

廃棄物試料の分析結果 (4号機建屋原子炉建屋ボーリングコア、土壌、 多核種除去設備処理水)

平成30年11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26及び28年度補正予算補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金
(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」成果の一部が含まれている。

概要

- 事故後に発生した固体廃棄物は、従来の原子力発電所で発生した廃棄物と性状が異なるため、廃棄物の処理・処分の安全性の見通しを得る上で性状把握が不可欠である。
- 廃棄物の性状を把握するため、平成23年度から、瓦礫、伐採木、保護衣等焼却灰、水処理二次廃棄物等の廃棄物、今後の廃炉作業の進捗により廃棄物となることが想定される建屋等から試料を採取し、分析を継続している。分析結果は、その都度公表してきている。
- 今回、4号機原子炉建屋、発電所構内土壌から採取した試料の分析結果を報告する。併せて、現在使用中の多核種除去設備に関し、吸着材(水処理二次廃棄物)の性状を推定するため、同設備の処理前及び各工程における処理水を採取し、分析した結果を報告する。
- 今回得られた分析結果から、4号機原子炉建屋内の試料採取場所では、最大でも法令で定められている管理区域の壁等の人の触れるおそれのある物の表面密度限度程度であること、構内土壌の汚染は ^{137}Cs が主な核種であるが、平成25年にタンクからの汚染水漏えい※1、※2があったH4タンクエリアでは ^{90}Sr の放射能濃度が比較的高い場所があることを確認した。また、多核種除去設備の各吸着材への吸着が推定される主な核種を整理した。

原子炉建屋内瓦礫－ 試料の性状、分析内容

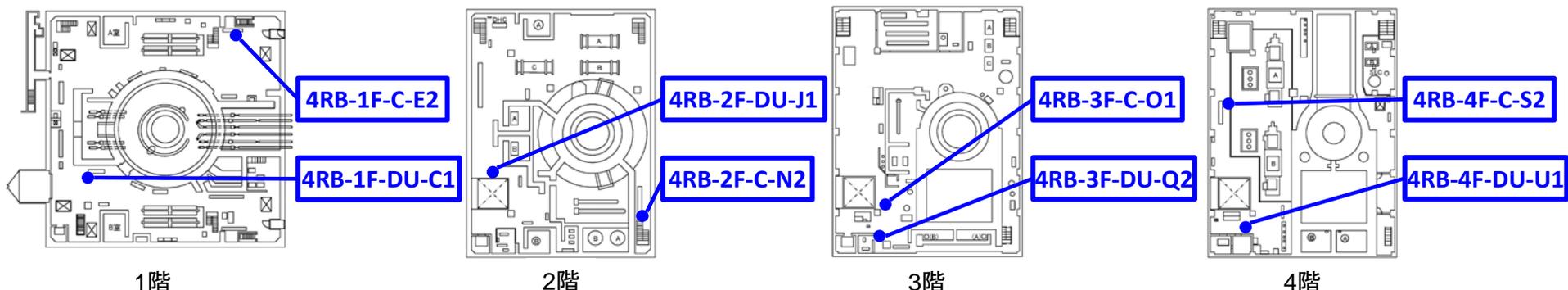
- 4号機原子炉建屋の1階から4階で採取された瓦礫(コンクリートコア)を分析※1した。

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

- 以下の核種を分析した。

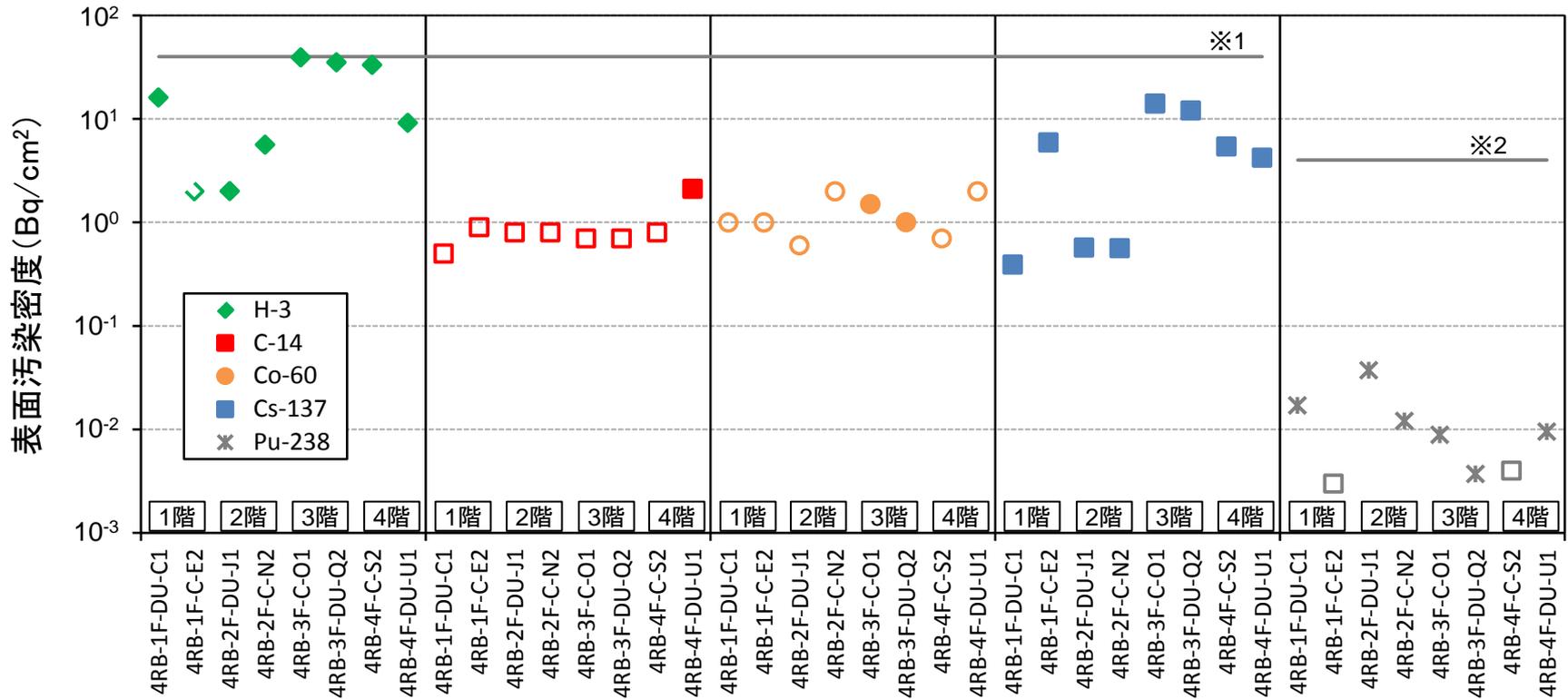
^3H , ^{14}C , ^{60}Co , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$

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



4号機原子炉建屋からの試料採取場所

原子炉建屋内瓦礫—放射能



試料名 (一)

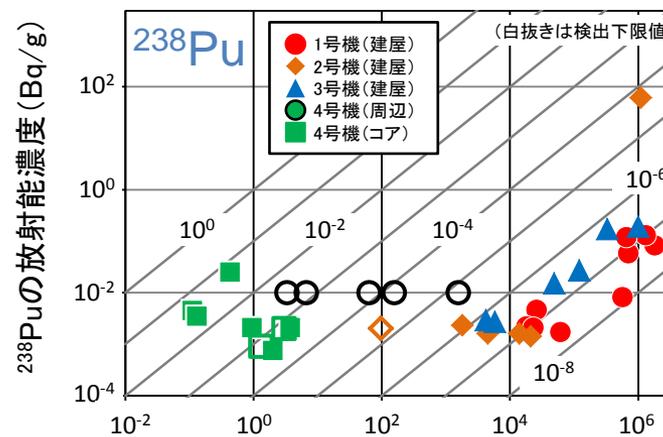
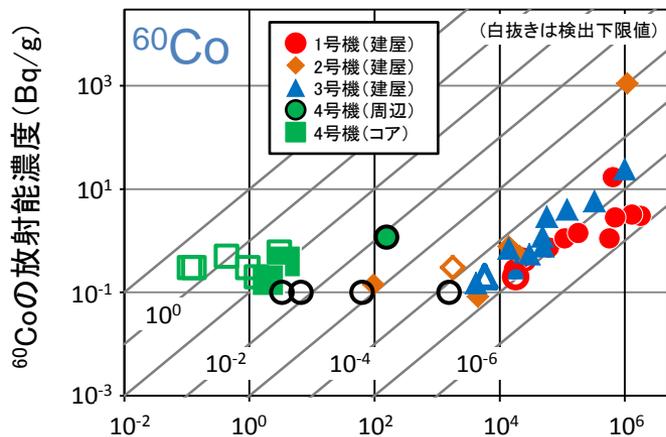
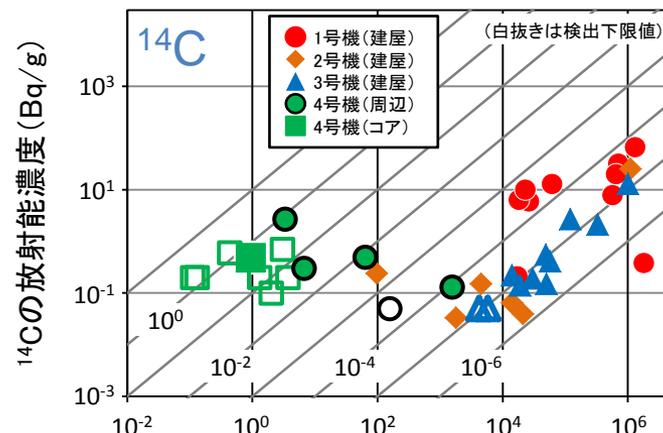
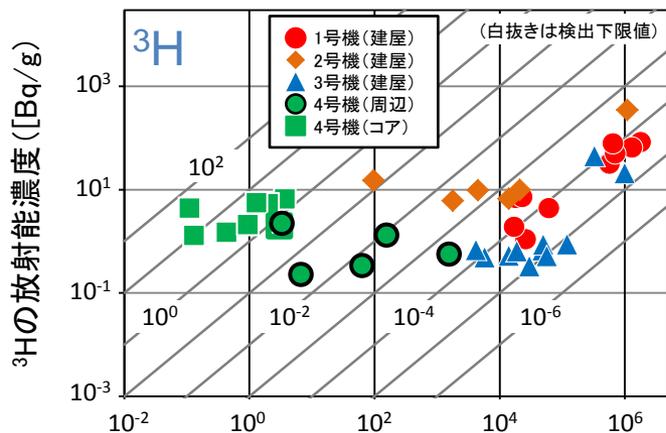
注) 2011年3月11日に減衰を補正した表面汚染密度を示す。白抜きプロットは検出下限値未滿を示す。
直線※1と※2は、法令で定められている管理区域の壁等の人の触れるおそれのある物の表面密度限度(アルファ線を放出しない放射性物質40Bq/cm²、アルファ線を放出する放射性同位元素4Bq/cm²)をそれぞれ示す。



コンクリートコア外観
(4RB-1F-C-E2)

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

原子炉建屋内及び周辺瓦礫の分析データ



^{137}Cs の放射能濃度 (Bq/g)

^{137}Cs の放射能濃度 (Bq/g)

☒ 原子炉建屋内及び周辺で採取した瓦礫試料から検出された核種の濃度 (^{137}Cs に対するプロット)

➤ 4号機のコンクリートコアは、汚染の核種組成の ^{137}Cs との相関^{注)}は明らかではない。

注) 測定が難しい核種の量を簡易な測定方法で推測できるようにするため、測定しやすい核種(Cs)との相関をあらかじめ算出した。

土壌－ 試料の性状、分析内容

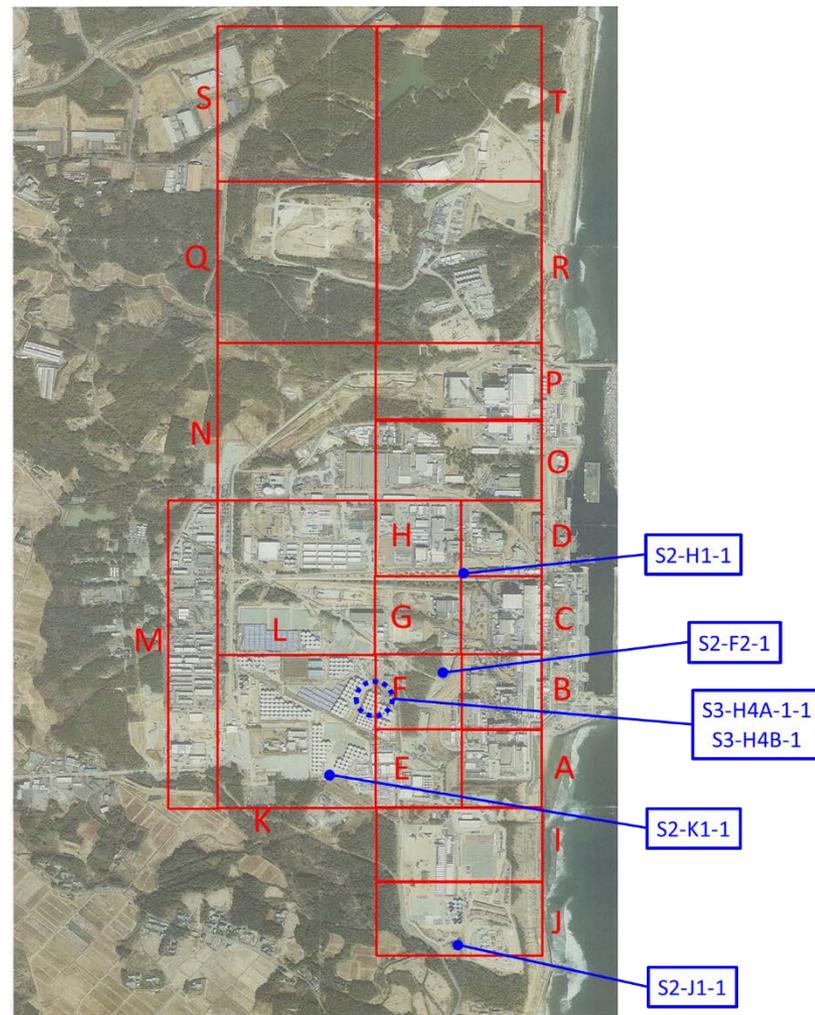
- 構内の汚染分布把握のために採取した土壌について、既報※1、※2に続き、4試料を分析した。また、H4タンクエリアの土壌2試料を分析した。

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

※: 表面線量率(γ)

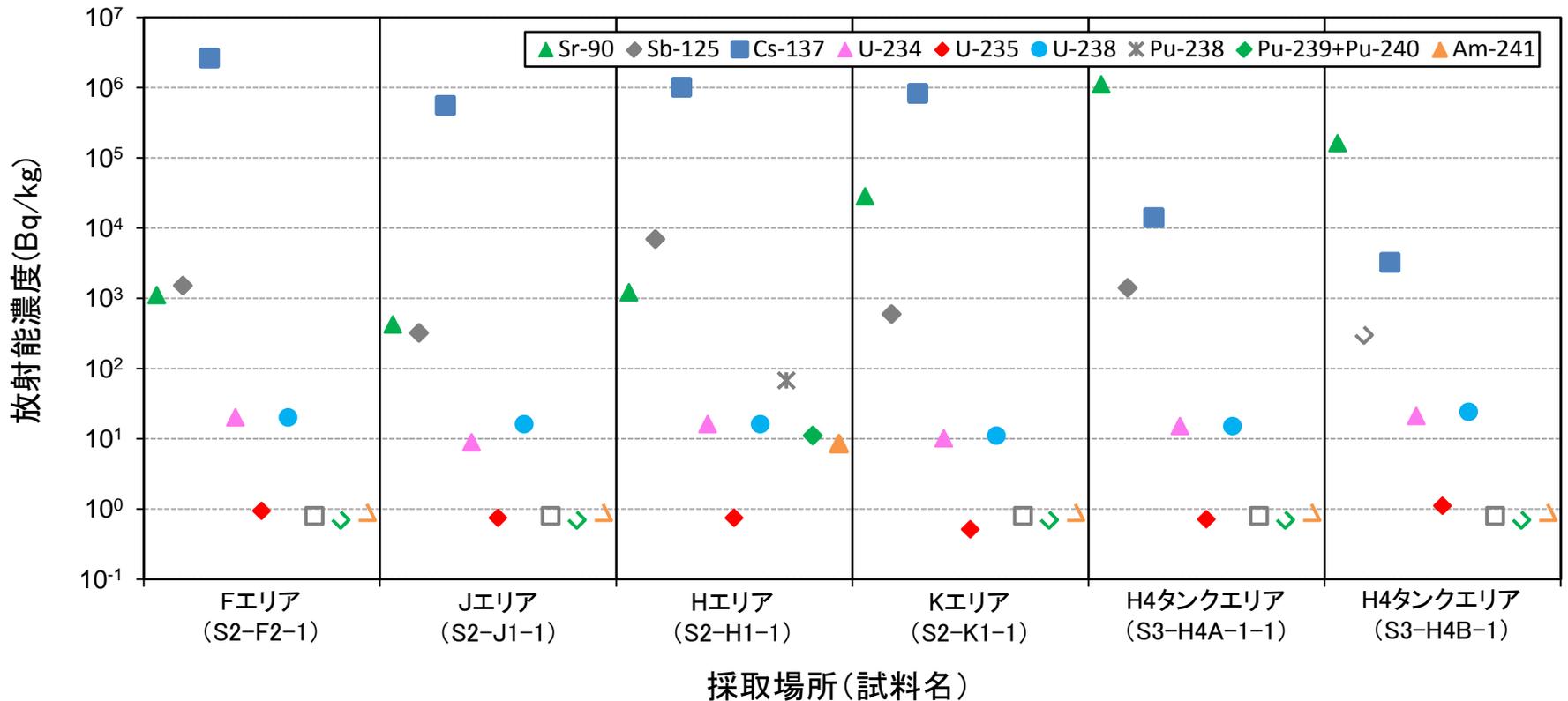
- 以下の核種を分析した。

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



土壌試料採取場所

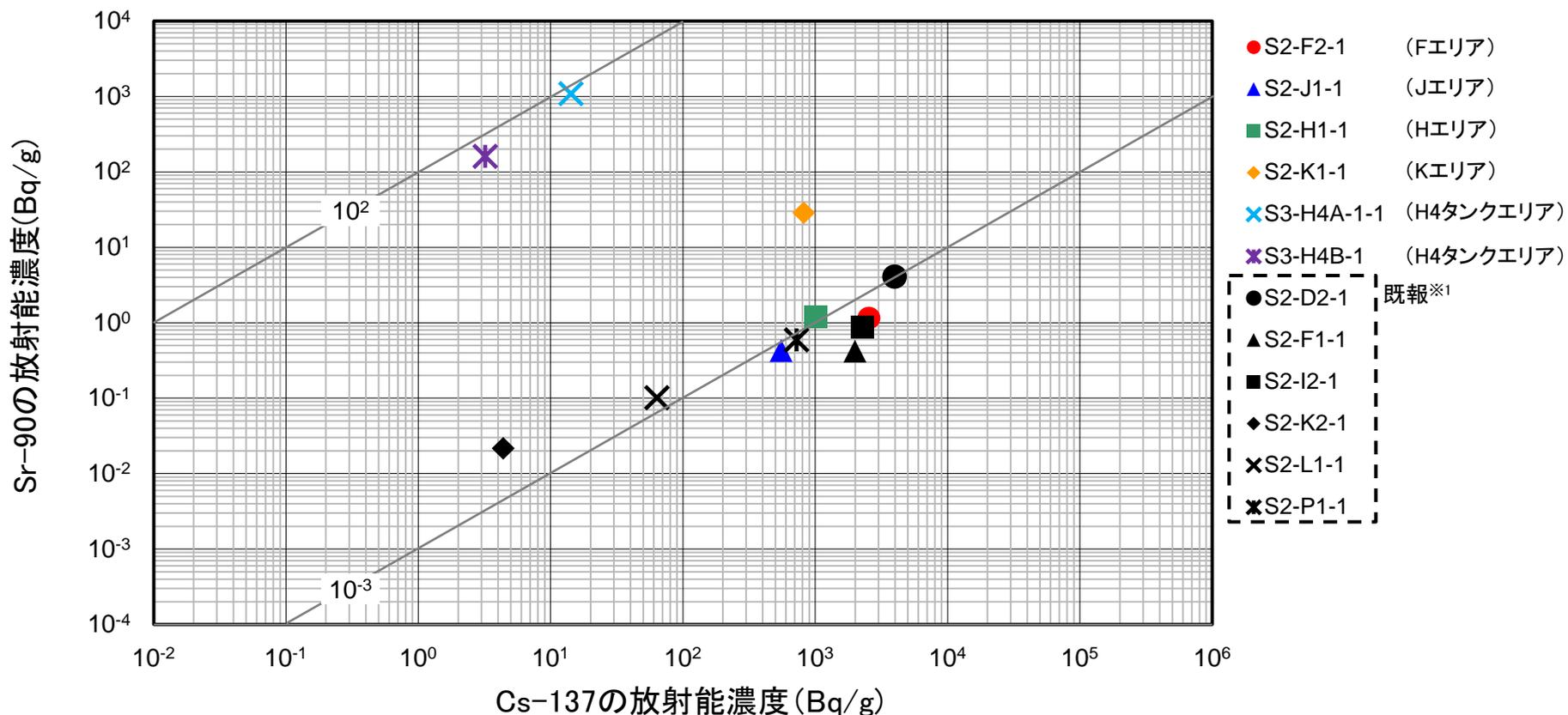
土壌 — 放射能



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

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

既往の土壌データとの比較



注) 2011年3月11日に減衰を補正した放射能濃度を示す。

- H4タンクエリア、Kエリア、その他の場所から採取した試料の $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比は、それぞれ概ね相関が認められる。
- H4タンクエリア(平成25年8月に当該エリアに設置したタンクから汚染水の漏えい事象が発生)※2、※3から採取した試料の $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比は、他の場所から採取した試料の $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比と比較して高い傾向にある。漏えいした汚染水の β 核種は主に ^{90}Sr と考えられる。

多核種除去設備処理水 — 分析内容

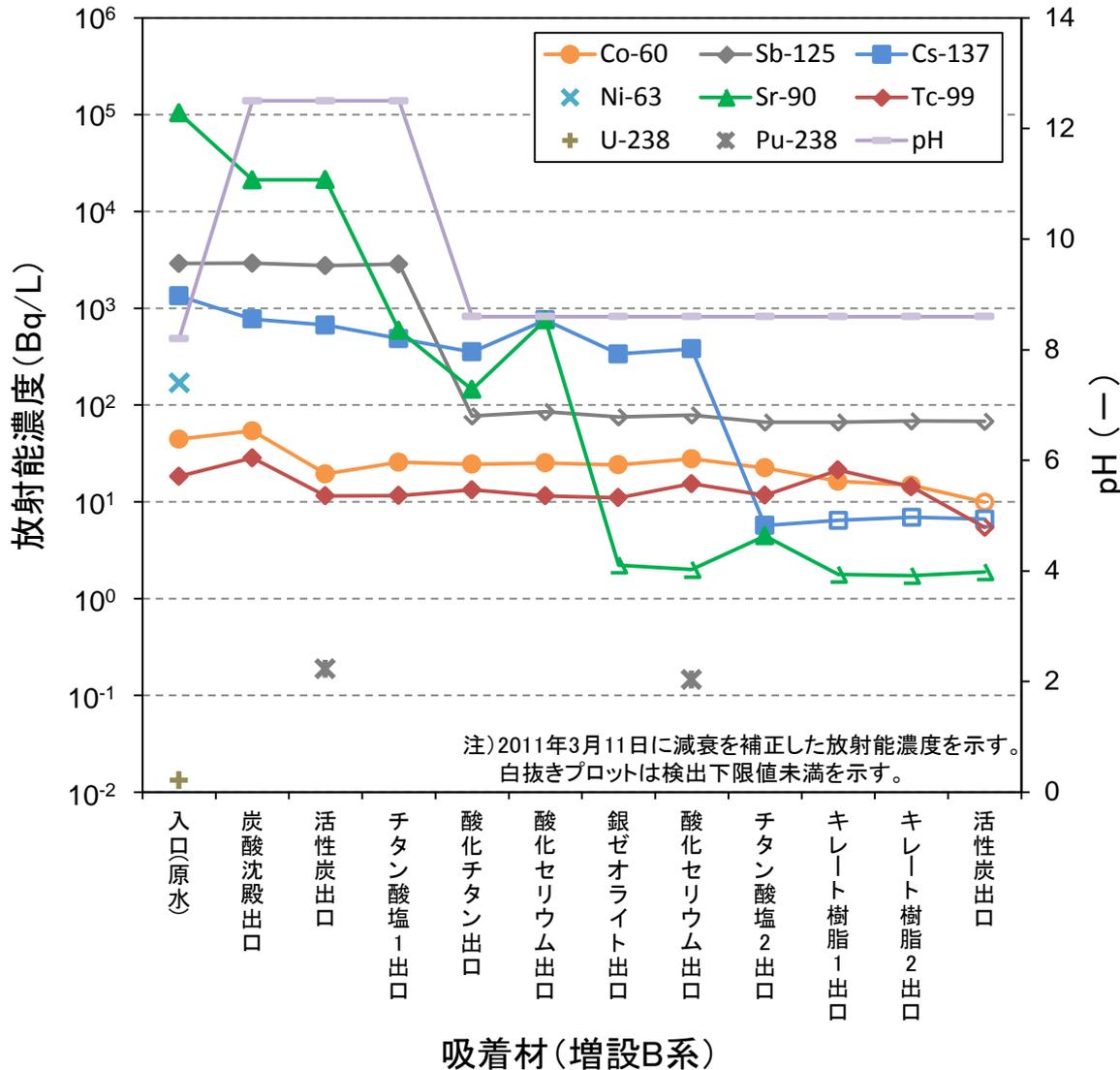
- 多核種除去設備に関して、吸着材に含有する放射能の推定に資するため、増設B系列の処理水試料を対象として以下の核種を分析した。

^{60}Co , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{106}Ru , ^{125}Sb , ^{129}I , ^{137}Cs , ^{154}Eu ,

^{235}U , ^{238}U , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$

試料名	採取日	採取場所
LI-AAL7B-1	2016.7.25	入口
LI-AAL7B-2	2016.7.25	増設B系列炭酸沈殿処理設備出口
LI-AAL7B-3	2016.7.25	増設B系列活性炭出口
LI-AAL7B-4	2016.7.25	増設B系列チタン酸塩①出口
LI-AAL7B-5	2016.7.25	増設B系列酸化チタン出口
LI-AAL7B-8	2016.7.25	増設B系列酸化セリウム①出口
LI-AAL7B-7	2016.7.25	増設B系列銀ゼオライト出口
LI-AAL7B-6	2016.7.25	増設B系列酸化セリウム②出口
LI-AAL7B-9	2016.7.25	増設B系列チタン酸塩②出口
LI-AAL7B-10	2016.7.25	増設B系列キレート樹脂①出口
LI-AAL7B-11	2016.7.25	増設B系列キレート樹脂②出口
LI-AAL7B-12	2016.7.25	増設B系列活性炭②出口

多核種除去設備処理水 — 放射能



➤ 各工程、吸着材で除去、吸着が見られる主な核種は以下のとおり。

- 炭酸塩沈殿 : ^{63}Ni , ^{90}Sr
- 活性炭(前段) : ^{60}Co
- チタン酸塩 1 : ^{90}Sr
- 酸化チタン : ^{90}Sr , ^{125}Sb
- 銀ゼオライト : ^{90}Sr
- チタン酸塩 2 : ^{137}Cs
- 活性炭(後段) : ^{60}Co , ^{99}Tc

➤ 吸着塔出口濃度が入口濃度よりも高い場合がある。検証には、データをさらに蓄積する必要がある。

➤ ^{106}Ru , ^{129}I , ^{154}Eu , ^{235}U 及び $^{239+240}\text{Pu}$ は全ての試料で不検出であった。

【参考】排水中の濃度限度 (Bq/L) ※

Co-60 : 2×10^2	Ni-63 : 6×10^3
Sr-90 : 3×10^1	Tc-99 : 1×10^3
Sb-125 : 8×10^2	Cs-137 : 9×10^1
U-238 : 2×10^1	Pu-238 : 4×10^0

多核種除去設備処理水 — 吸着挙動の比較

工程・吸着材	使用済み吸着材に含まれる主な核種			
	既設A系※1	既設B系※2	増設A系※3	増設B系
鉄共沈	Ni-63, Co-60	Ni-63		
炭酸塩沈殿	Ni-63, Sr-90, I-129	Ni-63, Sr-90	Sr-90, Cs-137	Ni-63, Sr-90
銀添着活性炭				
活性炭(前段)			Co-60	Co-60
チタン酸塩(前段)	Sr-90	Sr-90	Sr-90	Sr-90
チタン酸塩(後段)	Sr-90, Cs-137	Sr-90, Cs-137	Sr-90, Cs-137	Cs-137
酸化チタン	Sr-90			Sr-90, Sb-125
銀ゼオライト		Sr-90		Sr-90
酸化セリウム	Sr-90		Sr-90	
フェロシアン化合物			Sr-90	
キレート樹脂			Tc-99, Cs-137	
活性炭(後段)		Sr-90	Co-60	Co-60, Tc-99

注) 分析値の低下が見られた主な核種を示している。吸着材の前後で、分析値に差異が見られないものは空欄としている。表中の斜線は、該当する吸着材が用いられていないことを示す。

- 工程、吸着材により除去、吸着されている核種が異なる。
- ⁹⁰Srは複数の吸着材で主要な核種であると見られる。
- 処理水から検出されていない核種の挙動を把握するため、吸着材を分析することが有効であると考えられる。

まとめ

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

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

* :「—」は未測定を表す。

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

参考情報

原子炉建屋内瓦礫－核種分析結果①

【塗装表面積当たりの放射能量】

試料名	放射能濃度 [Bq/cm ²]				
	³ H (約12年)	¹⁴ C (約5.7 × 10 ³ 年)	⁶⁰ Co (約5.3年)	⁹⁹ Tc (約2.1 × 10 ⁵ 年)	¹²⁹ I (約1.6 × 10 ⁷ 年)
4RB-1F-DU-C1	(1.6±0.1)×10 ¹	< 5 × 10 ⁻¹	< 1 × 10 ⁰	< 1 × 10 ⁻¹	< 5 × 10 ⁻¹
4RB-1F-C-E2	< 2 × 10 ⁰	< 9 × 10 ⁻¹	< 1 × 10 ⁰	< 4 × 10 ⁻²	< 6 × 10 ⁻¹
4RB-2F-DU-J1	(2.0±0.6)×10 ⁰	< 8 × 10 ⁻¹	< 6 × 10 ⁻¹	< 7 × 10 ⁻²	< 4 × 10 ⁻¹
4RB-2F-C-N2	(5.6±0.7)×10 ⁰	< 8 × 10 ⁻¹	< 2 × 10 ⁰	< 8 × 10 ⁻²	< 5 × 10 ⁻¹
4RB-3F-C-O1	(3.9±0.1)×10 ¹	< 7 × 10 ⁻¹	(1.5±0.4)×10 ⁰	< 9 × 10 ⁻²	< 5 × 10 ⁻¹
4RB-3F-DU-Q2	(3.5±0.1)×10 ¹	< 7 × 10 ⁻¹	(1.0±0.3)×10 ⁰	< 9 × 10 ⁻²	< 5 × 10 ⁻¹
4RB-4F-C-S2	(3.3±0.1)×10 ¹	< 8 × 10 ⁻¹	< 7 × 10 ⁻¹	< 1 × 10 ⁻¹	< 5 × 10 ⁻¹
4RB-4F-DU-U1	(9.1±0.4)×10 ⁰	(2.1±0.2)×10 ⁰	< 2 × 10 ⁰	< 9 × 10 ⁻²	< 6 × 10 ⁻¹

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

- ¹⁴C、⁶⁰Coは一部の試料のみから検出された。
- ⁹⁹Tc、¹²⁹Iは測定した全ての試料で不検出であった。

原子炉建屋内瓦礫－核種分析結果②

【塗装表面積当たりの放射能量】

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

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

➤ ¹⁵⁴Eu、²³⁹⁺²⁴⁰Puは測定した全ての試料で不検出であった。

土壌－核種分析結果①

試料名	放射能濃度 [Bq/kg]				
	¹⁴ C (約 5.7×10^3 年)	⁶⁰ Co (約5.3年)	⁶³ Ni (約 1.0×10^2 年)	⁹⁰ Sr (約29年)	⁹⁹ Tc (約 2.1×10^5 年)
S2-F2-1	$< 2 \times 10^2$	$< 9 \times 10^1$	$< 2 \times 10^2$	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^3$	$< 8 \times 10^0$
S2-J1-1	$< 2 \times 10^2$	$< 2 \times 10^2$	$< 2 \times 10^2$	$(4.2 \pm 0.2) \times 10^2$	$< 8 \times 10^0$
S2-H1-1	$< 2 \times 10^2$	$< 2 \times 10^2$	$< 2 \times 10^2$	$(1.2 \pm 0.1) \times 10^3$	$< 1 \times 10^1$
S2-K1-1	$< 2 \times 10^2$	$< 8 \times 10^1$	$< 2 \times 10^2$	$(2.8 \pm 0.1) \times 10^4$	$< 7 \times 10^0$
S3-H4A-1-1	$< 2 \times 10^2$	$< 2 \times 10^2$	$< 2 \times 10^2$	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^6$	$< 8 \times 10^0$
S3-H4B-1	$< 2 \times 10^2$	$< 1 \times 10^2$	$< 2 \times 10^2$	$(1.6 \pm 0.1) \times 10^5$	$< 9 \times 10^0$

試料名	放射能濃度 [Bq/kg]			
	¹²⁵ Sb (約2.8年)	¹²⁹ I (約 1.6×10^7 年)	¹³⁷ Cs (約30年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)
S2-F2-1	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^3$	$< 4 \times 10^1$	$(2.6 \pm 0.1) \times 10^6$	$< 2 \times 10^2$
S2-J1-1	$(3.2 \pm 0.5) \times 10^2$	$< 4 \times 10^1$	$(5.5 \pm 0.1) \times 10^5$	$< 8 \times 10^1$
S2-H1-1	$(6.9 \pm 0.2) \times 10^3$	$< 4 \times 10^1$	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^6$	$< 7 \times 10^1$
S2-K1-1	$(5.9 \pm 0.6) \times 10^2$	$< 4 \times 10^1$	$(8.2 \pm 0.1) \times 10^5$	$< 8 \times 10^1$
S3-H4A-1-1	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^3$	$< 4 \times 10^1$	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^4$	$< 9 \times 10^1$
S3-H4B-1	$< 3 \times 10^2$	$< 4 \times 10^1$	$(3.2 \pm 0.1) \times 10^3$	$< 9 \times 10^1$

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

➤ ¹⁴C、⁶⁰Co、⁶³Ni、⁹⁹Tc、¹²⁹I、¹⁵⁴Euは測定した全ての試料で不検出であった。

土壌－核種分析結果②

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

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

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

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

多核種除去設備処理水 — 核種分析結果①

試料名	放射能濃度 [Bq/L]			
	⁶⁰ Co (約5.3年)	⁶³ Ni (約1.0 × 10 ² 年)	⁹⁰ Sr (約29年)	⁹⁹ Tc (約2.1 × 10 ⁵ 年)
LI-AAL7B-1	(4.5±0.3)×10 ¹	(1.7±0.3)×10 ²	(1.0±0.1)×10 ⁵	(1.8±0.3)×10 ¹
LI-AAL7B-2	(5.4±0.4)×10 ¹	< 8 × 10 ¹	(2.1±0.1)×10 ⁴	(2.8±0.3)×10 ¹
LI-AAL7B-3	(1.9±0.2)×10 ¹	< 8 × 10 ¹	(2.1±0.1)×10 ⁴	(1.2±0.2)×10 ¹
LI-AAL7B-4	(2.6±0.3)×10 ¹	< 8 × 10 ¹	(5.9±0.1)×10 ²	(1.2±0.2)×10 ¹
LI-AAL7B-5	(2.5±0.4)×10 ¹	< 8 × 10 ¹	(1.5±0.1)×10 ²	(1.3±0.2)×10 ¹
LI-AAL7B-8	(2.5±0.4)×10 ¹	< 8 × 10 ¹	(7.6±0.2)×10 ²	(1.2±0.2)×10 ¹
LI-AAL7B-7	(2.4±0.4)×10 ¹	< 8 × 10 ¹	< 3 × 10 ⁰	(1.1±0.2)×10 ¹
LI-AAL7B-6	(2.8±0.5)×10 ¹	< 8 × 10 ¹	< 2 × 10 ⁰	(1.5±0.3)×10 ¹
LI-AAL7B-9	(2.2±0.4)×10 ¹	< 8 × 10 ¹	(4.5±0.8)×10 ⁰	(1.2±0.2)×10 ¹
LI-AAL7B-10	(1.6±0.4)×10 ¹	< 8 × 10 ¹	< 2 × 10 ⁰	(2.1±0.3)×10 ¹
LI-AAL7B-11	(1.5±0.3)×10 ¹	< 8 × 10 ¹	< 2 × 10 ⁰	(1.4±0.2)×10 ¹
LI-AAL7B-12	< 1 × 10 ¹	< 8 × 10 ¹	< 2 × 10 ⁰	< 6 × 10 ⁰

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

➤ ⁶³NiはNo.1(炭酸沈殿)で、⁶⁰Co及び⁹⁹TcはNo.12(活性炭)で、⁹⁰SrはNo.10(キレート樹脂1)以降で、不検出となった。

多核種除去設備処理水 — 核種分析結果②

試料名	放射能濃度 [Bq/L]				
	¹⁰⁶ Ru (約374日)	¹²⁵ Sb (約2.8年)	¹²⁹ I (約1.6×10 ⁷ 年)	¹³⁷ Cs (約30年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)
LI-AAL7B-1	< 6 × 10 ³	(2.9±0.1)×10 ³	< 3 × 10 ¹	(1.3±0.1)×10 ³	< 2 × 10 ¹
LI-AAL7B-2	< 5 × 10 ³	(2.9±0.1)×10 ³	< 3 × 10 ¹	(7.7±0.1)×10 ²	< 3 × 10 ¹
LI-AAL7B-3	< 5 × 10 ³	(2.8±0.1)×10 ³	< 3 × 10 ¹	(6.7±0.1)×10 ²	< 2 × 10 ¹
LI-AAL7B-4	< 5 × 10 ³	(2.9±0.1)×10 ³	< 3 × 10 ¹	(4.9±0.1)×10 ²	< 2 × 10 ¹
LI-AAL7B-5	< 5 × 10 ³	< 8 × 10 ¹	< 3 × 10 ¹	(3.5±0.1)×10 ²	< 2 × 10 ¹
LI-AAL7B-8	< 5 × 10 ³	< 9 × 10 ¹	< 3 × 10 ¹	(7.6±0.1)×10 ²	< 2 × 10 ¹
LI-AAL7B-7	< 5 × 10 ³	< 8 × 10 ¹	< 3 × 10 ¹	(3.4±0.1)×10 ²	< 2 × 10 ¹
LI-AAL7B-6	< 5 × 10 ³	< 8 × 10 ¹	< 3 × 10 ¹	(3.8±0.1)×10 ²	< 2 × 10 ¹
LI-AAL7B-9	< 4 × 10 ³	< 7 × 10 ¹	< 3 × 10 ¹	(5.7±0.1)×10 ⁰	< 2 × 10 ¹
LI-AAL7B-10	< 5 × 10 ³	< 7 × 10 ¹	< 3 × 10 ¹	< 7 × 10 ⁰	< 2 × 10 ¹
LI-AAL7B-11	< 5 × 10 ³	< 7 × 10 ¹	< 3 × 10 ¹	< 7 × 10 ⁰	< 2 × 10 ¹
LI-AAL7B-12	< 5 × 10 ³	< 7 × 10 ¹	< 3 × 10 ¹	< 7 × 10 ⁰	< 2 × 10 ¹

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

- ¹²⁵SbはNo.5(酸化チタン)で不検出となり、¹³⁷CsはNo.10(キレート樹脂1)で不検出となった。
- ¹⁰⁶Ru、¹²⁹I、¹⁵⁴Euは測定したすべての試料で不検出であった。

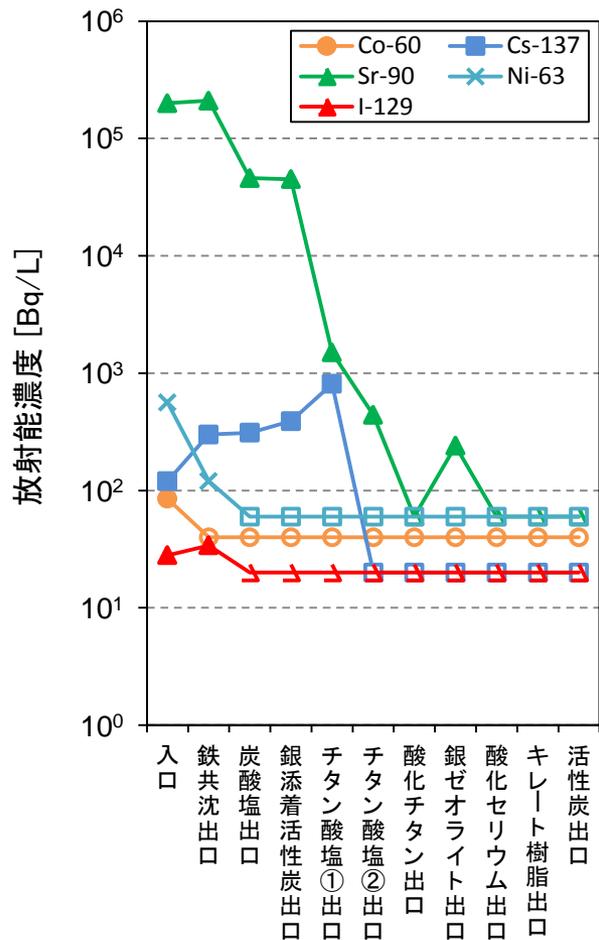
多核種除去設備処理水 — 核種分析結果③

試料名	放射能濃度 [Bq/L]			
	²³⁵ U (約7.0×10 ⁸ 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)
LI-AAL7B-1	< 4 × 10 ⁻²	(1.3±0.1)×10 ⁻²	< 1 × 10 ⁻¹	< 5 × 10 ⁻²
LI-AAL7B-2	< 4 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻²	< 9 × 10 ⁻²	< 8 × 10 ⁻²
LI-AAL7B-3	< 4 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻²	(1.9±0.4)×10 ⁻¹	< 8 × 10 ⁻²
LI-AAL7B-4	< 4 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻²	< 1 × 10 ⁻¹	< 5 × 10 ⁻²
LI-AAL7B-5	< 4 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻²	< 9 × 10 ⁻²	< 8 × 10 ⁻²
LI-AAL7B-8	< 4 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻²	< 9 × 10 ⁻²	< 8 × 10 ⁻²
LI-AAL7B-7	< 4 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻²	< 1 × 10 ⁻¹	< 5 × 10 ⁻²
LI-AAL7B-6	< 4 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻²	(1.5±0.4)×10 ⁻¹	< 8 × 10 ⁻²
LI-AAL7B-9	< 4 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻¹	< 8 × 10 ⁻²
LI-AAL7B-10	< 4 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻²	< 1 × 10 ⁻¹	< 5 × 10 ⁻²
LI-AAL7B-11	< 4 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻²	< 9 × 10 ⁻²	< 8 × 10 ⁻²
LI-AAL7B-12	< 4 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻²	< 2 × 10 ⁻¹	< 8 × 10 ⁻²

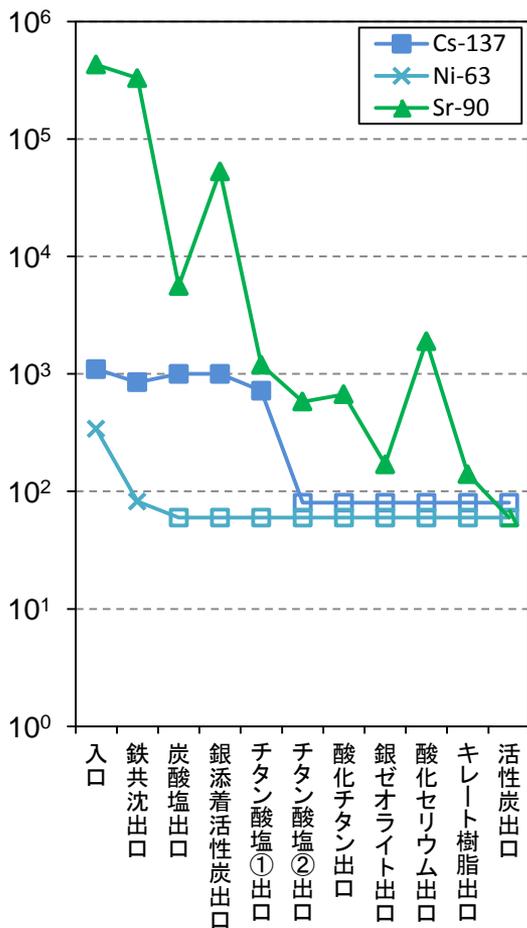
※ 2011年3月11日に減衰を補正した放射能濃度を示す。核種の下括弧内は半減期を、分析値の±の後の数値は計数誤差を示す。

- ²³⁸Uは入口のみ検出し、²³⁸Puは2試料のみ検出した。
- ²³⁵U、²³⁹⁺²⁴⁰Puは測定したすべての試料で不検出であった。

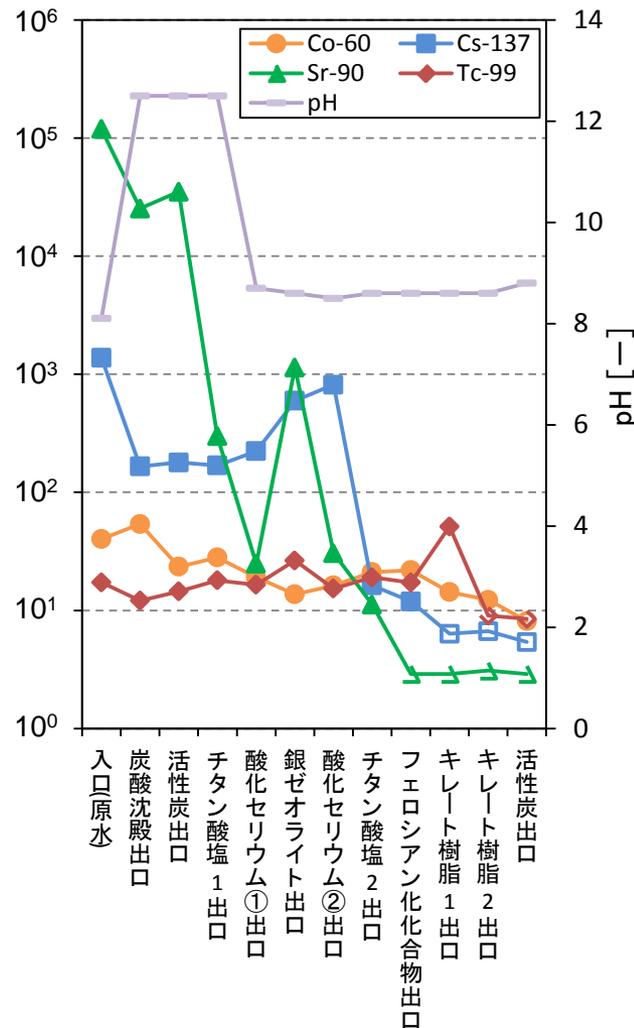
多核種除去設備処理水 — 既往データ



吸着材(既設A系)



吸着材(既設B系)



吸着材(増設A系)

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