技術研究組合
国際廃炉研究開発機構（IRID）

アイリッド

IRID：International Research Institute for Nuclear Decommissioning

基本理念

廃炉技術の基盤強化を視野に、当面の緊急課題である福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術の研究開発に全力を尽くします。

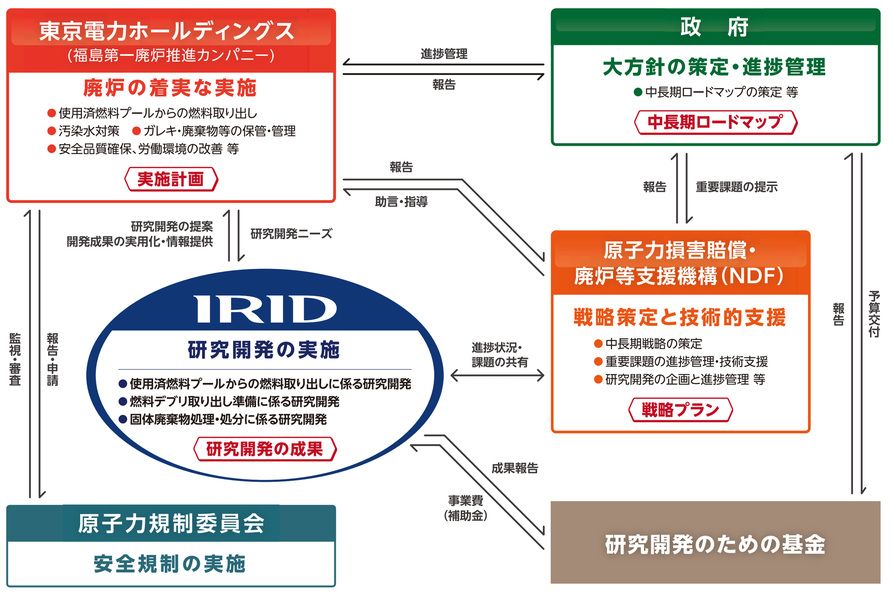
事業内容

○廃炉に関する研究開発
○国際・国内関係機関との協力の推進
○研究開発を通じた人材育成

設立日

2013年8月1日

IRIDの役割



中長期ロードマップの期間区分と研究開発体制

①3つに区分した廃炉工程

○廃炉作業終了までのマイルストーンを明示
○現時点の知見や号機ごとに異なる状況の分析をもとに策定
○現場状況や研究開発成果等によって適時見直し

②現在は、第2期の中盤

○IRIDでは、燃料デブリ取り出し準備のための研究開発を実施
○内部の調査・評価、燃料デブリ取り出しの基盤技術開発が当面の重要課題

③技術的な難しさや課題に挑戦

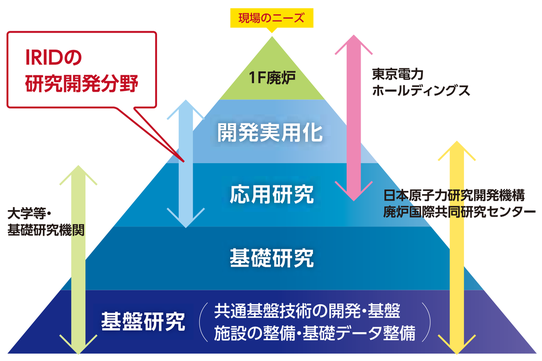
○放射線量が高く、人が容易には近寄れない
○困難な状況下での視覚的確認に挑戦
　・宇宙線ミュオンで原子炉内部を透視
　・ロボットを活用した格納容器内部調査 等
○遠隔操作による燃料デブリ取り出し工法の検討

廃炉事業

- 原子炉の冷温停止状態の継続
- 滞留水処理（汚染水対策）
- 発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止
- 使用済燃料プールからの燃料取り出し
- 燃料デブリ取り出し
- 固体廃棄物の保管・管理と処理・処分に向けた計画
- 原子炉施設の廃止措置計画

IRIDのR&D担当分野

研究開発の全体像



※NDF技術戦略プラン2018を参考に一部修正

組合員（18法人）

○国立研究開発法人　：　日本原子力研究開発機構、産業技術総合研究所
○プラントメーカー等　：　東芝エネルギーシステムズ㈱、日立 GE ニュークリア・エナジー㈱、三菱重工業㈱、㈱アトックス
○電力会社等　：　北海道電力㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、中部電力㈱、北陸電力㈱、関西電力㈱、中国電力㈱、四国電力㈱、九州電力㈱、日本原子力発電㈱、電源開発㈱、日本原燃㈱

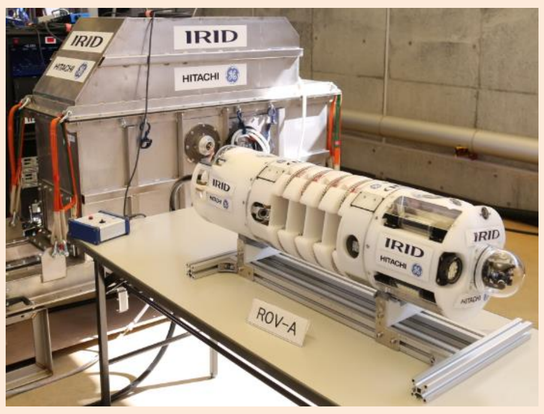
IRID 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
International Research Institute for Nuclear Decommissioning

IRID研究開発概要
「燃料デブリ取り出しに挑む-Ⅲ」

炉内状況調査

PCV内部調査技術

内部調査ロボットの開発



1号機調査

2号機調査

3号機調査

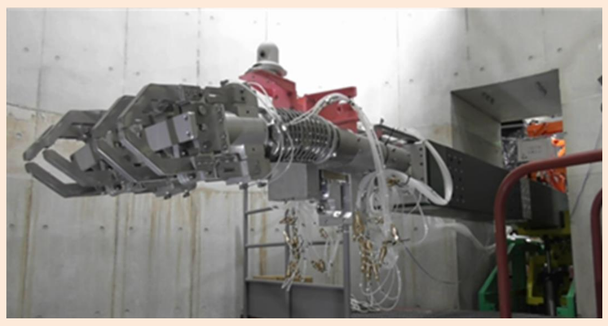
燃料デブリ取り出し技術

燃料デブリ・炉内構造物の取り出技術

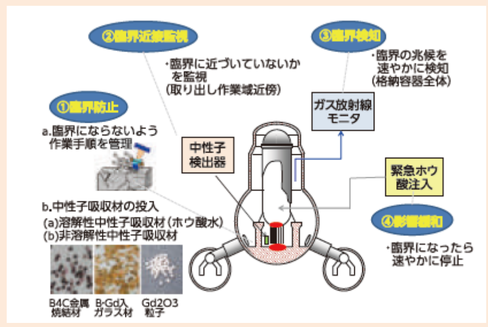
ロボットアーム

筋肉ロボット

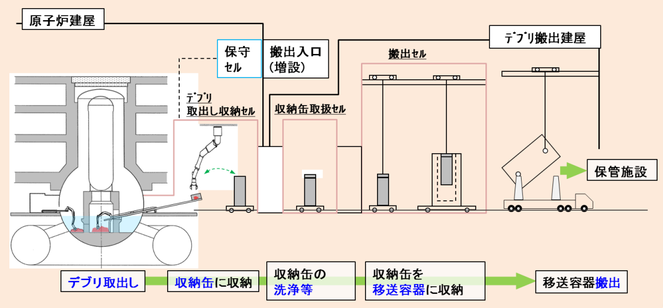
双腕型ロボット

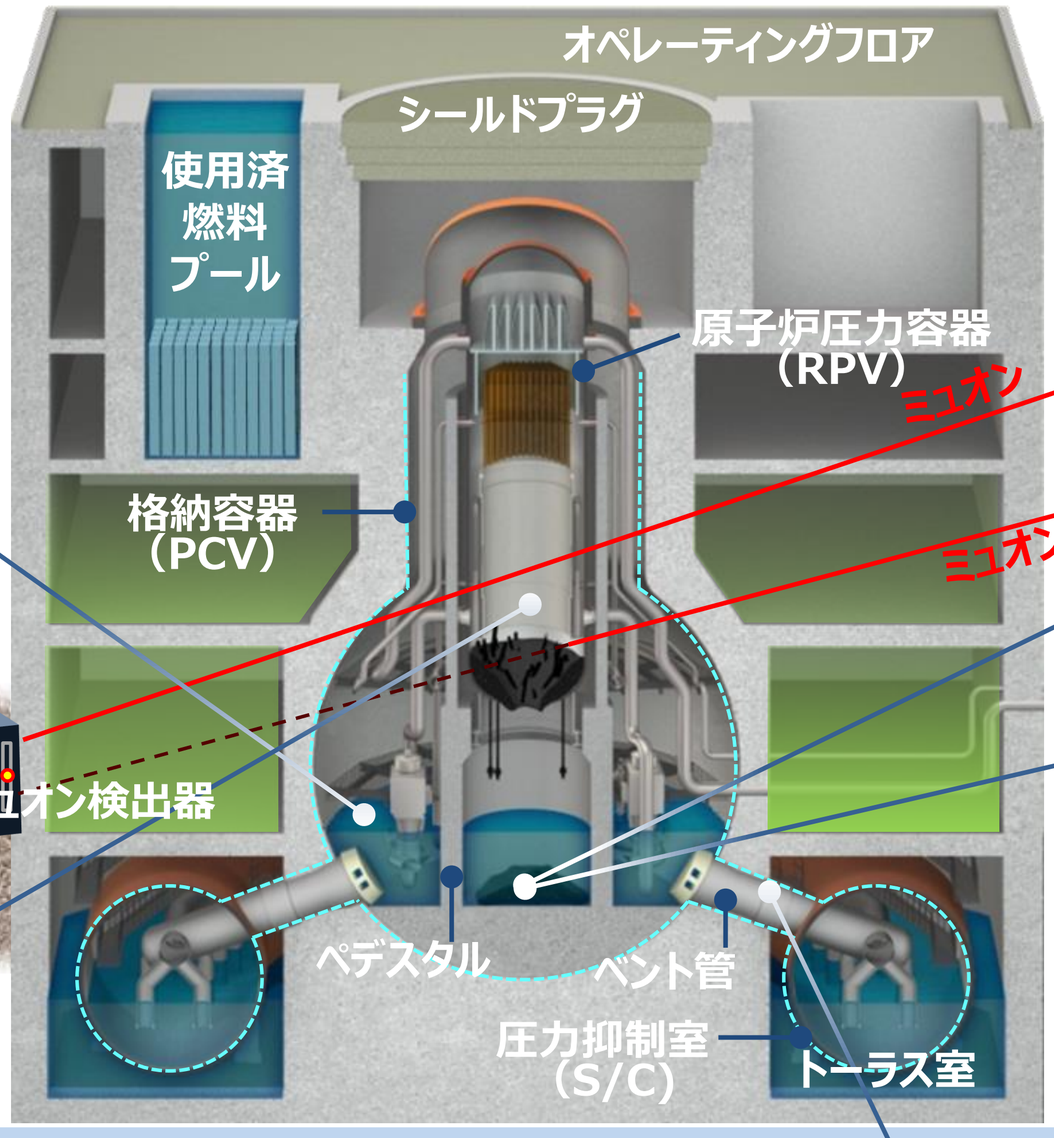


燃料デブリ臨界管理技術



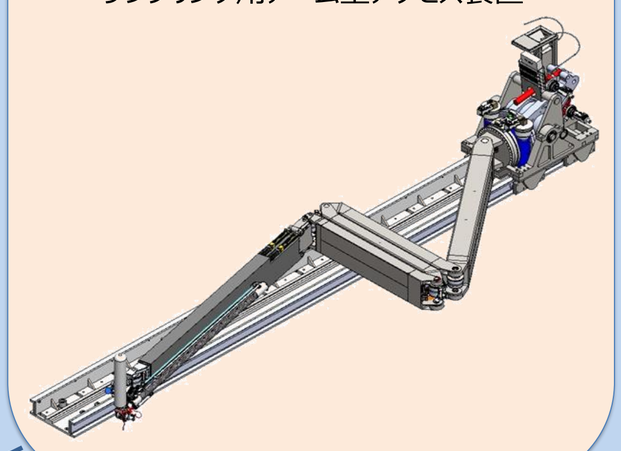
燃料デブリ収納・移送・保管技術





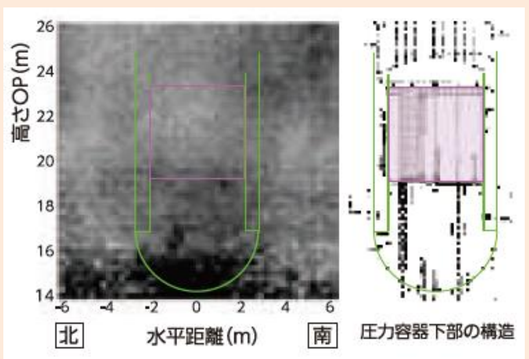
燃料デブリサンプリング

サンプリング用アーム型アクセス装置



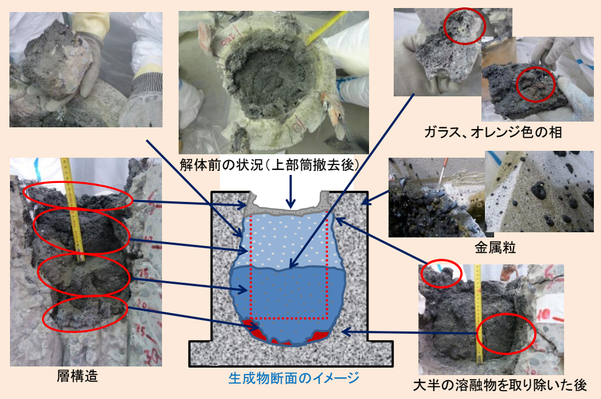
燃料デブリ検知技術

宇宙線ミュオンで原子炉内部を透視



燃料デブリ性状把握

大型MCCI試験生成物の外観

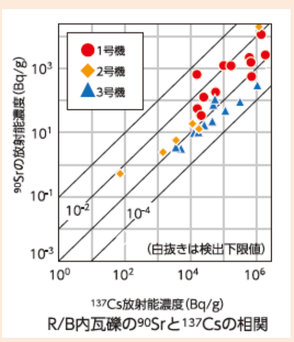


放射性廃棄物の処理・処分

固体廃棄物の処理・処分

加圧ろ過試験装置

実規模吸着塔の外観

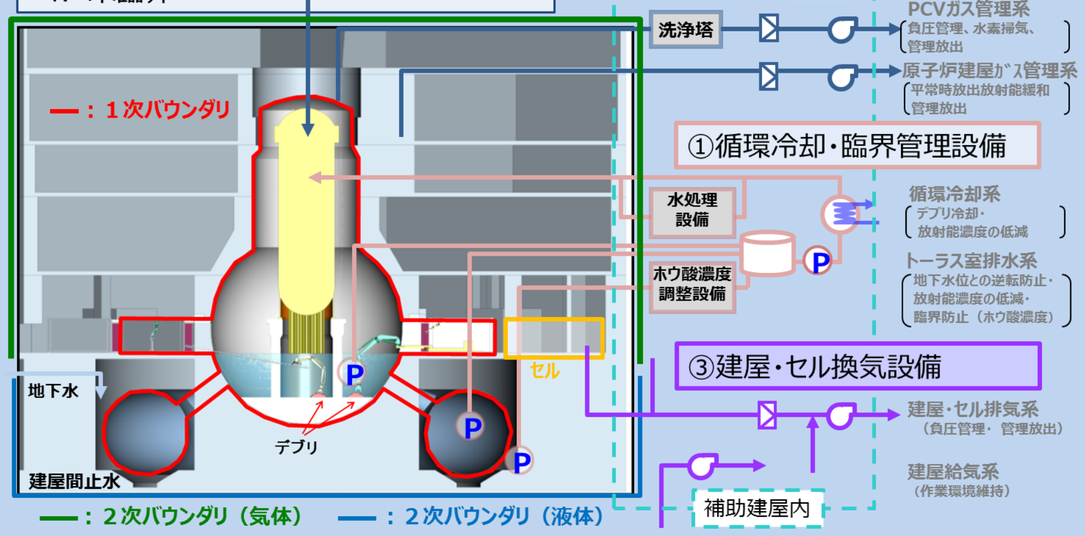


R/B内瓦礫の^{90}Srと^{137}Csの相関

安全系システム(気中-横アクセス工法の概念設計)の検討

必要な安全機能

1. 冷却
2. 閉じ込め（負圧，トーラス室水位制御）
3. 不活性化（火災・爆発防護）
4. 未臨界



福島第一原子力発電所格納容器内から採取したウラン含有粒子の微細組織分析

溝上 暢人[1,4], 伊東 賢一[1,4], 鈴木 晶大[2], 佐藤 一憲[3,4], 倉田 正輝[3,4],
平井 睦[1,4], 溝上 伸也[1,4]
[1]TEPCO HD, [2]NFD, [3]JAEA, [4]IRID

概要

福島第一原子力発電所（1F）では、高線量環境である1～3号機原子炉格納容器（PCV）内から、廃炉作業の進捗とともに、サンプルが取得されるようになっている。このようなサンプルについて、日本原子力研究開発機構（JAEA）及び日本核燃料開発（NFD）のホットラボへ輸送し様々な分析を実施している。本報告では、サンプル中のウラン含有粒子の性状に着目したSEM、TEMを用いた分析の結果と、粒子生成メカニズムの推定に関する検討の結果を紹介する。

1. はじめに

1F-1～3号機PCV内等で採取されたサンプルについて、SEM-EDSを用いて元素分布を測定したところ、ウラン含有粒子とみられる、ウラン濃度が局所的に高い領域が検出された。このうち、20領域程度について、より詳細な情報を得るためにTEM-EDSを用いた分析を実施した。

2. ウラン含有粒子の分析と性状把握

TEM-EDSにより分析した微細組織と組成をもとに、粒子の生成メカニズムについて検討した。

タイプ I:炉心溶融物から生成した可能性がある粒子

典型的な粒子として、Fig. 1、 Fig. 2に示すようなU、Zr酸化物の比較的密な結晶質の粒子が確認された。Fig. 1(b)、Fig.2 (b)は、各粒子内の数点についてEDS分析し、元素組成を取得した結果を示す。Zr/U比に注目すると、多くの粒子で比較的均質であったが、 Fig. 2の粒子では、マトリックス中にZr濃度が高い領域（点②）を含んでいる。これは、α-Zr(O)が相分離したものである可能性がある。

タイプI粒子は、炉心溶融物の飛沫などから生成した可能性があり、デブリ本体と同様の性状を持つ可能性がある。

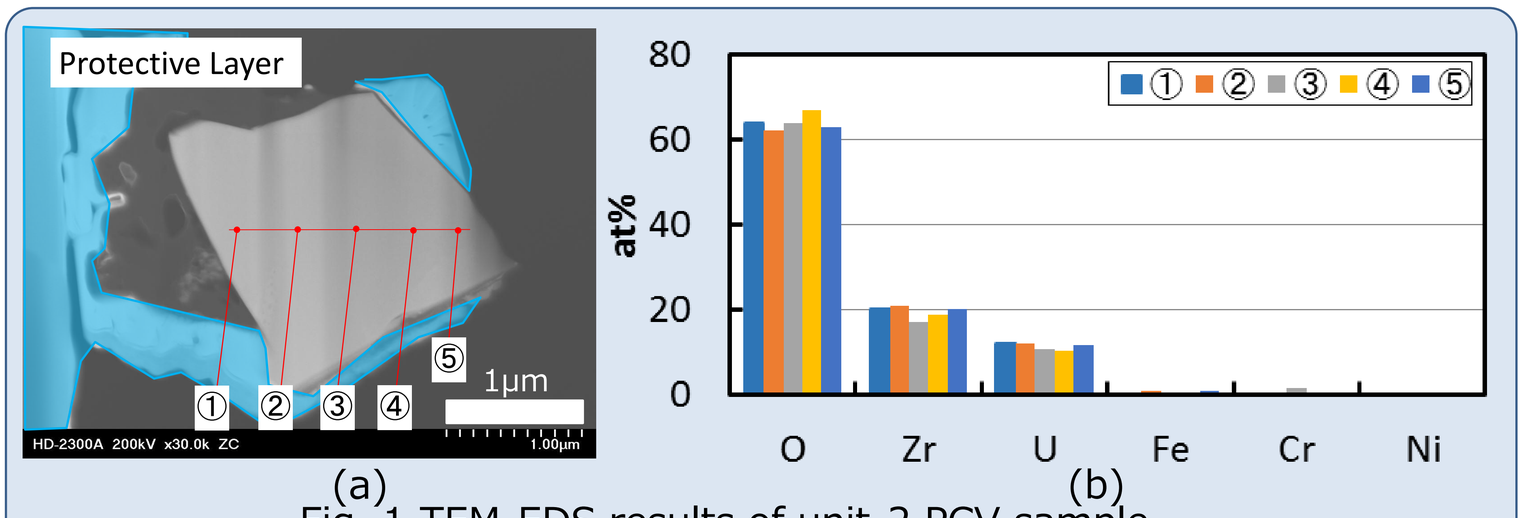
タイプ II: 蒸発・凝縮過程を経て生成した可能性がある粒子

いくつかの粒子は、Fig. 3に示すように丸みを帯びていて、Zr含有量が非常に低いものであった。 Fig. 3 (a-1) の粒子は100nm程度の微粒子が凝集して出来たような外観をしている。また、Fig.3 (a-2)の粒子は、より密度が高い球形の粒子であり、凝集粒子の結晶成長で生成した可能性がある。これらの粒子は、蒸発・凝縮過程で生成した可能性がある。

Fig. 4のように上記2タイプの粒子とは違った外観をした粒子も見つかっている。この粒子は、高Zr領域、高U領域に分かれており、領域間の境界に空隙があり、またウラン領域は比較的粗な構造をしている。

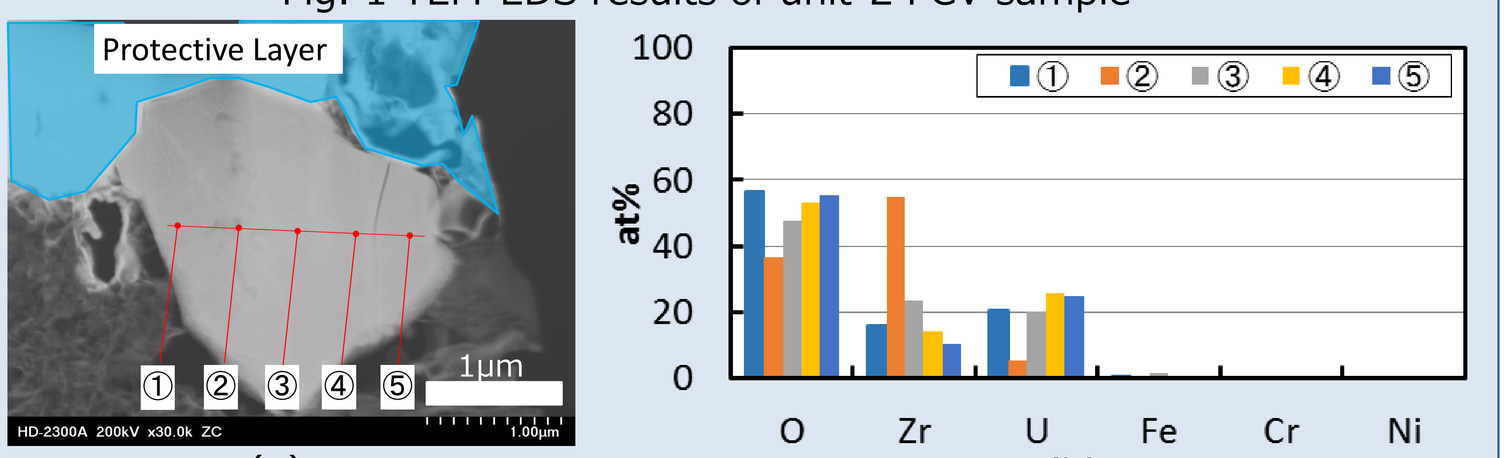
3. 結論

PCV内等から採取したサンプルから、炉心溶融物に由来する可能性がある粒子（タイプI）と、蒸発・凝縮過程を経て生成した可能性がある粒子（タイプII）が確認された。



(a) (b)

Fig. 1 TEM-EDS results of unit-2 PCV sample



(a) (b)

Fig. 2 TEM-EDS results of unit-1 PCV sediment sample

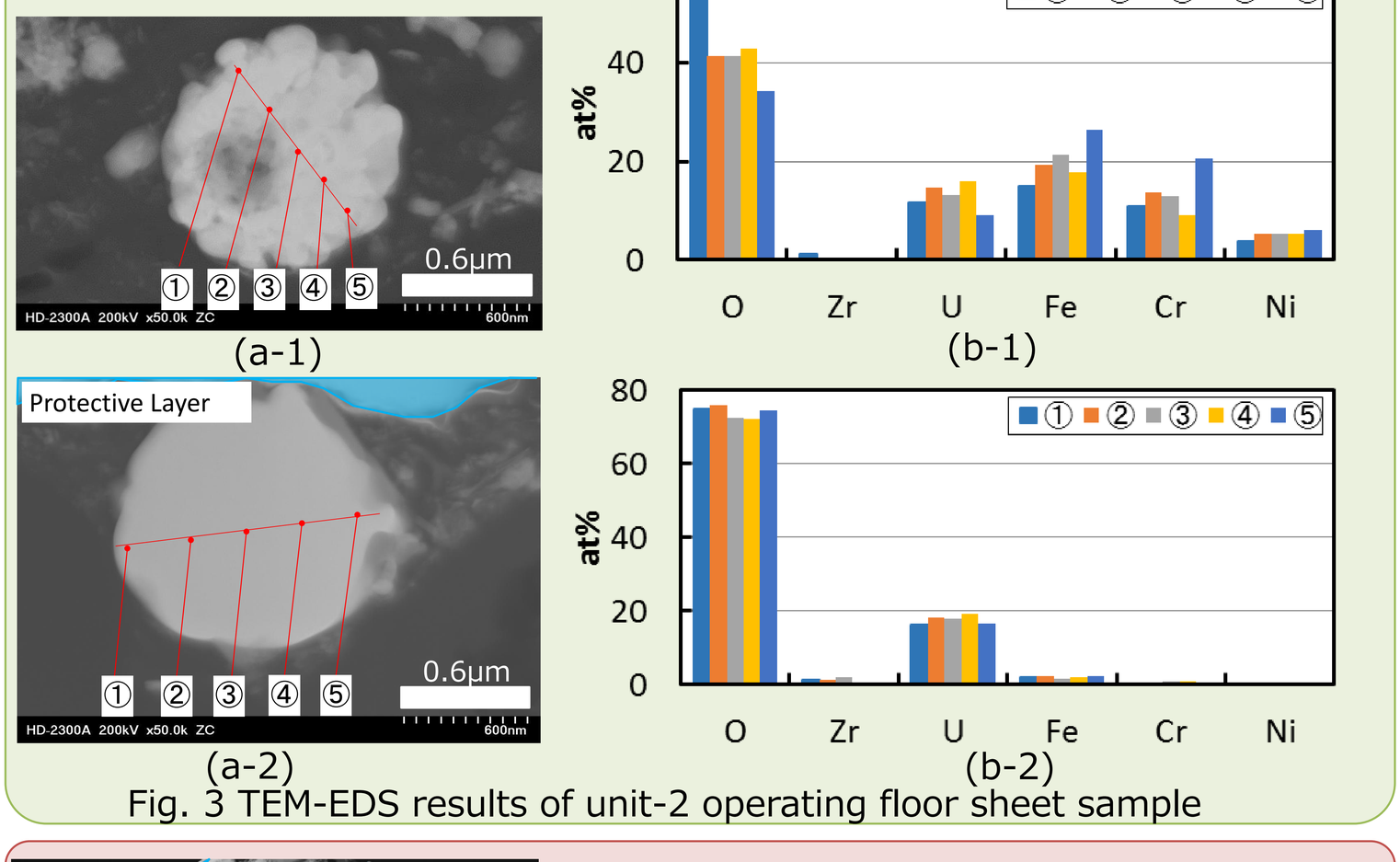
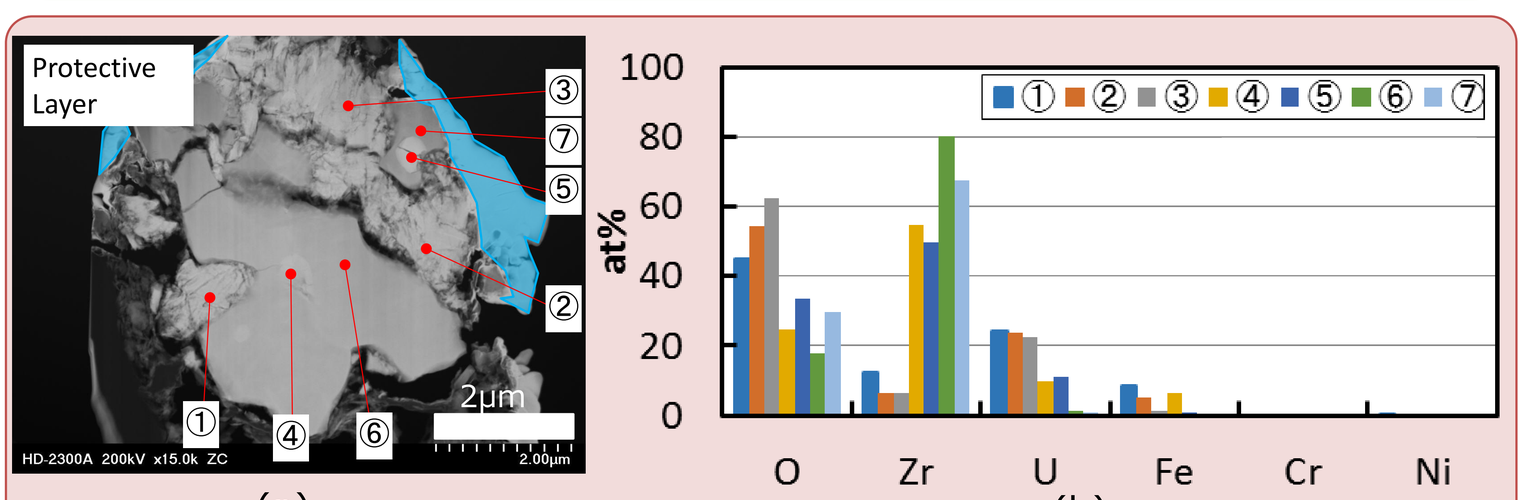


Fig. 3 TEM-EDS results of unit-2 operating floor sheet sample



(a) (b)

Fig. 4 TEM-EDS results of unit-3 PCV sample

謝辞　本研究は、経済産業省「平成27年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」及び「平成28年度補正予算廃炉・汚染水対策事業(燃料デブリの性状把握・分析技術の開発)」の研究の一部を含む。

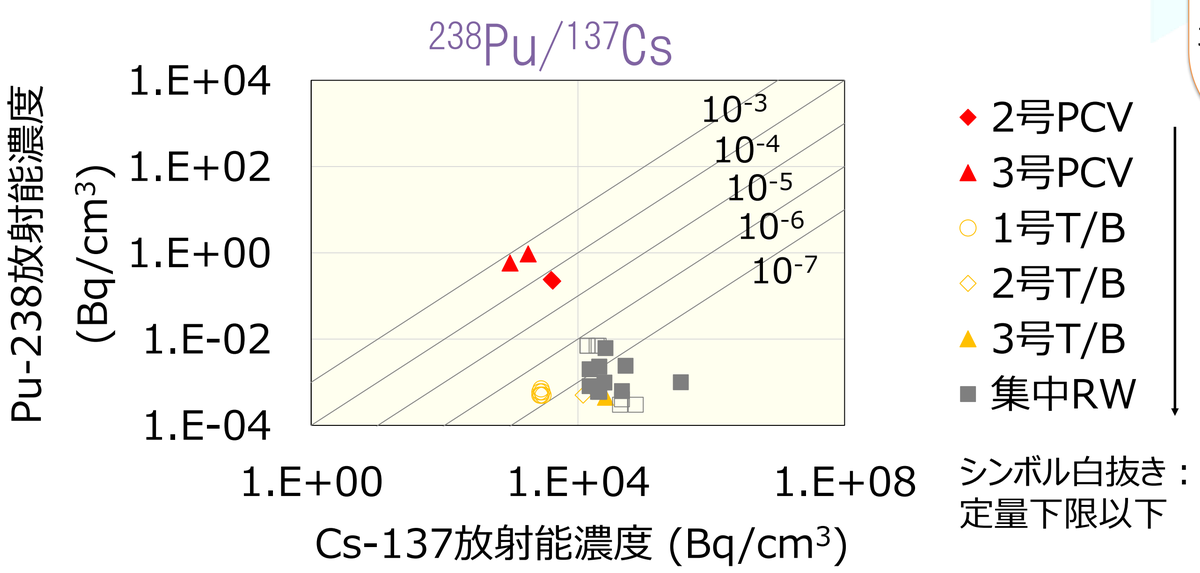
汚染水からコンクリートに移行する放射性物質の分布を予測する

栗飯原　はるか[1]、柴田　淳広[1]、駒　義和[1]、
富田　さゆり[2]、丸山　一平[3]
1 核燃料サイクル工学研究所、2 太平洋コンサルタント、3 名古屋大学

汚染水中の放射性核種の移行挙動

福島第一原子力発電所(1F)の原子炉建屋内で発生した汚染水は建屋構造材と接触している。

汚染水の分析結果から、^{238}Puは他の核種に比べて下流の建屋で濃度比が低下している。



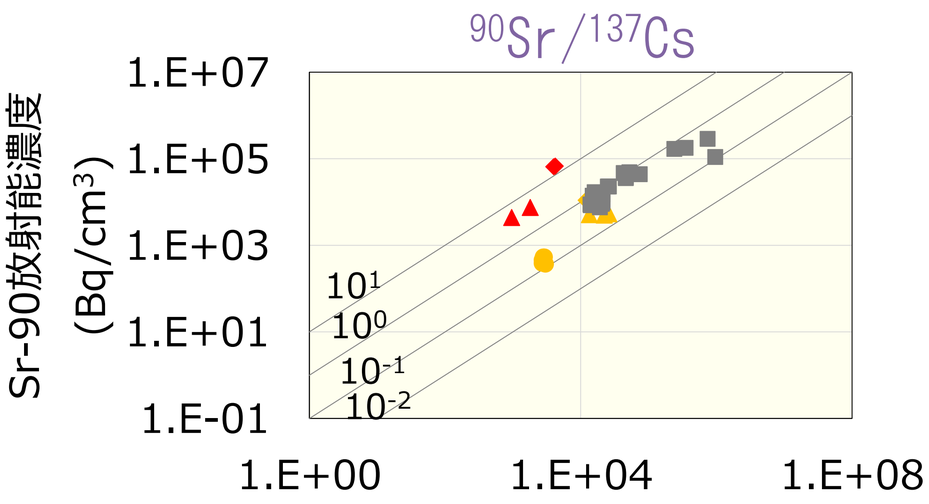


図2 建屋ごとの汚染水中放射能濃度

模擬液を用いた浸漬試験

Puのコンクリートへの収着挙動を評価するため
Pu溶液にセメントを浸漬して実験的に確認した。

実験：
Pu酸化物を溶解して模擬液を調製した。
健全と劣化のセメント粉末を使用し、模擬液に浸漬することで液中のPuの濃度変化を求めた。

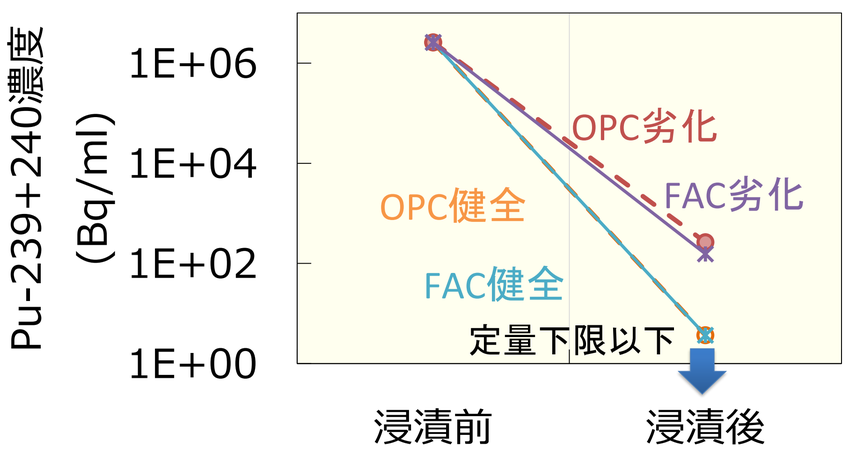


図4　セメント粉末浸漬前後の
Pu濃度変化

結果：
セメントと接触することで液中のPu濃度が低下した。
劣化状態に比べて健全セメントは液中のPu濃度がさらに一桁以上低下した。

劣化状態では液中のpHが約8で、健全のpH12と比べ低いことから沈殿が生じにくい。

変質状態がPuの移行挙動に大きな影響を与える

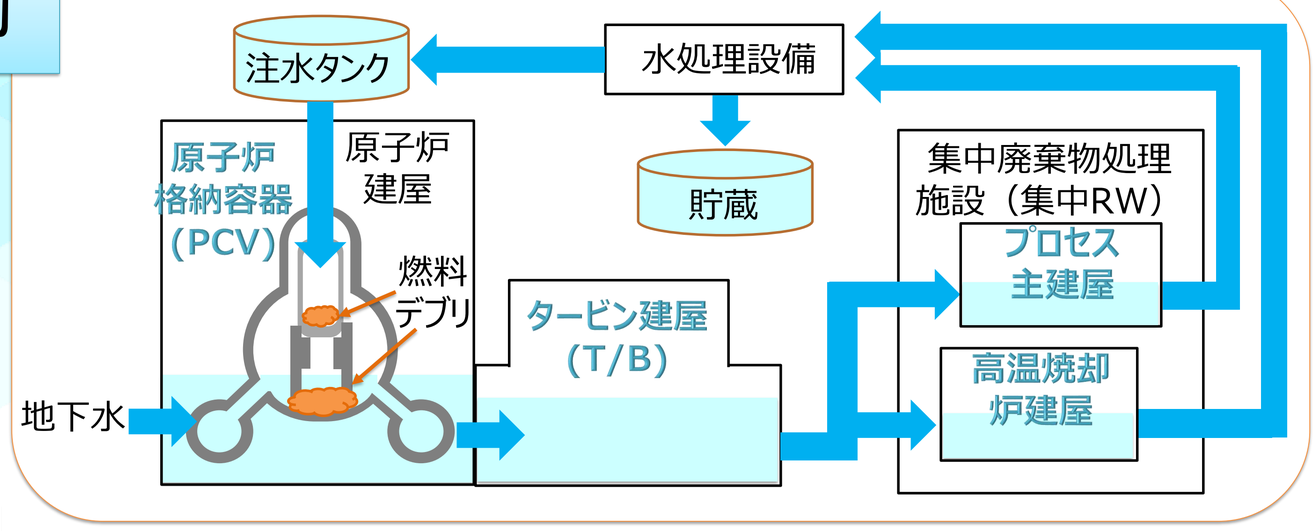


図１　1F汚染水フローの模式図

^{90}Sr/^{137}Cs
建屋間の差は小さい。

^{238}Pu/^{137}Cs
PCV滞留水 >> 下流建屋滞留水

Puが建屋に残留していることを示唆

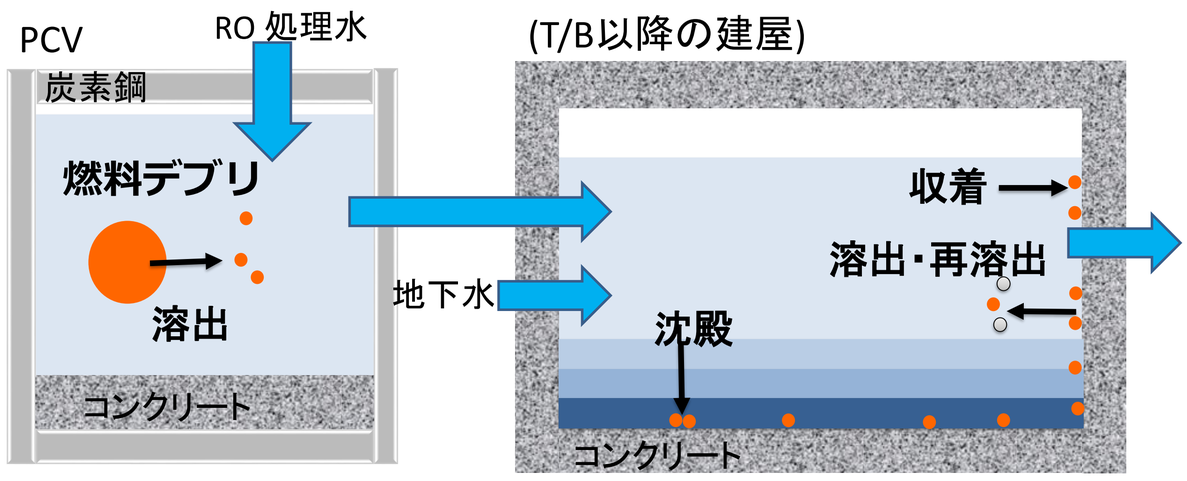


図3 推定される核種移行の模式図

1Fコンクリートは経年と事故影響により劣化していることから健全状態と収着挙動が異なる可能性が考えられる。

セメント粉末の外観
（左）健全OPC（右）健全FAC

・セメント種類：OPC（普通ポルトランドセメント）
FAC（フライアッシュセメント）
・変質状態：健全　（40℃　3ヶ月養生）
劣化（CO_2 5%で3日間中性化処理）

まとめ

- セメント粉末を浸漬することにより液中のPu濃度が低下した。

  汚染水中のPuはコンクリートと接触することで沈殿または収着して汚染水濃度が低下していることを支持する。

- セメント種の影響はほとんど見られないが変質状態の影響が大きい。

  劣化状態で浸透挙動が変わる可能性を示唆する。

- 今後Puの浸透深さを実験的に評価する。

本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究」において実施した。

核燃料・バックエンド研究開発部門

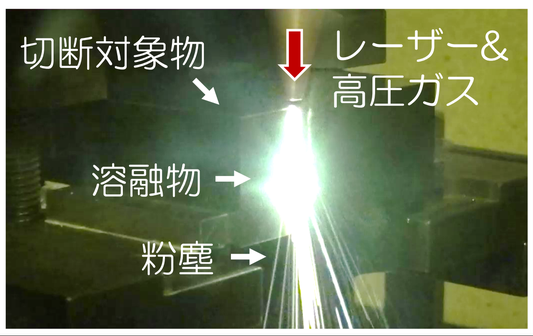
放射性粉塵の飛散を防ぐ 閉空間内レーザー切断システムの開発

敦賀総合研究開発センター　レーザー・革新技術共同研究所　レーザー応用研究グループ
J-PARCセンター　物質・生命科学ディビジョン　中性子源セクション
茨城大学　工学部　機械工学科

研究背景

- 廃止措置の切断技術としてレーザー切断は有力な選択肢
  - 遠隔、非接触　（被ばくの低減）
  - 狭い切断幅　（２次廃棄物量少）
  - 金属も非金属も対応（工具の削減）
- 廃止措置へ応用する際の課題
  - 粉塵、溶融物の飛散（汚染の拡大）

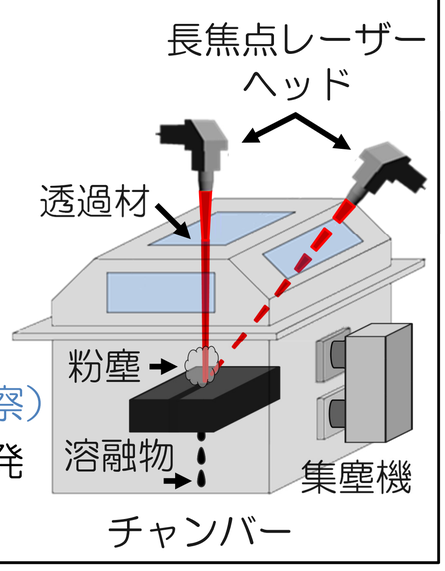
１F廃炉作業でも
粉塵の飛散は問題



研究目的・内容

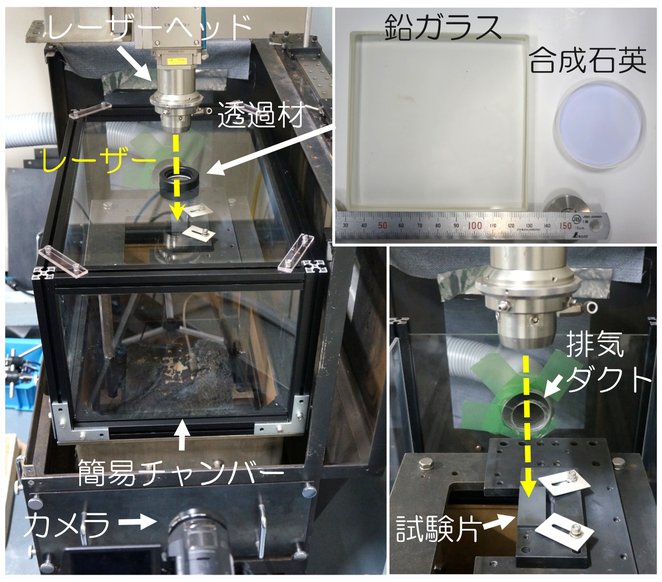
粉塵の飛散を **局所化、最小化** したレーザー切断システムの開発

- 密閉容器による粉塵飛散の局所化
  - 透過材越しのレーザー切断特性の評価
  - 透過材のレーザー耐久性の評価
  - 長焦点レーザーヘッドの開発
  - 粉塵収集方法の開発
- ビーム整形技術による粉塵発生の最小化
  - 粉塵発生原理の解明（高速度カメラ観察）
  - 粉塵・溶融物飛散挙動計算コードの開発
  - ビーム整形による粉塵抑制法の開発



実験装置・実験方法

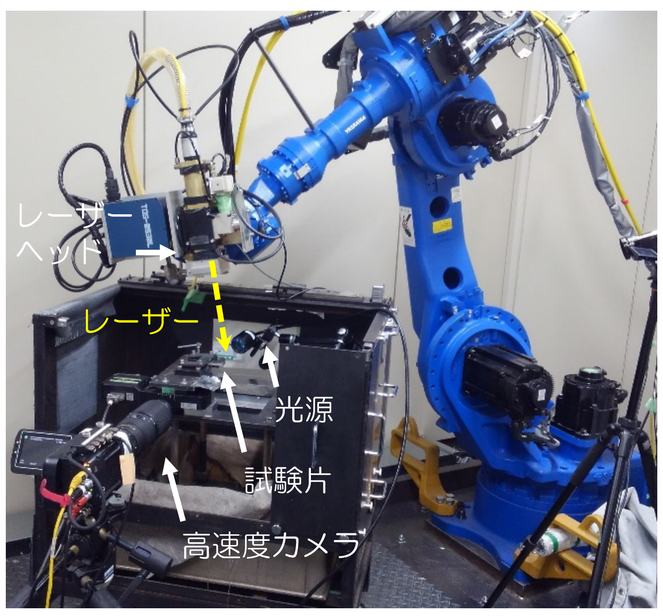
透過材越しレーザー照射実験



レーザー：IPG YLS-6000
ビーム径：Φ 15 mm @透過材
　　Φ 0.4 mm@試験片
パワー　：3 kW
照射時間：10 s

試験片　：SS400, t1.6 mm
　　SS400, t4.3 mm
合成石英：透過率 99%, t8 mm
鉛ガラス：透過率 85%, t9 mm
　　PbO含有量 55 wt%

粉塵発生挙動の高速度カメラによる観察



レーザー：IPG YLS-10000
高速度　：VisionResearch
カメラ　　Phantom Miro
　　LC 310
光源　　：CAVTAR CAVILUX
　　Smart

ビーム径：Φ 0.4 mm@試験片
パワー　：1.6, 2.5, 5.0, 9.3 kW
パルス幅：10, 1000 ms
試験片　：316L SS, t6 mm

実験結果

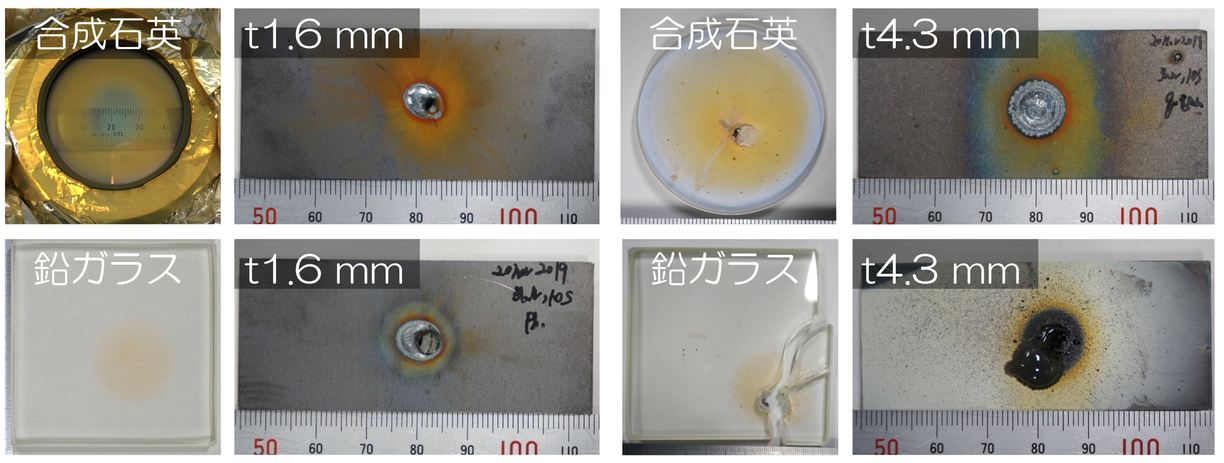
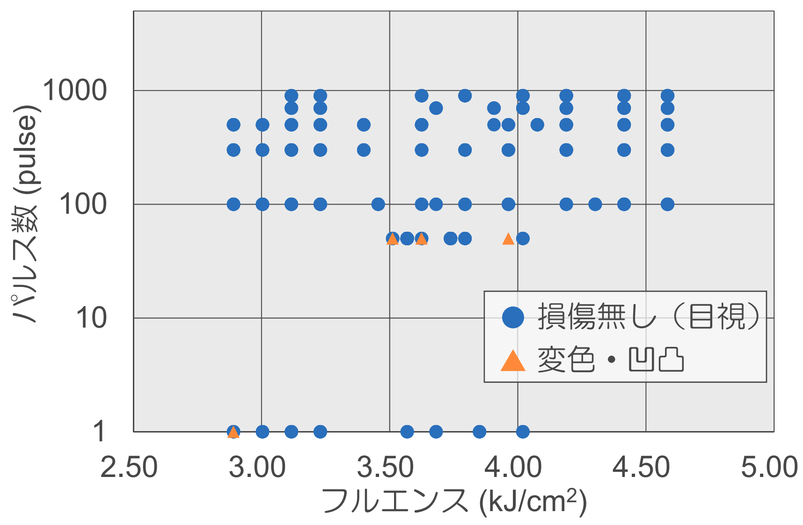
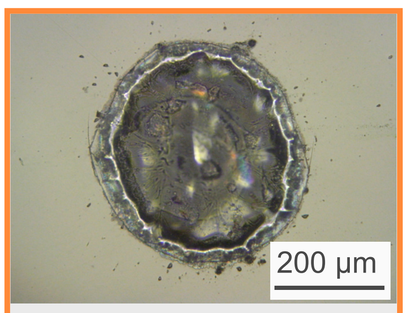


図１　レーザー照射後の透過材と試験片

t1.6 mmでは試験片に貫通孔が形成され、透過材越しの加工が可能であることがわかる。一方、t4.3 mmでは溶融のみで貫通はしていない。また粉塵付着部でレーザーの吸収が起こり、鉛ガラスには割れが生じている。





変色・凹凸形成の例
フルエンス：3.6 kJ/cm²
パルス数　：50 pulses

図２　鉛ガラスのレーザー耐久性

フルエンスとパルス数を変数として鉛ガラスの損傷状態を評価した。1～80パルスの照射で変色・凹凸が発生する。この欠陥部分でレーザーの吸収が起こり、割れに発展すると考えられる。

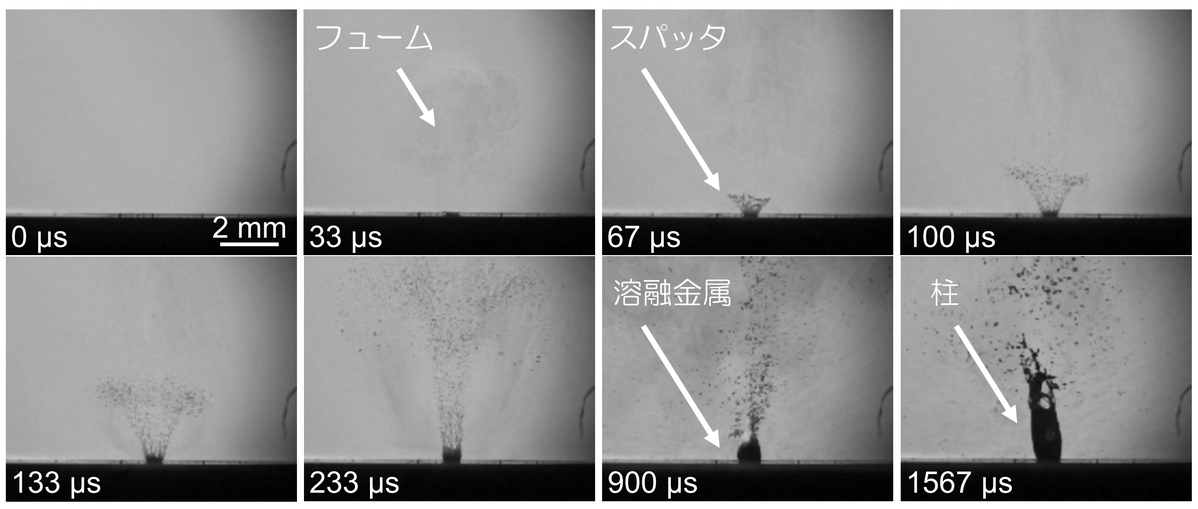


図３　レーザー照射時の粉塵・溶融金属の挙動 *

パワー9.3 kW, パルス幅10 msでレーザーを照射し、粉塵、溶融金属の初期の挙動を高速度カメラで観察した。レーザーの入射直後にフュームが立ち上り、続いて粒状のスパッタが飛散する。その後、試験片が貫通するまで溶融金属が柱状に噴出し続ける。

まとめ

- 透過材越しに試験片の溶融、貫通が可能であることを示し、閉空間内レーザー切断システムの原理的な実現性を確認した。
- 透過材は粉塵の付着、レーザーによって損傷を受ける。そのため、粉塵の付着防止策の検討、損傷閾値の詳細な評価が必要である。
- 高速度カメラによりレーザー入射直後に生じる粉塵、溶融金属の挙動を可視化し、粉塵発生原理の解明に有用な知見を得た。

* Naoe et al., Proc. LAMP2019 (2019).

高速炉・新型炉研究開発部門

分光分析法を用いた微量のウランに対する酸化状態分析法の開発

○ 蓬田　匠[1], 大内　和希[1], 松村　大樹[2], 辻　卓也[2], 小林　徹[3], 北辻　章浩[1]

[1]原子力基礎工学研究センター　分析化学研究グループ、[2]物質科学研究センター　環境・構造物性研究グループ、[3]物質科学研究センター　アクチノイド化学研究グループ

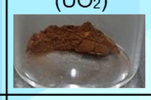
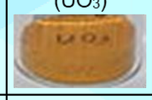
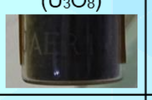
1.背景

ウラン酸化物の酸化状態を正確に知ることは、原子力発電用燃料等の安定性の評価において重要である

原子力発電用の燃料として用いられている二酸化ウラン（UO_{2+X}）は不定比化合物(ウランと酸素の比が整数ではない化合物)であり、徐々に酸化され、化学的に不安定になる。そのため、二酸化ウランの酸化状態を詳細に分析することは、原子力発電用燃料や福島第一原子力発電所(1F)事故で発生した燃料デブリ等の性状を評価する上で基礎的な知見を与える。

二酸化ウラン粉末の分析に広く用いられているX線回折法では、100 mg程度の試料量が必要である。本研究では、より少量の試料でウランの酸化状態を判別する手法の開発を目的として、ラマン分光法及びX線吸収分光法を用いた状態分析を検討した。

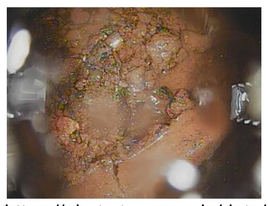
ウラン酸化物の特性

化合物	二酸化ウラン (UO_2)	三酸化ウラン (UO_3)	八酸化三ウラン (U_3O_8)	過酸化ウラン ($UO_4 \cdot nH_2O$)
				
密度(g cm^{-3})	10.97	5.5-8.7	8.38	
融点(℃)	2827	200-650	1300	
色	褐色-黒色	橙色	オリーブ色	淡黄色
主な使用用途	原子力発電用燃料	燃料サイクルにおける中間生成物	廃棄体	ウラン精錬の中間体
その他特徴	U(IV), 水に不溶	U(VI), 水に不溶	U(IV)& U(VI), 水に不溶	U(VI), 水に可溶

[1]Z. Karpas., (2015). “Analytical chemistry of uranium” CRC Press, p16

原子力発電用燃料等の安定性議論には
ウランの酸化状態の分析が重要

1F事故による燃料デブリ



https://photo.tepco.co.jp/date/2019/201902-j/190213-01j.html

試料が高い
放射能を持つ

↓

分析試料量の微量化が必要

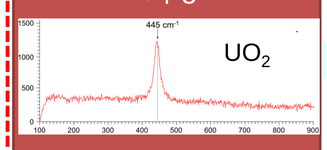
酸化状態の分析に必要な試料量

従来の手法(粉末X線回折法)は数百mg程度の試料量が必要

試料量　少 → 多

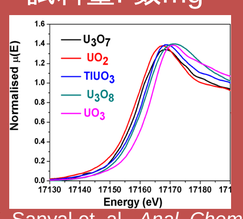
1pg (10^{-12}g)　1ng (10^{-9}g)　1μg (10^{-6}g)　1mg (10^{-3}g)　1g

顕微ラマン分光法
試料量: 数十pg～数μg



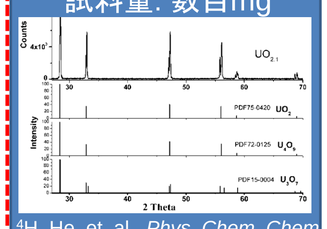
[2]F. Pointurier, et. al., *J. Raman. Spectrosc.*, **2013**, *44*, 1753.

X線吸収分光法
試料量: 数mg



[3]K. Sanyal et. al., *Anal. Chem.*, **2017**, *89*, 871.

粉末X線回折法
試料量: 数百mg



[4]H. He, et. al., *Phys. Chem. Chem. Phys.*, **2010**, *12*, 8107.

課題

広く用いられている粉末X線回折法よりも微量の試料でウランの酸化状態を分析できないか？

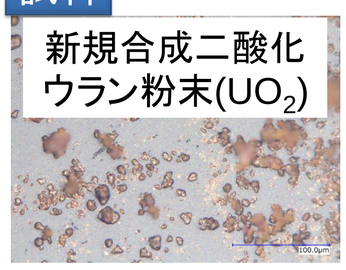
2. 目的

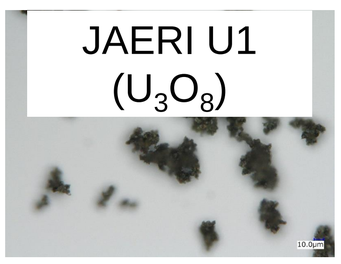
ラマン分光法とX線吸収分光法による化学状態分析を組み合わせた手法をウラン酸化物の分析に適用し、微小量の試料で二酸化ウランの酸化状態を判別する手法を検討する。

3. 実験

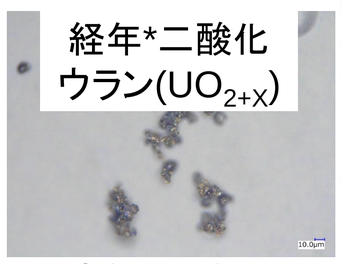
3種類の酸化状態が異なるウラン酸化物のX線吸収分光分析とラマン分光分析

試料





不純物測定用
標準物質

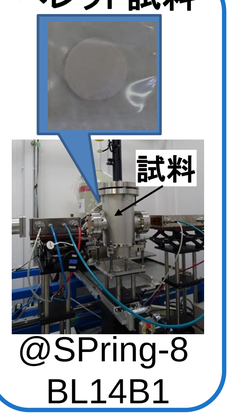


*空気雰囲気下
約30年

X線吸収分光測定

試料粉末
↓
約10 mgの試料を窒化ホウ素と混合
↓
ペレット整形
↓
X線吸収分光測定

ペレット試料

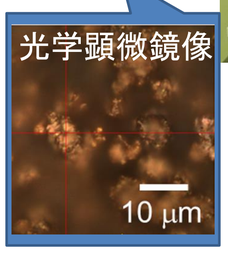


@SPring-8
BL14B1

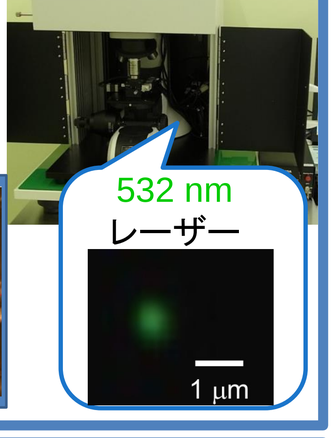
顕微ラマン分光測定

試料粉末
↓
カーボンテープ上に試料(数mg)を回収
↓
測定部位の選択
↓
顕微ラマン分光測定

回収後の試料



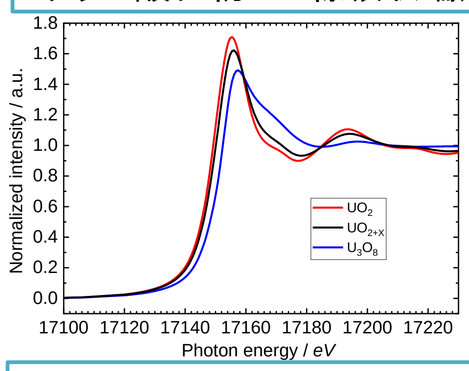
顕微ラマン分光光度計



4. 結果

X線吸収分光測定結果

ウラン酸化物のX線吸収端近傍構造(XANES)スペクトル

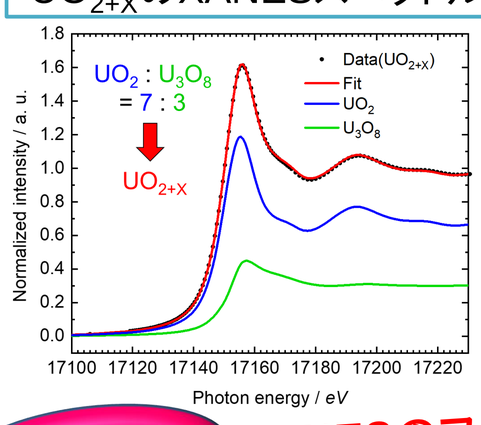


吸収の立ち上がりのエネルギーは、
$UO_2 \rightarrow UO_{2+X} \rightarrow U_3O_8$の順に増加

↓

経年二酸化ウラン（UO_{2+X})は二酸化ウラン(UO_2)より酸化が進んでいる

UO_{2+X}のXANESスペクトルの線形結合フィッティング結果



UO_2とU_3O_8のXANESスペクトルを約7：3の割合で混合することで、UO_{2+X}のXANESスペクトルを再現

↓

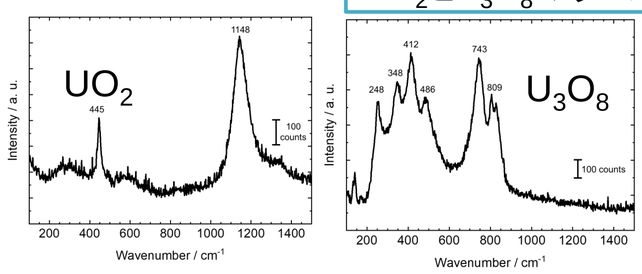
経年二酸化ウラン(UO_{2+X}) は全体の約30%が八酸化三ウランとなっている

成果1

XANESのフィッティングにより微量(<10mg)試料で二酸化ウラン(UO_{2+X})の酸化状態を導出できた

顕微ラマン分光測定結果

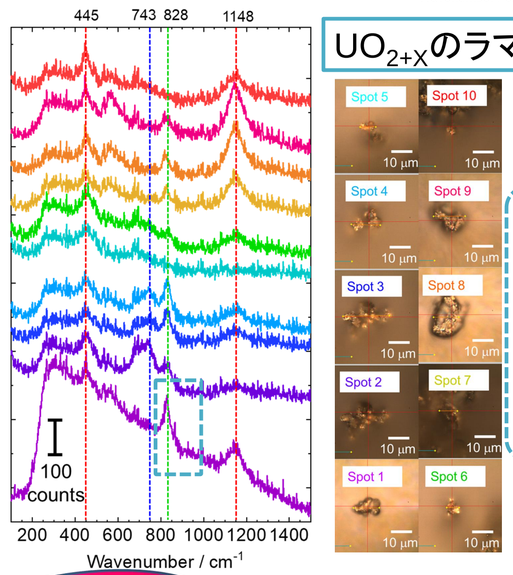
UO_2とU_3O_8のラマンスペクトル



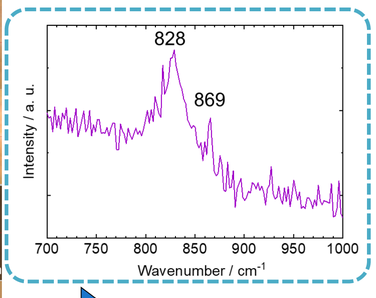
測定条件：レーザー出力 0.2 mW (532 nm), 測定時間 20sec, 5回積算

UO_2(445, 1148 cm^{-1})とU_3O_8の(248, 408, 810 cm^{-1})の構造に由来するラマンピーク[2]を観測

UO_{2+X}のラマンスペクトル測定結果



すべてのスポットで445 cm^{-1} (UO_2)のラマンピークを観測



一部のスポットで743 cm^{-1}(U_3O_8), 828, 869 cm^{-1} ($UO_4 \cdot nH_2O$)のラマンピーク[2]を観測

↓

局所的に異なる酸化物の違いを判別

成果2

二酸化ウラン(UO_{2+X})表面で局所的に酸化された部位の酸化物形態を特定できた

5. 結論

微量の試料でウランの酸化状態を分析するため、X線吸収分光法と顕微ラマン分光分析法を組み合わせた手法を検討し、原子力発電用燃料として用いられる二酸化ウランの酸化状態を判別できた。本法は、1F事故で発生した燃料デブリなどへの応用も期待できる。

6. 謝辞

JAEA 原子力基礎工学研究センター熊谷友多氏に、新規合成二酸化ウランの試料を提供頂きました。

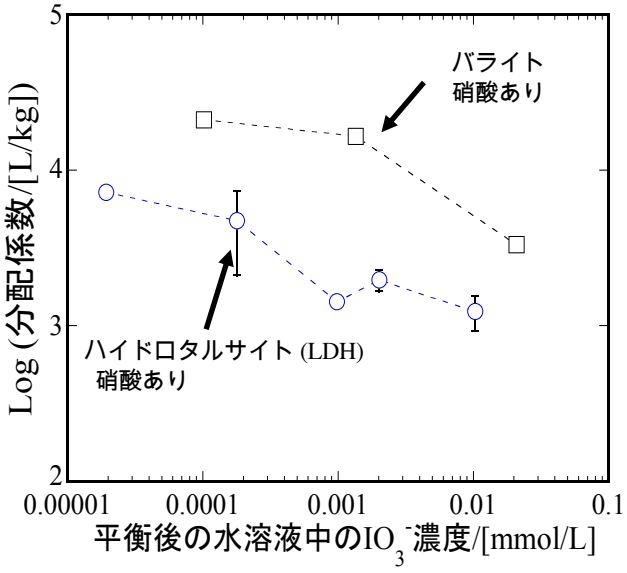
原子力科学研究部門

バライト表面での二次的な結晶相の生成によるヨウ素酸溶出の抑制法の開発

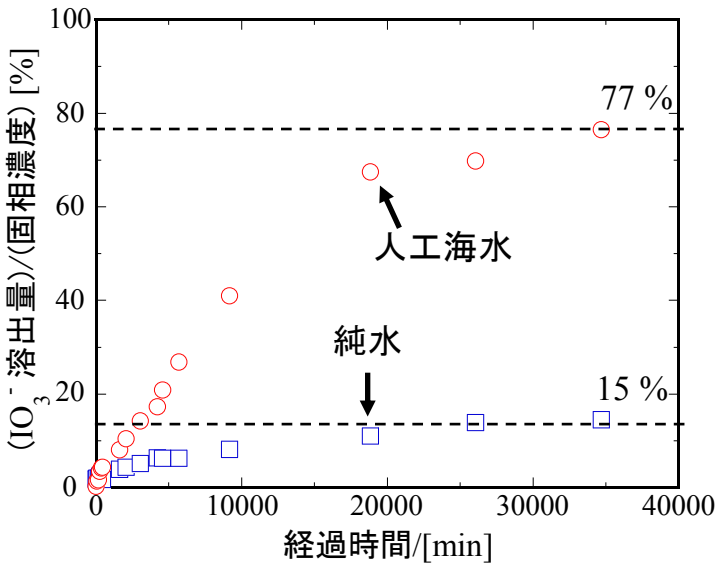
原子力機構　徳永紘平　香西直文

本研究の目的　福島の汚染水処理にて問題となるヨウ素（IO_3^-）などの電荷の小さな陰イオンは、水溶液中に多く存在する塩化物イオンや硝酸イオンによる競合を受けやすいため、鉱物などに固定させても時間の経過により容易に溶出してしまうことが知られています。本研究では、バライト（$BaSO_4$）などの鉱物を用いて、 IO_3^-を鉱物の構造内で長期間安定に保持する技術の開発を行いました。バライトへのIO_3^-の取り込みについて、分子レベルでの情報をもとに丁寧な解析を行い、他のイオンの影響を受けず高い除去効率を示す、最適な取り込み条件を見出しました（中央の図）。一方で、これらバライトに取り込まれたIO_3^- は固相内で不安定に存在しており、先行研究の層状複合酸化物（LDH）などと同様に時間の経過とともに固相からのIO_3^- の高い溶出が問題となっていました。

ヨウ素酸の固相への取り込み量の比較
（バライト最適条件: 80 %の除去が可能）

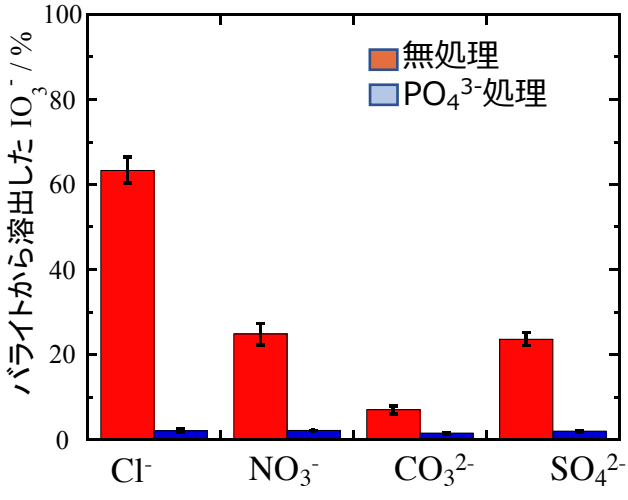


ヨウ素酸の固相からの溶出量の変化
（純水 15 %, 海水 77 %が固相から溶出）



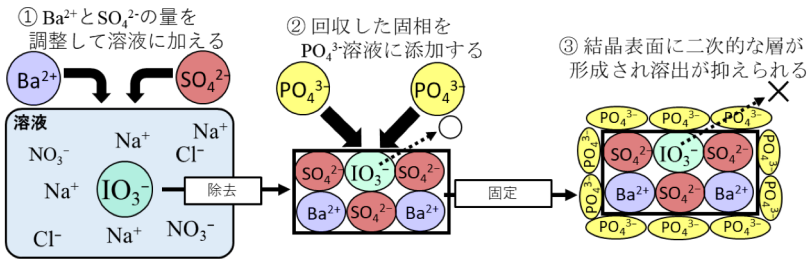
しかし本研究では新たに、

IO_3^- を取り込ませたバライトを希薄なリン酸の溶液に入れることで、純水のみでの溶出に比べて、 IO_3^- を含む陰イオンの溶出量が著しく減少する現象を発見しました（左下の図）。これはリン酸イオンがバライトの表面に結合することでバライトが安定化されたのではないかと考えられます（右下の図）。



Cl-等を100 mM含む水溶液から溶出したIO_3^-

本研究で考案の新しい処理方法



この現象がなぜ起こるかはまだ完全には分かってはいませんが、リン酸処理を含んだこの手法を用いることで、廃液等からの選択的に回収したIO_3^- をバライトを用いて処理することが可能になると考えられます。

原子力科学研究部門

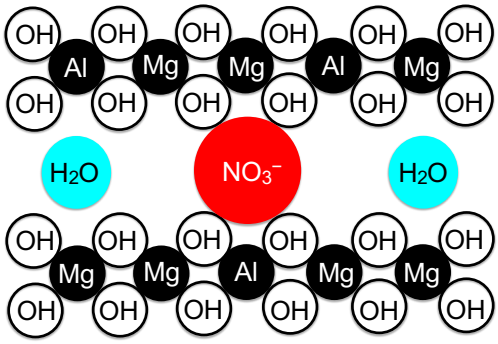
層状物質を用いた汚染水からの陰イオン放射性核種の回収に向けた基礎研究

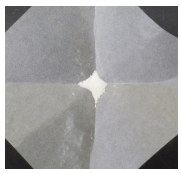
原子力機構　田中万也　香西直文　グランボウ バーンド
東工大　大貫敏彦

背景と目的　原子炉でウラン燃料を利用した際に生成する核分裂生成核種の中に比較的半減期の長い^{99}Tc（半減期21万年）、^{129}I（1570万年）、^{79}Se（30万年）があります。いづれも陰イオン核種ですが、中でも^{99}Tcは化学的に閉じ込めることが**特に難しい核種**として知られています。そのため、^{99}Tcを含む廃棄物の処理処分は特に困難であるのが現状です。そこで、私たちは^{99}Tcを層状構造を持つ無機物に安定に閉じ込めることにチャレンジしています。

陰イオンを閉じ込める層状物質　二種類の金属元素を混ぜ合わせて下の図に示すような層状構造を持つ無機物を二種類合成しました。いづれも層間が正電荷をもつために水溶液中の陰イオン核種を除去することが期待出来ます。

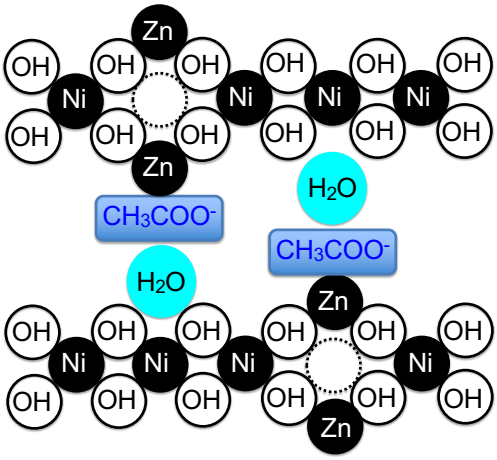
マグネシウムとアルミニウムからなる層状物質

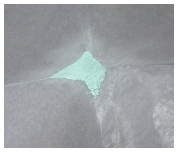




白色粉末

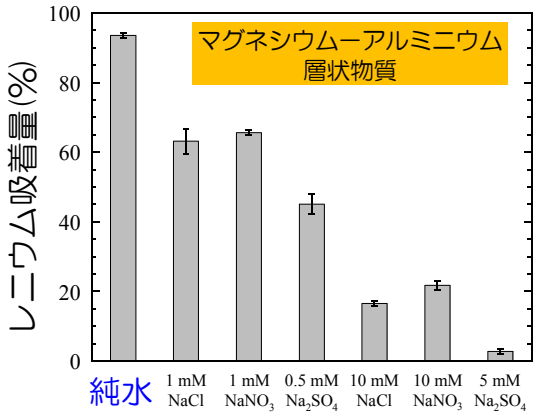
ニッケルと亜鉛からなる層状物質

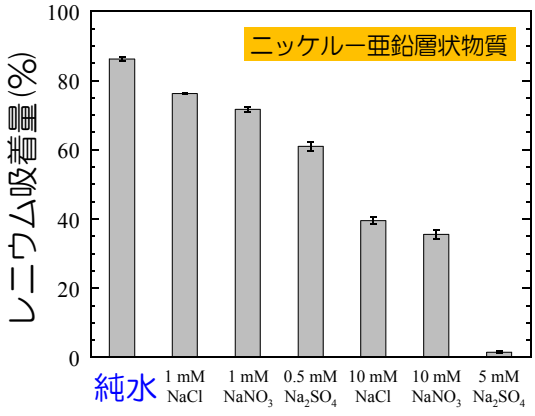




薄緑色粉末

層状物質へのレニウム吸着試験　テクネチウムと化学的性質がよく似たレニウムを用いて吸着試験を行いました。この場合、層状物質に**レニウムがたくさん吸着するということは汚染水から^{99}Tcをたくさん除去できる**ことを意味します。





塩化物イオン、硝酸イオン、硫酸イオンなどが共存する場合には吸着量が低下しましたが、いづれも**純水条件ではとても良く吸着しました**。このことは何等かの方法であらかじめ共存イオンを取り除いておけば、これらの層状物質に^{99}Tcを閉じ込めることが出来ることを意味しています。

原子力科学研究部門

陰イオン形放射性核種の処理技術開発に対する取り組み

原子力機構　香西直文　田中万也　徳永紘平　岡村浩之　杉田剛　上田祐生
東工大　大貫敏彦　加藤友彰

背景と目的　原子炉でウラン燃料を利用すると様々な核分裂生成物ができます。137Cs・90Srなど大部分は陽イオンになる核種ですが、陰イオンになる核種も一部できます。その代表的なものは、

99Tc（半減期21万年）、129I（1570万年）、79Se（30万年）です。

一般的にこれらの陰イオン形核種を含む廃棄物の効果的な処理処分はまだありません。それは、

- **それらの核種の安定な(溶解度が低い)無機物がない。**
- **放射性廃棄物固化体は一般的に負電荷を持っているため、陰イオンを化学的に閉じ込めることができない。**

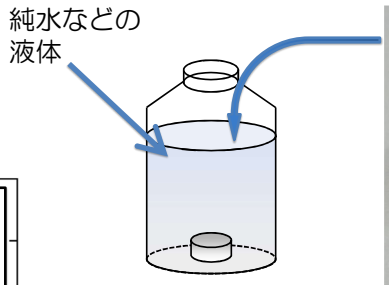
ためです。

さらに福島第一原子力発電所の汚染水処理施設では、

- それらの核種はイオン交換樹脂等の有機吸着材に吸着されていると考えられますが、有機吸着材はそのままでは固化処理できないので、それらの核種を選択的に回収したのち固化処理をすると考えられます。
- しかし、塩素など他の陰イオンが存在する条件で選択的にそれら核種を抽出する材料がないことが問題です。

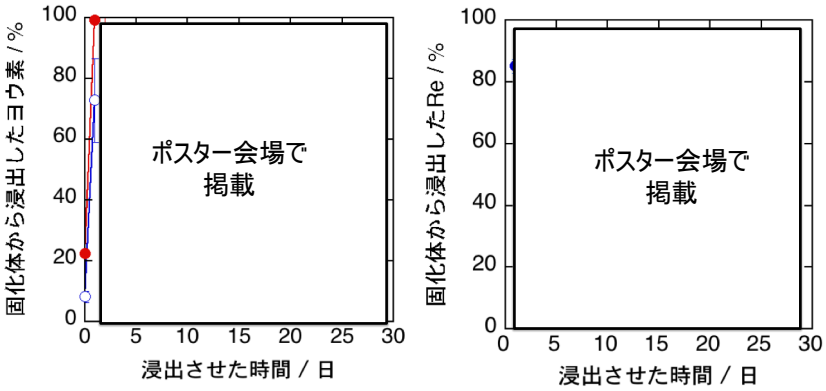
私たちは、陰イオン形放射性核種の処理処分という非常に難しい課題にチャレンジしています。

浸出試験



固化体から溶け出るイオンを測定します

模擬固化体からのイオン浸出(溶出）試験



ケイ酸ナトリウムジオポリマー固化体を60℃の純水に入れたときに溶け出たヨウ素とレニウムの割合（固化体中のヨウ素・レニウム濃度は約1%

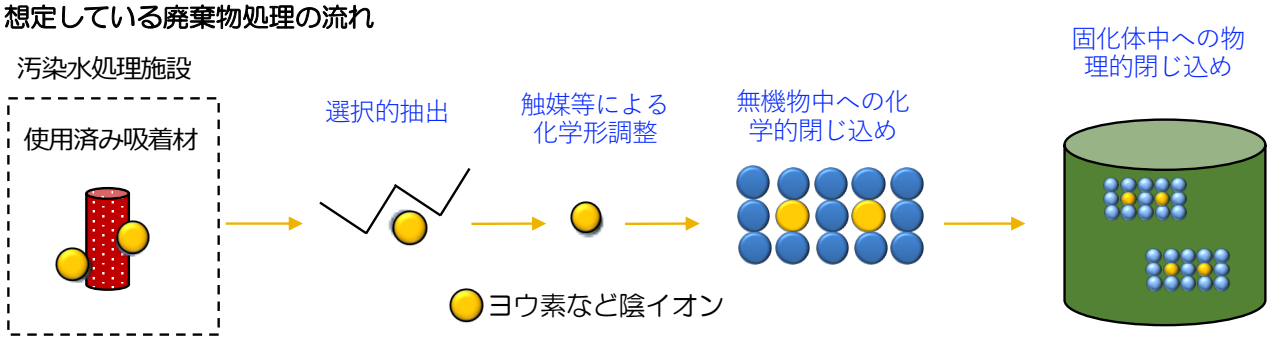
固化体に入れたヨウ素とレニウムの大部分が浸出して(溶け出て)しまいました。

陰イオン形放射性核種の固化には

- 無機物の構造内に化学的に閉じ込める
- 一般的に得られる無機物は粉末なので、それを固化体内に物理的に閉じ込める

という２段階の処理が必要と考えています。

想定している廃棄物処理の流れ



実施中の取り組み（赤文字はポスター発表あり）

- 選択的有機抽出剤の開発
- 光触媒等による陰イオンの化学形調整技術開発
- 様々な吸着材に対する陰イオンの吸着特性評価
- 還元によるTcの選択的析出(回収)
- バライト(硫酸バリウム)内部へのヨウ素(IO_3^-)とセレンの閉じ込め
- バライトの安定化処理
- セメント・ジオポリマー固化体による陰イオン閉じ込め性能評価及び閉じ込め性能向上方法検討
- 環境親和型ジオポリマーの開発

原子力科学研究部門

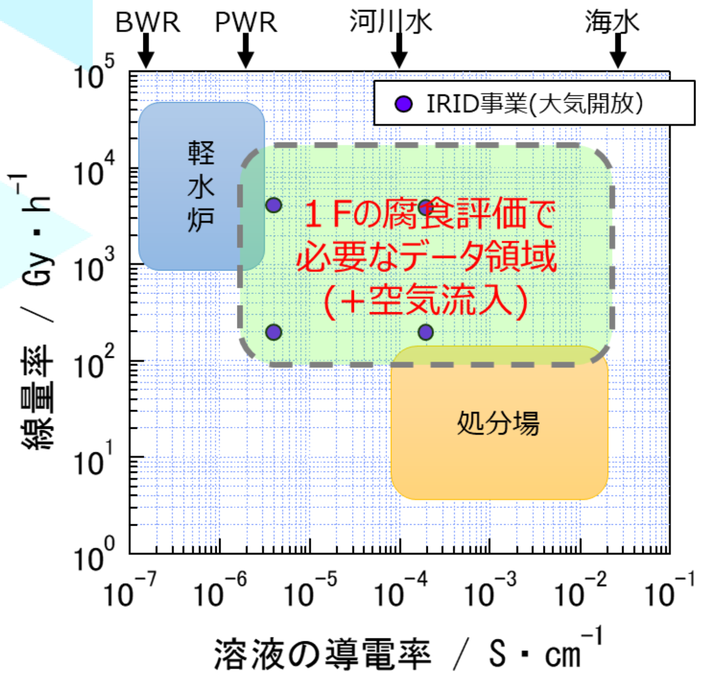
格納容器の腐食を予測するために
–放射線下腐食データベースの構築–

佐藤智徳[1]、端邦樹[2]、加治芳行[3]
1廃炉国際共同研究センター　特殊環境腐食研究グループ
2安全研究センター 材料・水化学研究グループ
3原子力基礎工学研究センター

(1) 概要・目的

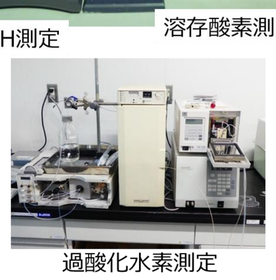
福島第一原子力発電所の40年にわたる廃止措置を安全かつ継続的に進めるためには、経年的に劣化が進む構造材料の腐食が重要である。しかし、腐食反応を律速する環境要因に関しては、現状十分にデータが得られている訳ではなく、また、作業の進展に伴い時々刻々と変化し得る。そのため、想定される範囲を充分に包含した環境条件でのラジオリシスデータおよび腐食影響データをデータベース化し、腐食速度予測解析コード整備につなげることを目的とする。研究開発は、原子力機構が全体を取りまとめ、量研機構高崎研究所のγ線照射施設を大学等との連携研究を行う拠点として整備するとともに、大学等と連携して実施している。

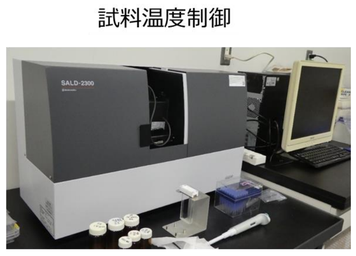
１Fの廃止措置過程では、比較的高線量率（100～10,000 Gy/h程度）かつ導電率が数μS/cm－10mS/cm程度の領域における腐食データが必要であり、この領域でのデータを取得し、データベース化する。



(2) 成果の概要

➢ガンマ線照射下腐食試験環境の整備(量研と連携)

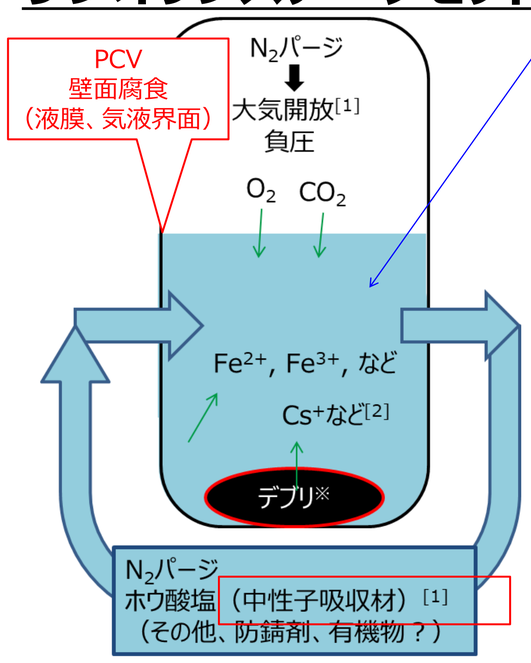

過酸化水素測定



水中微粒子状物質測定

- pHや温度、溶存酸素や溶存イオン等を制御した腐食環境下でのガンマ線照射場と分析機器等を整備

➢ラジオリシスデータセット整備およびデータベース化(JAEAで実施)



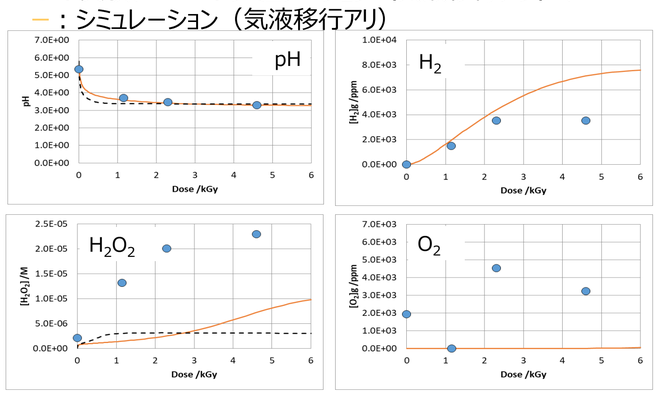
[1] 深谷氏、FRC予稿集、[2] 加藤氏、1F1炉心滞留水成分の推定
[3] 東京電力HD、「福島第一原子力発電所2号機　原子炉格納容器内部調査　実施結果」

水質
- pH: ほぼ中性
- 温度: ほぼ室温
- 線量率：< 100Gy/h を想定[3]

検討対象
- DO: 0–8ppm
- N_2
- CO_2（炭酸）
- Feイオン
- ホウ酸

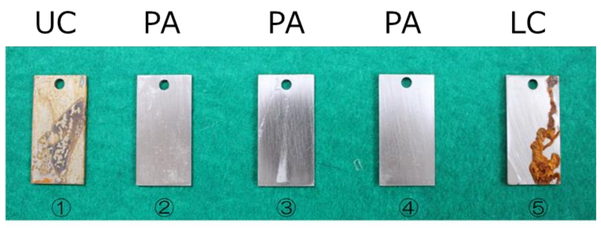
例.Feイオンのラジオリシス実験・計算

●：実験、- - - ：シミュレーション（気液移行ナシ）、
—：シミュレーション（気液移行アリ）



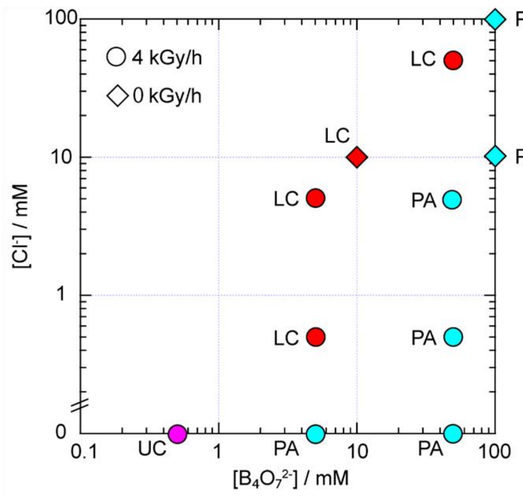
- 1Fの放射線下にある水環境を計算評価するための反応データセットを整備した
- 気液移行モデルを追加し、気相のH_2濃度を計算可能とした
- 計算評価と実験結果で差異が生じる場合があり、改善が必要

➢塩化物イオンを含むホウ酸塩中の炭素鋼の腐食挙動におよぼすガンマ線照射の影響（東工大と連携）



① 0.5 mM $Na_2B_4O_7$
② 5 mM $Na_2B_4O_7$
③ 50 mM $Na_2B_4O_7$
④ 50 mM $Na_2B_4O_7$ + 5 mM NaCl
⑤ 50 mM $Na_2B_4O_7$ + 50 mM NaCl

5 mMB + 0.5 mMCl　　5 mMB + 5 mMCl

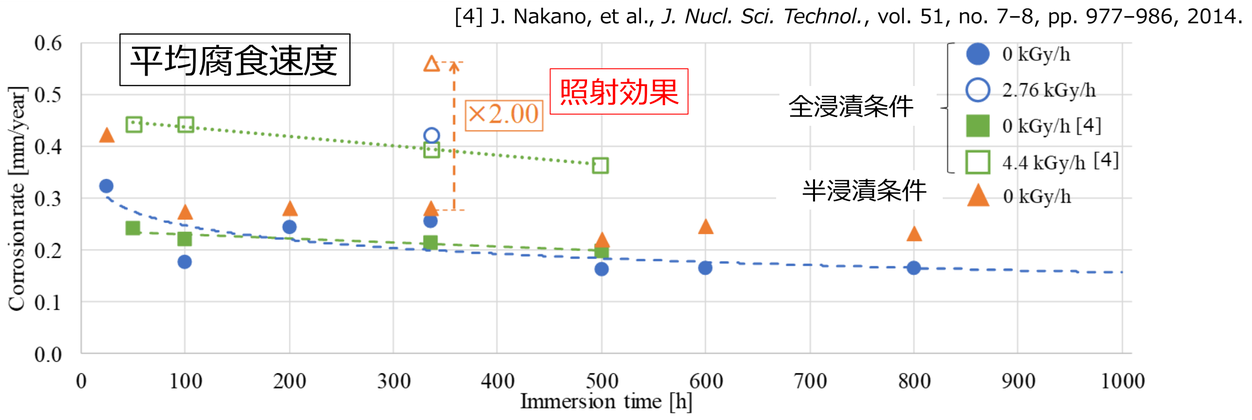


腐食特性マップ

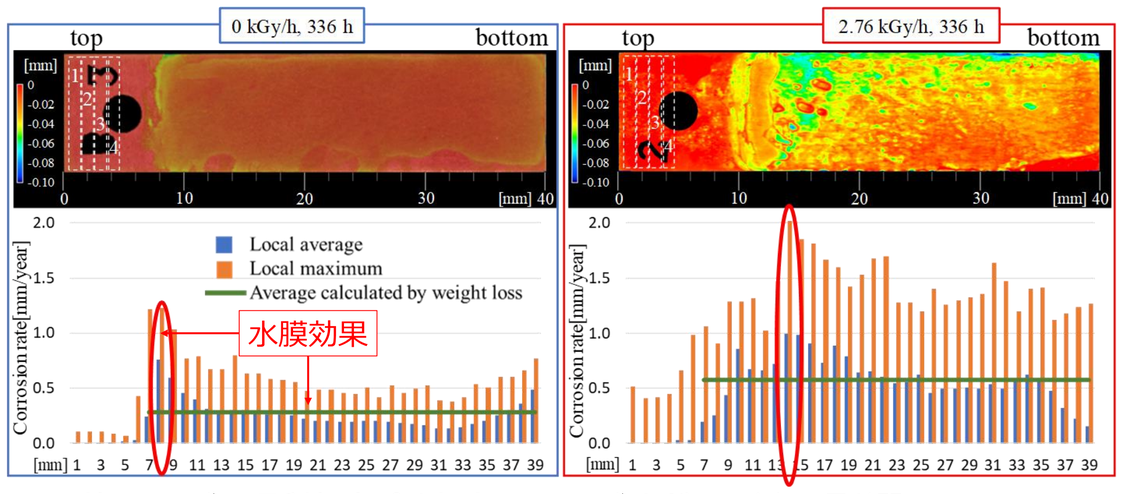
腐食形態への影響：
- ホウ酸塩[$B_4O_7^{2-}$]の増加：全面腐食(UC)から局部腐食(LC)、不働態(PA)に変化
- 塩化物イオン[Cl^-]の増加：脱不働態化

➢湿潤・乾燥環境での炭素鋼の腐食挙動におよぼすガンマ線照射の影響（東北大と連携）

[4] J. Nakano, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 51, no. 7–8, pp. 977–986, 2014.



局所的腐食速度



平均および局所的腐食速度におよぼすガンマ線の影響

- 水膜効果・照射効果は、それぞれ独立して腐食を加速されることが示唆

本報告は、文部科学省の「令和1年度国家課題対応型研究開発推進事業 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 放射線環境下での腐食データベースの構築」にて得られた成果の一部である。

燃料デブリの経年変化を予測する
（ウラン系模擬体を用いた熱サイクルによる経年変化挙動の確認試験）

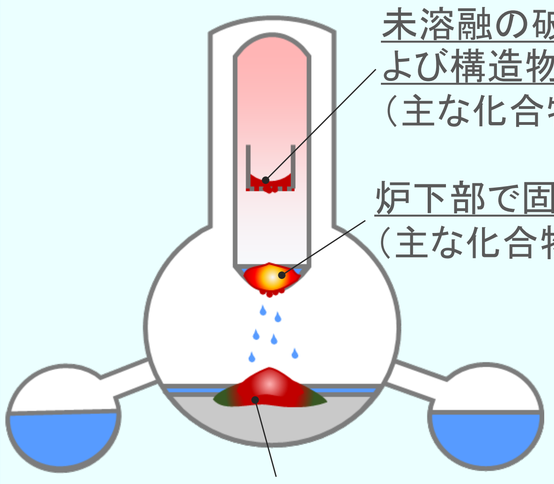
核燃料サイクル工学研究所　鈴木 誠矢、矢野 公彦
岡村 信生、渡部 雅之

背景

発生した燃料デブリは取出し完了まで、長期間を要する。

⇨ 燃料デブリの性状は、発生当初から経年により変化する可能性がある。

<福島第一原子力発電所の1～3号機格納容器内の燃料デブリ発生当初の形状（仮定）>

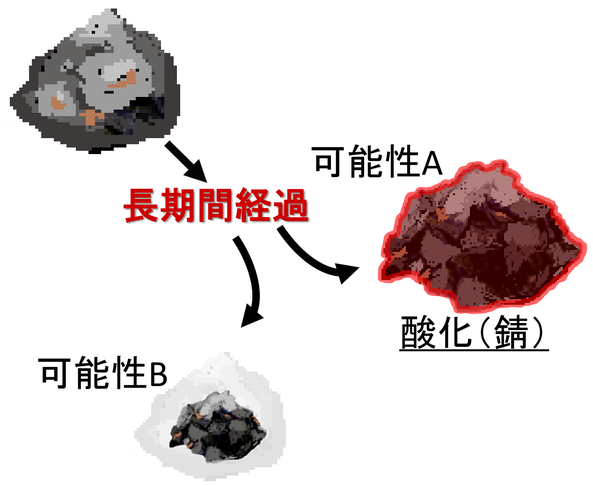


未溶融の破損した燃料ピンおよび構造物
（主な化合物：UO_2,Zry-2,SUS）

炉下部で固まった溶融デブリ
（主な化合物：$(U,Zr)O_2$,Zr(O), Fe_2Zr）

溶融デブリとコンクリートが混ざったもの
→MCCI生成物
（主な化合物：$(U,Zr)O_2$,SiO_2, $(Zr,U)SiO_4$）

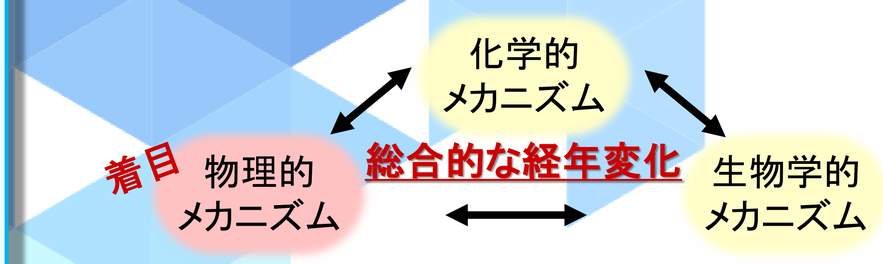
<燃料デブリの経年変化の可能性>



例：金属部分が酸化する　→水への溶けだし方に影響
　　燃料デブリが小さくなる　→取出し工具のパワーや保管容器のサイズに影響

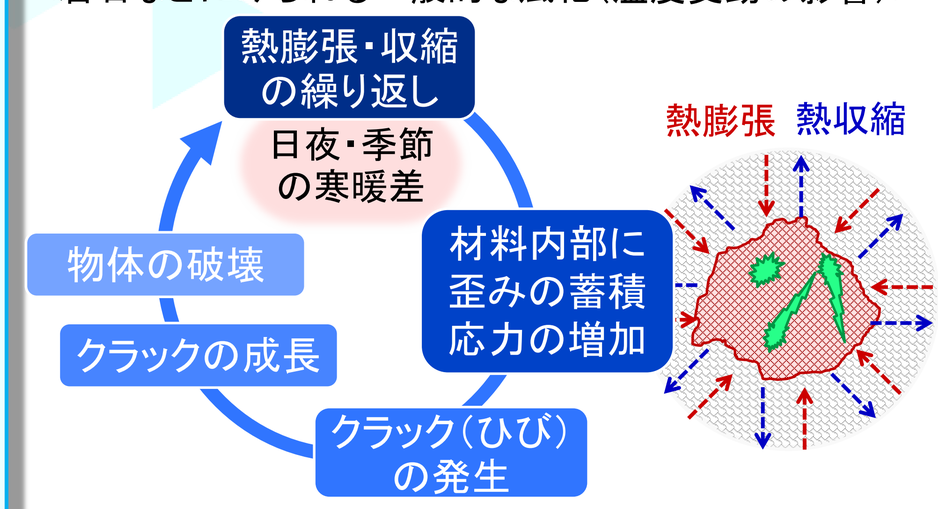
取出しや保管などの各工程が想定される時期の燃料デブリの性状をあらかじめ予測しておくことが、安全な廃炉に寄与

◆経年変化挙動解明へのアプローチ



【仮説】燃料デブリにも、一般的な「風化」と同様なメカニズムで経年変化が起きる。
（性状が変化する。）

<岩石などにみられる一般的な風化（温度変動の影響）>



✓ 1Fでも日夜や季節の寒暖差があり、岩石と同じような結晶質の材料の集合である燃料デブリにも同様のメカニズムによって風化が起きると考えた。

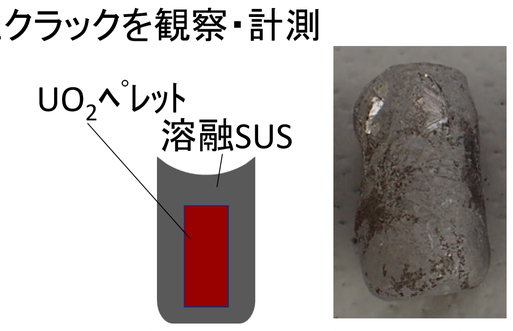
◆目的（研究スコープ）

周辺環境等の寒暖差を想定した周期的な温度変動（熱サイクル）に晒された燃料デブリにおいて、風化と同様なメカニズムで経年変化が起きることを確認する。

◆試験方法

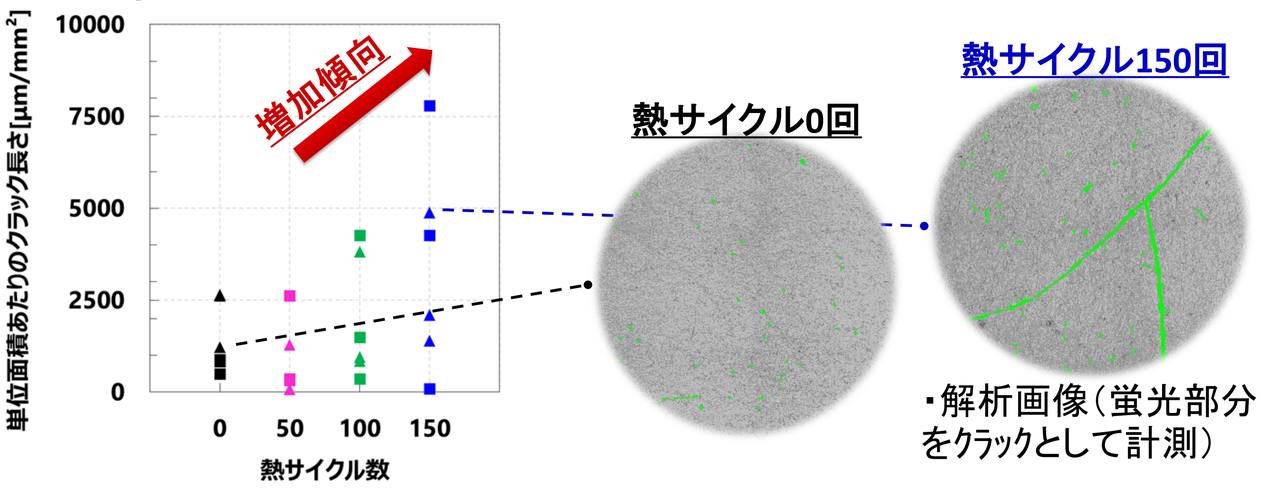
1. 燃料デブリの代替材料として、実際の燃料デブリに含まれるUO_2とSUS（ステンレス鋼）を選定。
2. 下図のように溶融したSUSでUO_2を覆ったサンプルを作製。（SUSの熱膨張・収縮によってUO_2に大きな応力が発生する構造を検討。）
3. サンプルを熱サイクルに晒した後、樹脂埋包・切断・研磨により断面を露出
4. レーザー顕微鏡を用いてUO_2に発生したクラックを観察・計測

試験条件	
サンプル組成	UO_2ペレット-溶融SUS
温度変化	200～250℃
サイクル	0,50,100,150回（0.5h/回）



・サンプル（左:イメージ、右:実物）

◆結果



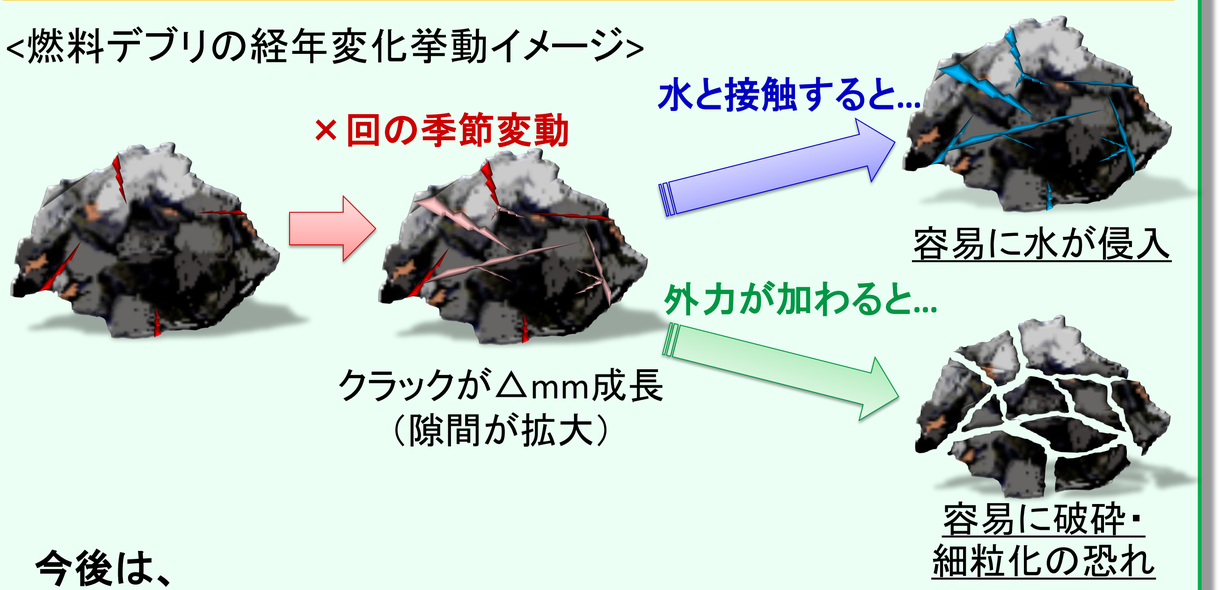
・解析画像（蛍光部分をクラックとして計測）

○ 熱サイクルを重ねるに連れてクラック長さの合計も増加
⇒ 燃料デブリをイメージしたUO_2-SUS溶融固化体について、周辺環境等より過酷に想定した寒暖差（熱サイクル）に晒したとき、UO_2部分にクラックの発生・成長を確認

成果

○ **燃料デブリにおいても、一般的な風化と同様のメカニズムで経年変化が起きる可能性が高い。**
　➡内部のクラックが成長し、表面積が増える
（成長したクラックが取出し・保管時に間接的に影響する可能性がある。）

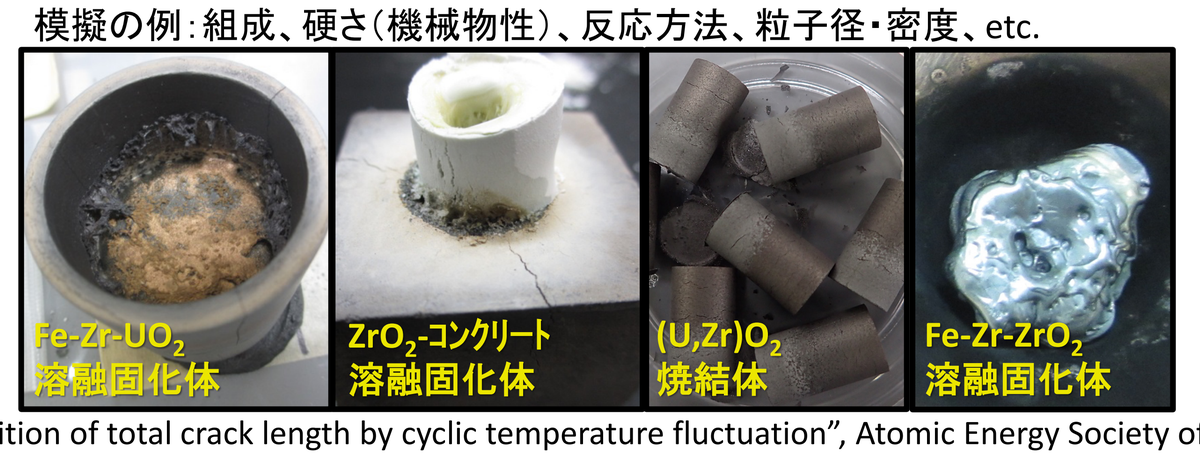
<燃料デブリの経年変化挙動イメージ>



今後は、
✓ クラックが成長する可能性が高い条件（組成、形状等）の調査
✓ クラックの発生・成長量の把握
✓ 他のメカニズムが同時に進行しているときの挙動の把握
✓ 総合的な経年変化メカニズムの追求
を引き続き進めていく。

<再処理技術開発試験部 研究開発第2課における廃炉への取り組み>

➢ 様々なニーズに応じた燃料デブリの模擬体の検討～作製～分析
　模擬の例：組成、硬さ（機械物性）、反応方法、粒子径・密度、etc.



関連する成果
1) S. Suzuki et al., “Study on physical mechanism in aging phenomenon of fuel debris (1) Transition of total crack length by cyclic temperature fluctuation”, Atomic Energy Society of Japan 2018 Fall Meeting, Okayama University.
2) S. Suzuki et al., “Study on physical mechanism in phenomenon of fuel debris (2) Transition of total crack length by cyclic temperature fluctuation in solidified molten materials including uranium”, Atomic Energy Society of Japan 2019 Fall Meeting, Toyama University.

バックエンド研究開発部門

1F燃料デブリ分析手法確立に向けたBECKYにおける取り組み

○中村聡志[1]、石井翔[1]、伴康俊[1]、松村達郎[1]、杉本望恵[2]、深谷洋行[2] 、高野公秀[1]
[1]原子力基礎工学研究センター　[2]臨界ホット試験技術部

概要

- 1F燃料デブリの性状の把握および再臨界性評価のため、詳細な元素組成や同位体組成が必要とされており、これらを評価するための分析手法の確立が求められている
- バックエンド研究施設(BECKY)では、分析手法・手順の確立に向けた研究開発や1F燃料デブリの分析に向けた装置の整備を行っている

分析対象

- デブリの構成元素組成
- 核燃料物質(U,Pu)の同位体組成
- 中性子毒性濃度(^{155}Gdおよび^{157}Gd)
- 燃焼率(Ndの同位体組成)　　等

デブリ分析の想定フロー

デブリ
↓ ①融解、溶解処理
溶解液 → ②元素分離 → U、Pu、Nd、Gd、その他
↓ ICP-AES、放射能分析(α、γ)　　↓ ③TIMS分析(U、Pu、Nd、Gd)
元素組成評価　　同位体組成評価

①融解、溶解処理

✓ 難溶解性試料であると予想される1F燃料デブリの元素組成を精度よく分析するためには前処理として定量性が確保された溶解法が必要

- 過酸化ナトリウム融解法
- 硝酸溶解法
- 硫酸水素アンモニウム塩融解法
- 加圧酸溶解法

これらの溶解法を組み合わせることで種々のTMI-2デブリおよびウラン含有模擬デブリを完全溶解*

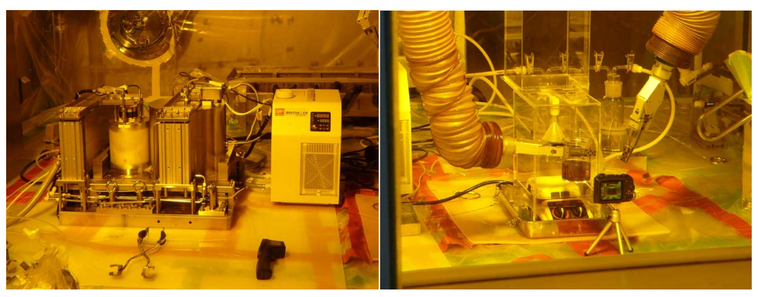


Fig.　左：セル内で用いた電気炉
右：溶解試験の様子

Table　TMI-2 デブリ溶解液の元素組成の一例
(M11-P10(クラスト)：セラミック質)

溶解方法	目視による溶解状況	溶解液中の主要元素組成 / %									
		U	Zr	In	Al	Si	Ca	Cr	Fe	Ni	Ag
過酸化ナトリウム融解	完全溶解	42.3	14.3	1.7	0.3	0.3	0.4	0.3	0.5	--	N.D.
硝酸溶解	残渣有**	53.5	14.5	0.5	0.4	0.4	0.2	0.2	0.4	0.2	0.1
アンモニウム塩融解	完全溶解	53	17.7	0.2	0.2	0.1	N.D.	0.3	0.5	0.1	N.D.
加圧酸溶解	残渣有**	56	15.7	0.4	1.1	5.2	0.8	0.3	0.5	0.1	0.1

*松村 達郎 他，日本原子力学会「2013年春の年会」B36(2013)、松村 達郎 他，日本原子力学会「2015年春の年会」L19(2015)
**残渣は過酸化ナトリウム融解法を用いて、完全溶解することを確認

課題

- 過酸化ナトリウム融解溶解法ではるつぼの損傷がひどく、溶解液にるつぼ成分が溶出する
  ➡ るつぼ内のコーティング法や損傷の少ないるつぼ材の検討
- 分析試料中に多量のNaが含まれているとイオン化干渉等の影響で検出金属イオン濃度が過小評価される
  ➡ 分析時のマトリックスマッチングや試料中のNaの分離法を検討

Fig.　過酸化ナトリウム融解法により得た溶解液

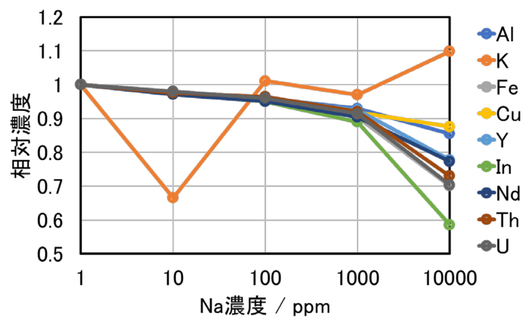


Fig.　ICP-AES試料中のNaによる検出金属イオン濃度への影響

②元素分離

✓ 表面電離型質量分析装置(TIMS)で同位体組成分析を行うには、試料中の同重体を取り除くために元素分離が必要

デブリ溶解液 ・・・・・・・・ □ 高硝酸、高融解剤含有
□ 複雑な元素組成
□ 沈殿が生成しやすいため、液性変化が困難

↓
i.　粗分離
↓　↓　↓　↓
U　Pu　ランタノイド　その他
↓　↓　↓
ii.　ランタノイド相互分離
↓　↓　↓
Nd　Gd　その他
↓　↓
TIMS分析

デブリ溶解液の分離スキーム例

i.　粗分離
高硝酸濃度でU、Pu、ランタノイドを分離
候補
- TRUレジン
- DGAレジン　　等

ii.　ランタノイド相互分離
ランタノイド(特に軽ランタノイド)間を相互分離
候補
- Lnレジン
- DGAレジン
- 陰イオン交換樹脂(酸-アルコール系)
- EDASiDGA***　　等

吸着試験を実施し、分離条件を検討中

***T.OGATA, et al.,Hydrometallurgy,152,178-182(2015)

③TIMS分析

✓ TIMSによる元素分離後試料(U、Pu、Nd、Gd等)の同位体組成分析

- 測定対象元素の同位体組成測定条件の検討(必要な試料量、イオン化条件、多重検出器の配置等)
- 同位体希釈質量分析法(IDMS)を適用した測定対象元素の定量の検討(使用するスパイク試料(各元素の濃縮同位体試料)の選定等)
- 老朽化した既存装置を更新し、分析の迅速化及び高精度化を図る

既存装置：フィニガン・マット・インスツルメンツ・インク製 MAT262

R3年度更新

更新装置(予定)：サーモフィッシャーサイエンティフィック製TRITON *Plus*

更新により測定精度及び感度の向上、メンテナンス性の向上、測定処理数の増加等が可能となる

原子力科学研究部門

放射性物質分析・研究施設
第１棟の整備状況
～福島第一原子力発電所の放射性廃棄物の処理・処分にむけて～
大熊分析・研究センター

【放射性物質分析・研究施設第１棟（以下：第１棟）の概要】

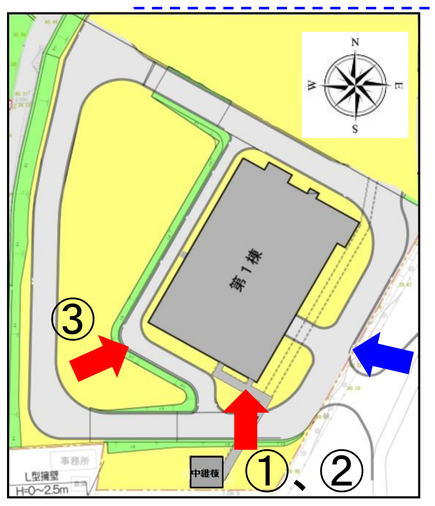
●第１棟は、 1F事故で発生した中低線量の瓦礫類、水処理二次廃棄物等の分析対象物を受入れ、鉄セル（マニプレータ）やグローブボックス、フード等を用いて核種分析・物性試験等を実施する施設です。

分析・研究施設で得られた成果（分析・試験結果等）は、固体廃棄物の性状把握等を通じた研究開発に利用されます。

【第1棟　建屋状況】

第1棟の建屋工事は、2018年7月より1階床工事を開始し、2019年12月に屋上階の躯体工事が概ね終了しています。現在は、外壁塗装を実施中です。第1棟の建屋工事は、現場作業を少なくするためプレキャストコンクリートと呼ばれる柱、壁等を工場にて製作し、現場で組み立てる工事方法を採用しています。

【凡例】 ：撮影方向　：予想図方向



【建屋工事の推移】

第1棟　完成予想図

【第1棟　内装設備整備状況】

●2019年8月より廃液受槽や鉄セル、グローブボックス等の設備を搬入・据付開始。2020年4月よりフード設備の搬入・据付予定。

廃液受槽(搬入)

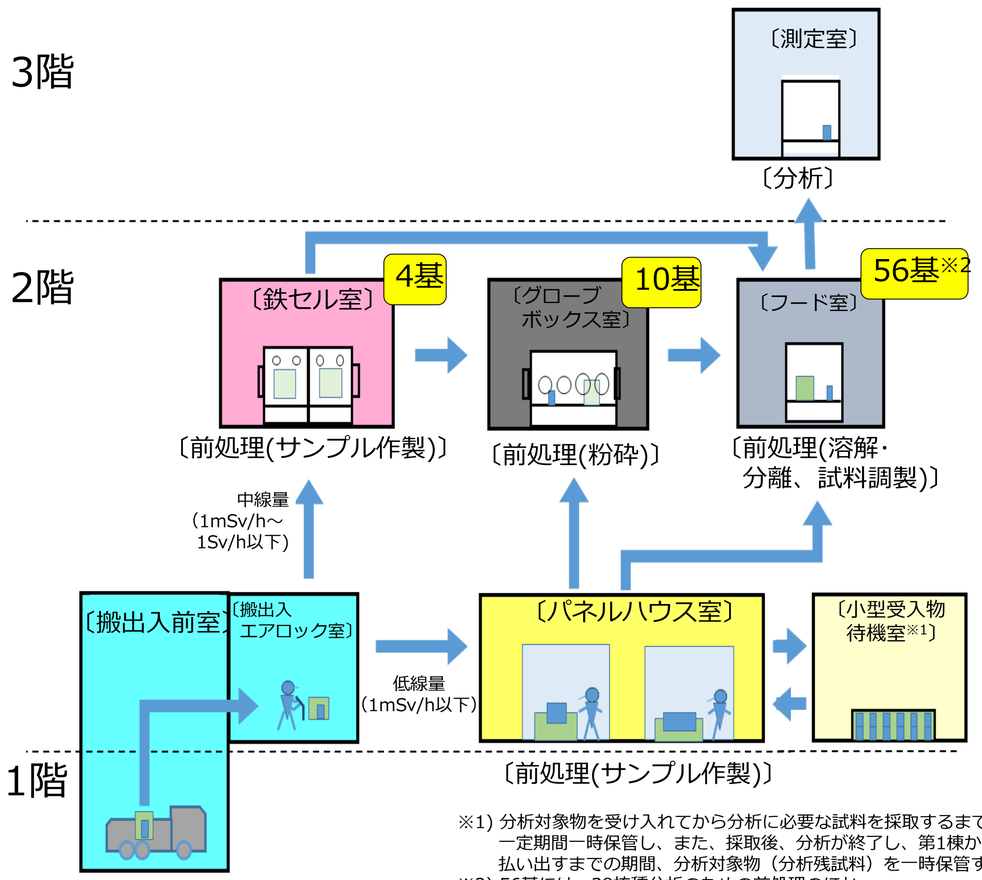
鉄セルインナーボックス（据付）

グローブボックス（工場）

廃液受槽(据付)

鉄セル（据付）

グローブボックス（据付）



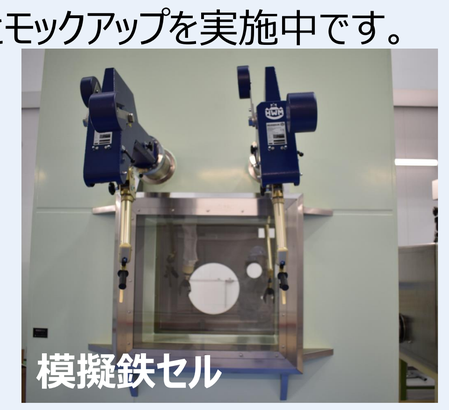
※1) 分析対象物を受け入れてから分析に必要な試料を採取するまでの一定期間一時保管し、また、採取後、分析が終了し、第1棟から払い出すまでの期間、分析対象物（分析残試料）を一時保管する。
※2) 56基には、38核種分析のための前処理のほか、廃液処理及び放射線管理のためのフードも含まれている。

第1棟　試料動線

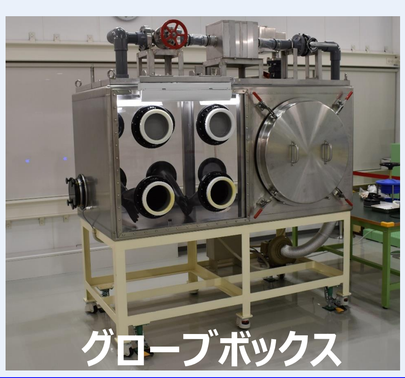
【第1棟の運用開始に向けた準備状況】

●第1棟に設置予定の実機と同等の模擬設備、分析装置を施設管理棟 ワークショップに設置し、より実践的な訓練とモックアップを実施中です。

施設管理棟



模擬鉄セル



グローブボックス

福島研究開発部門

微生物による模擬燃料デブリの分解メカニズムの解明

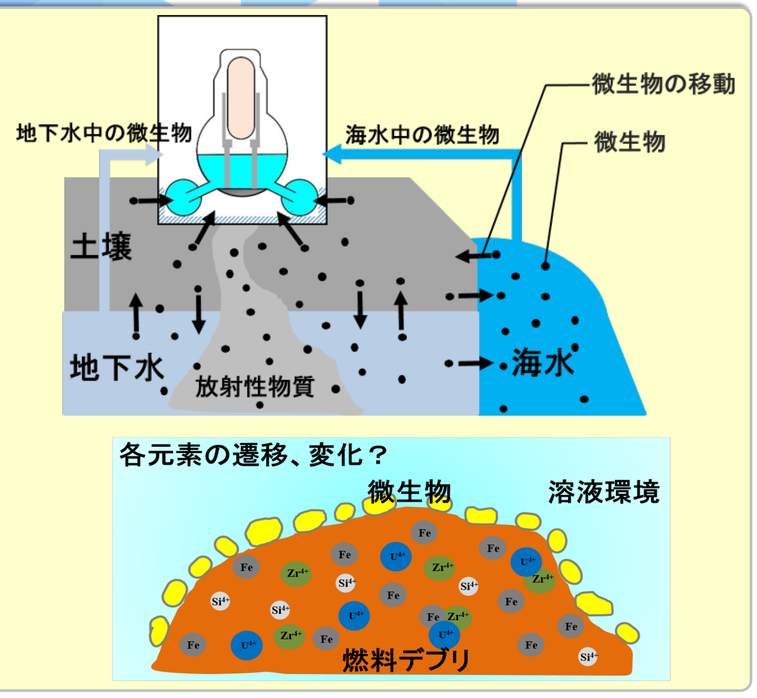
劉江[1)], 土津田 雄馬[1)], 北垣 徹[1)], 香西 直文[1)], 大貫 敏彦[2)], 池田 篤史[1)]

[1)] 日本原子力研究開発機構、 [2)] 東京工業大学・先導原子力研究所

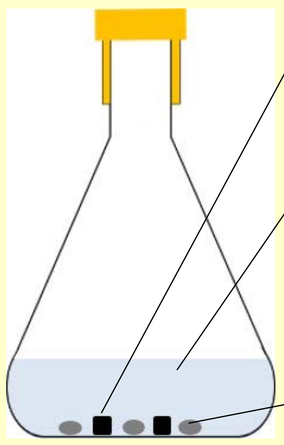
1. 研究背景、目的

- 1F事故では、溶融炉心燃料が格納容器内の構造物と一緒に溶け固まった、いわゆる燃料デブリが生成していると想定されている、
- 1F廃止措置における燃料デブリの取り出し作業において、燃料デブリ性状の経時変化を把握・推定する必要がある、
- 地下水流入等による炉内への微生物侵入が想定されることから、微生物が燃料デブリの性状に及ぼす影響を予測する必要がある。

微生物による燃料デブリの経時変化を実験的に検討し、燃料デブリの分解メカニズムを解明する。



2. 培養実験



模擬燃料デブリ (2 g/L, 混合粉末)
$(Ce,Zr)O_2$: Fe: SiO_2＝1:2:1 (モル比)

液体培地（Basal medium, 50 mL, 30 °C, 20 days）
Glucose: 10 g;　$(NH_4)_2SO_4$: 1.0 g;　KCl: 0.2 g;
$MgSO_4$: 0.2 g;　K_2HPO_4: 0.1 g;
Distilled & deionized H_2O: 1000 ml;
pH: 7.23

細菌:
(1)シュードモナス(自然界に広く存在するグラム陰性菌、*P. fluorescens*);
(2)バシラス（自然界に広く存在するグラム陽性菌、*B. subtilis*）

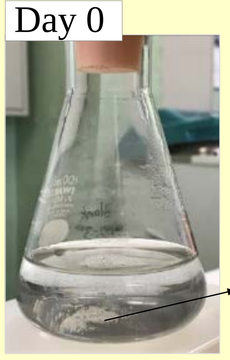
	細菌	$(Ce,Zr)O_2$	Fe	SiO_2	培地[50 mL]
①	*P. fluorescens*	○	○	○	Basal
②	*B. subtilis*	○	○	○	Basal
③	×	○	○	○	Basal
④	×	○	○	○	水

培養実験手順

- 模擬燃料デブリ（2 g/L）を入れたフラスコをオートクレーブで滅菌（121 °C, 15 min）
- オートクレーブで滅菌した培養液を模擬燃料デブリの入ったフラスコに50 mLずつ分注
- 培養液に細菌を無菌的に植菌し、シリコン栓で密栓
- 静置培養（ 30 °C, 20 days ）
- 細菌の増殖（生菌数）を調べるため、培養液の濁度を継時的に観察
- 培養液を経時的にサンプリングし、遠心分離後、上清の元素濃度をICP-OESで測定、沈殿物はSEM-EDXで観察
- 本実験は3回同じ方法で実施（n＝3）

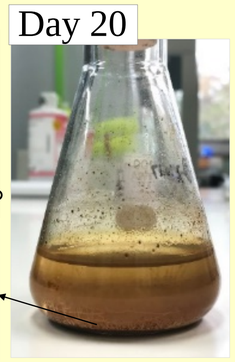
3. 結果

Day 0

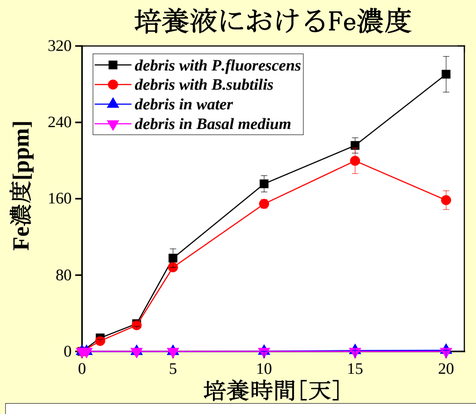


- 微生物存在下では、試料液は3日経過頃から茶色に変色した、
- 培養液は細菌増殖により1日目から懸濁し始めたが、15日以降は濁度が低下した。

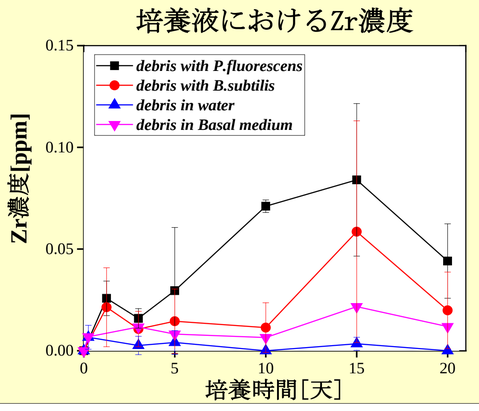
Day 20



培養液におけるFe濃度

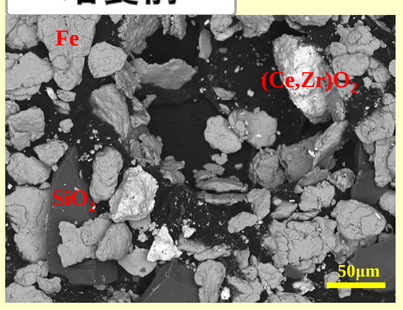


培養液におけるZr濃度

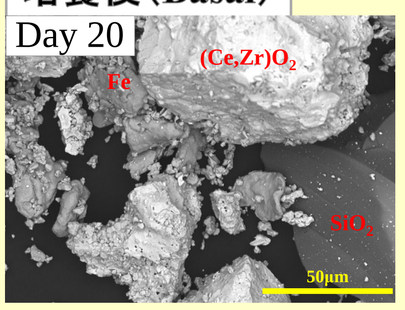


- 微生物存在下において、FeおよびZrの溶出（溶解）が確認された。

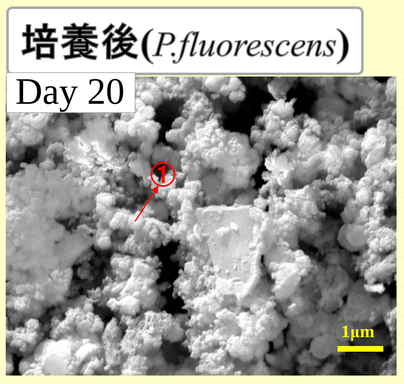
培養前



培養後（Basal）

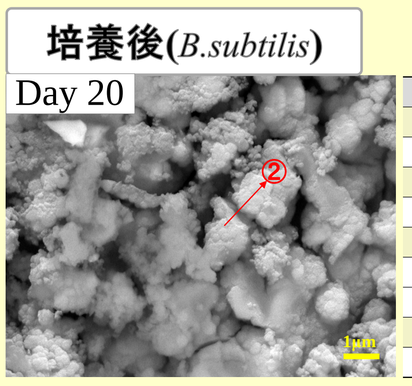


培養後(*P.fluorescens*)



①	At.%
C	17.6
N	1.24
Mg	0.22
Si	0.08
P	1.45
S	0.14
Fe	15.76
Zr	1.27
Ce	0.46

培養後(*B.subtilis*)



②	At.%
C	12.46
N	0.32
Mg	0.28
Si	0.14
P	1.31
S	0.07
Fe	27.54
Zr	0.34
Ce	1.43

- 培養20日において、微生物存在下ではFe^0の粒子が見られなくなった、
- 模擬燃料デブリの主要元素を含む沈殿（溶解後の再沈殿）が観察された。

4. まとめ

燃料デブリの微生物代謝による分解メカニズムに関する知見を獲得した:

1. FeおよびZrなどの元素の一部は溶液中に溶存種として溶解する;
2. 燃料デブリから溶出した元素の一部は再沈殿し粒子を形成する。

これらの結果から、微生物の存在により、燃料デブリの物理化学性状に変化が起こる可能性が考えられる。

5. 研究計画

1. $(U,Zr)O_2$を含む模擬燃料デブリを製作し、微生物との混合培養を行い、燃料デブリの経時変化における影響を検討する、
2. 特殊な細菌(*e.g. Shewanella putrefaciens* (アクチノイド元素を取り込む菌))を用いて、当該微生物と燃料デブリとの相互作用を調べる。

福島研究開発部門

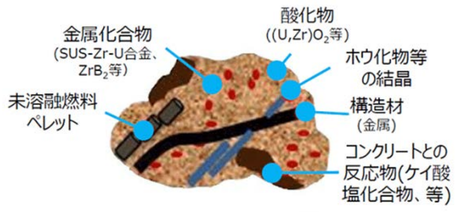
燃料デブリの簡易線量率評価ツールの開発

寺島　顕一、奥村　啓介
燃料デブリ研究ディビジョン　計量管理・線量評価グループ

取り出される燃料デブリの表面付近における線量率は、遮蔽設計や輸送、保管などの取り回しを検討するための重要な情報である。そこで、近い将来に東京電力福島第一原子力発電所から取り出しが予定されている燃料デブリサンプルに適用可能な線量率予測手法を開発した。この手法により、多様な性状が予想される燃料デブリの線量率の範囲、線量率に寄与する主要パラメータとそれらの感度を明らかにした。

イントロダクション

東京電力福島第一原子力において、微量な燃料デブリのサンプリングが予定されている。しかし、号機やサンプリング位置によって多様な燃料デブリが存在すると予想され、このことが、放射線遮蔽や作業員の被ばく管理のために必要な燃料デブリの線量率予測を困難にしている。



↑ サイズや元素組成などが多様な燃料デブリの一例

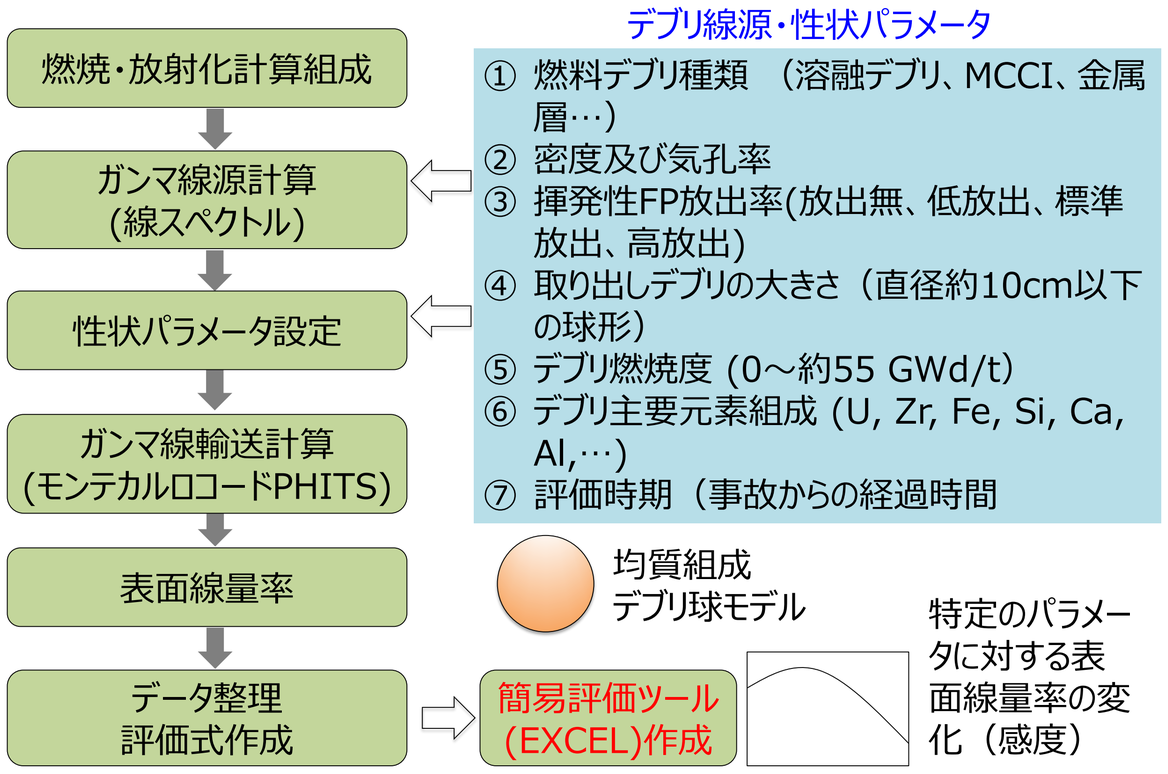
そこで、モンテカルロコードであるPHITSによる多数の光子輸送計算と理論モデルを基に組み合わせたフィッティング式を作成し、燃料デブリの表面付近における線量率（以下、表面線量率）の予測手法を開発した。

燃料デブリの表面線量率予測手法

予測手法の作成

表面線量率は、燃料デブリのサイズや放射線源となる核種など複数のパラメータを考慮する必要がある。しかし、パラメータの組み合わせは膨大であり、各パラメータ値を推定するための情報は非常に限定的である。そこで、表面線量率を予測するための評価式を以下の手順で作成した。

1. 燃焼計算と放射化計算により線源組成を作成
2. 線源核種ごとにガンマ線の線スペクトルデータを作成
3. 核種ごとの単位線源を、燃料デブリを模擬した球体系に均質一様に与え、パラメータの組み合わせごとにPHITSにより線量率を計算
4. 膨大な計算結果から得られたフィッティング式と、線源崩壊等の理論モデルに基づいて、表面線量率の評価式を作成



表面線量率*D*の評価式

$$D\left(r,\rho,u,w_{Zr},w_{Fe},t,N_Z,B,\vec{f}\right)$$

$$=\sum_i g_i\left(1-\frac{f_i}{100}\right)\cdot P_i(r,\rho,u,B,t)\cdot R_i(r,u,N_Z)$$

燃料燃焼由来の核種による寄与

$$+\left\{g^{Zr}_{Co60}\cdot P^{Zr}_{Co60}(r,\rho,w_{Zr},t)+g^{Fe}_{Co60}\cdot P^{Fe}_{Co60}(r,\rho,w_{Fe},t)\right\}\cdot R_{Co60}(r,u,N_Z)$$

構造材の放射化由来による^{60}Co寄与

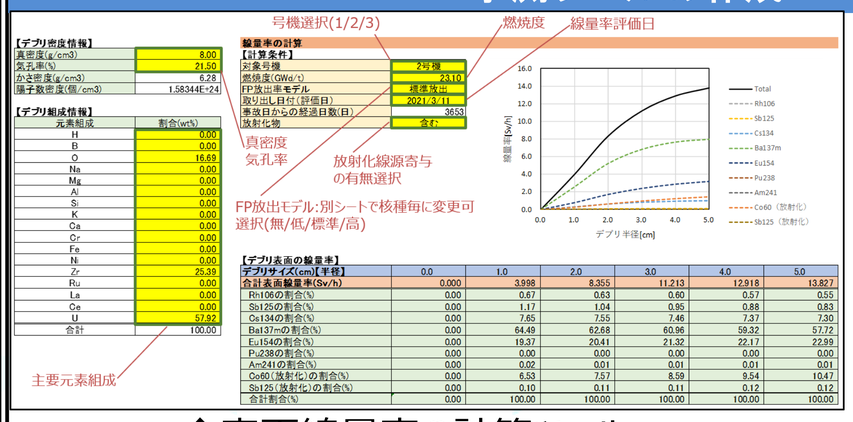
$$+g^{Zr}_{Sb125}\cdot P^{Zr}_{Sb125}(r,\rho,w_{Zr},t)\cdot R_{Sb125}(r,u,N_Z)$$

被覆管の放射化由来による^{125}Sb寄与

D　：表面線量率 (H*(10)) [mSv/h]
r　：燃料デブリ半径 [cm]
ρ　：かさ密度 [g/cm^3]
u　：燃料デブリ中のウラン濃度 [wt.%]
t　：事故後の経過時間 [年]
N_z　：燃料デブリの元素組成に基づく陽子数密度 [個/cm^3]
B　：燃焼度 (GWd/t)
w_{Zr}　：燃料デブリ中のジルカロイ濃度 [wt.%]
w_{Fe}　：燃料デブリ中の鉄濃度 [wt.%]
f_i　：事故時における揮発性FP核種の放出率 [%]
g_i　：補正係数 (標準設定値＝1.0)
P_i　：核種ごとの光子放出率関数 [個/秒]
R_i　：核種ごとの単位線源による表面線量率応答関数 [(mSv/h)/(個/秒)]

線量率予測ツール

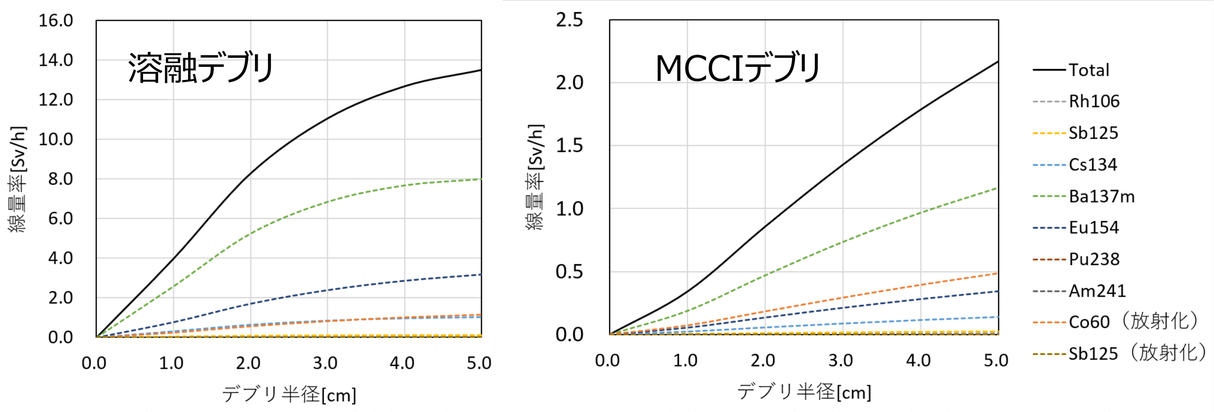
予測ツールの作成



↑表面線量率の計算ツール

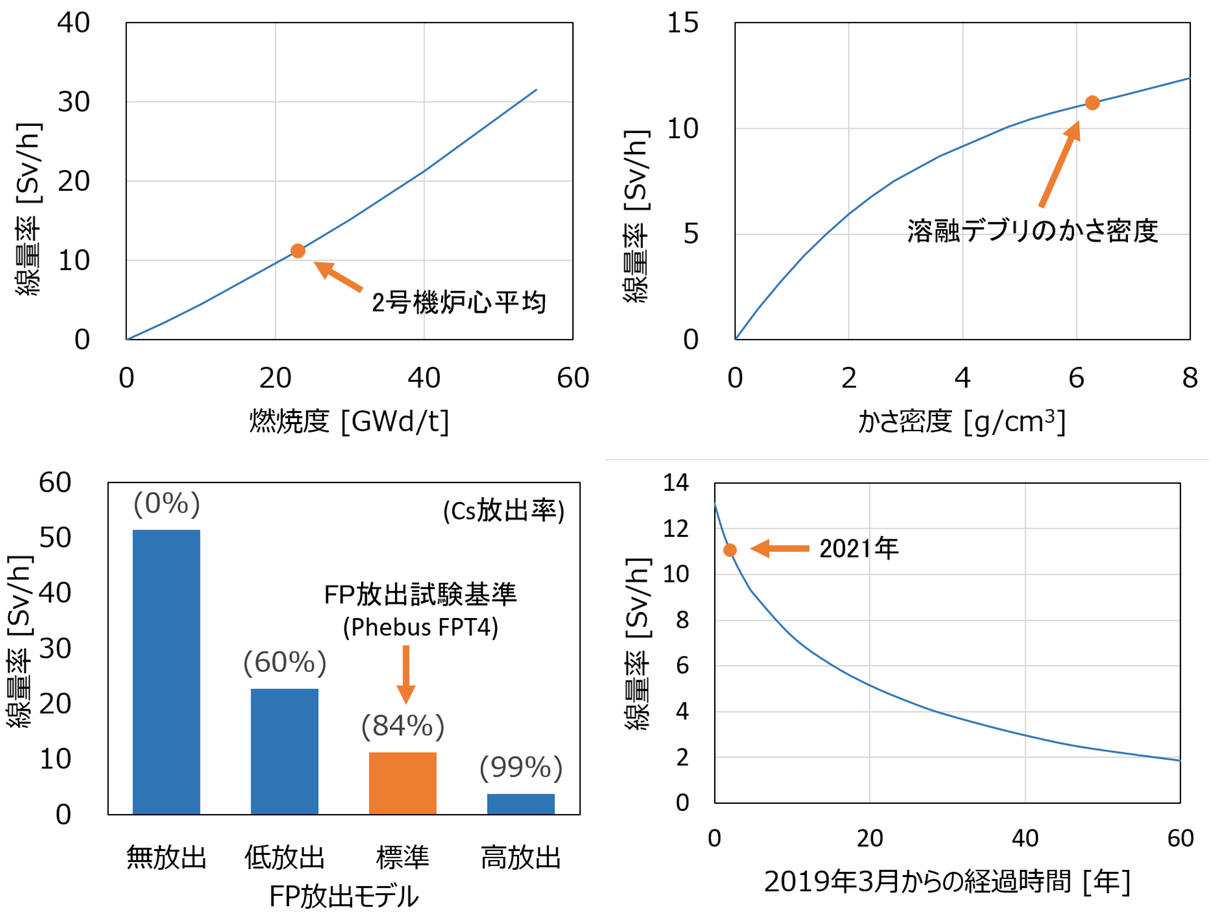
評価式*D*を用いて表面線量率を簡便に計算するツールをエクセルにより作成した。デブリの主要元素組成や燃焼度などのパラメータを入力することで、線量率と核種ごとの寄与率を計算することができる。

予測ツールの結果一例



↑表面線量率計算の結果例（2号機、事故後10年経過を想定）

表面線量率の増加傾向は、かさ密度が小さいMCCIデブリで明確に確認できる一方、かさ密度が大きい溶融デブリでは徐々に飽和傾向が見える。また、MCCIデブリの表面線量率は溶融デブリの線量率より小さいことが分かる。



↑各パラメータ(燃焼度、かさ密度、FP放出率、2019年3月からの経過時間)に対する溶融デブリ(半径＝3.0cm)の表面線量率依存性

これらの結果は表面線量率の各パラメータに対する大きな依存性を示すものである。このことから、表面線量率の精度を向上させるためには、寄与が大きいパラメータの範囲を絞り込む必要があることが分かる。

まとめ

東京電力福島第一原子力発電所から取り出される多様な燃料デブリに対応可能な線量率予測手法を開発した。これにより、今後の燃料デブリの取り回し等を検討する上で有用な線量率情報（寄与パラメータの依存性と感度）が得られるようになった。

本研究は経済産業省平成28年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業補助金(燃料デブリの性状把握・分析技術の開発)」の研究の一環として実施したものです。

福島研究開発部門

燃料デブリ凝固のコンピュータシミュレーション

佐藤　拓未[1]，上島　伸文[2]，及川　勝成[2]，永江　勇二[1]，倉田　正輝[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東北大学

1 背景

福島第一原子力発電所事故

原子炉は様々な構造物・材料で構成

崩壊熱により燃料が溶融　構造物を溶かしながら落下
→様々な物質が混ざったデブリを形成

これまでの原子炉事故の研究

・燃料デブリを模擬した試験：
デブリは2～3層に成層化 [1]

・コンピュータシミュレーションによる事故現象の予測：
時間をかけてゆっくりと凝固する可能性 [2]
(1号機MAAP解析：1K/min以下)

⇨ ・実際のデブリも成分の不均一化（成分偏析）が発生していると考えられる.
・機械特性(取出しに必要)等の物性が場所によって変化する.

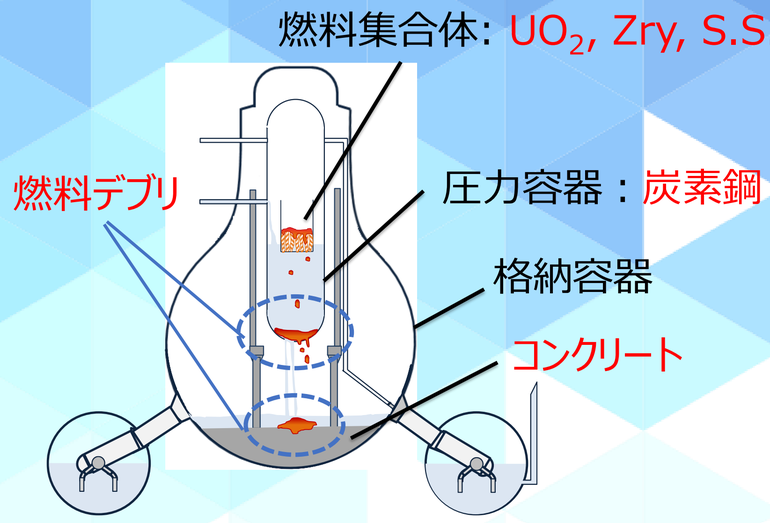


Fig. 1F格納容器デブリ分布模式図

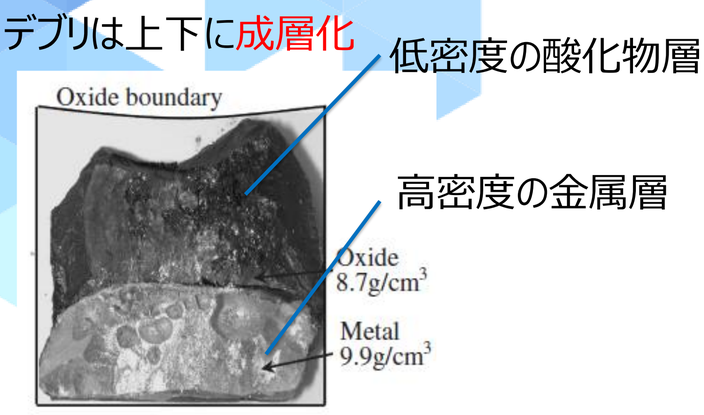


Fig. 過去試験の模擬デブリ[1]

研究の目的　これまでのシミュレーションでは凝固時成分偏析の予測は不十分

➢ **燃料デブリ凝固時の成分偏析を考慮した解析モデル開発する**

2 成分偏析発生メカニズム・シミュレーションモデル概要

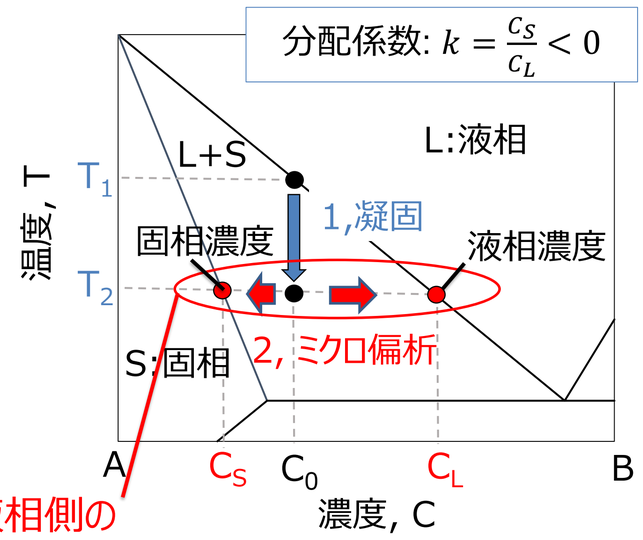


Fig. 2元系状態図模式図

凝固時の溶質分配（ミクロ偏析）

多成分の物質が凝固する場合
液相中の溶質濃度が変化する

溶質分配モデル

$$\frac{\partial C_L}{\partial f_S} = \frac{(1-k)C_L}{1-f_S}$$

Scheil モデル [3]

f_S: 固相率[-]
C_L: 液相中の溶質濃度[-]
k: 分配係数[-]

凝固時の濃度変化を計算

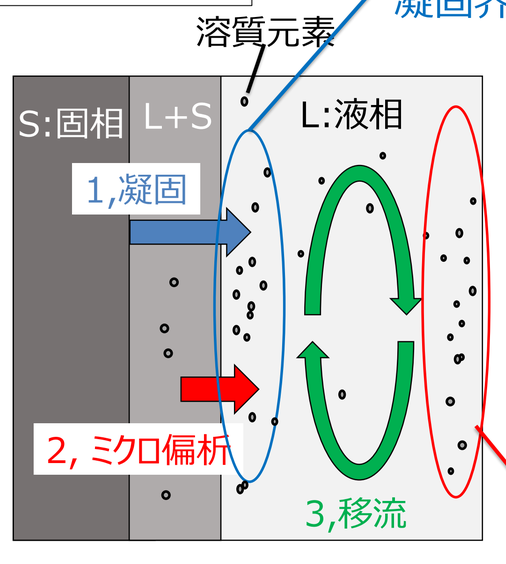


Fig. 凝固界面模式図

溶質元素の移流・輸送

凝固界面の溶質元素が
対流により輸送される

→液相全体の溶質濃度上昇

	メカニズム	解析手順
1,	溶融物の凝固	伝熱計算 (1) 凝固量計算 (2)
2,	溶質分配	溶質分配計算
3,	溶質元素の移流	流動・移流計算
4,	マクロ的な成分偏析	

解析手順

・メカニズムに従った計算を実施.
・1～3を繰り返すことで最終的な成分分布を予測.

3 結果（既存試験解析例）

・既存模擬デブリ凝固試験(CVR,2017)体系での解析
主要組成：UO_2-30wt%ZrO_2-2wt%UGd_2O_3　（燃料＋被覆管＋添加物）
るつぼ部を下方向に引抜き、底部からの一方向凝固を実施（簡易的なモデルで計算）

※濃度比＝濃度/初期濃度

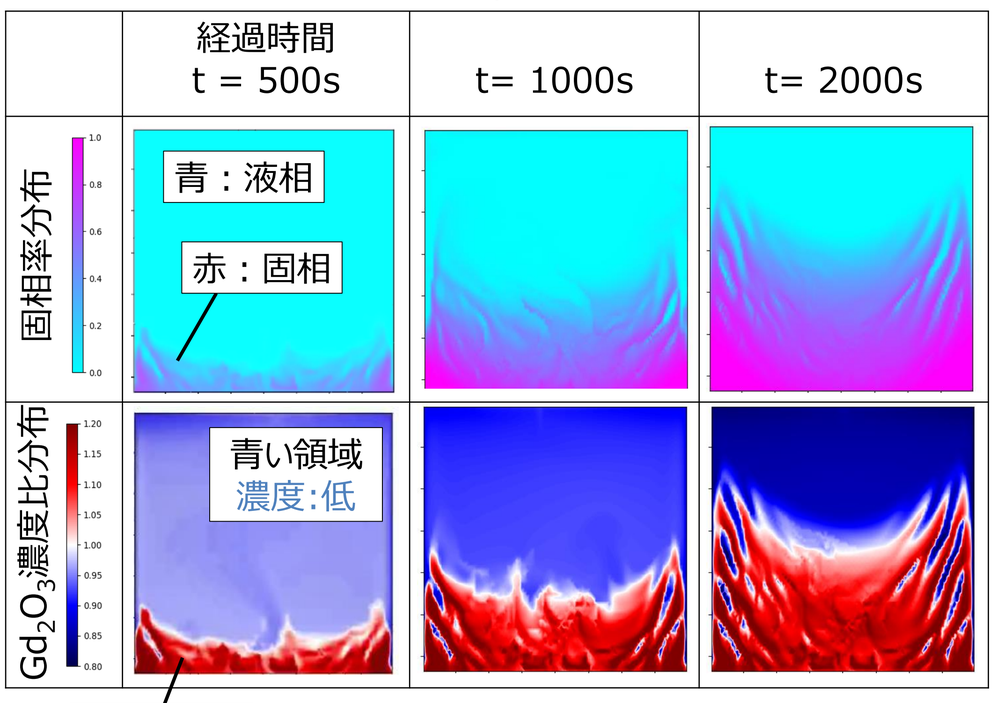


Fig. 経過時間ごとの計算結果
（固相率・濃度比分布）

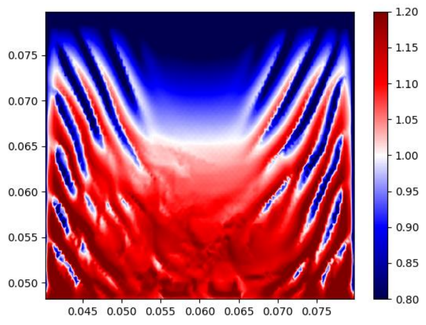


Fig. 凝固完了時のGd_2O_3濃度比分布 (t=4370s)

測定位置

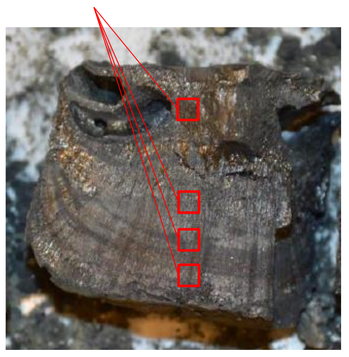


Fig. 模擬デブリ断面

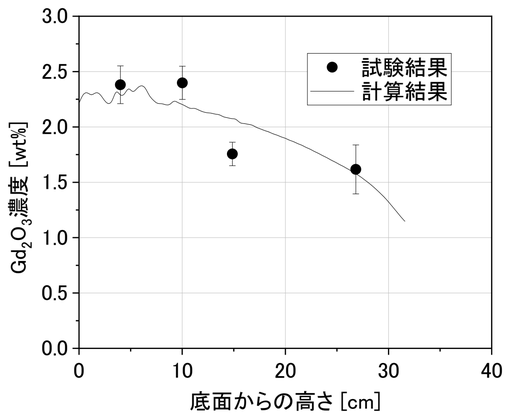


Fig. 中心部Gd_2O_3濃度プロファイル
解析/試験結果比較

試験結果との比較

✓ 下部：初期凝固部にてGd_2O_3濃度が上昇.
✓ 上部：凝固後期部ではGd_2O_3濃度が低下.
✓ デブリ凝固のシミュレーションにより成分偏析を再現できていることを確認.

まとめ

✓ **燃料デブリ凝固時の成分偏析について、発生メカニズムを元にシミュレーションモデルを構築した.**
✓ **既存の試験体系での燃料デブリ凝固解析を実施し、成分分布を比較した. その結果、燃料デブリ凝固時の成分偏析傾向の予測が可能であることが確認できた.**
✓ **今後は、より定量的な評価及び多成分系の拡張といった高度化、実際の１Fデブリの分析結果比較・予測を実施していく.**

福島研究開発部門
廃炉国際共同研究センター
炉内状況把握ディビジョン
試験技術開発グループ

References
[1] Washiya T, International Symposium on the Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1-4, March14, 2012.
[2] Main Results of the First Phase of MASCA Project, RRC Kurchatov Institute, OECD MASCA Project integrated report, (2004).
[3] E. Scheil, Z. Metallkd. 34(1942) 70.

放射性廃棄物の安全な管理のために

廃炉国際共同研究センター 廃棄物処理処分ディビジョン
駒　義和, 山岸 功, 黒木　亮一郎

■ 福島第一原子力発電所で発生する廃棄物の管理（分析、保管、処理、処分）についての研究開発を進めています。

廃棄物の分析

■ 廃棄物管理（保管、処理や処分）の研究開発で利用するため、放射性核種により汚染した廃棄物の分析を行っています。

■ 原子炉建屋内から採取した格納容器堆積物や移動式炉心内計装（TIP）配管閉塞物の放射能分析を行いました（図1）。分析データは、原子炉建屋の汚染状況や放射性核種組成の把握、廃棄物発生量の評価等に利用されます（図2）。

■ 分析方法の簡易・迅速化を目指して、放射性核種の分離プロセスの合理化、分析の自動化技術等を検討しています（図3）。

1号機格納容器堆積物　　2号機TIP配管閉塞物

図1 分析試料の外観*1

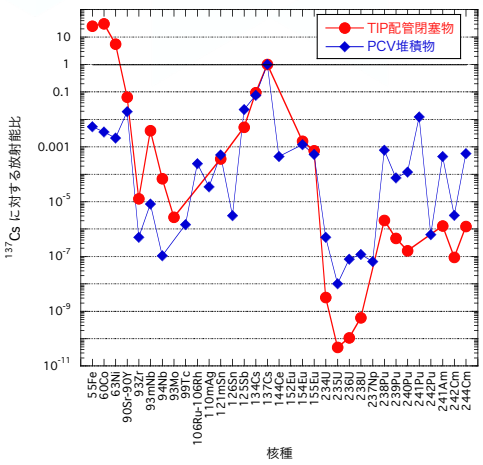


図2 分析試料から検出された放射能濃度の ^{137}Cs に対する比*1

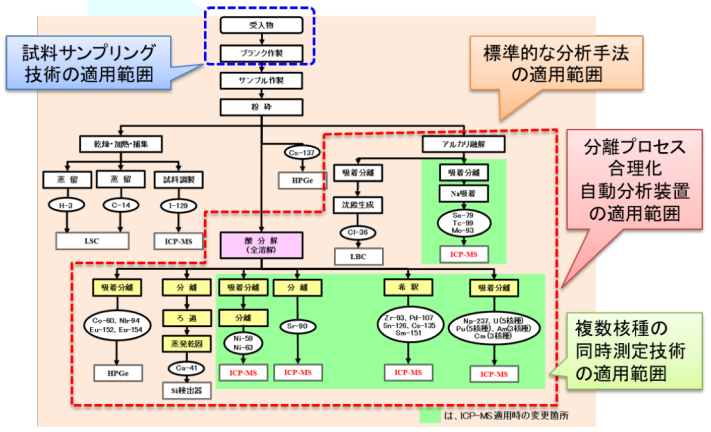


図3 分析方法の簡易・迅速化の概要

*1 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第65回），（平成31年年4月25日）

廃棄物の保管

■ 被ばくなどのリスクを低減するため、安全に保管する技術の研究開発を行っています。

■ 多核種除去設備スラリーを安全に保管する方策として、水素を再結合する触媒の適用を検討し、実験と解析によりその基本的な有効性を確認しています（図4、5、6）。

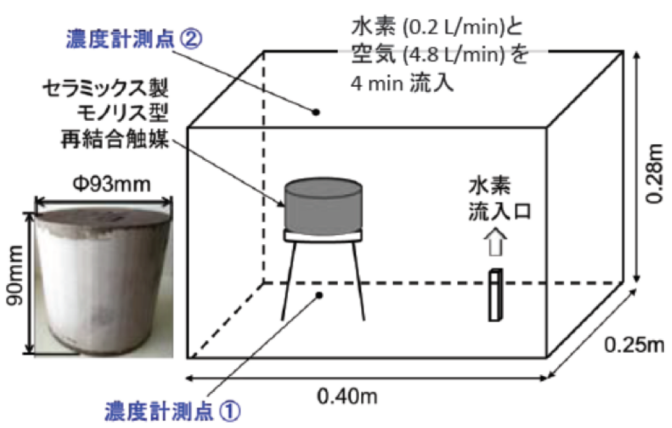


図4 再結合触媒（モノリス型）の有効性を検証する実験*2

*2 井上雅弘らの報告（“触媒を用いた室内の水素集積防止に関する研究,” 安全工学研究発表会(2016)）による試験データを利用している。

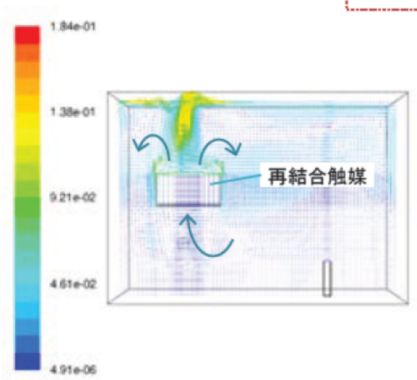


図5 水素速度分布の解析結果
（水素流入開始から800秒後）

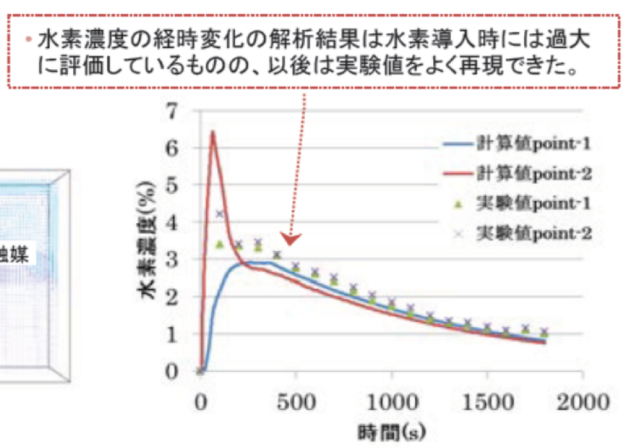


図6 水素濃度を低減する様子

廃棄物の処理と処分

■ 様々な種類の廃棄物を安全に処分するため、廃棄物の固化と処分の安全に関する研究を行っています。

■ 固化材としてアルカリ活性材料 (Alkali Activated Materials; AAM）の適用可能性を評価しています（図7）。

■ 処分における影響物質が放射性核種の収着に及ぼす影響を評価しています（表1）。

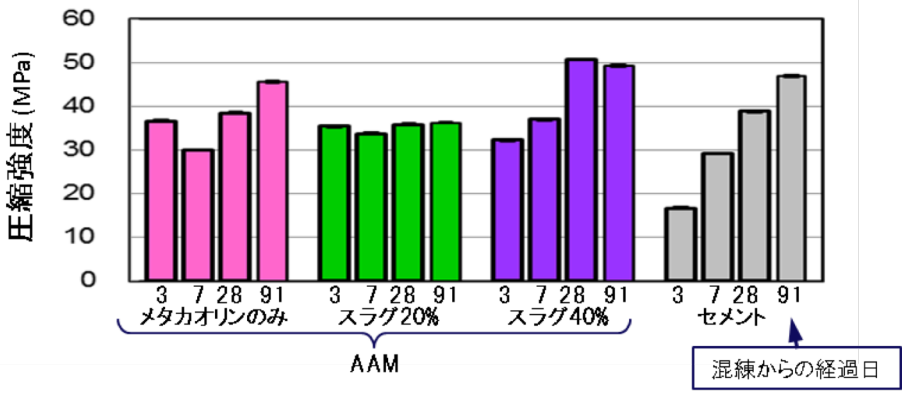


図7 固化条件（混錬してからの養生時間）と圧縮強度の関係

元素群	代表元素	収着低減係数（SRF）						
		有機物	有機物	海水	ホウ酸	フェロシアン化合物	硫酸	炭酸
		ISA 1×10^{-2}M	EDTA 1M	イオン強度 0.68M	$Na_2B_{10}O_{16}$ 2×10^{-3}M	$Na_4[Fe(CN)_6]$ 1×10^{-1}M	Na_2SO_4 1×10^{-2}M	CO_3^{2-} 1×10^{-2}M
アルカリ金属	Cs	1		2	1		2	
アルカリ土類金属	Sr	1		7	1		4	
II 価遷移金属	Ni(II)	1	1.5×10^{4} (EDTA 5×10^{-2}M)	10			4	1
IV 価遷移金属	Zr(IV)	10^{2}		10			1	1
V 価遷移金属	Nb(V)	1		10			1	
III 価アクチニド	Am(III)	10^{2}	10^{2}～10^{4}	10			1	1
IV 価アクチニド	Th(IV)	10^{6}	10^{2}	10			1	1
V 価アクチニド	Np(V)	10		100		1	1	1
VI 価アクチニド	U(VI)	10^{2}	1	100		8	1	1
ハロゲン	I	1		—*	—*		1	—*
陰イオン種	Se	—*		—*	—*		1	—*

*$K_d = 0$ (m^3 kg^{-1}) を設定。
：既往の情報調査結果に基づき設定
：収着試験による取得データに基づき設定（未設定のものは今後設定，あるいはデータ拡充後に設定）
：既往の情報調査及びデータ取得を未実施（調査の結果データ等がないことを確認したものを含む）

表1 放射性核種がセメントに収着する特性（収着低減係数）への影響

本資料には、平成28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」及び平成29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（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発）」の成果の一部が含まれています。

福島研究開発部門

1F放射性廃棄物分析のための微小スケール分離技術の開発

大内和希[1]，Aileen Brandt[2]，黒瀬悠作[2]，塚原剛彦[2]，北辻章浩[1]
[1] 日本原子力研究開発機構　原子力基礎工学研究センター　分析化学研究グループ
[2] 東京工業大学　科学技術創生院　先導原子力研究所

背景と目的　1F放射性廃棄物を迅速・安全に分析する技術の開発

[1F廃止措置をはじめとする放射性廃棄物の分析]

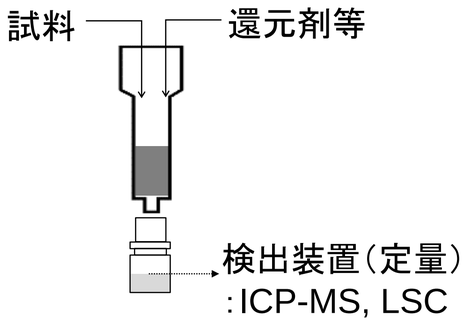
放射性廃棄物の適切な処理・処分には、

“どんな核種”が“どれだけ（量）”

を明らかにする必要

⇒課題：1Fで発生する大量の多核種多様な廃棄物の分析

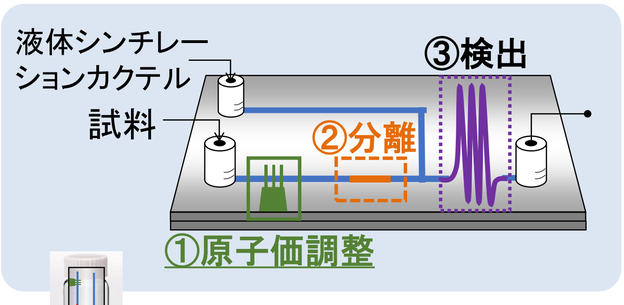
現行法：カラム分離＋検出



・手作業、多段・煩雑な操作
⇒多くの分析従事者、長時間
・多量の廃液（100 ml以上）
⇒二次廃液（廃棄物）が多い
・多量の試料量（1 ml以上）
⇒被ばくリスクが大きい

[本研究の目的]

マイクロ化学チップによる微小スケール分析
“1枚のチップで前処理～検出まで”



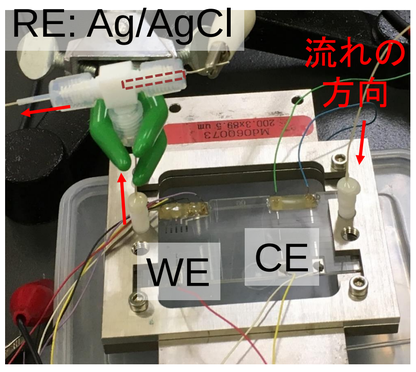
・複数の操作を一体化
⇒自動化、短時間
・廃液（μlオーダー）
⇒二次廃液（廃棄物）が少ない
・試料量（1 μlオーダー以下）
⇒被ばくリスクが小さい

放射性廃棄物分析の迅速化・安全性向上に貢献

微小スケールかつアクチノイド（ウランなど）の高選択的な分離に必要となる①原子価制御用チップと②分離用チップを試作し、性能評価した。

原子価調整用チップの性能評価

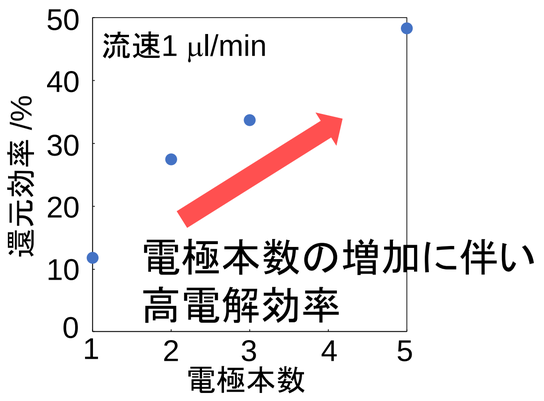
原子価調整用試作チップ



●精密な原子価調整のための電位制御
⇒三電極系（作用極、対極、参照極）による電解

・作用極（WE）: Pt (幅0.5 mm) ×5本
・対極（CE）: Pt (幅 0.5 mm)
・参照極（RE）: Ag/AgCl
・マイクロ流路：幅0.5 mm, 深さ50 μm

速い反応（Fe(III) + e^- → Fe(II)）に対する性能評価



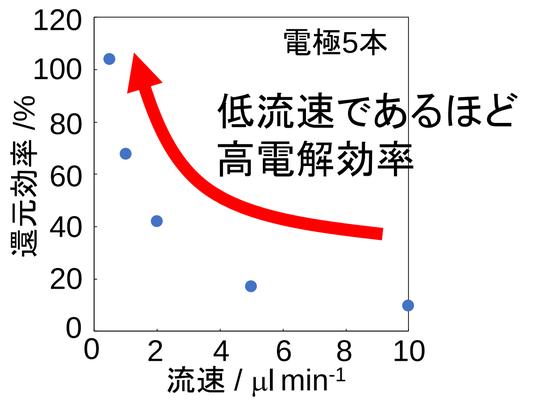


図1　Fe^{3+}の還元効率. $[FeCl_3]$ = 1 mM, $[HClO_4]$ = 0.01 M, $[NaClO_4]$ = 1 M.

Fe^{3+}の還元⇒電極5本、流速0.5 μl/min で効率100%
高効率な電解条件⇒電極本数（面積）：多、流速：低

遅い反応（U(VI) + $2e^-$ → U(IV)）に対する性能評価

（課題）電極5本、流速0.3 μl/minで70%と低電解効率
⇒電極面積を増やすことで遅い反応の高効率化

分離用チップの性能評価

分離用試作チップによるウランの吸着脱離性能の評価

矩形の流路形状

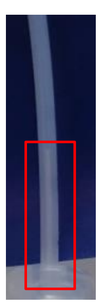
●高選択的な分離のためのイオン交換樹脂をマイクロ流路に導入し、チップカラムを作製
・陰イオン交換樹脂: MCI GEL CA08S (粒子サイズ11 μm)
・カラム容量: 0.24 μl
(幅: 1mm, 深さ: 30 μm, 長さ: 8 mm)

流速: 300 μl/h, ウラン試料注入量: 100 μl

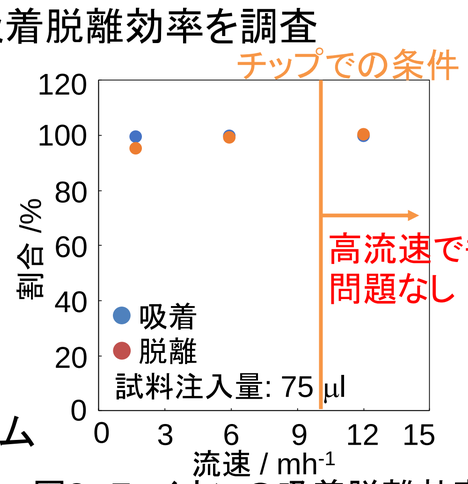
⇒（課題）ウランの吸着率：50%、脱離率：20%と低効率
考えられる要因：流速、試料注入量、流路形状

吸着脱離効率が低くなった要因の検証

簡易的に微小スケールでの検証が可能なテフロンチューブカラム (内径 0.3 mm, 長さ16.5 mm, カラム容量: 1.17 μl)を用いFe（Uと同じ分離挙動）の吸着脱離効率を調査



円形カラム



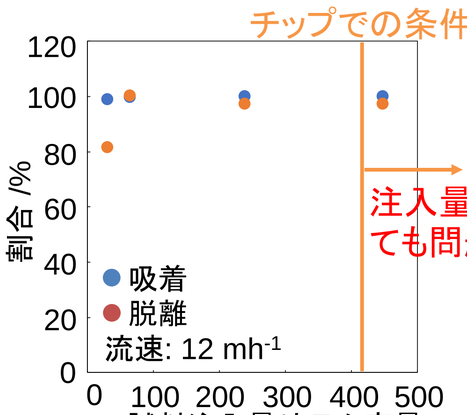


図2　Feイオンの吸着脱離効率.

低効率の要因は流路形状⇒円形することで高効率化が期待

まとめ

①原子価制御用チップ：速い反応の原子価調整に適用可能、遅い反応には性能が不十分
（今後の展開）電極面積を増やし高性能化したチップを作製し、性能評価を行う。

②分離用チップ：イオンの吸着脱離効率には流路（カラム）形状が寄与し、円形が効果的
（今後の展開）流路形状を円形状に改良したチップを作製し、性能評価を行う。

原子力科学研究部門

放射性廃棄物分析の効率化を目的とした前処理技術開発

○相田 玲奈[1,2]、佐野友一[1,2]
1:大熊分析・研究センター　2:IRID

目的

日本原子力研究開発機構が整備中の大熊分析・研究センター 第1棟では、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に係る放射性固体廃棄物の処理・処分に資するため、年間200試料の放射性固体廃棄物に対する38核種の分析に向けた技術開発に取り組んでいる。

従来の前処理方法

※38核種分析フローより抜粋

赤字は、塩酸を添加

□ 部は、塩酸が残留

すべての工程に塩酸(HCl)が残留

（それぞれ1gの酸分解試料を分析する場合）

受入物
↓
酸分解（×3核種ごと）

吸着分離	吸着分離	イオン交換
イオン交換	レジン分離	蒸発乾固
レジン分離	濃　縮	イオン交換
濃　縮	^{90}Sr　18.5 h	^{41}Ca　24 h
^{63}Ni　25 h		

前処理時間

【従来法における問題点】

- ^{63}Ni、^{90}Srのβ線、^{41}Caの特性X線を測定するためには、核種ごとに精製する必要があり、前処理操作が煩雑である
- 試料量が多く、作業時間が長い
- 塩酸（HCl）の使用により分析設備にダメージを与える

➡ **硝酸（HNO_3）の使用をメインとした、系統的な分析前処理手法の開発**

新規 ^{63}Ni、^{90}Sr、^{41}Ca 前処理手法

Ni 標準試料：2 mg
Sr 標準試料：2 mg
Ca標準試料：50 mg
Cs標準試料：1 mg
in HNO_3 16 mL

赤字は、HClを添加
青字は、HNO_3を添加
□ 部は、HClが残留

酸分解試料
炭酸塩沈殿生成
- 沈殿
  - 溶解
  - 水酸化物沈殿生成
    - ☆沈殿
      - 溶解
      - Ni レジン
        - 通過液+洗浄液
          - 炭酸塩沈殿生成
            - 沈殿
              - 溶解
              - ←Fe（沈殿剤）
              - 水酸化Fe沈殿生成（pH9）
                - 上澄み
                  - 水酸化物沈殿生成（pH10～）
                    - 沈殿
                      - 溶解
                      - Sr レジン
                        - ⑨ 通過液+洗浄液（**Ca 精製試料**）
                        - ⑩ 溶離液（廃棄）
                    - ⑧ 上澄み（廃棄）
                - ⑦ Fe沈殿（廃棄）
            - ⑥ 上澄み（廃棄）
        - ⑤ 溶離液（**Ni 精製試料**）
    - 上澄み
      - 炭酸塩沈殿生成
        - 沈殿
          - 溶解
          - Sr レジン
            - ③ 溶離液（**Sr 精製試料**）
            - ④ 通過液+洗浄液（廃棄）
        - ② 上澄み（廃棄）
- ① 上澄み（Cs 分析に使用可能）

Fe沈殿にCaが9.7%含まれていたことから、沈殿生成時のpHを厳密に調整

pH試験紙を変更

特定領域pH試験紙

Ca精製試料にSrが0.2%含まれていたことから、分離操作を追加

Srレジンを用いてSrを回収

～前処理の様子～

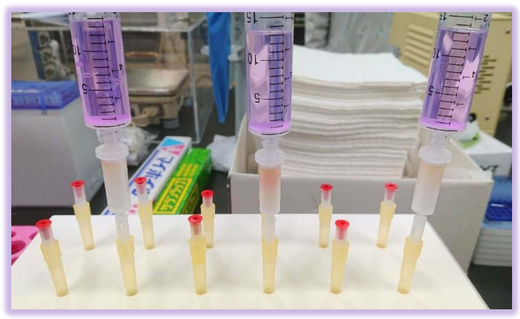


図1. Niレジンによる分離

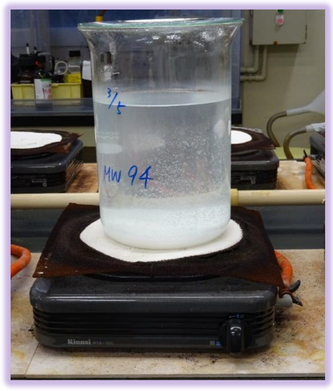


図2. 沈殿生成

表1. 分離工程における各元素回収率

	回収率（%）n=3 (%RSD)			
	Sr	Ni	Ca	Cs
① Cs 上澄み	3.3	0.1	2.4	95.4
② Sr 上澄み	1.6	0.0	0.2	6.8
③ Sr 精製試料	**88.8**(0.3)	0.0	0.0	0.0
④ Sr 通過液+洗浄液	0.6	0.0	2.9	0.0
⑤ Ni 精製試料	0.0	**93.3**(1.5)	0.0	0.0
⑥ Ca 上澄み	0.2	0.1	1.1	0.1
⑦ Fe 沈殿	0.2	1.3	**5.6**	0.0
⑧ Ca 上澄み	3.8	0.0	3.8	0.0
⑨ Ca 精製試料	**0.0**	0.3	**81.1**(1.2)	0.0
⑩ Ca 溶離液	0.1	0.1	0.0	0.0

➡各精製試料において80%以上の回収率が得られた

表2. 従来法との比較

	試料量	HCl使用量（mL）	作業時間（時間）
従来手法	3	62	68
新規手法	1	4	30

$\frac{1}{3}$に減少　約7%に減少　約44%に減少

実用的な前処理手法の確立に向けて

実際の試料を想定した分析

表3. 各試料1gにおける前処理試験の結果

	回収率（%）n=3		
	Ni	Sr	Ca
コンクリート	86.3	45.8	76.3
灰	88.8	58.0	72.8

【使用した試料】
コンクリート：**フライアッシュセメントB種**
灰：**天然松灰**
Sr、Ni：各2 mg 添加（回収率測定のため）

- Srの回収率が低い

☆沈殿を再溶解・再沈殿し、上澄みからSrを回収する

まとめと今後の予定

【まとめ】
- ^{63}Ni、^{90}Sr、^{41}Caについて、系統的な前処理手法を開発した
- 従来法と比較して試料量、HCl使用量、作業時間を減少させた

【今後の予定】
- 当前処理手法での実試料の回収率の改善、妨害核種の影響評価について進めていく

本発表は、平成30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）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものです。

福島研究開発部門

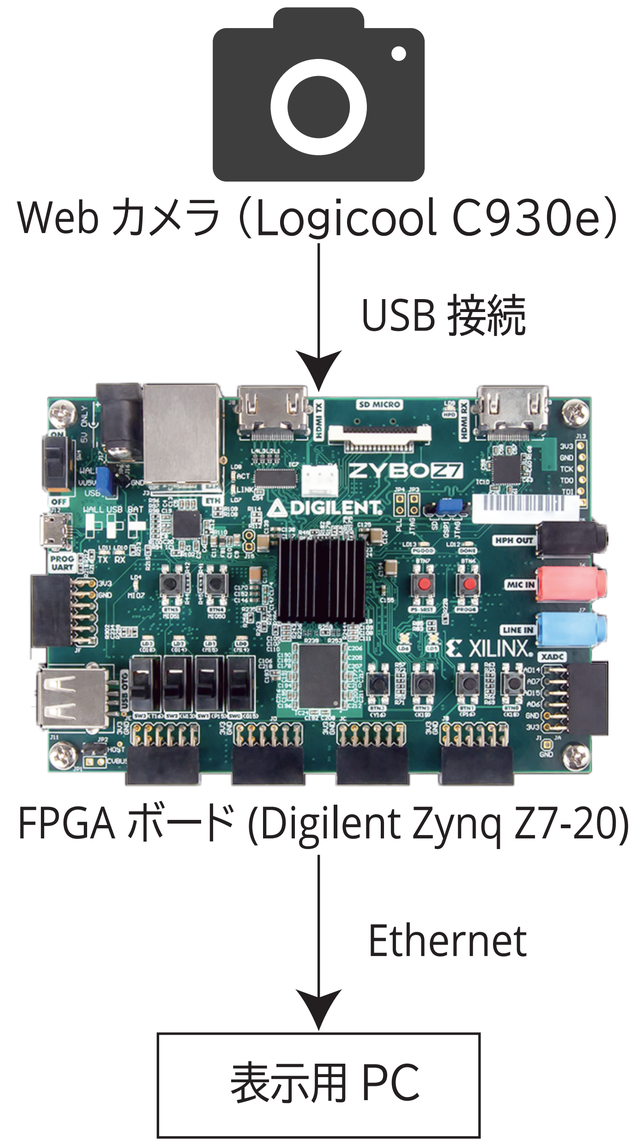
FPGA を用いた高速かつ低消費電力な映像転送ノードの開発

遠橋 健太 , 成瀬 継太郎 (会津大学)

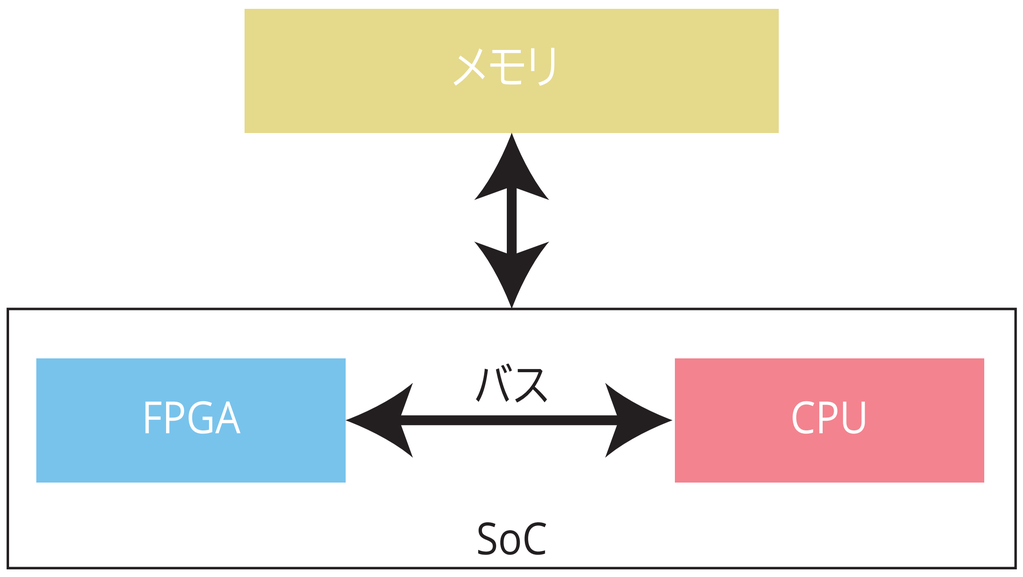
はじめに

災害現場においては，家屋の倒壊や危険物の流出等により，人間が侵入困難な場所が発生する．このような状況では小型ロボットによる状況調査が有効である．また，災害現場は状況が予測不能であり，自律移動は難しく遠隔操作が必要となる．一方，小型ロボットの活動可能時間はバッテリーの容量により制限されてしまう．バッテリー切れの際には拠点まで戻り充電やバッテリー交換が必要となる．その際に拠点と現場間の移動時間が無駄になる．大容量なバッテリーは大きく重たいためロボットが大型化してしまい，低消費電力化のためにアクチュエータの性能を落とせば移動性能が低下してしまう．そこで，アクチュエータやセンサ等をそのままにロボットシステムの消費電力を下げることを提案する．本発表では，特に遠隔操作ロボットの映像転送に着目する．FPGA は高い並列性により映像処理の分野で高速かつ低消費電力なことが知られているため，これを活用する．

提案システム



FPGA ボード内部構成

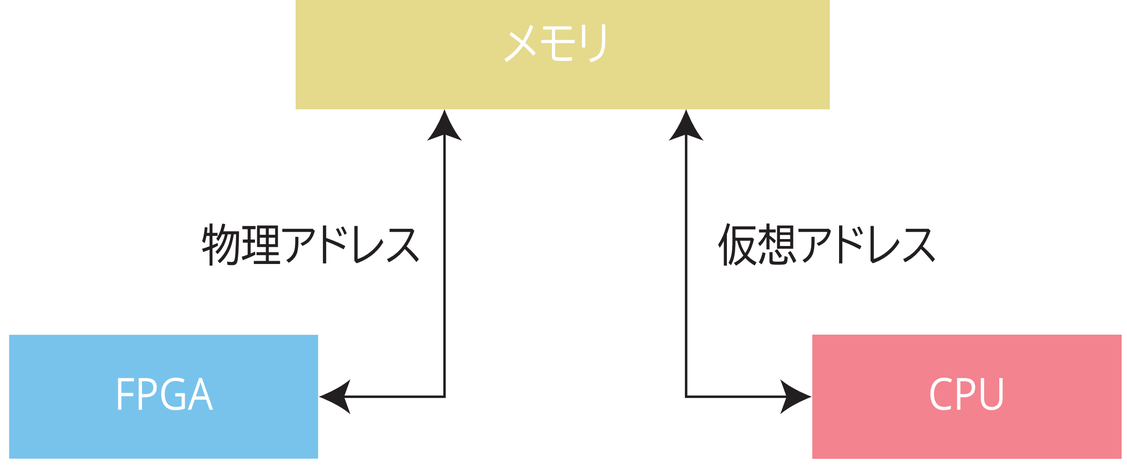


問題点と解決策

- 映像のような大きなデータを CPU と FPGA 間で直接転送することができない．

→ メモリを経由してデータを転送する

- メモリアクセスの手段が CPU 上のプログラムと FPGA からで異なる



共有する領域の物理アドレスを固定する．ある物理アドレスにアクセスするための仮想アドレスは OS の機能により取得可能

- 物理アドレスを指定してメモリにアクセスする方法

一般的に物理アドレスを指定してメモリにアクセスするためにはroot 権限が必要．ただしセキュリティ上の問題が生じる．

→ 対策として，Simpleframebuffer という OS の持つ機能を利用する．

結果

	提案手法	Raspberry Pi
320x240	5W　30fps	6W　30fps
640x480	5W　24fps	8W　24fps
1280x720	5W　9fps	11W　9fps
1920x1080	5W　5fps	14W　5fps

おわりに

遠隔操作ロボットを目標にした映像転送システムを開発した．結果として，既存手法に比べて消費電力を下げることに成功したが，フレームレートが低くなってしまった．原因として，映像を取得する部分に問題があった．640x480 では実用可能なフレームレートとなった．

今後の課題

映像転送だけでなく，ロボットシステムに必要なロボットミドルェアやモータの制御に必要な PWM 生成，センサの受信機などを作成し 1 ボードで遠隔操作ロボットを構成可能なシステムとする．

らせん状配置PSFを用いた3次元線量分布測定

佐藤駿，高瀬つぎ子，山口克彦
福島大学　共生システム理工学研究科

・背景と目的

福島第一原子力発電所の事故以降，様々な環境での線量分布を測定することが求められている．プラスチックシンチレーションファイバ(PSF)はライン上での線量測定を行う際に測定時間が短縮できるためによく利用されるようになった測定系である．本研究ではさらに適応範囲を広げるために，PSFをらせん状に配置することによって3次元線量分布を測定する方法を検討した．

・PSFの測定原理

放射線がPSFに入射するとシンチレーション光が発生し，その光が両端の光検出器(PM)まで到達する．
この時，放射線の入射した位置によって両端のPMに到達する時間に差ができる．
到達した時間差を時間・波高変換機(TAC)を用いて検出し，マルチチャンネルアナライザ上で線量の位置スペクトルとして表示した．

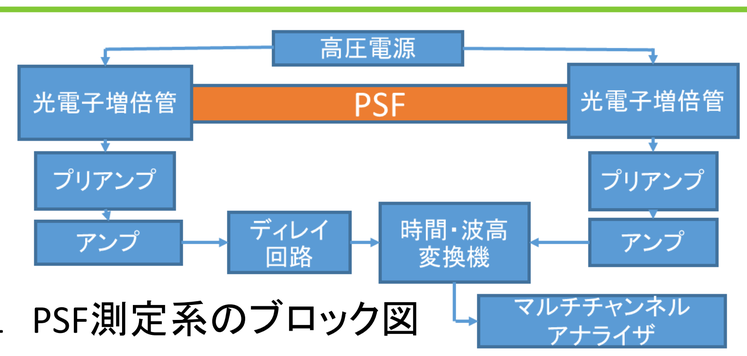


図1　PSF測定系のブロック図

・らせん状配置PSFによる線量分布の測定

・バンドルファイバーを用いた場合

- バンドルファイバー（10本束，5m）をらせん状に3周巻いた場合の測定系および，らせん内部に配置された^{60}Co標準線源の配置を図2に示す．この時，標準線源の配置は，図3に示すように，空間座標 [(x,y),h=zcm] で表記することとした．
- 空間座標[(25,0),h=0cm]に線源を配置した場合の線量の位置スペクトルを図4Aに示す．位置スペクトル上に，3個のピークが存在し，線源からの距離が遠くなるにつれて，線量が減少していることが分かった．
- 線量分布のデータ（図4A）を3次元表示ソフトを用いて，3次元画像として表示した（図4B）．線量強度が高い点を赤，低い点を青で表示し，線量強度が徐々に減少する様子を表示できた．
- 標準線源の高さを変化させて測定した場合の3次元画像を図5に示した．（空間座標[(-25,0),h=0cm]の時：図5A，空間座標[(-25,0),h=9cm]の時：図5B）．線源の位置が高くなるにつれて，3次元表示画像の赤色部分も上部に移動しており，線量の空間分布を3次元画像上で表現することができた．

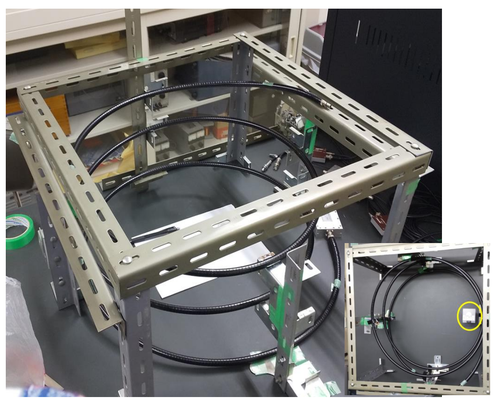


図2　らせん状配置PSF

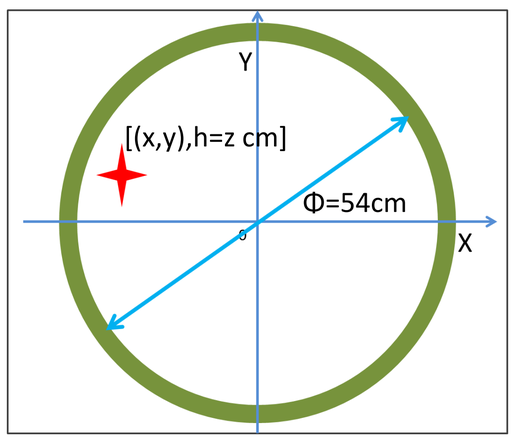
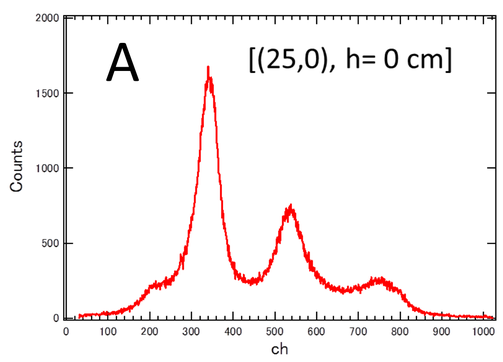


図3　らせん内部の線源の配置を表す空間座標



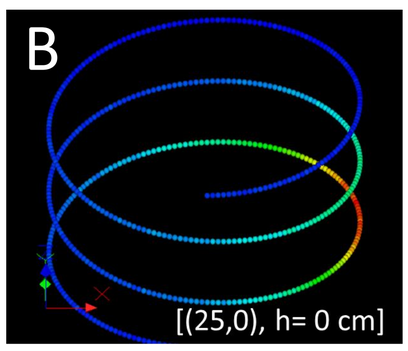
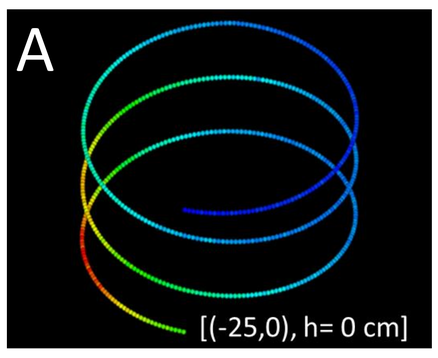


図4　らせん状PSFによる線量分布，A；位置スペクトル，B；3次元画像



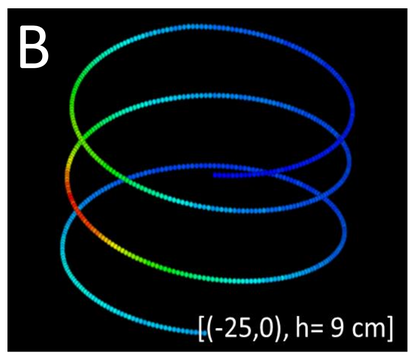
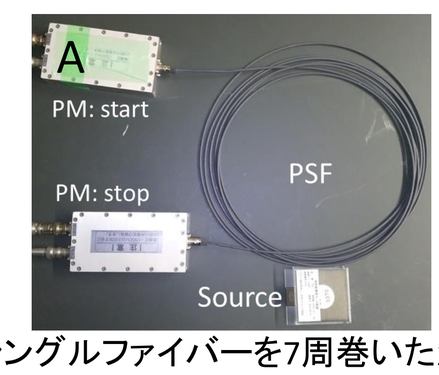


図5　線源の位置を変えたときの3次元線量分布，A; 高さ0cm, B; 高さ9cm

・シングルファイバーを用いた場合

- 5mのバンドルファイバーの場合，ファイバーの曲げ強度が強いため，PSFを3周以上巻くことが困難であった．そこで，「比較的，曲げ易いシングルファイバー（クラレ(株)；SCSF-78　1.0mmD：1本,長さ5m）でも，線量を分布測定することが可能か」について検証した．
- シングルファイバーを平面状に7周巻いた場合の測定系(図6A)と線量の位置スペクトル測定の結果(図6B)を図6に示した．位置スペクトル上に，巻き数と同じ7つのピークが現れたため，シングルファイバーでの線量分布の測定が可能であることが明らかになった．
- シングルファイバーを紙製の円筒の外周上にらせん状で等間隔に7周巻いた場合の測定系を図7に示し，円筒内部に^{60}Co線源配置した場合の線量の位置スペクトルの測定結果を図9A～図9Dに示した．
  - ^{60}Co線源の配置:空間座標[(-10,0),h=0cm]の場合(図9A-B）
  - ^{60}Co線源の配置:空間座標[(12,0),h=4cm]の場合(図9C-D）
- らせんを7周にしてファイバー同士の間隔を狭めることにより，線量分布での線量強度の減少をより細かく見ることができた．



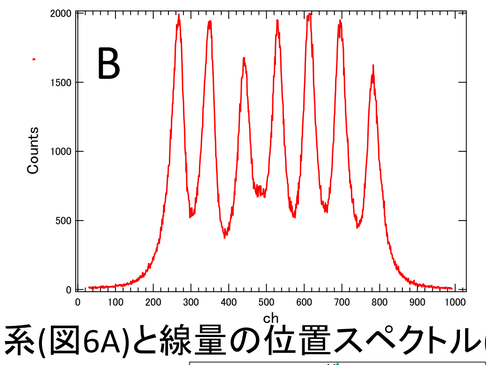


図6　シングルファイバーを7周巻いた測定系(図6A)と線量の位置スペクトル(図6B)

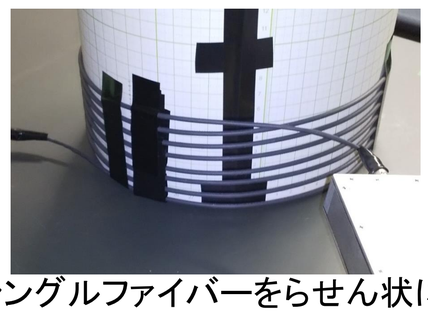


図7　シングルファイバーをらせん状にした測定系

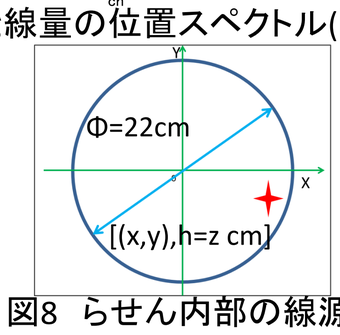


図8　らせん内部の線源の配置を表す空間座標

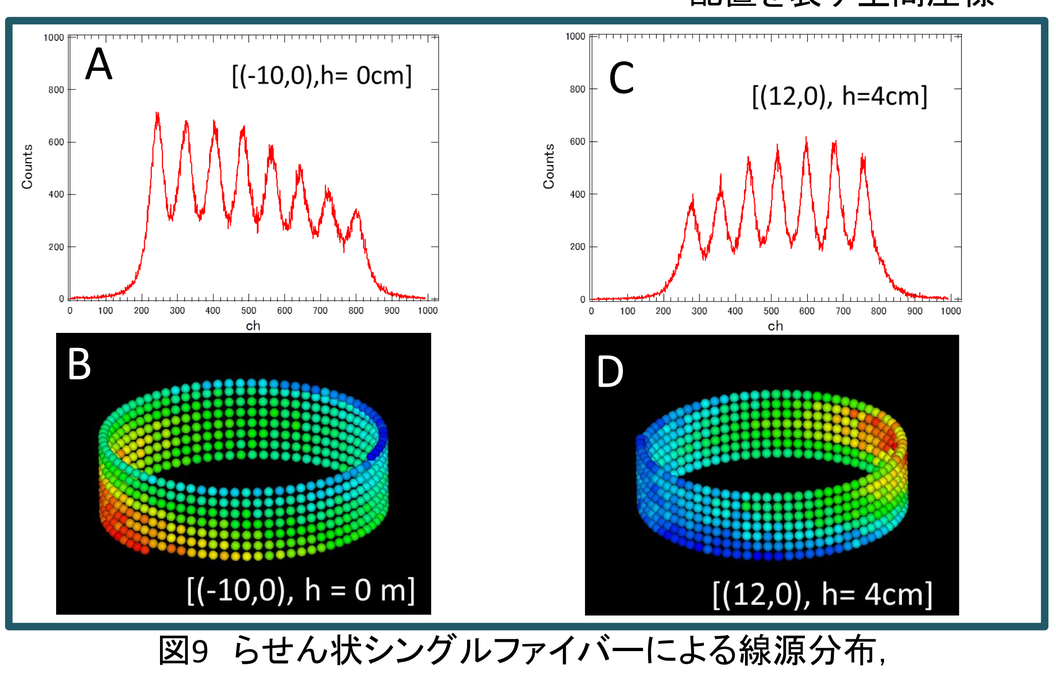


図9　らせん状シングルファイバーによる線源分布，
A-B；空間座標[(-10,0),h=0cm]，C-D；空間座標[(12,0),h= 4cm]

・まとめ

- PSFをらせん状にして測定したことにより線源から遠くなるにつれて線量強度が減少していることが分かった．また，その線量分布を3次元的画像として表示することにより線量分布を視覚的に捉えやすくすることができた．
- PSF1本の測定では径をより小さく，7周巻いて測定したため線量強度の減少をより細かく表示することができた．

高温加熱されたコンクリートの強度への補強用鋼繊維混合の効果の有無

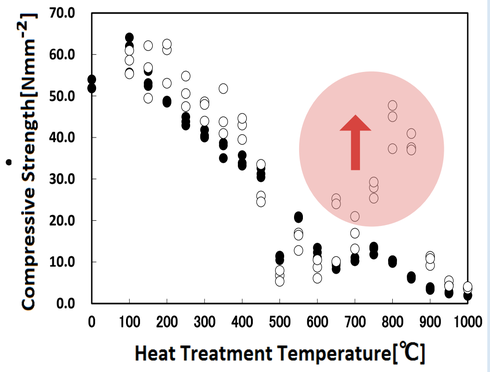
福島工業高等専門学校
髙橋康太郎，車田研一，緑川猛彦

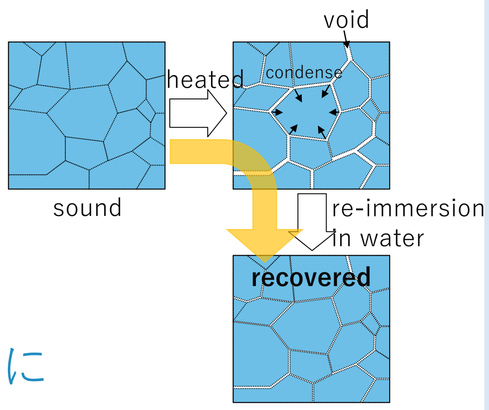
研究目的

＜背景＞
メルトダウンと注水を経たコンクリート構造の強度推移の推定が重要である.

高温加熱されたモルタルやコンクリートでは再養生により，強度が有意に回復する.

高温加熱による脱水で生じた隙間は，再養生によって埋められ，強度が回復する.





鋼繊維（Steel Fiber）
―極限ひずみの増進効果

再養生系で，補強のために添加された鋼繊維は強度回復にどう影響するか？

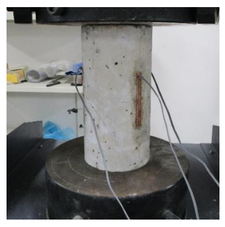
研究方法

コンクリート
円柱供試体の作製
（Φ100mm, h=200mm）

高温加熱
（100°C, 150°C, …, 950°C, 1000°C，24時間）

再養生
（20°C，28日間）

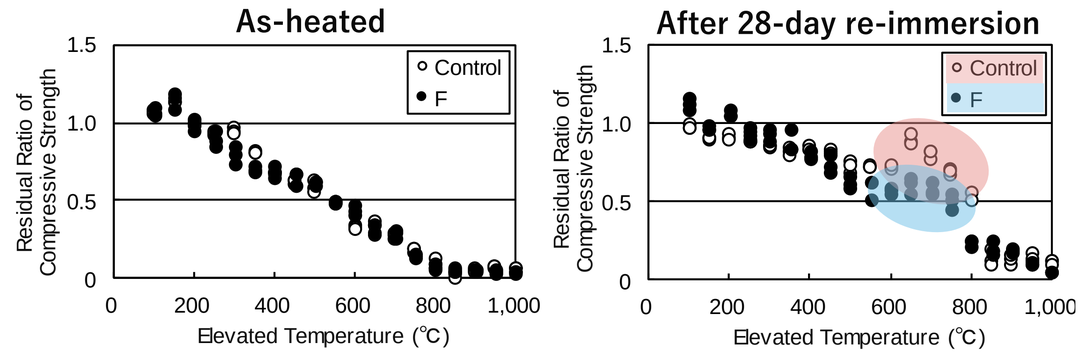
強度測定（３指標）
①圧縮強度，②静弾性係数，③動弾性係数



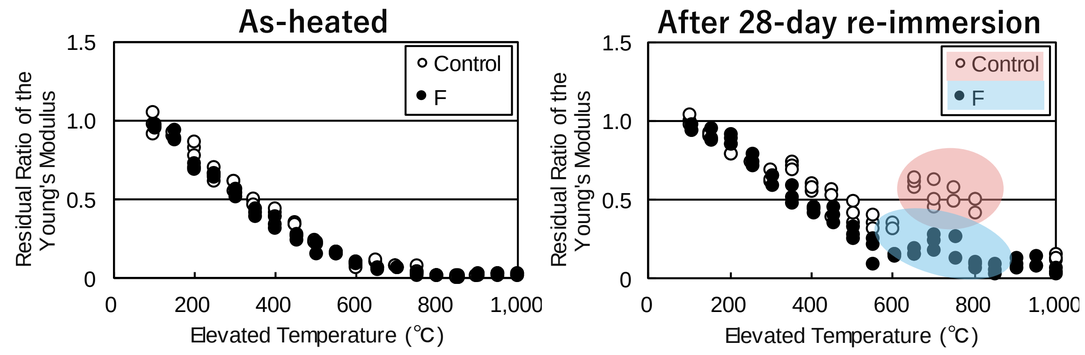
まとめ

(1) 補強用鋼繊維の混入により圧縮強度や弾性係数の回復が妨げられる.
(2) 鋼繊維とセメント成分の付着の回復が難しいため，鋼繊維の混入により力学的強度の回復は阻害される.
(3) 弾性係数は 圧縮強度以上にコンクリートの高温加熱による劣化の影響を受ける.

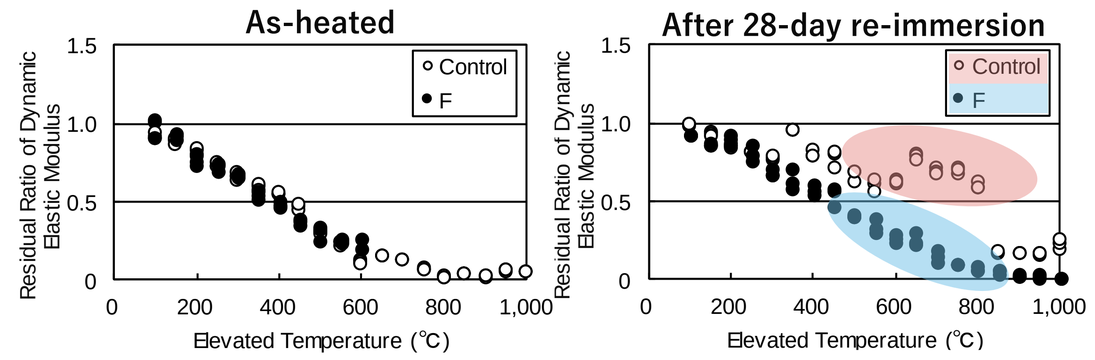
結果・考察



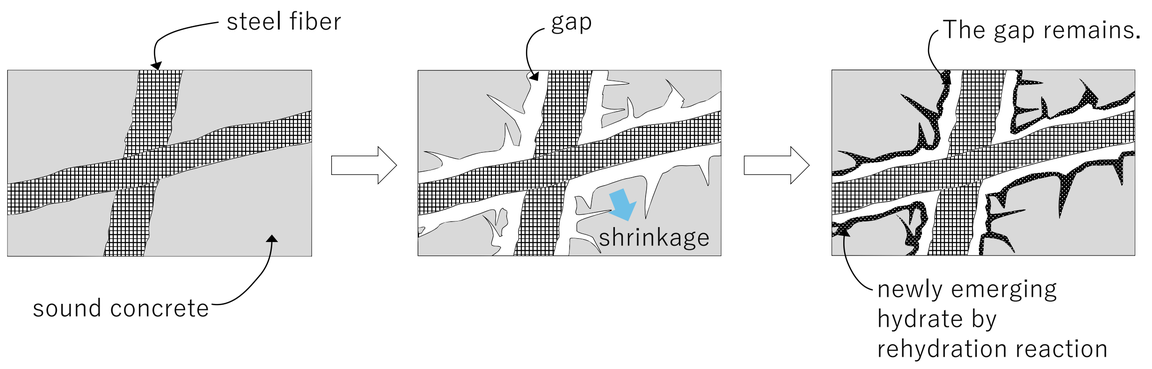
①圧縮強度
再養生により特に650°C付近で強度回復がみられた．しかし その回復の程度は鋼繊維の添加により縮小する.



②静弾性係数
再養生により，圧縮強度と同様に回復した.
その度合いは圧縮強度の回復と比較して大きい.



③動弾性係数
鋼繊維を含まない場合，再養生により回復したが，鋼繊維を含む場合，回復はみられなかった.



加熱により，セメントペーストの収縮で隙間が生じる.

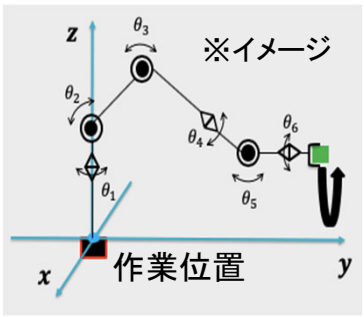
(A) 再水和は 固相/固相相転移過程であるため，鋼繊維とセメントの剥離は復元されない.
(B) 鋼繊維が脱水和で発生した亀裂中で介在物（インターカレート）となり，再水和時の間隙の消滅を妨げている可能性がある.

高可操作性となる移動マニピュレータの連続姿勢の逆運動学解法

関　翔太，成瀬　継太郎　（会津大学）

はじめに

本研究ではE2 Spiderがボールバルブ(下図)を回す(左下図)ために適切な作業位置と姿勢の決定をするための新しい可操作性を提案し、MATLABで検証する。



E2 Spider（右図）
サブクローラーと
KINOVA社製の
Jaco²アーム搭載の
災害対応ロボット

逆運動学

$$\begin{pmatrix}\theta_1[t+1]\\ \vdots \\ \theta_6[t+1]\end{pmatrix}=\begin{pmatrix}\theta_1[t]\\ \vdots \\ \theta_6[t]\end{pmatrix}+J^{+}\begin{pmatrix}\dot{x}_t\\ \dot{y}_t\\ \dot{z}_t\end{pmatrix}$$

, ヤコビ行列: $J=\begin{pmatrix}\frac{\partial x_t}{\partial\theta_1} & \cdots & \frac{\partial x_t}{\partial\theta_6}\\ \frac{\partial y_t}{\partial\theta_1} & \cdots & \frac{\partial y_t}{\partial\theta_6}\\ \frac{\partial z_t}{\partial\theta_1} & \cdots & \frac{\partial z_t}{\partial\theta_6}\end{pmatrix}$

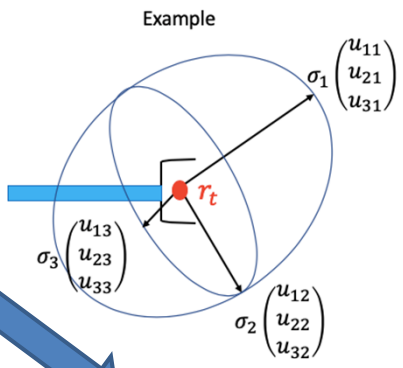
擬似逆行列: $J^{+}=J^{T}(JJ^{T})^{-1}$

可操作性楕円体

特異値分解： $J=U*\Sigma*V^{T}$

$$U=\begin{pmatrix}u_{11} & \cdots & u_{13}\\ \vdots & \ddots & \vdots\\ u_{31} & \cdots & u_{33}\end{pmatrix}$$

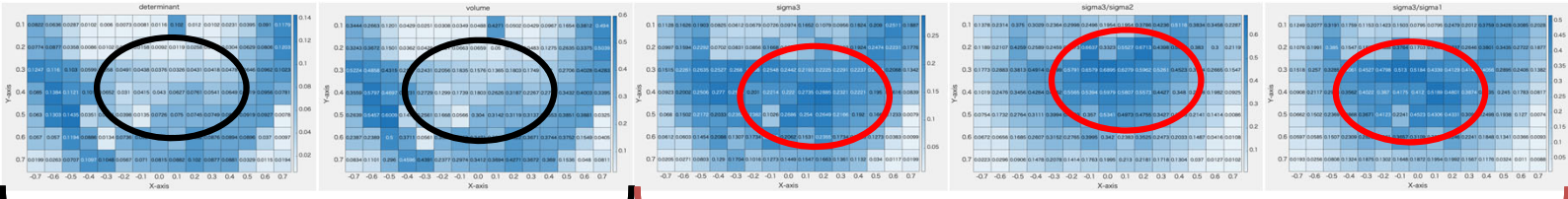
$$\Sigma=\begin{pmatrix}\sigma_1 & 0 & 0 & 0\ldots\\ 0 & \sigma_2 & 0 & 0\ldots\\ 0 & 0 & \sigma_3 & 0\ldots\end{pmatrix}$$



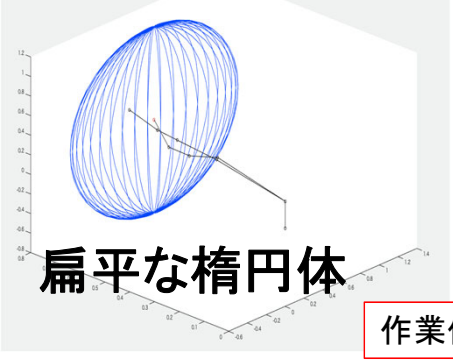
可操作性評価法

① $\sqrt{\det(JJ^{T})}$	従来手法
② $\frac{4}{3}\pi\sigma_1\sigma_2\sigma_3$	『楕円体の体積』
③ σ_3	提案手法
④ σ_3/σ_2	『楕円体の形』
⑤ σ_3/σ_1	

評価値分布



従来手法の楕円体



$\sigma_1=0.9489$
$\sigma_2=0.8703$
$\sigma_3=0.0789$

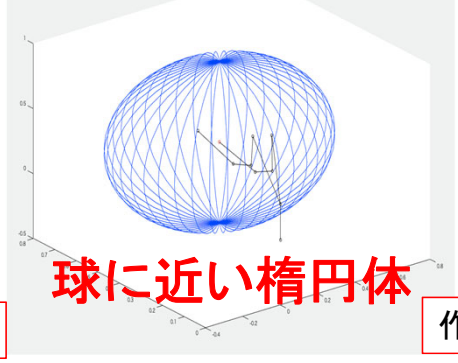
$\sigma_1=1.0618$
$\sigma_2=0.9256$
$\sigma_3=\mathbf{0.0167}$

Very small

扁平な楕円体

作業位置: (-0.4, -0.7, -0.3)

提案手法の楕円体



$\sigma_1=0.6204$
$\sigma_2=0.5292$
$\sigma_3=0.2779$

$\sigma_1=0.7275$
$\sigma_2=0.6888$
$\sigma_3=\mathbf{0.1931}$

Not small

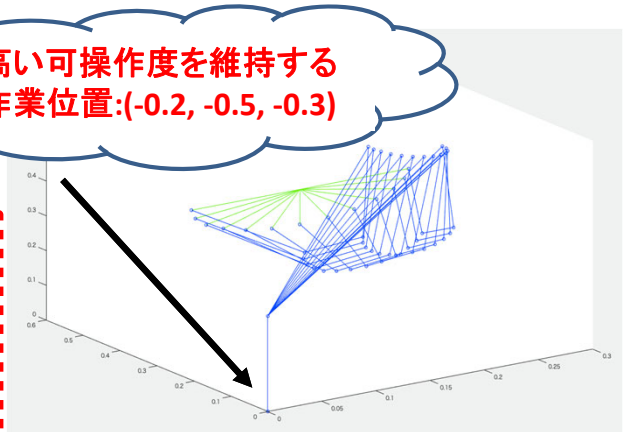
球に近い楕円体

作業位置: (0.2, 0.5, 0.3)

従来手法：大きくて扁平な楕円体
⇨手先の動くことができる範囲に制限ができてしまう
提案手法：球に近い楕円体
⇨どの方向にも手先を動くことができる

まとめ

高い可操作度を維持する
作業位置:(-0.2, -0.5, -0.3)



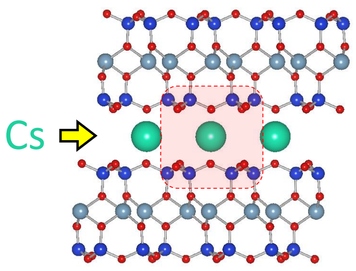
本論文ではσ_3(=可操作性楕円体の最も短い半軸)という新しい可操作度を開発した。これにより手先の速度の多様性を実現する姿勢の評価が可能になった。したがって高い可操作度を維持しながらバルブ回しを行うことができる作業位置と連続姿勢を見つけることができた。

セシウムフリー鉱化法を用いた福島の土壌除染

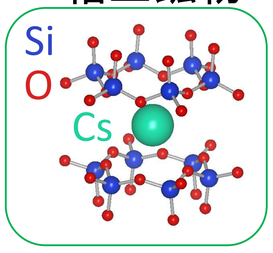
下山 巖[1]、小暮敏博[2]、奥村大河[2]、馬場祐治[1]、本田充紀[1]、岡本芳浩[1]、Bernd Grambow[1,3]
([1]日本原子力機構; [2]東大院理; [3]University of Nantes)

汚染土壌問題

2200 万 m^3
ギザの大ピラミッド
9 倍以上

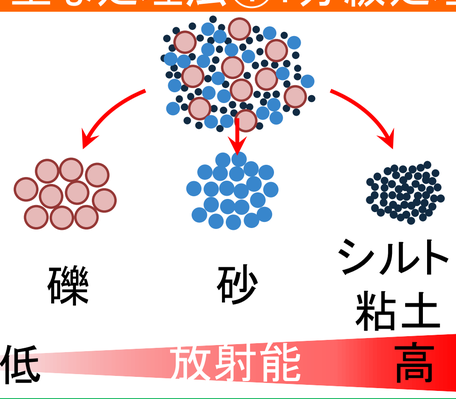


粘土鉱物



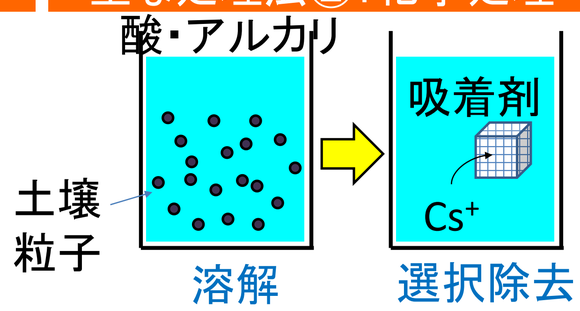
固定

主な処理法①:分級処理



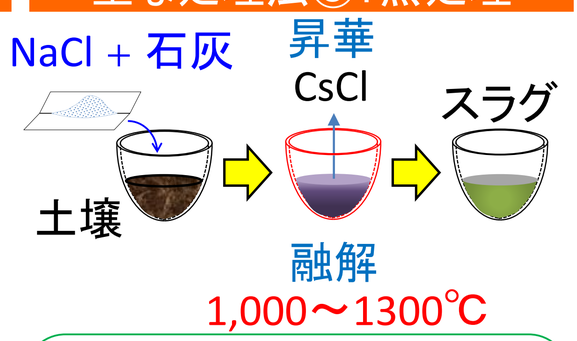
長所:比較的低コスト
欠点:土壌により除染率の差が大きい。(10〜98%)

主な処理法②:化学処理



長所:高い除染率
欠点:廃液処理や吸着剤使用により比較的高コスト。再生利用方法が未確立。

主な処理法③:熱処理

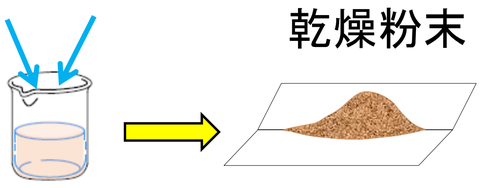


長所:高い除染率
欠点:高温により比較的コストが高い。生成物(スラグ)の再利用方法が未確立。

模擬土壌の調整

福島県小野町
風化黒雲母WB
(Cs〜5.1 wt%)

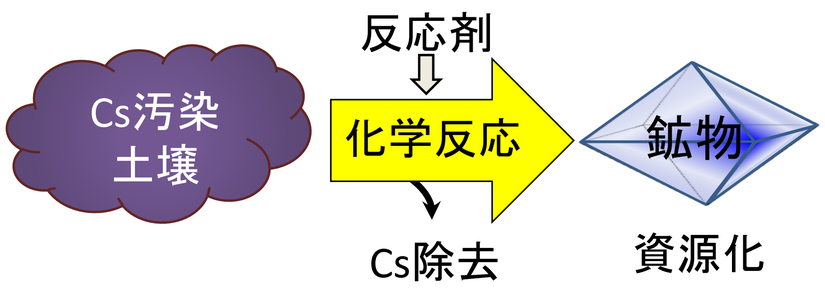
非放射性
CsCl



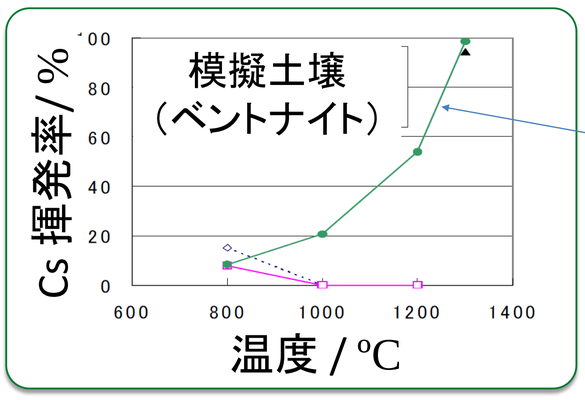
乾燥粉末

セシウムフリー鉱化法

処理温度の低減化



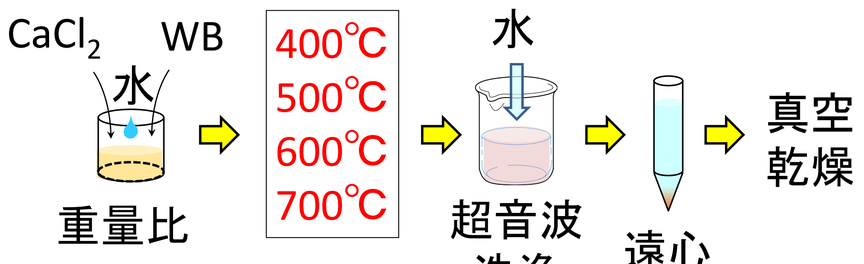
国内での試み



太平洋セメント(株)
$CaCl_2$+CaO
1,300℃で
>99%除去

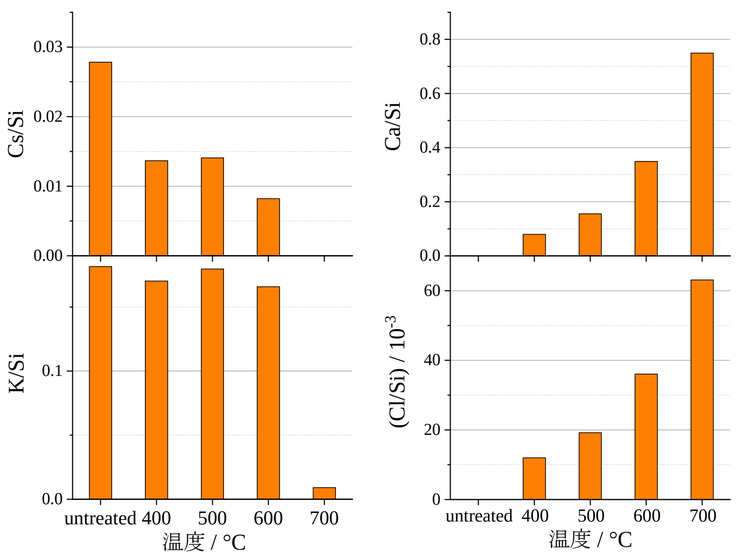
K. Honma *et al.*, 粘土科学, **52**, 12 (2014).

試料調整



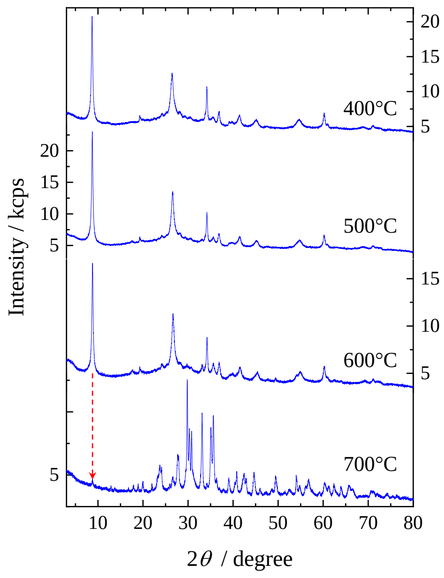
組成変化

$CaCl_2$添加

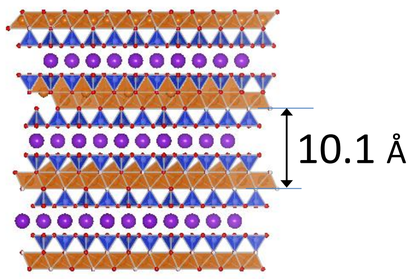


構造変化

X線回折

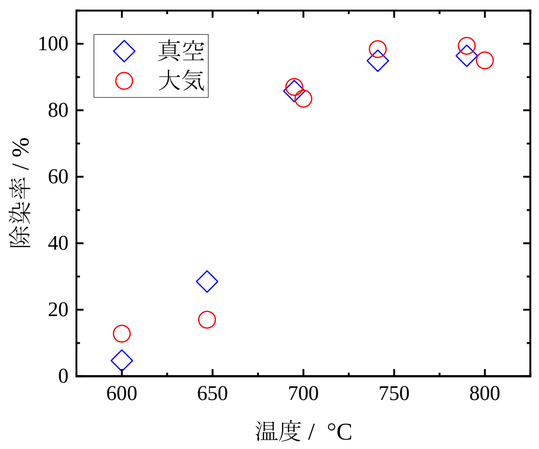


黒雲母



700℃で分解と相変態

福島汚染土壌への適用



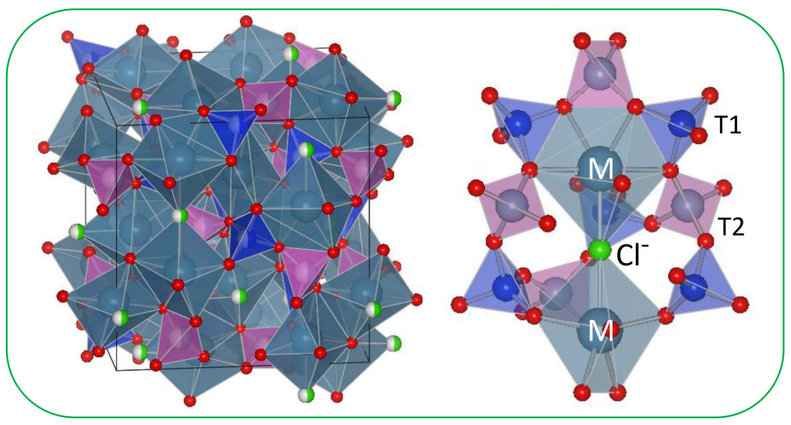
富岡町帰還困難区域で採取
(1万 Bq/kg)

$CaCl_2$添加
(重量比1:1)
2時間加熱

大気、真空どちらでも750℃以上で高い除染率(〜98%)

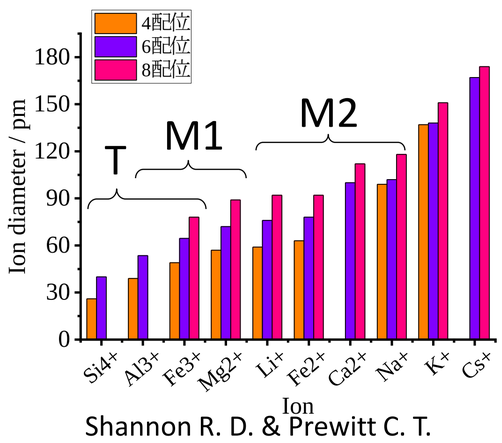
熱処理後の主な生成物

ワダライト(塩素含有鉱物)



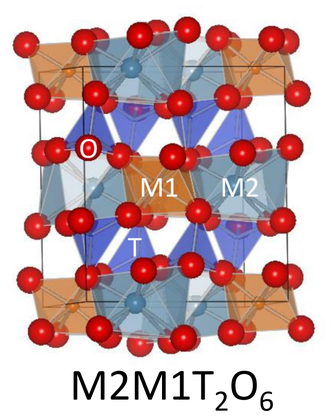
サイズの大きいK^+とCs^+を排出。

主要イオンのサイズ



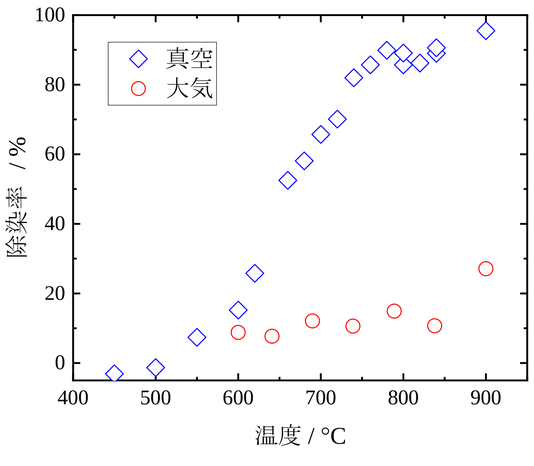
Shannon R. D. & Prewitt C. T.
Acta Cryst. B, **25**, 925–946 (1969) .

普通輝石

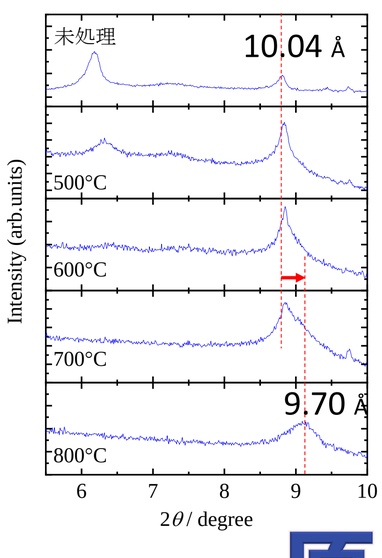


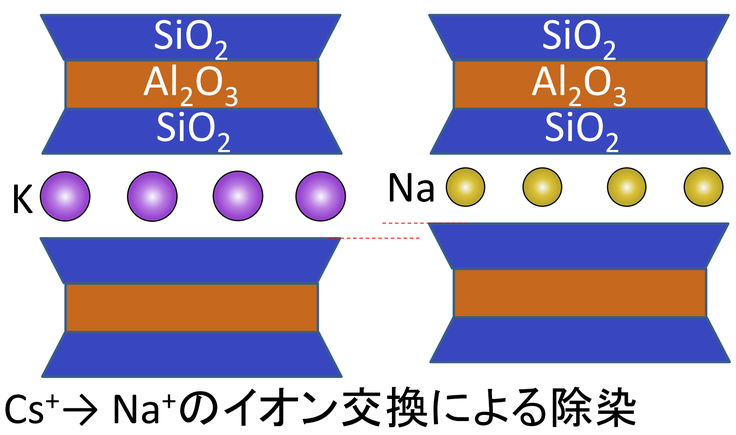
$M2M1T_2O_6$

NaCl添加の場合



NaClの場合は真空条件で高い除染率を観測
(NaCl添加　重量比1:1)





Cs^+→ Na^+のイオン交換による除染
K^+ → Na^+のイオン交換による層間距離減少

まとめ

1. セシウムフリー鉱化法により従来の熱処理よりも大幅に低温での土壌除染が可能になった。
2. 除染率とCs除去メカニズムは添加する反応剤の種類・温度以外にも大気・真空などの条件に依存する。さらなる除染効率の改善のためにそれぞれの因子の影響解明が必要である。

謝辞

本研究はJSPS科研費16H02437の助成を受けています。

原子力科学研究部門

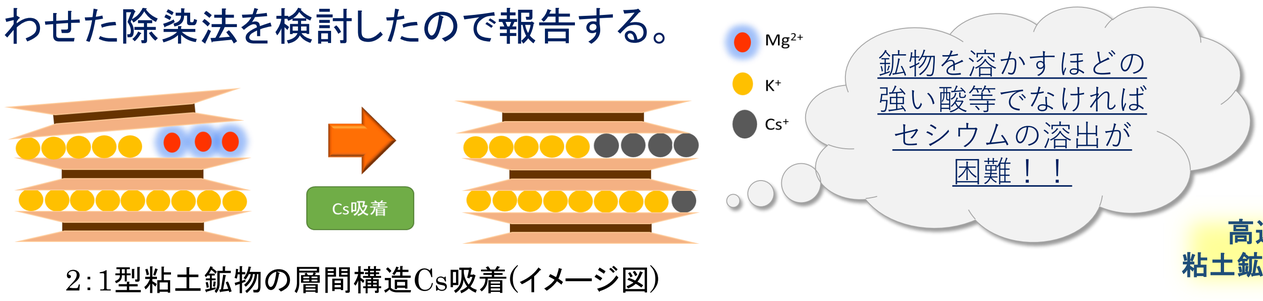
ボールミルを用いた粘土鉱物からのセシウム脱離法の研究

日本原子力研究開発機構　金田結依、横山啓一、矢板毅

◆背景・目的

福島第一原子力発電所の事故によって放射性セシウムが放出された。放射線による外部被ばくの低減や、仮置場や中間貯蔵施設の負担軽減のため、汚染土壌の減容化が望まれる。

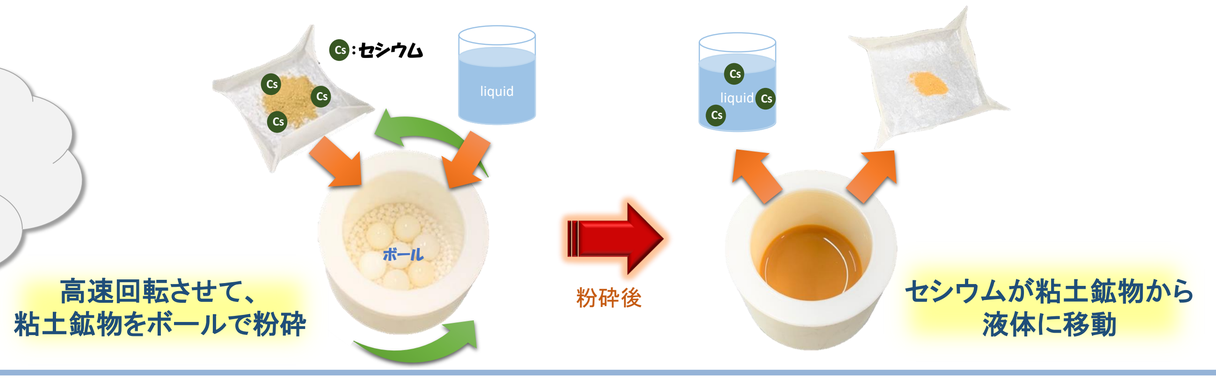
汚染土壌の主な放射性核種は、揮発性の高いCs-137(半減期30年)、Cs-134(半減期2年)によるものであり、セシウムは土壌中の2 μm以下の2:1型粘土鉱物に強く吸着されている。2:1型粘土鉱物の層間はFrayed edge sites(FES)のような特異吸着的にCs^+を強く捕捉するサイトがあり、ここに吸着したセシウムの除染が非常に困難であることが知られている。そこで本研究では、特異的吸着サイトの物理的破壊と、簡単な化学処理を組合わせた除染法を検討したので報告する。



2:1型粘土鉱物の層間構造Cs吸着(イメージ図)

試料は、福島県の土壌にも多く含まれ、放射性セシウムを強く吸着する2:1型粘土鉱物である風化過程にある黒雲母(以下風化黒雲母)を対象とし、遊星ボールミルを用いて、粘土鉱物を物理粉砕することにより、強固に存在するセシウムを脱離させることを検討した。

本研究では、分級後の処理を想定し、粘土鉱物をボールミル用いて物理粉砕することにより、従来より容易で、環境に対する負荷が少ない手法での、汚染土壌減容技術(Cs脱離)の開発を目的とした。



◆試験方法

使用2:1型粘土鉱物:
風化黒雲母(福島県小野町産)

粘土重量:溶液量
300 mg:20 mL
脱離溶液・濃度
NH_4Cl・1 mol/L

ボールミル回転速度と粉砕時間検討

ZrO_2ボール(φ2):30 g
回転速度・粉砕時間
300 rpm・400 rpm ・600 rpm
24 h ・ 72 h ・ 168 h

CsCl溶液浸漬・撹拌 → 洗浄凍結乾燥 → Cs飽和吸着粘土作製 → **ボールミル処理**(Cs飽和吸着粘土浸漬 → ボールミル粉砕) → 固液分離 → 粘土 / 溶液

粘土 → XRD・XRF測定・SEM観察

溶液 → ICP-MS測定

XRD:Rigaku RINT-2000
XRF:Rigaku ZSXPrimus Ⅱ
SEM:JEOL JSM-IT100
ICP-MS:PerkinElmer NexIon300D

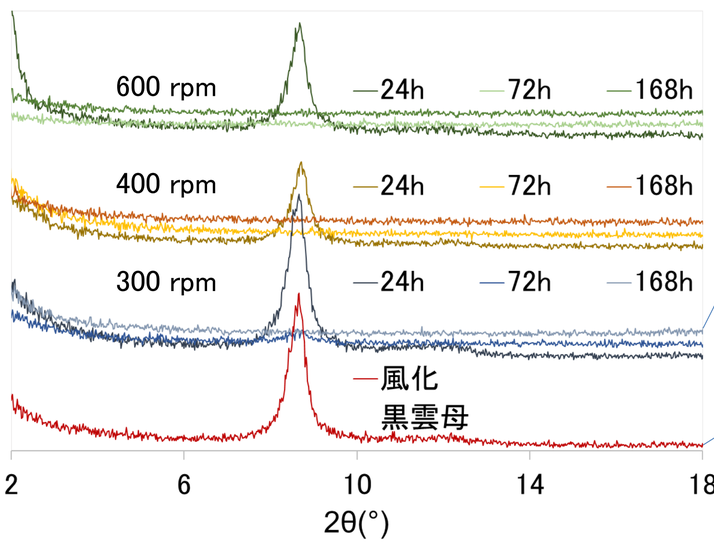
ZrO_2ボール(φ2):30 g
回転速度・粉砕時間
400 rpm・ 72 h

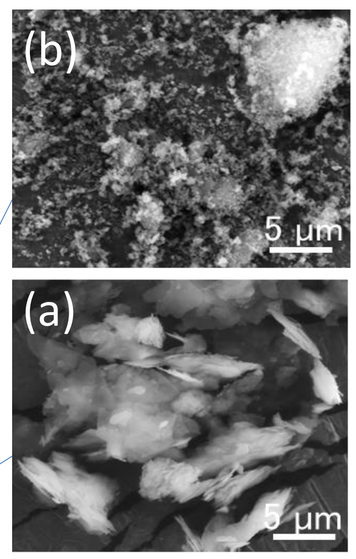
イオン種の違いによるボールミル粉砕脱離

粘土重量:溶液量 300 mg:20 mL
溶液濃度 1 mol/L
脱離溶液・イオン種
$MgCl_2$・2(H_2O), KCl, NaCl, $CaCl_2$, NH_4Cl, なし(H_2O)

◆試験結果

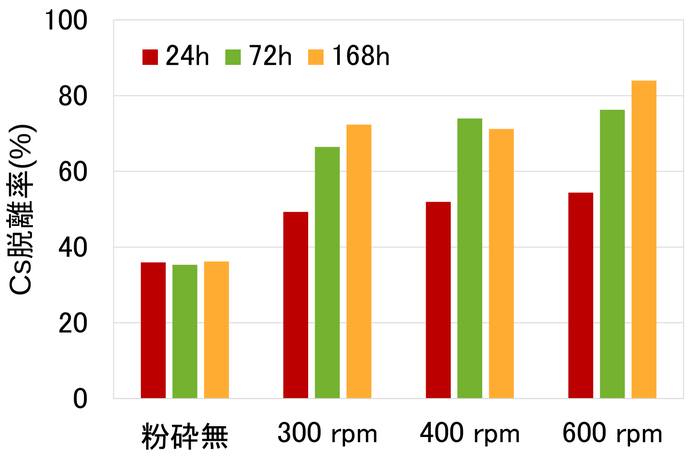
ボールミル粉砕前後のXRD測定結果





ボールミル粉砕前(a)
粉砕後(b)のSEM像

ボールミル粉砕によるCs脱離率(%)



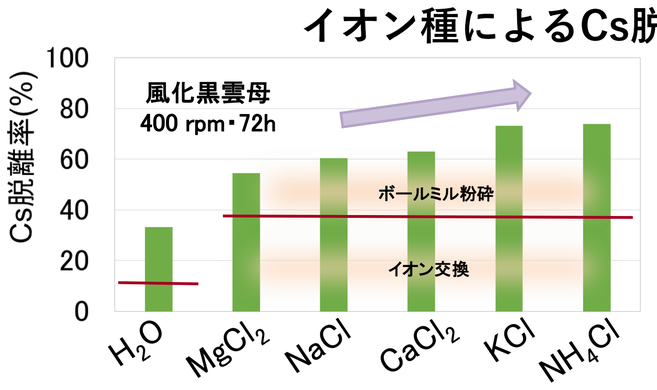
XRD

- 72時間以上の粉砕で、X線回折ピークが消失

Cs脱離率

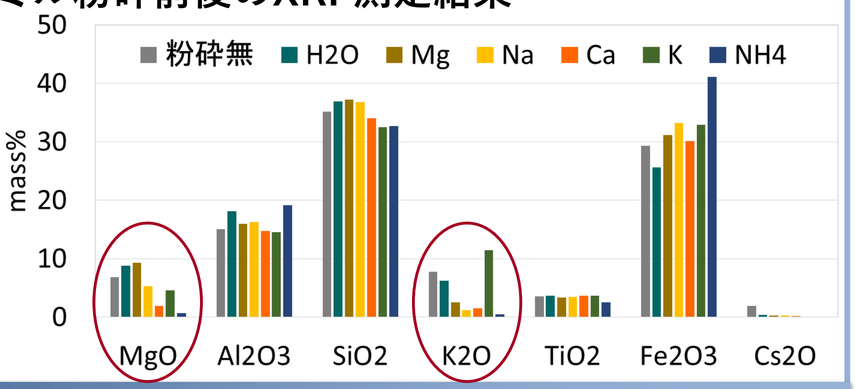
- ボールミル粉砕とイオン交換を併用することによりCs脱離率が向上
- 回転速度の違いと長時間の粉砕による、Cs脱離率の大幅な向上無

イオン種によるCs脱離率(%)の違い



イオン半径の大きい(Cs^+に近い)イオンである, NH_4^+やK^+溶液の脱離率が高い傾向

ボールミル粉砕前後のXRF測定結果



NH_4Cl溶液による粉砕では、粘土層間内のMg^{2+}、K^+と効果的に交換

◆まとめと今後の展開

- ボールミル粉砕とイオン交換を併用することで、従来より温和条件での高効率なCs脱離を確認した。
- 風化黒雲母が多く存在する福島の土壌中に対して、本手法であれば汚染土壌の減容化に有効性があると考える。

➢ 今後は、玄武岩質土壌、実土壌を用いて、ボールミル粉砕によるCs脱離法を検討する。

原子力科学研究部門

亜臨界水中の高速イオン交換による汚染土壌からの放射性セシウム回収

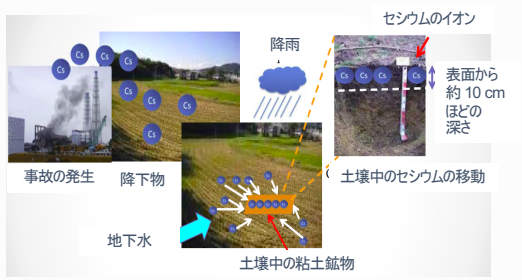
殷　祥標[1,2], 駒　義和[1], 稲葉優介[2], 竹下健二[2]

1. 日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センター
2. 東京工業大学・先導原子力研究所

1. 背景

福島原発事故による土壌汚染

- ✓ 福島第一原子力発電所事故により放射性物質が発電所内外へ放出され、周辺環境が広範に汚染された。
- ✓ 除染作業による汚染土壌などの固体廃棄物が約2,000万m^3以上発生している。

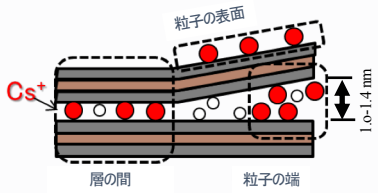


土壌の汚染する過程

土壌におけるCsの挙動

- ✓ セシウムは、土壌に含まれるバーミキュライトなどの層状粘土鉱物により強く吸着される。
- ✓ これは、鉱物粒子がミクロに層をなした構造を持っており、層の間にセシウムイオンが優先的に取り込まれ、安定な状態になることによる。
- ✓ セシウムは層の間をゆっくりと動いて、汚染は粘土鉱物粒子の全体へと広がっていく。

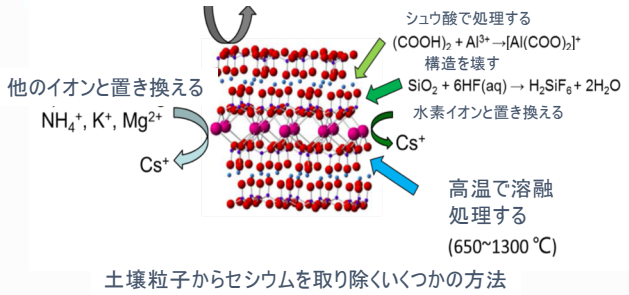
汚染土壌の管理の様子



汚染土壌の管理の様子

これまでの汚染土壌の除染と減容方法

- ✓ これまでセシウム除去には多くの手法が試みられてきたが、セシウムを取り除く速度が遅く、除染の効率は低かった。
- ✓ 汚染土壌の効率的な除染と減容化技術の開発が望まれる。



土壌粒子からセシウムを取り除くいくつかの方法

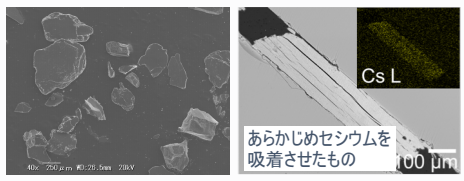
2. 研究開発のねらい

- ✓ 汚染土壌からセシウムを除去する処理・高減容化に優れた工学システムを構築する。
- ✓ マイルドな条件での水熱処理（約 200℃、約 40気圧）セシウムの除去に効果的な条件、処理の仕方を見出す。

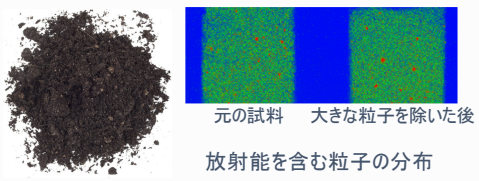
3. セシウムの除去に効果的な条件の探索

水熱処理法を用いたセシウムの溶出試験

- ✓ 汚染土壌を模擬した粘土（バーミキュライト）と富岡町で採取した土壌を用いて、水熱処理を施し、セシウムを除去できる条件を調べた。
  - 環境試料をふるい分けすると、細かな粒子に放射性セシウムが多く含まれていた。
- ✓ セシウムが除去される様子を結晶構造の分析（X線回折）により調べ、セシウムと Mg などが交換することを確かめ、分離に適した温度条件として、150 ℃以上が良いことがわかった。



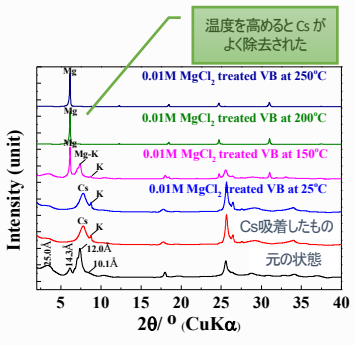
模擬粘土試料（バーミキュライト）



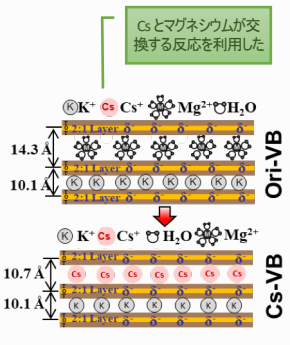
放射能を含む粒子の分布

富岡町で採取した土壌試料

水熱処理の装置



構造の変化

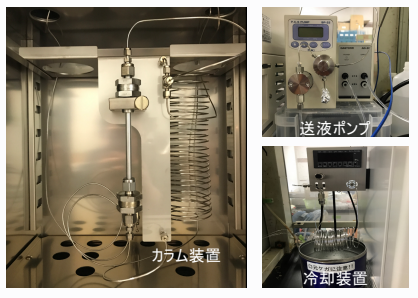


メカニズムの検討

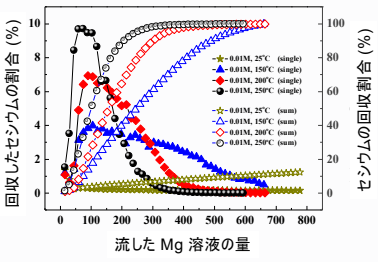
4. 工学的に効率的な方法の検討

連続的な処理を目指したカラム試験装置の試験

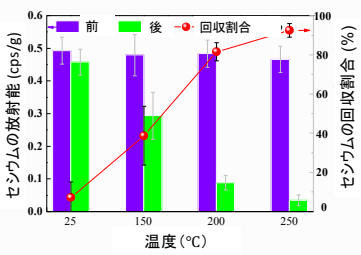
- ✓ 大量の土壌を処理するには、連続的に処理する装置が必要であり、カラム形式の装置によるセシウムの除染方法を調べた。
- ✓ 陽イオンの種類や温度を変えて効果的な条件を調べ、Mg 溶液を用いて150℃以上で処理する方法が良いことを明らかにした。



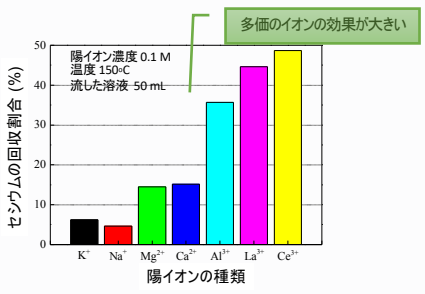
水熱カラム試験装置



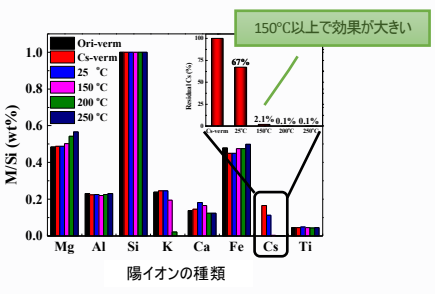
カラム処理で回収される Cs 濃度の変化



温度を変えた場合の Cs 回収の変化



陽イオンの種類を変えた場合の Cs 回収の変化



陽イオンと温度の効果の比較

5. まとめ

- ✓ セシウムで汚染した土壌を処理する方法として、水熱処理法を取り上げ、セシウムが除去されるメカニズム、セシウムを効率的に除去する条件を実験的に調べた。
- ✓ セシウムは粘土鉱物粒子の層の間に取り込まれると強く吸着されるが、これを Mg などの水溶液を用いて 200℃ 程度で処理すると、セシウムが良く除去できることを明らかにした。また、カラム操作により連続的に処理することが可能である。
- ✓ 現在、カラム操作の条件をより詳細に検討するとともに、工学的な装置の検討を東京工業大学等と協力して進めている。

JAEA，福島研究開発部門
成果報告会 Feb，27(2020)

福島県内に沈積した放射性セシウムの影響および環境評価

(日大院工[1]・日大工[2]) ○大水優希[1]，佐山涼太[2]，佐藤健二[1，2]

【緒言】-----研究背景と目的

2011年3月の福島第一原子力発電所（福島原発）事故によって大気中に放出した大量の放射性Csが福島県内外に沈積した。その沈積量（Bq/m^2）の地域的な分布は既に報告されている（**図１**）。そして，広範囲に沈積した放射性Csの^{134}Cs/^{137}Cs放射能比が，原子炉1号機と2，3号機とではわずかに異なることや原子炉2号機から放出した放射性Cs量が，原子炉1，3号機の約20倍であることも報告されている（**表１，２**）。本研究では，原子炉ごとに異なる^{134}Cs/^{137}Cs放射能比と放出量の相違を踏まえ，福島県内に沈積した放射性Csがどの原子炉（1号機 または2,3号機）由来のものか，また，放射性Csがどのようなルートで拡散・沈積したのかについて推定した。同時に，ため池の底質土壌など放射性Cs濃度の経年変化を踏まえ，放射性Cs濃度の高いため池の浚渫や河川沿岸土壌の除染が必要であることを報告する。

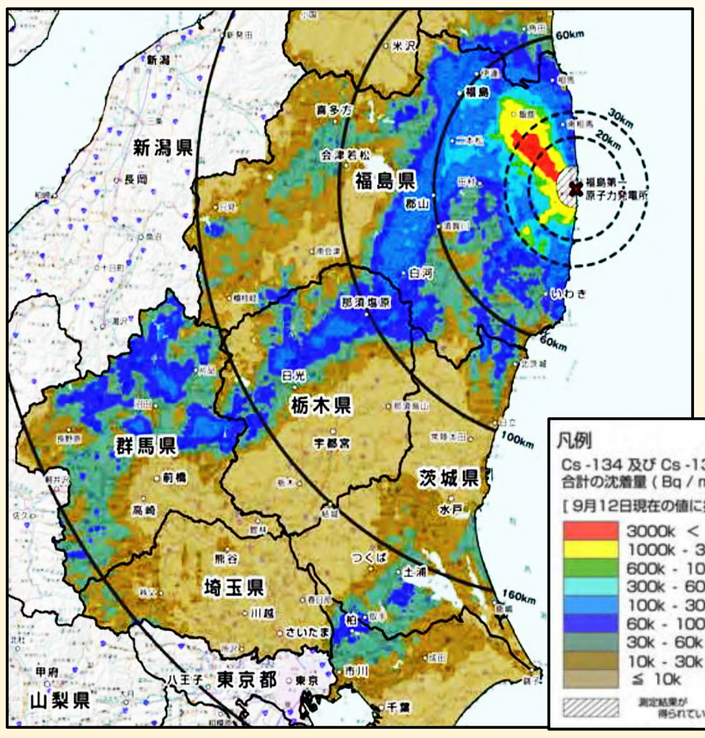


図 1　福島県近隣県における放射性Cs沈積量の分布※)

※) 文部科学省HP：「航空機モニタリングの測定結果について」(平成23年11月25日)より抜粋

【実験】

本実験で使用した放射性Cs濃度の測定データの内，ため池の底質土壌(8,023検体)については福島県庁HP，そして，河川沿岸土壌および湖沼の底質土壌(10,378検体)については環境省HPに公開されている測定データを用いた。測定値は，いずれもGe半導体検出器で測定されたものである。

表 1　原子炉(1,2,3号機)別の^{134}Cs/^{137}Cs放射能比

	無人ヘリコプター			シミュレーション				東電の地下滞留水，溜まり水	
	M.Chino[1)]	Y.Nishizawa[2)]	佐藤[3)]	K.Nishihara[4)]	JENDL-4.0[5)]	ENDF/B-VII.1[5)]	JEFF-3.1.1[5)]	小森[6)]	小豆川[7)]
	JAEA			JAEA	北大			東大	
Unit No.1	＜1.00	0.94	0.94	0.94	1.00	0.95	0.97	0.91(0.89~0.93)	0.90(0.90)
Unit No.2	1.09	1.04-1.09	1.08	1.08	1.15	1.09	1.11	1.00(0.96~1.05)	1.04(1.04)
Unit No.3	1.04		1.05	1.05	1.11	1.06	1.08	1.01(0.97~1.04)	1.00(0.99)

1) M.Chino, et al., Scientific Reports, 6, 31376(2016).
2) K.Nihizawa, et al., Japan Atomic Energy Agency, JAEA DATE/Code 2012-018 (2012).
3) 佐藤義史，他，『無人ヘリモニタリング-東京電力福島第一原子力発電所から5km圏内における放射線分布』JAEA(福島環境安全センター)「研究成果報告会」より（Nov.9-10， 2015）.
4) K.Nishihara, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 53(4),468-474 (2016).
5) 千葉 豪，『福島第一原発構内における土壌中の放射能測定データを用いた検討』，「roko.eng.hokudai.ac.jp/studentadm/chiba_data/.../radrat.pdf」より抜粋.
6) 小森昌史, 他, BUNSEKI KAGAKU, 62(6),475-483(2013).
7) 小豆川 勝美，掘 まゆみ，『福島第一原子力発電所事故後の大熊町夫沢地区の自噴井戸・湧き水における放射性セシウムの経過年数』(J.Hot Spring Sci), 66, 179-187 (2016).
8) 経済産業省HP：（News Release ）「放射性物質放出量データの一部誤りについて」（平成23年10月20日）.

表 2　放射性Csの放出量の試算値(Bq) 8)

	1号機	2号機	3号機
Cs-134	7.1×10^{14}	1.6×10^{16}	8.2×10^{14}
Cs-137	5.9×10^{14}	1.4×10^{16}	7.1×10^{14}

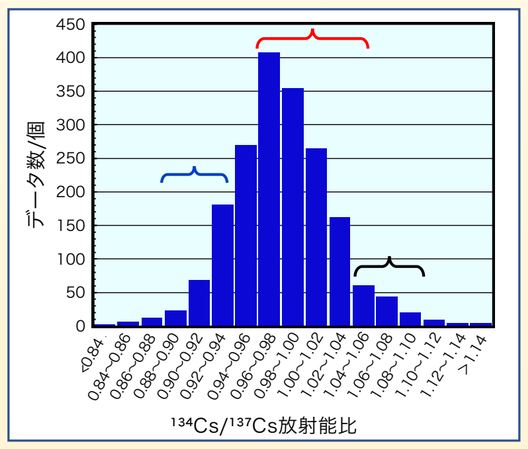


図 2　県中地域のため池底質土壌の^{134}Cs/^{137}Cs放射能比別ヒストグラム

【結果と考察（Ⅰ）】-----放射性Csの沈積状況および拡散ルート

（1）福島原発から北西部方向および県中

図３は，福島原発から北西部方向地域（図中Ⓐ とⒷ）において，2，3号機由来（■色）と思われる放射性Csの濃度が1号機由来（■色）に比べ非常に高くなっている。この結果から地図上の■色と■色の地域では，　2，3号機由来の放射性Csが沈積したものと考えた。また，図中Ⓒ，Ⓓ，そしてⒺへ，2，3号機由来（■色）の放射性Cs濃度が順に低くなっている。この結果から県北から県南へ放射性Csが拡散し沈着したものと推察された。以上をまとめたものが**図４**であり，さらに，県南から栃木県，群馬県へのかけて放射性Cs濃度の低減傾向を示している（**図５**）。

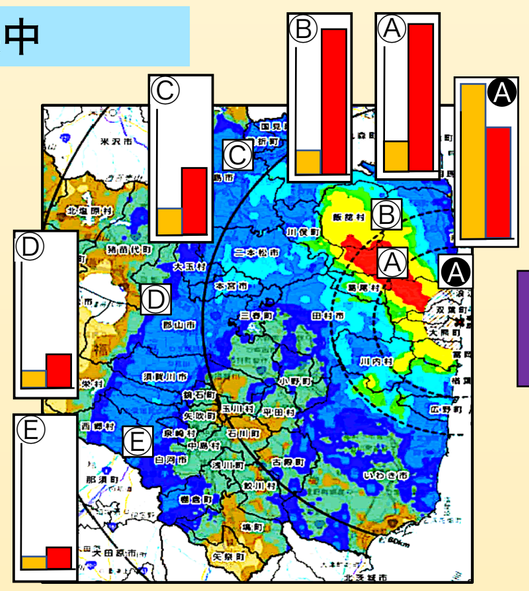


図３　福島県内の各地域のため池底質土壌の放射性Cs濃度

■：原子炉１号機由来　■：原子炉２，３号機由来

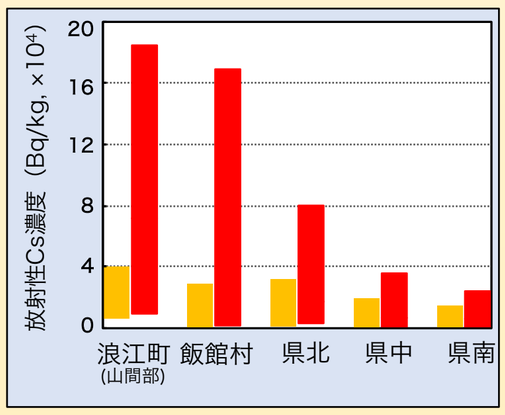


図４　福島原発から北西方向および県中地域のため池底質土壌の放射性Cs濃度の変化

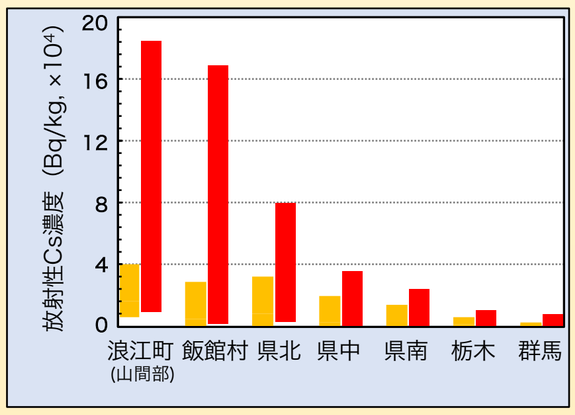


図５　図４に加え栃木県，群馬県のため池底質土壌の放射性Cs濃度の変化

（2）福島原発より北部および南部方向

図６および**図７**は，それぞれ福島原発より北部方向，南部方向地域に沈積した放射性Cs濃度の変化を示している。先ず，北部方向の浪江町沿岸部では，原子炉2，3号機に比べ1号機由来と考えられる放射性Cs濃度が高く，1号機由来（■色）の放射性Cs濃度が相馬市以北で急激に低くなっている（**図６**）。一方，福島原発から南部方向では，富岡町で原子炉2，3号機由来（■色）の放射性Cs濃度が非常に高く，楢葉町，広野町，いわき市では，1号機比べ原子炉2，3号機由来と考えられる放射性Cs濃度が高い傾向にあることが示された（**図７**）。

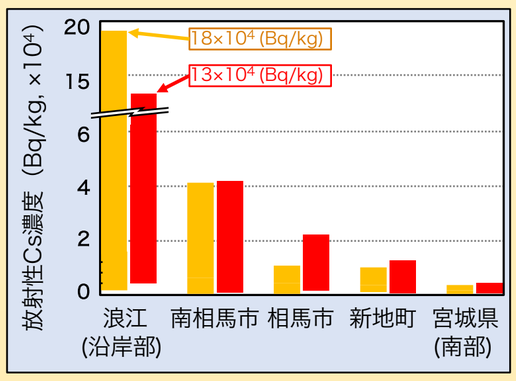


図６　福島原発から北方向地域のため池底質土壌の放射性Cs濃度の変化

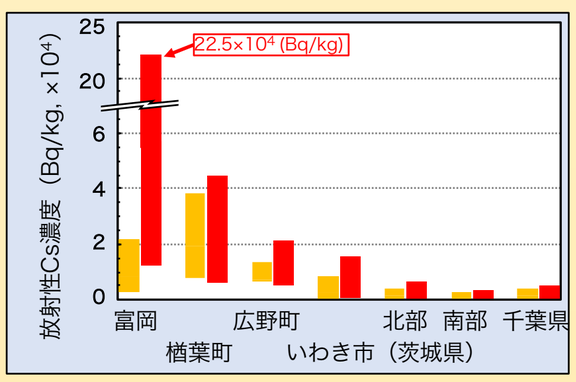


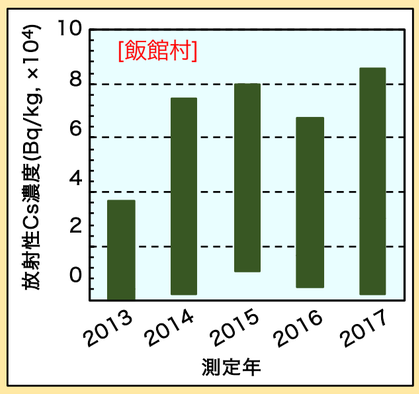
図７　福島原発から南方向地域のため池底質土壌の放射性Cs濃度の変化

【結果と考察（Ⅱ）】-----福島県内の放射性Cs濃度の経年変化と環境回復

（1）郡山市と飯館村のため池

図８は，ため池底質土壌の放射性Cs濃度の経年変化を示している。その結果，飯館村においてはやや増加傾向にあり，郡山市では，ほぼ横ばいで物理的半減期を考慮した低減傾向よりも小さい。これは大雨などによって周辺土壌がため池へ放射性Csが流入している可能性のあることが考えられる。

一方，**表３**には，2011年以降，福島県に影響をもたらした台風など自然災害を示した。周辺土壌がため池への流入と同時に，水深の浅いため池では底質土壌の流出によって周辺の田畑や住宅地へ流出する可能性がある。そのため，今後，放射性Csによる２次被害や環境回復のためには，ため池低質土壌の浚渫が必要であると考える。



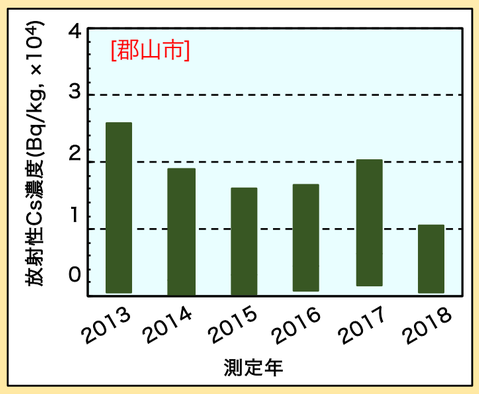
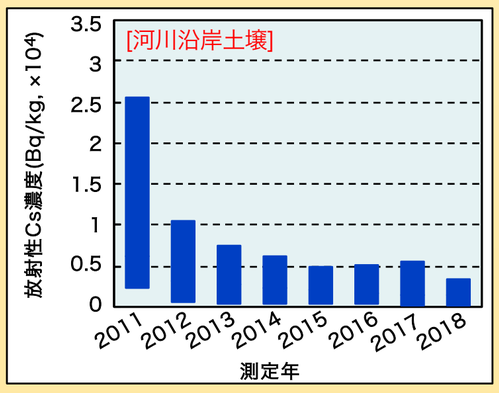


図 8　ため池に沈積した放射性Cs濃度の経年変化

表３　2011年からの台風などによる自然災害

年 月	気象事例と被害状況
2011．7	各地で堤防の決壊や河川の氾濫による住家の浸水・農地の冠水が発生。（新潟・福島豪雨）
2015．9	いわき市，福島市，川内村など記録的な大雨。（台風18号）
2017.10	住宅の損壊や床上浸水，床下浸水などの被害が発生。（台風21号）
2019.10	台風による大雨や暴風による人的被害，阿武隈川などの破堤による住宅の床上・床下浸水など甚大な被害。（台風19号）

（2）郡山市の河川沿岸と湖沼



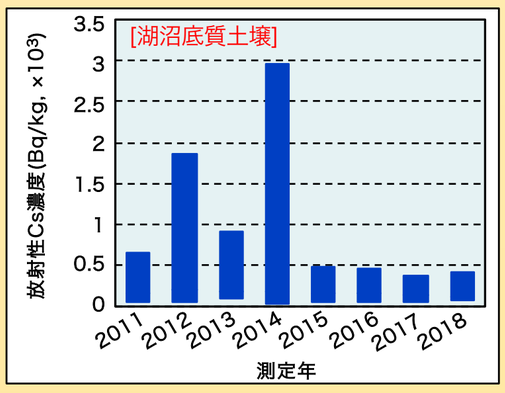


図 9　郡山市内の河川沿岸および湖沼底質土壌の放射性Cs濃度の経年変化

図９は，郡山市内の河川沿岸土壌および湖沼底質土壌中の放射性Cs濃度の経年変化を示した。河川沿岸土壌の放射性Cs濃度は，湖沼よりも10倍高い。河川沿岸土壌の2011年から2012年へ大きく低減しているが，これは**表３**に示した2011年7月の豪雨によるものと考える。また，湖沼底質土壌において，2012年と2014年が高い数値を示しているのは，周辺土壌の流入によるものと考える。河川沿岸地域の水害では放射性Csによる２次汚染を考慮した環境対策が必要である。

LIDARを用いた環境モニタリング技術の開発

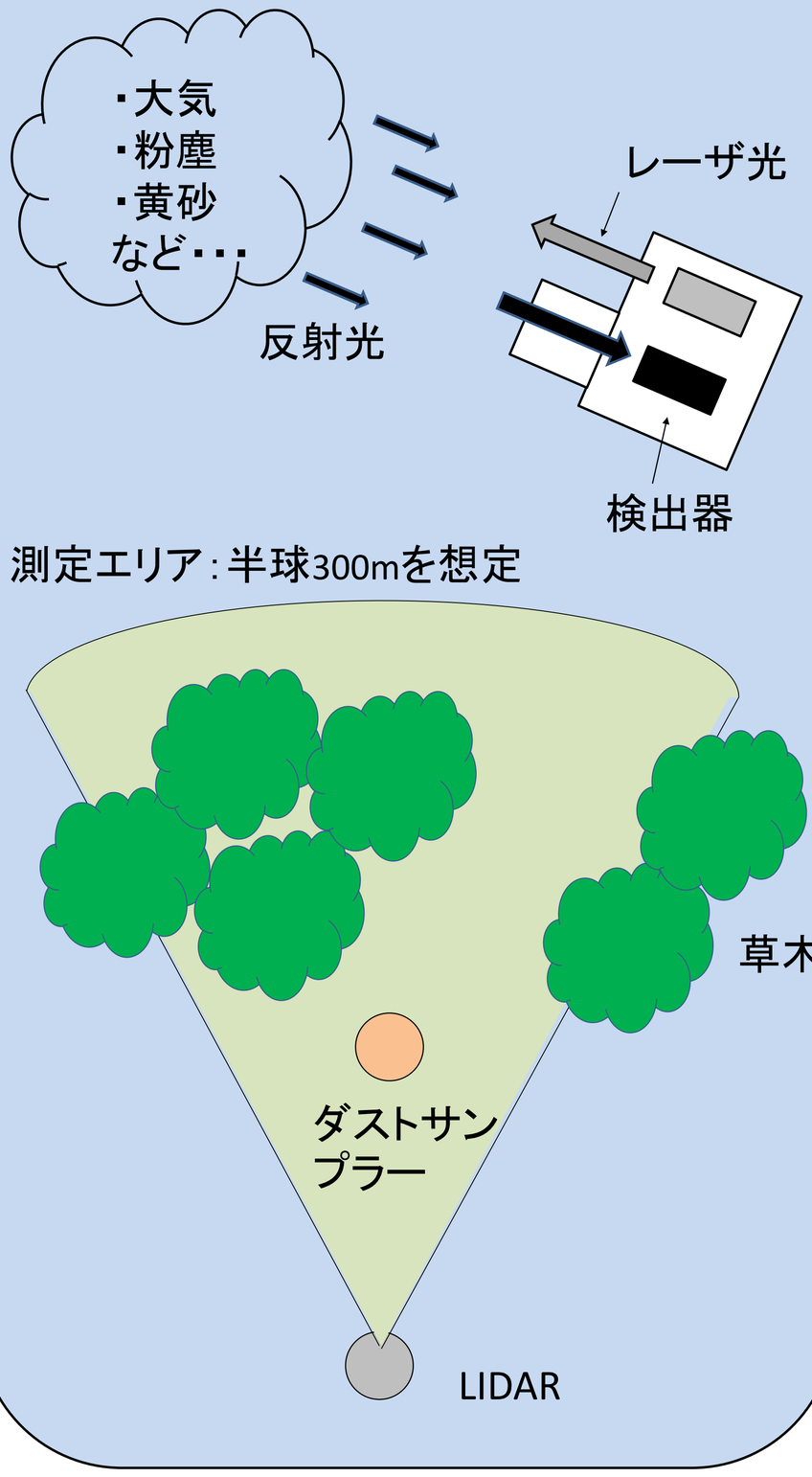
福島環境安全センター　放射線計測技術グループ
御園生敏治　藤原健壮　北村哲浩

1．目的

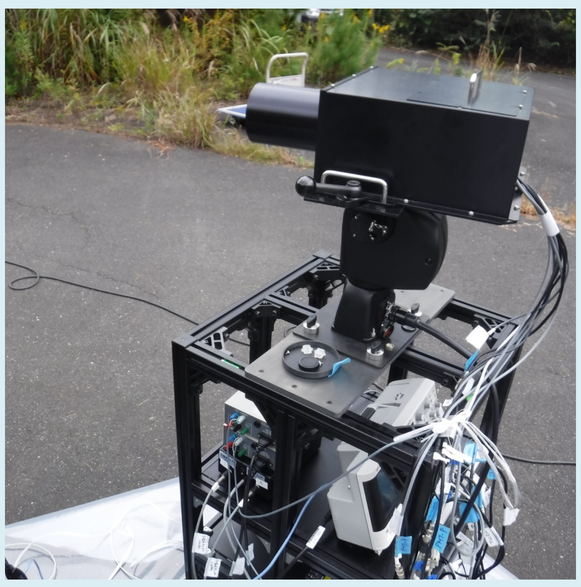
福島第一原子力発電所の事故により広く放射性物質が飛散した。除染した区域の周囲に未除染区域がある場合、未除染区域から除染区域に向かって飛散する放射性核種を含んだ大気浮遊物質の飛散状況を把握することは、除染区域の安全性を示すうえで重要である。従来、大気浮遊物質の観測にはダストサンプラーが使用されてきたが、1台で広い空間を測定することは難しく、多くの台数が必要となると、コストが増大する。そこで、広い範囲の大気浮遊物を測定できるシステムとして、LIDARとダストサンプラーを併用する手法を開発した。

2．LIDAR(ライダー)とは

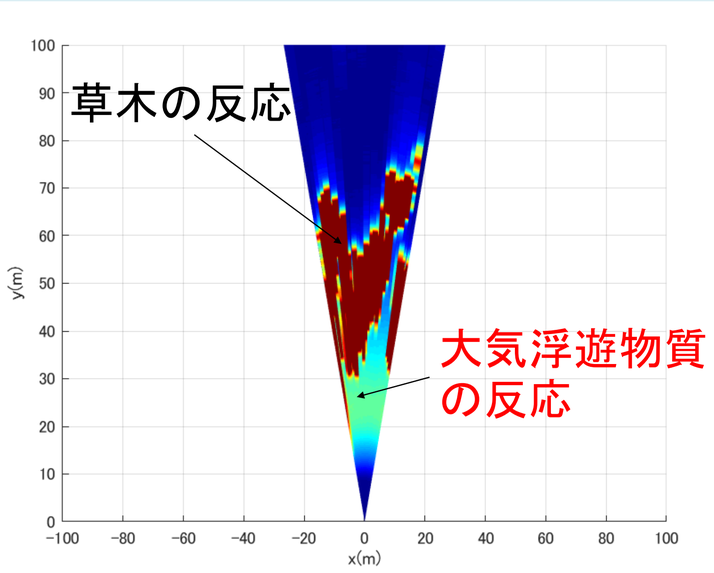
LIDARとは、LIght Detection And Rangingの略で「レーザ観測システム」と呼んでいる装置であり、測定エリア内の浮遊物質の分布(散乱の状態)の変化をリアルタイムで測定できる。



3．測定イメージ及び測定例



LIDAR
(LIght Detection And Ranging)



観測値

ダストサンプラー

気象観測装置

ダストサンプラー、気象観測装置の結果とLIDARの観測値から大気中の放射性Csを推定

関係式を算出

放射性物質の飛散のモニタリング及び推定に適用

4．今後の展開

- 様々な場の状況で測定を行い、LIDARの観測値と、ダストサンプラーの結果による関係式を求め、放射性Csの分布を可視化する
- 空間線量の時間変化を計測し、LIDARの観測値と比較することで、土砂の飛散(再浮遊もしくは飛散)の度合いを推定する

5．謝辞

本研究は、国立大学法人千葉大学との共同研究であり、全般的にご指導・ご助言を頂いた
福島研究開発部門

空から放射線量の分布を迅速・広範囲・面的に測る

- 福島第一原子力発電所事故により周辺環境に放出された放射性物質による放射線量を調査しています
- 事故後に培ってきた経験と技術を原子力防災に活かすための技術開発等も行っています

有人ヘリコプターによる放射線モニタリングの全体的な流れ

データ取得

測定エリアを飛行し、ガンマ線の計数率を取得します

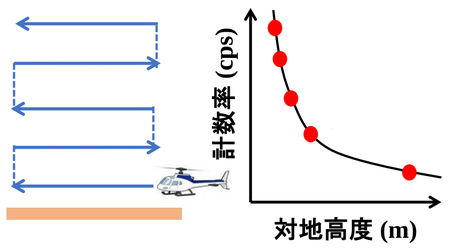
搭載計測システムの概観
大型NaI(Tl)検出器(2”×4”×16”)
・バッテリーにより5時間駆動
・1秒ごとに放射線計数率を取得
・GPSにより位置情報を取得

換算パラメータ取得

上空で取得した計数率データを地上1m高さにおける空間線量率に換算するためのパラメータを取得します

テスト・ラインフライト

ガンマ線の高さによる減弱を補正するための係数を取得



対地高度を変化させて飛行

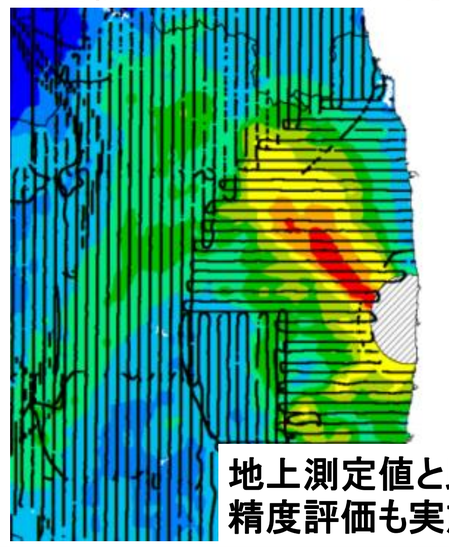
テスト・ポイントフライト

地上1 m高さの空間線量率に換算するための係数を取得

空間線量率の地上測定

空間線量率マッピング

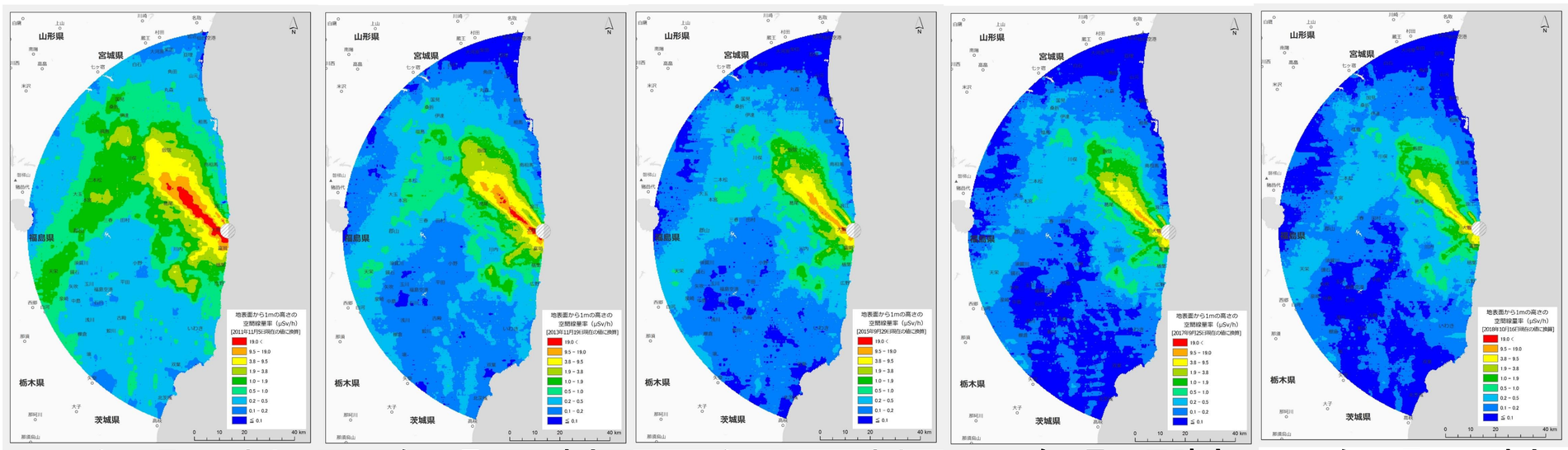
地理情報ソフトウェア等を用いて、空間線量率をマッピングします



地上測定値と比較し、精度評価も実施

福島第一原子力発電所周辺の測定

2011年の福島第一原子力発電所事故以降、発電所周辺におけるガンマ線による空間線量率の経時変化を評価しています



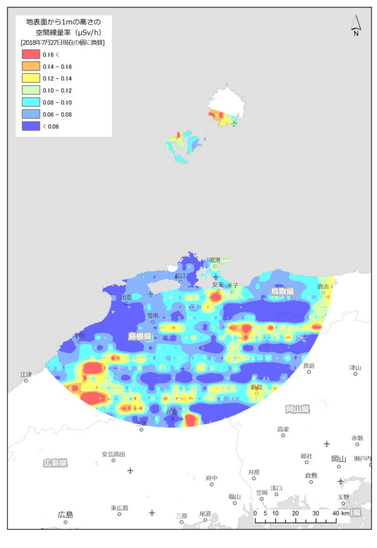
2011年11月5日時点　2013年11月19日時点　2015年9月29日時点　2017年9月25日時点　2018年10月16日時点

地上1m高さにおける空間線量率(μSv/h)
19.0 <
9.5 – 19.0
3.8 – 9.5
1.9 – 3.8
1.0 – 1.9
0.5 – 1.0
0.2 – 0.5
0.1 – 0.2
≦ 0.1

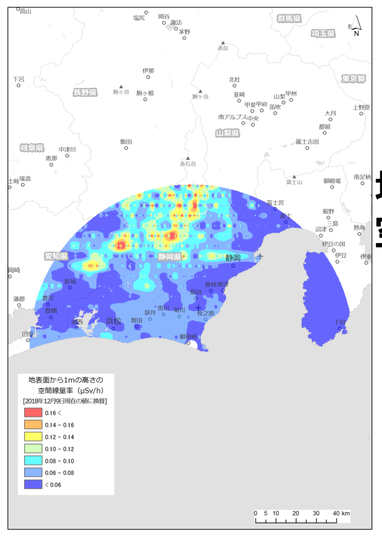
原子力防災への適用に向けた取組み

自然放射線量のデータ整備

原子力発電所事故による影響の迅速かつ正確な評価に役立てるため、全国の原子力発電所周辺でモニタリングを行ない、自然放射線量のデータを取得・整備しています



島根原子力発電所周辺
2018年7月測定

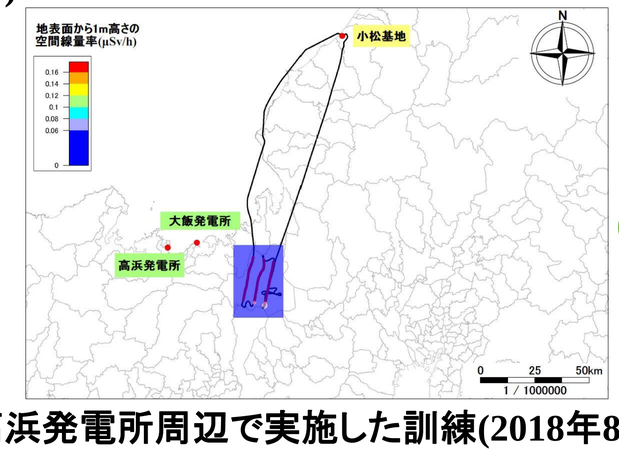


浜岡原子力発電所周辺
2018年12月測定

地上1m高さにおける空間線量率(μSv/h)
0.16 <
0.14 – 0.16
0.12 – 0.14
0.10 – 0.12
0.08 – 0.10
0.06 – 0.08
< 0.06

原子力緊急時対応の実効性向上

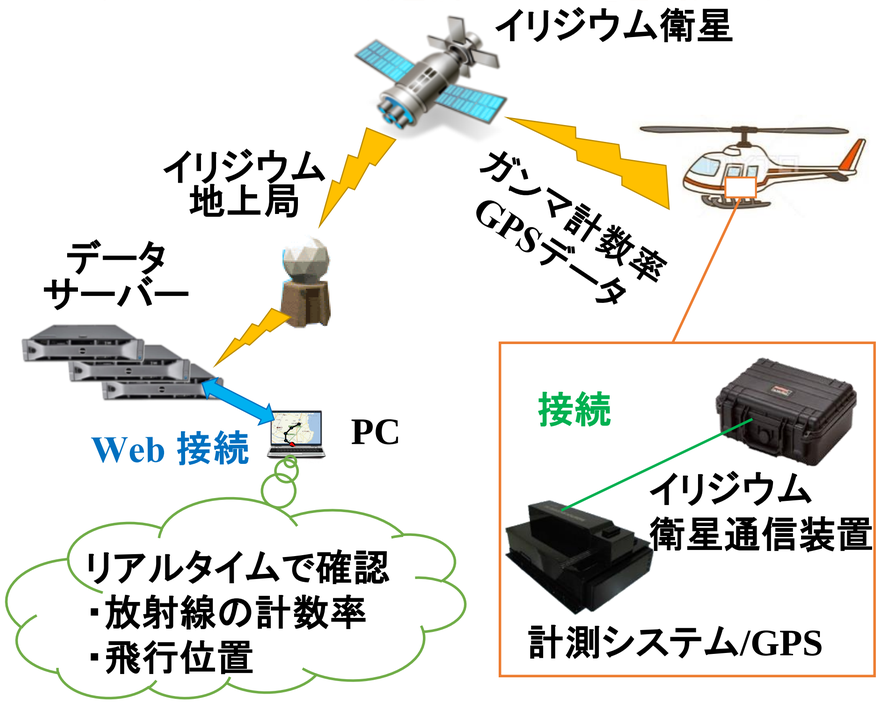
原子力規制庁・防衛省との協力の下、原子力防災訓練においてモニタリングを実施しています



大飯・高浜発電所周辺で実施した訓練(2018年8月)

モニタリングデータの迅速な共有

「リアルタイムデータ通信システム」を構築しました



安全研究・防災支援部門

福島県内における7年間の個人線量測定の結果と外部被ばく線量評価モデルの開発

安全研究センター　放射線安全・防災研究グループ
高原省五、飯島正史、渡邊正敏

1. 背景・目的

- 「今後の避難解除、復興に向けた放射線防護に関する基本的な考え方について（原子力安全委員会, 平成23年7月」
  - 防護措置の最適化のための参考レベルは、、（略）、、長期的には年間1mSv を目標とする
- 「帰還に向けた安全・安心対策に関する基本的考え方（規制委員会、平成25年11月)」
  - 長期目標として、帰還後に個人が受ける追加被ばく線量を年間1ミリシーベルト以下になるように目指す
  - 帰還後の住民の被ばく線量評価は、個人線量を用いることが基本

【個人線量測定の目的】

- 住民の個人線量を測定し、記録として残すこと。
- 個人線量を住民や自治体に伝え、個々の安心や地域の意思決定に資する情報を提供すること。
- 住民の被ばく線量評価モデルを開発して、被ばくの管理や住民帰還に向けた取組みを支援すること。

3. できたこと、わかったこと、今後

- 個人線量、実測をもとに、住民、自治体及び国へ情報を提供
  - 測定の結果は毎月協力者本人に郵送して報告。
  - 特定復興再生拠点の開放の際に当局へ情報提供する等、住民帰還に向けた取り組みに貢献。
- 我が国の生活行動や居住環境に加え、福島事故後の除染による影響を考慮して、住民の外部被ばく線量を評価するモデルを開発
- 開発したモデルを用いて遡及的及び予測的評価を行い、(i)国連科学委員会の遡及的評価の結果は過小評価である可能性を指摘し、(ii)現状の福島市において外部被ばく線量で1ミリシーベルトを超える人がいる可能性は非常に低いことを明らかにした。

【今後の展開】

- 事故後に住民が受けた被ばく線量の遡及的評価や、将来にわたる線量の予測的評価を行い、事故の影響解明に関する国内外での取り組みに貢献することを目指す。
- 住民の被ばく線量評価モデルを活用して、原子力災害時の緊急時対応計画の策定に資する情報を提供することを目指す。

2. 個人線量測定と線量評価モデルの開発

調査の概要

- 福島県内の複数自治体で3つの項目を調査
- 2012年2月から2019年3月までの約7年間実施
- 職業は、屋内作業者、屋外作業者及び自宅滞在者の3種類

個人線量（Sv）

空間線量率（μSv/h）

自宅訪問して現地で実測（毎年10月）

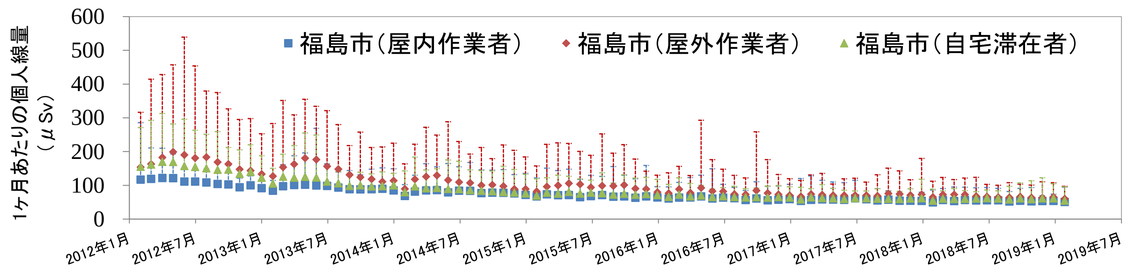
生活時間（h）

カレンダー形式で毎日記録（毎月、郵送配布・郵送回収）

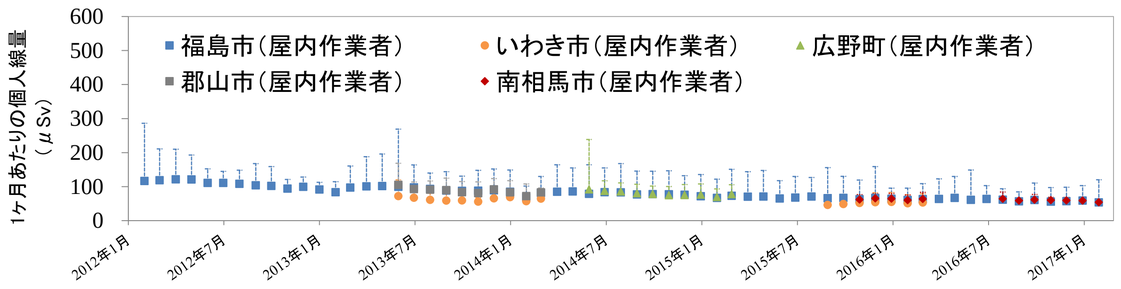
年度	内訳
2012年度	福島市　238 名
2013年度	福島市　128 名　郡山市 30名 いわき市　30 名
2014年度	福島市　139 名　広野町 48名
2015年度	福島市　120 名
2016年度	福島市　107 名　南相馬 22名 いわき市　46 名
2017年度	福島市　75 名
2018年度	福島市　58 名

調査の結果

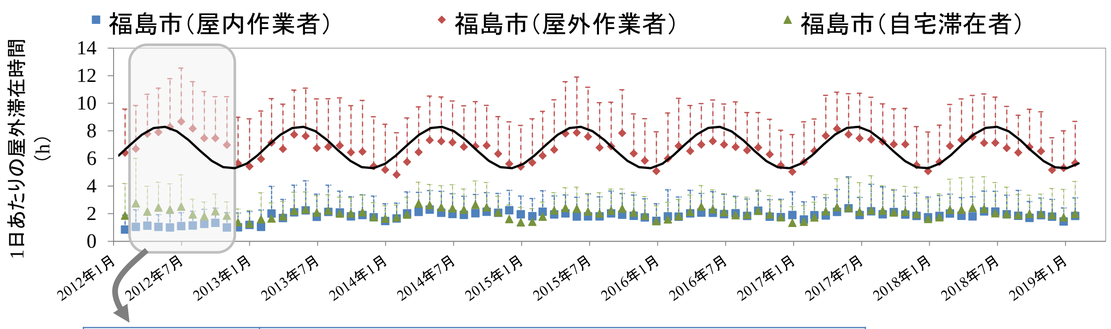
■ 職業別の比較（福島市）



■ 自治体間での比較（屋内作業者）



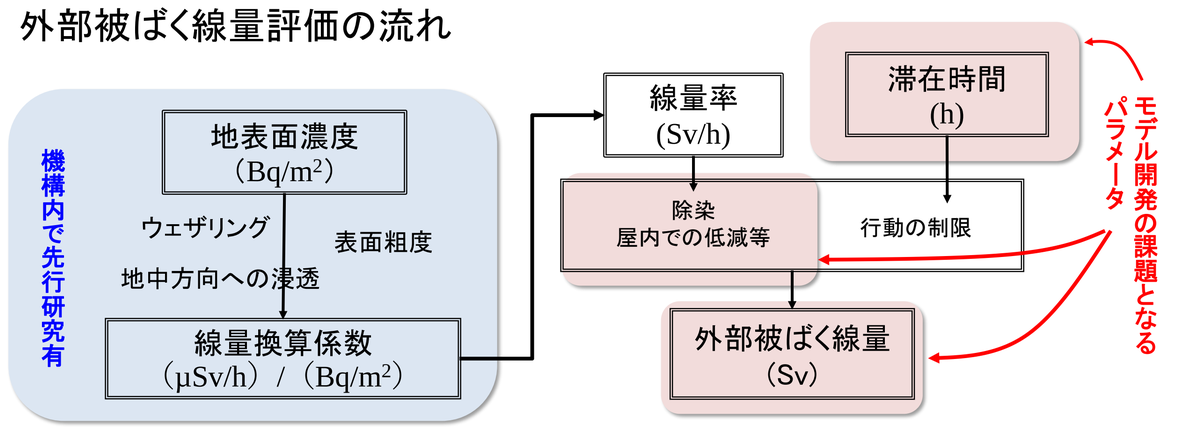
■ 生活行動との比較（屋内作業者）



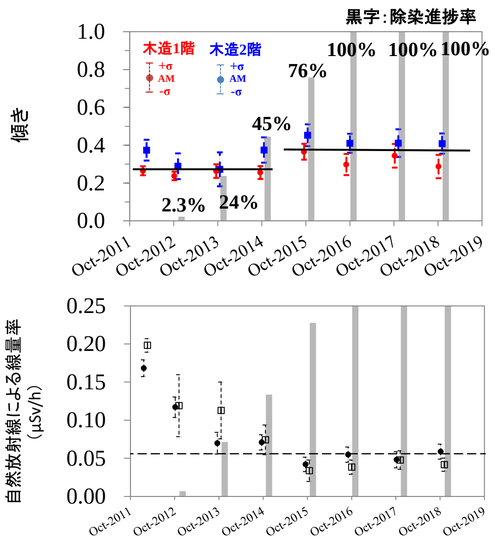
職業グループ	一日当たりの滞在時間 (h)		
	木造屋内	コンクリート屋内, t_c	屋外, t_o
屋内作業者	$24 - t_c - t_o$	Lognormal GM = 6.1, GSD = 1.1	Lognormal GM = 0.3,GSD = 2.5
屋外作業者	$24 - t_c - t_o$	Lognormal GM = 0.6, GSD = 2.7	Normal AM = 7.3, SD = 2.7

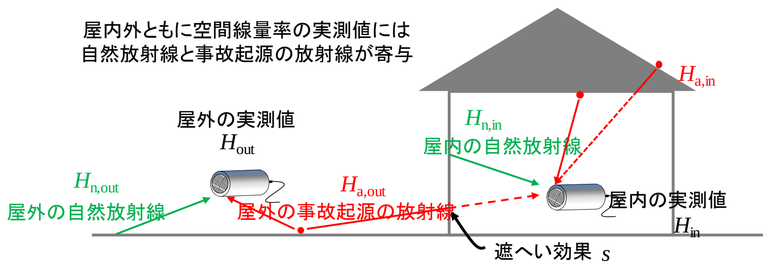
線量評価モデルの開発

■ 外部被ばく線量評価の流れ



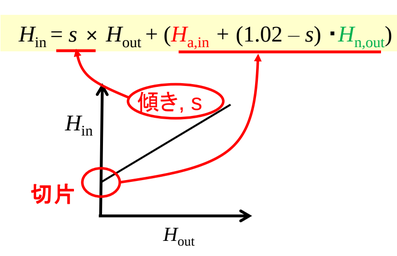
■ 家屋内での被ばく低減係数と除染の関係



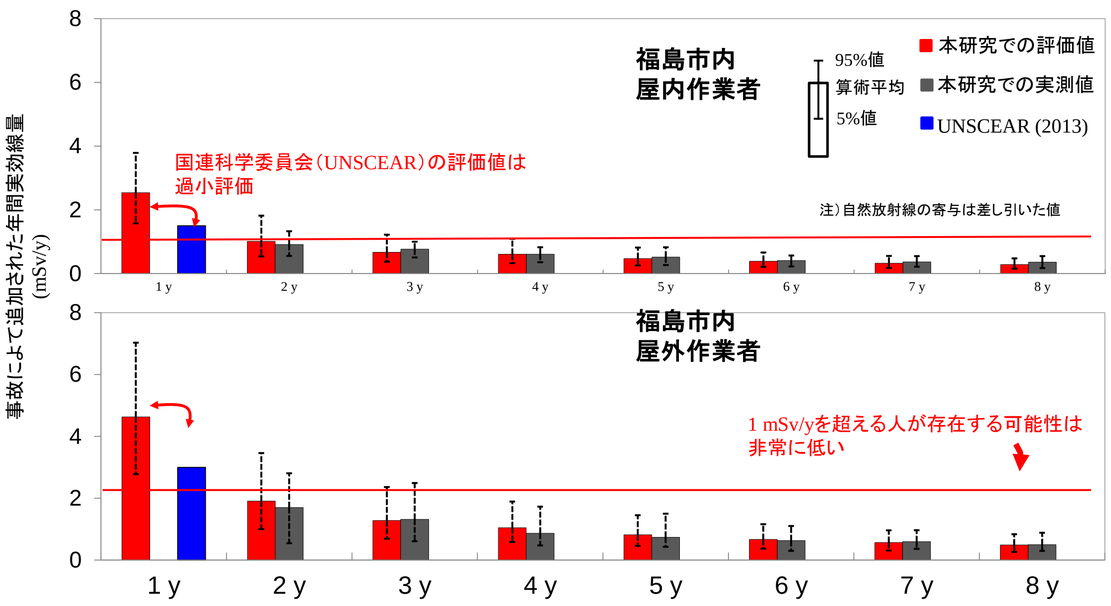


$$H_{out} = H_{a,out} + H_{n,out}$$
$$H_{in} = s \times H_{a,out} + H_{n,in} + H_{a,in}$$
$$H_{n,in} = 1.02 \times H_{n,out}$$
UNSCEAR(1993)

$$H_{in} = s \times H_{out} + (H_{a,in} + (1.02 - s) \cdot H_{n,out})$$



■ 個人線量の実測値との比較（評価の妥当性）



「家屋内での被ばく低減係数と除染の関係」及び「個人線量の実測値との比較」の一部は以下からの引用である：
Takahara et al. Assessment Model of Radiation Doses from External Exposure to the Public after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, Health Physics (in press)
https://journals.lww.com/health-physics/Abstract/publishahead/Assessment_Model_of_Radiation_Doses_from_External.99816.aspx

安全研究・防災支援部門

セシウムは駐車場でどのように分布しているか？

福島環境安全センター　放射線監視技術開発グループ　吉村和也

概要

帰還困難区域内にある未除染の公共駐車場で、^{137}Csが平面的にどのように分布しているか、また深さ方向に浸透していないか調査しました。その結果、平らな駐車場であっても^{137}Csが高濃度、ないしは低濃度に存在する箇所があり、非常に不均一に分布していること、また深さ方向には事故から4年以上経ってもほとんど浸透せず、ごく表層の1～2ミリに保持されていることがわかりました。以上の情報は、舗装面における汚染度の調査や除染方法の検討に役立つことが期待されます。

はじめに

市街地は住民の方々の生活に密接に係わる環境であるため、市街地での放射性セシウムの分布や挙動は、放射線防護の観点で重要な情報です。市街地を構成する主要な要素に、道路や駐車場などの舗装面が存在します。舗装面における^{137}Csの平面・鉛直分布に係る情報は、汚染レベルのサーベイや除染方法の検討において必要となります。ここでは、舗装面における^{137}Csの分布の特徴について紹介します。

方法

〇鉛直分布

帰還困難区域内にある未除染の公共駐車場（5か所）で柱状試料を採取（2016年12月）。（図１）

グラインダーにより、約0.5 mm厚ごとに研磨し、生じた粉体を吸引回収。（図２）

粉体試料の^{137}Cs濃度を測定。

図１　柱状試料

〇平面分布

上述の公共駐車場の内の1か所で調査を実施。

調査地の20 m × 20 m範囲に、1 m四方グリッド（計400グリッド）を設定。

各グリッド内で面積当たりの^{137}Cs濃度（Bq/m^2）を可搬型Ge半導体検出器により測定。

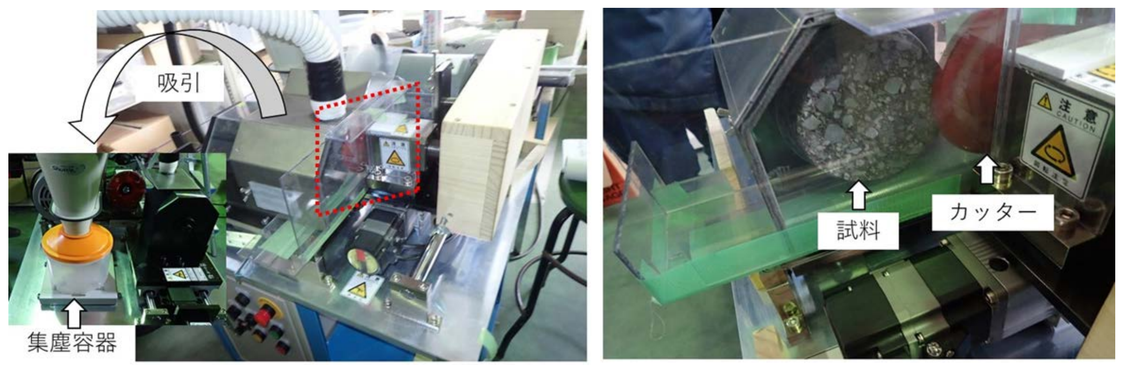


図２　グラインダーによる研磨、粉体試料回収

結果

〇鉛直分布

表層の2 mmに^{137}Csの90%以上が存在（図３）

表面は凸凹しているので最初の研磨ですべての表層が除かれるのではなく、2mmの切削深まで段階的に削られる（図４）

⇒実際には、2mmの深さまで浸透しているのではなく、ごく表面に存在しているものと推測

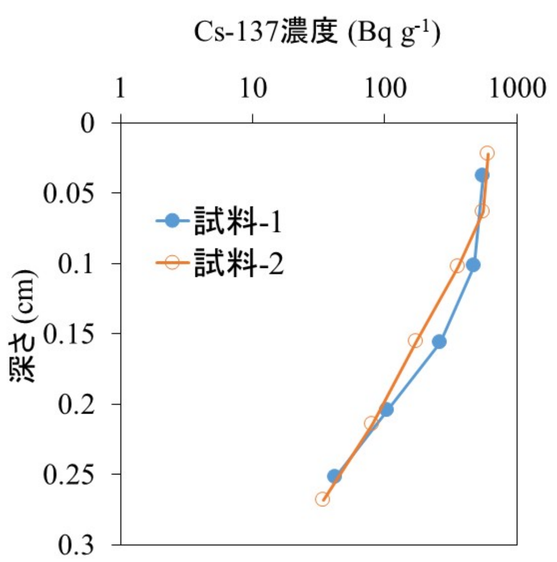


図３　舗装面におけるCs-137濃度の深度分布

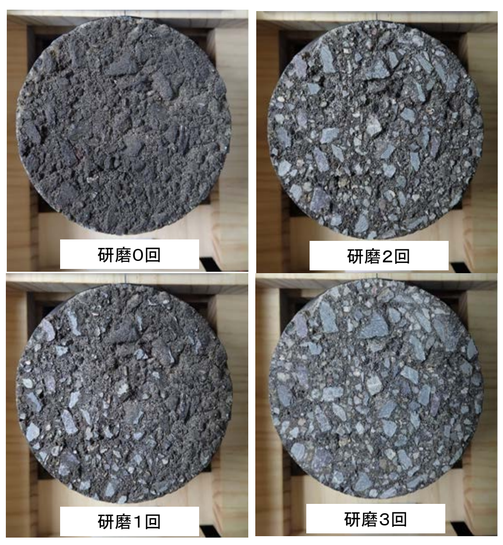


図４　研磨時の表面の様子

〇平面分布（図５）

面積当たりの^{137}Cs濃度は、非常にまばらに分布

地表の高さや、ひび割れ箇所の影響は限定的

⇒存在量の確認には複数個所、ないしは広域での測定が必要

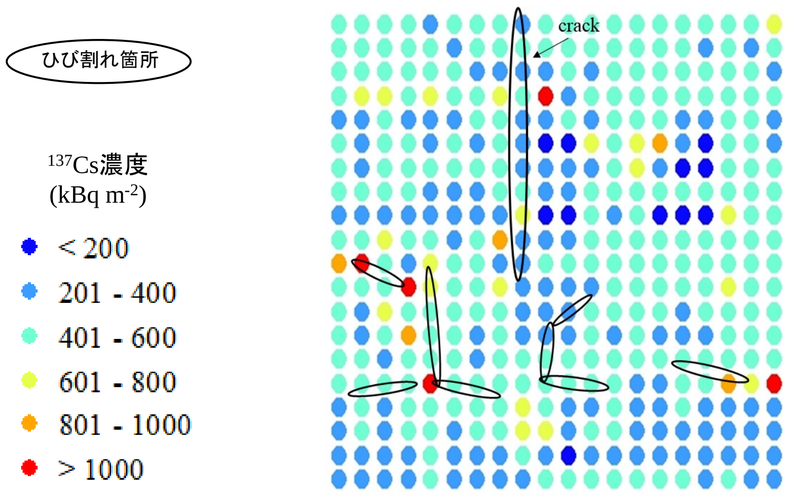


図５　^{137}Cs濃度の平面分布

福島研究開発部門

JAEA EAGLE For FUKUSHIMA
The Environmental radiation Assessment team by GLobal Experts

大気粉じん中セシウム濃度の時間変化
－ 特定復興再生拠点区域 －

福島環境安全センター　放射線監視技術開発グループ　阿部 智久

概　要

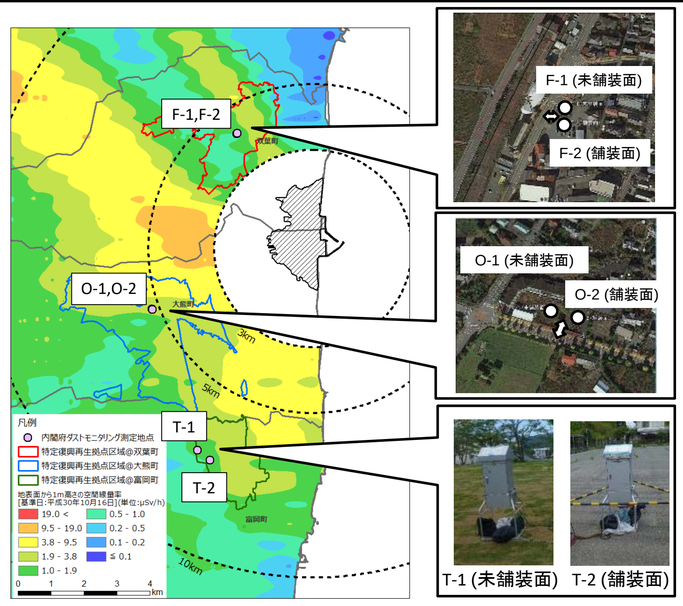
復興再生拠点内で大気粉じんを捕集し、大気粉じん中の放射性セシウム濃度（以下、空気中Cs濃度）の時間変化と吸入被ばく線量について調査しました。その結果、モニタリング期間内においては、空気中Cs濃度の大きな変動は見られませんでした。また、空気中Cs濃度から推定した吸入による内部被ばく線量の推定を行った結果、外部被ばく線量と比較しても、最大でも1 %以下であることが確認されました。

はじめに

特定復興再生拠点区域は、福島第一原子力発電所から比較的近く、高線量の未除染区域に囲まれたエリアであり、避難指示解除に向けて除染が進められています。特定復興再生拠点区域の避難指示解除には、帰還した住民の安全・安心の確保がとても重要になります。大気粉じん中に含まれるCs濃度の変動傾向の把握は、内部被ばくを推定するために重要です。本研究では、2018 年 9 月 から3ヵ月のあいだ測定した大気粉じんデータを解析し、期間内のCs濃度の変動と吸入被ばく線量の推定を実施したのでご報告いたします。

調査場所・方法

- 特定復興再生拠点内の3地点（双葉町、大熊町、富岡町）で、それぞれ舗装面、未舗装面で測定を行いました。
- 各測定点の舗装・未舗装面は近接した地点を選定しました。車両による土壌粒子の巻き上げの影響を考慮し、道路からの距離を一定とした場所に大気粉じんの捕集装置を設置しました。
- 除染作業の影響を考慮するため、大気粉じんのモニタリングは人の活動時間（9:00 - 14:00）に採取を実施し、ダストろ紙1枚あたり約2週間連続測定を行いました。



結　果※1

2018 年 9 月 3 日から 11 月 9 日にかけて実施した大気粉じんモニタリングデータを用いて解析を行いました。

(1) 大気粉じん中の放射性セシウム濃度測定値

空気中Cs濃度の平均値は0.76 mBq m^{-3} であり、0.12～2.26 mBq m^{-3}の範囲でした（図1）。観察を実施した期間内においては、空気中Cs濃度の大きな変動は見られませんでした。

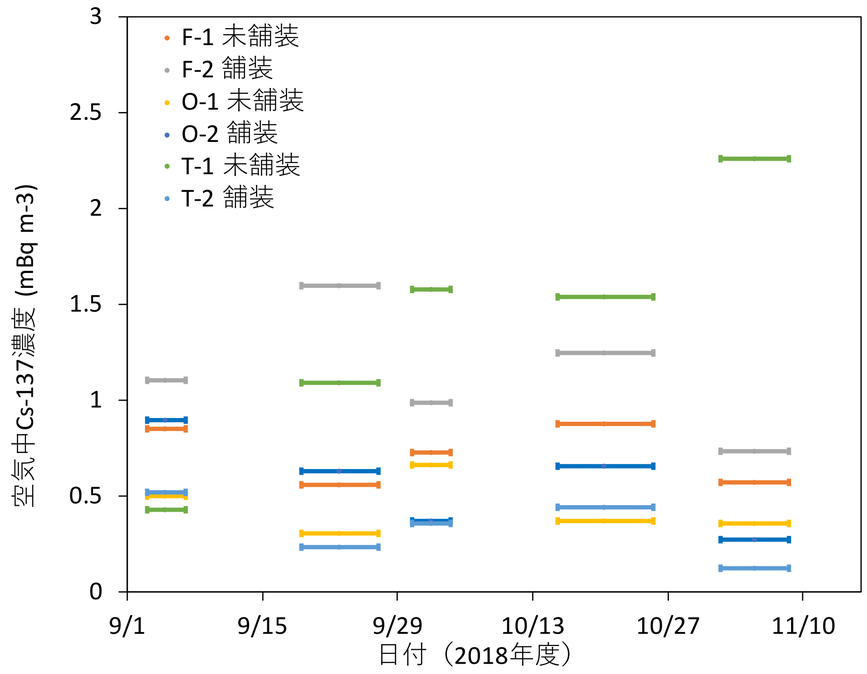


図1　空気中Cs濃度の経時変化

(2) 吸入被ばく線量の推定

空気中Cs濃度から推定した吸入による内部被ばく線量の推定を下記の式を用いて行いました。計算結果は、1 回の立ち入りによる内部被ばく線量を示しており、推定にあたり、前提条件として成人男性による 10 時間の滞在を想定しました。

$$E = A_R \times CF \times R \times T$$

E: 成人男性を想定した吸入被ばく線量
A_R: 大気中の放射能濃度
CF: 実効線量係数（^{137}Cs: 3.9 x 10^{-5} ）
R: 呼吸率係数（46.3 m^3/日）
T: 滞在時間（1回10時間 立ち入りを想定）

空気中Cs 濃度から推定された内部被ばく線量の平均値は 0.00058 Sv であり、0.000091～0.0017 Sv の範囲でした（図2）。本結果は各自治体の行動パターンで推定された外部被ばく線量※1と比較しても、最大でも1 %以下と推定されました。

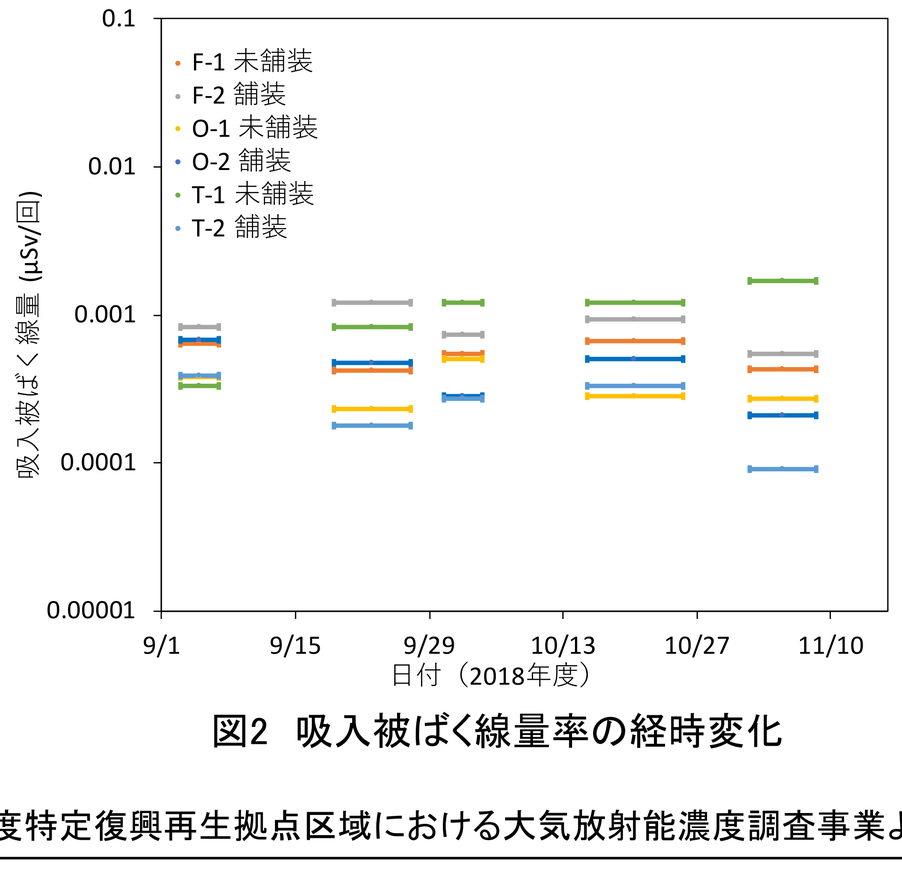


図2　吸入被ばく線量率の経時変化

今後、測定を継続するとともに舗装状況の違いや除染の影響についても検討する予定です。

※1 内閣府：平成31年度特定復興再生拠点区域における大気放射能濃度調査事業より

海産物中トリチウムの迅速分析法の改良

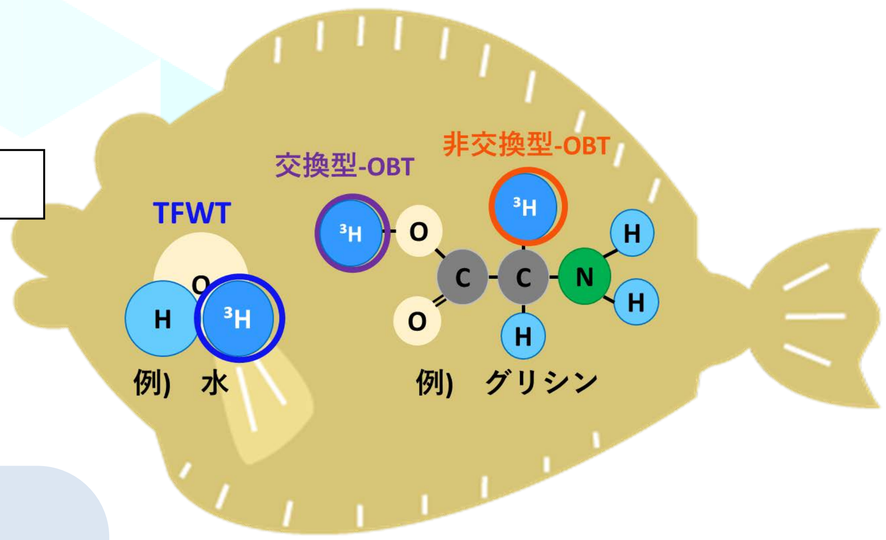
福島環境安全センター　放射線計測技術グループ
桑田　遥、御園生　敏治、藤原　健壮、寺島　元基、北村　哲浩

原子力災害等の緊急時において、環境試料中の放射性物質の核種やその量を把握することは、環境中へ放出された放射性物質による影響を評価するための基本データとして重要である。しかしながら、β線放出核種の一つである有機結合型トリチウム(OBT)の分析には、煩雑な前処理が必要で、従来時間がかかっていた。そのため本法では迅速分析法の検討を行い、緊急時等において迅速にデータを出し、被ばく影響評価を速やかに行うこと、モニタリングデータを蓄積することを目的としている。

○海産物のトリチウムについて

トリチウム(^{3}H)
- 組織自由水中トリチウム(TFWT)：血液や体液等に、水の状態で存在
- 有機結合型トリチウム(OBT)：筋肉や脂肪等に、有機物の状態で存在
  - 交換型OBT
  - 非交換型OBT

半減期：12.3年
β線エネルギー：18.6keV



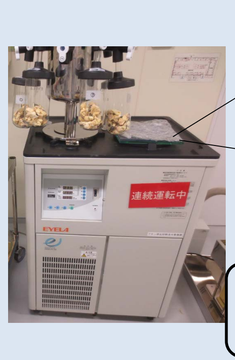
○海産物中トリチウムの分析方法と分析手法の改良

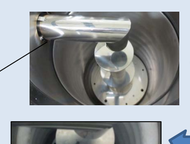
※文部科学省　放射能測定法シリーズ９　トリチウム分析法より

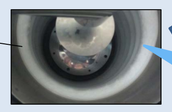
環境試料(ヒラメの可食部：皮、身)

→ 予備凍結 →

凍結乾燥





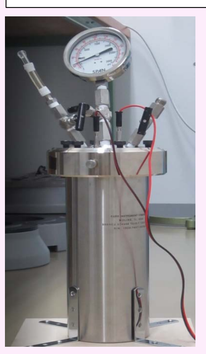


TFWT

EYELA：FDU-2110
設定温度：-80℃

乾燥試料 ↓ 回収水 → TFWT

燃焼
(迅速試料燃焼装置)



真空ラインにて燃焼水回収

回収水 → OBT

TFWT → 還流・蒸留 → 分光光度計 → 測定

●燃焼水及び燃焼ガスの回収による燃焼工程の短縮

●燃焼回数の低減

→ **燃焼処理時間の短縮**

●乾燥設備の改良

乾燥機

改良 →

凍結乾燥+温水

●充填試料量の調整

→ **乾燥時間の短縮**

表. 福島県沖ヒラメのトリチウム濃度

	採取日	TFWT(Bq/kg-生)		OBT(Bq/kg-生)	
		濃度	DL	濃度	DL
5回燃焼	2016.12.22	ND	0.96	ND	0.16
1回燃焼	2016.12.22	(ND) ※	(0.96)	ND	0.73
1回燃焼	2018.12.18	ND	0.90	ND	0.84

※TFWTは同じ試料であるため(　)で記載している。

○まとめ

・乾燥工程及び燃焼工程を改良することで全分析時間を4日程度短縮できることがわかった。

・本分析における福島県沖のヒラメ中のトリチウム濃度はTFWT、OBTともに検出下限値未満であった。

○今後の課題

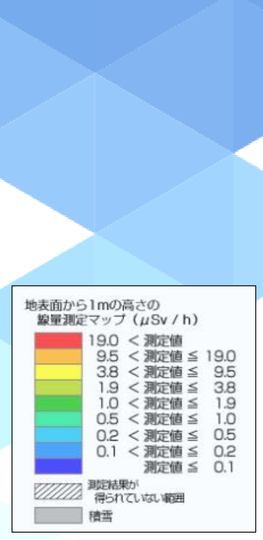
・改良した迅速法について各工程でOBT検出可能な試料を用いて、定量的な評価を行い分析の妥当性を検証していく。

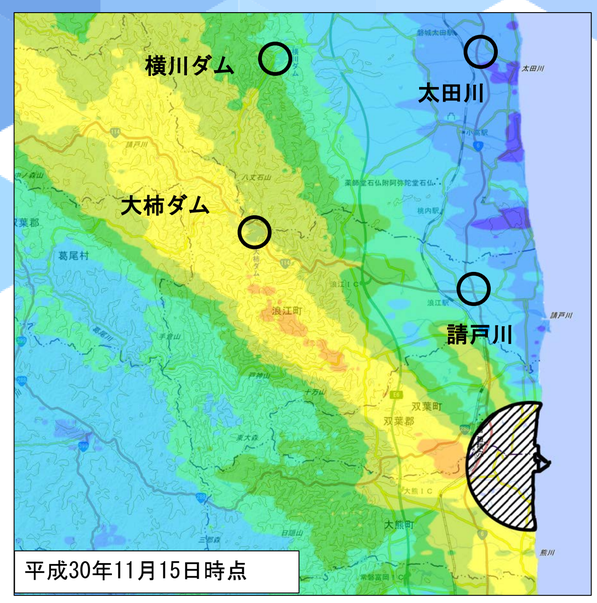
福島研究開発部門

水圏におけるセシウムの分布と動き

福島環境安全センター　放射線監視技術開発グループ　舟木 泰智

- ◆ 河川・ダム湖水中のセシウム137濃度は1Bq/Lを下回り、事故から8年以上経過した現在もその濃度は減少し続けている
- ◆ 福島県の沖合5kmまでの海底には岩盤が広く分布し、河川から運搬されてきたセシウム137を含む土砂が堆積しやすい場所は限られる



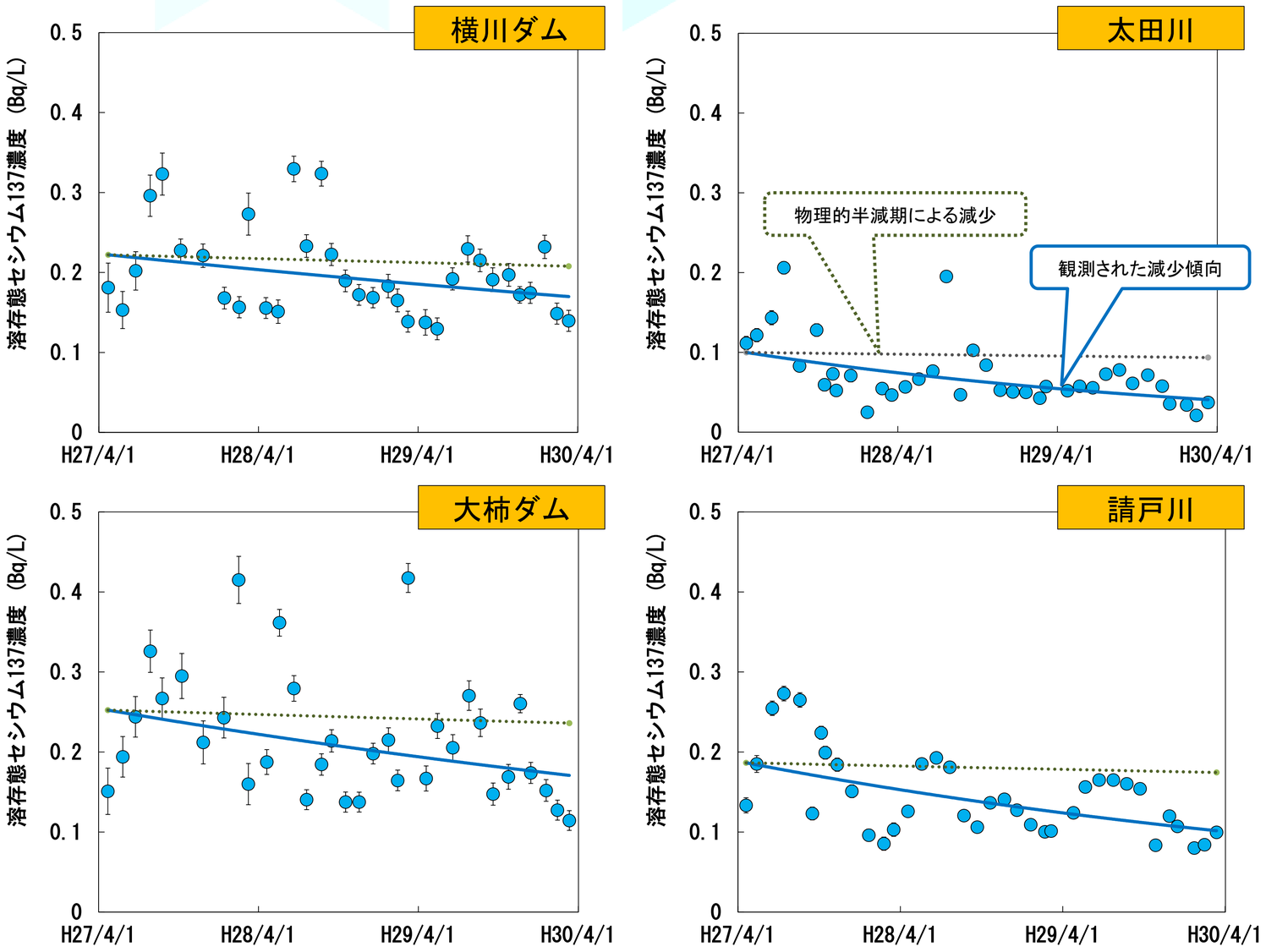


河川・ダムのセシウム137濃度、減少続く

環境回復に必要な時間の目安を推定

飲料水の放射性セシウムの基準値：10Bq/kg
（放射性ストロンチウム、プルトニウム等を含めた基準値）

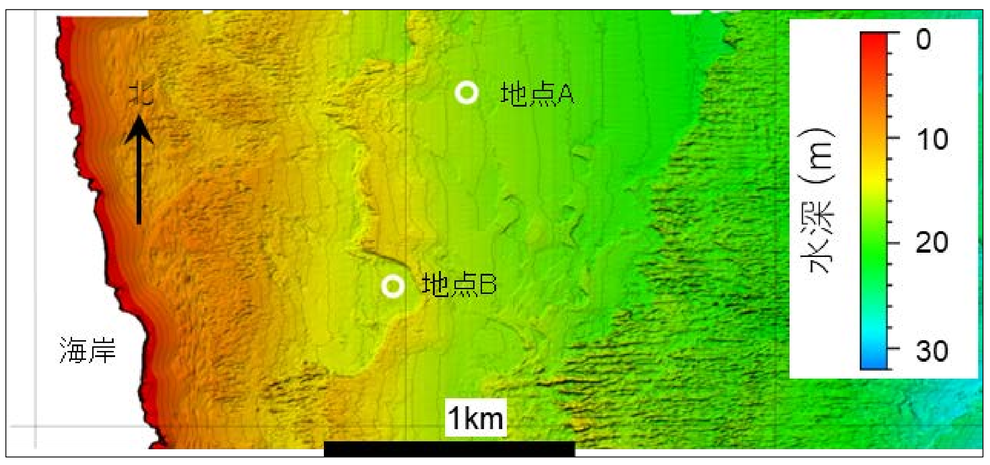
- ◆ 太田川と請戸川水系で観測された溶存態のセシウム137濃度は、どちらも時間とともに減少している
- ◆ セシウム137の物理的な半減期（30年）よりも、かなり速い速度で減少している
- ◆ 溶存態のセシウム137濃度は、水温の上昇とともに増加する傾向がある
  - ✓落葉落枝や土壌の有機物が分解される時にそれらに付着していたセシウム137が溶け出すため、分解が活発になる夏期に濃度が高くなったと推測

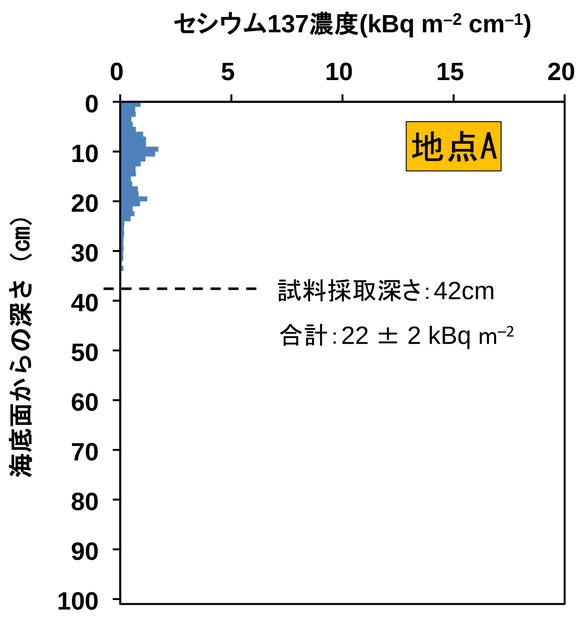


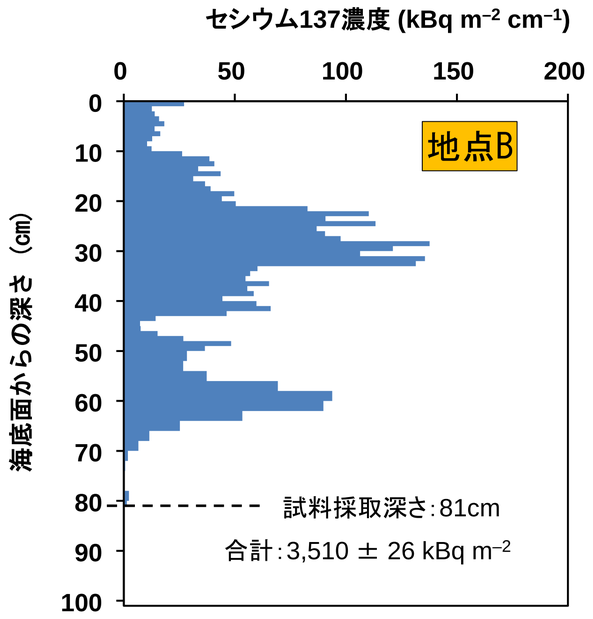
沿岸域の放射性セシウムを含む土砂がたまりやすい場所を推定

長期モニタリング地点の選定材料を提示

- ◆ 福島県の河口・沿岸域のうち、沖合5kmまでの海底の半分以上は海底土が堆積していない岩盤が広く分布している
- ◆ 水深が緩やかに変化する地形（海流の速さがあまり変化しない場所）では、セシウム137を含む土砂はあまり堆積していない
- ◆ 水深が急激に変化し窪地を形成する地形（海流の速さが遅くなると考えられる場所）では、セシウム137を含む土砂が厚く堆積している







福島研究開発部門

JAEA EAGLE For FUKUSHIMA
The Environmental radiation Assessment team by GLobal Experts

魚類などの野生生物の生息環境の理解に向けた耳石や歯の分析

福島環境安全センター　放射線計測技術グループ
小荒井　一真

研究の背景

農水産物等のセシウム分布
着実に低減
例）海産種の基準値超え　1 件のみ（2015 年 4 月～現在）

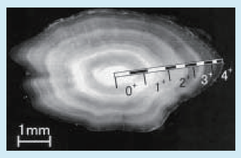
生物の取り込みのさらなる理解のために…
生物の採取時の情報　取りこみの変化がわからない
過去の生息環境の情報も必要

現在　魚類などの過去の生息情報が不明
過去の取り込みの変化を推定可能

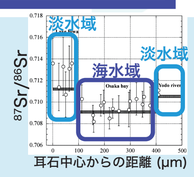
耳石や歯による生息環境の追跡

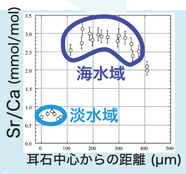
耳石
魚の三半規管内鉱物

歯
組織が蓄積



年齢推定





指標元素による生息環境の追跡

指標元素や同位体比の分析により生息環境の追跡ができないか？

研究の目的

耳石や歯の特徴的な形成メカニズムに注目しながら耳石や歯と環境中の元素を比較

魚類など野生生物の生息環境を推定する

ステップ 1　　耳石や歯の極微量指標元素の測定手法開発
ステップ 2　　耳石や歯と環境中の指標元素にどのような関係があるか確認

耳石　　ステップ 1　極微量の指標元素や同位体比の測定

極微量な天然の元素の分析

魚類頭部から耳石採取

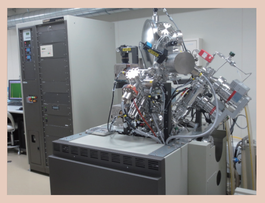
試料	安定セシウム濃度 (kg/kg)	安定ストロンチウム濃度 (kg/kg)
耳石	6.1×10^{-8}	9.4×10^{-5}
筋肉	6.4×10^{-8}	5.8×10^{-6}

安定セシウム　　耳石 ≒ 筋肉
安定ストロンチウム　耳石 ≒ 筋肉

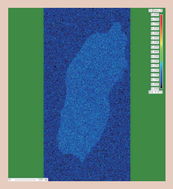
耳石用の同位体比の分析手法開発

従来の同位体分析
・微細な試料
・極微量の同位体
のため
放射能測定できず

誘導結合プラズマ質量分析装置



二次イオン質量分析装置



電子プローブマイクロアナライザによる分析結果

微細試料用の技術開発
同位体比の測定や分布の視覚化を目指す

歯　　ステップ 1&2　手法の妥当性確認

・形成の仕方
・結晶の構造
が異なる

異なる時期の取り込みを記録

試料量の大きいウシの歯で
・ストロンチウム同位体比（^{90}Sr/ 安定 Sr）を測定
・歯と環境の成分を比較

環境中の分布の変化が記録

ウシ歯①	形成期間	ストロンチウム同位体比 (kg/kg)
象牙質	2011/2-2011/8	6.87×10^{-11}
エナメル質	2011/2-2012/7	5.13×10^{-11}

比の傾向　象牙質 > エナメル質
形成期間　象牙質 > エナメル質

環境の分布の変化した時期に組織ごとに取り込み量が変化

土壌と歯の指標元素の比較

ウシ歯②	形成期間	ストロンチウム同位体比 (kg/kg)
象牙質	2011/8-2012/7	1.17×10^{-10}
エナメル質	2011/8-2012/7	1.05×10^{-10}

土壌中の水溶性成分を抽出
同位体比　平均 0.99×10^{-10}

歯と土壌の移行しやすい指標元素が対応

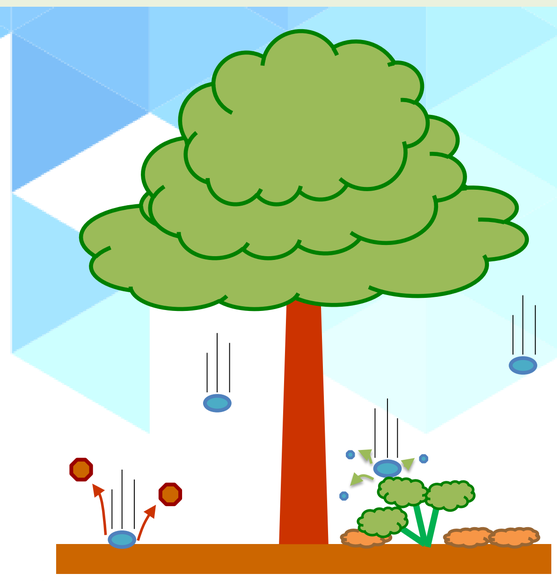
歯の指標元素　　環境の分布の変化や移行する成分と対応
歯の形成時期の生息環境の指標となり得る

除染地におけるセシウムの流出量について

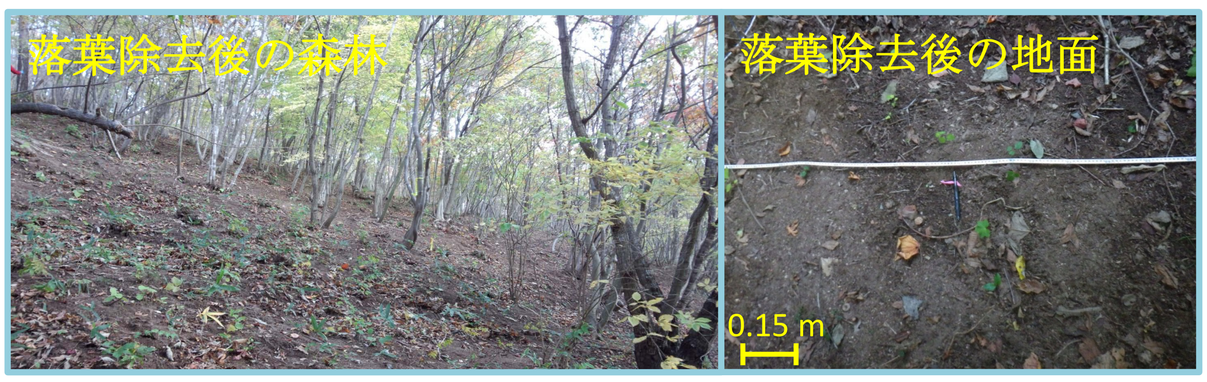
渡辺貴善，佐々木祥人，新里忠史，三田地勝昭，伊藤聡美
（福島環境安全センター　環境動態研究グループ）

○森林での線量低減対策

森林での放射線量を低減するためには，落葉等を取り除くことが効果的[*1]とされる．一方，落葉には，雨粒が土に直接当たらないようにすることで，土壌が削られるのを防ぐ役割がある[*2]．落葉が取り除かれた森林において，雨で土とともに移動する放射性セシウムの量を調べた．



落葉がないと，土が雨粒ではじき飛ばされる．
→土と一緒に放射性セシウムも移動



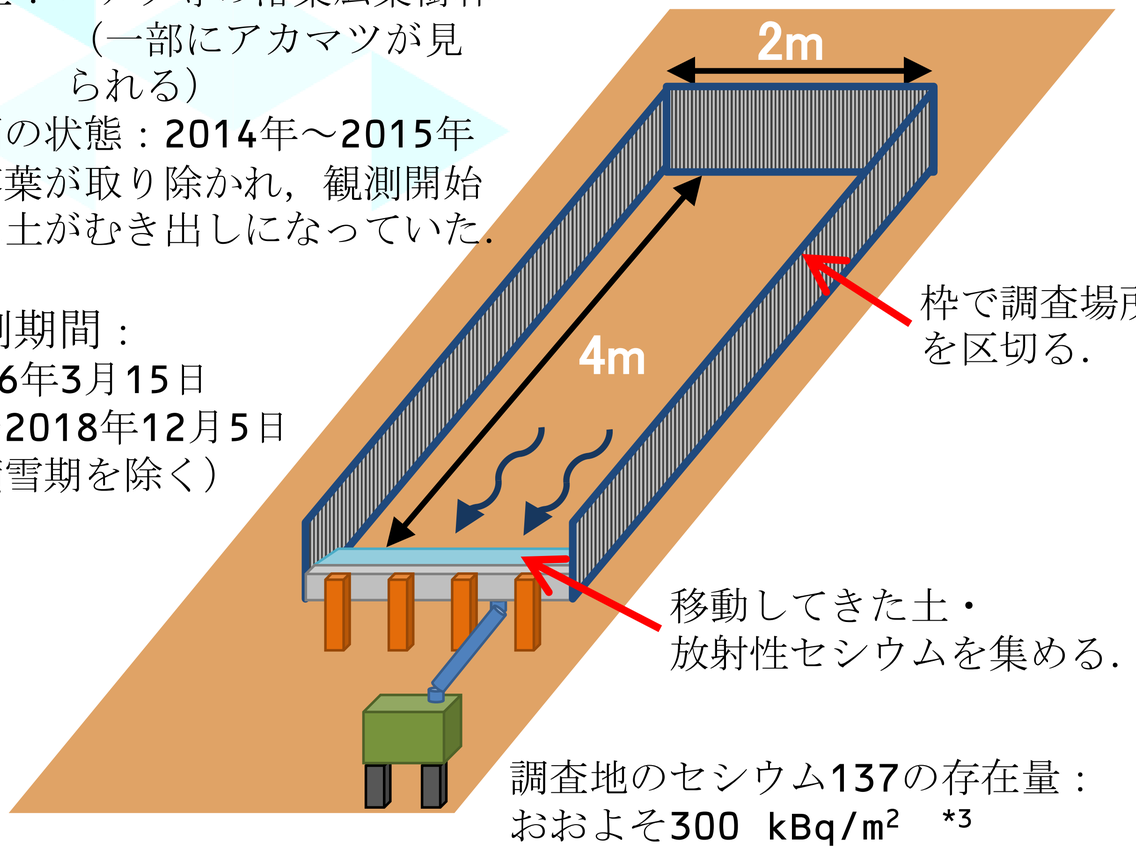
（2014年10月撮影）

○観測方法

落葉除去後の森林内に観測のための枠をつくり，移動してきた土壌を集めるために枠の下側に雨どいとコンテナボックスを取り付けた．貯まった土砂を定期的に採取し，土砂の放射性セシウム濃度を測定することにより、放射性セシウムの移動量を求めた．

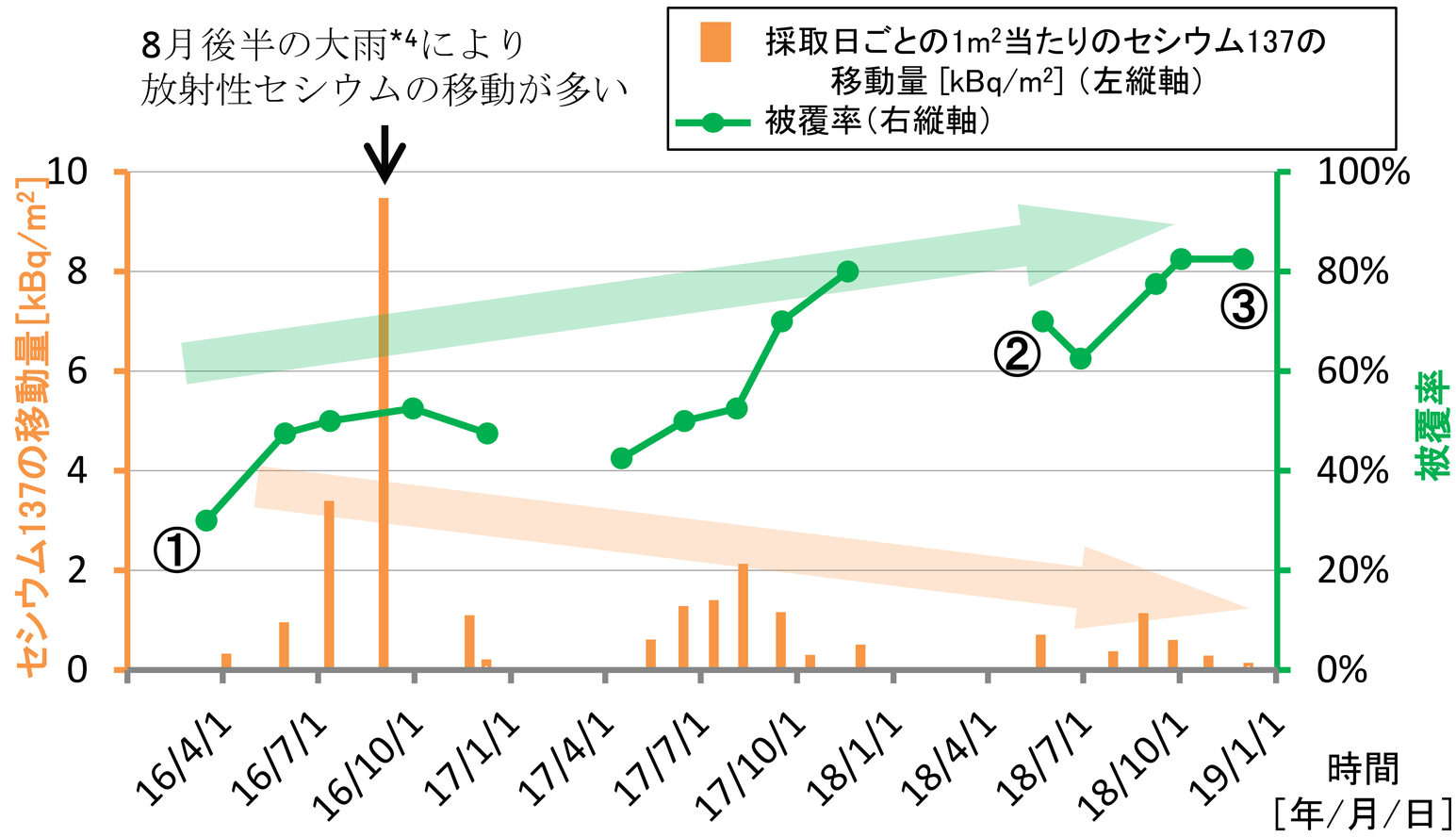
植生：コナラ等の落葉広葉樹林
（一部にアカマツが見られる）
地面の状態：2014年～2015年に落葉が取り除かれ，観測開始時に土がむき出しになっていた．

観測期間：
2016年3月15日
～2018年12月5日
（積雪期を除く）



調査地のセシウム137の存在量：
おおよそ300 kBq/m² [*3]

○放射性セシウムの移動量の時間変化



放射性セシウム（セシウム137）の移動量と被覆率の時間変化

観測の結果，放射性セシウムの移動量は夏季に極大となる季節変化をしながら，年々減少していた．その間，草や落葉で覆われた地面の割合（被覆率）が増加していた．地面が草や落葉により覆われることで土の動きが抑えられ，放射性セシウムの移動量が減少したためと考えられる．このことから，**森林からの放射性セシウムの移動を抑えるためには，森林の被覆を回復させることが重要**と考えられる．

5～10月は下草，
11～12月は落葉で，
地面が主に覆われる．

*1：環境省，除染関係ガイドライン第2版，平成25年5月
*2：信州大学農学部森林科学研究会編，森林サイエンス，川辺書林，平成15年11月19日
*3：国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構，原子力規制庁による平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費及び平成 28 年度放射性物質測定調査委託費80km 圏内外における航空機モニタリング事業報告書，平成29年3月
*4：気象庁，台風第 7 号、第 11 号、第 9 号、第 10 号及び前線による大雨・暴風，平成28年9月6日

福島研究開発部門

簡便・迅速な溶媒抽出法の検討と環境試料への応用

放射線計測技術グループ　松枝誠

背景

通常の溶媒抽出法
- 有機溶媒を多量に使用する。
- 機械的な激しい振りまぜが必要。
- 濃縮倍率が低い。

放射能測定法シリーズでも複数の核種で溶媒抽出法が用いられている。

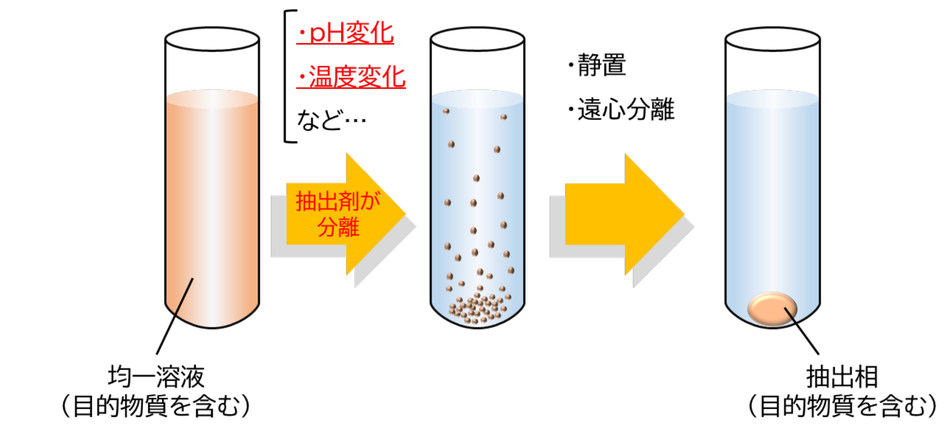
核種	試料	抽出剤	有機溶媒	濃縮倍率（1回あたり）
^{90}Sr	牛乳	HDEHP	トルエン	5倍
^{144}Ce	海水	HDEHP	nヘプタン	3倍
Pu	海水	TiOA	キシレン	5～10倍

※放射能測定法シリーズ：液体シンチレーションカウンタによる放射性核種分析法

蒸発法などと組み合わせた濃縮が必要であり、煩雑で時間がかかる。
→簡単・迅速に高倍率濃縮が可能な手法が求められる。

均一液液抽出

「均一溶液から相分離現象を利用して目的溶質を新規相に抽出する手法」

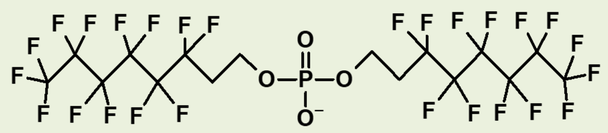


簡便・迅速で高倍率濃縮も可能。
→放射能分析への応用を試みた。

抽出操作

今回は高倍率抽出が報告されている酸性で新規相を形成する（水に不溶となる）抽出剤を使用。

【抽出剤】
フッ素系界面活性剤
Capstone FS-63



- 海水（標準液添加）：5.0 mL
- 2-プロパノール：1.0 mL
- 抽出剤（FS-63）：0.1 mL
- 軽く攪拌
- 1.0 M HNO_3：1.0 mL
- 遠心分離（2000 rpm, 10分）

水相をICP-MSで測定。 **計15分**

結果

Y 99 →元素記号 →抽出率（90%以上はオレンジ）

H																	He
Li 0	Be 84											B 0	C	N	O	F	Ne
Na 0	Mg 0											Al 39	Si	P	S	Cl	Ar
K 0	Ca 0	Sc 37	Ti 0	V 0	Cr 0	Mn 0	Fe 0	Co 0	Ni 0	Cu 0	Zn 0	Ga 86	Ge 0	As 0	Se 0	Br	Kr
Rb 0	Sr 0	Y 99	Zr 91	Nb 70	Mo 71	Tc 0	Ru 0	Rh 0	Pd 0	Ag 0	Cd 95	In 71	Sn 0	Sb 0	Te 0	I	Xe
Cs 0	Ba 0	ランタノイド	Hf 88	Ta 72	W 49	Re 0	Os	Ir 0	Pt 0	Au 0	Hg	Tl 0	Pb 0	Bi 13	Po	At	Rn
Fr	Ra	アクチノイド	Rf	Db	Sg	Bh	Hs	Mt	Ds	Rg	Cn	Nh	Fl	Mc	Lv	Ts	Og

ランタノイド	La 98	Ce 98	Pr 97	Nd 96	Pm	Sm 97	Eu 97	Gd 98	Tb 99	Dy 99	Ho 99	Er 99	Tm 98	Yb 98	Lu 98
アクチノイド	Ac	Th 95	Pa	U 96	Np	Pu	Am	Cm	Bk	Cf	Es	Fm	Md	No	Lr

抽出相体積：20 μL（250倍濃縮）

本法は海水中のランタノイド，アクチノイドを簡便かつ迅速な操作でマイクロ抽出した。
今後の核種分析への応用が期待される。

福島研究開発部門

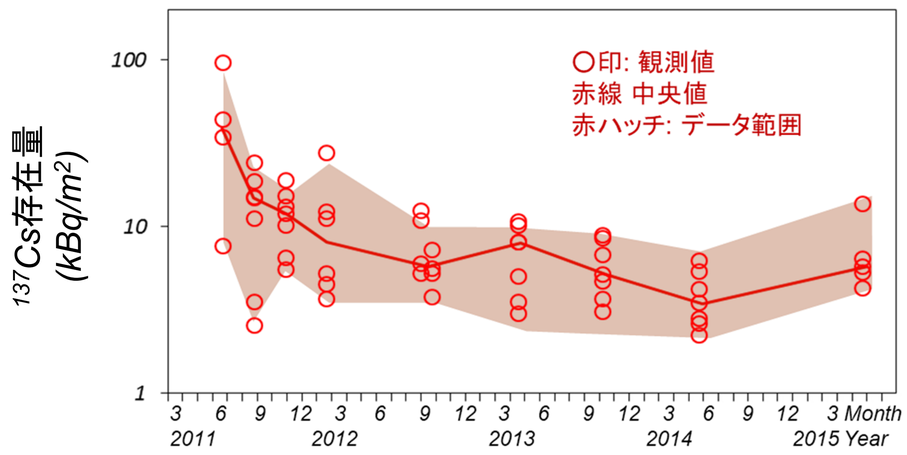
海底土に吸着されたCsの挙動の解明

明石 優佳里[1]、渡邉 雅之[1]、熊谷 友多[1]、小林 卓也[2]、乙坂 重嘉[3]

[1]原子力基礎工学研究センター 放射化学研究グループ、[2]原子力基礎工学研究センター 環境動態研究グループ、[3]東京大学 大気海洋研究所

背景　海洋中を移動するセシウム

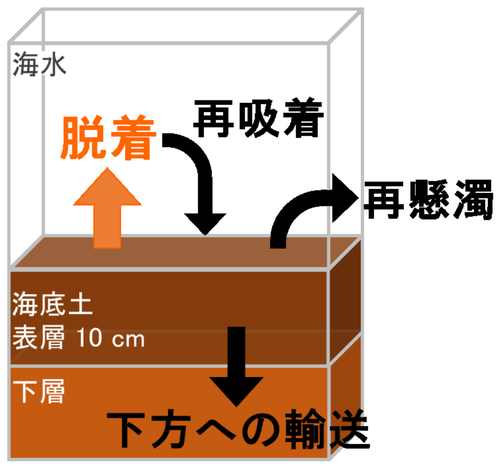
- 東京電力福島第一原子力発電所の事故後、放出された一部のセシウム-137（^{137}Cs）が沿岸域の海底土に吸着された。
- 海底土中の^{137}Csの挙動は、沿岸域に住む人や漁業関係者にとって関心が高い。



茨城県北部沿岸における海底土中の^{137}Cs存在量の時間変化.（壊変補正済）

*Otosaka and Kobayashi, Environ, Mon. Assess. 185, 5419-5433 (2013)　+ データ追加

- 実海域での調査において、海底土中の^{137}Csの減少を確認した。
- 減少の主な要因は、再懸濁や下方輸送といった海底土に伴った移動と考えられていたが、実際には、これらだけでは説明しきれない。

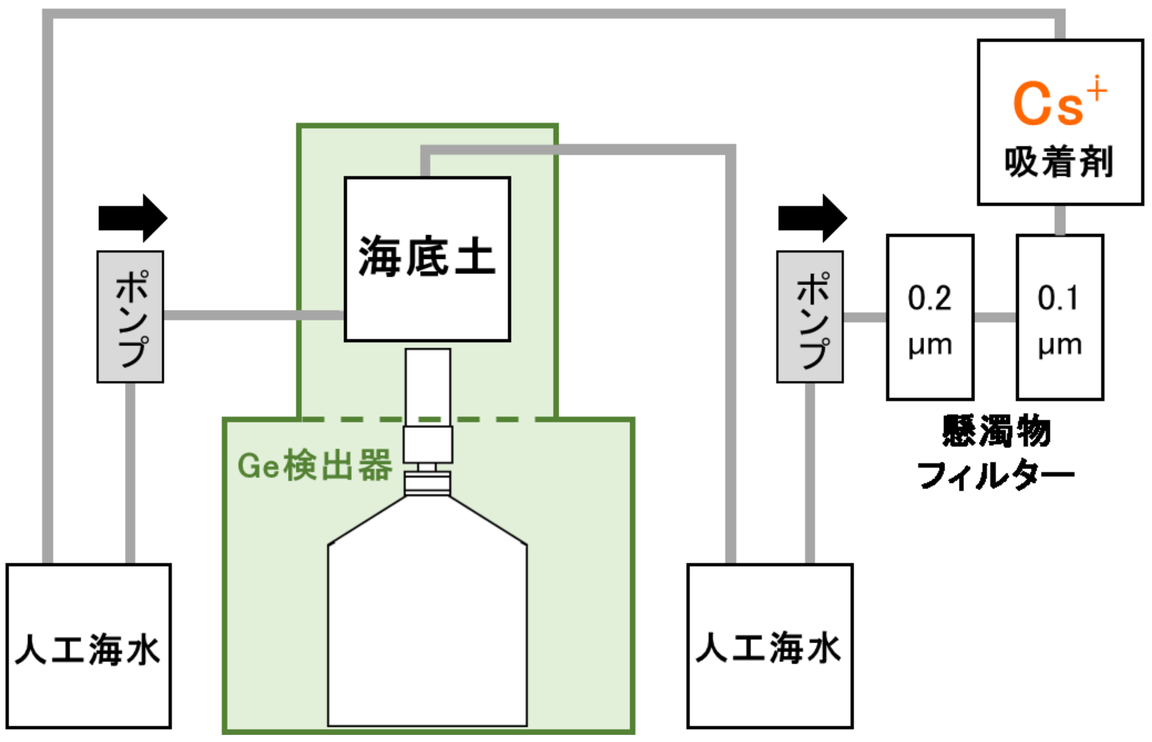


→　脱着による移動があるのではないか？

目的　脱着は起こらない・・・？

- 長期挙動予測のための基礎データを得る
- **海底土中の^{137}Csの脱着挙動を明らかにする**

実験　脱着挙動を連続観測するためのシステム構築



★ 海底土から出ていく^{137}Csの連続観測する工夫

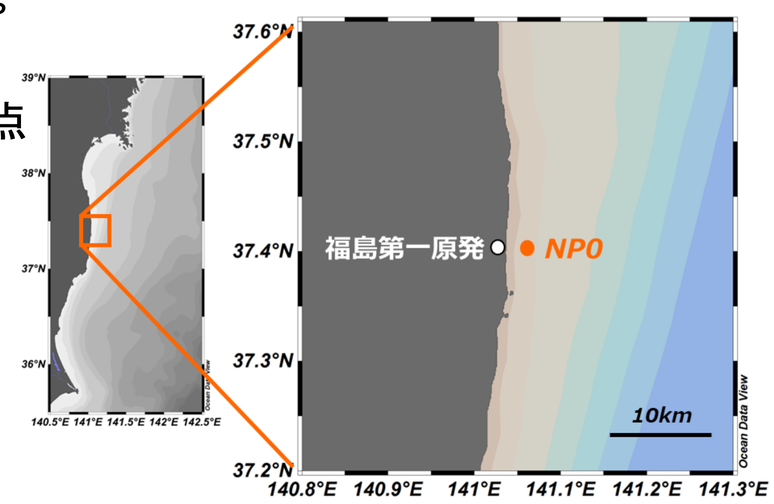
- 海底土をガンマ線測定装置（Ge検出器）の試料室に設置
  → ^{137}Csの放射能の減少を常時観察可能
- 脱着反応がゆっくり起こると予想　→　人工海水をループさせる

★ 再吸着反応を抑える工夫

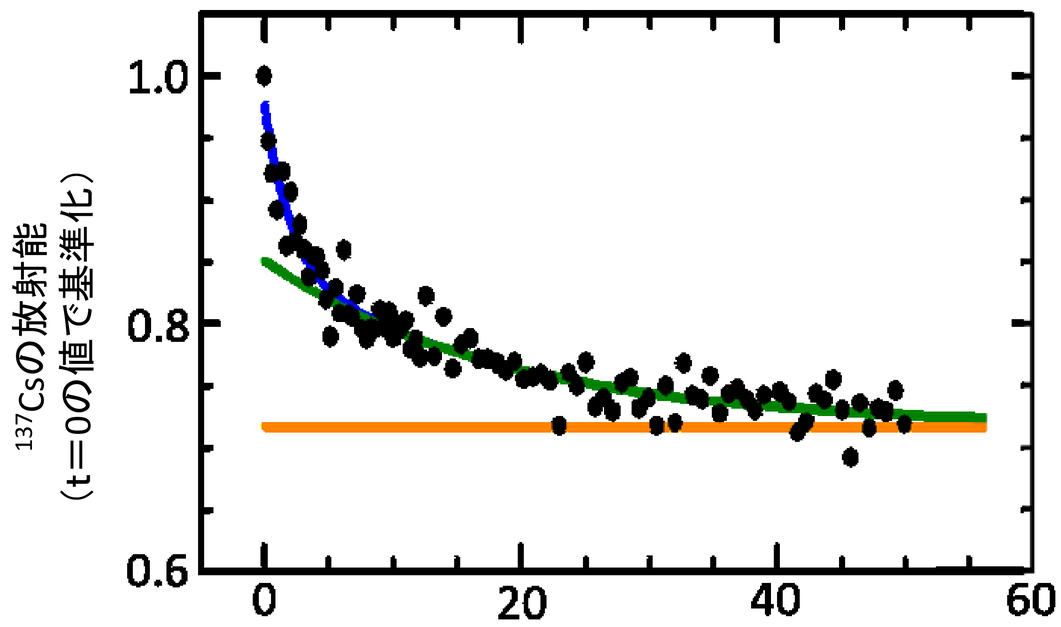
- フィルター：懸濁物（細かい土、コロイド等）捕集
- 吸着剤：Csイオン（Cs+）捕集

実験条件　福島沖の海底から採取した試料で実験

- 試　料：海底土 200g
  435±3 Bq/kg（乾土）
  原発から約1.5km地点
  2015/10/10 採取
- 循環液：人工海水
- 流　速：5 mL/min
- 圧　力：1.0MPa
- 期　間：2016/02/09/～07/07（145日間）



結果　実験で観察された^{137}Csの挙動



海底土に含まれる^{137}Csの放射能の時間変化.

- 海底土中の^{137}Csは減少傾向を示した。
  実海域での調査結果よりも速い減少
- ^{137}Csの減少率は時間とともに変化した。
  → 3パターンの挙動
- 実験で見られた減少傾向と実海域での減少傾向が似ている。
  → 実海域で起こる^{137}Cs減少要因は、時間とともに変化する可能性

まとめ　^{137}Csの脱着挙動の解明への一歩

★ **^{137}Csの減少挙動の連続観測システムを確立**

- ^{137}Csの脱着を長期実験可能な連続観測システムを構築した。
- ^{137}Csが海底土から出ていく過程の観測に成功した。

★ **3パターンの^{137}Csの減少挙動を確認**

- 海底土に含まれていた^{137}Csのうちの30%が出てきた。
- 脱着反応を示唆するデータを得た。

今後の展望　4回分の長期実験データを論文化

- 海底土から出ていくときの^{137}Csの形態への言及
  ※ フィルター、人工海水等の^{137}Csを測定済み
- 海底土からの^{137}Cs脱着速度
  異なる実験条件下での脱着特性の違いを調査、脱着速度推定
  ※ 異なる流速の実験データ取得済み

東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査

安全研究センター　環境安全研究ディビジョン
邉見　光、島田　亜佐子、橘　真由美、青山　絵理、
山口　徹治、飯田　芳久

1. 背景・目的

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故等を踏まえた重大事故（シビアアクシデント：SA）時対策や安全評価手法並びに安全対策の高度化に関連する技術的知見を取得するために、1Fプラント内における核種の移行に関する公開情報を収集・整理してデータベースとして取りまとめるとともに、SA時のソースターム評価に有用と考えられる試料の分析手法を開発

2. 公開情報の収集・整理

既存情報の整理 → 現時点で把握可能な核種移行挙動の整理
（SA時のソースターム評価への有用性として優先順位の高いもの）

主な公開情報源

- 東京電力
- JAEA
- IRID
- BSAF-2等*1

*1OECD/NEAの1F関連プロジェクト

収集

主な収集データ

- ✓ 滞留水
- ✓ 水処理設備処理水
- ✓ がれき
- ✓ 土壌
- ✓ 格納容器内堆積物

分類

6つのキーワード

A) 水試料
B) 固相試料データ
C) 線量
D) セシウム以外の元素・核種
E) 試料の輸送
F) 格納容器/原子炉建屋

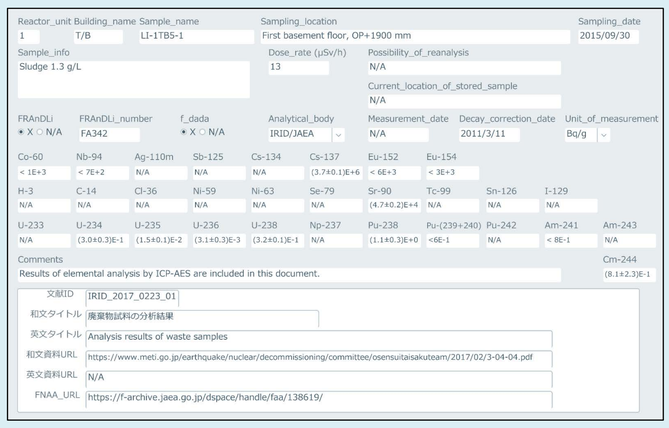
抽出

1Fプラント（1～4号機）内における核種の濃度や分析に関する公開情報より、汚染水、建屋内線量、がれき、土壌等を分析したデータを　収集し・整理

英語へ翻訳
データベースへ取込み

1F 事故分析に係るOECD/NEAプロジェクト「原子炉建屋内及び格納容器内の調査結果の分析(ARC-F)」等へ情報を提供

データベースの入力画面（例）



Reactor_unit	Building_name	Sample_name	Sampling_location	Sampling_date
1	T/B	LI-1TB5-1	First basement floor, OP+1900 mm	2015/09/30

Sample_info: Sludge 1.3 g/L
Dose_rate (μSv/h): 13
Possibility_of_reanalysis: N/A
Current_location_of_stored_sample: N/A

FRAnDLi	FRAnDLi_number	f_dada	Analytical_body	Measurement_date	Decay_correction_date	Unit_of_measurement
● X ○ N/A	FA342	● X ○ N/A	IRID/JAEA	N/A	2011/3/11	Bq/g

Co-60	Nb-94	Ag-110m	Sb-125	Cs-134	Cs-137	Eu-152	Eu-154
< 1E+3	< 7E+2	N/A	N/A	N/A	(3.7±0.1)E+6	< 6E+3	< 3E+3

H-3	C-14	Cl-36	Ni-59	Ni-63	Se-79	Sr-90	Tc-99	Sn-126	I-129
N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	(4.7±0.2)E+4	N/A	N/A	N/A

U-233	U-234	U-235	U-236	U-238	Np-237	Pu-238	Pu-(239+240)	Pu-242	Am-241	Am-243
N/A	(3.0±0.3)E-1	(1.5±0.1)E-2	(3.1±0.3)E-3	(3.2±0.1)E-1	N/A	(1.1±0.3)E+0	<6E-1	N/A	< 8E-1	N/A

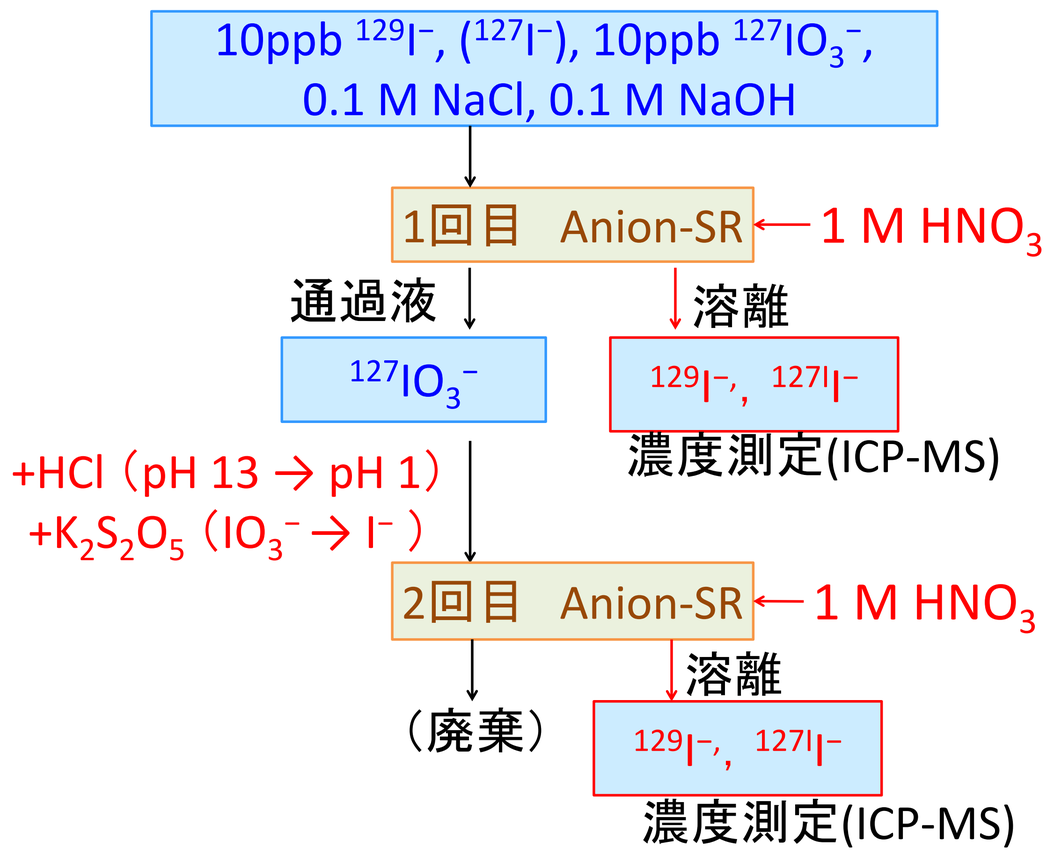
Comments: Results of elemental analysis by ICP-AES are included in this document.
Cm-244: (8.1±2.3)E-1

文献ID	IRID_2017_0223_01
和文タイトル	廃棄物試料の分析結果
英文タイトル	Analysis results of waste samples
和文資料URL	https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/02/3-04-04.pdf
英文資料URL	N/A
FNAA_URL	https://f-archive.jaea.go.jp/dspace/handle/faa/138619/

3. 水試料中のヨウ素の化学形態分析法の開発

- 事故時のヨウ素（I-131）の移行挙動解明のため、水試料中のI-129を分析　（吸着性が極めて低くかつ半減期が極めて長いI-129は、処理されていない滞留水中に事故当時のままに近い濃度で存在している可能性）
- 化学形態により移行挙動が異なると考えられるため、化学形態（I^-, IO_3^-, 有機形）毎に放射性ヨウ素を分析する手法を開発　（I^-を吸着する固相抽出剤（Anion-SR）を活用）。

分離スキーム



結果

各回収フラクションでのIの回収率(%)

	^{129}I	^{127}I
1回目	60%	(9%, I^-)
2回目	0%	73%

- ^{129}Iで標識されたI^-は1回目の分離で60%回収。
- ^{129}I標準液中には$^{127}I^-$も含まれており、60%で回収された場合に相当する^{127}Iが1回目の回収フラクションで回収。
- 他方、2回目の分離では^{127}Iのみが回収。
- 以上のことから、I^-とIO_3^-を分離可能であることが示された。

[今後の課題：有機形ヨウ素の分析手法の開発]

本成果は、原子力規制庁による委託事業、「平成31年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）事業」の一部です。

安全研究・防災支援部門

楢葉遠隔技術開発センターの利用・整備状況

○今年度は50件/年の施設利用を目標に1F廃炉関係者や企業・大学等へ利用促進活動を展開。
○将来に向けた廃止措置人材育成への貢献としてロボット操作実習プログラムを開設。
○1F施設データの拡充を進めるとともにデータ利用の利便性向上のため、 1F施設データ外部利用の受付を開始。

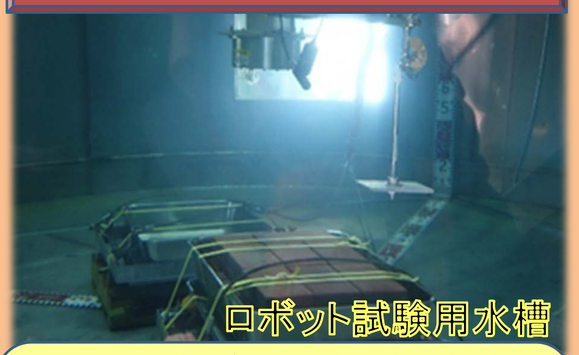
施設利用状況※

利用見込み	**64　件**
利用中	15　件
利用済	41　件
利用手続中	8　件

目標達成!!

※2020年1月10日時点

海上技術安全研究所



模擬デブリの探査試験

東京大学

作業者の位置推定技術の研究

東京工芸大学

レスキューロボットの試験

原子力安全研究協会

除去土壌等に係るワークショップ

ロボット操作実習プログラムの利用

◆JAEAで用意するロボットでの操作実習等が可能
◆レベルや目的に合わせた実習が可能

クローラロボットの操作実習

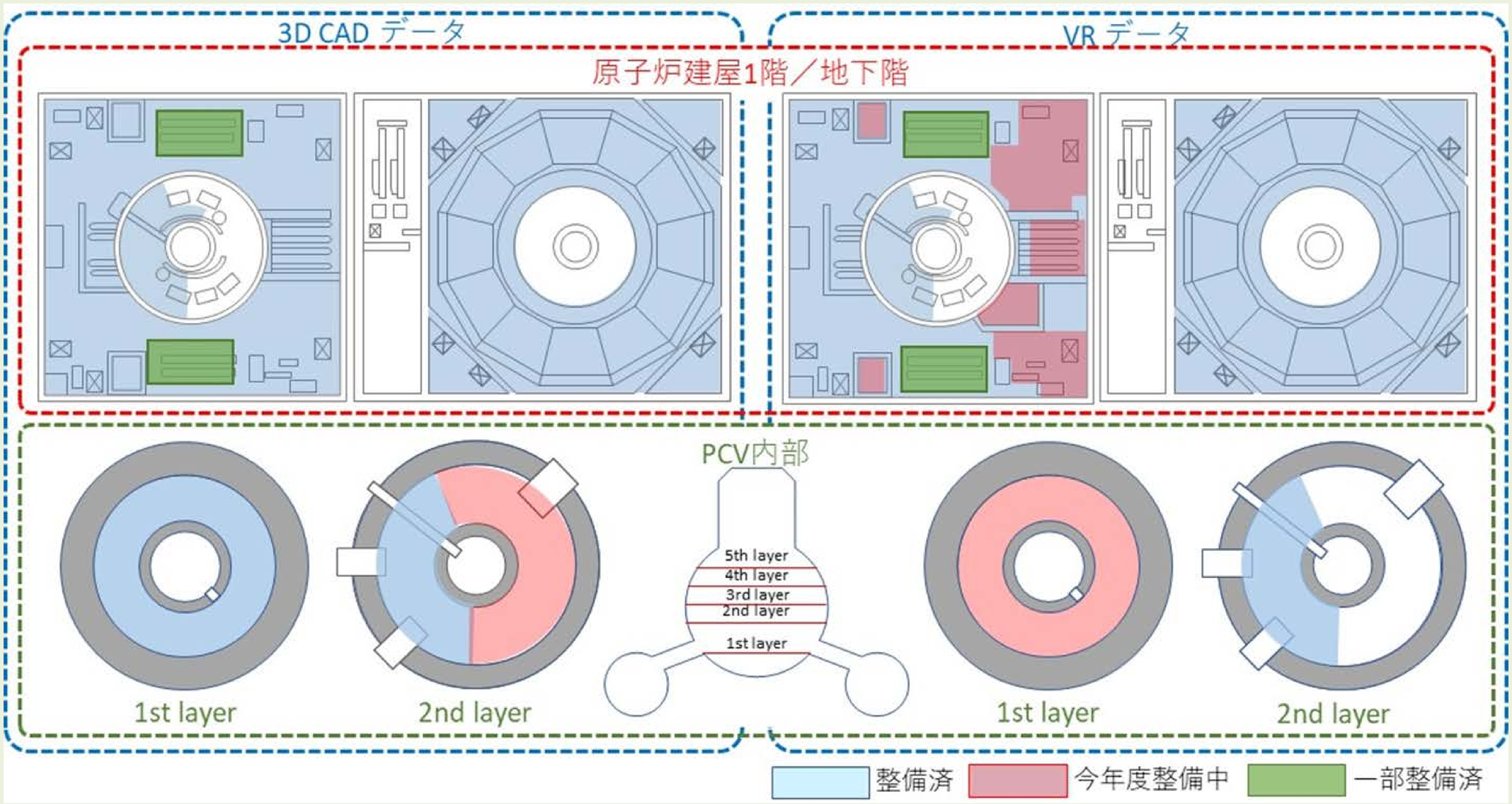
水中ROVの操作実習

ロボットシミュレータの操作実習

実習内容についてはブース内チラシをご参照ください。

1Fデータの整備状況

デジタルモックアップによる1F廃炉の作業計画の検討・立案や作業者訓練への活用のため、1F1~3号機の原子炉建屋のデータを順次整備中。以下は2号機の原子炉建屋内の整備状況。



福島研究開発部門

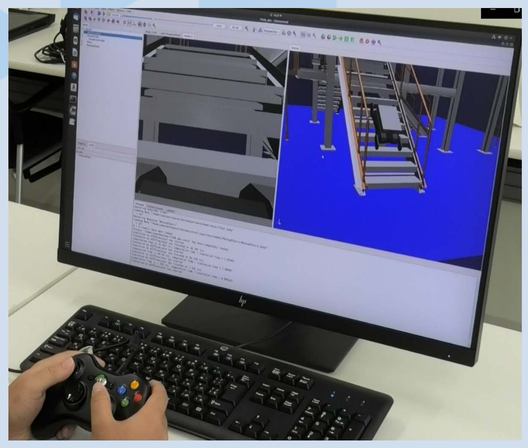
オペレータの遠隔操作スキルを点数化する

阿部文明，鈴木　健太，川端　邦明

1．背景・目的

- 原子力事故や大規模地震等の災害対応では
  二次災害を低減しつつ、迅速な情報収集が求められる
  - 遠隔操作機器（ロボット等）の利用
- ロボットから得られる情報での遠隔操作
  - 画像や距離情報をもとに周囲の正確な状況把握は困難
  - 操作に不慣れの場合、ロボットの転倒や破損のリスクが生じる
- シミュレータを用いた反復訓練
  - 訓練環境を低コストで提供
  - ロボットの破損のリスク無し

原子力事故時の情報収集タスク例



シミュレータによる訓練の例

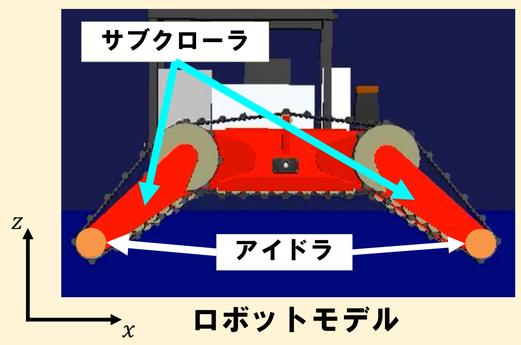
オペレータの遠隔操作スキルの点数化を行うことで効率よく訓練を実施

➢ **ロボットを幾何学モデル（図形）として扱い、評価値の計算により点数化**

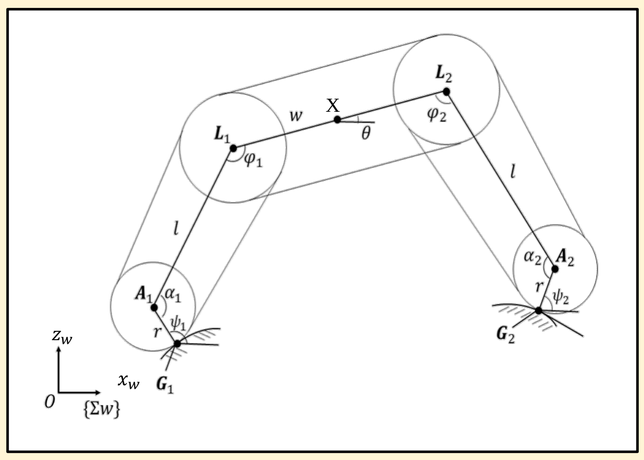
2．提案手法

- ロボットモデル（クローラロボット）
  - 二次元モデル
  - 左右一対のサブクローラの関節角度が同期
  - アイドラ上で2点接地
- 評価値の計算方法

↳ **可操作度**



ロボットモデル



- ロボット本体の中心位置・姿勢を運動学的視点から定量的に表す指標

両辺微分

$X = F(q)$ ⇒ $\dot{X} = J(q)\dot{q}$

本体位置・姿勢ベクトル

$X = (x, z, \theta)^{\mathrm{T}}$

関節角度ベクトル

$q = (\alpha_1, \alpha_2, \psi_1, \psi_2)^{\mathrm{T}}$

$J(q) = U\Sigma V^T$ （特異値分解）　$\Sigma = \begin{bmatrix} \sigma_1 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & \sigma_2 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & \sigma_3 & 0 \end{bmatrix}$

$w = \sigma_1\sigma_2\sigma_3$ （**可操作度**）

上限：なし

下限：0 （自由度の縮退を表す）

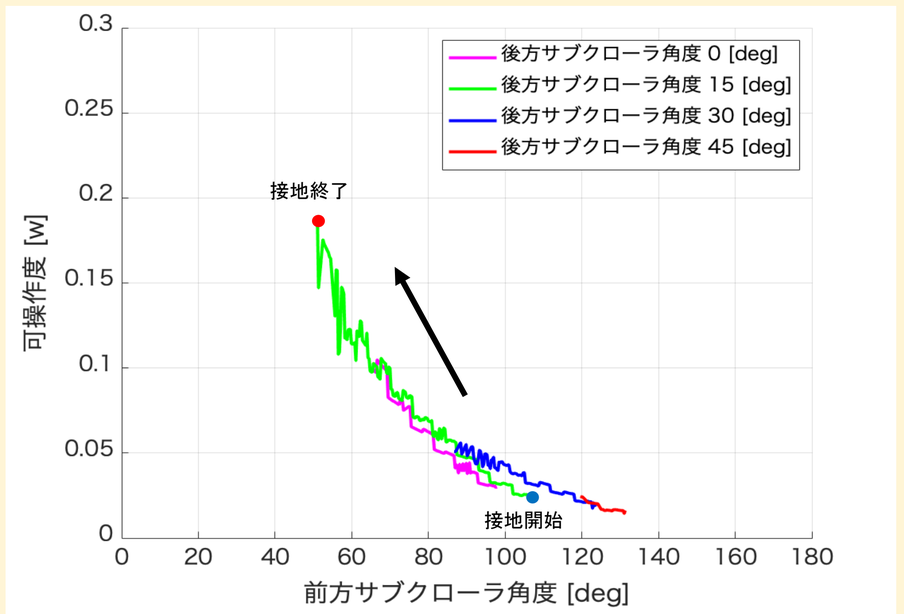
wの値が高い方が点数が良い

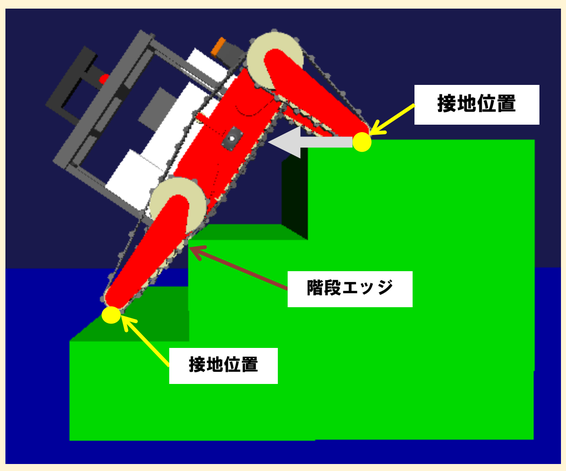
w：本体中心～サブクローラ回転軸までの長さ
l：サブクローラ回転軸～アイドラ中心までの長さ
r：アイドラ半径
G_i：接地点座標
L_i：サブクローラ回転軸座標
A_i：アイドラ中心座標
ψ_i：x軸とアイドラのなす角
α_i：サブクローラ回転軸と接地点のなす角
φ_i：サブクローラ回転角

- 検証実験 ： 階段踊り場乗り移り時の評価値のふるまいを検証

実験条件

1.前後アイドラを階段の踏み面に設地（2点接地の状態）
2.前方のサブクローラ関節角度のみを操作し、評価値を計算
3.2点接地の関係が崩れた場合、評価値の計算を終了





階段のパラメータ

原子炉建屋内部の階段の寸法を採用

階段勾配	40,45[deg]
階段蹴上げ高さ	0.220[m]

クローラロボットのパラメータ

後方サブクローラ関節角度	0,15,30,45[deg]
w：本体中心から関節軸間の長さ	0.461[m]
r：アイドラ半径	0.043[m]
l： アイドラから関節軸間の長さ	0.287[m]

- **設置開始から終了にかけて評価値が増加することを確認**
- **ロボットを転倒させないような操作が必要**

3．まとめ・今後の展開

- 評価値（可操作度）の計算を行うことでオペレータの遠隔操作スキルの点数化が可能
- メインクローラが設地した場合の評価値の計算方法の検討
- サブクローラの関節角度が非同期で動作する場合の評価値の計算方法の検討

福島研究開発部門

シミュレータを使った ロボット協力作業の操作訓練

鈴木　健太，迎田　俊二，川端　邦明

背景・目的

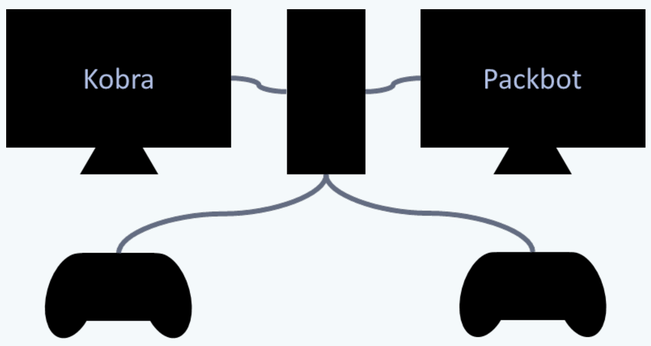
1Fで実施されたロボットを活用した廃炉作業
⇒　作業の安全・効率化のために2機のロボット（作業用／作業監視用）を利用
　作業用ロボットと作業監視用ロボットのオペレータの協力（連携）・スキル向上が重要

本報告

- 1Fで実施された作業事例を参考に2機のロボットを導入したシステムを構築・物理演算負荷試験
- リアルタイムシミュレーションを実現するためのカメラ解像度設定を検証

システム構築・検証

システム構成

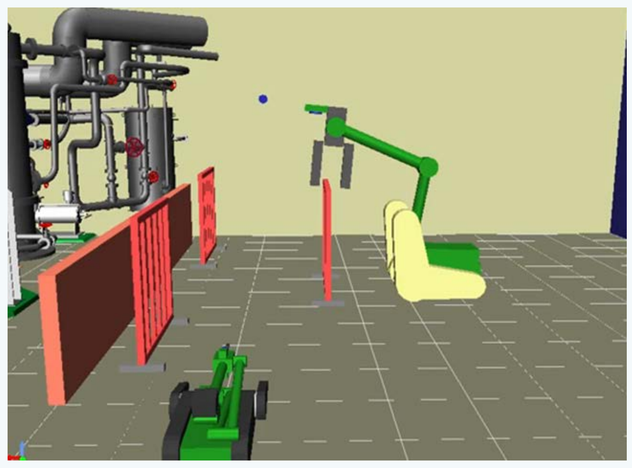


ソフトウェア
- OS:Ubuntu 18.04-LTS
- シミュレータ:Choreonoid

ハードウェア
- ワークステーション x1
- 操作用モニタ x2
- 操作入力用ゲームパッド x2

作業用／作業監視用ロボットのモデリング

- 1F2号機オペレーションフロアの調査に利用されたロボットを参考にモデリング
- 同フロア内でのフェンス撤去作業を例に操作訓練環境を仮構築



構築した操作訓練環境

物理演算負荷試験

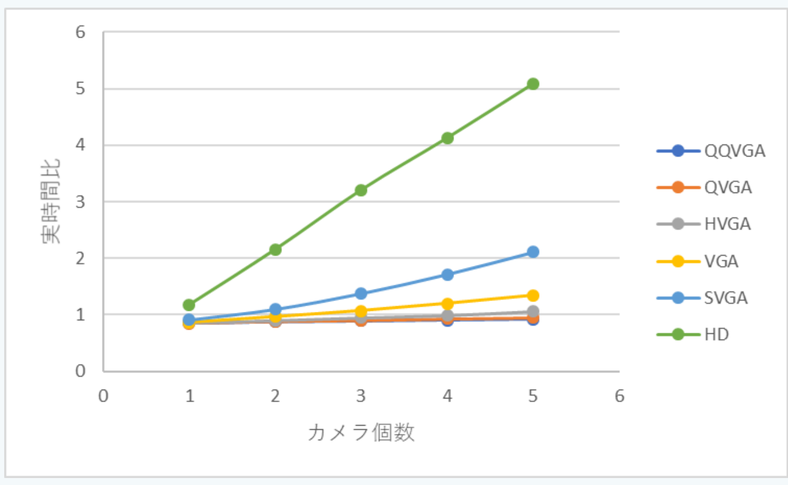
フェンス撤去作業を例に，シミュレーション時の遅延状況を確認
⇒　実時間比1.0以下（計算時間がシミュレーション時間以下）
　　遅延なくシミュレーション可能

	計算時間[s]	シミュレーション時間[s]	実時間比
1	16.8	20.001	0.839958
2	16.864	20.001	0.84315784
3	16.659	20.001	0.83290835
4	16.82	20.001	0.84095795
5	16.801	20.001	0.840008
6	16.866	20.001	0.84325784
7	16.833	20.001	0.84160792
8	16.937	20.001	0.84680766
9	16.815	20.001	0.84070796
10	16.817	20.001	0.84080796
平均	16.8212	20.001	0.84101795

カメラ解像度設定の検証

ロボットに設定したカメラ個数とカメラ解像度設定による
シミュレーションへの影響を確認
⇒　・QVGA以下の解像度設定では遅延なくシミュレーション可能
　　・HD設定では大きく遅延が発生，リアルタイムシミュレーション不可

	QQVGA	QVGA	HVGA	VGA	SVGA	HD
1	0.85430228	0.84921254	0.85319234	0.85983201	0.90845958	1.17767112
2	0.87729114	0.88092595	0.89713514	0.9620119	1.09705015	2.15655717
3	0.88830058	0.89768012	0.94511774	1.07031648	1.37616619	3.20899955
4	0.90480476	0.92517874	0.98675566	1.19848008	1.71620419	4.12927354
5	0.9180791	0.94549273	1.05716714	1.34182291	2.10788461	5.0879306



まとめ

2機のロボットによる協力作業をシミュレートするためのシステムを構築
- 物理演算負荷試験の結果、実時間性良好
- 複数のカメラを使用するときは、QVGA以下の設定を推奨

展望：　複雑にロボット同士が干渉する操作環境について実時間性を検証予定

福島研究開発部門

JAEA施設における原子力緊急事態のための遠隔操作資機材の整備及び操作訓練

原子力防災資機材（遠隔操作資機材）の整備に至った経緯

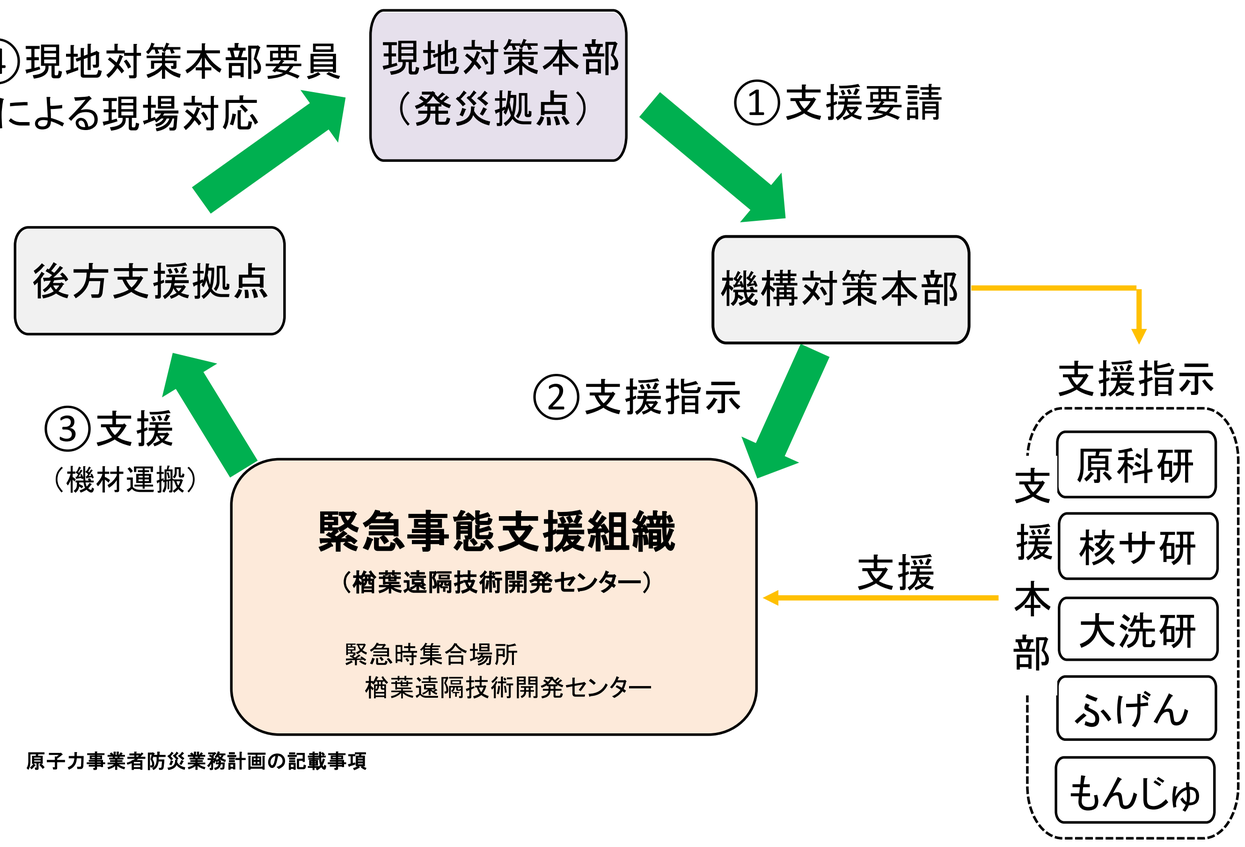
１９９９年　９月３０日	茨城県東海村の㈱ジェー・シー・オー　ウラン加工施設で臨界事故が発生。
１９９９年１２月１７日	原子力災害対策特別措置法（「原災法」という）が施行。
２０１１年　３月１１日	東京電力㈱福島第一原子力発電所事故が発生。
２０１２年　９月１４日 （同年　９月１９日施行）	原災法及び同法「計画等命令」が改正され、実用発電炉を有する原子炉設置者に対し、遠隔操作資機材の整備が要求される。
２０１２年１０月１６日	JAEA施設へ計画等命令の適用拡大を考慮し、遠隔操作資機材の整備を開始。
２０１７年　８月　１日 （同年１０月３０日施行）	計画等命令が改正され、試験研究炉（１０MW以上）と再処理施設にも適用されることとなった（もんじゅ、ふげん、ＨＴＴＲ、ＪＭＴＲ、常陽、ＪＲＲ－３、東海再処理施設）。
２０１７年１２月	楢葉遠隔技術開発センター（原子力緊急事態支援組織）でＪＡＥＡ各対象施設の要員に対して遠隔操作資機材の操作訓練を開始。

JAEA各対象施設の操作要員の訓練風景

遠隔操作資機材の種類

分　類	名　称	用途	台数
遠隔操作資機材	偵察用ロボット	現場撮影や放射線測定、作業用ロボットの操作補助	2
	作業用ロボット	障害物の撤去、扉や弁などの操作、偵察用ロボットの走行補助	2
	小型無人ヘリ	高所からの現場偵察	2
運搬用車両	ロボット運搬車両	楢葉センターから発災事業所後方支援拠点にロボットを運搬する	2
現地活動用資機材等	作業用資機材	ロボットの予備バッテリーや部品	1
	一般資機材	運搬時に必要な非常食やサニタリー用品など	1

遠隔操作資機材による現場対応イメージ



遠隔操作資機材の運用体制

福島研究開発部門

研究連携成果展開部
施設供用制度

福 島 地 区

楢葉遠隔技術開発センター（モックアップ試験施設）

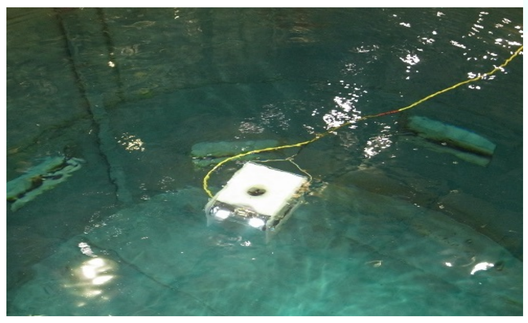
大空間を利用した大型機器のモックアップ実証試験、災害対応用ロボット等の開発・実証試験

バーチャルリアリティシステム

仮想現実技術を用いてあたかも現場にいる感覚で実現場作業等のシミュレーションが実施可能

モーションキャプチャ

幅10m×奥行10m×高さ2mの広い空間領域で、ロボットの動作を定量的に計測することが可能



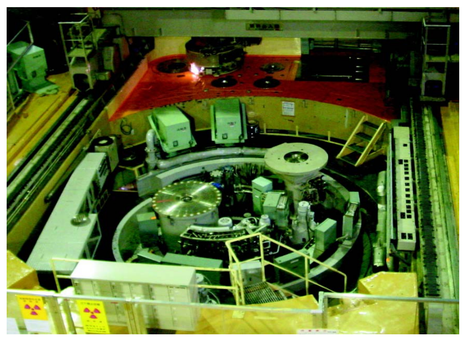
ロボット試験用水槽

直径4.5m、水深5mの円筒型水槽で、水中ロボット等の実証試験に利用可能

大 洗 地 区

高速実験炉「常陽」

（運転再開に向け準備中）



原子炉用燃料・材料の照射試験、材料開発、基礎研究のための中性子照射等、ホットラボにおける照射後試験

トライアルユース制度
他各種料金制度あり

敦 賀 地 区

ふくいスマートデコミッショニング技術実証拠点

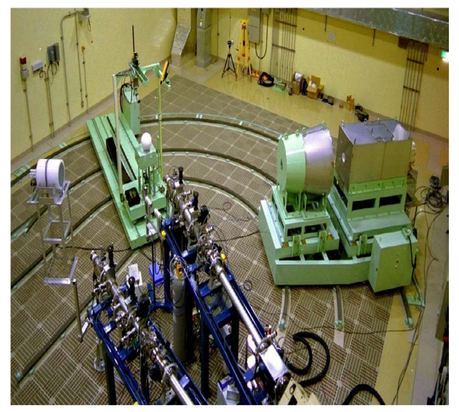
円筒型水槽（水深10m）、レーザーを用いた原子炉解体技術実証試験、 複合現実感（MR）を用いた実現場作業体験等

東 海 地 区

燃料試験施設

燃料・材料の照射後試験等

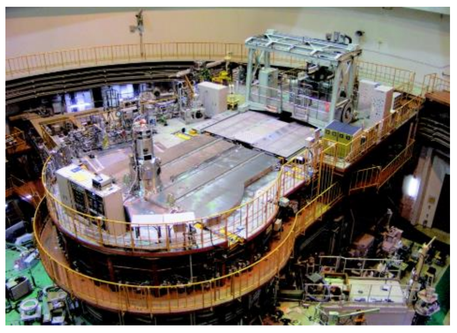
放射線標準施設



放射線測定器の研究開発・特性試験・校正試験、線量評価法の開発等

研究用原子炉 JRR-3

（Ｒ３年2月末運転再開予定）



放射化分析、原子炉用燃料・材料の照射試験、ラジオアイソトープの製造、シリコンドーピング、生体分子構造解析、残留応力解析、元素分析、イメージング等

タンデム加速器

重イオンによる核物理、核化学、物性物理等の研究、核データの整備等

播 磨 地 区

大型放射光施設 SPring-8

原子力機構専用ビームライン・装置

物質構造及び材料物性の原子・分子レベルの解明、機能性材料が示すナノスケール現象のその場観察等これらの実現に必要な放射光利用技術開発等

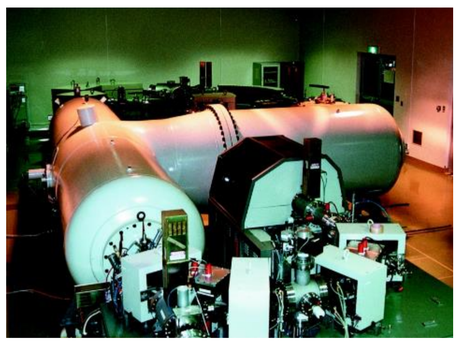
東 濃 地 区

ペレトロン年代測定装置

地球科学、考古学、環境科学等に関わる試料の炭素、ヨウ素、ベリリウム、アルミニウム同位体比測定(ベリリウム、アルミニウム は測定のみ)

むつ地区

タンデトロン施設



環境における放射性核種の移行挙動研究、年代測定等に関わる炭素・ヨウ素同位体比の測定

（お問い合わせ）

TEL029-282-6260　E-mail:renkei.shisetsu@jaea.go.jp

研究連携成果展開部
成果展開事業

原子力機構は、研究開発成果の中で生まれた知的財産を、企業の皆様にご活用いただき、実用化共同研究を推進することにより、その成果を広く社会に還元いたします。

成果展開事業制度

・共同研究により企業の製品開発を支援。

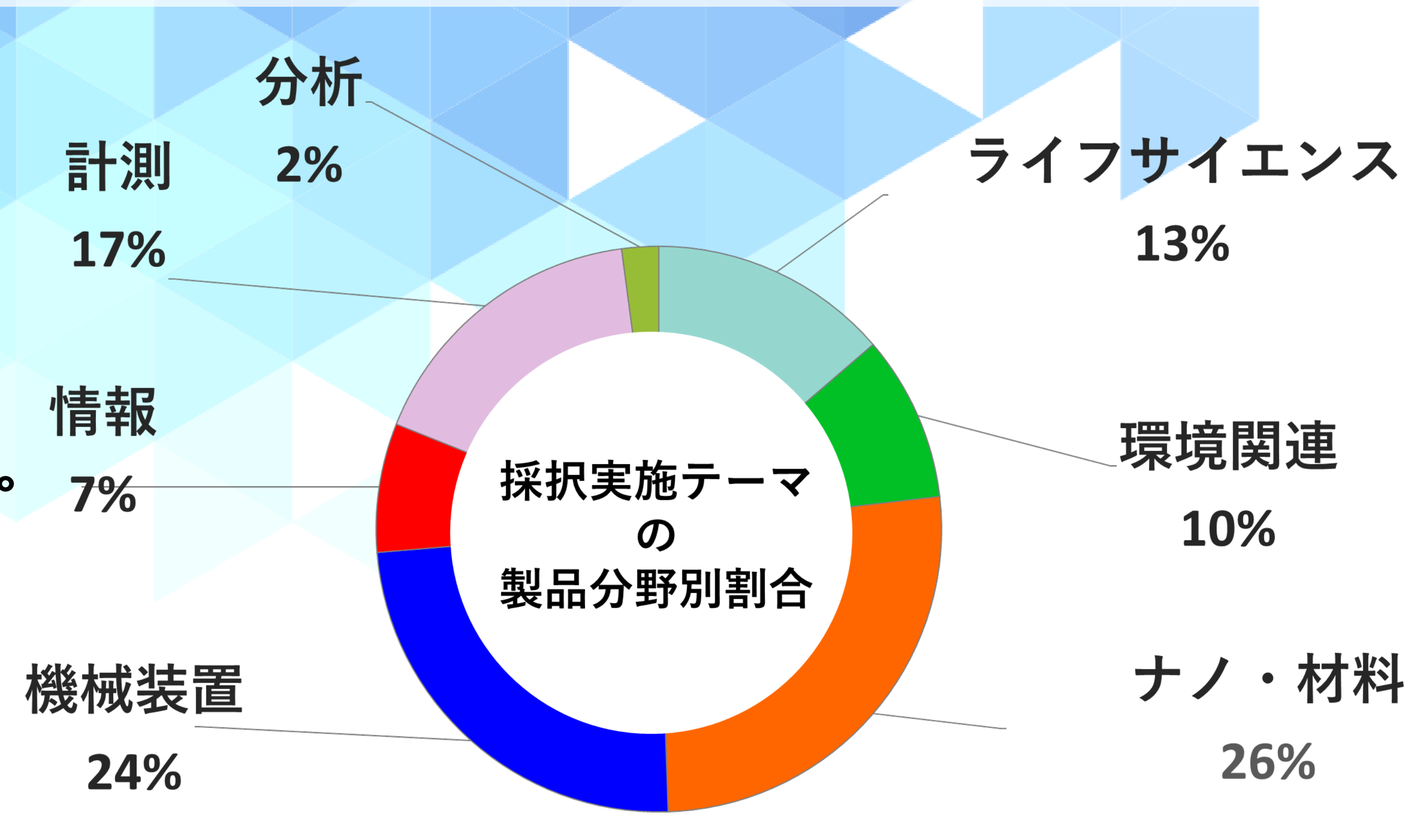
・最長4年間。

・開発費の半額（最大1000万円/年）を提供。

・毎年、テーマを公募で決定。

平成10年度～令和元年度実施分において、

製品化率　45 %！



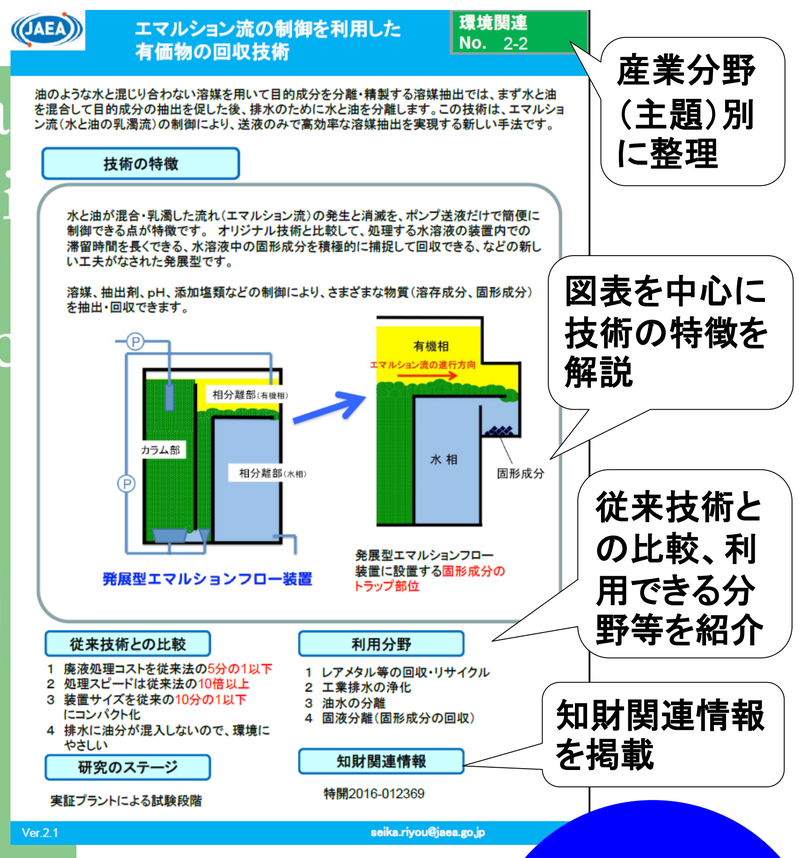
技術シーズ集

機構の保有知財のうち、実用化の可能性が高い特許等(126件)の解説シート集

・当該技術の特徴、従来技術との比較、**利用分野、研究ステージの情報**を記載

・**特許番号等関連情報**も表示

・**今年度10月第5版改訂発行**



産業分野（主題）別に整理

図表を中心に技術の特徴を解説

従来技術との比較、利用できる分野等を紹介

知財関連情報を掲載

情報

ナノ・材料

機械装置

環境関連

計測

ライフサイエンス

分析

様々な産業分野へ利用可能な技術シーズ

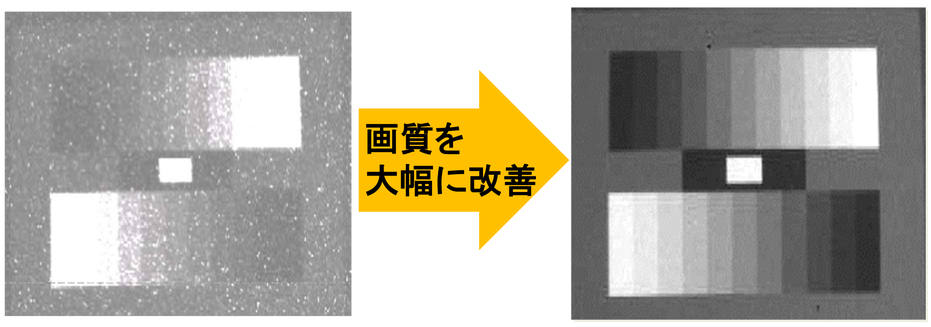
伝統産業 地場産業

地域の身近な産業における活用例を紹介

吸湿による伸縮を抑制した機能和紙で表具した金屏風
(技術シーズ集 伝統産業・地場産業への応用例No.1)

水中の放射性セシウム（Cs）濃度を高速かつ確実に検知する、放射能濃度計測装置
(技術シーズ集No.6-33)

高い耐放射線性と綺麗な画質を両立させたデジタルカメラシステム(技術シーズ集No.6-18)



（お問い合わせ）

◆利用可能な技術についてはコチラ◆
TEL : 029-282-6019 , 029-282-6192
(当課のコーディネータが対応致します)

◆成果展開事業についてコチラ◆
TEL : 029-282-6467

◆メールアドレス◆
E-mail : seika.riyou@jaea.go.jp

研究連携成果展開部
成果情報

● 原子力機構の研究開発成果2019-20

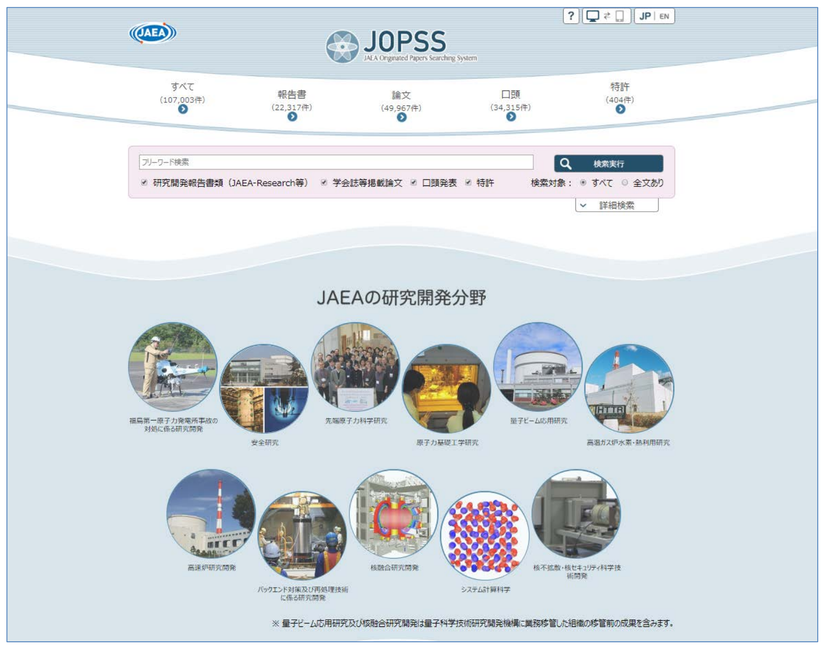
- 機構の研究成果をわかりやすくまとめ、年1回刊行する情報誌
- 最新の論文・報告書を図表・写真を用いて1件1葉で紹介
- 巻頭は福島第一原子力発電所事故に関する17件の成果

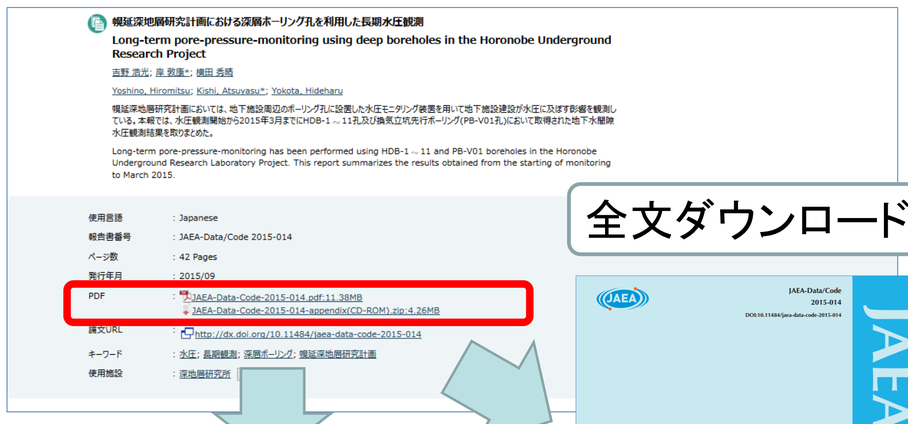
https://rdreview.jaea.go.jp/

● 研究開発成果検索・閲覧システム(JOPSS)

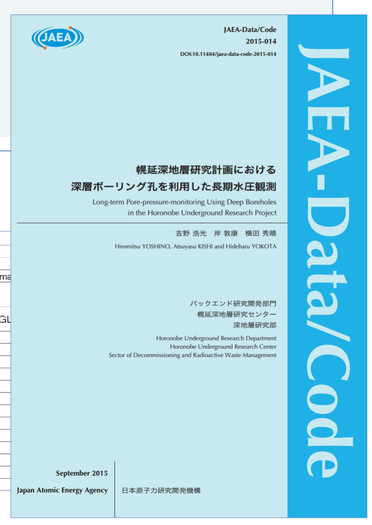
https://jopss.jaea.go.jp/

- 原子力機構の研究開発成果約10万7千件（JAEAレポート、学術論文、学会等での講演、特許）を検索・閲覧
- 福島事故に関するJAEAレポートの全文PDFファイルや付録データをダウンロード可能
- 電子ジャーナル、プレスリリース、解説記事へのリンクを提供
- 公開特許公報、特許公報、開放特許情報データベースへのリンクを提供

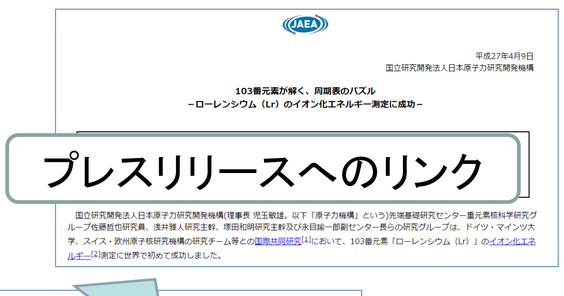




全文ダウンロード



付録データのダウンロード



（お問い合わせ）TEL:029-282-5375　E-mail:jopss@jaea.go.jp

研究連携成果展開部

福島原子力事故関連情報アーカイブ

Fukushima Nuclear Accident Archive

https://f-archive.jaea.go.jp

福島第一原子力発電所事故に関する
公的機関等のインターネット情報と学会等発表情報の検索・閲覧サイト

【目的】

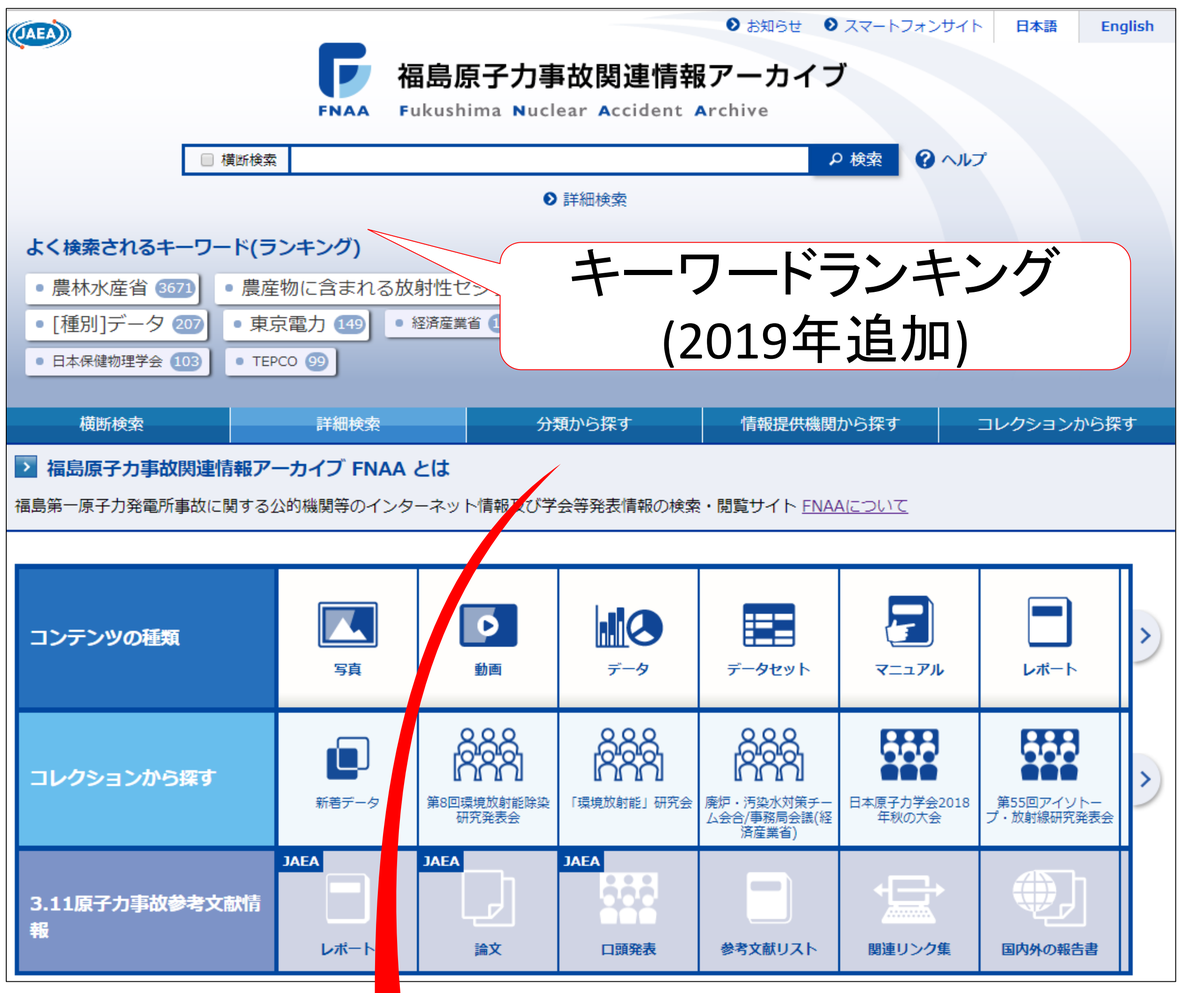
- 福島第一原子力発電所事故の対応に係る研究開発の参考となる情報を将来に渡って提供する

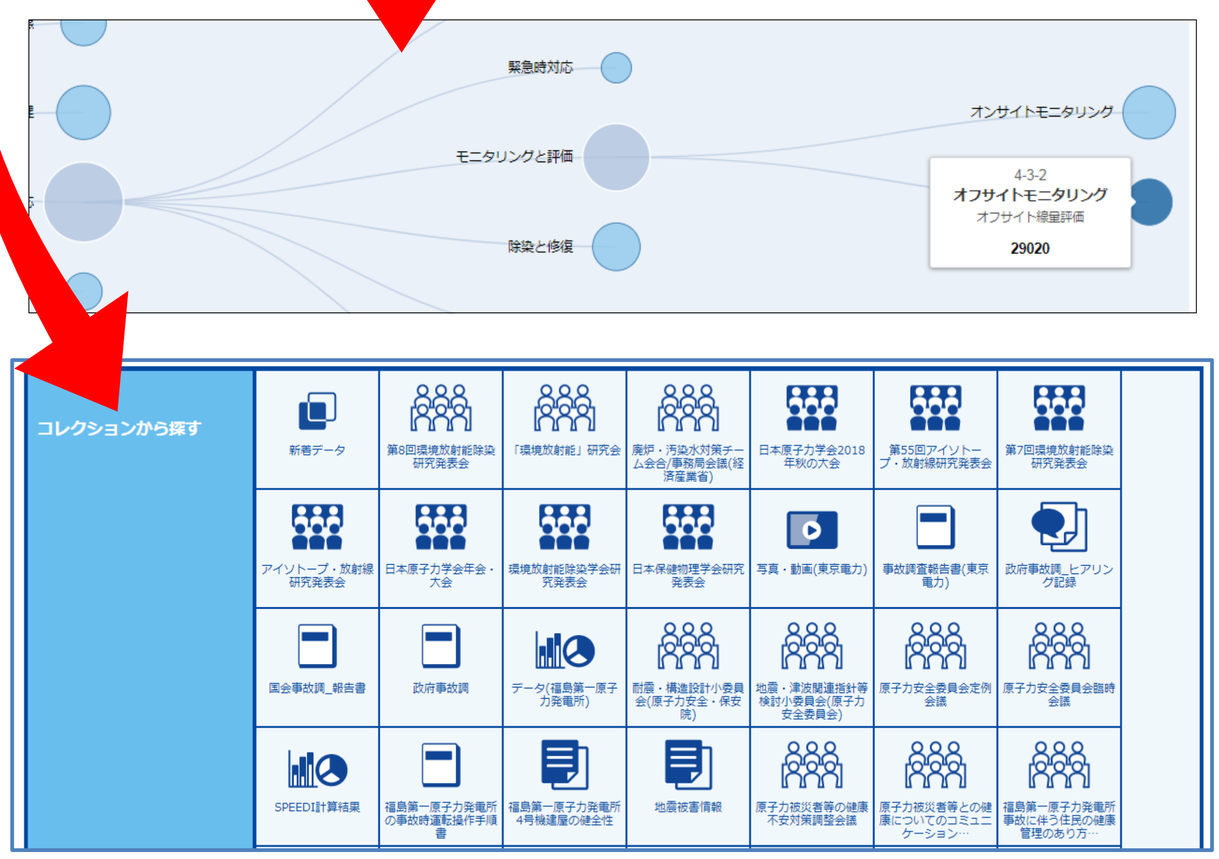
【概要】

- JAEAが運用する、福島第一原子力発電所事故に関する情報検索・閲覧サイト
- 国等の公的機関、学術機関及び研究機関、自治体、学会等のウェブサイトから発表された情報、学会等の口頭発表情報を幅広く収集
- IAEAが作成する原子力事故情報を整理するための階層分類(タクソノミー)を使用し、体系的な情報の整理を実施

【収録内容】

- 公的機関等のウェブサイト掲載の福島第一原子力発電所事故関連情報（約17万件）
  - 東京電力、政府機関(経済産業省、文部科学省等)、研究開発機関(JAEA等)、事故調
- 原子力関連学会等で発表された福島第一原子力発電所事故関連の発表情報（約7500件）
  - 日本原子力学会、日本アイソトープ協会、環境放射能除染学会、日本保健物理学会
    KEK「環境放射能」研究会

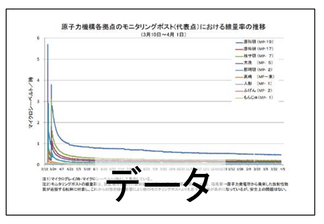




【情報源へのリンク】

〇公的機関等のウェブサイト

国立国会図書館の「インターネット収集保存事業（WARP）」により*保存された情報源*へリンクすることで、将来に渡ってのアクセスを確保



〇学会等の情報

JAEA図書館の所蔵情報へリンクしており、*文献複写申し込み*を行うことにより全文入手が可能

また、許諾が得られた発表については、要旨集・予稿集掲載の*全文(PDF)をFNAA上に掲載*

【収録内容の可視化】

IAEAタクソノミーの階層構造(上位・下位関係)、当該項目に分類される収録件数を可視化

【コレクションから探す】

FNAAの収録コンテンツから、学会等の予稿集、委員会等の会議資料・議事録、事故調の調査報告書等を抽出し、アイコンで表示

（お問い合わせ）TEL:029-282-5738　E-mail:f-archive@jaea.go.jp