屋現地工事 杭打準備作業 杭工事 基礎工事 	検討・設計			施設管理棟建設工事												
			現場作業															
			検討・設計															

- 凡例**
- : 検討業務・設計業務・準備作業
 - : 状況変化により、再度検討・再設計等が発生する場合
 - : 現場作業予定
 - : 天候状況及び他工事調整により、工期が左右され完了日が暫定な場合
 - : 機器の運転継続のみで、現場作業(工事)がない場合
 - : 1月以降も作業や検討が継続する場合は、端を矢印で記載
 - : 工程調整中のもの

・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>

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)

・2017年度竣工予定

瓦礫類・伐採木・使用済保護衣等の管理状況(2017.4.30 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 (2017.4.27)	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	0.01	2,800 m ³	0 m ³	—	85 %	147900 / 214300 (69%)	・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4月末時点で380基(コンテナ)保管。 ・2017年4月3日より、新設エリアV追加、エリアJ・Oは保管容量増加。
		C	屋外集積	0.01未満	54,800 m ³	+500 m ³	①②③	87 %		
		F	屋外集積	0.01未満	6,400 m ³	0 m ³	—	85 %		
		J	屋外集積	0.01	4,300 m ³	0 m ³	—	53 %		
		N	屋外集積	0.01	4,500 m ³	0 m ³	—	45 %		
		O	屋外集積	0.01未満	31,600 m ³	+5,400 m ³	④⑤	61 %		
		P	屋外集積	0.01	42,100 m ³	+200 m ³	③	66 %		
	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 %	30900 / 71000 (44%)	・エリアWは、車両解体(プレス等)及びエリア内配置整理により保管 量減。 ・2017年4月3日より、新設エリアX追加、エリアDは保管容量増加。
	E	シート養生	0.02	13,000 m ³	+100 m ³	③	81 %			
	P	シート養生	0.02	5,500 m ³	微増	—	62 %			
	W	シート養生	0.05	9,000 m ³	-500 m ³	⑦⑧	31 %			
	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 %	20800 / 27700 (75%)	・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	0.30	2,200 m ³	+200 m ³	②	31 %		
E		容器*4	0.02	300 m ³	0 m ³	—	19 %			
F		容器	0.01未満	600 m ³	0 m ³	—	99 %			
固体廃棄物貯蔵庫	固体廃棄物 貯蔵庫	容器*4	0.02	5,700 m ³	0 m ³	—	93 %	8300 / 12000 (69%)	・主な瓦礫類は、1~3号機工事等で発生した瓦礫類。	
合計(ガレキ)			207,900 m ³	+7,500 m ³	—	64 %				
伐採木	屋外集積 (幹・根・枝・葉)	G	屋外集積	0.01未満	7,100 m ³	+7,100 m ³	①	18 %	79500 / 144500 (55%)	・2017年4月3日より、新設エリアG(幹・根・枝・葉)追加、エリア Hは保管容量増加。
		I	屋外集積	—	0 m ³	0 m ³	—	0 %		
		H	屋外集積	0.01未満	32,900 m ³	+18,200 m ³	①⑤	77 %		
		M	屋外集積	0.01未満	39,500 m ³	微増	—	88 %		
	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	—	65 %	19600 / 24900 (79%)	⑩
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)			99,100 m ³	+21,000 m ³	—	59 %				
保護衣	屋外集積	容器	0.03	67,500 m ³	+700 m ³	⑫	95 %	67500 / 71200 (95%)	・2017年2月12日~雑固体焼却設備点検停止中 ・使用済保護衣等焼却量 1519t(2017年4月末累積) ・焼却灰のドラム缶数 280本(2017年4月末累積)	
合計(使用済保護衣等)			67,500 m ³	+700 m ³	—	95 %				
仮設	瓦礫類	U(仮設分)	屋外集積	700 m ³	+700 m ³	⑥	—	—	・タンク設置スペース確保に伴い、エリアJより持込み。	
	伐採木(枝・葉)	V(仮設分)	屋外集積	4,300 m ³	+4,300 m ³	⑪	—	—	・伐採木のチップ化処理作業に伴い、エリアVより持込み。	
合計(仮設運用エリア)			5,000 m ³	+5,000 m ³	—	—	—	—		

※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。

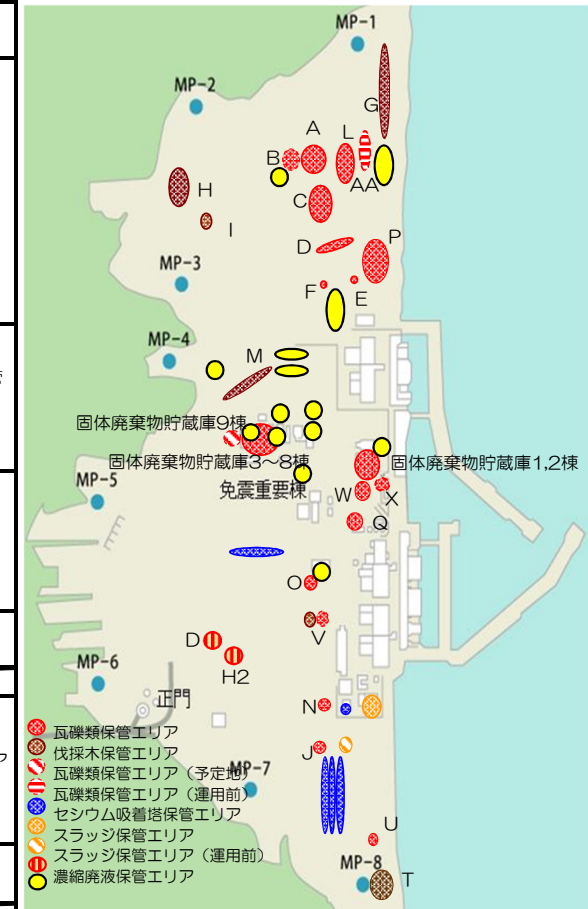
※2 100m³未満を端数処理しており、微増・微減とは100m³未満の増減を示す。

※3 主な変動理由：①敷地造成関連工事 ②1~4号建屋周辺瓦礫撤去関連工事 ③タンク関連設置工事 ④焼却対象物の受入 ⑤実施計画変更認可により正式運用開始 ⑥タンク設置に伴い瓦礫の取出
⑦車両解体工事 ⑧エリア整理 ⑨一時保管エリアWから瓦礫の受入 ⑩水処理二次廃棄物(小型フィルタ等)の保管 ⑪チップ化処理のため伐採木の取出 ⑫使用済保護衣等の受入

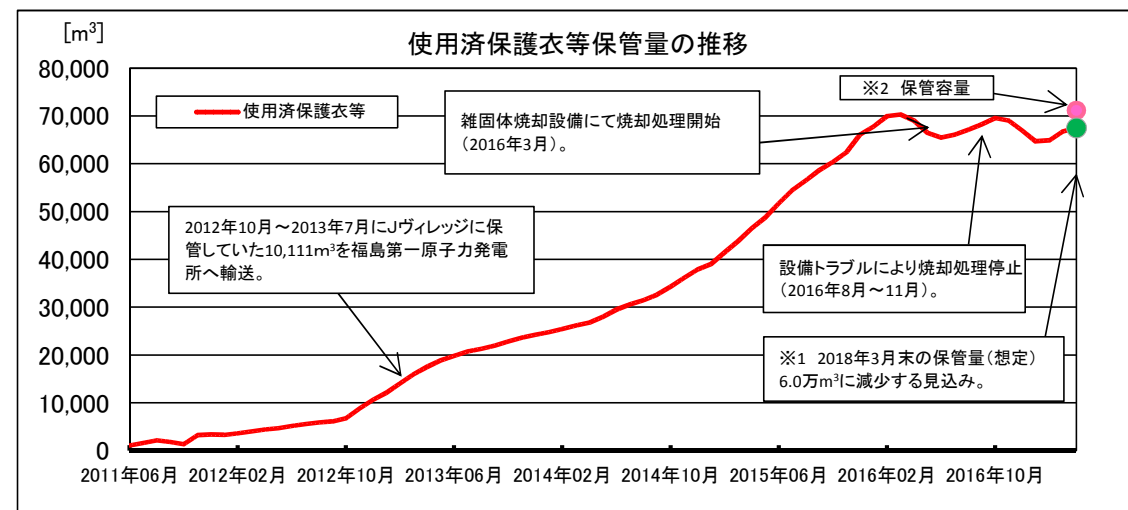
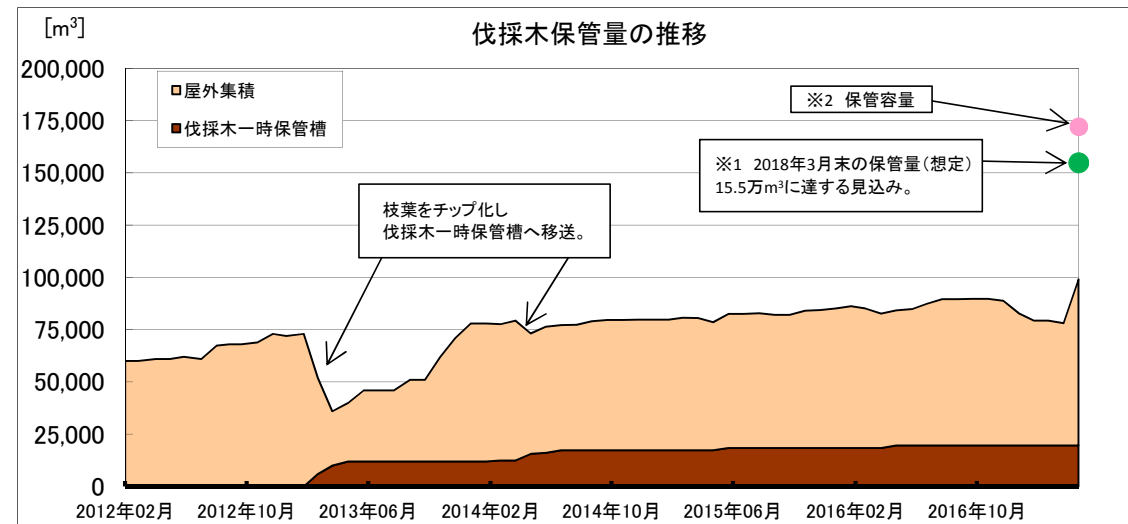
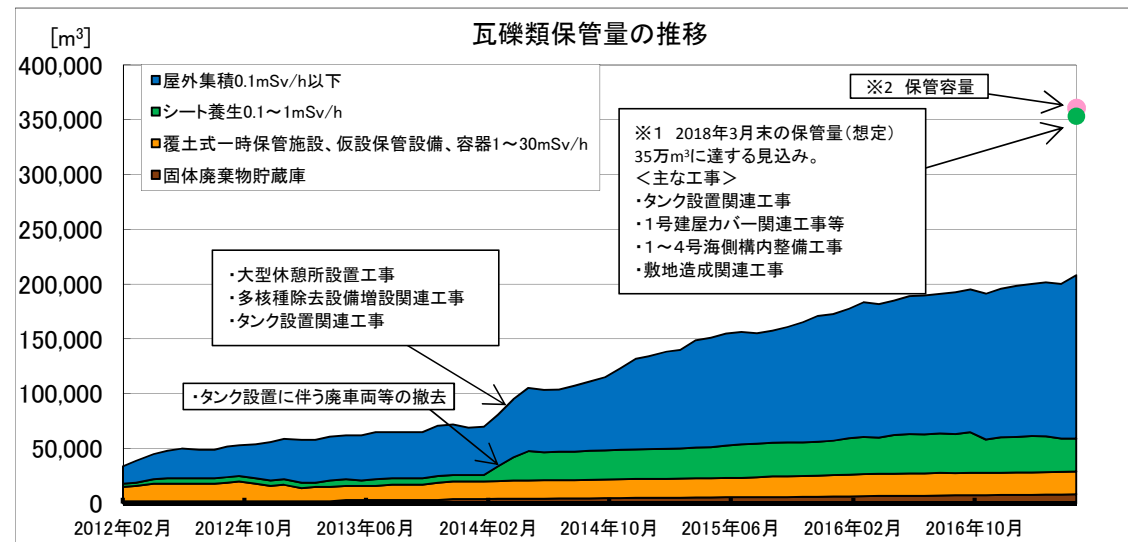
※4 水処理二次廃棄物(小型フィルタ等)を含む。

水処理二次廃棄物の管理状況(2017.5.18時点)

分類	保管場所	種類	保管量	前回報告比 (2017.4.27)	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バessel	758 本	0 本	3628 / 6239 (58%)	・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バessel	188 本	+2 本		
		多核種除去設備等保管容器	1,365 基	+8 基		
		増設	1,044 基	+16 基		
		高性能多核種除去設備使用済バessel	73 本	0 本		
		多核種除去設備処理カラム	9 塔	0 塔		
モバイル式処理装置等使用済バessel及びフィルタ類	191 本	+1 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	9,379 m ³	+23 m ³	9379 / 10700 (88%)	・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: 9279 [m] タンク底部~水位計の保管量(DS): 約100[m]	

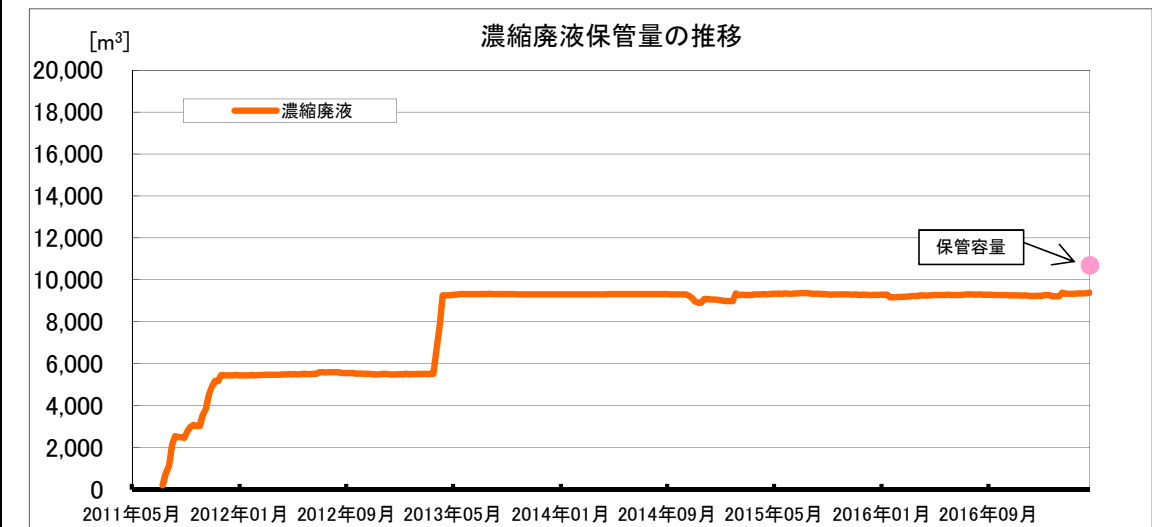
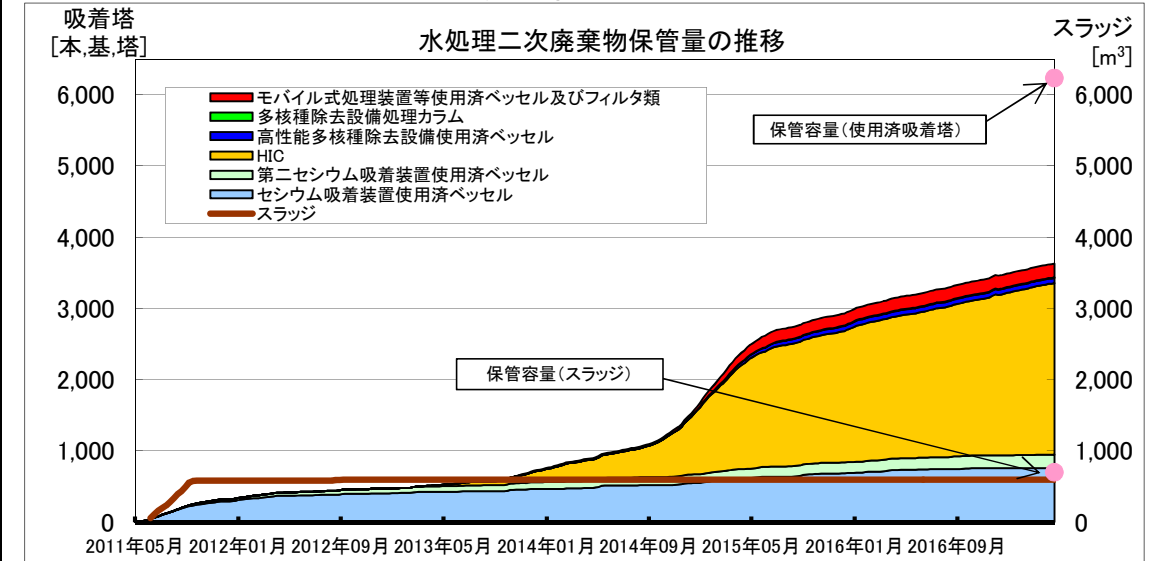


瓦礫類・伐採木・使用済保護衣等の管理状況(2017.4.30時点)



※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(2017年3月1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(2017年3月1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(2017.5.18時点)





IRID

福島第一原子力発電所の固体廃棄物試料分析 (現状までの成果報告)

平成29年5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、経済産業省平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業(事故廃棄物処理・処分概念構築に係る技術検討調査)、平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(事故廃棄物処理・処分技術の開発)」および平成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)」の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。
- 処理・処分の技術検討のために、放射性核種による汚染の特徴を明らかにする必要がある、瓦礫類や汚染水などの分析を継続している。
 - ◇ 処分の安全性を確保する上で重要と考えられる核種を対象として、約70点/年の廃棄物試料を詳細分析してきている。
 - ◇ 分析結果は、廃棄物インベントリ(放射能量)評価、処理方法の検討、廃棄物の分類方法の検討などに順次活用している。
- 平成29年(2017年)3月末までに得られたデータとその値に基づく核種組成の傾向を報告する。

分析とその結果の利用についての流れ

- 瓦礫類、滞留水、水処理二次廃棄物等の分析試料を福島第一原子力発電所から所外分析施設へ輸送し分析を行った。

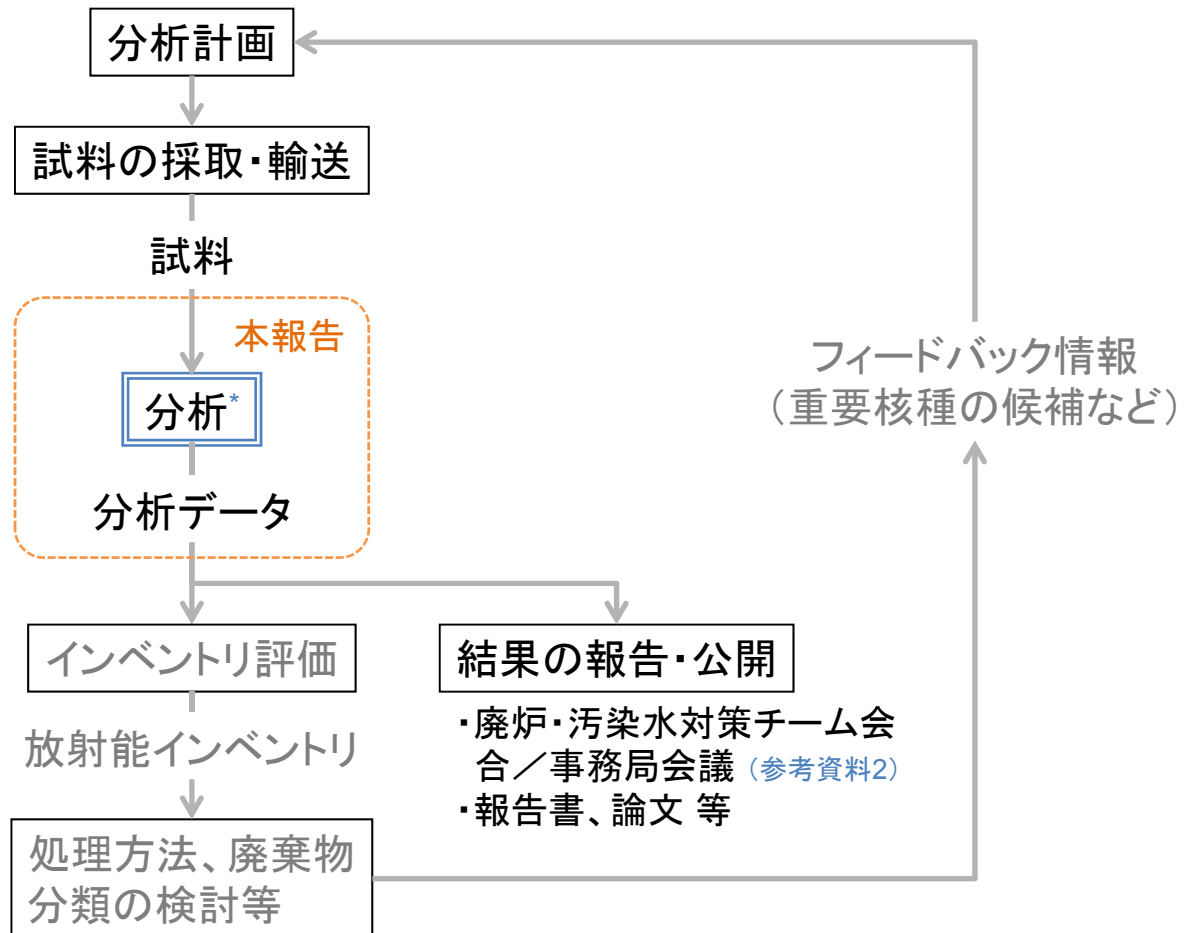


福島第一原子力発電所での試料採取



分析(原子力機構 原科研での様子)

* 放射性核種は、 ^3H 、 ^{79}Se 、 ^{90}Sr 、 ^{129}I 、 ^{137}Cs 等の核分裂生成物、 ^{238}Pu 、 $^{239+240}\text{Pu}$ 等の α 核種、 ^{14}C 、 ^{60}Co 等の放射化生成物を対象とした。分析は、固体廃棄物を対象とした方法による(参考資料1)。



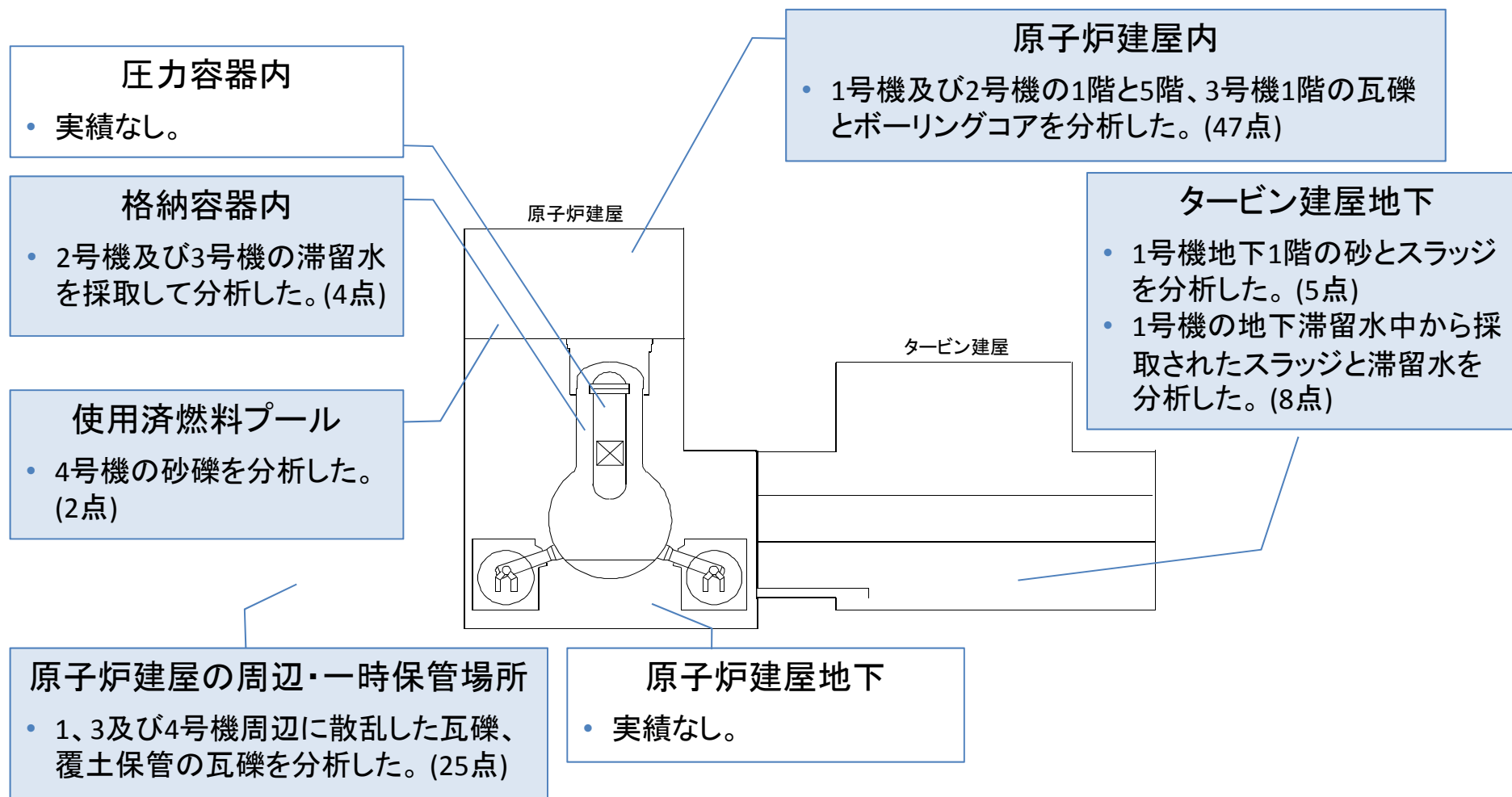
分析試料

－ 結果の発表に関する実績(2017年3月31日時点) －

分類	試料		試料点数	
瓦礫類	原子炉建屋内	1号機 1・5階	瓦礫等	29
		2号機 1・5階	瓦礫等	7
		3号機 1階	瓦礫等	11
		4号機使用済燃料プール	瓦礫	2
	タービン建屋内	1号機 地下	スラッジ・砂	7
	原子炉建屋周辺	1・3・4号機周辺	瓦礫	15
	覆土式一時保管施設	第1・2槽	瓦礫	10
汚染水	原子炉建屋内	2・3号機格納容器内	滞留水	4
	タービン建屋内	1号機 地下	スラッジ・滞留水	6
	集中廃棄物処理建屋内	地下	滞留水	12
	処理装置	セシウム吸着装置(第二含む)	処理水	27
		除染装置	処理水	3
		淡水化装置(RO)	処理水	2
		蒸発濃縮装置	処理水	3
		多核種除去設備(増設含む)	処理水	18
水処理二次廃棄物	多核種除去設備(増設含む)	スラリー	6	
可燃物	保護衣等焼却灰		5	
土壌	土壌		6	
植物	伐採木	枝葉	5	
	立木	枝葉、落葉、表土	123	

原子炉・タービン建屋の分析状況（実績）

- 今後も継続して瓦礫等の分析を進める予定である。
- 特に、格納容器内の固体試料については、内部の調査に合わせて採取できた場合に、入手、分析する予定である。原子炉建屋内の試料については、高線量環境下における採取方法を検討している。



原子炉・タービン建屋の汚染の傾向

■ 汚染の傾向を分析結果に基づいて推定した。今後、試料採取・分析を通じて検証を進めていくことが必要。

圧力容器内

—
(燃料デブリと放射化生成物による高汚染が考えられるが、実績なし。)

格納容器内

- 2号機及び3号機の滞留水では、下流(集中廃棄物処理建屋)の滞留水に比べて、Co や α 核種の ^{137}Cs に対する放射能濃度比が高い傾向にある。(参考資料4 図1)

使用済燃料プール

- 4号機では、放射化生成物である ^{60}Co の ^{137}Cs に対する放射能濃度比が原子炉建屋の他の試料と比べて大きい傾向にある。(参考資料4 図2)

原子炉建屋の周辺

- 1及び3号機周辺の瓦礫は、汚染の核種組成が原子炉建屋内と似た傾向にある。(参考資料6)

原子炉建屋内

- 1号機及び2号機の1階と5階、3号機1階で、 ^{137}Cs のほか、Sr 等の核分裂生成物、Pu等の α 核種、Co 等の放射化生成物を検出した。(参考資料3)

タービン建屋地下

- 原子炉建屋内に比べて、 ^{90}Sr の ^{137}Cs に対する放射能濃度比が高い傾向にある。(参考資料5 図)
- 沈降したスラッジは、Cs、Sr や α 核種を含む傾向にある。(参考資料5 表)

原子炉建屋

タービン建屋

原子炉建屋地下

—
(滞留水による汚染が考えられるが、実績なし。)

滞留水・処理水・水処理二次廃棄物の分析状況(実績)

- 今後も継続して汚染水と二次廃棄物の分析を進める予定である。
- 特に除染装置スラッジについては、採取方法を検討している。

滞留水

集中廃棄物処理建屋内	12点を分析した。
原子炉建屋内	2・3号機格納容器内の4点を分析した。
タービン建屋内	1号機内の6点を分析した。

除染装置(アレバ)

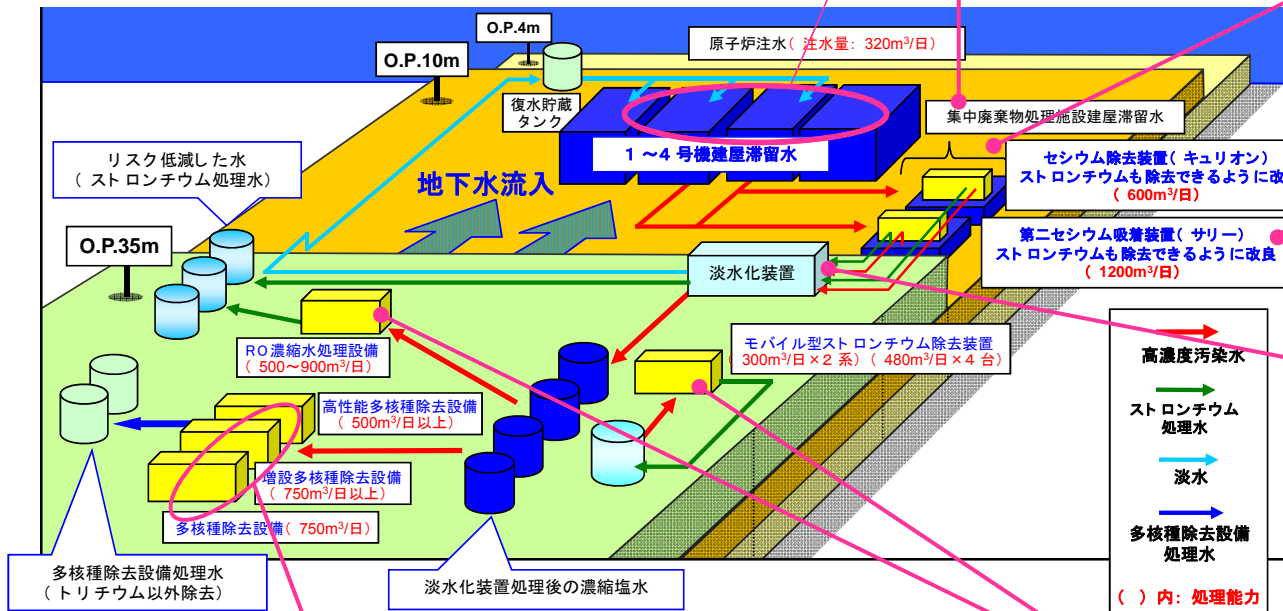
スラッジ	実績なし。
処理水	3点を分析した。

セシウム吸着装置 (KURION, SARRY)

吸着材	実績なし。
処理水	27点を分析した。

淡水化装置 (RO, 蒸発濃縮)

RO	実績なし。
RO処理水	2点を分析した。
蒸発濃縮処理水	3点を分析した。



多核種除去設備

スラリー	既設・増設の6点を分析した。
吸着材	試料を順次採取・分析中。
処理水	既設・増設の前処理水(6点)、増設の処理水(12点)を分析した。

RO濃縮水処理設備・モバイル型ストロンチウム除去装置

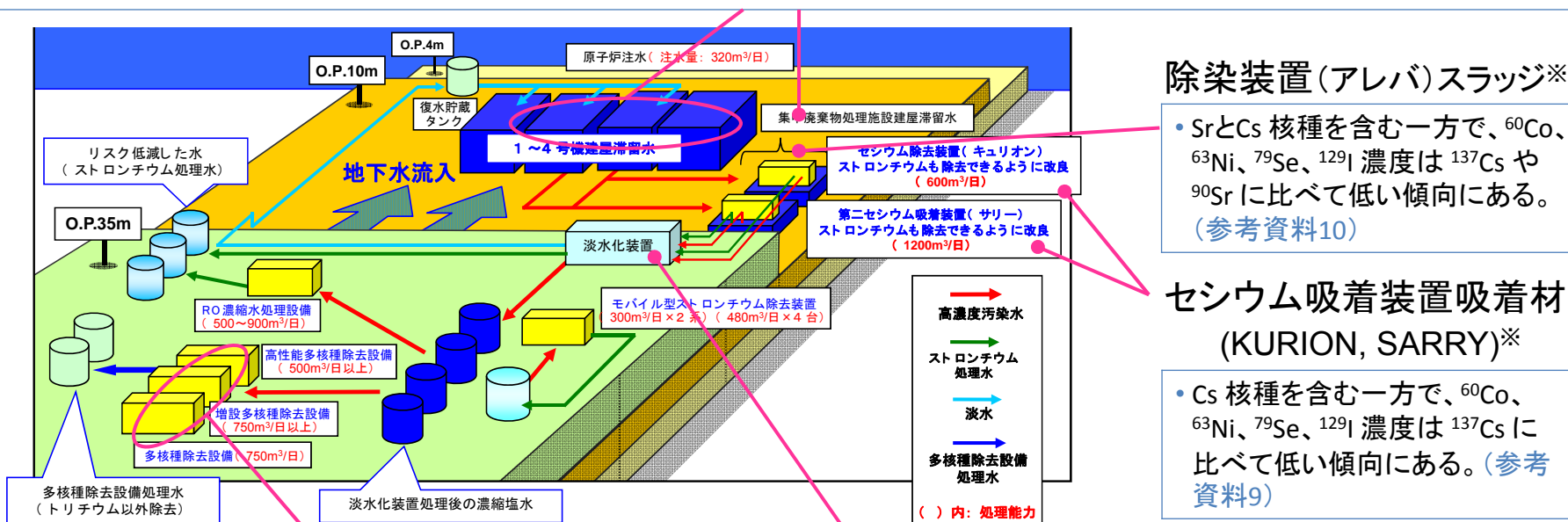
吸着材・処理水	実績なし。
---------	-------

滞留水・処理水・水処理二次廃棄物の汚染の傾向

■ 汚染の特徴を分析結果に基づいて推定した。今後、試料採取・分析を通じて検証を進めていくことが必要。

滞留水

- 集中廃棄物処理建屋滞留水では、 ^{137}Cs と ^{90}Sr 濃度が高く同程度であり、 ^3H がこれらに次ぐ傾向にある。他の β 、 α 核種濃度はより低い。 Cs と Sr 核種の濃度は時間とともに減少しているものの、減少の割合が小さくなっている。(参考資料7)
- タービン建屋滞留水は、汚染の度合いが号機により異なる傾向にある。(参考資料8 図1)
- 2及び3号機の格納容器内滞留水では、下流(タービン建屋、集中廃棄物処理建屋)の滞留水に比べ、 α 核種の ^{137}Cs に対する放射能濃度比が高い傾向にある。(参考資料8 図2)



除染装置(アレバ)スラッジ※

- Sr と Cs 核種を含む一方で、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni 、 ^{79}Se 、 ^{129}I 濃度は ^{137}Cs や ^{90}Sr に比べて低い傾向にある。(参考資料10)

セシウム吸着装置吸着材 (KURION, SARRY)※

- Cs 核種を含む一方で、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni 、 ^{79}Se 、 ^{129}I 濃度は ^{137}Cs に比べて低い傾向にある。(参考資料9)

多核種除去設備

スラリー	• ^{90}Sr が主要核種であり、 ^{238}Pu と $^{239+240}\text{Pu}$ 濃度は 1 Bq/cm^3 未満である。(参考資料11 図1)
吸着材※	• Sr と Cs 核種を含む一方で、 ^{60}Co と ^{99}Tc 濃度は ^{137}Cs に比べて低い傾向にある。(参考資料11 図2)

淡水化装置 (RO, 蒸発濃縮)

RO	- (汚染の特徴を推定する実績なし。)
濃縮廃液	• ^{79}Se と ^{129}I 濃度が滞留水よりも高い傾向にある。(参考資料9)

※ 関連する水の分析結果から推定した水処理二次廃棄物の傾向

土壌と植物の分析状況(実績)

■ 今後土壌については、採取済みの試料を順次分析し、植物については、焼却処理後の焼却灰を分析する予定である。

表 土壌と植物の分析試料数

エリア	土壌*	植物(立木)		
		枝葉	落葉	表土
A	0	3	2	3
B	—	—	—	—
C	—	3(草)	—	3
D	1	3	3	6
E	—	1	1	1
F	1	5	3	6
G	0	1	1	1
H	0	3	1	3
I	1	3	2	6
J	0	1	1	1
K	1	1	1	1
L	1	1	1	4
M	—	1	1	1
N	0	3	3	6
O	0	3	3	6
P	1	2	2	2
Q	0	1	1	1
R	0	1	1	1
S	0	1	1	3
T	0	1	1	1

* エリア B、C、E、M はフェーシングなどの工事に伴い採取対象がない。

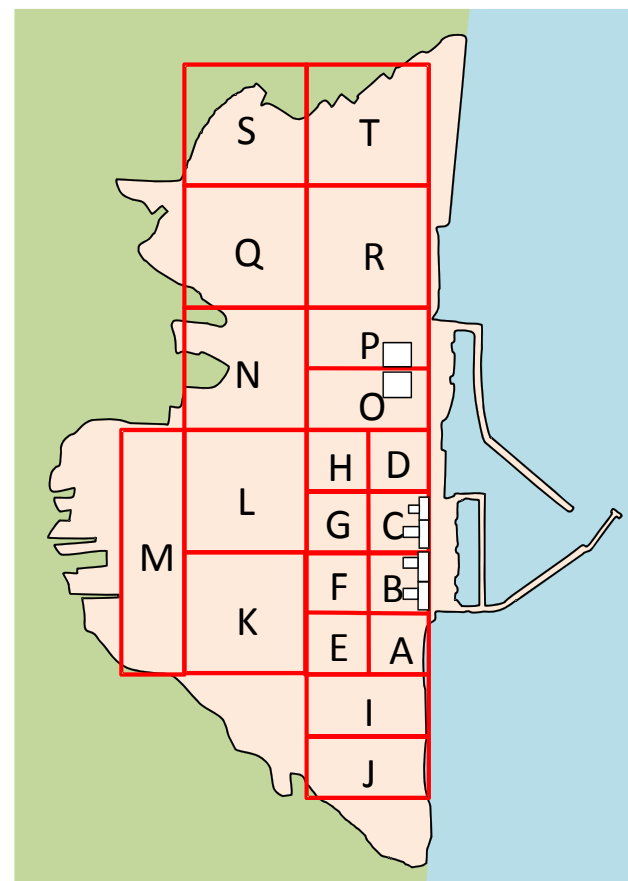


図 土壌、植物試料の採取位置

土壌・植物の汚染の傾向

■ 汚染の特徴を分析結果に基づいて推定した。今後、試料採取・分析を通じて検証を進めていく。

構内土壌(地表から0-5 cmの表土)*1

- ^{137}Cs が主な核種であり、 ^{90}Sr 、 ^{235}U 、 ^{238}U が全ての試料で検出された。(図1)
- Uはその同位体組成から天然由来の影響が大きく、事故による影響は確認されていない。(図1)
- ^{238}Pu 濃度はほとんどが検出下限値未満あるいは 10^{-3} Bq/g 程度のごく低い濃度であった(環境のフォールアウト相当)。

立木(枝葉、落葉、表土・腐葉土)*2

- ^{137}Cs 、 ^{90}Sr の他に、原子炉建屋の近傍では ^3H 、 ^{14}C 、 ^{79}Se が検出された(図2)。
- Dエリアの落葉とEエリアの表土からPu核種が検出された(10^{-3} Bq/g 程度であり環境のフォールアウト相当)。
- Cs核種濃度は、枝葉に比べて落葉や表土(腐葉土を含む場合がある)で高い傾向にある。

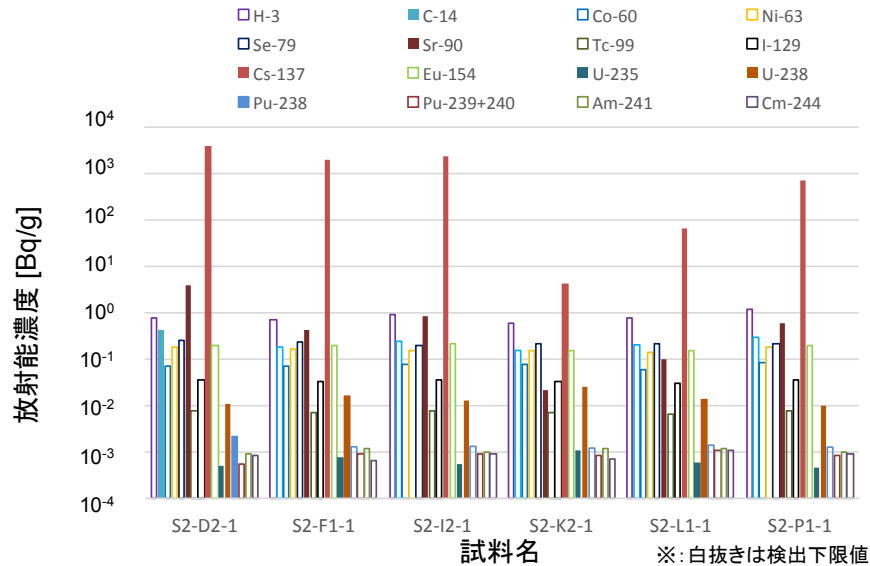


図1 土壌の放射性核種濃度*1

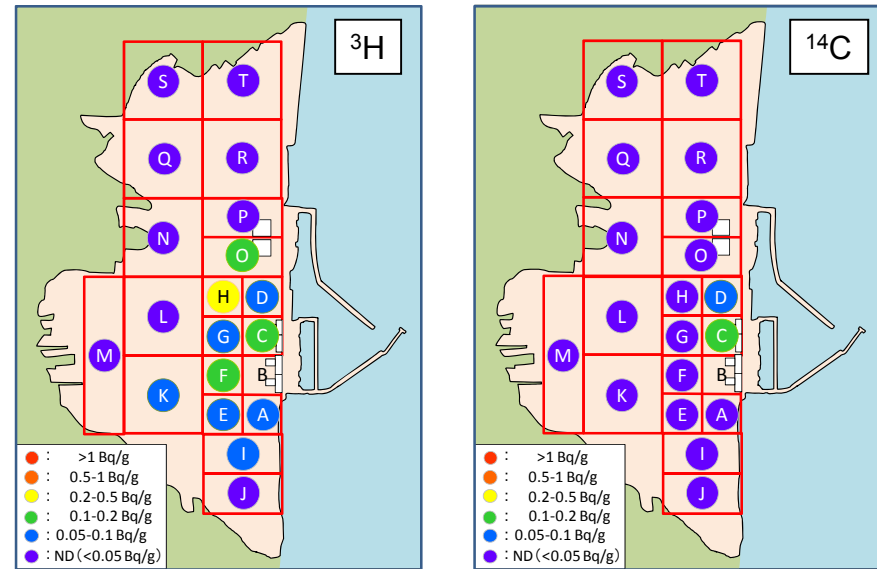


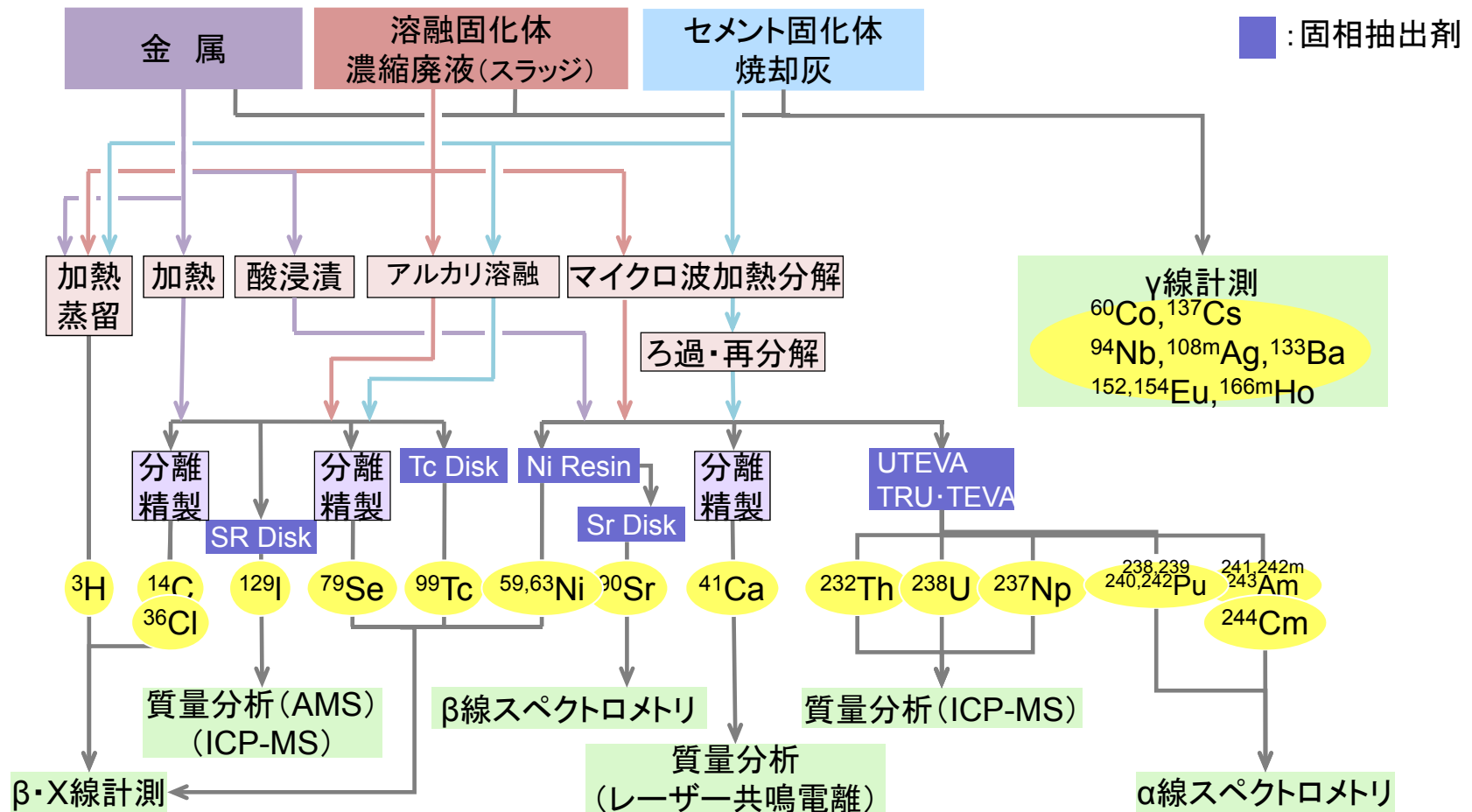
図2 構内における立木(枝葉)中の放射能濃度分布*2

まとめと今後の検討

- ❖ 種々の廃棄物のインベントリを推定するために、廃棄物・汚染物を分析し、放射性核種濃度等のデータを蓄積する必要がある。また、分析データが得られない場合に、分析データを補完するために汚染プロセスの推定が必要である。
- ❖ これまでに、汚染水、水処理二次廃棄物、瓦礫、焼却灰、土壌、植物を分析し、得られた分析データを基にして、汚染の核種組成が分かりつつある。
- ❖ しかしながら、高線量のために試料が採取できない領域があること、分析試料の代表性を検討するために廃棄物の分類ごとに相当数の分析点数を要すること等の観点から、さらなる試料の採取と分析が必要である。
- ❖ また、汚染プロセスの推定に関しては、これまでに得られた分析データのみでは、汚染プロセスを推定するモデルの確立には不十分である。
- ❖ 今後の検討課題には次のことが挙げられる。
 - ✧ 分析データの蓄積のために、多数の正確な分析データを継続して得ていくことを念頭に、高線量試料の採取・輸送方法の確立、分析方法の合理化が必要である。
 - ✧ 汚染プロセスを推定するためには、汚染の核種組成等の情報をもとにして汚染プロセスを仮定、モデルを検討して、分析データによってこれを検証する必要がある。

分析の方法

- 東京電力が採取した試料の一部を分析施設(原子力機構、NDC社、NFD社)に輸送し分析している。
- 研究施設等廃棄物の放射能分析に関する体系的な分析フローを適用し、分析している*。



年度	試料	試料数	発表等
23 -	水処理設備 出入口水	51	<ul style="list-style-type: none"> • 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/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0730_3_4c.pdf • http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/pdf/0331_3_4f.pdf
27	<ul style="list-style-type: none"> • 1~4号機タービン建屋滞留水等 • 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) 		
	瓦礫	60	<ul style="list-style-type: none"> • 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/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0827_3_4c.pdf • http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/pdf/0128_3_4d.pdf • http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/pdf/0428_3_4d.pdf
	伐採木、立木、 落葉、土壌	128	<ul style="list-style-type: none"> • 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
	水処理 二次廃棄物	4	<ul style="list-style-type: none"> • http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0827_3_4c.pdf • http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/pdf/0128_3_4d.pdf
28	水処理 二次廃棄物	3	<ul style="list-style-type: none"> • http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/09/3-04-05.pdf
	瓦礫、スラッジ	8 20	<ul style="list-style-type: none"> • http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/09/3-04-05.pdf • http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/02/3-04-04.pdf
	水処理設備 出入口水	4 20	<ul style="list-style-type: none"> • http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/03/3-04-03.pdf
	滞留水	4 6	<ul style="list-style-type: none"> • http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/02/3-04-04.pdf
	焼却灰	5	<ul style="list-style-type: none"> • http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/03/3-04-03.pdf
	土壌	6	<ul style="list-style-type: none"> • http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/03/3-04-03.pdf

原子炉建屋内の瓦礫試料の分析データ

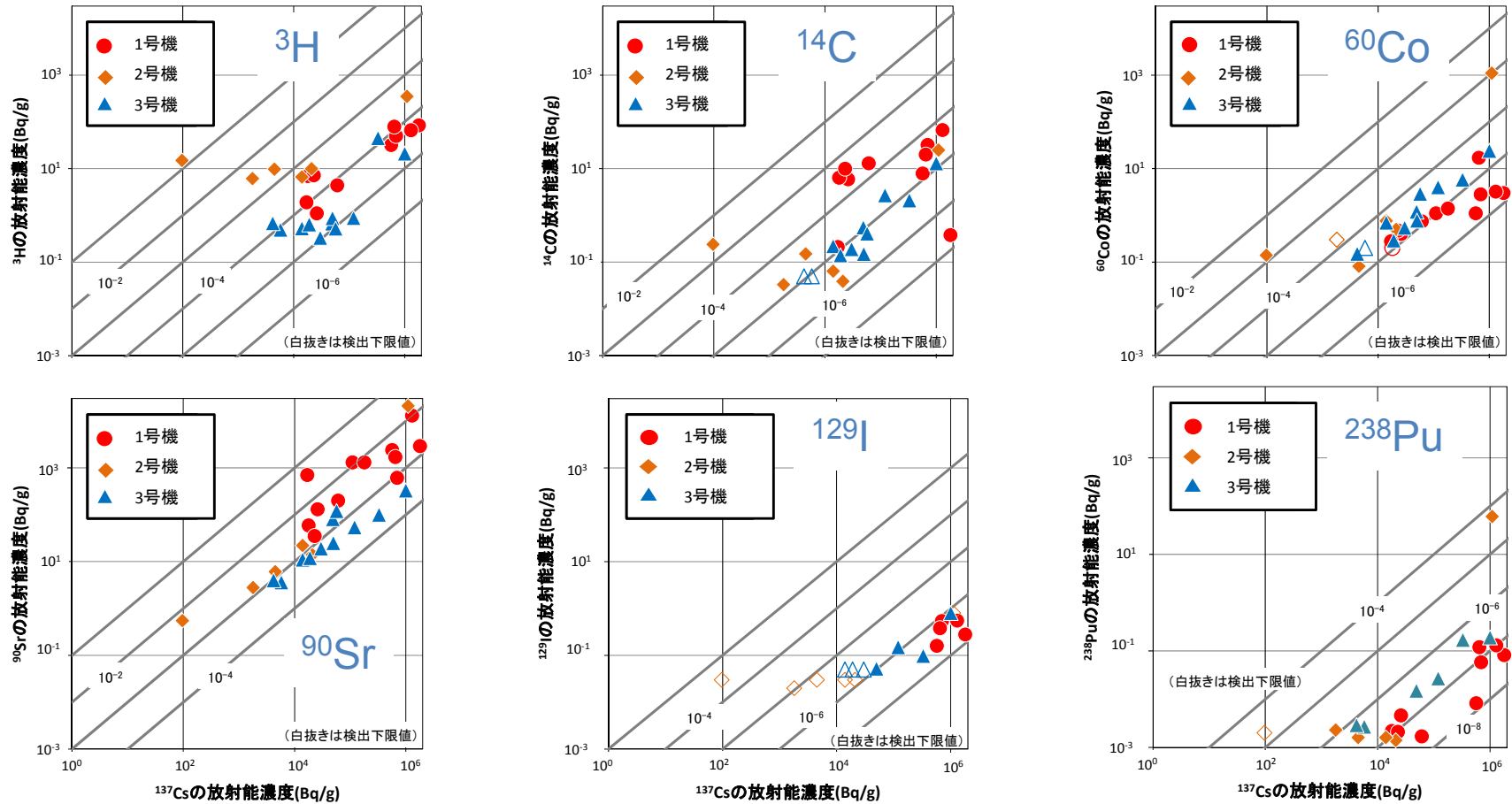


図 原子炉建屋内で採取された瓦礫試料に検出された核種の濃度 (^{137}Cs に対するプロット) *1

核種の濃度は、 ^{137}Cs との関係(相関)を見るために ^{137}Cs 濃度に対してプロットし、直線を加えた。(以後の参考資料においても同様。)

- 1号機及び2号機の1階と5階、3号機1階で、 ^{137}Cs のほか、 ^3H 、 ^{90}Sr 、 ^{129}I 等の核分裂生成物、 ^{238}Pu 等の α 核種、 ^{14}C 、 ^{60}Co 等の放射化生成物を検出した。

参考資料 4 格納容器・使用済燃料プール内試料の分析データ

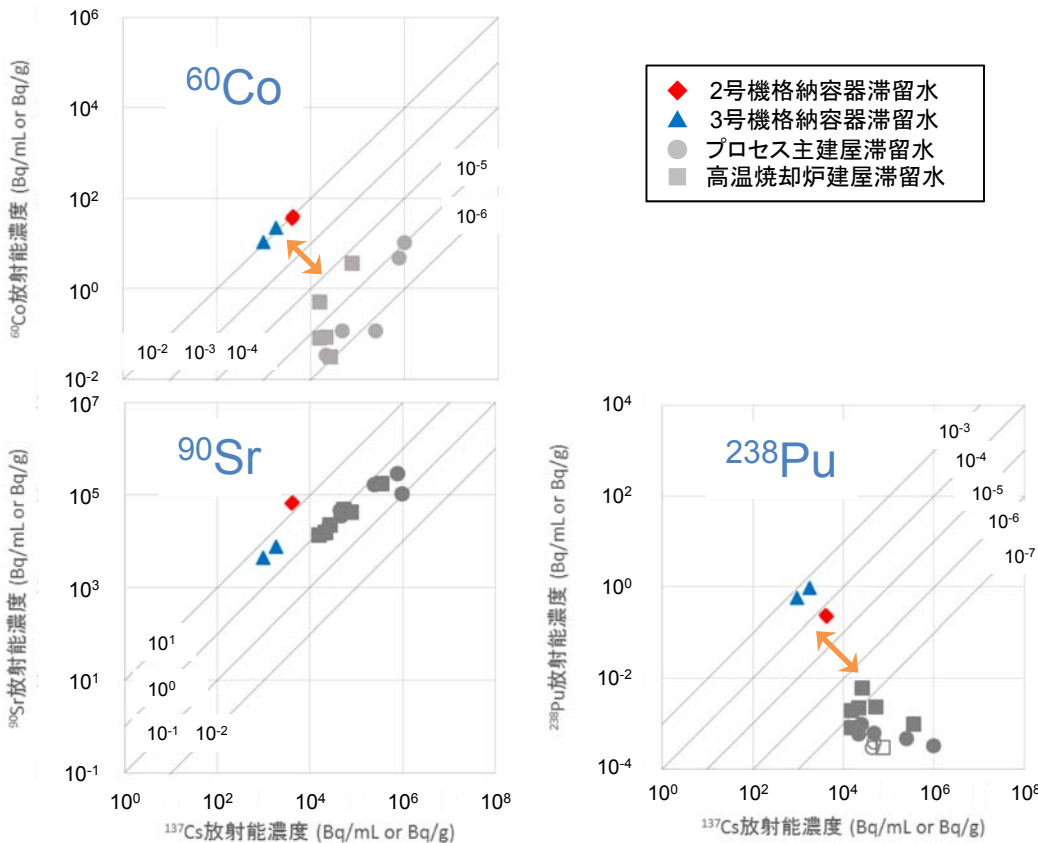


図1 格納容器内の滞留水試料に検出された核種の濃度 (^{137}Cs に対するプロット) *1

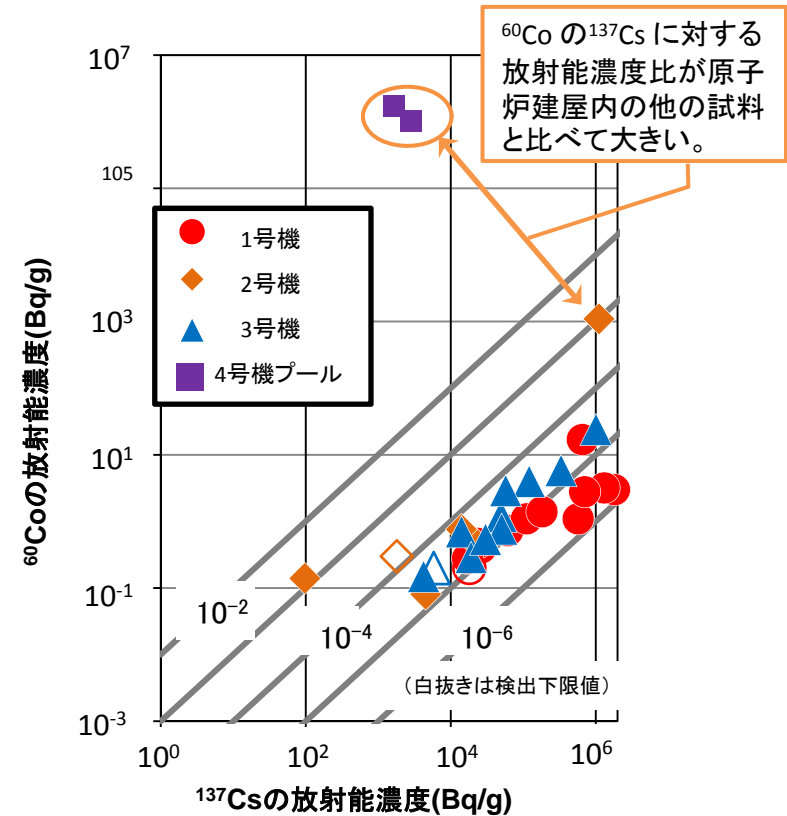
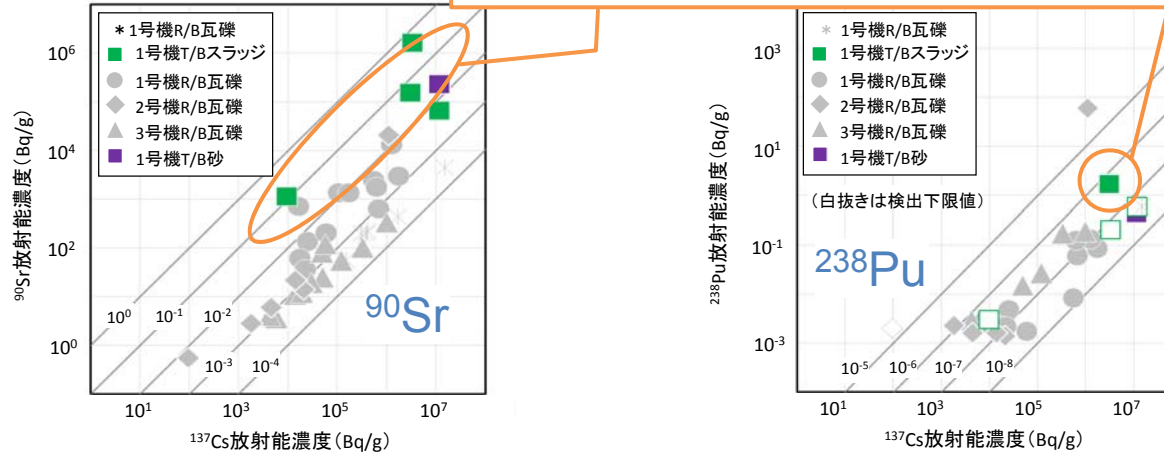


図2 4号機使用済燃料プールの瓦礫試料に検出された ^{60}Co 濃度 (^{137}Cs に対するプロット) *2

- 2号機及び3号機の格納容器滞留水では、下流(集中廃棄物処理建屋のプロセス主建屋と高温焼却炉建屋)の滞留水に比べて、Coや α 核種の ^{137}Cs に対する放射能濃度比が高い傾向にある。(図1)
- 4号機燃料プールでは、放射化生成物である ^{60}Co の ^{137}Cs に対する放射能濃度比が原子炉建屋内の他の試料と比べて大きい傾向にある。(図2)

タービン建屋地下スラッジ試料の分析データ

タービン建屋地下のスラッジは、原子炉建屋内に比べて、 ^{90}Sr の ^{137}Cs に対する放射能濃度比が高い傾向にある。一方、Pu は同様である。



U 核種の質量比は天然U (7.3×10^{-3}) と同様であり、天然Uの影響が大きい。

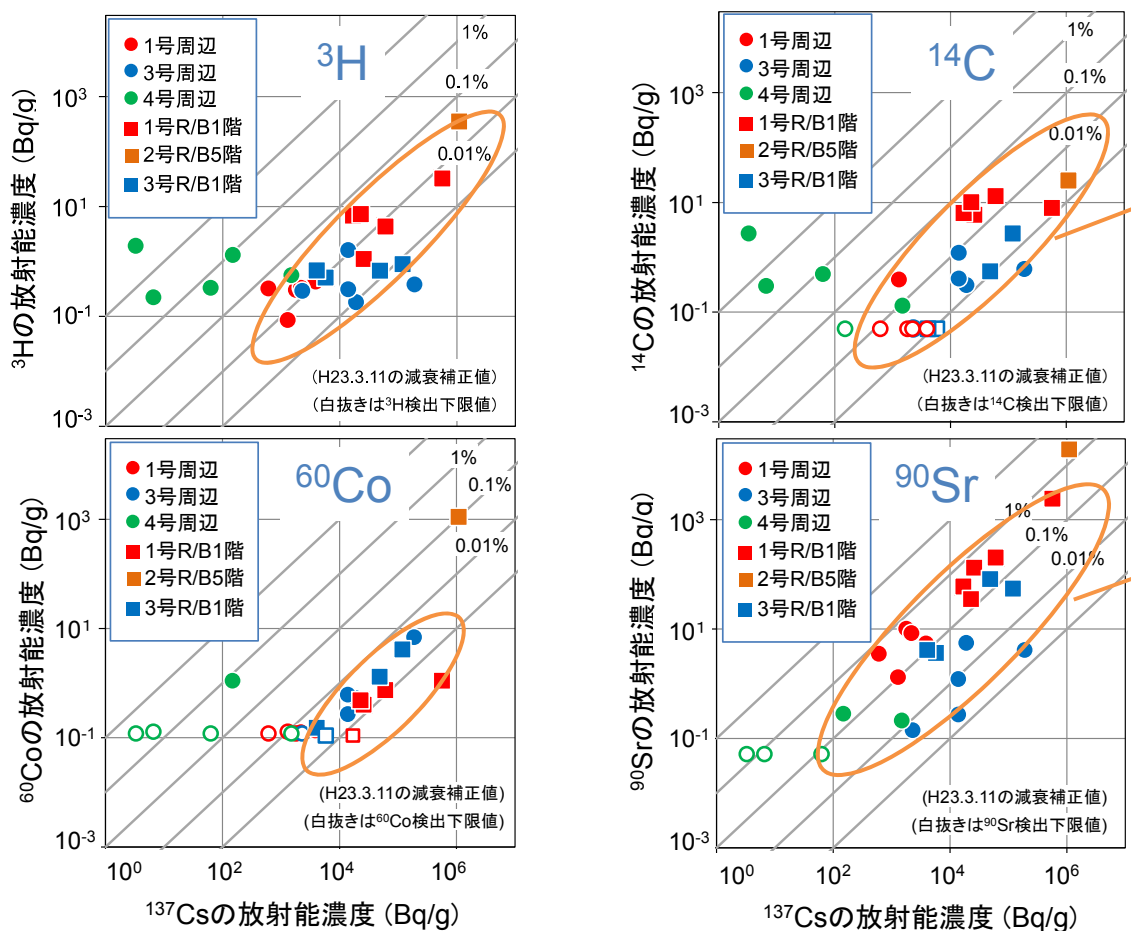
図 タービン建屋内のスラッジ試料に検出された核種の濃度 (^{137}Cs に対するプロット) *1

表 タービン建屋地下滞留水中のスラッジ試料に検出された核種の濃度 *2

試料名	放射能濃度 [Bq/g]						$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 質量比	
	^{60}Co (約5.3年)	^{137}Cs (約30年)	^{90}Sr (約29年)	^{235}U (約 7.0×10^8 年)	^{238}U (約 4.5×10^9 年)	^{238}Pu (約88年)		
スラッジ	LI-1TB5-1	$< 1 \times 10^3$	$(3.7 \pm 0.1) \times 10^6$	$(4.7 \pm 0.2) \times 10^4$	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^{-2}$	$(3.2 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(1.1 \pm 0.3) \times 10^0$	7.1×10^{-3}
	LI-1TB5-2	$(3.1 \pm 0.4) \times 10^2$	$(3.7 \pm 0.1) \times 10^6$	$(7.1 \pm 0.2) \times 10^3$	$(9.2 \pm 0.5) \times 10^{-3}$	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(7.0 \pm 0.8) \times 10^{-1}$	6.9×10^{-3}
滞留水中 固形分	LI-1TB5-7	$< 2 \times 10^3$	$(4.1 \pm 0.1) \times 10^5$	$(1.2 \pm 0.1) \times 10^5$	$(7.3 \pm 0.4) \times 10^{-3}$	$(1.6 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$< 5 \times 10^0$	6.9×10^{-3}
	LI-1TB5-8	$< 3 \times 10^3$	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^6$	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^5$	$(5.0 \pm 0.3) \times 10^{-3}$	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$< 5 \times 10^0$	7.4×10^{-3}

- タービン建屋内は、原子炉建屋内に比べて ^{90}Sr の ^{137}Cs に対する放射能濃度比が高い傾向にある。(図)
- タービン建屋の地下滞留水から沈降したスラッジは、Cs、Sr や α 核種を含む傾向にある。U は、その核種の比から天然Uの影響が大きい。(表)

原子炉建屋周辺瓦礫試料の分析データ



核種の濃度は、 ^{137}Cs と一定の割合を示す場合がある。1と3号機の ^3H 、 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{90}Sr は幅広い ^{137}Cs 濃度に対して相関する傾向がある。4号機は、 ^{90}Sr が1及び3号機に近いが、 ^3H と ^{14}C は違う傾向を示す。2号機はデータが少ない。

図 建屋周辺の瓦礫試料に検出された核種の濃度 (^{137}Cs に対するプロット) *1

■ 1及び3号機周辺の瓦礫は、汚染の核種組成が原子炉建屋内と似た傾向にある。4号機周辺の瓦礫は、 ^{90}Sr が似た傾向にある。

汚染水試料の分析データ (1)

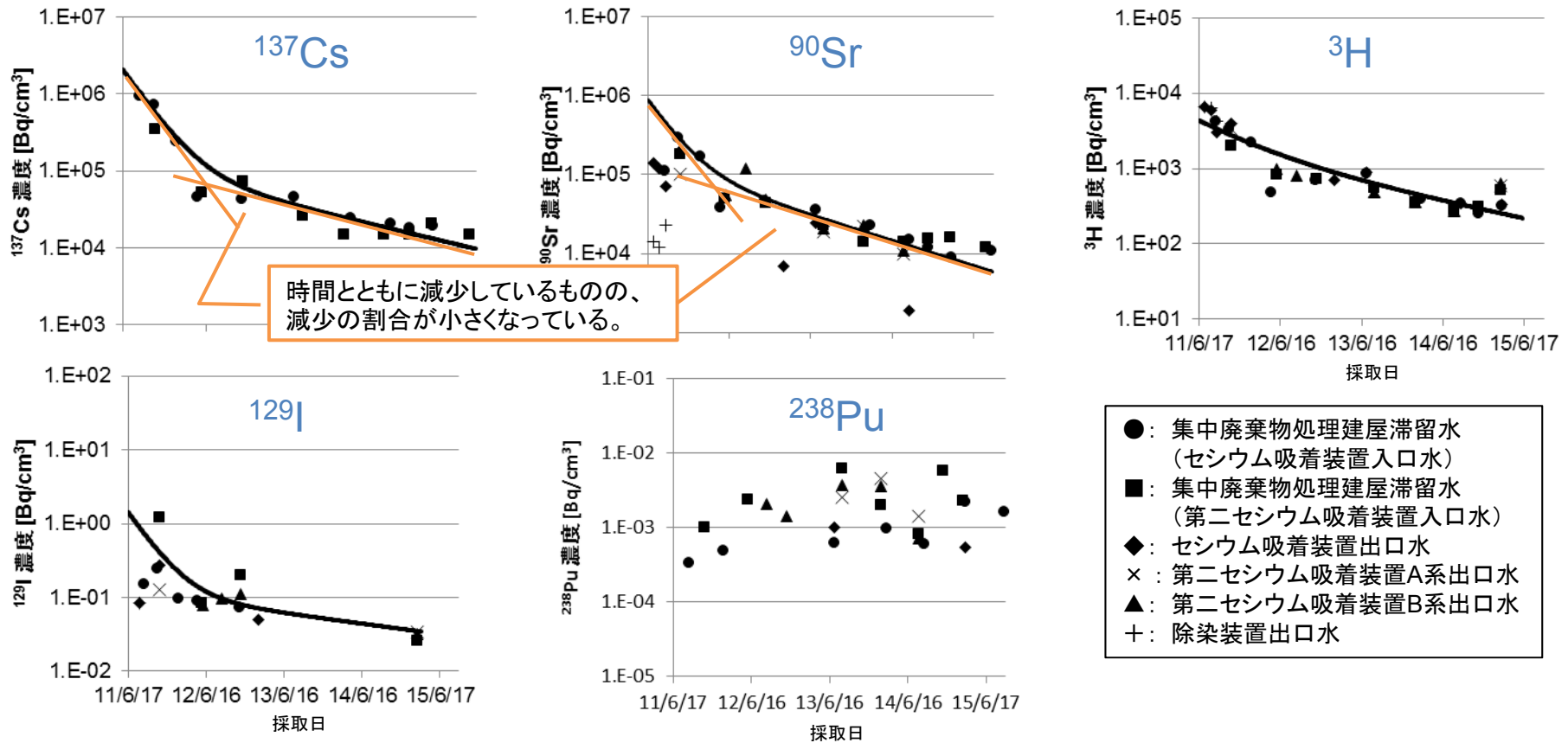


図 汚染水試料に検出された核種の濃度の変化*1

(滞留水がセシウム吸着装置並びに第二セシウム吸着装置の入口水となる)

■ 集中廃棄物処理建屋滞留水では、 ^{137}Cs と ^{90}Sr 濃度が高く同程度であり、 ^3H がこれらに次ぐ傾向にある。他の β (^{129}I)、 α 核種 (^{238}Pu) の濃度はより低い。 Cs と Sr 核種の濃度は時間とともに減少しているものの、減少の割合が小さくなっている。

汚染水試料の分析データ (2)

タービン建屋滞留水は、汚染の度合いが号機により異なる傾向にあり、15年9月以降では、1,2,4号機と比較し、3号機で¹³⁷Cs濃度が高い。

タービン建屋滞留水は、上流の格納容器滞留水と濃度が異なる傾向がみられる。

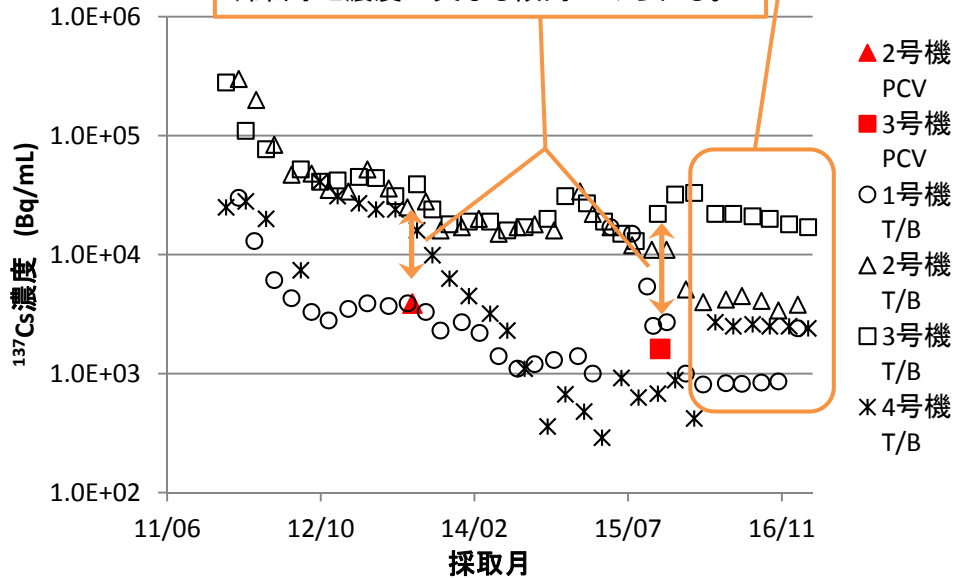


図1 格納容器及びタービン建屋滞留水試料中の¹³⁷Cs濃度の変化^{*1}

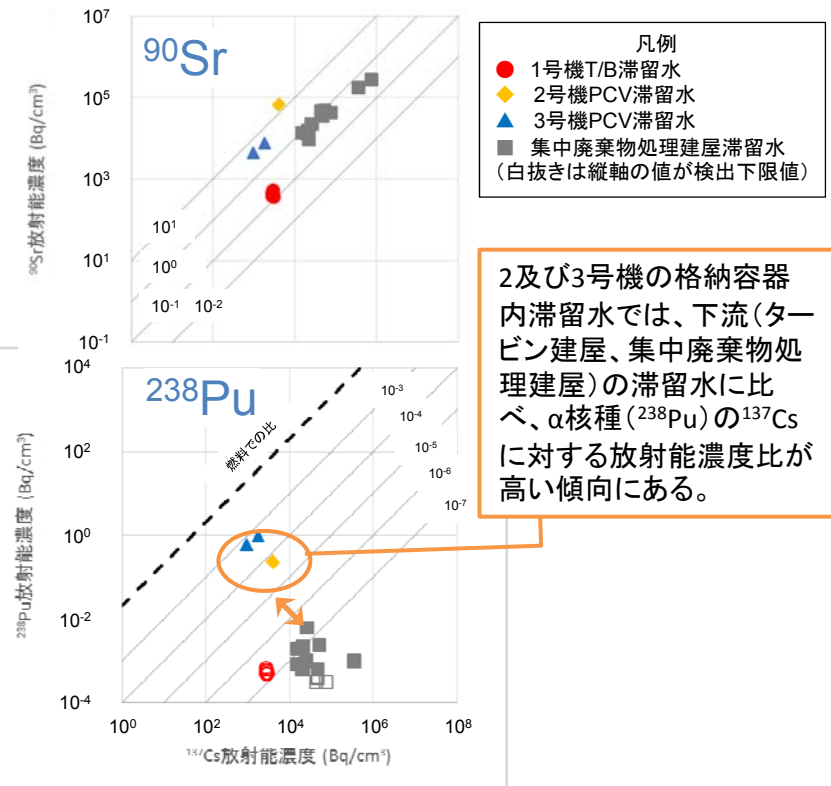


図2 滞留水試料に検出された⁹⁰Srと²³⁸Puの濃度(¹³⁷Csに対するプロット)^{*1}

- タービン建屋滞留水は、汚染の度合いが号機により異なる傾向にある。15年9月以降では、1,2,3号機と比較し、3号機で¹³⁷Cs濃度が高い。また、上流の格納容器滞留水と濃度が異なる傾向がみられる。(図1)
- 2及び3号機の格納容器内滞留水では、下流(タービン建屋、集中廃棄物処理建屋)の滞留水に比べ、α核種(²³⁸Pu)の¹³⁷Csに対する放射能濃度比が高い傾向にある。(図2)

汚染水試料の分析データ (3)

滞留水と処理した水(処理後水)の濃度を比べ、差が小さい場合にはその核種は吸着されていないものと考えられる。⁶⁰Co、⁶³Ni、⁷⁹Se、¹²⁹I 濃度は差が小さく、吸着材中の濃度は低い傾向にある。

表 セシウム吸着装置等の処理水試料中の核種濃度*1

試料名	採取日	放射能濃度 [Bq/cm ³]						
		³ H (約12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)	¹²⁹ I (約1.6×10 ⁷ 年)	¹³⁷ Cs (約30年)
集中RW地下高汚染水(滞留水)	2011年11月1日	3.3×10 ³ ±3×10 ⁰	4.9×10 ⁰ ±4×10 ⁻¹	6.3×10 ⁻¹ ±1×10 ⁻¹	8.3×10 ⁰ ±2×10 ⁻¹	2.9×10 ⁵ ±8×10 ²	2.5×10 ⁻¹ ±2×10 ⁻³	7.4×10 ⁰ ±1×10 ³
セシウム吸着装置処理後水(単独)	2011年11月8日	4.0×10 ³ ±3×10 ⁰	7.4×10 ⁰ ±9×10 ⁻²	7.4×10 ⁻¹ ±1×10 ⁻¹	2.5×10 ⁰ ±9×10 ⁻²	2.0×10 ⁵ ±4×10 ²	2.7×10 ⁻¹ ±3×10 ⁻³	7.7×10 ⁰ ±1×10 ⁻¹
第二セシウム吸着装置処理後水	2011年11月8日	3.3×10 ³ ±3×10 ⁰	4.6×10 ⁻¹ ±4×10 ⁻²	<3.8×10 ⁻¹	1.6×10 ¹ ±1×10 ⁻¹	1.0×10 ⁵ ±3×10 ²	1.3×10 ⁻¹ ±1×10 ⁻³	<2.7×10 ⁻¹
淡水化装置出口水	2011年11月1日	3.9×10 ³ ±3×10 ⁰	<6.0×10 ⁻²	<3.1×10 ⁻¹	8.1×10 ⁻¹ ±3×10 ⁻²	4.0×10 ¹ ±8×10 ⁻²	<2.1×10 ⁻²	<1.3×10 ⁻¹
蒸発濃縮装置入口水	2011年11月1日	6.1×10 ³ ±4×10 ⁰	1.4×10 ¹ ±1×10 ⁻¹	1.1×10 ⁰ ±1×10 ⁻¹	3.0×10 ⁰ ±9×10 ⁻²	2.3×10 ⁴ ±2×10 ¹	1.8×10 ⁻¹ ±2×10 ⁻³	6.6×10 ⁰ ±9×10 ⁻²
蒸発濃縮装置出口水	2011年11月1日	5.4×10 ³ ±4×10 ⁰	<6.1×10 ⁻²	<3.2×10 ⁻¹	7.8×10 ⁻¹ ±3×10 ⁻²	3.5×10 ⁻¹ ±9×10 ⁻³	<2.1×10 ⁻²	<1.3×10 ⁻¹
蒸発濃縮装置濃廃水	2011年11月3日	6.2×10 ³ ±4×10 ⁰	2.7×10 ⁰ ±5×10 ⁻²	<3.1×10 ⁻¹	9.4×10 ¹ ±3×10 ⁻¹	3.2×10 ³ ±6×10 ⁰	1.3×10 ⁰ ±3×10 ⁻²	5.3×10 ¹ ±2×10 ⁻¹

滞留水と濃縮廃液(濃廃水)の濃度を比べ、⁷⁹Se と ¹²⁹I 濃度が滞留水よりも高い傾向にある。

- セシウム吸着装置の吸着材(ゼオライト)は、Cs 核種を含む一方で、⁶⁰Co、⁶³Ni、⁷⁹Se、¹²⁹I 濃度は¹³⁷Cs に比べて低い傾向にある。
- 蒸発濃縮装置の濃縮廃液(濃廃水)は、⁷⁹Se と ¹²⁹I 濃度が滞留水よりも高い傾向にある。

汚染水試料の分析データ (4)

表 除染装置処理水試料中の核種濃度*1
(除染装置はセシウム吸着装置処理水を処理する。)

試料名	採取日	放射能濃度 [Bq/cm ³]						
		³ H (約12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)	¹²⁹ I (約1.6×10 ⁷ 年)	¹³⁷ Cs (約30年)
セシウム吸着装置 処理後水(連続)	2011年8月9日	6.0 × 10 ³ ± 4 × 10 ⁰	1.7 × 10 ¹ ± 1 × 10 ⁰	1.5 × 10 ⁰ ± 1 × 10 ⁻¹	2.7 × 10 ⁰ ± 9 × 10 ⁻²	1.2 × 10 ⁵ ± 3 × 10 ²	8.3 × 10 ⁻² ± 2 × 10 ⁻³	1.1 × 10 ⁴ ± 2 × 10 ¹
除染装置処理後水	2011年8月9日	6.3 × 10 ³ ± 4 × 10 ⁰	9.9 × 10 ⁰ ± 9 × 10 ⁻²	4.4 × 10 ⁻¹ ± 1 × 10 ⁻¹	3.1 × 10 ⁰ ± 8 × 10 ⁻²	1.2 × 10 ⁴ ± 2 × 10 ¹	8.5 × 10 ⁻² ± 1 × 10 ⁻³	5.3 × 10 ⁻¹ ± 6 × 10 ⁻²

セシウム吸着装置処理後水と除染装置により処理した水(処理後水)の濃度を比べ、差が小さい場合にはその核種はスラッジに含まれていないものと考えられる。⁶⁰Co、⁶³Ni、⁷⁹Se、¹²⁹I 濃度は差が小さく、吸着材中の濃度は低い傾向にある。

■ 除染装置のスラッジは、SrとCs 核種を含む一方で、⁶⁰Co、⁶³Ni、⁷⁹Se、¹²⁹I 濃度は ¹³⁷Cs や ⁹⁰Sr に比べて低い傾向にある。

汚染水試料の分析データ (5)

多核種除去設備スラリーは、⁹⁰Sr濃度が他の核種と比べて2桁以上高く、主要核種である。

²³⁸Puと²³⁹⁺²⁴⁰Pu濃度は1 Bq/cm³未満であり、¹³⁷Csや⁹⁰Srに比べて低い。

汚染水の上流と下流の水中の濃度を比べ、差が小さい場合にはその核種は吸着されにくいものと考えられる。¹³⁷Csと⁹⁰Srは濃度が低下していく一方で、⁶⁰Coと⁹⁹Tcは濃度の変化が小さく、吸着材中の濃度は¹³⁷Csや⁹⁰Srに比べて低い傾向にある。

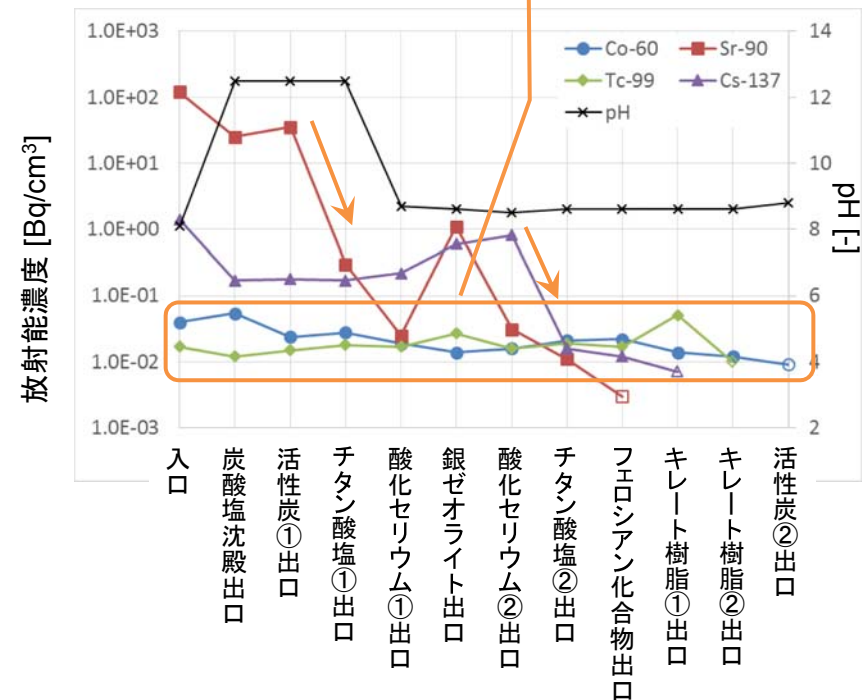
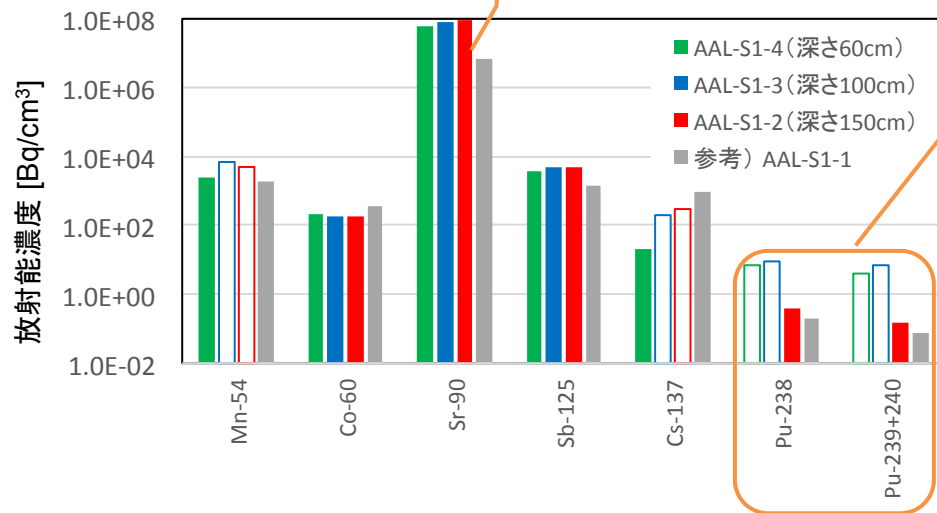


図1 多核種除去設備スラリーの核種濃度*1

※ 白抜きのバーは検出下限値を示す。

図2 多核種除去設備処理水試料中の核種濃度*2

- 多核種除去設備スラリーは、⁹⁰Srが主要核種であり、²³⁸Puと²³⁹⁺²⁴⁰Pu濃度は1 Bq/cm³未満である。(図1)
- 多核種除去設備吸着材は、チタン酸塩吸着材がSrとCs核種を含む一方で、⁶⁰Coと⁹⁹Tc濃度は⁹⁰Srや¹³⁷Csに比べて低い傾向にある。(図2)



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)

スラリー安定化技術の検討状況について

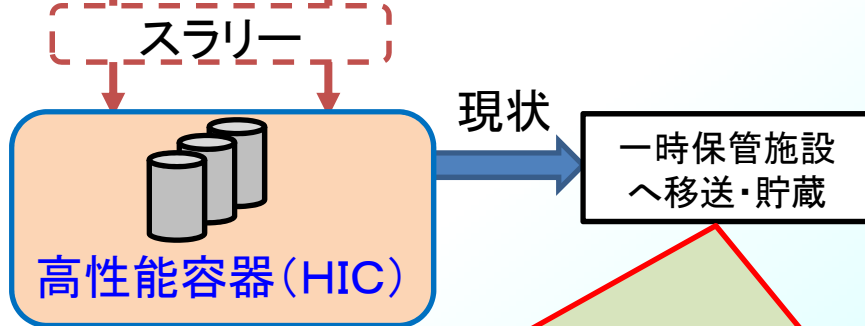
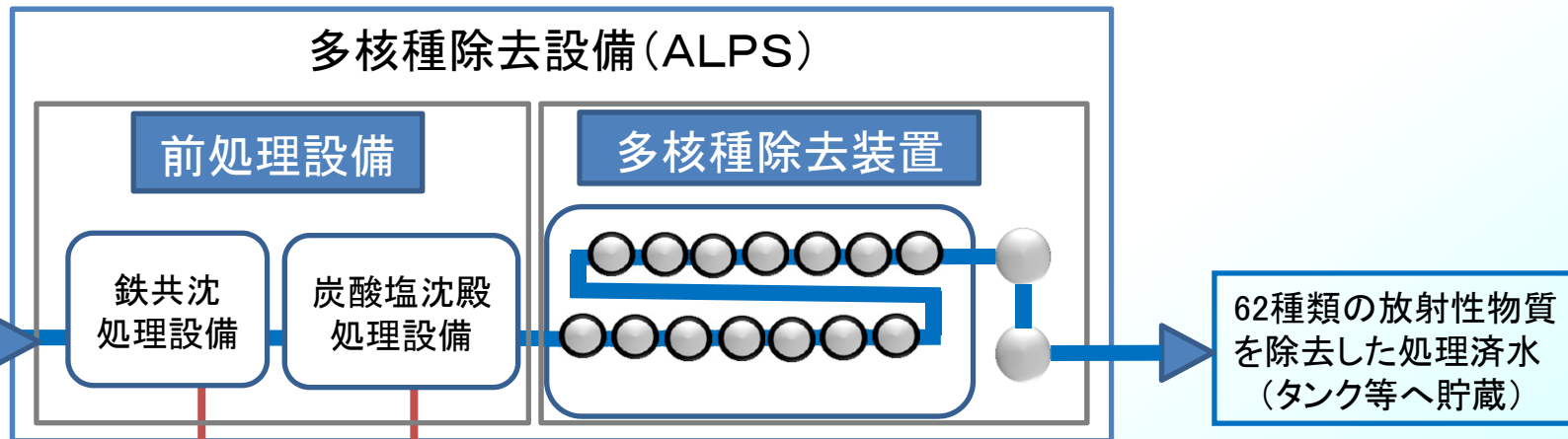
平成29年5月25日

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構／株式会社アトックス

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。

スラリー安定化技術の開発目的

水処理設備で油分、セシウムを低減した汚染水



- ・ スラリーは含水率が高く、液体状態のため、保管中の漏えいに対するリスク管理が必要
- ・ 水分の多い内容物を含むHICが対象であることから、水密化により漏えい拡大防止を図ったコンクリート遮蔽内に保管

脱水して含水率を下げ、漏えいリスクの小さい形態へ処理(安定化処理)する方法を開発

スラリーの特徴

既設ALPS前処理スラリー分析結果の例

項目	特徴	
物性	含水率	86.3 %
	pH	11.2
	成分	CaCO ₃ とMg(OH) ₂ で、固形分の約9割を占める
粒度	平均径: 3.62 μm	
粘度 (模擬スラリーの測定結果)	3.3Pa・s	
放射能濃度 [Bq/cm ³]	⁹⁰ Sr: 1.3 × 10 ⁷ ¹³⁷ Cs: 2.7 × 10 ² ⁶⁰ Co: 1.4 × 10 ²	

・分析値は粘度を除き、平成28年1月28日「汚染水処理二次廃棄物の放射能評価のための多核種除去設備スラリー試料の分析」(IRID/JAEA)より抜粋

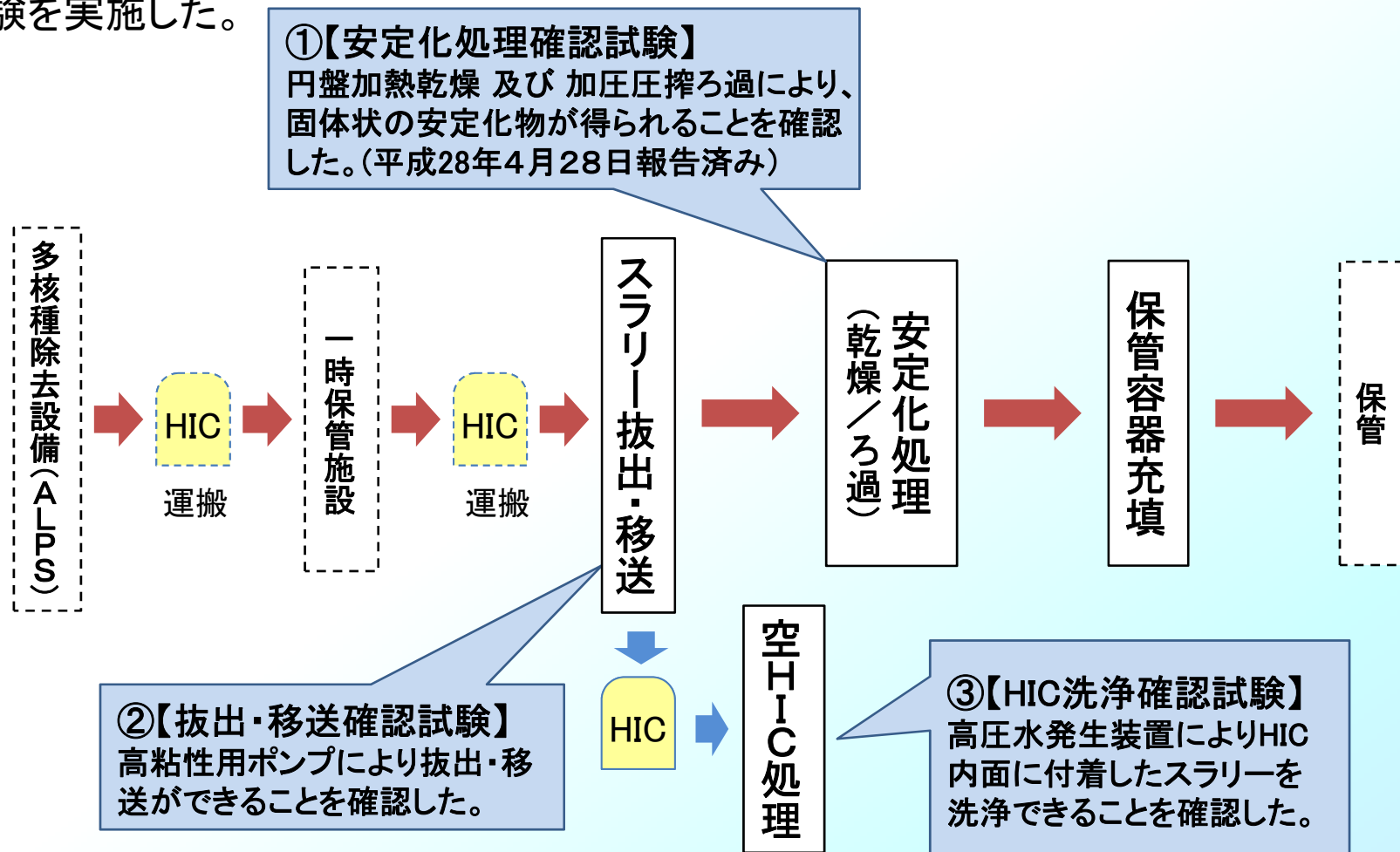


↑
 実機と同様の手順で作製した
 模擬スラリー(非放射性)

- 高含水率である
(液体の割合が高い)
- アルカリ性である
- 粒径が小さい
- 粘性が高い
- ⁹⁰Srが支配的である

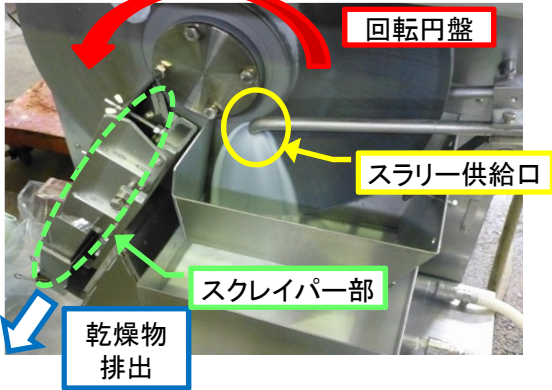
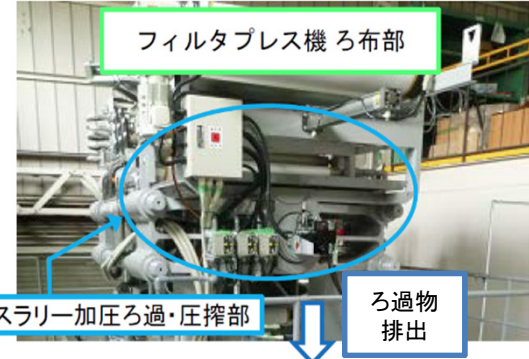
スラリー安定化技術の検討状況(概要)

下記のプロセスフローを想定し、主要なプロセスについて模擬スラリーを用いて確認試験を実施した。



①安定化処理確認試験(1)

一般産業界で実績のある「円盤加熱乾燥」と「加圧圧搾ろ過」の実規模装置を用いて安定化処理確認試験を実施した。(平成28年4月28日報告済み)

処理技術	用いた処理装置	原理・特徴
円盤加熱乾燥	<p>「CDドライヤ」による処理</p> 	<p>＜原理＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ゆっくり回転している加熱円盤の表面にスラリーを塗布し、一回転以内で乾燥させる。円盤表面の乾燥物をスクレイパーで剥離し粉末状で排出 ○分離水は蒸気として排出 <p>＜特徴＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スラリーの粒径に関係なく処理が可能 ・スラリー供給時、粘度調整(希釈)が必要
加圧圧搾ろ過	<p>「フィルタプレス」による処理</p> 	<p>＜原理＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ろ布によりスラリーをろ過し、さらに加圧してろ過物を搾る。ろ過物は装置下部から固形板状で排出 <p>＜特徴＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・処理速度が速い ・ろ布の洗浄が必要

①安定化処理確認試験(2)

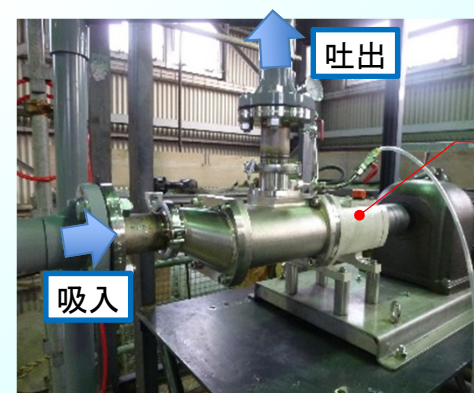
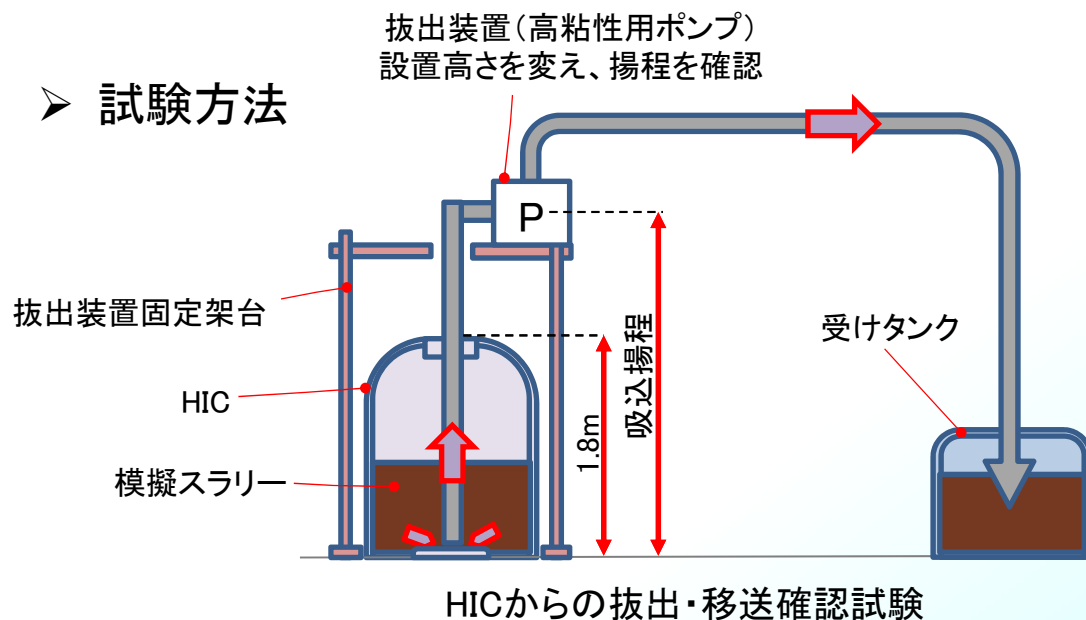
模擬スラリーを用いた安定化処理確認試験により、固体状の脱水物(安定化物)が得られることを確認した。(平成28年4月28日報告済み)

処理技術	得られた脱水物	脱水物性状
円盤加熱乾燥	<p>含水率: 5%未満</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○粉末状 ○加熱条件の設定で含水率を調整可能 (1%未満～20%程度) ○含水率1%未満となると飛散しやすくなる ○スラリー中の塩分は乾燥過程で脱水物内に残存
加圧圧搾ろ過	<p>含水率: 50%未満</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○固形(板)状 ○含水率50%程度であっても、液等の浸み出しは無い ○スラリー中の塩分は大部分がろ液側に排出

② 抽出・移送確認試験

高粘性スラリーに適応できるポンプを用い、模擬スラリーを入れたHICからタンクへの抽出・移送確認試験を実施した。吸込揚程と移送能力の結果より、HICからスラリーを抽出・移送できることを確認した。(参考資料1)

➤ 試験方法



高粘性用ポンプ外観写真(例)

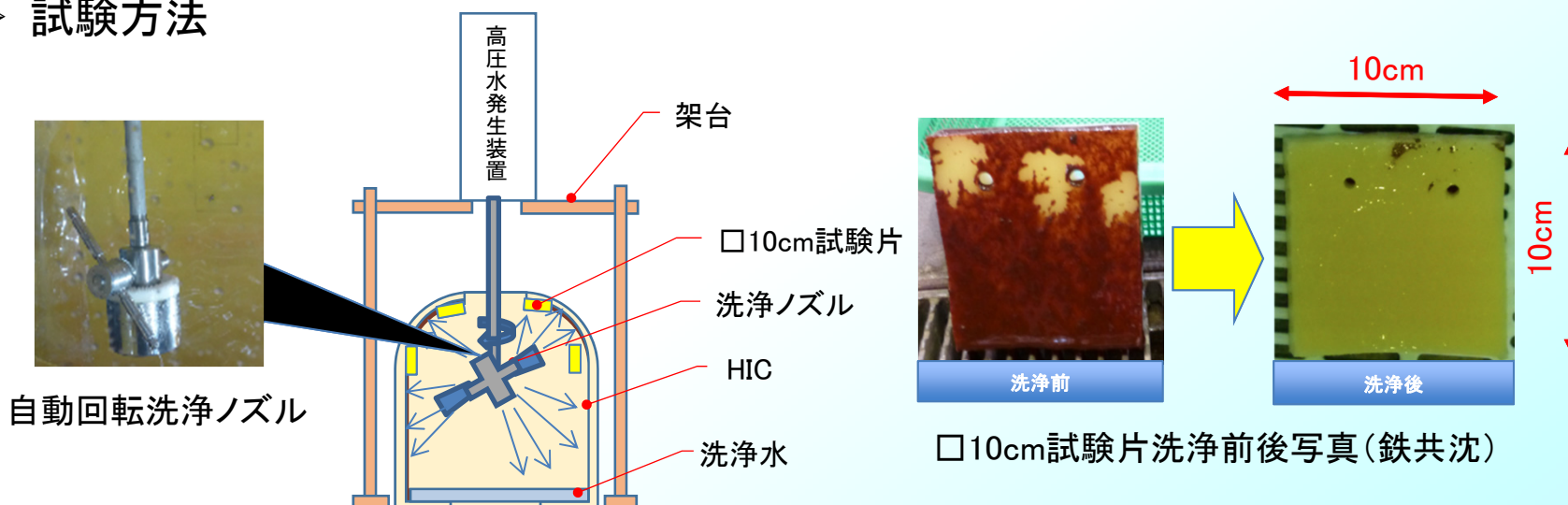
➤ 試験結果

- ・吸込揚程: 4.5m(最大)
- ・移送能力: 70L/min以上 (HIC1本のスラリーを約1hで抽出)

③HIC洗浄確認試験

HIC内面の各所に模擬スラリーを塗布した試験片を設置し、高圧水発生装置と自動回転洗浄ノズルを用いて洗浄試験を実施した。洗浄後のスラリーの残存状況から、スラリーを除去できることを確認した。(参考資料2)

➤ 試験方法

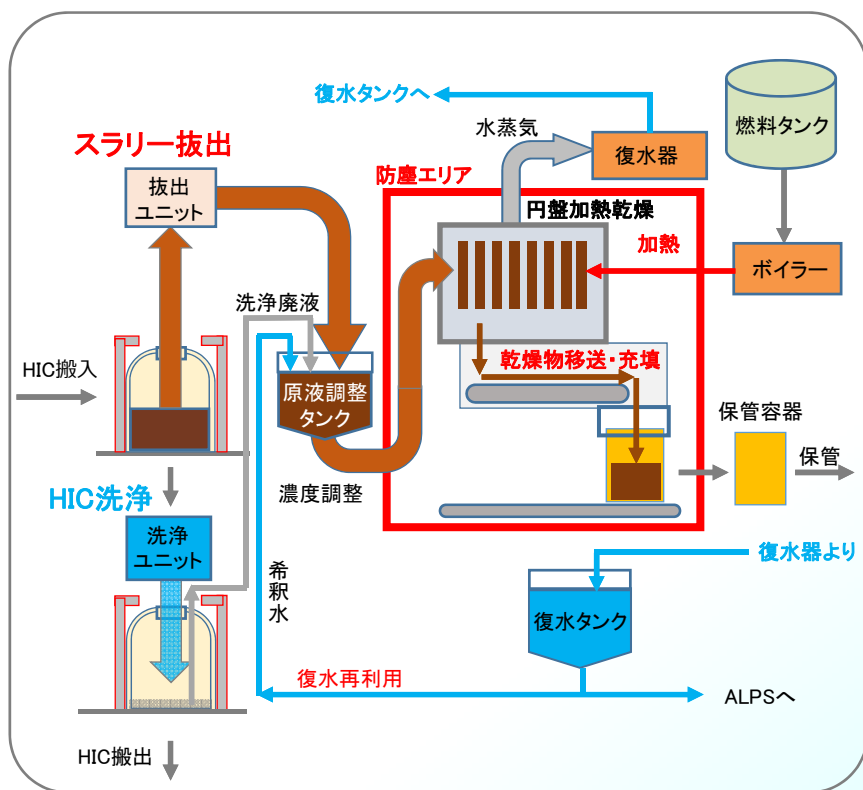


➤ 試験結果

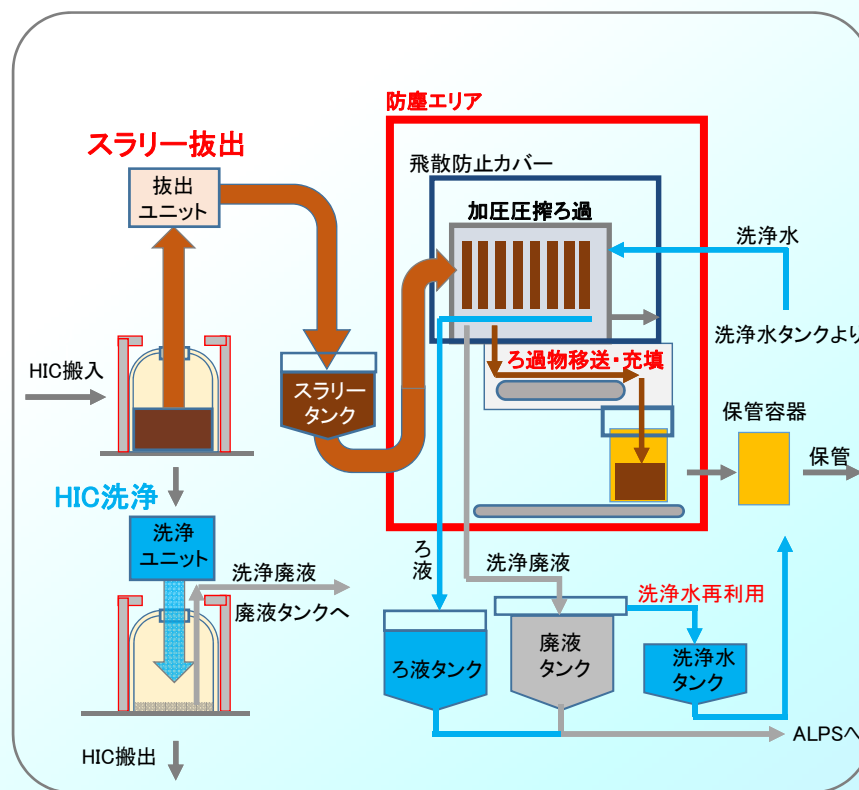
- ・主成分の除去率： 炭酸塩(カルシウム、マグネシウム) 約97%
- : 鉄共沈(鉄) 約99%

スラリー安定化処理設備のイメージ

①～③の試験結果をもとに、スラリー安定化処理設備の概念的な検討を行った。
各処理のイメージは下記の通り。(処理能力は参考資料3参照)



乾燥処理概要図



ろ過処理概要図

まとめ及び今後の課題

【まとめ】

スラリー安定化の処理プロセスを想定し、模擬スラリーを用いて安定化処理(乾燥・ろ過)、抽出・移送、HIC洗浄の確認試験を実施した。その結果、処理プロセスのうち、上記主要な3要素について成立する可能性があることが分かった。

【今後の課題】

スラリー脱水物の特徴(放射能濃度が高い、水分を完全に除去できない)を考慮し、保管を検討する上で、海外の知見も踏まえ水素発生の評価・容器のベント機能について検討する必要がある。

HICからの高粘性スラリーの抽出・移送については、装置規模を小さくできる上部からの吸出しによる方法で確認試験を実施し、成立性を確認することとした。ポンプは作業性・メンテナンス性等を考慮し、スラリー内に浸漬せず、HIC外に設置するものとした。

➤ 試験条件・内容

① 選定ポンプ

一般ポンプの中から粘性物の移送性能、耐摩耗性、耐腐食性、メンテナンス性等より、高粘性物移送に適応できるポンプを選定した。(往復動式・ネジ式・偏心式の3機種を選定)

② 使用模擬スラリー(高粘性)

福島第一多核種除去設備と同じクロスフローフィルタで作製した模擬スラリーは粘度3.3Pa・s(炭酸塩)だったことから安全側の粘度4.0Pa・sの模擬スラリーとした。

③ 確認内容

ポンプ吸込み揚程を2.5~7.5m(1m毎)に変えて、下記のポンプ性能を確認した。

吸込揚程: 2.5m以上(ポンプ設置可能位置【HIC高さ1.8m+作業床までの距離0.7m】を想定)

移送能力: 70L/min以上(HIC3000本8400m³を2年間[400日×5h/日稼働]で抽出すとした場合の必要流量)

➤ 試験結果

試験項目	往復動式ポンプ	ネジ式ポンプ	偏心式ポンプ
吸込揚程(最大)	4.5m	4.5m	2.5m
移送能力(最大吸込揚程時)	73L/min	83L/min	236L/min

二次廃棄物となる空HICの線量低減を目的とした内部洗淨方法を検討し、洗淨効果の確認試験を実施した。

➤ 試験条件・内容

①試験片作製

高粘性スラリーを調製し、HIC容器の口10cm片に塗布し、垂直に立掛け一定時間経過後、自重により落ちたスラリーを除き試験片とした。

②洗淨試験

試験片をHIC容器の上部、側面等に設置し洗淨試験を実施した。

③試験片前処理

試験片表面の残留付着物を前処理(酸溶解)した。

④原子吸光分析

前処理した酸溶液を原子吸光分析し、洗淨後の残留成分を定量した。

➤ 試験結果

	スラリー付着量[ml/100cm ²]		スラリー 残存率※[%]	スラリー 除去率※[%]
	洗淨前	洗淨後		
炭酸塩スラリー	0.6137	0.0186	3.03	97.0
鉄共沈スラリー	2.109	0.0021	0.10	99.9

※<残存率計算方法>

洗淨後付着量/洗淨前付着量 × 100 (%)

<除去率計算方法>

1-残存率 (%)

➤ 洗淨確認試験での残存率より、HIC内部の床表面及び床から高さ1mの線量率を求めた。

HIC内評価点		洗淨前線量率 [mSv/h]	残存率 [%]	洗淨後線量率 [mSv/h]
炭酸塩スラリー	床表面	4.89	3.03	0.148
	床から高さ1m	1.94		0.0588
鉄共沈スラリー	床表面	1.23	0.10	1.23E-03
	床から高さ1m	0.528		5.28E-04

確認試験結果をもとにしたスラリー安定化処理設備の処理能力は以下のとおりである。

項目		乾燥処理	ろ過処理
主要機器		円盤加熱型乾燥機(伝熱面積32m ²) × 1台	加圧圧搾ろ過装置(ろ過面積60m ²) × 1台
目標含水率		5%以下	60%以下
処理能力	処理スラリー量※1	炭酸塩: 8.4m ³ /日 HIC 3本/日 鉄共沈: 8.4m ³ /日 HIC 3本/日	炭酸塩: 27.9m ³ /日 HIC 10本/日 鉄共沈: 20.1m ³ /日 HIC 7本/日
	保管容器発生量※2	炭酸塩: 18本/日 鉄共沈: 11本/日	炭酸塩: 62本/日 鉄共沈: 34本/日
	処理日数※3	1,000日/HIC3000本 (炭酸塩778日+ 鉄共沈222日、24h稼働)	327日/HIC3000本 (炭酸塩234日+ 鉄共沈93日、24h稼働)

※1 HIC 1本2.8m³として算出

※2 遮へい付き200Lドラム缶(容積125L)に80%充填と仮定し、脱水物の嵩密度より算出

※3 メンテナンス日数は含まず