

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。

無断複製・転載禁止 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

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
1	約 1 mL	LI-AR-SL1-1		
2	約 1 mL	LI-AR-SL1-2	H29.7.18	H29.8.31
3	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	約1 mL	化学組成 (SEM-EDX)	0.8	53.5
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	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

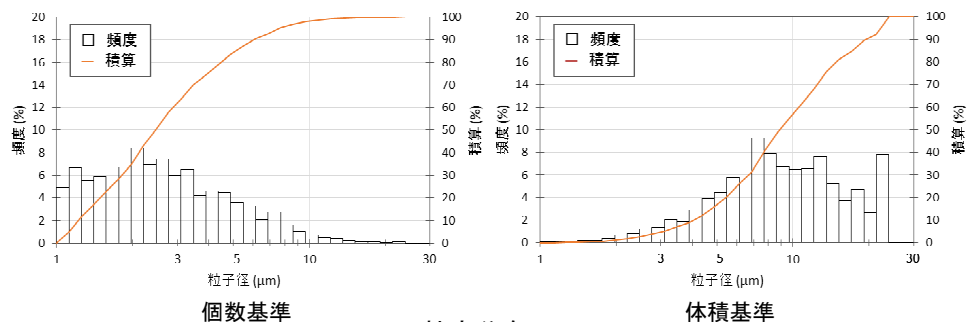
- 粒度分布を画像解析法により測定した。粒子数は、小さな粒子の割合が大きい。測定の限度(1 μm)より小さな粒径の粒子も見られた。

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、顕微鏡で画像を撮影し、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



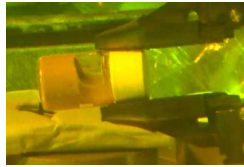
粒度分布

除染装置スラッジ 沈降性

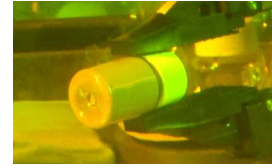
- 有詮メスシリンダー（10 mL、内径約11 mmΦ、高さ約11 cm）に固液混合したスラッジ試料1 mLと上澄み10 mLを入れた。メスシリンダーの横倒を繰り返し攪拌後、スラッジの沈降を観察した。



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



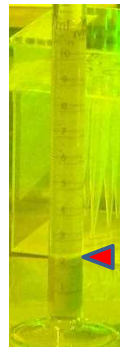
攪拌直後



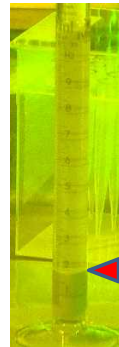
4分後



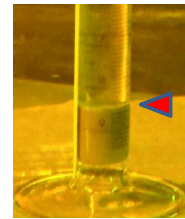
10分後



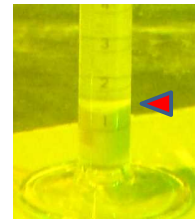
30分後



1時間後



約1日後



約2日後

◀ :スラッジ界面と見られる位置

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¹³⁷Csと¹³⁴Csが検出され、この合計値を全γとして示した。¹³⁷Csに対して3桁程低い濃度であるが⁶⁰Co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違わない。

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

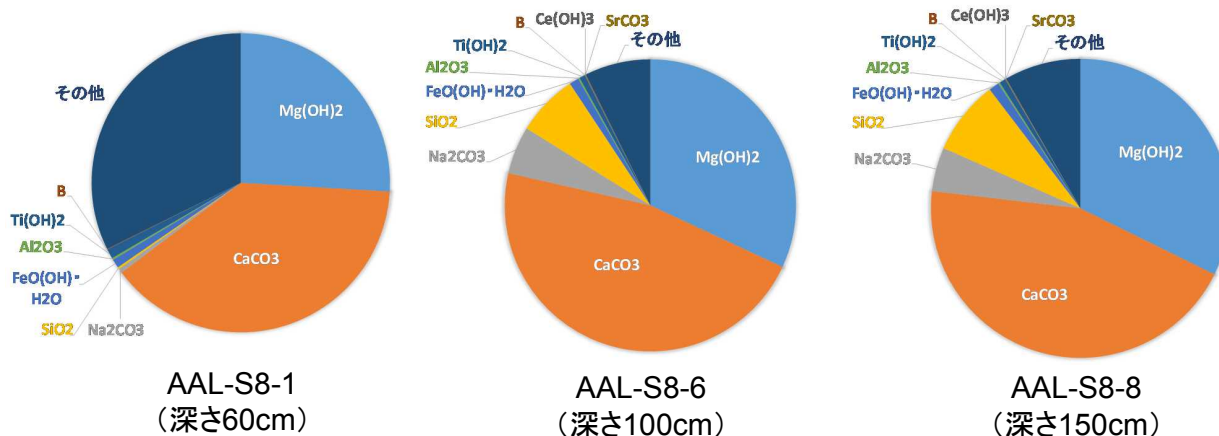
試料番号	元素組成比 [wt%]									
	B	Na	Mg	Al	Si	Ca	Ti	Fe	Sr	Ce
1 AAL-S8-1	0.06	0.21	10.8	0.10	0.10	15.5	0.62	0.50	<0.06	ND
2 AAL-S8-6	0.06	2.29	13.3	0.08	3.20	18.7	0.38	0.55	0.02	0.04
3 AAL-S8-8	0.05	2.06	13.5	0.09	3.75	17.8	0.40	0.59	0.02	0.05
再掲 AAL-S1-1	0.04	4.0	22.2	ND	0.43	14.5	ND	0.08	0.07	ND

試料番号	物質組成比 [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 CaCO₃ 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。



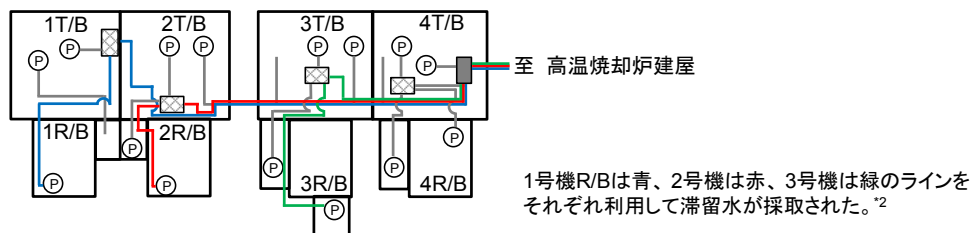
※ 代表的な化合物を想定して算出。

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



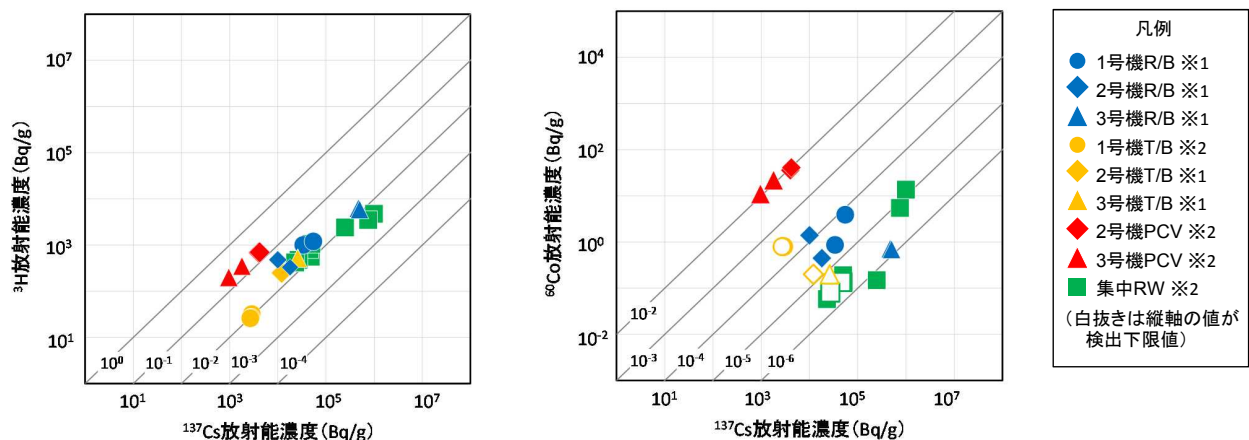
*1 原子炉注水量について、注水量が2017年2～3月に低減された。

*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}

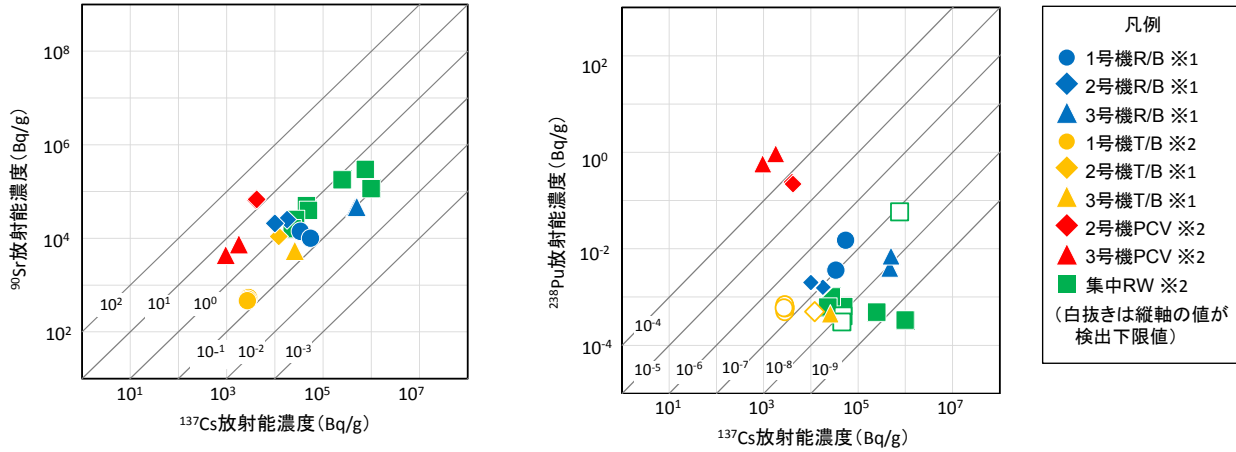


※1: 本報告及び2017年度取得データ。 ※2: 2012年度から2016年度取得データ。

※3: 照射燃料について計算したH23.3.11時点の放射能(日本原子力研究開発機構報告書「JAEA-Data/Code 2012-018」)。

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}Eu 、 234 、 ^{235}U は検出されなかった。

試料名	放射能濃度[Bq/cm ³]			
	^3H (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⁹⁰Sr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, ⁶⁰Co, ⁶³Ni, ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ²³⁸Pu, ²³⁹⁺²⁴⁰Pu, ²⁴¹Am, ²⁴⁴Cm
- 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。