

第6回福島第一廃炉国際フォーラム  
2022年8月29日（月）

1F廃棄物処理・デブリ取出しの分析に取り組む困難さ  
オールジャパンとしての取り組み  
放射性廃棄物・燃料デブリ分析に係るJAEAの取り組み

小山 真一

日本原子力研究開発機構  
廃炉環境国際共同研究センター（JAEA/CLADS）

本資料には、「廃炉・汚染水対策事業補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）」、「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）」に係る成果が含まれます。本資料を断りなく二次使用することを禁じます。

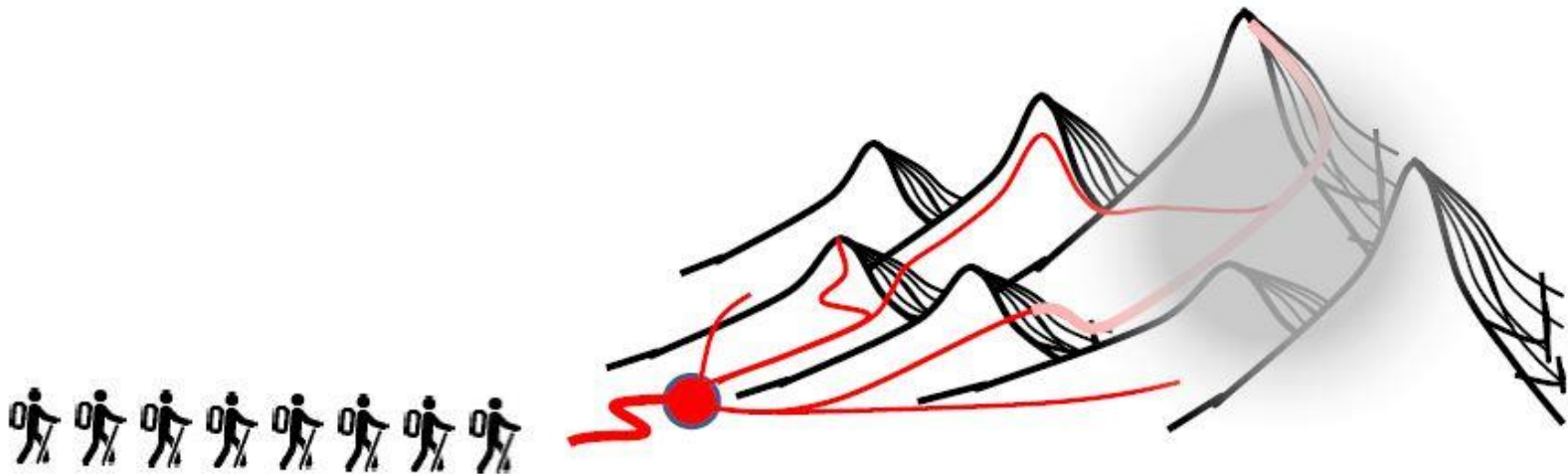
# 報告内容

---

- I. 放射性廃棄物・燃料デブリ分析に係るJAEAのミッション
- II. 放射性廃棄物の分析
- III. 燃料デブリの分析
- IV. 課題と展望
- V. まとめ

# I. 放射性廃棄物・燃料デブリ分析に係るJAEAのミッション

JAEA は、未踏峰を目指す山岳隊の一員である。最良のルートは未だ見つかっておらず、メンバーの知識、経験を結集して、これに立ち向かっていく。



JAEAは専門家として、シェルパをめざす。分析に係る研究とその実践を通じ、**安全・リスク評価を行うことのできる知識と技術の構築**により、東電HDが行う廃炉作業をサポートしていく。

## 放射性廃棄物・燃料デブリの分析に係るJAEAの貢献

- ・分析技術開発/研究開発の知見と分析技術者
- ・放射性廃棄物、照射済燃料、TMI-2デブリ分析の経験・実績
- ・1Fサンプル分析（廃棄物、堆積物等）の実績
- ・大熊分析・研究センターの設計、建設、運営

# I. JAEAの放射性廃棄物・燃料デブリ分析施設と人材育成

- 茨城地区分析施設において、内部調査で取得した試料、水処理二次廃棄物などの試料分析を実施。人材育成拠点として若手技術者のOJT、外部技術者の研修・OJTを実施。大学との連携ラボを設置し、クロスアポイントメント制度や学生のOJTを実施。



Google mapより

放射性物質分析・研究施設

施設管理棟 第1棟 第2棟

燃料デブリの分析・研究開発

廃棄物の分析・研究技術

原子力科学研究所

第4研究棟

燃料試験施設

BECKY (NUCEF)

WASTE-F

核燃料サイクル工学研究所

CPF

応用試験棟

燃料第一開発室

大洗研究所

照射燃料集合体試験施設 (FMF)

照射燃料試験施設 (AGF)

・放射性物質分析・研究施設は第1棟が竣工、第2棟を建設中。



# I. 放射性物質分析・研究施設の整備

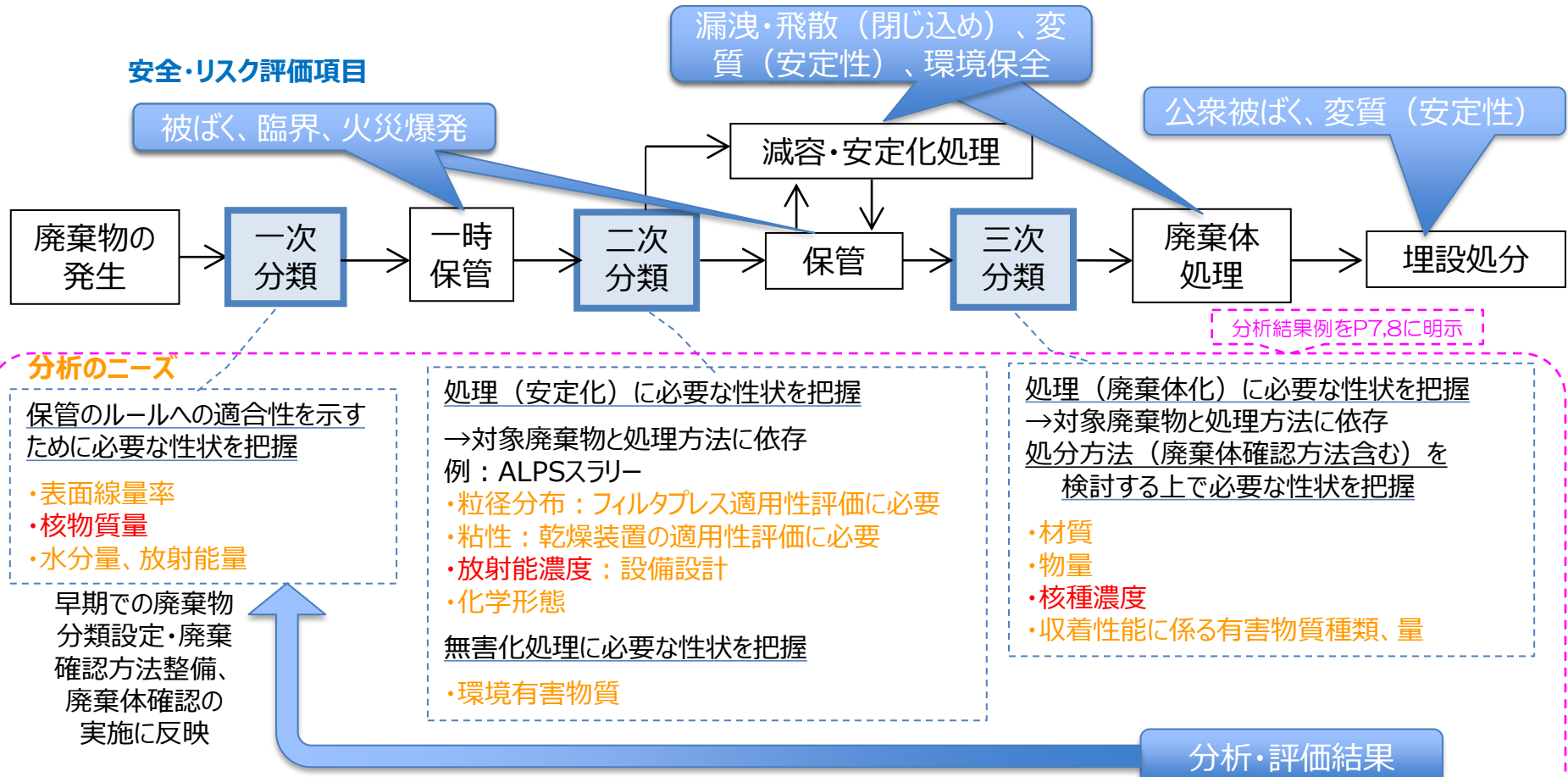
- 1Fにおける廃棄物、燃料デブリ等の分析を行う放射性物質分析・研究施設を整備中。
- 第1棟では、中低線量の固体廃棄物分析により、合理的な保管・管理や処理・処分方法の検討や新たな手法開発のための性状把握に貢献する。また、ALPS処理水の第三者としての分析を行うことで、その客観性・透明性確保に資する。
- 第2棟では、燃料デブリ等の分析によりその性状を把握することで、燃料デブリの取り出しの各工程の検討などの技術開発に資する。



- ① 施設管理棟【2018年3月運用開始済】  
：遠隔操作装置の操作訓練、分析マニュアルの整備等を実施中。
- ② 第1棟※【2022/6/24竣工。2022年度内の分析着手予定】  
：中低線量( $\geq 1\text{Sv/h}$ )の固体廃棄物試料の分析及びALPS処理水の第三者分析を実施予定。
- ③ 第2棟※【実施計画変更認可申請中】  
：燃料デブリ等の高線量のサンプルの分析を実施予定。  
建設工事体制の構築に時間を要し、また2021年2月福島県沖地震を受けた耐震評価見直しを行っているため、スケジュール見直し中。  
現在実施計画変更認可申請審査及び事業者選定プロセス中。

## II. 放射性廃棄物の分析 1F分析で求められる情報と分析技術

### 放射性廃棄物管理の安全・リスク評価に求められる情報と分析項目



✓ 現在の分析は、一次～三次分類で共通する廃棄物中の**放射性物質濃度**の把握を主として実施

- ✓ 一方で、1F廃棄物は、
  - ・ 非管理下で汚染したため組成推定が困難
  - ・ 物量が多く、全体像が不明
  - ・ 高線量廃棄物が多い（難測定核種多い）

- ・ 合理的なインベントリ評価手法開発
- ・ 合理的な分析計画法開発
- ・ 難測定核種の分析技術開発

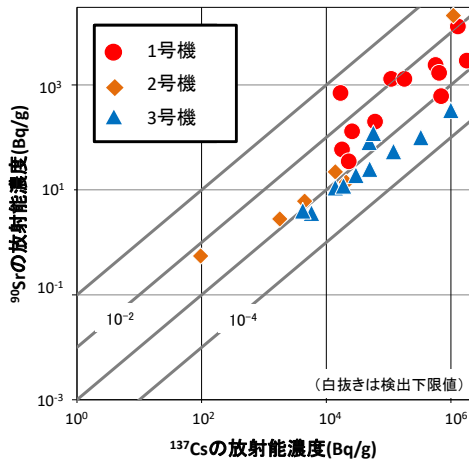
検討内容をP9に明示

分析結果を反映

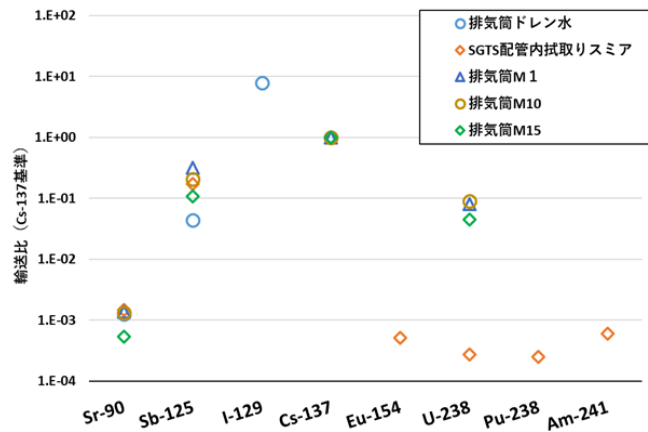
検討内容をP10に明示

## II. 放射性廃棄物の分析 放射性物質濃度に係る分析実績

- 2011年度から廃棄物・汚染物の分析を継続して実施し、これまでに約 500 点の試料を分析した。
- 大量に発生する瓦礫類は主要な廃棄物であり、これとともに、主要なリスク源とされる汚染水処理二次廃棄物（除染装置スラッジ、ALPS スラリー、ゼオライト土嚢、濃縮廃液等）の分析を優先して取り組んだ。
- 取得した放射性物質濃度の分析結果より、核種の相関性を評価(1)するとともに、廃棄物の分類に関する検討(2)を実施している。
- これら取得した分析データについては、開発したデータベースにより公開している (3)。
  - ✓ <https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>



(1) 原子炉建屋内瓦礫の分析データ ( $^{137}\text{Cs}$  と  $^{90}\text{Sr}$  濃度の相関) \*1



(2) 1/2号機の排気筒コア、SGTS配管内拭き取りスミア試料及び廃棄等ドレン水の輸送比の違い



(3) データベース“FRAnDLi” トップページ

\*1 : <https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/05/3-04-03.pdf>



## II. 放射性廃棄物の分析 その他の分析実績と1F廃炉へのデータの提供

- 保管管理におけるリスクを低減するために、処置方策を検討・実施しており、放射能分析の他に廃棄物の物理・化学的性状などの分析を実施している。これら分析データは以下の通り1F廃炉の検討に利用されている。

### 滞留水 スラッジ

**4-① α核種分析** **TEPCO**

- 試験水に対し、段階的なフィルタを設け、各フィルタでの回収物とろ液に対し分析を実施。
- フィルタ径の選定にあたっては、ALPSで使用しているクロスフローフィルタが0.02μmであることから本試験でも0.02μmまでを採用することとした。

試験水

ろ過

10μmフィルタ

ろ過

1μmフィルタ

ろ過

0.1μmフィルタ

ろ過

0.02μmフィルタ

ろ過

粒径	Bq/L						
	U-235	U-238	Am-241	Cm-244	Cm-242	Pu-238	Pu-239+240
> 10 μm	7.2E-01	5.7E+00	1.7E+04	1.3E+04	5.6E+01	5.2E+03	1.8E+03
10~1 μm	<6.0E-04	1.3E-03	<2.0E+00	<2.0E+00	<2.0E+00	<6.0E-01	<6.0E-01
1~0.1 μm	<6.0E-04	1.7E-03	<2.0E+00	<2.0E+00	<2.0E+00	<5.0E-01	<6.0E-01
0.1~0.02 μm	3.0E-03	2.4E-02	<1.0E+00	<2.0E+00	<2.0E+00	<6.0E-01	<9.0E-01
< 0.02 μm (5検)	<9.0E-04	1.9E-03	7.7E-01	<5.0E-01	<6.0E-01	1.4E+00	<5.0E-01

【参考】

粒径	Bq/L			
	総α	Cs-137	Co-60	Co-57
> 10 μm	3.7E+04	1.7E+06	3.2E+07	1.7E+06
10~1 μm	<2.0E+00	2.2E+04	4.4E+05	<8.0E+02
1~0.1 μm	<2.0E+00	<7.0E+02	3.2E+03	<5.0E+02
0.1~0.02 μm	<2.0E+00	5.9E+03	1.1E+05	5.6E+02
< 0.02 μm (5検)	2.2E+00	7.0E+07	1.4E+09	5.5E+04

α核種の粒径として、概ね数μm以上のものと推測され、同程度のフィルタを設置することにより、告示濃度(4Bq/L)を満足できると考えられる。

↓

フィルタ設備のメッシュ径の設計に反映

東京電力ホールディングス株式会社, “α核種除去に向けた検討状況について,” 廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議 (第86回), 令和3年1月28日.

### 除染装置 スラッジ

**3-3.実スラッジの分析結果** **IRID TEPCO**

- 密度: 試料を攪拌後、分取して秤量
- 乾燥質量: 密度測定後の試料をホットプレートにて蒸発乾燥させて、乾燥質量を秤量

体積	質量	密度
1 mL	1.176 g	1.176 g/mL

乾燥質量	質量比 (%)		【参考】体積比 (%)	
	固体	液体	固体	液体
0.253 g	21.5	78.5	5.8	94.2

- 放射能濃度: バイアル瓶を振とう攪拌後、0.1mLを採取して純水で希釈したもの、あるいは酸溶解したものを分析。(スラッジの分析値は2011.3.11に半減期修正したもの)

放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		
α( <sup>238</sup> Pu)	β( <sup>137</sup> Sr)	γ( <sup>137</sup> Cs)
1.4×10 <sup>-2</sup>	7×10 <sup>7</sup>	7×10 <sup>6</sup>

参考: 上澄み水 (2017年採取) 3×10<sup>4</sup> 2×10<sup>2</sup>

粒子径測定結果 (μm)

平均径 (個数基準)	メジアン径 (体積基準)	平均径 (体積基準)	メジアン径 (体積基準)	最大粒径
3.18	2.46	10.3	8.89	21.9

沈降性: 有蓋メスシリンダーに酸液混合したスラッジ試料1mLと上澄み水10mLを入れ、メスシリンダーを攪拌後にスラッジの沈降を観察。

スラッジが沈降する様子

東京電力ホールディングス株式会社, “除染装置スラッジ、ALPSスラリーの安定化処理に向けた検討状況,” 特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会 (第7回), 資料2, 2018年7月23日.

### ALPS スラリー

**【参考】スラリーの性状** **TEPCO**

- 多核種除去設備にて発生するスラリーの主要成分他は以下の通り。

二次廃棄物	主要成分	代表的放射性核種の濃度	サンプル点数	採取時期
多核種除去設備 (既設・増設ALPS) スラリー	鉄共沈沈物: FeO(OH)・H <sub>2</sub> O	<sup>90</sup> Sr 1.2×10 <sup>6</sup> Bq/cm <sup>3</sup>	1	2014/6
	炭酸塩沈物: CaCO <sub>3</sub> ・Mg(OH) <sub>2</sub> (比は原水の成分に依存)	<sup>90</sup> Sr 0.002~9×10 <sup>7</sup> Bq/cm <sup>3</sup>	既設ALPS: 3 増設ALPS: 6	2014/6~ 2016/11

元素分析結果より推定した物質の重量比

鉄共沈スラリー

炭酸塩沈物の試料の例

ALPSスラリーの核種分析結果

本資料の内容においては、技術研究組合国際環境研究開発機構 (IRID) の成果の一部を活用しております。

東京電力ホールディングス株式会社, “スラリー安定化処理に向けた設計について,” 特定原子力施設監視・評価検討会 (第88回), 資料1-2-1, 2021年2月22日.

### ゼオライト 土壌

**【参考】ゼオライトの分析結果** **TEPCO**

- PMB地下階に設置されたゼオライト土壌・活性炭土壌について、詳細なサンプリングと分析を実施。分析の結果、Cs-137の放射能濃度[Bq/g]は8果オーダーであり、滞留水に比べ3~4桁高い濃度であることを確認。地下階の高線量の主要因として、ゼオライト土壌の存在が寄与していると考えられる。
- 濃度の範囲は想定されていた範囲であり、検討中の回収装置の設計に影響を与える物ではない。

※廃炉・汚染水対策事業におけるJAEAでの分析結果においても、Cs-134, Cs-137については、本分析結果とほぼ同等である。また、JAEAによる分析結果においては、α核種も検出されているが、低濃度であり、回収時の保管の形態に影響を与える物ではないと考えているが、今後精査していく。

採取した粒子の表面線量率	γ+β
1.3 mSv/h程度	

分析項目 放射能濃度 [Bq/g]

Cs134	8.0E+06
Cs137	1.3E+08

採取した粒子の表面線量率

γ+β
0.025 mSv/h程度

分析項目 放射能濃度 [Bq/g]

Cs134	3.3E+04
Cs137	5.5E+05

参考) PMB廃水 (2020/2/25採取)

- Cs134: 1.7E+06 Bq/L (1.7E+03 Bq/cc)
- Cs137: 2.0E+07 Bq/L (2.0E+04 Bq/cc)

参考) ゼオライト土壌: およ0.6~1.8 g/cm<sup>3</sup> 放射性比度: 0.35 g/cm<sup>3</sup>以上

**ゼオライトサンプリングの採取方法**

**ゼオライト土壌を認識した記録がある箇所**

**PMB最下階平面図**

東京電力ホールディングス株式会社, “プロセス主建屋における地下階環境調査の結果について,” 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議 (第93回), 令和3年8月26日.



## II. 放射性廃棄物の分析 合理的なインベントリ評価手法と分析計画法の開発

- 廃棄物の放射能インベントリを推定するため、「解析的インベントリ推算手法」の開発に取り組んできた。推算のモデルでは、核種移行のパラメータ（空気や水への移行割合など）を導入しており、分析データを反映して決定する。移行割合をベイズ統計により処理して、確率密度分布として表現し、不確実性を定量的に評価する方法を開発した（図1）。
- 全体像が不明な1F廃棄物を対象に、合理的な分析点数や廃棄物分類を明らかにするために、環境復旧分野で標準的な方法とされるDQOプロセスにベイズ統計を組み合わせた分析計画法を開発している。

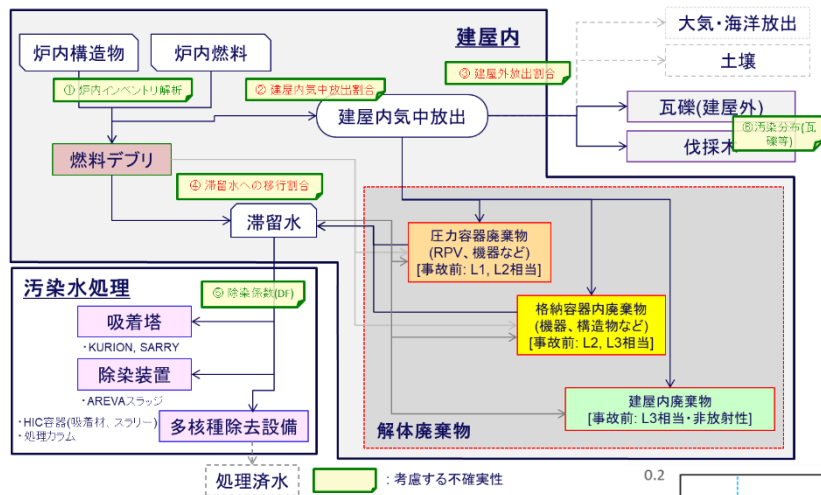


図1 解析的インベントリ推算手法のモデル\*1（上）とベイズ統計に基づき設定した核種移行率推定の例\*2（右）

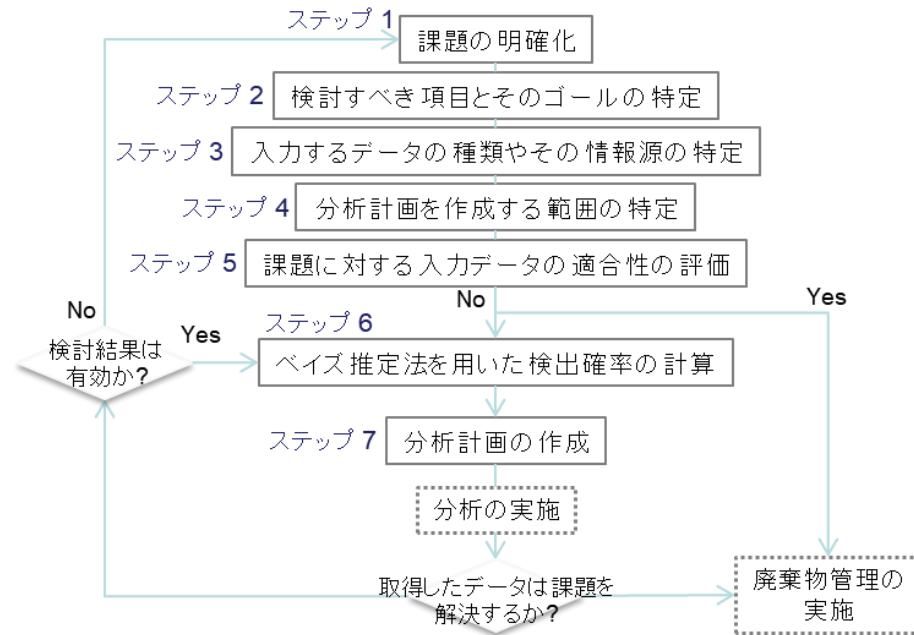


図2 廃棄物を対象とした DQO プロセス

\*1 : <https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/12/2020010kotaihaikibuterev2.pdf> 一部改変

\*2 : [https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/01/2019011kotaihaikibutsu\\_02.pdf](https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/01/2019011kotaihaikibutsu_02.pdf)

## II. 放射性廃棄物の分析 難測定核種等の合理的な分析技術開発

大量で複雑な汚染パターンを有する1F廃棄物の廃棄体確認を念頭に、長寿命核種の検出効率向上、分析時間の合理化等を目指した個々の分析技術開発に合わせ、取得した分析値の信頼性を担保するような品質保証体系の検討に取り組んでいる。

これまでに、ICP-MSを用いた同重体の簡易分離・測定技術や、合理的な核種の化学分離手法、バルク試料から代表性を確保した分析試料採取技術などを開発するとともに、これら技術をインテグレートした分析技術の標準化に係る検討を進めている。

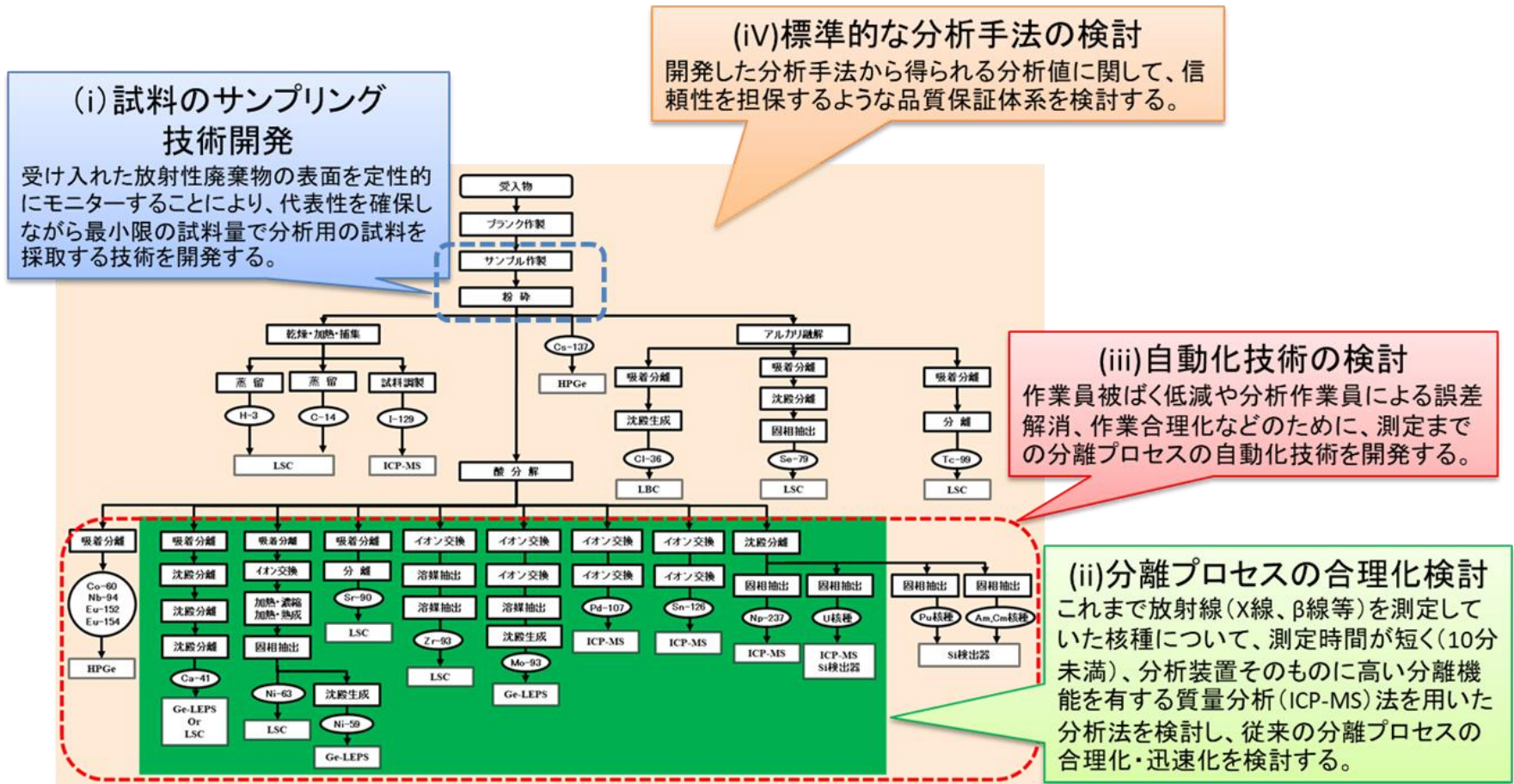


図 分析方法の改良を図る対象とその方策\*1

\*1 : <https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/12/2020010kotaihaikibutureau2.pdf>

## II. 放射性廃棄物の分析 三次分類設定に向けた検討から処分具現化に向けた分析へ

- これまでの分析については、廃炉工程の進展に伴い図のように目的が推移するものと捉え、「インベントリ評価の精度向上」を中心に取り組んできた。
- 今後は、「廃棄物分類の設定」を分析の目的の軸にしつつ、廃棄物によっては、「廃棄体確認方法の整備」にも対応するよう進めていく。
- なお、発生状況、分析データの蓄積の程度、放射能濃度のばらつき具合などが廃棄物ごとに異なるため、廃棄物の管理状況に応じて分析を進める。

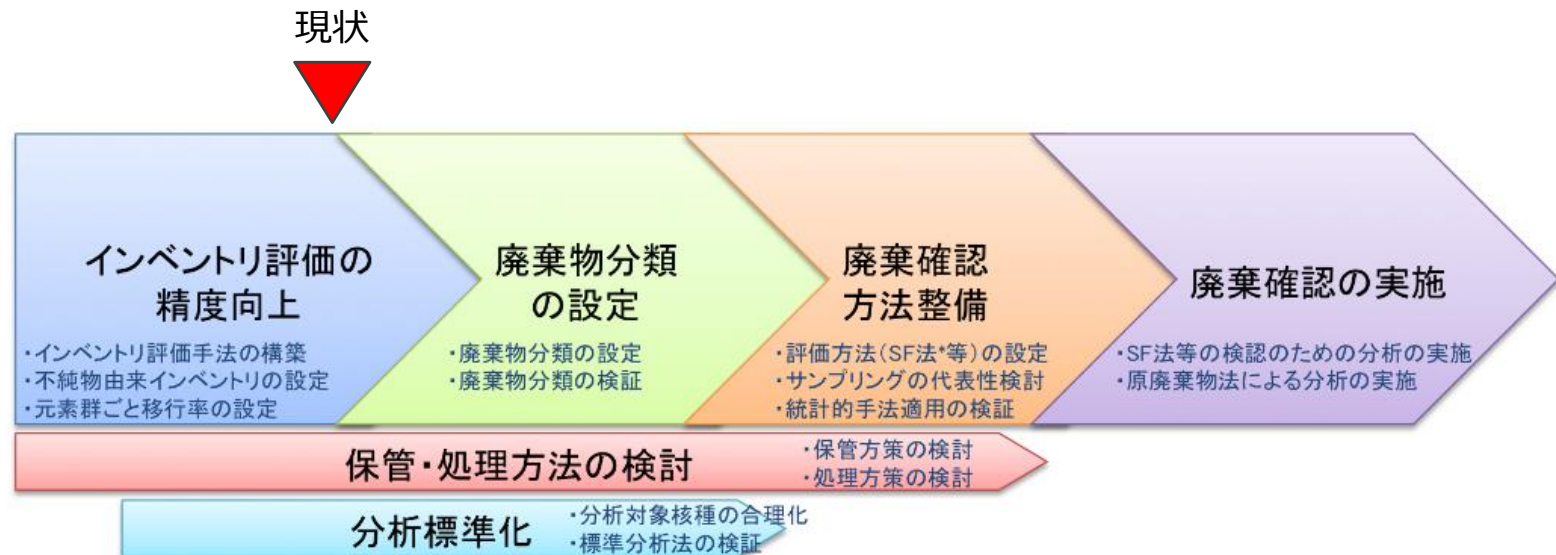
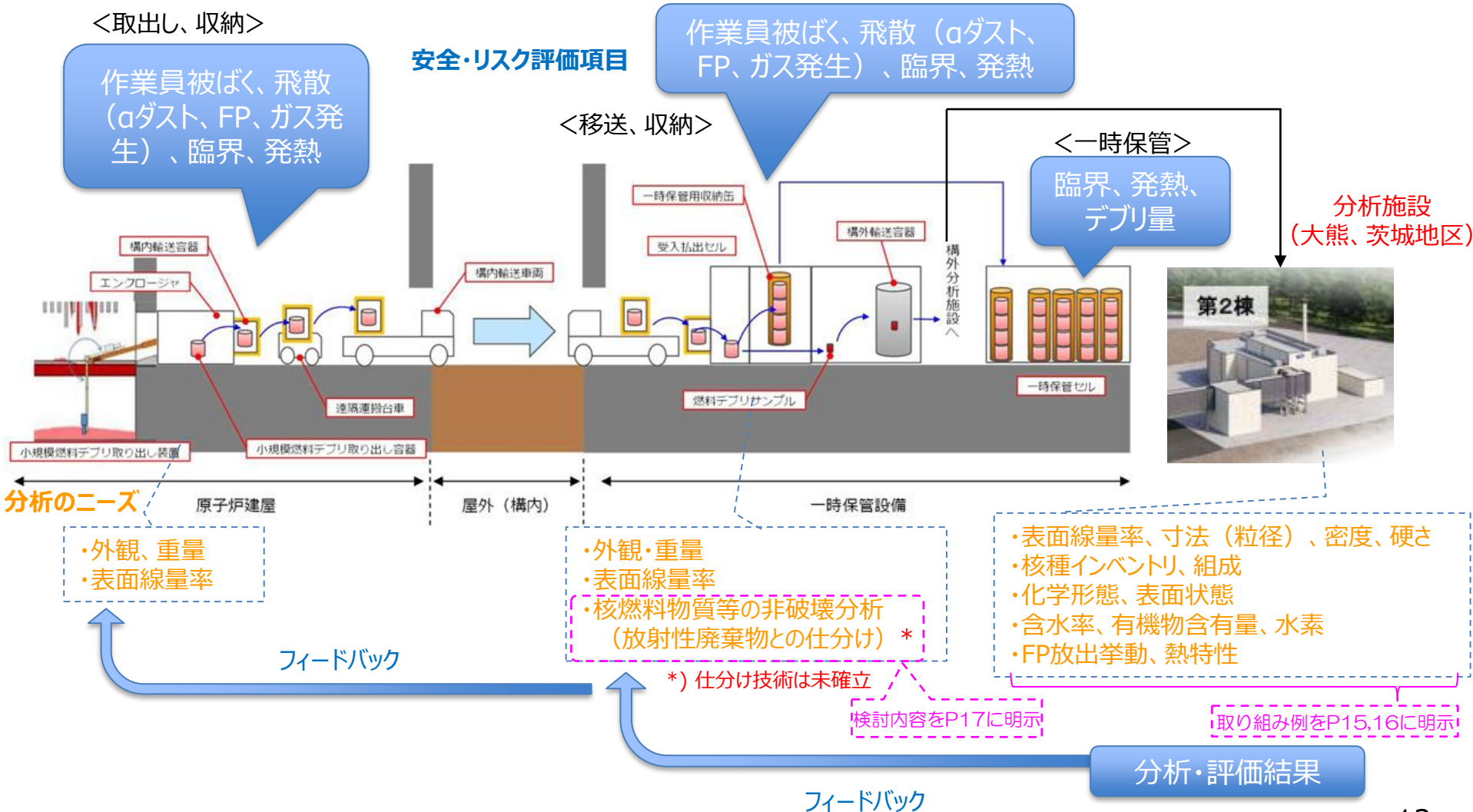


図 廃炉工程の進展に伴う分析目的の推移

# III. 燃料デブリの分析 求められる情報と分析技術

## 燃料デブリの安全・リスク評価に必要な情報と分析項目

### A 燃料デブリ取出し、保管・管理までの作業における安全・リスク評価





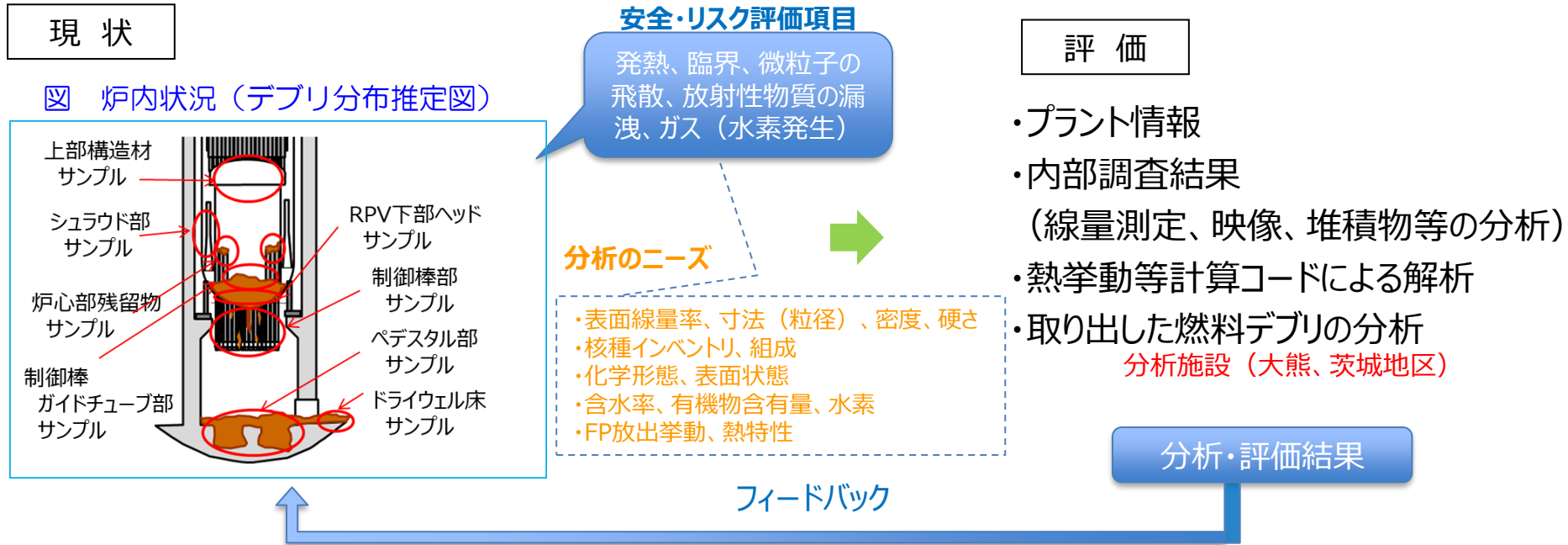
# III. 燃料デブリの分析 求められる情報と分析技術

## 燃料デブリの安全・リスク評価に必要な情報と分析技術項目

### B 燃料デブリ処理における安全・リスク評価

- ・一時保管に適用される項目に加え、放射性廃棄物と同様の分析項目を適用  
(核種インベントリ評価：38核種分析等)

### C 炉内に残存する燃料デブリの状態に係る安全・リスク評価



## 【JAEA報告書】

原子力機構がこれまでに実施した技術開発の知見・経験を集約し、ニーズ、課題及び分析手法について系統的にまとめた。



- 燃料デブリの燃焼率評価、線量率評価、発熱量評価
- 燃料デブリの取出し工法の設計・燃料デブリの取出し作業
- 燃料デブリの再臨界性評価
  - 燃料デブリ切断時のαガス、Pu-Am取扱い、残留FP
  - 燃料デブリの取扱い安全性・作業性
  - 冷却対策
  - 水素発生対策
  - RPVの状態評価
  - その他の課題
  - 工程管理のための分析
- 保障措置に係る議論に資する可能性のある分析
  - 核物質管理

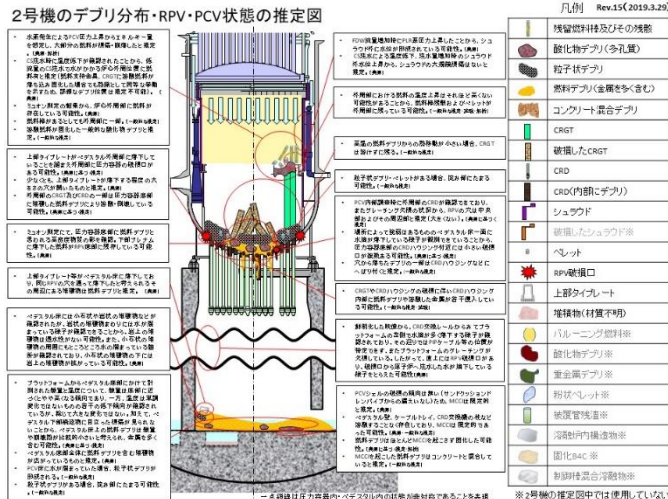
- 保管管理
  - 臨界対策
  - 核種・放射能
  - 化学的安定性、経年変化
  - 保管施設の合理化
  - 工程管理のための分析
- 処理処分
  - 処理処分の観点から取得すべきデブリの分析項目とその重要性
  - 対象とすべき分析項目の詳細とその取得方法、時期
- 事故の全体像解明
  - 原子炉容器内外の炉心溶融進展
  - ソースターム

図 燃料デブリ取出しから処理処分、事故全体像解明など、全体を網羅した構成

## 【廃炉研究基盤データベース (debrisWiki) 開発】

- ユーザー（デブリ分析・評価者、取り出し装置設計者等）が必要とする情報のハブ。
- 常に最新で、技術レビューを受けた正しい情報をユーザに提供。
- 各分野の専門家で作り上げる知識の集大成。
- 現場作業者の作業ツールとして活用。

### デブリ分布図（2号機の例）



広く知られている Wikipediaと同じ構成

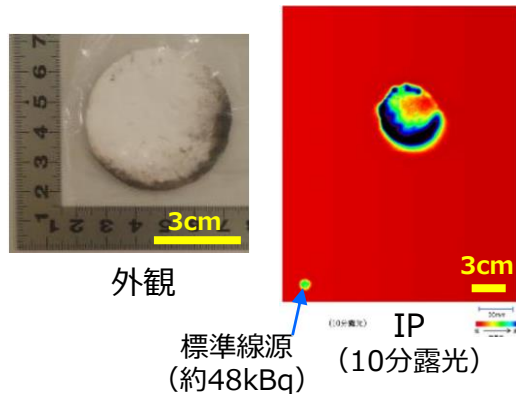


炉内状況・・・炉内全体のデブリ等の分布の推定情報  
 現場情報・・・福島第一発電所事故に関する資料を一元的に検索  
 事故進展・・・最新の知見に基づく事故進展の検討結果  
 分析データ・・・分析結果の生データ、分析結果の総合的な解釈  
 既往知見・・・過去のSA事故や1F廃炉に資する研究情報

# III. 燃料デブリの分析 1Fサンプルの分析 (組成が未知の試料に対するアプローチ)

1F内部調査で得られた汚染物サンプルを用いた燃料デブリ分析技術開発と性状推定に向けた取組み

例) サンプル : 1/2u-SGTS配管スミア (2020年度) [1]

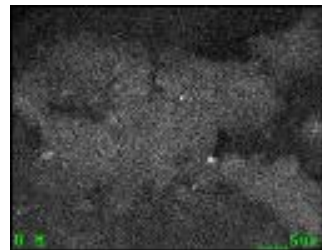


外観

標準線源 (約48kBq) IP (10分露光)

## ◆ 外観・IP

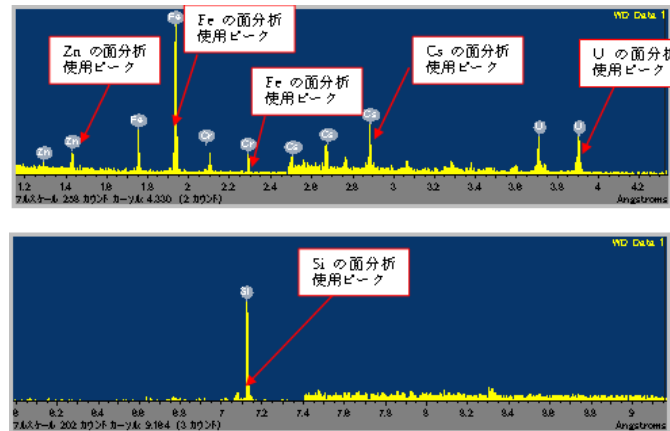
- スケール、暴露時間、コンター、標準線源等の情報を記載
- 高線量部位を同定、サンプル分取



Uの元素マップ (Agの信号の影響が含まれる)

## ◆ SEM/EDX

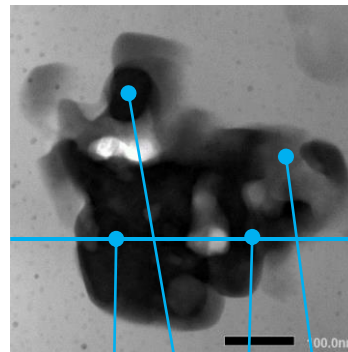
- 同定根拠、オーバーラップを記載
- TEM分析対象領域の選定根拠を記載



## ◆ SEM/WDX

定性分析結果

- 定性分析、特性X線ピーク同定、特性X線像取得



U粒子の例

## ◆ TEM

- EDXチャートにより、同定根拠および定量分析範囲を記載 (元素オーバーラップの評価を含む)
- 必要に応じて、極薄膜加工・ゼータ因子法による酸素分析の高精度化 (金属or酸化物の判別)

主な元素の組成比(at%)

	O	Mg	Al	Si	Cr	Fe	Ni	Zn	Zr	Ag	U
①	約70	0.2	0.3	0.2	0.1	3.0	0.0	0.3	0.1	0.7	24.7
②	約70	0.1	0.3	0.2	0.2	8.5	0.0	0.3	0.1	0.7	21.1
③	約70	0.0	0.4	0.0	0.1	3.0	0.0	0.2	0.1	0.7	23.1
④	約70	0.1	0.3	0.0	0.2	12.1	0.0	0.2	0.0	0.5	14.7

元素	重量 (単位: ng)※		Feとの重量比		
	XM20111	XM20121	元素	XM20111	XM20121
Cr	$5.19 \times 10^2$	$5.41 \times 10^2$	Cr	$1.2 \times 10^{-2}$	$4.2 \times 10^{-3}$
Fe	$4.43 \times 10^4$	$1.30 \times 10^5$	Fe	1	1
Mo	$1.66 \times 10^1$	$9.18 \times 10^2$	Mo	$3.8 \times 10^{-4}$	$7.1 \times 10^{-3}$
U	$1.04 \times 10^1$	$5.10 \times 10^0$	U	$2.3 \times 10^{-4}$	$3.9 \times 10^{-5}$

※Cr, Mo(XM20121のみ)の元素量は、Cr-52, Mo-95の重量に天然同位体組成を乗じて算出した。Mo(XM20111のみ)には、FPの混入が認められたため、天然同位体と核分裂生成物でMo中の同位体組成として近い値をもつMo-98に着目し、Mo-98の重量に天然同位体組成を乗じて算出した。Feの元素量は、Fe-56, 57の重量の和である。Uの元素量は、U-234, 235, 236, 238の重量の和である。

U同位体比

	XM20111	XM20121
U235/U238	$1.65 \times 10^{-2}$	$1.9 \times 10^{-2}$
U236/U238	$2.53 \times 10^{-3}$	$1.9 \times 10^{-3}$

## ◆ 液調整/放射線/ICP-MS


- 8N硝酸+フッ酸で液調製、残渣をγ測定し、 $^{137}\text{Cs}$ の放射エネルギーが、100分の1以下となることを確認
- 測定日の情報を記入 (放射線測定)
- 定性分析、及び検量線濃度範囲での定量分析・同位体比評価 (ICP-MS)
- 不確かさの評価

Uを含む粒子の物性、元素量を分析することで、燃料デブリの化学特性に関する知見の推定、事故シナリオの推定評価が可能となることを明らかにするほか、炉内状況推定図への基礎的な知見を提供する。

### III. 燃料デブリの分析 分析体制の整備・分析データの品質の向上

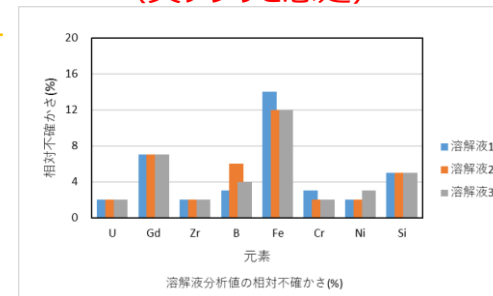
組成が未知の試料に対するアプローチとして、燃料デブリの特徴を評価できる技術・体制を構築する。

我が国の代表的な分析機関に対し、それとは独立した機関によって調製された模擬燃料デブリを支給し、各分析機関が保有する設備、溶解法及び分析技術を用いてその模擬燃料デブリの元素組成を評価する。

分析機関	溶解法	重量溶解率	特徴	
模擬燃料デブリ (均一組成) ・Uを含む ・1F組成を模擬  <b>東北大学</b> 	<b>NDC</b>	硝酸	~60%	<ul style="list-style-type: none"> <li>・簡便な溶解法</li> <li>・ウランやホウ素化合物は溶解</li> <li>・溶けない成分を分析して全体の元素組成を補完</li> <li>・微量フッ酸の添加で溶解率向上</li> </ul>
	<b>JAEA大洗研</b>	硝酸+微量フッ酸	~90%	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ほぼ完全溶解</li> <li>・高い精度で元素の定量が可能</li> <li>・フッ化物沈殿生成の可能性</li> </ul>
	<b>NFD</b>	王水+フッ酸	98%	<ul style="list-style-type: none"> <li>・完全溶解</li> <li>・高い精度で元素の定量が可能</li> <li>・アルカリ試薬成分の混入</li> <li>・アルカリ融解するつぼ成分の混入</li> </ul>
	<b>JAEA原科研</b>	アルカリ融解	100%	



セル内遠隔操作で実施 (実デブリを想定)



分析対象元素、各分析操作ごとに精度・誤差を検証

燃料デブリ分析項目として重要な4つの基本的な評価項目（分析試料の形態、核種・元素量、相状態・分布、密度等）に対する分析技術を定義し、関係者間の共通認識とする。



### III. 燃料デブリの分析 非破壊分析（放射性廃棄物との仕分け）技術

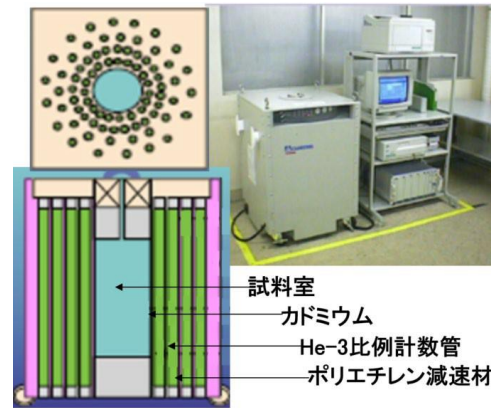
将来の燃料デブリと放射性廃棄物と仕分けに反映するため、破壊分析では対応が困難な、容器に収納されたキログラムオーダーまでのPCVからの回収物を非破壊で計測し、核燃料物質質量に応じて燃料デブリと放射性廃棄物を仕分けする技術を開発する。

**IRID（仕分けのための非破壊計測技術開発PJ: MHI,東芝ESS,日立GE,JAEAによる協働）**で現在検討されている候補手法：①アクティブ中性子法、②パッシブ中性子法、③ミュオン散乱法、④X線CT法、⑤パッシブガンマ線法

JAEAでは、既存の核燃料使用施設と非破壊計測装置を利用して、主に①,②,⑤の要素技術確認試験を2023年度から開始することを目指し、3拠点4センターによる協力体制を構築し、試験準備（試験方法の検討、模擬体製作、許認可変更等）を進めている。



原子力科学研究所/NUCEF/BECKY  
にあるアクティブ中性子法装置(JAWAS-T)



核燃料サイクル工学研究所/プルトニウム燃料技術  
開発センターにあるパッシブ中性子法装置(PSMC)



原子力科学研究所/燃料試験施設(RFEF)：軽水炉使用済み燃料やTMI-2燃料デブリに対するパッシブガンマ線測定等への利用を検討中

非破壊計測法の要素技術確認試験(2023年度～)を計画しているJAEAの施設・装置

## IV. 課題と展望

---

### 分析の継続的な実施と次のステップへの準備

- 放射性廃棄物ごとに分析目的を明確化し、その成果は、インベントリ推算などの方法論とその裏付けとなるデータベースの組合わせとして取りまとめ、1F廃炉現場での廃棄物分類、確認方法の整備に反映する。
- 茨城地区の分析施設において蓄積した知見を第1棟、第2棟の運用に反映する。

### 分析技術開発

- 分析技術の高度化（簡易・迅速な分析技術の開発）や、燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに向けた非破壊分析技術開発を進める。

### 人材育成と国際協力

- 核燃料・放射線の専門家による指導と施設群における実務経験を通して、継続的な人材の育成を行う（OJT）。  
JAEA職員の育成に加え、外部人材の育成を図る（研修、共同研究、英知事業など）
- OECD/NEAのプロジェクトや共同研究を通じて、国外関係機関との連携を図る。

## V. まとめ

---

- ・JAEAは、引き続き、NDF、東京電力とのオールジャパンでの取り組みとして、安全・リスク評価を行うことのできる知識と技術の構築のため1F廃炉での分析とサンプリング作業をサポートしていく。
- ・放射性廃棄物については、間もなく大熊分析・研究センター第1棟における分析が開始される。既存施設における分析も継続しつつ、廃棄物管理におけるリスク低減や、廃棄物処分を念頭においた廃棄物分類の策定などを目指した取り組みを進め、1F廃炉の着実な推進への貢献を図る。
- ・燃料デブリ分析の準備（分析技術開発、精度や手法の評価、体制整備）と、作業員やユーザが利用できる廃炉研究基盤データベースの整備を進めており、今後の分析に適切に対応し、また運用を図る。
- ・今後の運転開始が予定されている大熊分析・研究センター第2棟や東京電力HD総合分析施設の建設・運営に向け、人材育成の場としての活用を図っていく。