

平織FRP遮蔽材の 遮蔽効果と機械的特性

福島工業高等専門学校 中田 陸斗, 鈴木 茂和, 赤尾 尚洋

研究背景・目的

廃炉に向けた遠隔操作ロボットの導入が進められているなかで、放射線の影響によるロボットの寿命低下をできるだけ抑えるため、軽量かつ高強度な素材が求められている。そこで、FRPと金属粉末を混ぜることで軽量かつ高強度な素材の作製を提案する。

実験方法

・遮蔽材の作成

FRPはエポキシ樹脂と硫酸バリウムをベースに平織のガラス繊維と段ボール構造のガラス繊維を使用して作製、段ボール構造の隙間を樹脂で埋めた試験片は中実とみなし、そうでない試験片は中空とみなした。樹脂にはそれぞれ0%、10%、30%、50%の質量パーセント濃度を用意する。

・遮蔽効果測定

遮蔽材がある場合とない場合の放射線の透過率は放射線測定器(NaI)と放射線源を使用して計算(137Cs)。結果から相対的な遮蔽効果を評価した。図1に測定条件を示す。

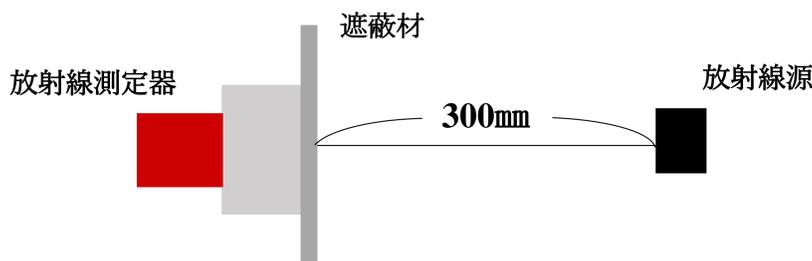


図1 遮蔽効果測定 概要図

・3点曲げ試験

曲げ強度は3点曲げ試験により測定した。実験条件を以下に説明し、治具を図2に示す。

支持スパン	18mm
試験片サイズ(厚さ×幅)	約 4 mm x 13 mm
送り速度	0.5mm / min

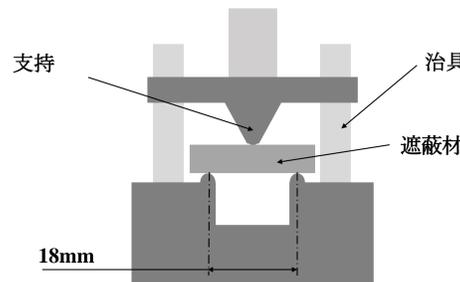
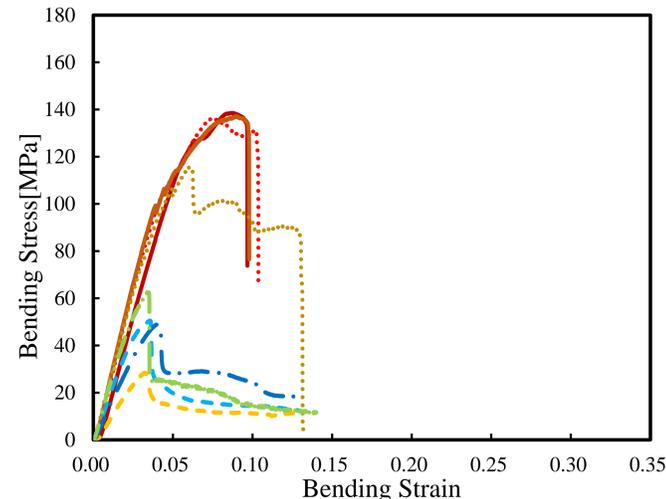
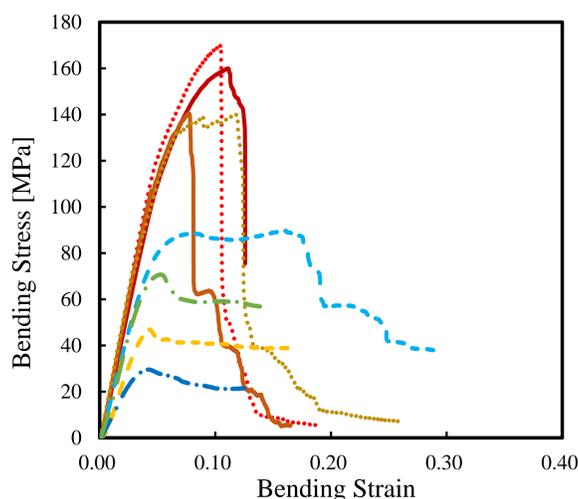
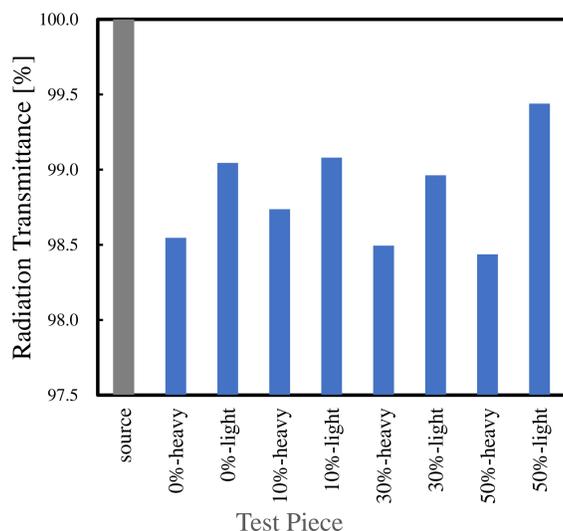


図2 3点曲げ試験 概要図

実験結果

遮蔽効果測定の結果について図3に示す。グラフは、硫酸バリウムが0%のFRPと他の濃度FRPの間でシールド効果に違いがないことを示している。これは、硫酸バリウム粉末を添加することによってシールド効果を効率的に改善することは困難であることを示唆している。

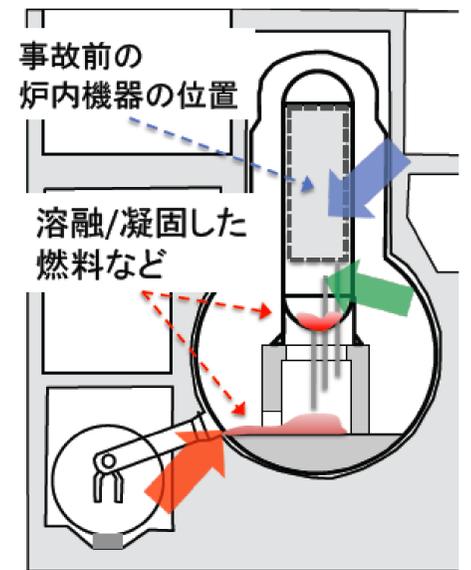
3点曲げ試験について図4、5に示す。図4は溝の方向に垂直な圧子を使用して荷重を加えた場合の3点曲げ試験の結果であり、図5は方向に平行な圧子を使用して荷重を加えた場合の結果となっている。溝の硫酸バリウムの比率による強度の有意な変化はなかった。比強度を計算したところ、硫酸バリウムの割合が増えると比強度が低下した。



1. 研究背景・目的・概要

・ 溶融燃料の接触などにより炉内機器/格納容器は加熱され、構造材料の強度及び微細組織に影響が生じたと考えられるため、炉内機器及び格納容器の構造材料(類似鋼)に熱履歴などを加え、微細組織、強度などの変化を評価している。
このうち、微小試料から評価できる微細組織などから、事故時の加熱温度、構造物の残存強度が推定でき、これらは、様々な負荷が加わる廃炉作業の安全性確保、事故過程解析に有用と考えられる。

- A. 炉内機材料: イオン照射した316鋼を、800°C x 10000sまでの範囲で焼鈍し、転位ループの数密度及び大きさが変化すること、さらに、微細組織から、事故時の加熱温度が推定できることを示してきた。ここでは、これらの概要と共に、微細組織からの強度の推定についても示す。
- B. 格納容器鋼: 類似鋼であるSTS370を用い、加熱、加熱保持時間、冷却速度、冷間加工などが強度、破壊靱性及び微細組織に与える影響について評価し、オーステナイト温度領域からの急冷、冷間加工(<5%の少ない歪み量でも)が、破壊靱性を大幅に下げること示してきた。ここでは、これらの概要と共に、加熱温度が高い場合(>1300°C)に生じた、破壊靱性値の低下などについても示す。



http://www-pub.iaea.org/iaemeetings/EM4/30Jan/Suzuki_d.pdf, Demolition and Removal of Structures Damaged or Contaminated as a Result of the Fukushima Accidentを参考に示した

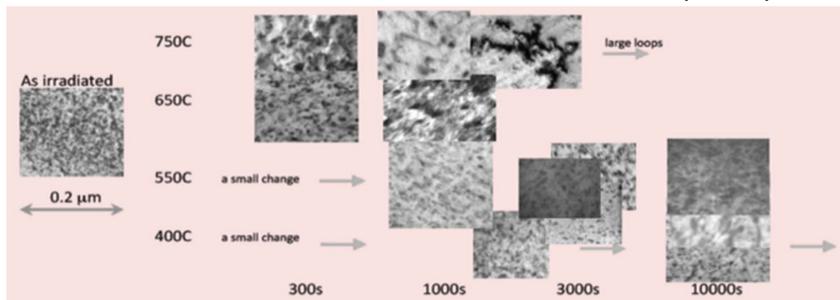
A. 炉内機器構造材料(316鋼)

A2. 実験方法/試料

- 供試材 316鋼 Kobelco製原子力グレード
- 0.13C-0.47Si-1.5Mn-0.025P-0.001S-12.6Ni-17.4Cr-2.5Mo-0.1N-Fe
- 熱処理 1050°Cで1時間保持(溶体化処理)
- イオン照射(TIARA施設) 300°Cで10MeV Feなどを1dpa(peak)
- 焼鈍 真空封入し、400-800°Cにて、300-10000s
- 微細組織観察 FIBで薄膜を作製し、透過電子顕微鏡観察

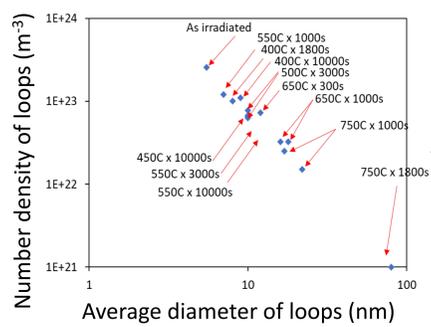
A3. 結果及び考察

焼鈍により、イオン照射で導入された微細な格子間原子型転位ループが成長すると共に、数密度が減少(下図)。



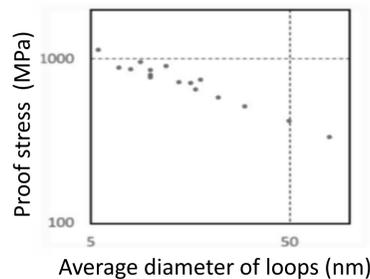
焼鈍条件による微細組織変化の例

各焼鈍条件における、転位ループの数密度(Number density)と大きさ(Average size)は、たがいに従属的に変化した(右図)。一方高温になった時間は、ジルカロイ-水反応の時間(1-3時間)に限られるため、微細組織から事故時の温度が推定できる。



焼鈍前後の微細組織変化

転位ループの数密度(N_l), 大きさ(d)から、残存している強度を、 $\Delta\sigma_i = M\alpha\mu b(N_l d)^{1/2}$ で推定できる(右図)。ここで M , α , μ , b は、それぞれテイラー因子、障壁強度、剛性率、Burgers vectorである。



微細組織からの強度推定値

A4. まとめ

微小な試料が採取できれば、微細組織から、事故時の温度上昇、残存強度を推測できる。また、事故時に750°Cまで上昇したとすれば、残存強度は500MPa程度となると推定される。

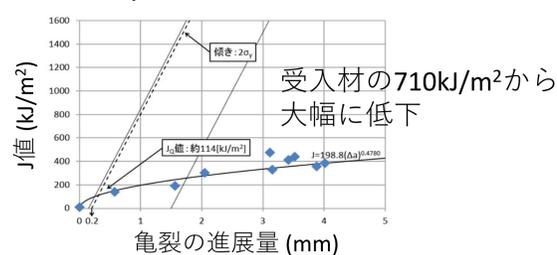
B. 格納容器鋼(STS370鋼)

B2. 実験方法/試料

- 供試材 STS370鋼 JFE(Tenaris)
- 0.2C-0.17Si-1.5Mn-0.49Mn-0.008P-0.005S-Fe(bal.)
- 熱処理 熱間圧延材を、大気炉で加熱(急冷は水冷による)
- 微細組織観察/硬さ試験 光顕/Vickers硬さ
- 強度評価 引張試験、破壊靱性試験(徐荷コンプライアンス法)

B3. 結果及び考察

加熱後徐冷材は、時効(800hまで)の有無によらず、軟化と破壊靱性値増加を示したが(受入材の710kJ/m²に比して<80%まで増加)、急冷材及び冷間加工材では大幅な減少が生じた。

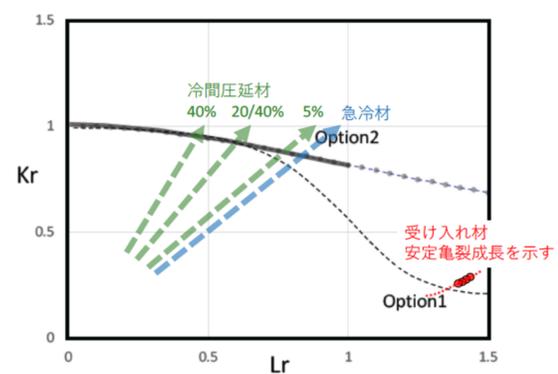


急冷材の破壊靱性(J-R曲線)



5%冷間加工材の破壊状況

熱履歴及び冷間加工による、破壊挙動の変化を、破壊評価線図(FAD)で示す(右図)。受入材は、延性挙動を示した(右下赤plot)。一方、比較的少ない歪み量(5%)でも、冷間加工により脆性的な挙動に変化した。



急冷等の影響(FADプロット)

さらに、特に高い温度まで加熱すると(1300°C以上)、徐冷した場合でも、右図に見られるように、脆性的な破壊を示す変化を生じた(右側の試験片)。



高温加熱試験片(右)での脆性的な破壊(1430°Cx1h 徐冷)

B4. まとめ

加熱が生じてても(<1300°C)、急冷される場合を除き、破壊挙動は、延性的な状態を保つと考えられる。しかし、比較的少ない冷間加工(~5%)で、脆性的傾向が生じる他、1300°Cを超える短時間加熱(1h程度)で、脆化が生じると考えられる。

Object Recognition and Pose Estimation from RGB-D Data Using Active Sensing

アクティブセンシングによるRGB-Dデータからの物体認識および姿勢推定

s1250156 SHISHIKI Keito, Supervisor: NARUSE Keitaro



1. Summary of the Research

In most of robot arm applications, pose estimation of a target object for picking, which has loose constraints on grasping pose, has been actively studied (Fig. 1). On the other hand, we need more precise pose estimation for continuous motion of a robot arm such as turning a valve in factory inspection (Fig. 2). In my GT research, I develop such the precise object recognition and pose estimation by RGB-D camera attached to a robot arm introducing the concept of active sensing.



Fig. 1: Conventional task.

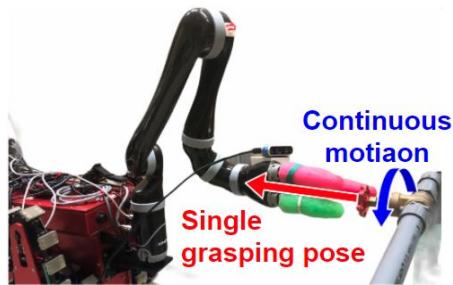


Fig. 2: Task in this study.

2. Approach/Methodology

2.1 Related Research

In [1], they performed pose estimation for a single valve with a fixed view in a scene (Fig. 3). In this study, I estimate a pose for multiple objects from various orientations (Fig. 4).



Fig. 3: Single target in scene.



Fig. 4: Multiple targets in scene.

2.2 Approach

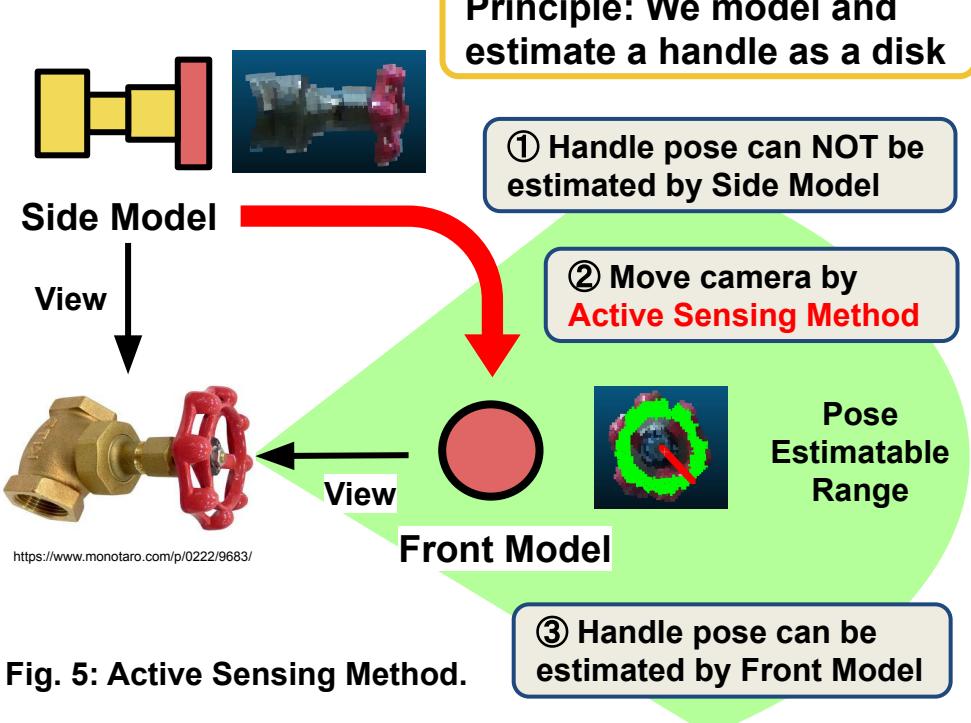


Fig. 5: Active Sensing Method.

An RGB-D camera attached to the robot arm is used for object recognition and pose estimation. If it cannot estimate a pose, I introduce the active sensing method to decide a camera position where the robot can estimate its pose. (Fig. 5)

3. Current Results and Status

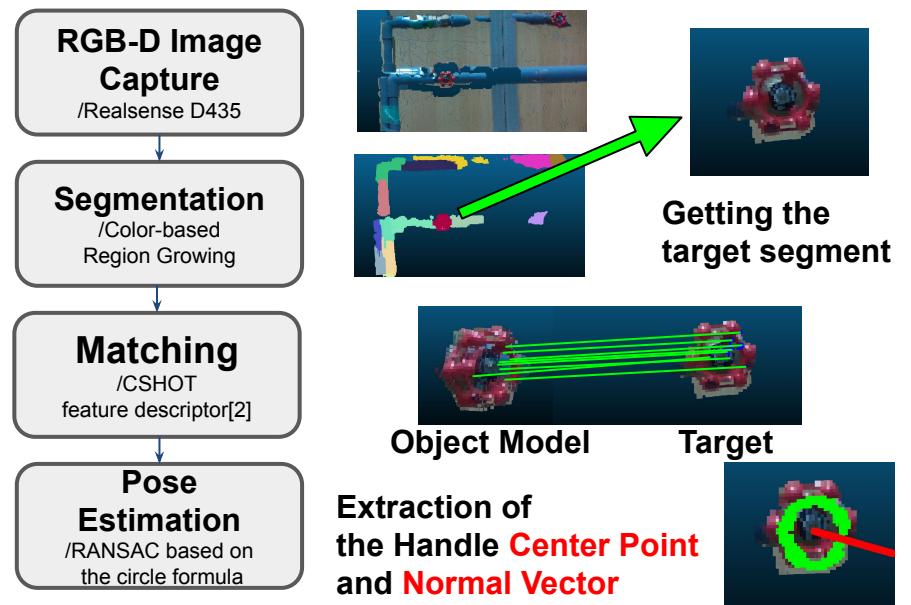


Fig.6: Current system architecture of object detection and pose estimation.

Table 1: Object recognition and pose estimation of single model with angles.

	0°	30°	60°	75°	90°
Matching					
	Match	Match	Match	Not Match	Not Match
Pose Estimation (Inlier)					
	(258)	(221)	(172)		

4. Remaining Tasks and Tentative Schedule

	Nov.	Dec.	Jan.	Feb.
Improvement of modeling (CAD/Measurement) for object recognition				
Development of Active Sensing Method for pose estimation				
Thesis writing				

References

[1].Jeongsoo Lim et al., "Robot System of DRC-HUBO+ and Control Strategy of Team KAIST in DARPA Robotics Challenge Finals", Journal of Field Robotics(2015), pp.821-823.
 [2].Tombari, S. Salti, and L. Di Stefano, "A combined texture-shape descriptor for enhanced 3D feature matching", Proc. IEEE Int. Conf. Image Process(2011), pp. 809-812.

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。

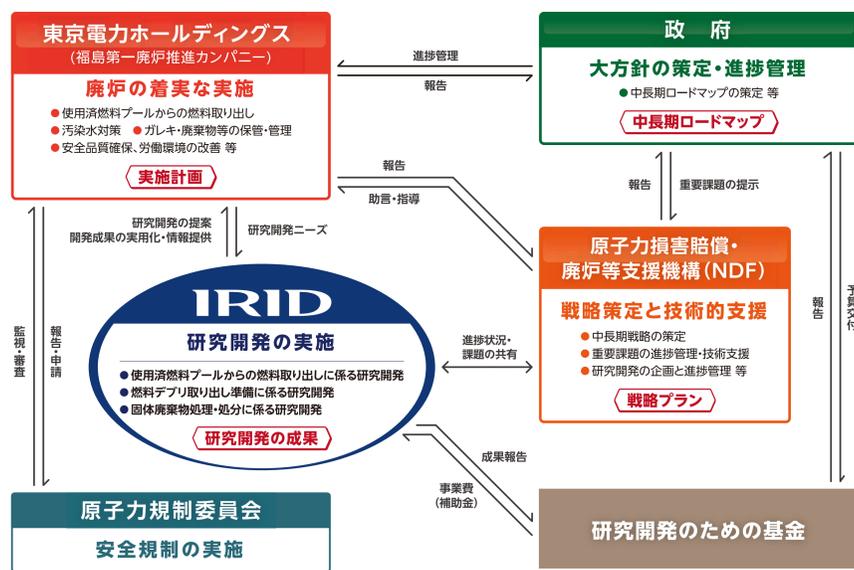
事業内容

- 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

中長期ロードマップの期間区分



① 3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

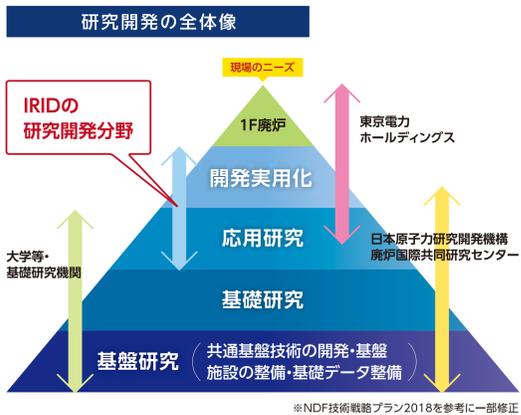
② 現在は、第2期中盤

- 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



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(株)、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)、三菱重工業(株)、(株)アトックス
- 電力会社等 : 北海道電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、日本原燃(株)

IRID研究開発概要

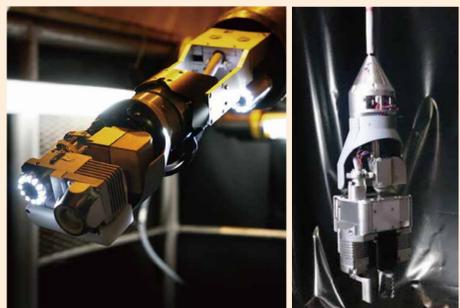
「燃料デブリ取り出しに挑む-Ⅲ」

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



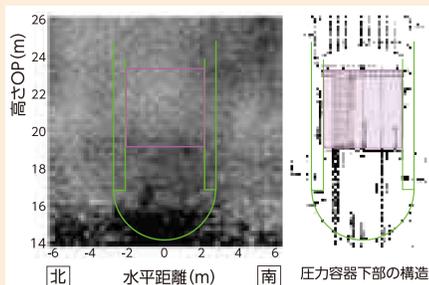
2号機調査



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



燃料デブリ取り出し技術

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し技術

ロボットアーム



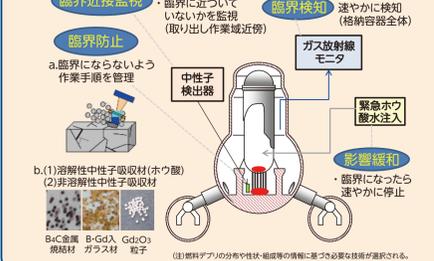
筋肉ロボット



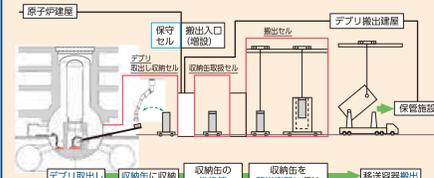
双腕型ロボット



燃料デブリ臨界管理技術



燃料デブリ収納・移送・保管技術



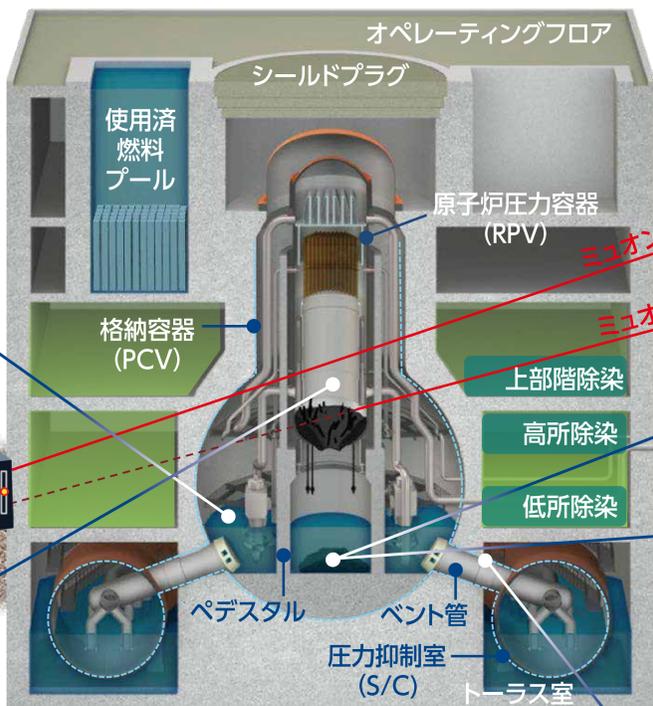
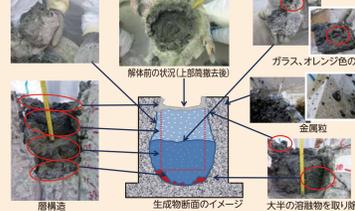
PCV内部状況分析

燃料デブリ サンプルング用 アーム型 アクセス装置



燃料デブリ性状把握

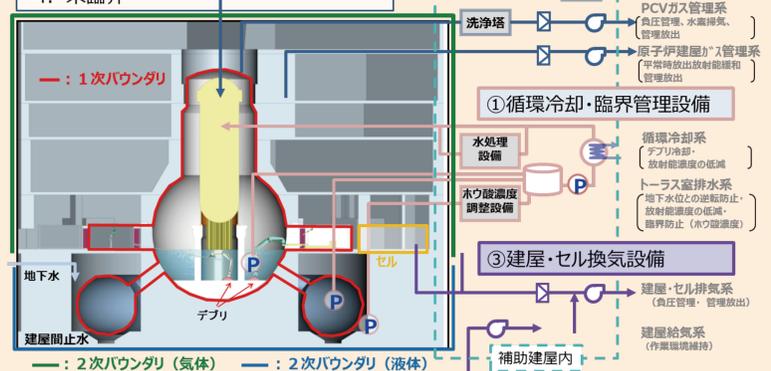
大型MCCI試験生成物の外観



安全系システム(気中-横アクセス工法の概念設計)の検討

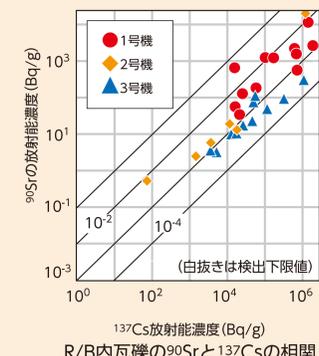
必要な安全機能

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



放射性廃棄物の処理・処分

固体廃棄物の処理・処分

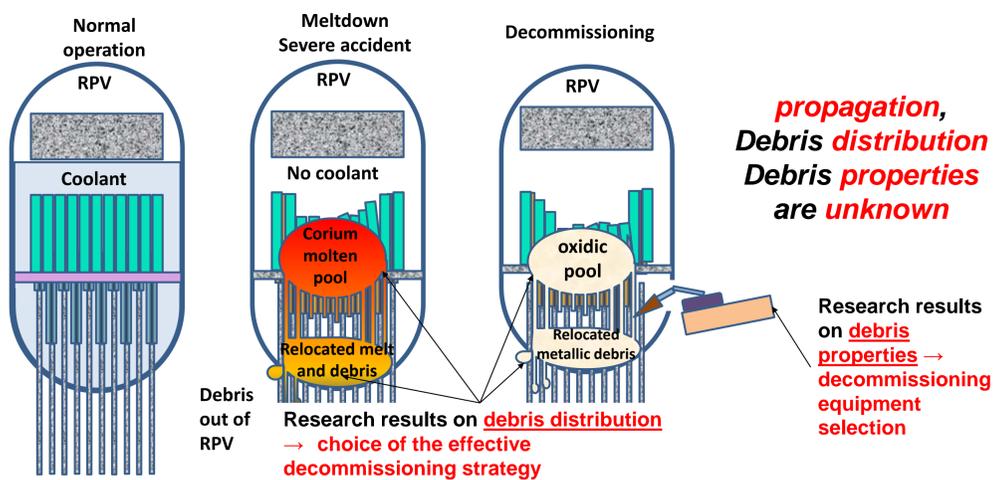


Core meltdown features at the early phase of an accident under postulated 1F Unit 3 conditions

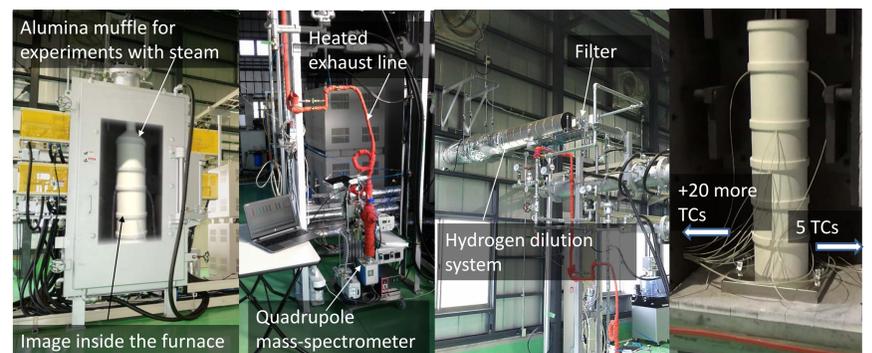
Pshenichnikov Anton, 永江 勇二, 倉田 正輝

Background: Recently, IRID published the measurements performed on the microparticles from the Unit 3 and the other Units of 1F. Together with U and Zr in small amounts, they contained lots of control blade materials: Fe, Cr, Ni, B. Experimental analysis in CLADS performed for Unit 3 showed nearly the same result: melt produced by B_4C granules dissolution in Fe may have significant volume even during accident under oxidizing conditions during 1F Unit 3 accident if it does not contain Zr. This is very much possible only in BWRs concerning their special internal structure of the core. The mechanism of the metallic 1F corium debris formation and propagation requires additional investigation.

Main conclusion: Metallic debris formation in oxidative environment started with the control blade melting and relocation of this eutectic melt. In the simulated Unit 3 scenario (CLADS-MADE-02 test) the amount of Zr involved was negligible. The surface of the ferrous melt was slightly oxidized after the relocation and solidification. The more Zr was involved in melting the higher will be the oxidation of the resulting melt. Hence, the amount of generated hydrogen for the Unit 3 scenario is the highest among the 1F units. The resulting volume of metallic debris should be lower than in the Unit 2. However, even this amount is enforced by B, so it represents additional difficulties for the 1F decommissioning.

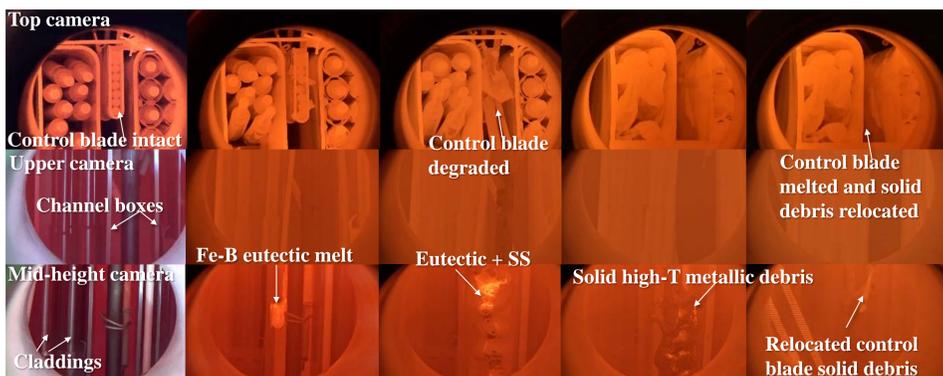


The **LEISAN** facility
Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors



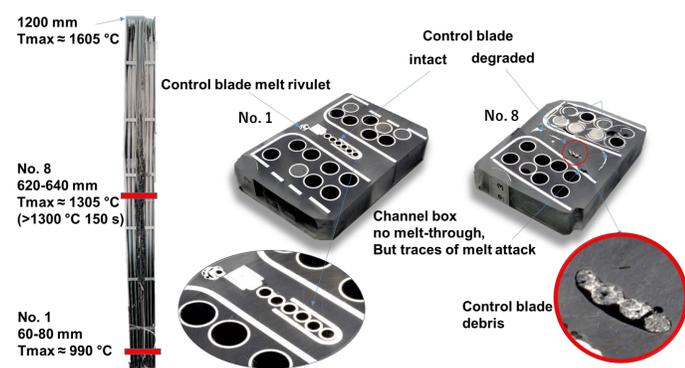
In situ observed stages of the BWR core melting

- Stage 1: transient heating
- Stage 2: onset of melting
- Stage 3: (70 s) massive melting blockage formation
- Stage 4: secondary melting
- Stage 5: solid debris relocation

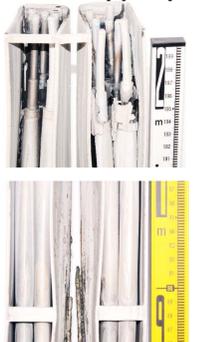


Post-test investigations

Examples of the cross-section analysis



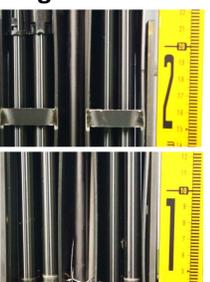
Oxidized upper part



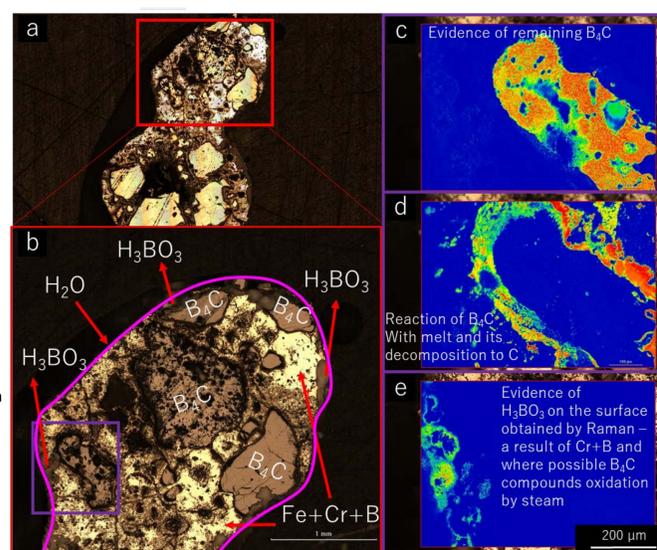
Solidified melt in the middle part



Lower part Slight oxidation

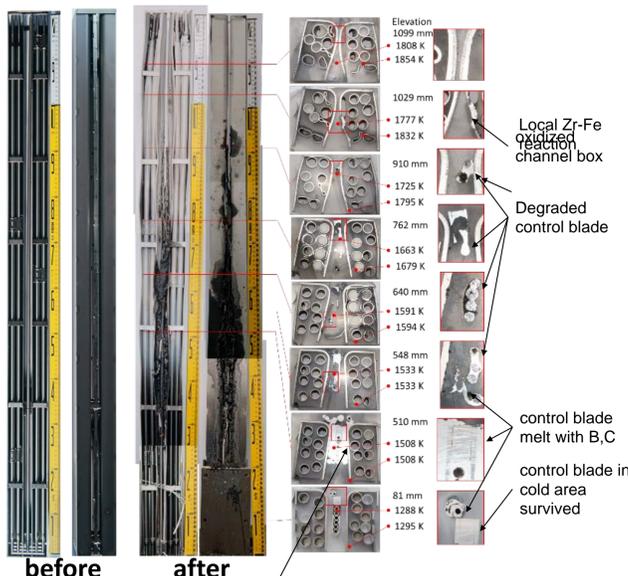


Raman spectroscopy



New results at the temperature up to 1500 °C B behaviour refined:

- 1) Trapping B_4C granules survive in the debris at high T (no big interaction with steam);
- 2) Reaction goes with melt: reacted area turns into pure C graphite and B escapes to the melt;
- 3) Oxidation of debris causes B and C transport to the outside of debris as shown by detected CO and CO_2 gases and formation of boric acid on the debris surface detected by Raman spectroscopy.
- 4) Boric acid and the absence of oxide layer was confirmed on the surface of the B-containing debris



Solidified metallic debris completely blocked the channel at around 1500 K. Does the same happen when it reaches the core plate?

燃料デブリの溶出挙動; 福島第一原子力発電所の燃料デブリと水の反応を理解するステップ

A. Nakayoshi^{*1}, C. Jegou², L. De Windt³, S. Perrin², S. Peugnet², T. Washiya¹

¹ Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, Japan Atomic Energy Agency (JAEA), 4-33 Muramatsu, Tokai-mura Naka-gun, Ibaraki 319-1194, Japan

² Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), DEN, DE2D, SEVT, LMPA, Centre de Marcoule, 30207 Bagnols sur Cèze Cedex, France

³ MINES ParisTech, PSL University, Centre de Géosciences, 77300 Fontainebleau, France

背景

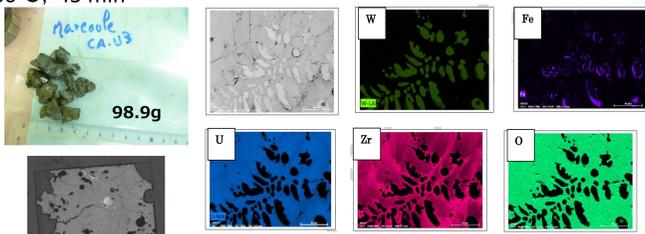
炉心から取り出し後のデブリは適切に管理する必要があり、コストと最終的な方策決定までの時間を考慮すると、デブリ取り出し後の選択肢としては水中での中間・長期貯蔵が挙げられる。したがって、デブリ取り出し以前に、水中におけるデブリの長期的な溶出挙動に関するデータが必須となり、そのためには、デブリと使用済み燃料(SF)との溶出挙動の潜在的な差異を把握し、比較可能な元素を理解することが有効と考えられる。

そこで、シビアアクシデント研究のためのPLINIUS試験施設(CEA, Cadarache)のCOLIMA試験で生成された模擬デブリ(In-vessel及びEx-vessel)を選択し、CEA, Marcouleにおいて酸化条件下での溶出試験を実施した。またMines Paris Tech大学において、試験濃度、pH変化及び二次生成相の生成を理解するための地球化学的モデリングを実施した。

In-vessel デブリ

還元雰囲気(Ar-H₂)下で生成, 2760°C, 45 min

Compounds	[g]	[wt.%]
Fe ₂ O ₃	21.02	1.06
Cr ₂ O ₃	0.57	0.03
ZrO ₂	260.00	13.14
Nb ₂ O ₅	2.78	0.14
UO ₂ (pellets)	1665.80	84.18
SrO 97%	1.85	0.09
BaO	3.01	0.15
TeO ₂	1.19	0.06
Nd ₂ O ₃	6.17	0.31
CeZrO ₂	9.64	0.49
Pr ₂ O ₃	2.34	0.12
Y ₂ O ₃	1.06	0.05
Rh ₂ O ₃	0.96	0.05
La ₂ O ₃	2.56	0.13
Total mass	1978.95	



In-vessel 試料のSEM/EDS分析結果

- 主にU-Zr-O固溶体
- Wリッチ相(るつぽとの相互作用による)
- Feはマトリックスと明るい相との境界で検出

In-vessel 試料生成 初期装荷量

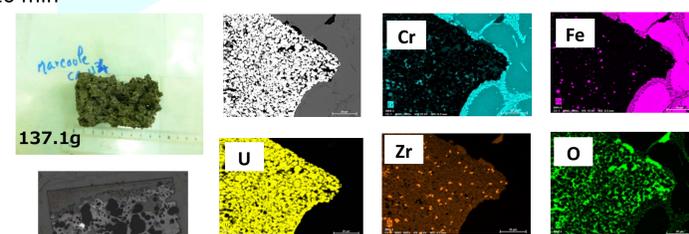
wt.%	Fe	Zr	U	W	Ba	Cr	La	Nd	Rh	Sr	Te	Y	Nb	Ce	Pr
Mean value	0.28	4.14	75.77	1.52	0.066	0.012	0.071	0.120	0.040	0.08	0.000	0.031	0.060	0.15	0.047
Theoretical value	0.74	9.87	74.20		0.14	0.02	0.11	0.27	0.04	0.08	0.05	0.042	0.098	0.23	0.10

In-vessel 試料の化学組成(3試料片の完全溶解後)

Ex-vessel デブリ

N₂雰囲気下で生成, 2000°C, 10 min

Compounds	[g]	[wt.%]
UO ₂	1178	58.62
ZrO ₂	498	24.78
Cr	60	2.99
Fe	65	3.23
CaO	73	3.63
SiO ₂	80	3.98
MgO	27	1.34
SrO	1.3	0.06
Y ₂ O ₃	0.7	0.03
MoO ₃	4.2	0.21
RuO ₄	3.1	0.15
Rh ₂ O ₃	0.6	0.03
TeO ₂	0.6	0.03
I ₂ O ₅	0.3	0.01
CSOH (hydrated)	3.9	0.19
BaO	1.8	0.09
CeO ₂ -ZrO ₂	6.5	0.32
Pr ₂ O ₃	1.3	0.06
Nd ₂ O ₃	4	0.2
Total	2009.6	



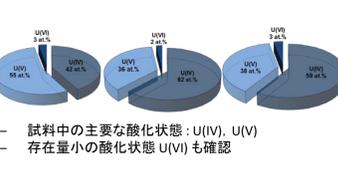
Ex-vessel 試料のSEM/EDS分析結果

- マトリックスはU, Zr及びOが主要成分
- 主成分がFeとCrの領域

Ex-vessel 試料生成 初期装荷量

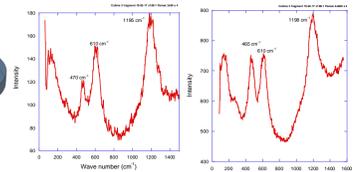
wt.%	Fe	Cr	Mg	Ca	Si	U	Zr	Ba	Pr	Cs	Nd	Mo	Rh	Sr	Ru	Ce	Te	Y
Mean value	2.600	2.243	0.560	2.583	0.577	51.607	16.450	0.056	0.042	0.033	0.152	0.156	0.002	0.067	0.040	0.153	0.012	0.025
Theoretical value	3.23	2.98	0.81	2.64	1.86	51.67	18.44	0.08	0.055	0.173	0.17	0.156	0.024	0.055	0.117	0.153	0.024	0.027

Ex-vessel 試料の化学組成(3試料片の完全溶解後)



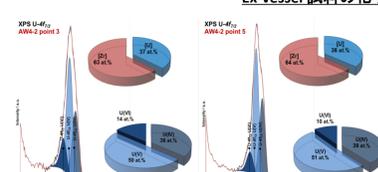
XPS分析(溶出試験前)

試料中の主要な酸化状態: U(IV), U(V)
存在量小の酸化状態 U(VI)も確認



In-vessel 試料のラマンスペクトル(溶出試験前)

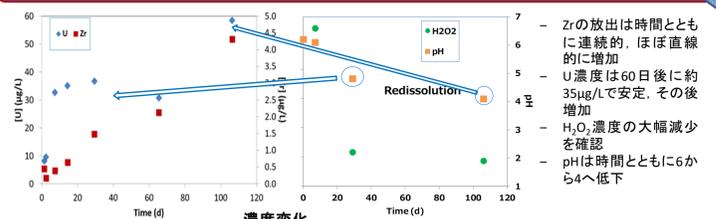
465~470cm⁻¹, 610cm⁻¹及び1195~1198cm⁻¹, 蛍石構造の特徴
445cm⁻¹(U), 高波数帯(465~470cm⁻¹)ヘシフトしている
610cm⁻¹及び1195~1198cm⁻¹帯は11O及び21Oモードに関係し、これらは僅かに酸化した化合物である
ラマン分光分析結果は高次の酸化物の存在を示していない



XPS分析(溶出試験前)

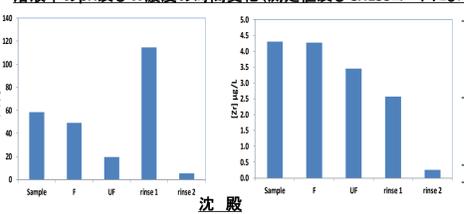
UはIn-vessel 試料に比してより酸化している
U(VI)約12%, U(V)約50%, U(IV)約38%
Ex-vessel 試料は不活性雰囲気(N₂)下で生成
* In-vessel 試料: 還元雰囲気(Ar-H₂)

溶出挙動: In-vessel



$\frac{d[W]}{dt} = -A_v \cdot k_{ox} \cdot H_2O_2 \cdot a_{H_2O_2}$
A_v: 体積表面 (m²·L⁻¹)
k_{ox}: 固有の速度定数 (mol·m⁻²·s⁻¹)
a_{H₂O₂}: 溶液中H₂O₂の活量 (no unit)

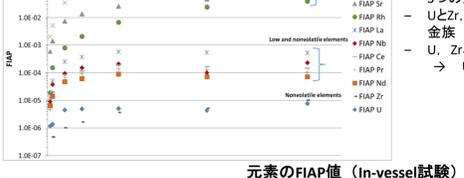
溶液中のpH及びW濃度の時間変化(測定値及びCHESSコードによるW濃度とそのpHの計算値)



3試料を採取:
非ろ過試料(sample)
ろ過試料(F: 過径: 0.45 µm)
ろ過+限外ろ過試料UF(ろ過: 0.45 µm, 超遠心分離: 1.8 nm)

溶出管及び試料ホルダーの酸洗浄を0.5NのHNO₃235mLで24時間行い、沈殿物を特定 (1回目rinse1, 2回目rinse2)

Uのコロイドを検出
放出されたUの大部分は溶出管の表面に吸着
Zrはその溶解度に影響されない



3つの元素グループを確認
UとZr, LnとNb, アルカリ土類元素(Sr, Ba)と白金族
U, Zrと異なるLn
→ U_{1-x}Zr_xO_{2±y}固溶体外側のLn

FIAP_i = $\frac{m_{i,leached}}{m_{i,solid}}$
FIAP: 水相中の元素の質量 (g)
m_{i,leached}: デブリ中の元素の質量 (g)

浸漬条件

- 試験前浸漬, 1h x 4回, NaHCO₃ 10⁻³ M溶液 10 mL
- 静的試験, 3カ月, 空気雰囲気下純水 (初期pH = 6.2), V = 235 mL, 25°C, γ線源 ~80 Gy/h

考察

Solid phase	In-vessel 7 days	In-vessel 29 days	In-vessel 106 days	Ex-vessel 7 days	Ex-vessel 30 days	Ex-vessel 98 days
U(VI)	-19	-20	-21	-12.4	-12	-11
U _{0.85} Zr _{0.15} O ₂	-29	-31	-32	-2.2	-1.5	-0.5
U _{0.55} Zr _{0.45} O ₂	-	-	-	-	-	-
UO ₂ ·2H ₂ O(am)	-	-	-	-	-	-
U(V)	-	-	-	-8.9	-2.6	-0.5
Haiweeite	-1.5	-3.3	-4.4	-3.1	-2.3	-1.4
Schoepite	-	-	-	-2.2	-1.5	-0.5
Sedyite	-	-	-	-	-	-
Studtite	2.8	0.4	-0.9	1.5	2.0	3.2
Uranophane	-	-	-	-1.4	0.7	-
Zr(IV)	-	-	-	0.0	3.0	4.2
Zircon	-3.2	-2.6	-2.2	-	-	-2.6
Zr(OH) ₂ (am, fresh)	-0.6	0.0	0.4	-	-	-0.1

鉱物は飽和指数SIが負であれば溶解, SIが正であれば沈殿

鉱物のSIが-0.5から+0.5の範囲内にある場合、鉱物は熱力学的平衡に近い

UとZrの可能な二次生成相の飽和指数SIの計算

In/Ex-vesselの溶出速度は、酸化条件下でのUO₂ SFの溶出速度(約2mg/m²/d及び83mg/m²/d)に近い1桁低い[1][2]

UとZrの溶出速度

In-Vessel	Fe	W	Sr	Rh	Cr	Te	Ba
FRR (d ⁻¹)	2.9E-03	7.4E-03	3.0E-04	4.7E-04	1.7E-04	-	2.4E-03
R (mg·m ⁻² ·d ⁻¹)	1.5E-05	4.4E-06	3.1E-06	1.0E-06	4.5E-06	-	2.9E-06

In-Vessel	Fe	Cs	Sr	Rh	Cr	Te	Ba
R (g/cm ² /d)	2.03E-05	9.1E-05	1.9E-04	1.2E-05	3.4E-06	9.9E-04	-

In-Vessel	Ba	Si	Ce	Pr	Nd	Y	Nb
R (g/cm ² /d)	1.4E-04	1.7E-04	7.7E-07	3.8E-07	8.2E-07	-	-

In-Vessel	Ca	Mg	Ru	Mo
R (g/cm ² /d)	1.6E-04	1.4E-04	7.9E-07	3.5E-05

本検討においては、FP溶出速度はSFよりも高くなる傾向

マトリックス中の存在箇所及び相状態がSFとは異なる可能性

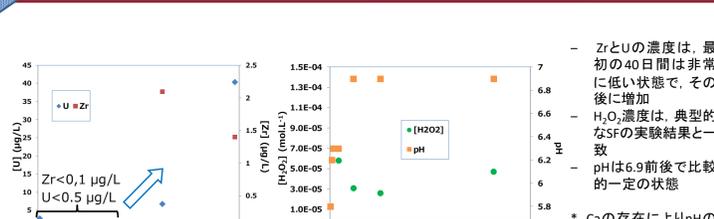
溶出速度には沈殿が考慮される

この試料よりも溶出速度が速いSFデータも存在

デブリ中のFP挙動/メカニズムについてさらに検討が必要

FPの溶出速度

溶出挙動: Ex-vessel



ZrとUの濃度は、最初の40日間は非常に低い状態で、その後増加
H₂O₂濃度は、典型的なSFの実験結果と一致
pHは6.9前後で比較的一定の状態
* Caの存在によりpHの上昇が予想された

UとZrは溶出管壁に吸着

酸洗浄により、In-vessel 試験で得られた濃度(120µg/L)にかなり近いU濃度となる。これはUは溶出していたことを示している。

UとZrに高い相関が見られる

アルカリ元素、アルカリ土類元素及びSiは非常に近い値となっている

元素のFIAP値 (In-vessel試験)

[1] Dynamic leaching studies of 48 MW/kgUO₂ commercial spent nuclear fuel under oxidic conditions

[2] Effect of external gamma irradiation on dissolution of the spent UO₂ fuel matrix

結論

試料中のコンクリート成分の有/無に対するUの溶出速度は、それぞれ2.53mg/m²/d, 2.86mg/m²/dと近い値が得られた。水中のSFのU溶出速度に関しては、これまでに、2mg/m²/d, 83mg/m²/dの値が報告されており、溶出速度にはこの程度の差異が見られる。したがって本研究で得られた模擬デブリのU溶出速度は、SFの溶出速度と大きな差はないと考えられる。しかし、濃度変化等から放出のプロセスには違いがあることが予想される。

Mg, Ba, Sr, Rh, La, Nd, Ce及びYのFIAP値は、どの元素においても、U及びZrの値よりも高くなる傾向が見られた。つまり、巨視的かつ平均的な観点から、三価の希土類のような低揮発性元素を含む模擬FP等の放出は、(U,Zr)O₂マトリックスの放出のみに依存していなかった。FIAPは、デブリの生成履歴(冷却速度・熱履歴, 化学的相互作用等)から(U_{1-x}Zr_x)O_{2±y}固溶体の外側に部分的に存在する可能性があるが、その存在箇所や化学形はあまりよく知られていない。さらに、非均質性に関する不確かさは重要であり、FIAP値に影響を与える可能性がある。今後、実際のデブリの溶出挙動について上記の検討がさらに必要である。

- 福島第一原子力発電所の事故によって発生する廃棄物は、従来の原子力発電所の運転に伴う廃棄物とは性状が異なります。廃棄物の処理・処分に関する安全性の見通しを得る上で、廃棄物性状の把握が欠かせません。
- 処理・処分の技術検討のためには、放射性核種による汚染の特徴を明らかにする必要があります。汚染した瓦礫類や汚染水などの分析を継続して進めています。分析データをもとにして、汚染の傾向が徐々にわかってきています。

放射性廃棄物の分析

- 福島第一原子力発電所で廃棄物や汚染物の試料を採取し(図1)、茨城県の分析施設に輸送して放射能などを分析しています(図2)。
- これまでに多くの種類の廃棄物等を分析し(表1)、処理や処分などの研究に役立てています(図3)。



図1 福島第一原子力発電所で
の試料採取の様子



水処理二次廃棄物試料
(増設ALPSスラリー)



図2 放射性核種*の化学
分離操作の様子
*³H, ⁷⁸Se, ⁹⁰Sr, ¹²⁹I, ¹³⁷Cs等の核分裂
生成物、²³⁸Pu, ²³⁹⁺²⁴⁰Pu等のα核
種、¹⁴C, ⁶⁰Co等の放射化生成物。

表1 これまでに分析した試料(2020年3月末時点)

分類	試料	試料点数
瓦礫類	原子炉建屋内	1号機 1-5階 瓦礫等 37
	2号機 1-5階 瓦礫等 19	
	2号機 2階 瓦礫等 1	
	2号機 3階 瓦礫等 1	
	3号機 1階 瓦礫等 12	
	3号機オペレーションフロア 瓦礫 1	
	4号機 1-2-3-4階 瓦礫 8	
	4号機使用済燃料プール 瓦礫 2	
	タービン建屋内	1号機 地下 スラッジ・砂 7
	原子炉建屋周辺	1-3-4号機周辺 瓦礫 18
	覆土式一時保管施設	第1-2-3槽 瓦礫 11
	原子炉建屋内	2-3号機格納容器内 滞留水 4
	1-2-3号機 滞留水 6	
汚染水	タービン建屋内	4号機 スラッジ・滞留水 1
	1号機 地下 スラッジ・滞留水 6	
	2-3-4号機 スラッジ・滞留水 7	
	集中廃棄物処理建屋内	地下 スラッジ・滞留水 16
	処理装置	セシウム吸着装置(第二含む) 処理水 37
	除染装置 処理水 3	
	除染装置 スラッジ 3	
	淡水化装置(RO) 処理水 2	
	廃棄物処理装置 処理水 2	
	多核種除去設備(増設含む) 処理水 53	
	POVガス管理システム設備	1号機 凝縮水 1
	水処理二次廃棄物	多核種除去設備(増設含む) スラリー 9
	可燃物	保護衣等焼却灰 5
土壌	5	
植物	伐採木 枝葉 5	
立木	枝葉、落葉、表土 123	
合計	407	

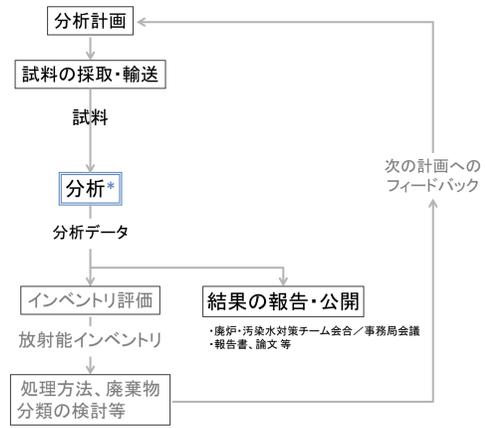


図3 分析と検討の流れ

原子炉建屋等の滞留水についての分析データ

- 建屋の地下に滞留する汚染水は、建屋の廃止措置に伴う廃棄物や、水処理の二次廃棄物の性状を推測するために分析が必要です。
- タービン及び廃棄物処理建屋の地下で採取した滞留水を分析しました(図4)。滞留水は固形分(スラッジ)を含む場合があります(図5)。
- 滞留水が含有する放射性核種核種の濃度を分析し、核種の化学的な性質や採取場所との関係に関するデータが得られました(図6)。

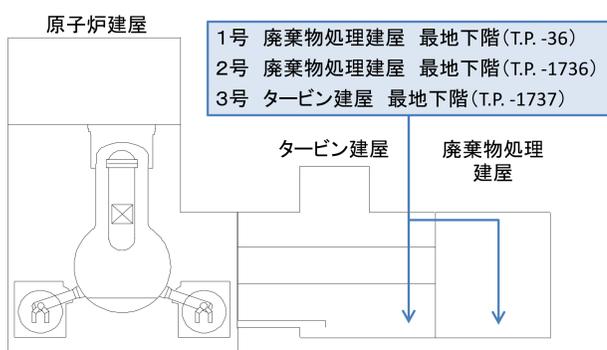


図4 分析試料の採取場所

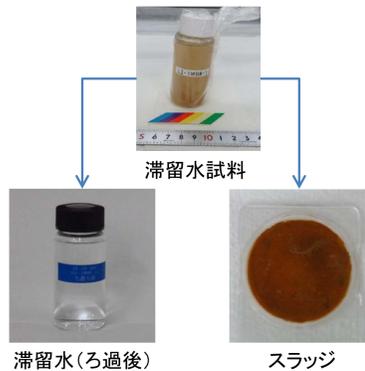


図5 固形分(スラッジ)を含む滞留
水試料の外観(例)

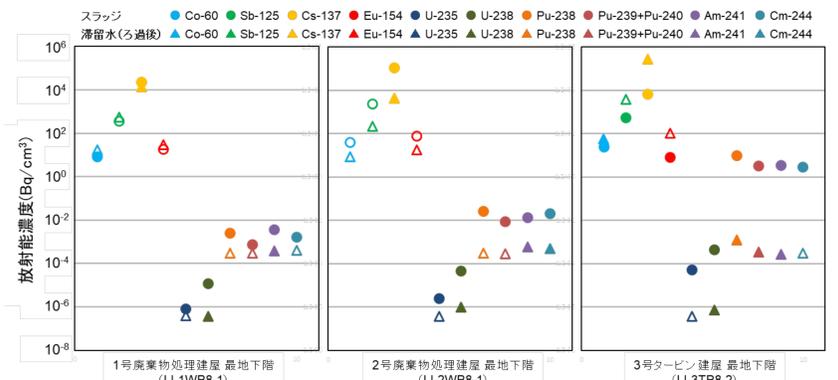


図6 各建屋の地下階から採取した滞留水(ろ過後)及びスラッジから検
出された放射性核種の濃度

分析データの公開、処理・処分の研究開発での活用

- 分析データを幅広い研究開発に活用してもらうため、データベース (FRAnDLi; Fukushima Daiichi Radwaste Analytical Data Library) に収録して公開しています(図7、表2、図8)。
- 処理や処分の研究開発では、廃棄物が含む様々な核種の放射エネルギー(インベントリ)が重要です。蓄積してきた分析データを利用して、廃棄物が含有する放射エネルギーを推定する技術を開発しています(図9)。
- 分析を継続していくにあたり、効率的に実施するため、新しい分析計画法の検討を進めています(図10)。

表2 今年度収録したデータ数(2020年9月30日現在)

データ(試料)	データ報告機関	格納件数
汚染水	IRID/原子力機構	27
瓦礫	IRID/原子力機構	38
汚染水処理二次廃棄物	IRID/原子力機構	5
汚染水	東京電力	42
保管・貯蔵量	東京電力	328

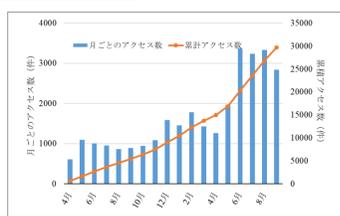


図8 データベースへのアクセス数の推移

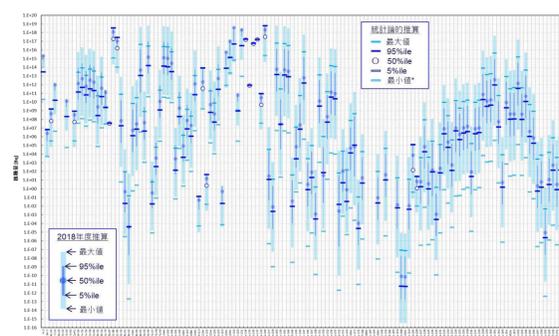


図9 廃棄物が含む放射エネルギー(インベントリ)を推算した
例(水処理二次廃棄物のうちセシウム吸着塔につ
いて)

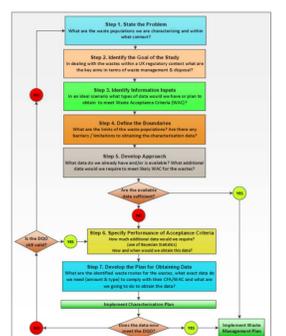


図10 廃棄物分析の計画に
応用するDQOプロセス

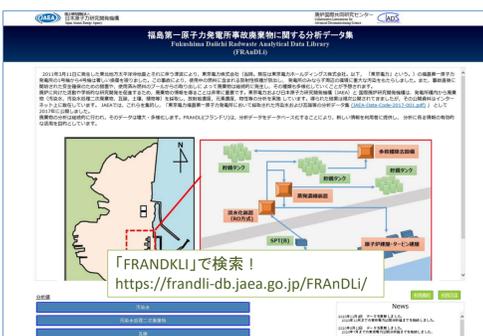


図7 分析データベース「FRAnDLi」

レーザー光を用いた 燃料デブリの遠隔・その場分析技術開発

若井田育夫、大場弘則、赤岡克昭、宮部昌文、大場正規、田村浩司、佐伯盛久、中西隆造、柴田卓弥
 廃炉環境国際共同研究センター 遠隔技術ディビジョン 遠隔分析技術開発グループ

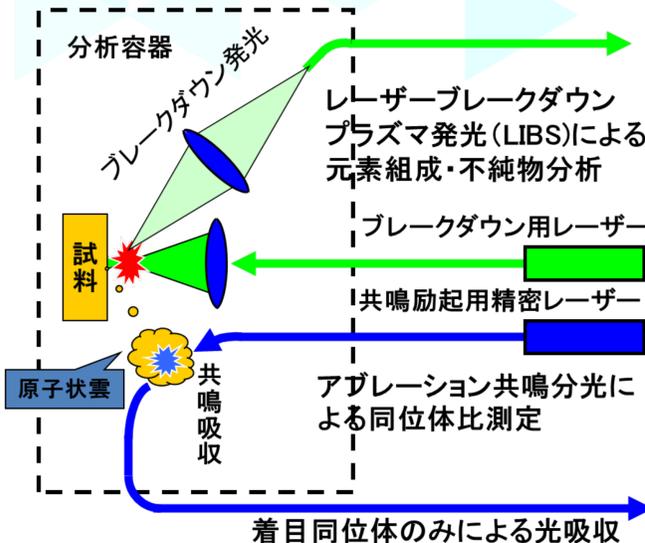
概要 強強度ガンマ線環境である炉内デブリや採取デブリの直接その場スクリーニング分析を実現するため、耐放射線性光ファイバーを活用したレーザー誘起ブレイクダウン分光(LIBS)による元素分析法やレーザーアブレーション共鳴吸収分光(RAS)による簡易同位体分析法の開発を実施している。より長距離での利用と性能向上が見込まれる、超小型マイクロチップレーザー利用LIBS技術や、プラズマ発光の劇的な向上が見込まれるマイクロ波重畳LIBS技術の現状を紹介する。

レーザー遠隔分析技術の基本概念

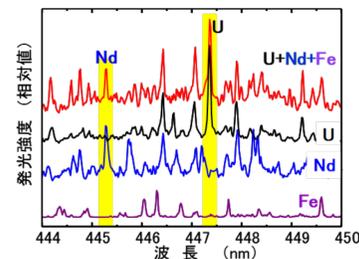
条件

- ・遠隔性 : >50/100m
- ・オンサイト、その場分析
- ・簡便・迅速
- ・放射線環境 : Gy/h~K Gy/h
- ・耐放射線性 : > MGy
- ・組成分析 : U, Pu, Zr, Fe, Ca等
- ・同位体分析 : U, Puの主たる同位体

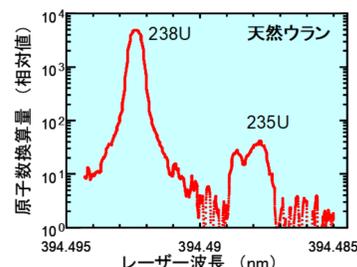
光で問い合わせ、光で分析する
 遠隔・非接触・直接分析



発光分光: 元素組成



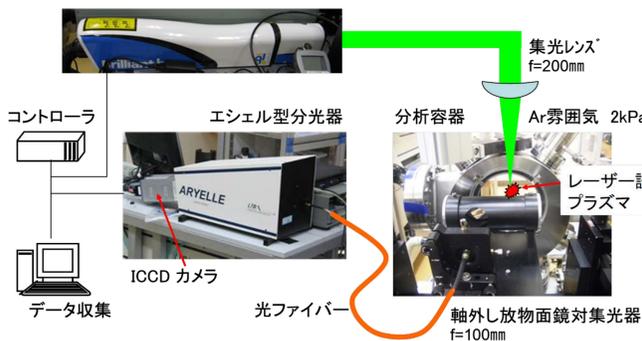
共鳴分光: 同位体比



LIBSとRASの基本装置

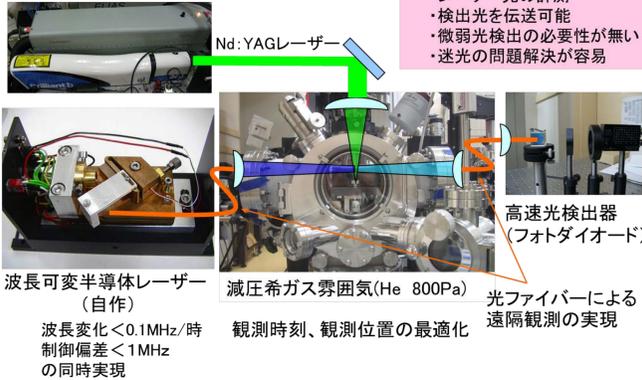
LIBS

Nd YAG レーザー (完成度が高く現在最も信頼性の高い光源)
 波長: 532nm, 1064nm パルス幅: ~5ns エネルギー: 5mJ 繰り返し: 10Hz



RAS

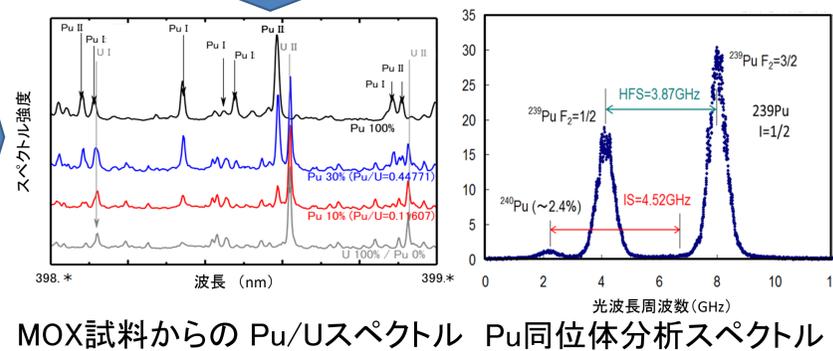
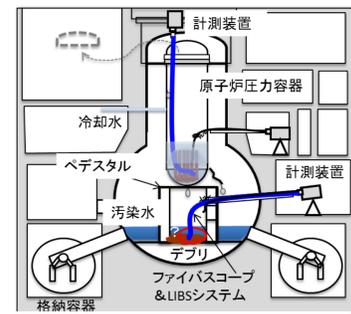
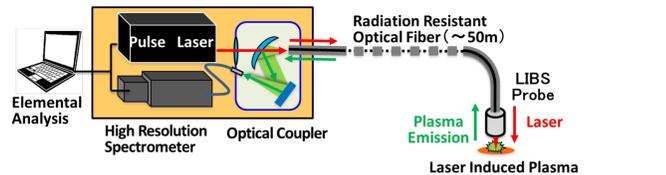
アブレーションレーザー (~0.2mJ: 微弱パルス)



MOX用グローブボックス



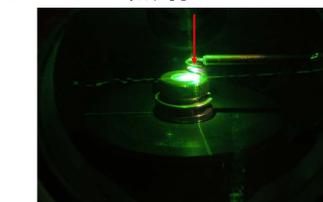
可搬型LIBS装置



より高感度、より長距離(遠隔)性の実現を目指した挑戦

マイクロ波重畳LIBS

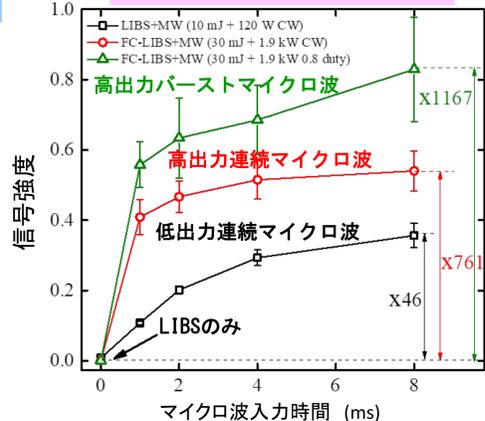
レーザー照射のみ



レーザー+マイクロ波重畳

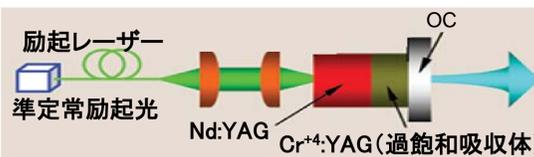


信号強度1000倍の実現

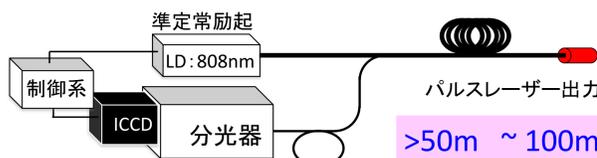


ファイバーLIBS系でのマイクロ波重畳効果の比較

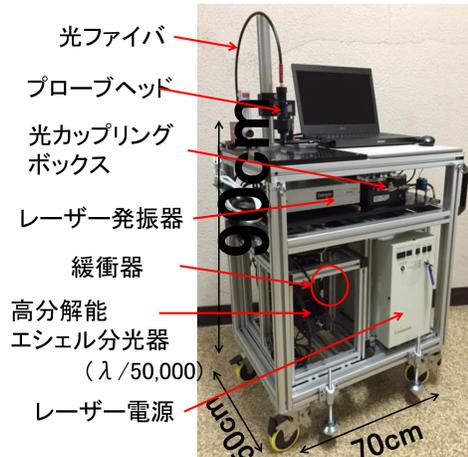
マイクロチップレーザーLIBS



励起と光エネルギーの蓄積 → 瞬間放出 発振
 マイクロチップレーザーの基本概念



>50m ~ 100m
 細く柔軟
 高い集光性



10kGy/h, >2MGy, 50m



マイクロチップレーザー本体

- ◆ 空間線量率や放射性物質の分布状況に関する調査を1F事故発災以降10年間にわたり継続して実施し、その空間的・時間的な変動傾向を明らかにし、避難指示区域の設定・解除等の重要な政策決定に必要な情報を提供してきました
- ◆ 開発したモニタリング技術の民間への移転・技術的支援、今後の原子力防災への活用等を視野に入れた産学官連携した取り組みを実施しています。
- ◆ 事故の教訓を風化させないために、これまでに取得されたモニタリングデータの集約化（一元化）を行うとともに、その結果を元にして個人の行動パターンを想定した被ばく線量評価手法の高度化を進めています。

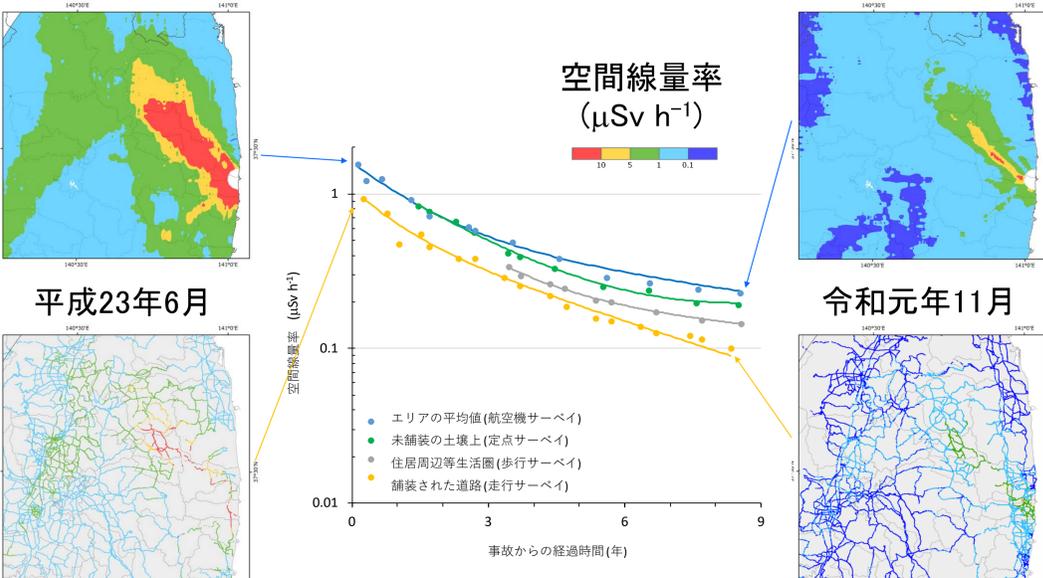
放射線量は着実に低減

平成23年4月

令和元年11月

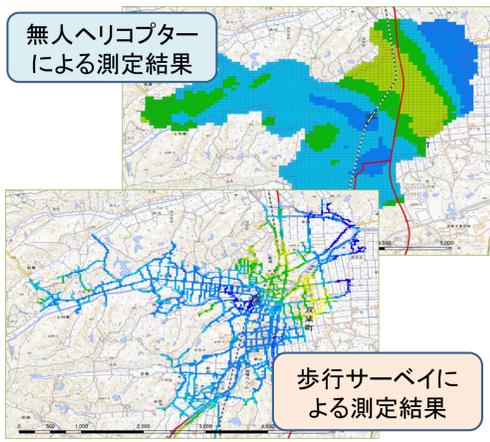
平成23年6月

令和元年11月



特定復興再生拠点区域の解除に向けて 詳細モニタリングと被ばく線量評価

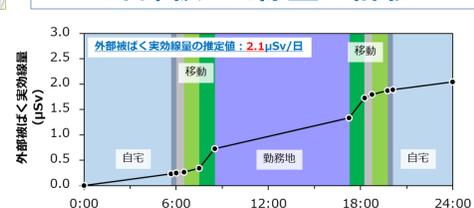
詳細モニタリングの実施



ダストモニタリング結果



外部被ばく線量の評価



産学官で連携したモニタリング技術開発 技術移転/1Fへの導入/今後の原子力防災への活用

汚染水モニターの開発

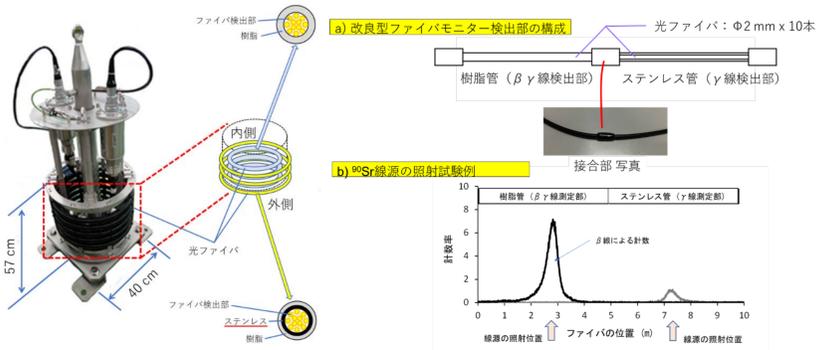
1F構内における原子炉建屋等に滞留している汚染水の漏洩検知のため、Sr-90のβ線をフォールアウト起源のγ線と区別して計測できるリアルタイムモニタリング技術の確立

防災目的の無人飛行機研究

事故直後の放射線モニタリングに使用する無人機の実証試験をロボットテストフィールドや浪江町で実施中

次世代無人観測船の開発

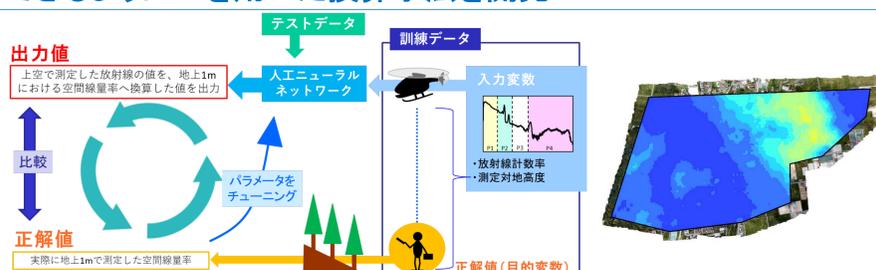
JAMSTECや地元企業と協力し、サンプリングや放射能測定可能な新たな無人船を開発



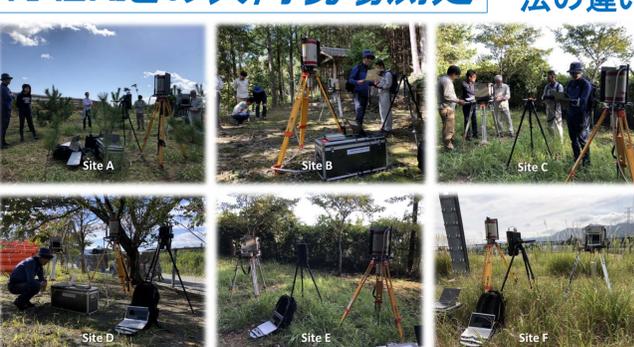
最先端のモニタリング・マッピング技術や研究成果を発信 人材育成/国際協力

AIを用いた空間線量率マッピングの開発

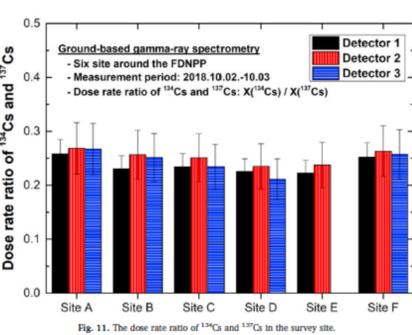
上空で測定した放射線測定値をより、地上測定に近い値に換算できるようにAIを用いた換算法を開発



KAERIとの共同現場測定



In-situ Gelによる測定の新知見を英文論文にまとめる(JAEA機器とKAERI機器の比較と手法の違い)





成果を分かりやすく発信する取り組みー 福島総合環境情報サイト(FaCE!Sフェイス)

長尾 郁弥、伊藤 聡美、操上 広志、新里 忠史、大木 法子

FaCE!Sとは？

福島総合環境情報サイトFaCE!Sは、原子力機構がこれまでに幅広く実施してきた、**空間線量率や放射性セシウムの動きについての調査研究の成果をまとめた情報サイト**です。科学的な根拠に裏付けられたこれまでの調査や、それに基づく将来推定などの情報を提供し、**自治体の施策立案や住民皆様の不安解消**につなげたいと考えています。

**ふくしまの放射性物質は
どうなっているの？**

フェイス
FaCE!S(福島総合環境情報サイト)

福島環境の今とこれから

https://fukushima.jaea.go.jp/ceis/

PC・タブレット・スマートフォンから!!

どんな時に使うの？

ふくしま環境中の放射性物質や空間線量率について不安なことを知りたいなあ...

これまでの調査で分かっている放射性物質の動きなど、根拠と一緒に調べられるんだ!

研究や教育のための資料はないかなあ...

情報を探するための足掛かりとして活用できるんだ!

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 福島環境安全センター
福島県田村郡三春町深作10-2 福島県環境創造センター研究棟
お問合せ(mail): csse-emb@jaea.go.jp
URL: <https://fukushima.jaea.go.jp/ceis/>

根拠情報Q&A

※根拠情報とは？ データの根拠となる論文や報告書の情報
「山菜や水の中の放射性セシウムの量は?」「森林内の放射性セシウムの動きは?」など、これまでの調査・研究結果に基づいて、みなさまの疑問にわかりやすくお答えします。

Q: 現在、福島県内の野生きのこ、山菜の放射性セシウム濃度はどの程度なの?
A: 栽培・野生のものを含めて、基準値を超えるきのこ、山菜は減ってきています。
基準値)きのこ・山菜(一般食品):100Bq/g きのこ(原木・材木):500Bq/g 産廃用堆肥:2000Bq/g
※基準値の適用(山菜・林業と放射性物質の現状と今後 復興・再生を目指して(林野庁、平成28年10月))

2018年度では、基準値を超過したものは1件のみ(検査総数1,662件)でした。
※モニタリング検査データ出典:平成24~30年度に実施したモニタリング検査件数(福島県)

放射性物質モニタリングデータ

※モニタリングとは? 状況を知るために測定を行うこと

空間線量率分布の変化や、魚・イノシシに含まれる放射性セシウムの濃度など、国や福島県などの測定結果を含めて数値だけではなく図で見ることができます。

解析事例

※解析事例とは? モデルを使ったシミュレーションによる解析・評価の例

空間線量率の分布や、農林水産物中の放射性セシウム濃度の将来推定など、シミュレーション(推定)した結果を見ることができます。

Q: 空間線量率はどうに变化するの?
2026年の空間線量率分布の予測
様々な計測結果を統合したマップと予測モデルを使って、シミュレーションを行っています。

空間線量率分布の変化 (左:2011年4月、右:2017年11月)

将来は? 2026年の空間線量率分布の予測

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 福島環境安全センター
福島県田村郡三春町深作10-2 福島県環境創造センター研究棟
お問合せ(mail): csse-emb@jaea.go.jp
URL: <https://fukushima.jaea.go.jp/ceis/>

根拠情報Q&Aサイト

答えます みんなが知りたい福島の今
- 根拠情報Q&Aサイト -
日本原子力研究開発機構

何について知りたいですか?

↑ よく検索されている内容

放射線情報と空間線量率

全般

Q: 測定された放射性物質はどこにどれくらい残っていますか?

気になることは何ですか?
福島の状況がより詳しくわかります。同じ疑問を見ることもできます。

Home
なぜ放射性セシウムを研究対象としたのですか?
01. 放射性物質・空間線量率
02. 根拠情報・根拠情報
03. 放射性物質の動き・森林
04. 放射性物質の動き・河川
05. 生活圏・林野火災・結果の公表
このサイトについて
用語集
関連リンク集

放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト

放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト

放射性物質モニタリングデータ

空間線量率 24
陸水環境の状況 18
大気の状態 1
土壌の状態 20
食物の状態 11
海域の状態 27

Under construction

もっとつかいやすい
もっとわかりやすいサイトへ
改良しています。

FaCE!Sをブースで展示しています。

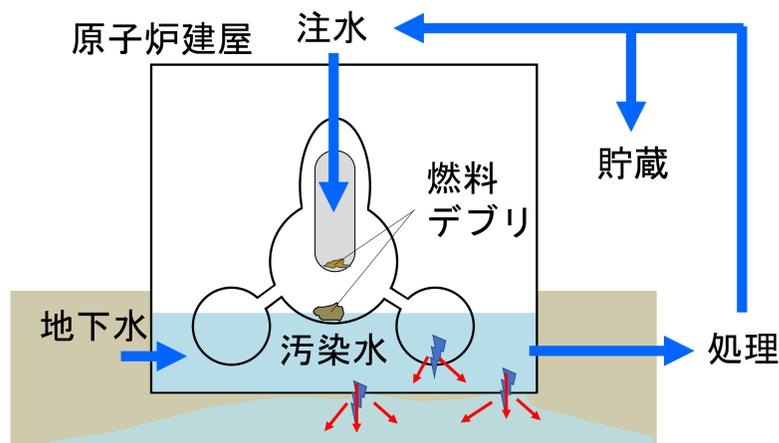
福島研究開発部門

日下良二、渡邊雅之

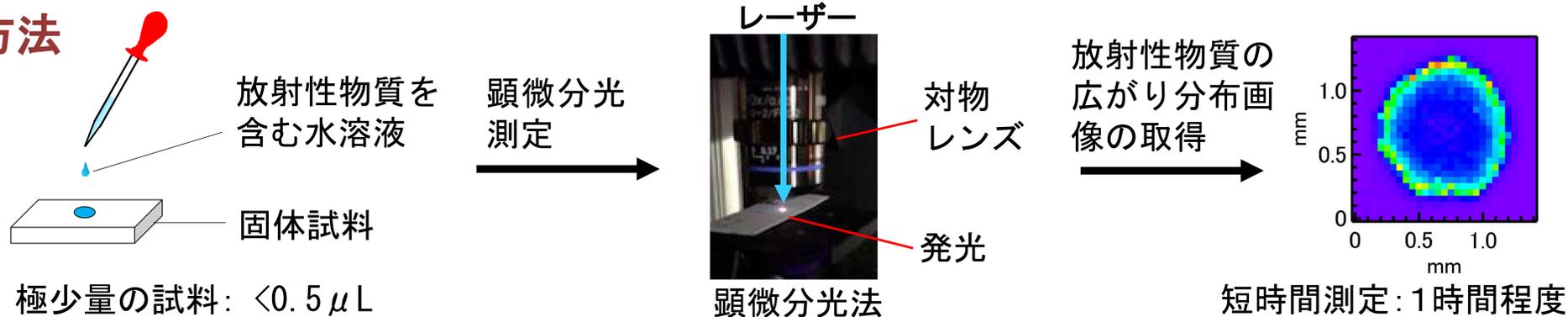
日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究センター

背景

- 1F汚染水には多種多様な放射性元素が含まれる
- 環境における移動性を明らかにし、拡散リスクを評価しておくことは重要
- 放射性元素の移動性を簡便に知る方法はあまり知られていない



方法

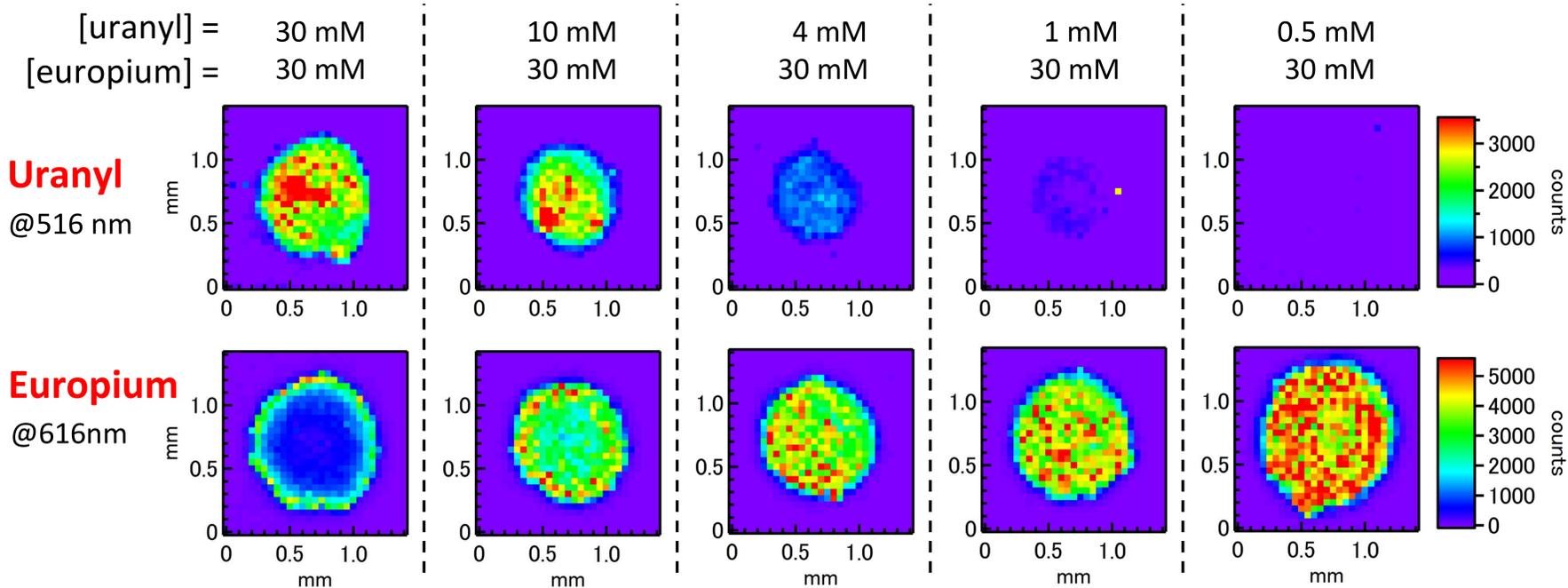


顕微分光法を用いることで、微少スケールで比較的簡単に調べることが可能

結果

水溶液試料: ウラン(U)とユウロピウム(Eu)イオンが溶解した水溶液

固体試料: 薄層シリカゲル(SiO₂)



分かったこと

R. Kusaka and M. Watanabe, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 57, 1046, (2020).

- ウランの方が吸着されやすく広がりにくい
- ウランが存在すると、ユウロピウムは吸着を阻害され広がりやすくなる
- 海水を用いた実験でも同様の結果になったことから、ウラン存在下ではその他の元素も広がりやすくなる可能性

➡ 顕微分光法を用いて放射性元素の移動性に関する様々な研究が今後可能に

The figure above is adapted from an Author's Original Manuscript of an article published by Taylor & Francis in *Journal of Nuclear Science and Technology* on date 2020, available online <https://doi.org/10.1080/00223131.2020.1755734>.

多核種除去設備(ALPS)で 使用された吸着材の放射能を測る

核燃料サイクル工学研究所 二田郁子, 比内 浩, 市毛 良明, 柴田 淳広

JAEA 環境技術開発センター再処理技術開発試験部, IRID

汚染水の処理に伴って、吸着材などの**固体のごみが発生します**。これらは、放射性核種を含み、安全に処理・処分していくためには、「**どんな核種が、どれだけ含まれるのか?**」ということを知る必要があります。

【福島第一原子力発電所で実施されている汚染水処理】

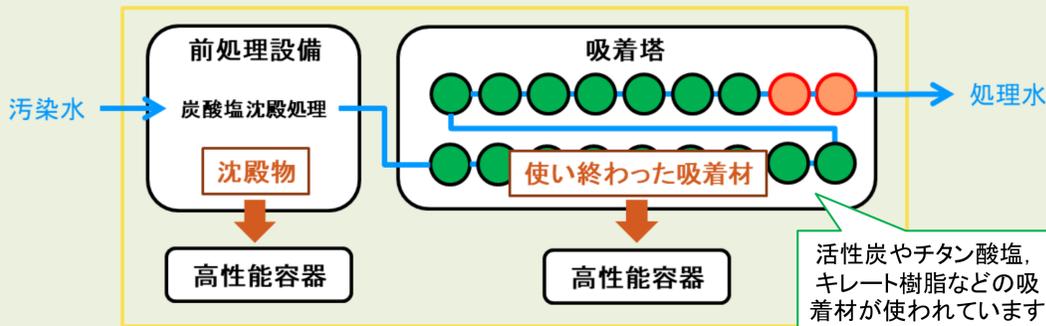
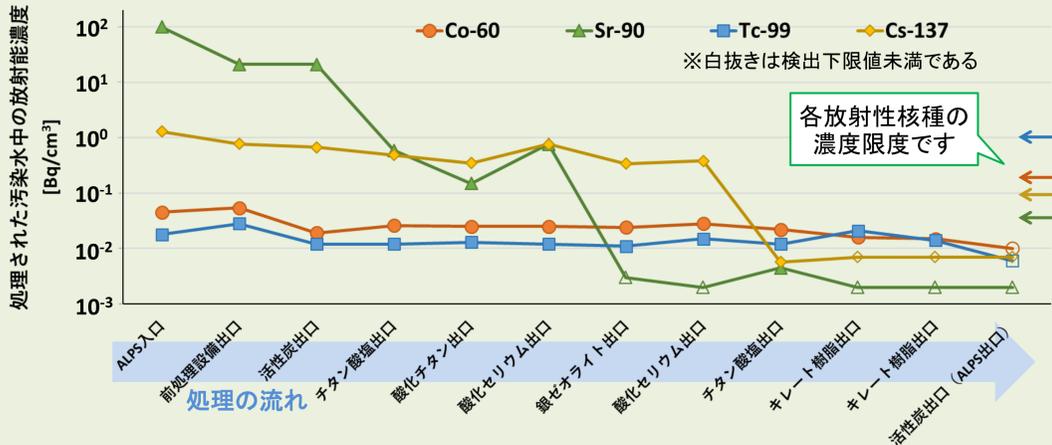
多核種除去設備(ALPS)の役割

ALPSは汚染水を処理する設備のひとつです。

ALPSに運ばれた汚染水は、**化学反応を利用した沈殿処理が行われた後、様々な性質の吸着材を順番に通し、放射性核種が取り除かれていきます**。設備で処理された水(処理水)に含まれる放射性核種の量を調べると、環境中に放出する場合における放射性核種の**濃度限度*よりも、十分に少なくなっている**ことがわかります。

*「生まれてから70歳になるまで毎日約2リットル飲み続けた場合に、平均の線量率が1年あたり1ミリシーベルトに達する濃度」と定められています。

Cs-137であれば、 9×10^{-2} Bq/cm³と決められています。



多核種除去設備(ALPS)の構成と発生する廃棄物

廃棄物の発生

沈殿物や使い終わった吸着材は、**放射性物質を含んだ固体の「ごみ」**として、処分までの間は高性能容器で保管されます。

たくさんの量の汚染水を処理しているため、ごみには、汚染水や処理水を測るだけではわからなかった放射性核種も蓄積していることが考えられます。そのため、ごみそのものの放射能を測ることがとても重要です。

【吸着材に含まれる放射能の測り方】

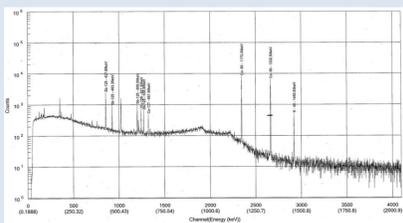
○吸着塔の一番最後に設置されていた活性炭吸着材を少量採取し、茨城県東海村にある研究施設に輸送して分析を行いました。



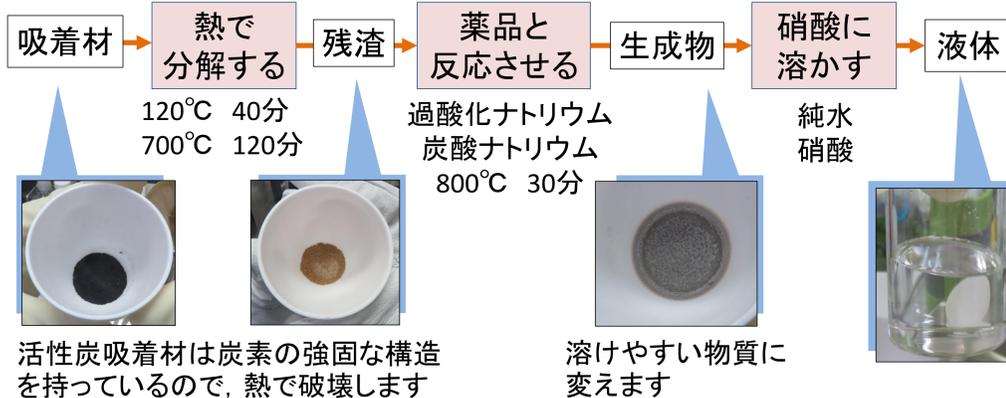
ALPSで使用された活性炭吸着材

そのまま測る

γ線のような、透過率が高く、かつ単一エネルギーの放射線を放出する放射性核種は、そのままの状態ですることができます。



α線やβ線のみを放出する放射性核種を測るためには、**固体を液体状態にする「溶液化」が必要**です。溶液化の方法は**吸着材ごとに開発**する必要があります。



活性炭吸着材は炭素の強固な構造を持っているので、熱で破壊します

溶けやすい物質に変えます

活性炭吸着材の溶液化方法

高レベル放射性物質研究施設 (CPF)



使用済核燃料をリサイクルする方法やそのために必要な分析の技術開発等を行っている施設です。この技術を活用して、福島第一原子力発電所の廃炉に貢献しています。

活性炭吸着材の放射能濃度 (Bq/g)

Co-60	Ru-106	Sb-125	Cs-137
3.1×10^1	3.8×10^2	1.6×10^1	7.8×10^{-2}
Sr-90	Pu-238	Pu-239+ Pu-240	Am-241
$< 2 \times 10^0$	$< 8 \times 10^{-3}$	$< 9 \times 10^{-3}$	$< 7 \times 10^{-3}$

※2011.3.11に半減期補正した値、「<」は検出下限値未満である

【測った結果の活用例】

CPFでは、福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生した、放射性核種を含んだごみを少量受け入れて放射能を測り、データを蓄積しています。

○ごみの安全な処理処分方法を検討するために利用されています。

○放射性核種による汚染の仕方を知るために利用されています。

【今後の展開】

○廃棄物中の放射能を継続して測っていきます。

○溶液化など測るための方法の開発を行います。

開発した方法は、大熊分析・研究センターやその他の施設に反映していきます。

参考資料

- 1) 原子力規制委員会HP <http://www.nsr.go.jp/>
- 2) 経済産業省 資源エネルギー庁HP <http://www.enecho.meti.go.jp/>
- 3) 福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集 <https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>

本資料には、IRID組合員として実施した平成26年度、平成28年度及び平成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)」の成果の一部が含まれています。

福島第一原子力発電所事故の影響を受けた家屋内外のダストサンプリング及び放射能分布の調査

廣内 淳^{1,*}, 高原 省五¹, 吉村 和也²

¹安全研究センター リスク評価・防災研究グループ, ² 廃炉環境国際共同センター 総合解析グループ

* hirouchi.jun@jaea.go.jp

背景

原子力発電所事故時の住民の線量評価において、家屋内外の放射能汚染分布の情報が必要。
帰還後の住民の被ばく評価において、ダスト中の放射能濃度の情報も必要。

福島第一原子力発電所事故後の放射能分布の調査例
屋内：Yoshida et al., (2016), 屋外：Yoshimura et al. (2017)

本研究では、帰還困難区域内の家屋で、屋内外両方の放射能分布、及び屋内外のダスト中放射能濃度を調査。

¹³⁷Cs放射能測定

畳、カーペット、フローリング、土壁、石膏ボード、瓦、スレートは粉碎し、それをU-8容器に入れ測定。
グラスウール、壁紙、ダストサンプラーのフィルターは、折りたたんでU-8容器に入れ測定。



家材採取、ダストサンプリング方法

採取地点：福島県大熊町の木造戸建3軒（帰還困難区域内、家材採取は2軒）

家材採取日：2019年10月30日

ダストサンプリング期間：2019年10月30日～12月26日

ダストサンプリング

機器：ハイバリュウムエアサンプラー（柴田科学社製、HV-RW）

場所：1F部屋の中心付近と家屋外

稼働時間：9時～15時30分



家材採取

のこぎり等で以下の材質に対して、概ね50cm四方を抜き取り。
土壌は、コアサンプラーを用いて深さ20cmまでの土壌を採取。

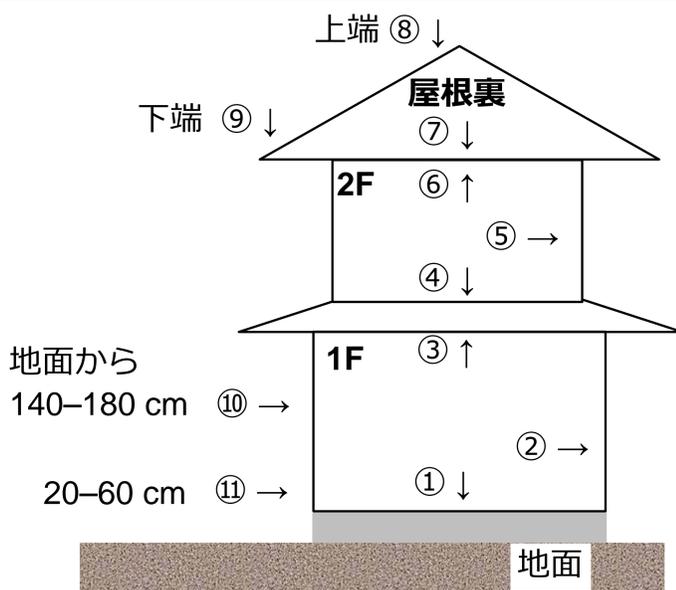
採取した家材一覧

表面	材質
床面	畳, フローリング, カーペット, グラスウール
室内壁	壁紙, 土壁
天井	壁紙
外壁	石膏ボード
屋根	瓦, スレート
地面	土, 砂利

結果

放射能分布は地面に対する相対濃度で表記

$$\text{相対濃度} = \frac{\text{家材中の放射能濃度 (Bq/m}^2\text{)}}{\text{地面中の放射能濃度 (Bq/m}^2\text{)}}$$



屋内分布：

床面（カーペット）>床面（畳、フローリング）>壁面、天井

屋外分布*：

屋根（スレート）>屋根（瓦）>外壁

*低い位置ほど濃度が高い傾向がみられる。

ダスト：

家屋内除染されている家屋Cのみ屋外>屋内

場所番号	材質	家屋 A (×10 ⁻²)	家屋 B (×10 ⁻²)
1	畳、フローリング	0.8±0.02	2±0.07
1	カーペット	-	7±0.09
2	壁紙	0.02±0.0008	0.04±0.002
2	土壁	0.04±0.002	-
3	壁紙	0.007±0.0004	0.03±0.001
4	フローリング	1±0.03	0.4±0.03
5	壁紙	0.01±0.0007	0.006±0.0003
6	壁紙	0.007±0.0004	0.009±0.0004
7	グラスウール	0.3±0.006	2±0.03
8	瓦	1±0.04	2±0.07
8	スレート	-	10±0.2
9	瓦	0.4±0.02	1±0.06
9	スレート	-	20±0.2
10	石膏ボード	0.2±0.009	0.7±0.03
11	石膏ボード	0.2±0.01	1±0.05

ダストサンプリング (×10⁻³ Bq/m³) の結果

家屋	屋内	屋外	屋内/屋外
A	2.7±0.2	0.9±0.1	2.9±0.4
B	1.6±0.1	0.6±0.1	2.6±0.4
C	0.7±0.1	1.3±0.1	0.5±0.1

誤差はGe検出器の測定誤差起因。

本発表の一部は原子力規制庁からの受託事業の一環として実施されたものである。

参考文献：

Yoshida-Ohuchi, H., Kanagami, T., Satoh, Y., Hosoda, M., Naitoh, Y., Kameyama M., 2016. Indoor radiocaesium contamination in residential houses within evacuation areas after the Fukushima nuclear accident. Sci. Rep. 6, 26412.

Yoshimura, K., Saito, K., Fujiwara, K., 2017. Distribution of ¹³⁷Cs on components in urban area four years after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. J. Environ. Radioact. 178-179, 48-54.



福島原子力事故関連情報アーカイブ (FNAA)

FNAAとは？

福島第一原子力発電所事故（1F事故）に関する情報の検索・閲覧システムです。1F事故への対応に関する情報を将来に渡って提供することを目的として、国等の公的機関、研究機関等のウェブサイトから発表された情報や学会等の口頭発表情報を収集・整理して日本だけでなく世界へ提供しています。どなたでもご利用できます。



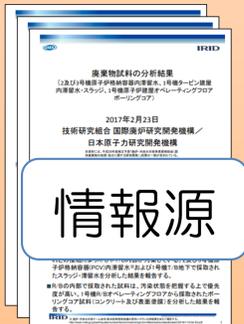
例えばこんなことに使えます

事故当時の情報を
まとめて検索したい

事故に関する
報告書を調べたい

除染に関する研究開発
の情報を知りたい

1F事故に関連するデータベースの
出典、論文の参考文献情報として
も使われています。



オリジナルの情報源にたどり着く
ための「ポータル」として機能

1F事故に関する情報量としては、
トップクラスです！



日本災害DIGITALアーカイブを運用
するハーバード大学とデータ連携



ハーバード大学

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

お問い合わせ先：科学技術情報課 TEL:029-282-5738 E-mail:f-archive@jaea.go.jp

研究連携成果展開部