

# JAEAにおける 燃料デブリ取り出しに関する 研究開発の全体概要

2025年9月12日

日本原子力研究開発機構  
福島廃炉安全工学研究所

佐々木 紀樹

## 1. JAEAの1F廃炉等に関する研究開発

- (1) 1F廃炉に関するミッション
- (2) JAEAの研究開発体制
- (3) 廃炉・環境回復に関する課題とJAEAの役割

## 2. 燃料デブリ取り出しに関する研究開発

- (1) 本格的取り出しに向けた研究開発戦略
- (2) 燃料デブリサンプル(1回目)の分析
- (3) 逆推定
- (4) FFCC
- (5) debrisEye

## 3. 最後に

# 1. JAEAの1F廃炉等に関する研究開発

日本原子力研究開発機構（JAEA）は、原子力の専門家として、  
シェルパ（登山者が山の頂上にたどり着くための手助けをする案内人）を目指している。

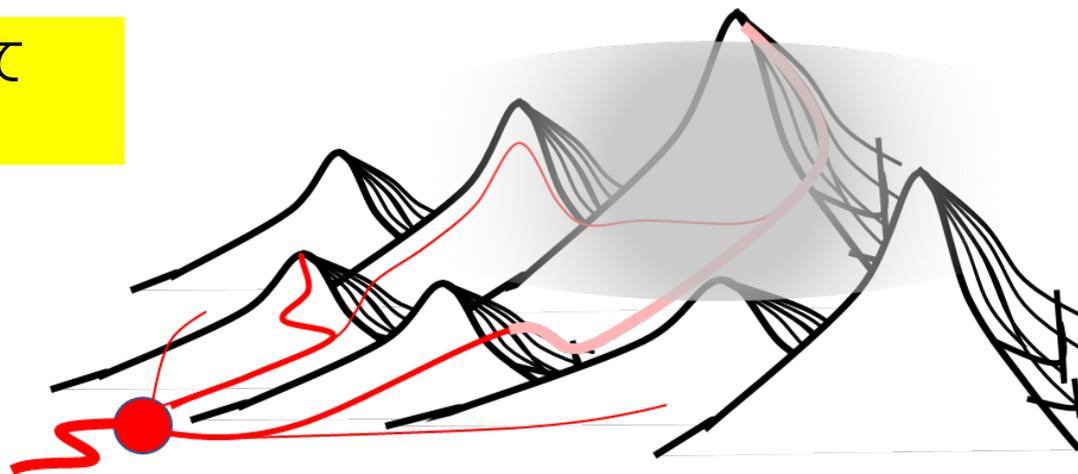
JAEAは原子力専門家として  
シェルパをめざす

山岳隊であるNDF/東電のサポート



JAEAの研究開発成果と放射性  
物質取扱い経験

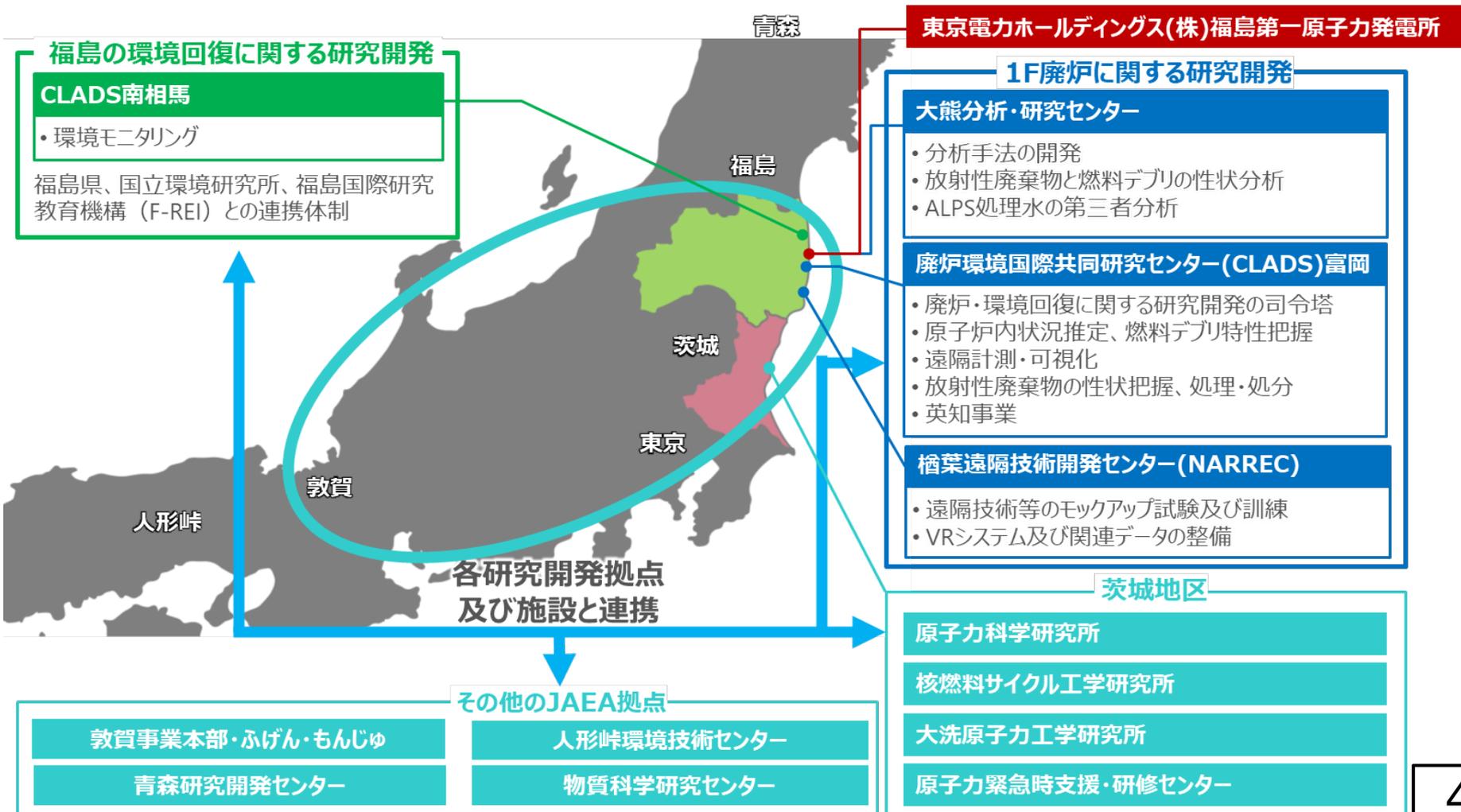
◆ 核燃料・放射線の専門家と施設群



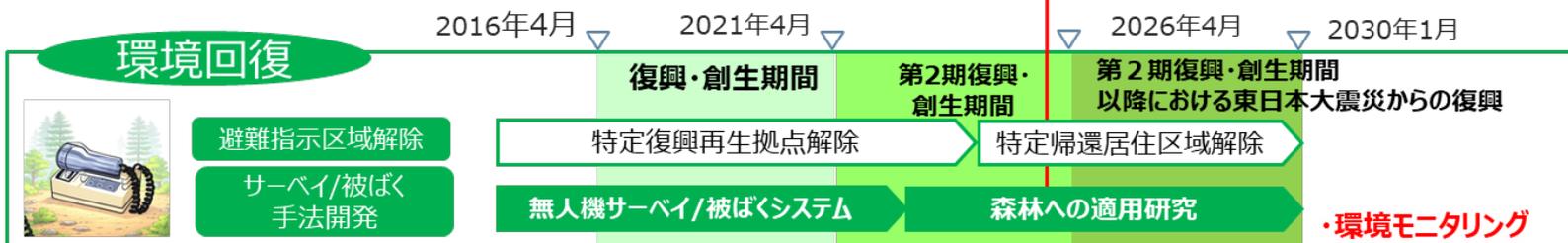
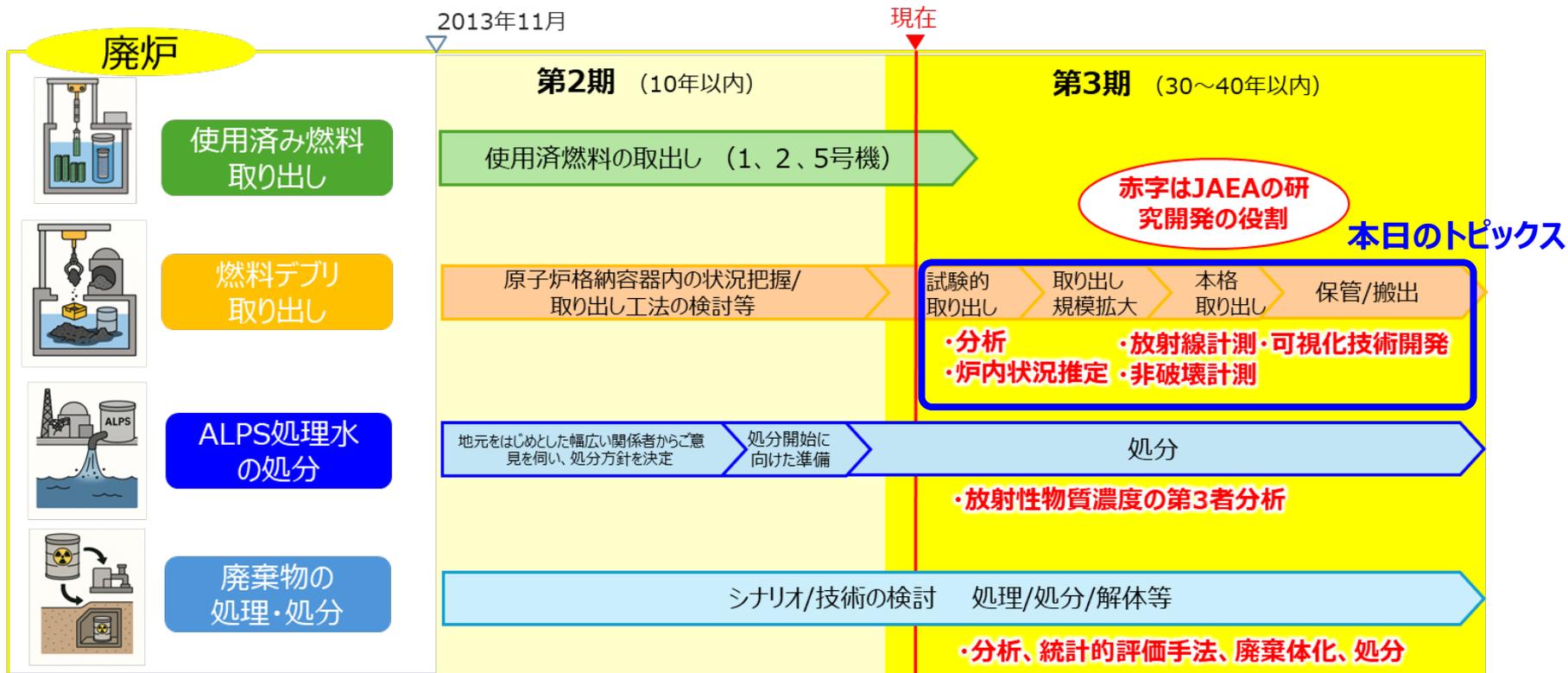
福島第一原子力発電所の廃炉

頂上（ゴール）を目指して、  
安全な登山道（戦略）を探している  
いろいろなアプローチ（方法論）を考えている  
尾根の向こうはまだよく見えていない

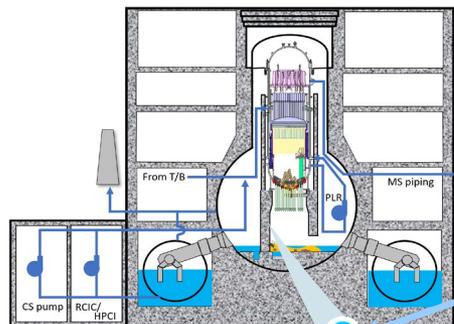
福島県内の4拠点に加え県外の拠点とも連携し、JAEAを挙げて研究開発に取り組んでいる。



50年以上にわたる原子力研究開発で培ってきた知見・経験を最大限活用して、放射線・放射性核種を取り扱う課題を中心に研究開発を進めている。



## 2. 燃料デブリ取り出しに関する研究開発



分析（少量サンプル）

- ◆ 非破壊分析
- ◆ 固体分析
- ◆ 化学分析

① 分析結果・評価結果

- ◆ 鉱物学、冶金学等の知見に基づく評価

分析結果の解析

- ◆ 検証試験

燃料デブリ生成過程の推定

燃料デブリ性状・炉内分布の推定

- 本格的な取り出しに向けた研究開発
- ◆ シミュレーション技術開発
  - ◆ 放射線計測・可視化技術開発
  - ◆ その場分析・測定技術開発
  - ◆ ガスト挙動評価技術開発

② “逆推定”の開発

情報集約・提供システム

④ “debrisWiki/debrisEye”の開発

取り出し後を見据えた研究開発

- ◆ 分別管理に向けた技術開発
- ◆ 水素挙動評価技術開発
- ◆ 廃棄物処理処分技術開発

- ・ 燃料デブリを安全に回収
- ・ 十分に管理された安定保管



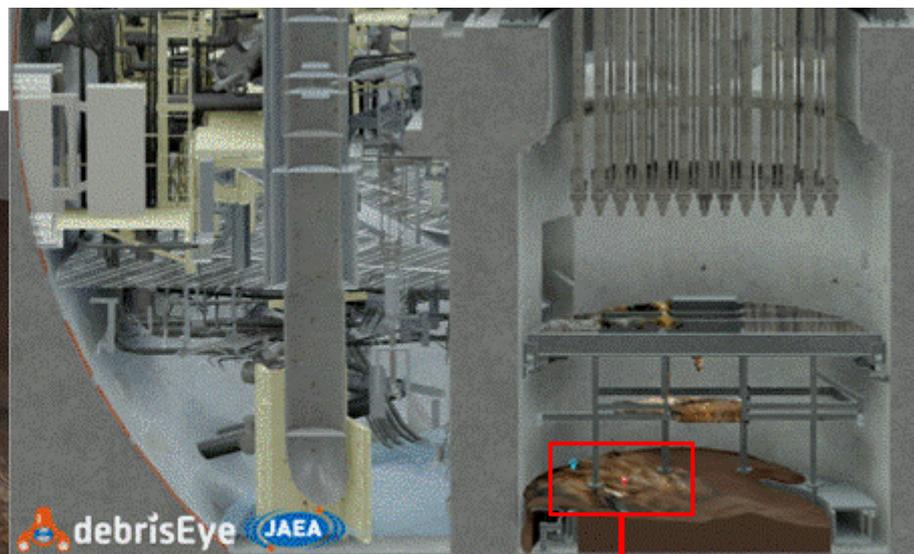
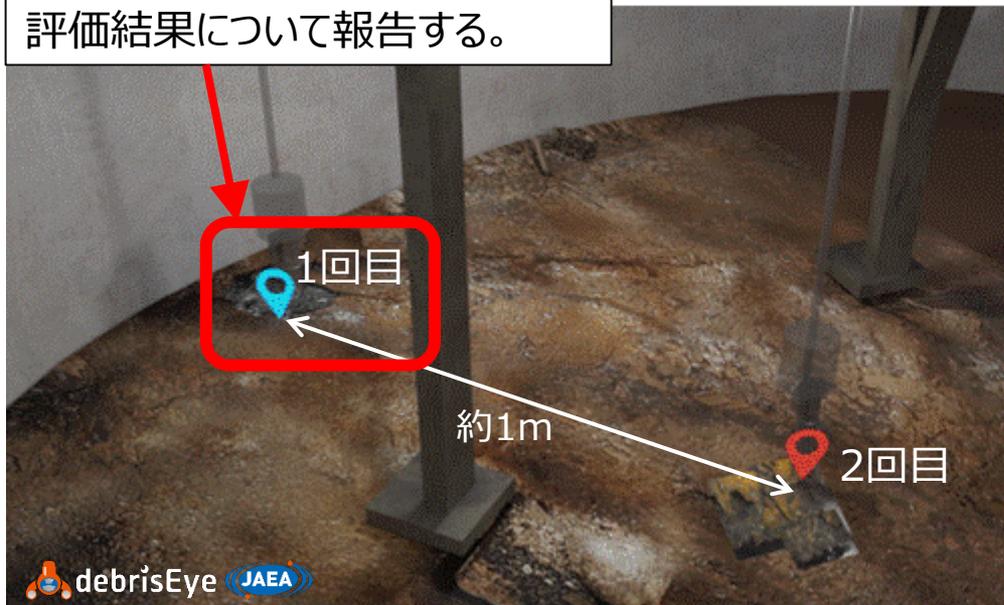
安全着実な燃料デブリ取り出し作業

安全かつ合理的な燃料デブリ取り出しの早期実現をサポートするため、研究開発を戦略的に進めている。

青文字：本日の説明（ピックアップした事項）

- 2024年11月の試験的取り出し作業により採取された1回目の燃料デブリサンプルが分析対象。
- 詳細分析の結果のうち主要なものについて報告する。

1回目のサンプルの主要な分析・評価結果について報告する。



2号機ペDESTAL内床面 燃料デブリの採取位置

## 1. 分析結果がほぼそのまま活用できるもの

分析項目	分析方法	廃炉への主な活用例
基本情報 ・外観、重量、線量率、密度分布	・外観、重量、線量率測定 ・イメージングプレート(IP) ・X線CT	取り出し検討のための基本情報 (空隙の有無や多さなど)
元素含有率	・ICP-MS、ICP-AES	臨界評価などの取り出し時の安全対策や、保管方法の検討のための基本情報
同位体比	・TIMS ・SIMS	
放射能濃度	・ $\gamma$ 線スペクトロメトリ ・ $\alpha$ 線スペクトロメトリ	燃料デブリ取り出し時の非破壊測定技術開発の検討ための情報
元素、化合物分布	・SEM-EDX、SEM-WDX ・TEM-EDX	取り出し工法・工具の検討のための基本情報（硬さ、じん性の推定など）

## 2. シミュレーション、検証試験等との比較により総合的に評価し、活用するもの

分析項目	分析方法	評価内容	廃炉への主な活用例
Uを含む相等の結晶構造、組成	・SEM-EDX、SEM-WDX ・TEM-EDX ・ラマン分光 ・ $\mu$ -XAFS $\mu$ -XRF ・ $\mu$ -XRD	Uを含む相等の生成時の温度、雰囲気等の推定 U等の酸化状態	炉内状況推定図の精緻化による取り出し工法の検討や内部調査の検討

- サンプル中での差を把握するため、破碎で得られた塊及び粉末の各分取試料を溶解し、溶解液中のU同位体 ( $^{234}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{236}\text{U}$  及び  $^{238}\text{U}$ ) を、TIMSまたはICP-MSにより定量。

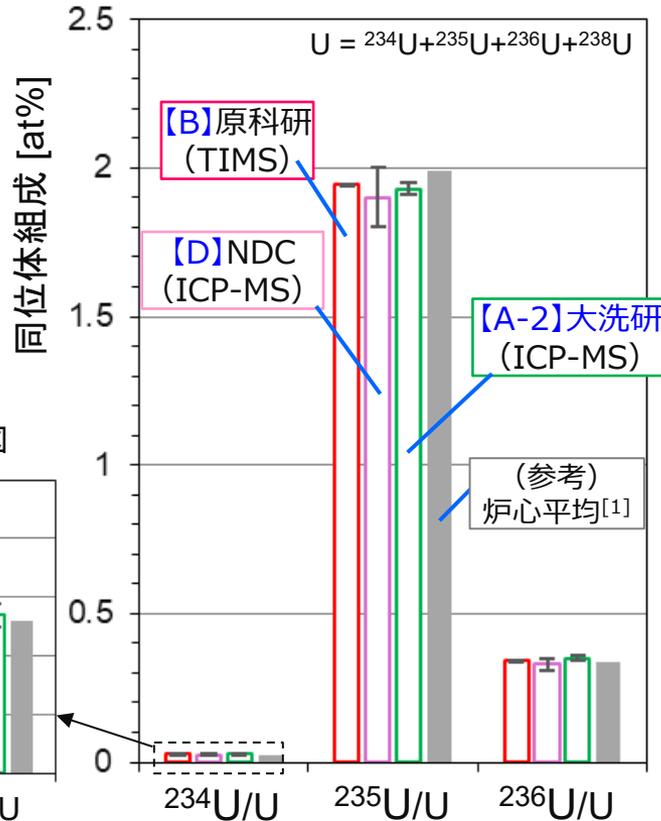


図1 溶解液の分析によるU同位体組成

### ○ ウラン濃縮度 ( $^{235}\text{U}/\text{U}$ 比)

- ・ いずれの試料も  $^{235}\text{U}/\text{U}$ 比は約 1.9at% (約 1.9wt%) であり、分取試料間の差は極めて小さいことを確認。(図1)

➢ サンプル中に  $^{235}\text{U}/\text{U}$ 比のばらつきはほとんど認められず、炉心平均に近い値。

⇒ サンプルの  $^{235}\text{U}/\text{U}$ 比は、溶融・混合を経たことにより、事故前の状態※から平均化された可能性がある(⇒ 臨界防止対策を合理的に行える可能性がある)。今後もU同位体比の分析を継続し、溶融・混合状態の程度の推定を進める。

※ 事故直前の炉心では、 $^{235}\text{U}/\text{U}$ 比は1%以下から約4%の範囲で分布

燃料デブリ全体で濃縮度が平均化されているかどうかについては、今後、広い範囲で採取された燃料デブリサンプルを分析し考察していく。

- 主要な放射性核種の把握のため、破碎で得られた粉末の分取試料を溶解し、溶解液中の放射能濃度をγ線スペクトロメトリ、α線スペクトロメトリ等により測定。燃料の主成分であるUとの帯同性評価のため、各核種の放射能とU重量との比率を求め、過去サンプルや炉心平均値の傾向と比較。

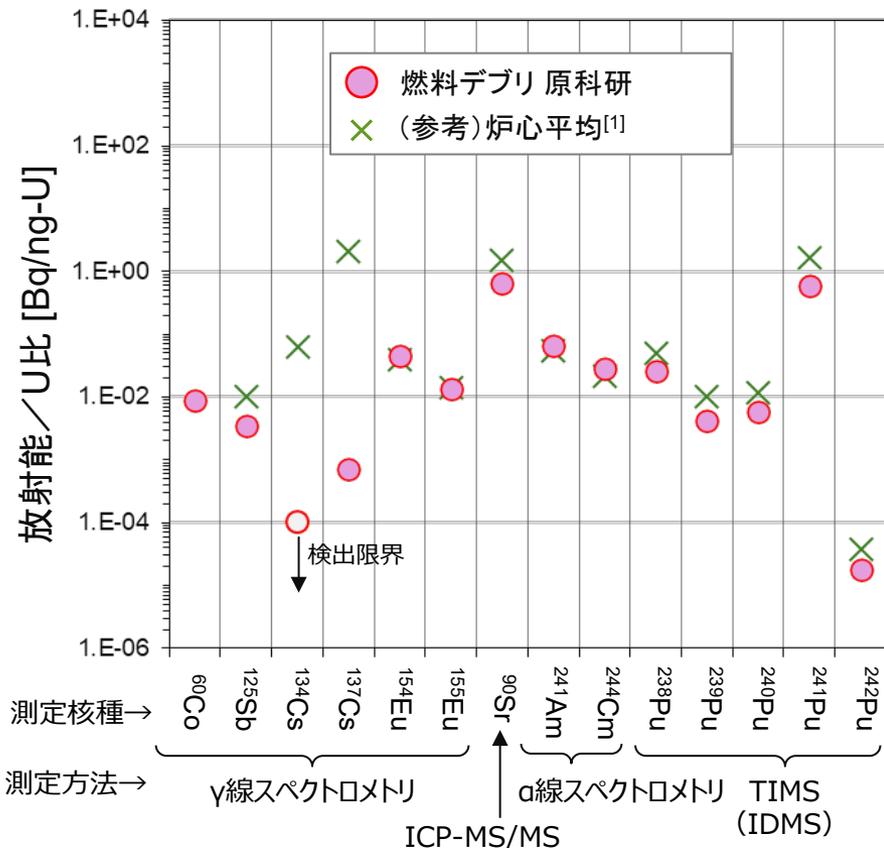


図 各核種の放射能とU重量との比率

注. 放射能は、2025年5月31日時点に補正した。

Pu同位体の放射能は、TMS (表面電離型質量分析) で求めた同位体組成及びIDMS (同位体希釈質量分析法) で測定されたPu元素量から評価した。

[1] JAEA-Data/Code 2012-018.

## ○ 主要放射性核種

- ・燃料デブリサンプル中の放射能の内訳は、 $^{90}\text{Sr}$ 、α核種 ( $^{241}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$  及び Pu 同位体)、 $^{154}\text{Eu}$  及び  $^{60}\text{Co}$ からの寄与が大きい。(左図)
- ・ $^{134}\text{Cs}$ 及び $^{137}\text{Cs}$ からの寄与は小さく、炉心平均と比較しても小さい。

⇒ 事故時の高温により放射性Csが揮発し、γ線量率の低いサンプルを形成した可能性あり。

## ○ Uとの帯同性

- ・Sr、Eu、Pu、Am、CmとUとの比率は炉心平均での値に近い傾向あり。

⇒ 燃料デブリ検知のための指標核種として着目※される $^{154}\text{Eu}$ 及び $^{244}\text{Cm}$ について、Uとの帯同性を確認



非破壊分析の指標として活用

※通常の原子炉運転後、Uと帯同することが知られている

## 炉心部で燃料、被覆管等が溶融

ウラン燃料、ジルコニウム金属、ステンレス鋼等を巻き込み溶融

→ Zr-U-O相や、U-Zr-O相、Fe-Cr-O相、Fe-O相、Fe-Ni相を観察

## 溶融体のPCVへの移行・落下の過程で、いろいろな材料を巻き込み生成

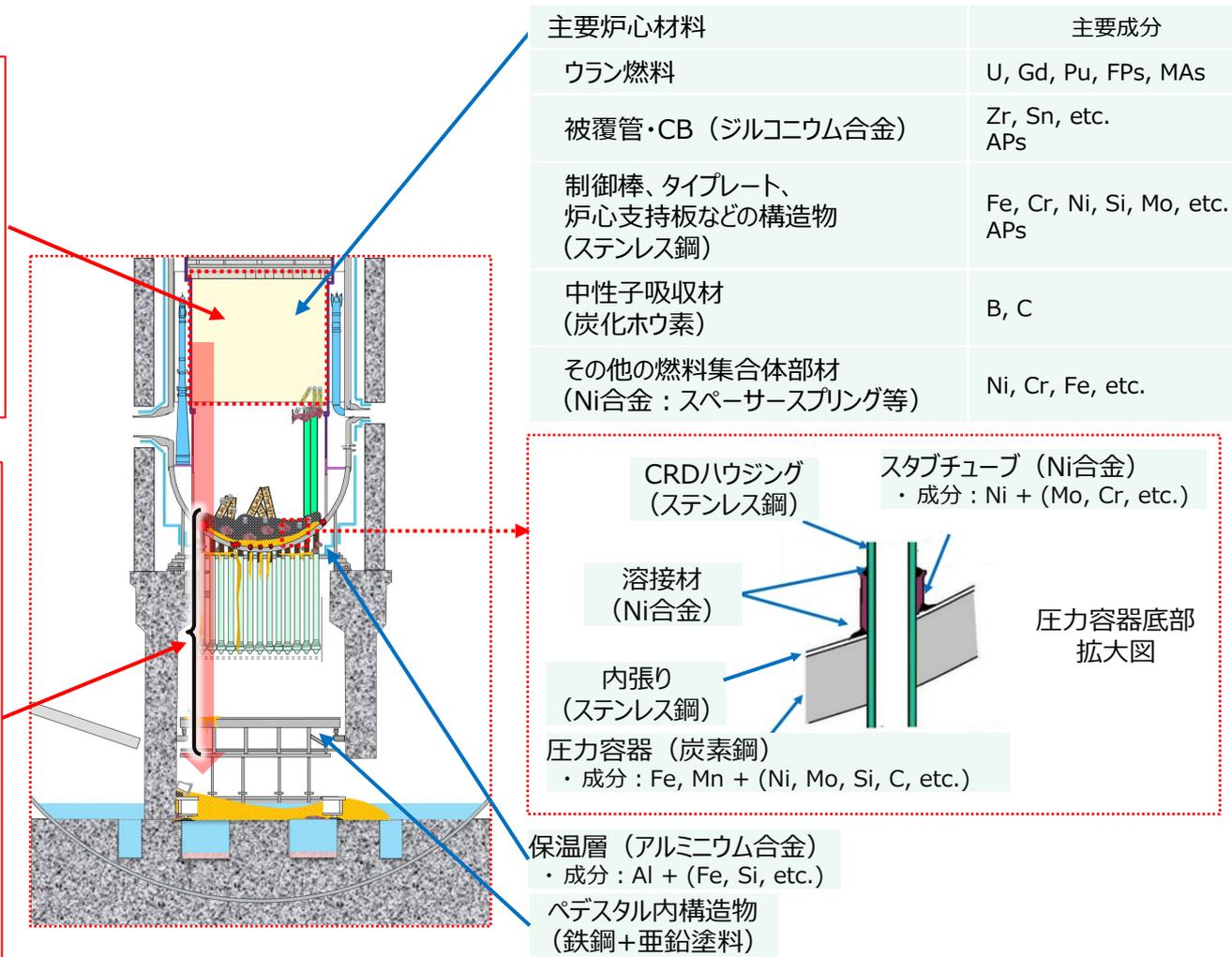
- ・CRDハウジング (ステンレス鋼)
- ・溶接材、スタブチューブ (Ni合金)

→ 構造材成分としてFe+Cr+Niの割合が高い

Fe-Ni相を観察

- ・保温層 (Al合金)

→ Alの検出



炉内状況推定図の精緻化のために、燃料デブリ分析結果を活用。  
また、燃料デブリ取り出しや内部調査の検討等へも活用

空間線量率を計測するだけで表面汚染分布を推定する技術を開発し、  
建屋内の汚染状況評価作業時の被ばく的大幅低減に貢献する。

## 【推定法の原理】

### 理想

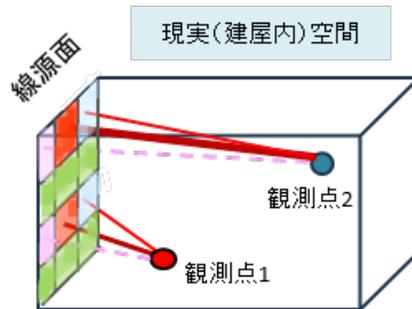
観測点数  $\infty$  = 線源面メッシュ数  $\infty$   
高精度（高解像度）で且つ線源分布が正確に求まる。

### 実際

観測点数  $\ll$  線源面メッシュ数

### LASSOスパースモデル

高強度の線源が一部に局在する場合、観測点数が少なくても現実に近い線源分布が得られる。



**少ない計測点（空間線量率）で  
正確な汚染状況が把握できる**

現在本システムを1Fの現場環境にて試験した段階。  
東電殿と共に本システムの有効性評価をしながら段階的に導入を検討していく。

## 【測定方法】



現場データ測定  
SPOT  
遠隔操作機器  
(Boston Dynamics)

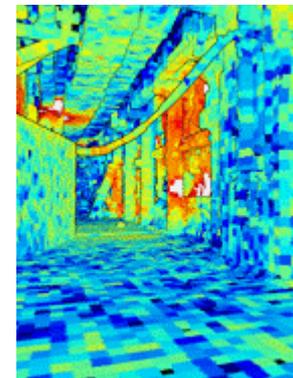


ロボットが通路に沿って空間線量率を測定。  
高さを変えた観測点

測定措置

観測点

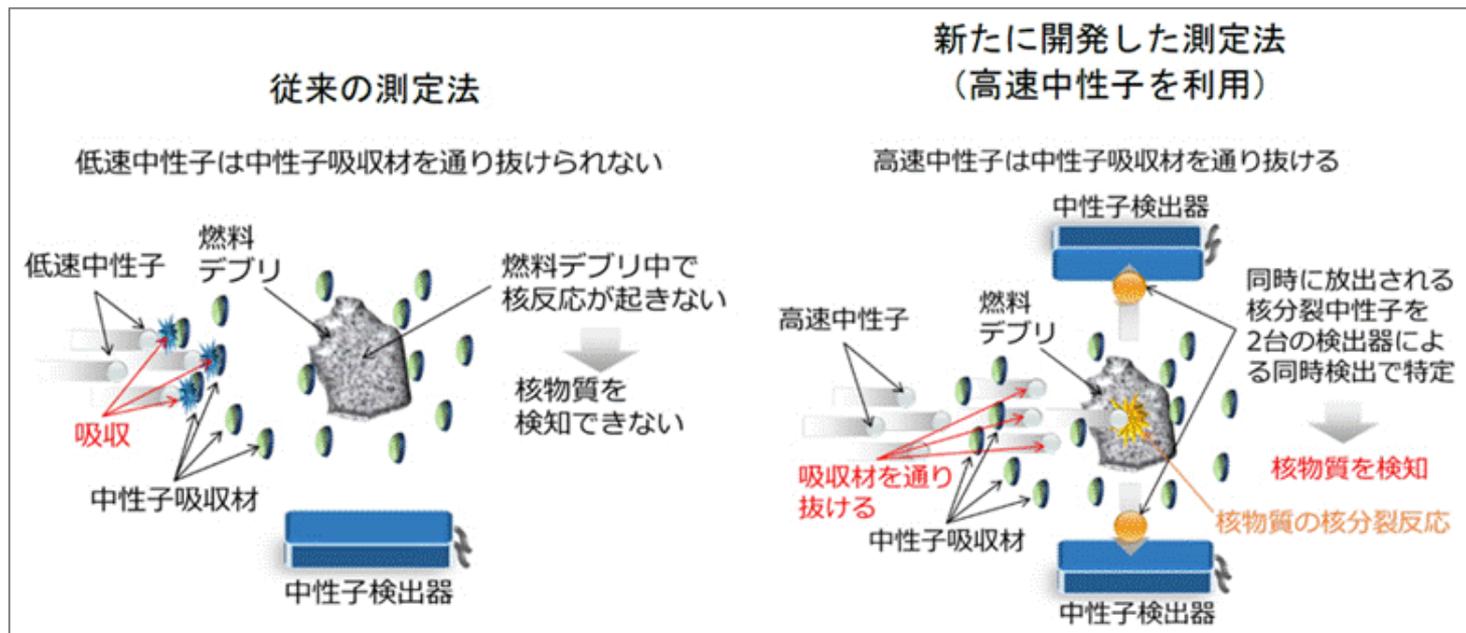
逆推定



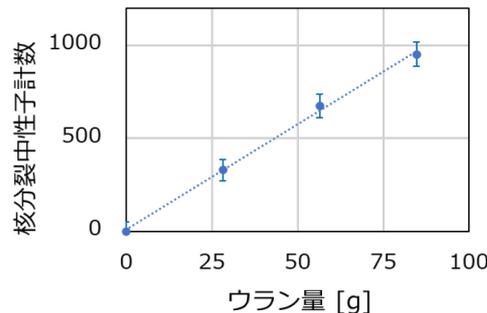
汚染状況の推定

従来の方法では測定不可能な中性子吸収材を含む核物質の非破壊測定を実現し、  
取り出した燃料デブリの安全な保管に貢献する。

## 高速核分裂中性子同時計数法(Fast Fission neutron Coincidence Counting: FFCC) (原子力科学研究所 原子力基礎工学研究センター 原子力センシング研究グループにて開発)



FFCC法で測定される核分裂中性子の数とウラン量の相関

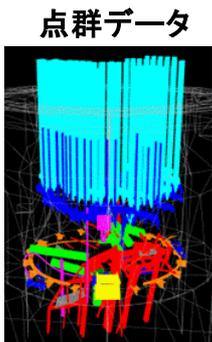


核物質の正確な定量が可能

様々な知見・情報を集約してより現実に近い炉内3D推定図を構築し、  
取り出し作業の検討等に活用。

## 内部調査が 実施済の箇所

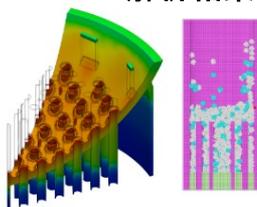
内部調査で得られた点群データ、  
写真・動画から  
CGを作成



写真・動画



SA解析結果

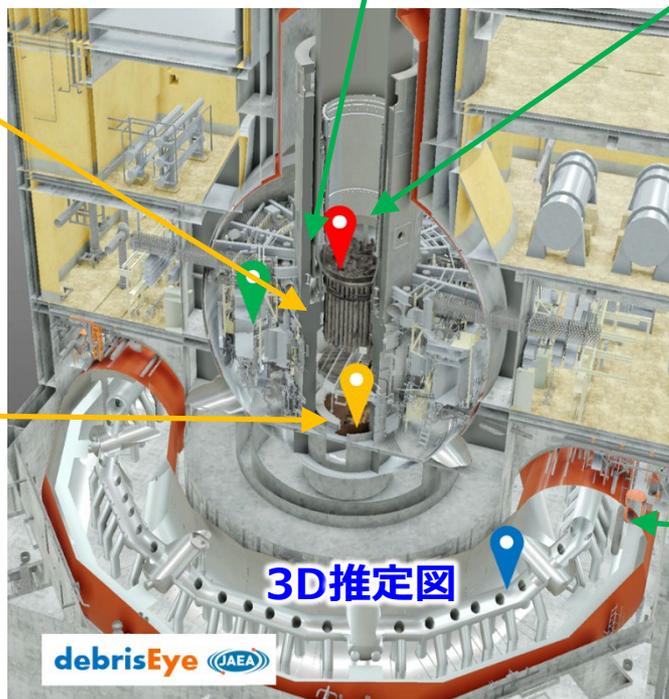


模擬試験

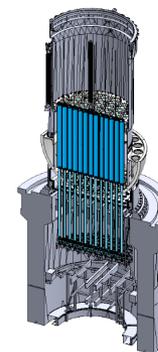


## 内部調査が 未実施の箇所

設計情報をベースに、  
SA解析、模擬試験  
等の解析結果から  
状況を総合的に推  
定し、CGを作成



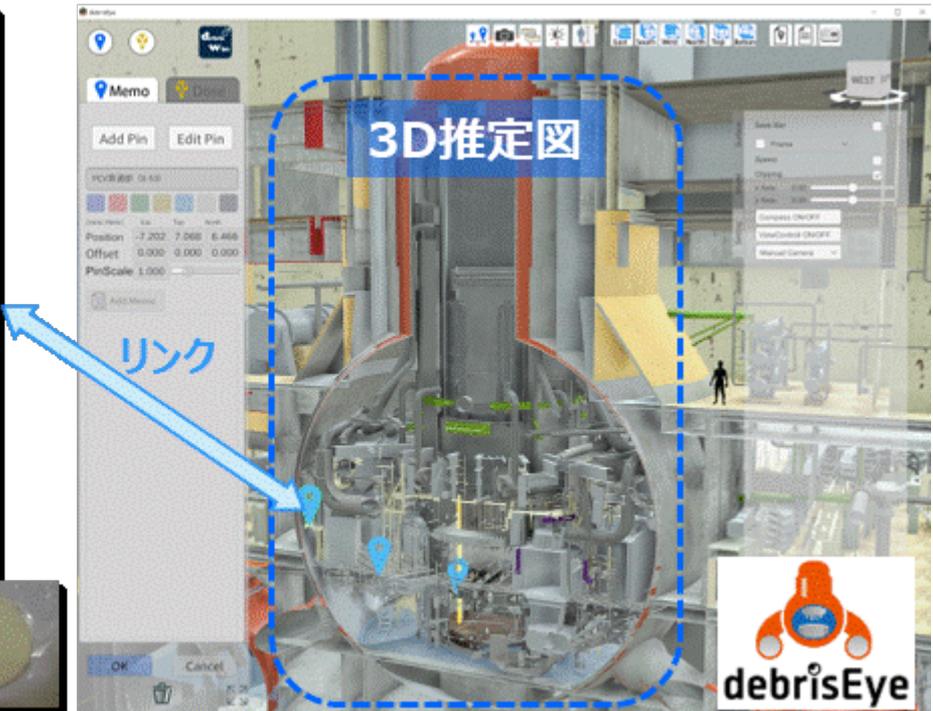
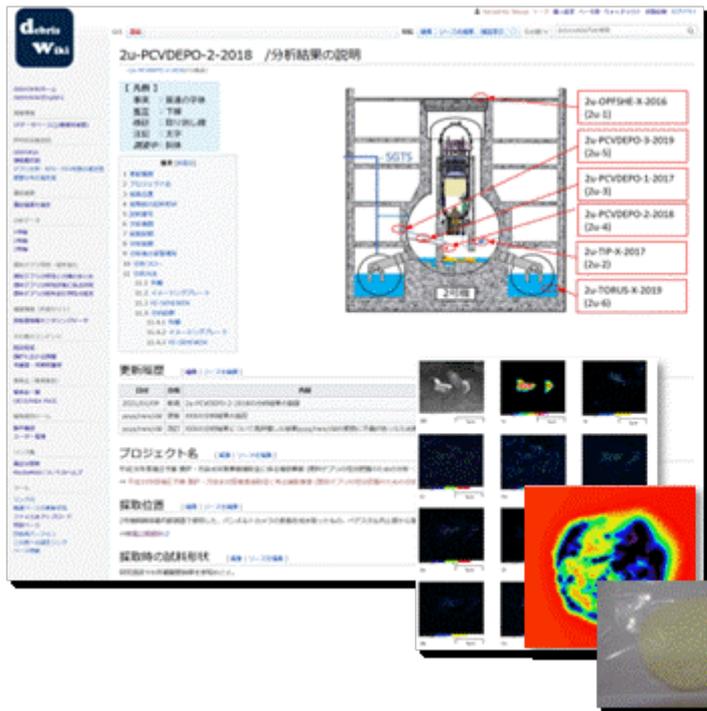
設計情報



3D推定図とデータベースを統合することにより情報を1か所に集約し、誰でも容易に情報を利用可能な環境を実現。

## 【debrisWiki】

- Wikipedia形式のデータベース
- サンプル分析結果等の情報を格納
- 常に最新で技術レビューを受けた正しい情報を提供



JAEAは、原子力研究開発で培ってきた知見・経験を最大限活用して  
燃料デブリ取り出しをサポートしていく。

## <燃料デブリ取り出しをサポートする研究開発のイメージ>

