

廃炉推進に向けた研究開発

平成25年11月26日

独立行政法人日本原子力研究開発機構

福島技術本部

復旧技術部長 船坂 英之

- 1. 東京電力福島第一原子力発電所（1Fサイト）の現況**
- 2. 1Fサイトの廃炉推進に向けた原子力機構の取り組み**
 - 2-1 中長期の研究開発課題に対して**
 - 燃料デブリ取り出しに向けた研究
 - 放射性廃棄物の処理・処分に向けた研究
 - 2-2 1Fサイトの喫緊の課題に対して**
- 3. 今後の取り組み(研究拠点整備、人材育成)**
- 4. まとめ**

1. 東京電力福島第一原子力発電所の現況

東京電力HPより加工（全景除く）



フランジ型タンク



角型タンク



横置きタンク



溶接型タンク



多核種除去設備



東京電力福島第一原子力発電所全景
(2013年10月)

写真提供：NHK



1号機



2号機



3号機



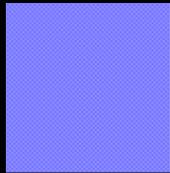
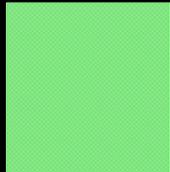
セシウム吸着装置



第二セシウム吸着装置

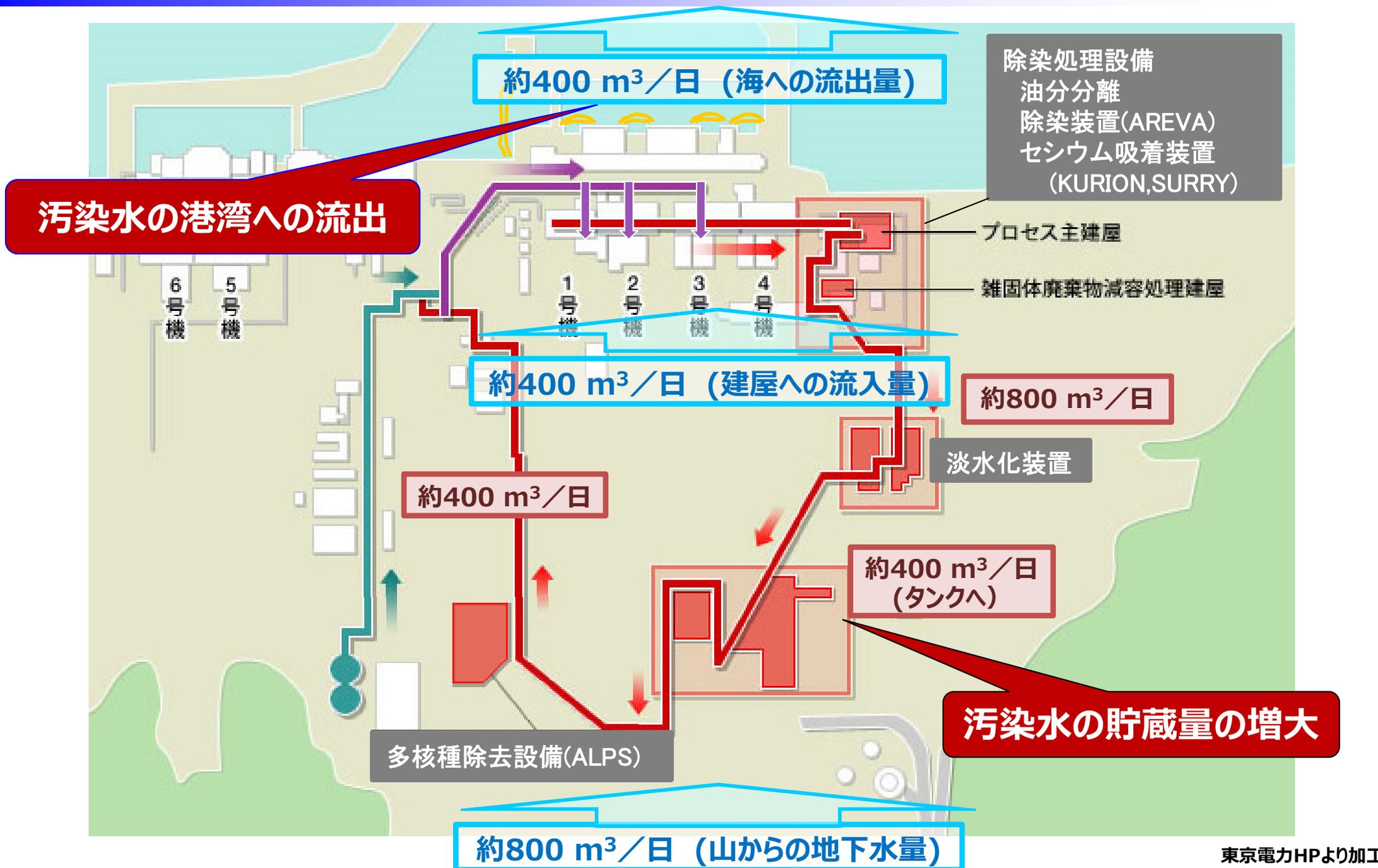


4号機

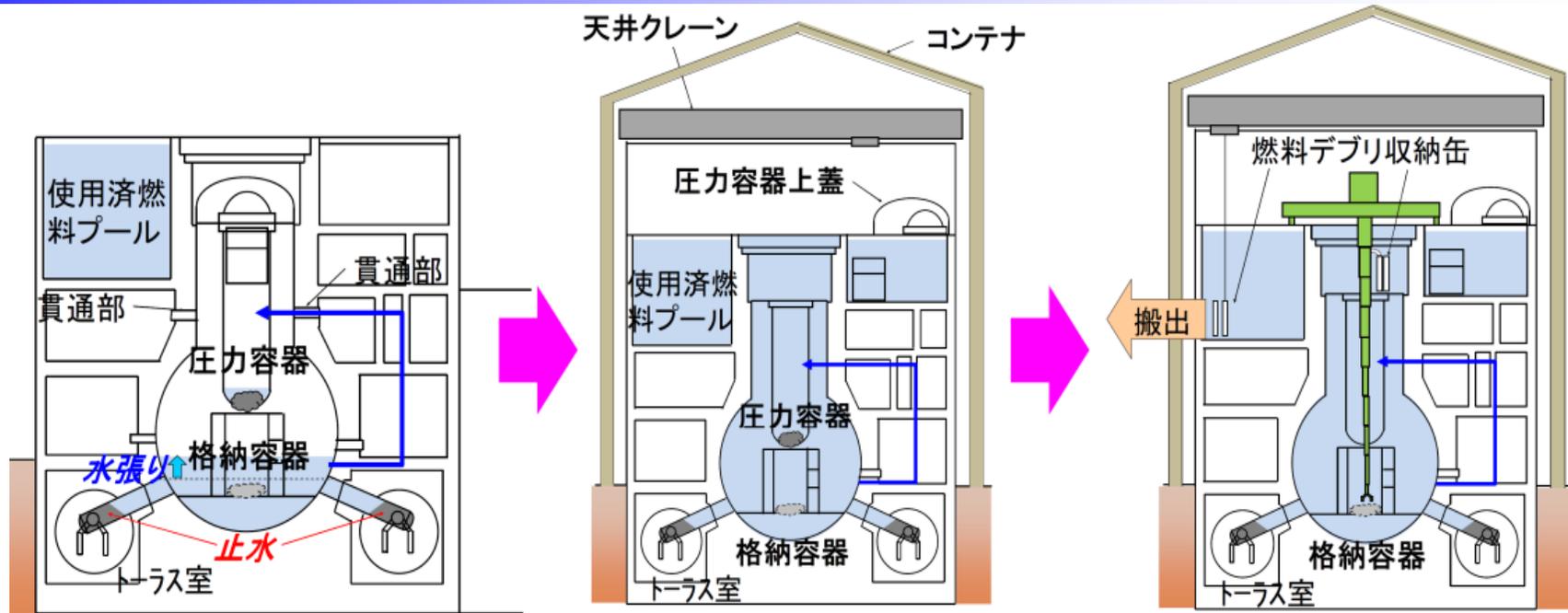
右図 凡例	主な種類	発生量
	汚染水処理水 (水処理タンク)	約374,000 m ³
	水処理二次廃棄物 (セシウム吸着塔)	601本
	ガレキ	65,000 m ³
	伐採木	51,000 m ³

汚染水処理水、水処理二次廃棄物 : H25. 10. 29時点
 ガレキ、伐採木 : H25. 9. 30時点





2. 1Fサイトの廃炉推進に向けた 原子力機構の取り組み



原子炉格納容器下部補修(止水)～下部水張り(イメージ)

燃料デブリ取り出し(イメージ)

東京電力HPより

燃料デブリ取り出しに向けた課題

- ✓ 建屋内の除染
- ✓ 格納容器の修復(止水)、水張り
- ✓ 使用済燃料プール及び燃料の健全性確認、共用プールへの移送と保管
- ✓ 熔融固化燃料(デブリ) 取出し技術の開発
 - 炉内状況の把握(観察、解析)
 - 燃料デブリの特性把握
(取出し方法の検討、再臨界防止)
 - 遠隔操作技術

東京電力HPより加工



放射性廃棄物の処理処分に向けた課題

- ✓ 汚染水からの核種除去
- ✓ 汚染水処理廃棄物、がれき、伐採木等の
 - 保管管理（腐食、発熱などへの対策）
 - 処理（廃棄体化技術開発）
 - 処分（新たな処分概念の検討、制度化）
- ✓ 廃炉シナリオの検討

技術基盤の確立に向けた施設の整備

- ✓ 遠隔操作機器・装置の開発実証施設（モックアップ施設）
- ✓ 燃料デブリ・放射性廃棄物などの放射性物質分析・研究施設

福島技術本部 (H23/5/6設置)

復旧技術部 (H23/5/6設置)

- ・研究開発の総合調整

福島廃炉技術安全研究所 (H25/4/1設置)

- ・放射性物質分析・研究施設及び遠隔操作機器・装置実証施設の整備
(東京駐在)

【福島現地調査事務所】 (H24/7/1設置、H25/8/1改組)

- ・福島第一原子力発電所サイト内の汚染状況調査、汚染水、瓦礫試料等の採取、分析、輸送等

原科研福島技術開発特別チーム (H24/4/1設置)

- ・材料健全性評価技術
- ・燃料デブリ評価技術
- ・臨界管理技術
- ・廃吸着材処理技術
- ・炉内状況解析技術
- ・廃棄物分析
- ・計量管理技術

核サ研福島技術開発特別チーム (H24/4/1設置)

- ・プール燃料処理・保管技術
- ・分析技術
- ・燃料デブリ取扱技術
- ・遠隔操作技術
- ・廃棄物処理処分技術

大洗研福島技術開発特別チーム (H24/4/1設置)

- ・燃料材料特性解明
- ・検知機器技術
- ・廃ゼオライト保管挙動評価
- ・炉内解体技術

燃料熔融複雑系試験準備室 (H25/4/1設置)

- ・試験計画策定、装置製作

1 F汚染水対策タスクフォース (H25/10/1設置)

汚染水問題に対し、機構全体として組織横断的に対応するため、以下の分野の専門家で構成するタスクフォースを設置

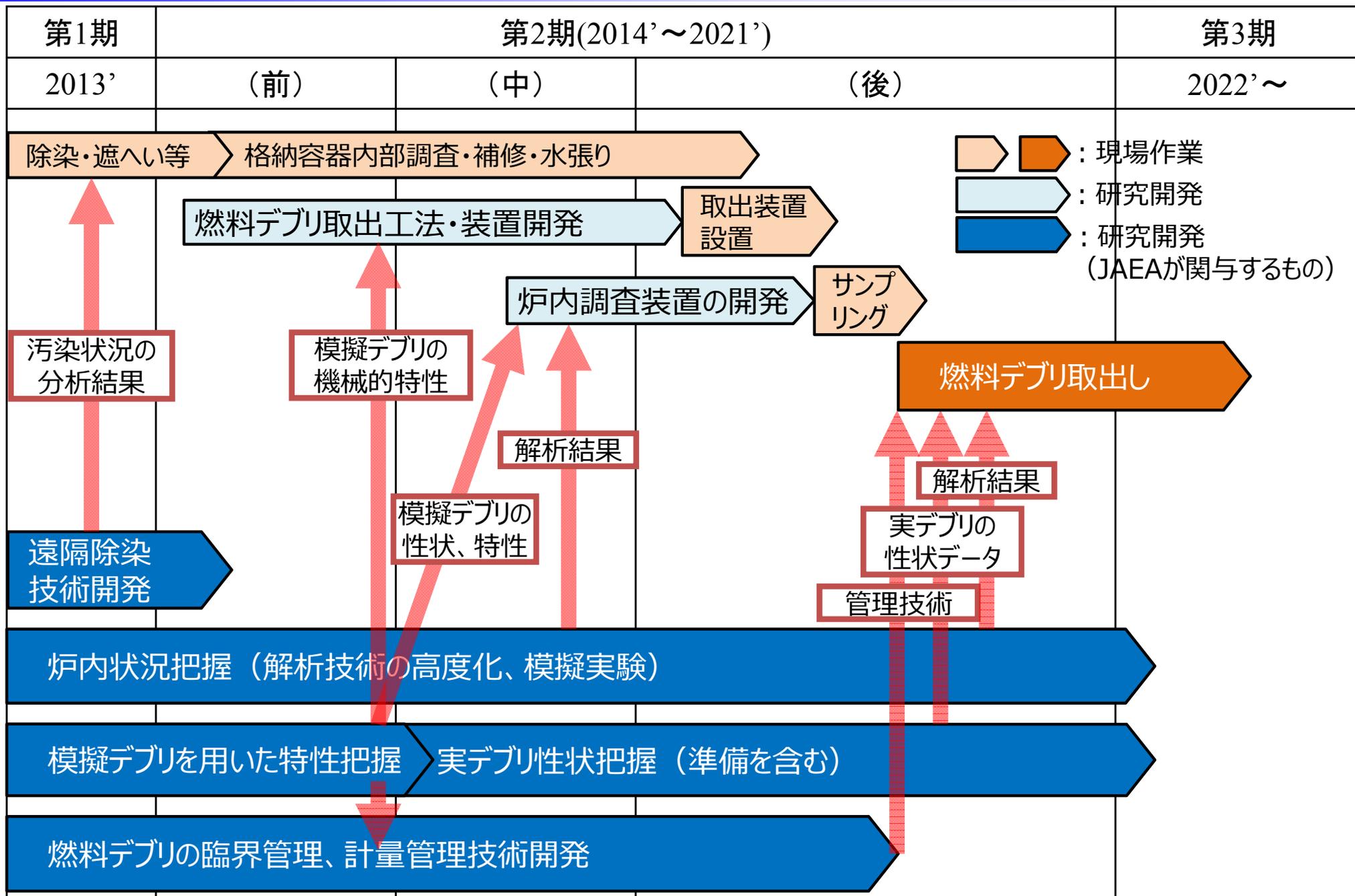
- ・原子力基礎・基盤研究
- ・地層処分研究
- ・原子力安全研究
- ・放射線計測技術
- ・計算科学

合計 約250名

2. 1Fサイトの廃炉推進に向けた 原子力機構の取り組み

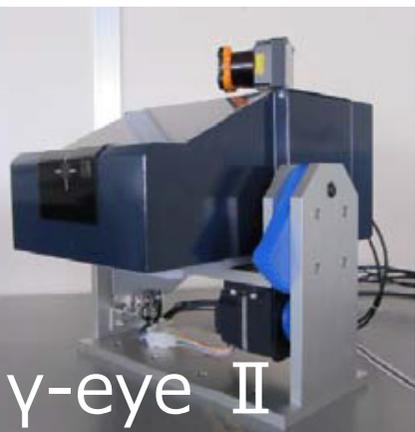
2-1 中長期の研究開発課題に対して

- **燃料デブリ取り出しに向けた研究開発**
 - ・ **原子炉建屋・炉内状況把握**
 - ・ **燃料デブリの特性評価**
 - ・ **臨界管理技術開発**
- **放射性廃棄物処理・処分に向けた研究開発**

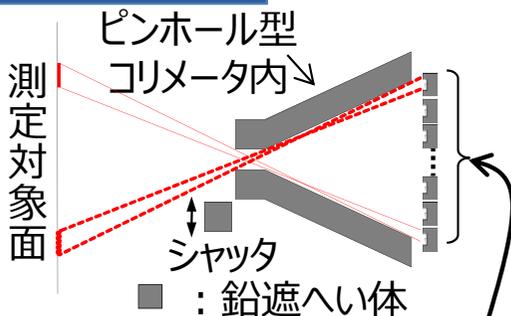


原子炉建屋内の除染・遮へい計画立案には、事前に汚染分布・線量評価が必要。原子力機構が開発した γ -eye IIを用いて2号機の開口部（ブローアウトパネル）から5階フロアの線量分布を計測。

γ -eye II の概要

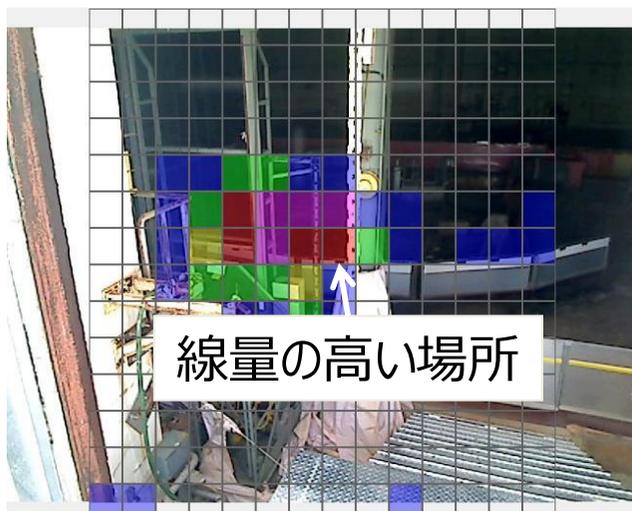


外観



ガンマ線を検出する
フォトダイオード (14個)

水平断面



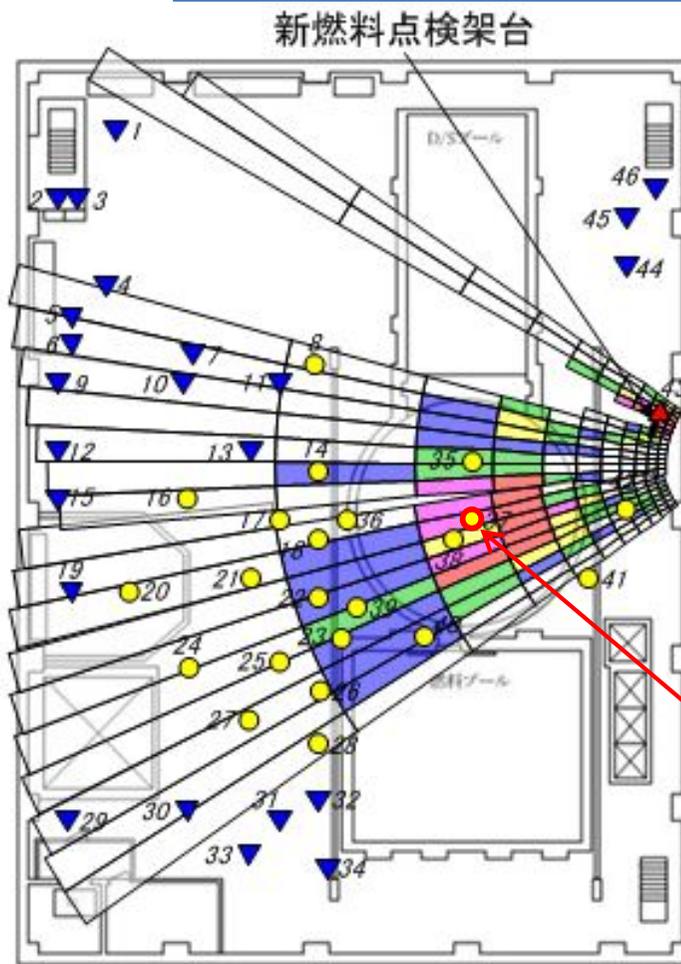
線量の高い場所



東京電力HPより

取得できるデータのイメージ

表面汚染密度評価結果



表面汚染密度の推定
(MBq/cm²)

- : 検出下限値未満
- (Blue) : 10以上~30未満
- (Green) : 30以上~50未満
- (Yellow) : 50以上~70未満
- (Pink) : 70以上~90未満
- (Red) : 90以上

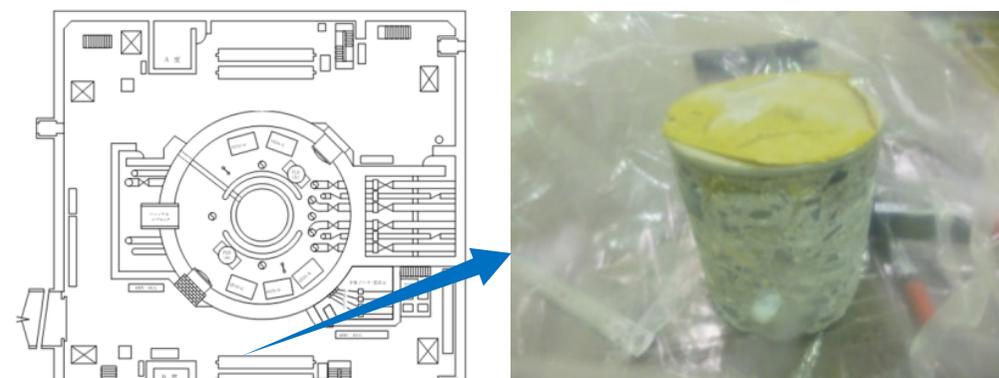
空間線量評価

- ▲ : 評価値÷実測値 > 2
- (Yellow) : 2 ≥ 評価値÷実測値 ≥ 0.5
- ▼ (Blue) : 評価値÷実測値 < 0.5

東京電力が“QUINCE”による測定で880mSv/hを記録した計測点

- 原子炉にアクセスするため、効果的・効率的な建屋除染が必要
- 放射性物質の種類、量、分布、壁や床への浸透状況などを分析

建屋内の床や壁からサンプル採取・分析



原子炉建屋内1階イメージ図
東京電力HPより

コアサンプル外観
(約Φ10cm)

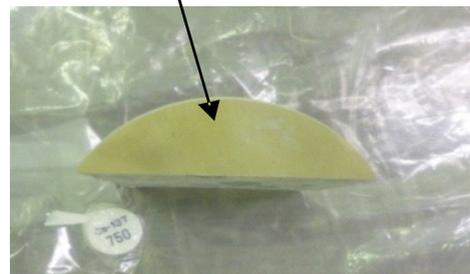
輸送



大洗研究開発センターの照射燃料集合体試験施設 (FMF)などで分析

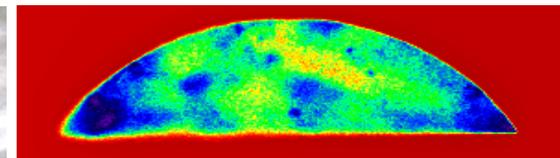
放射性物質浸透深さの評価結果

測定面 (塗膜面)

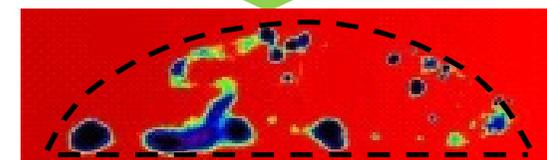


0.5mm研磨ごとに
研磨面を測定

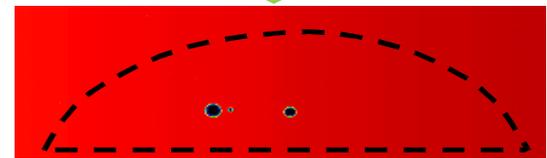
塗膜面研磨前



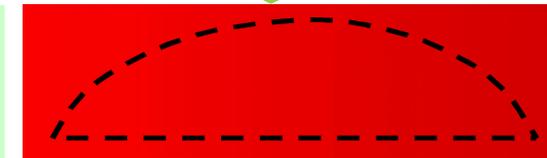
0.5mm研磨後



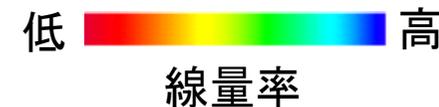
1mm研磨後



1.5mm研磨後



汚染の大半は塗膜
表面にとどまっている

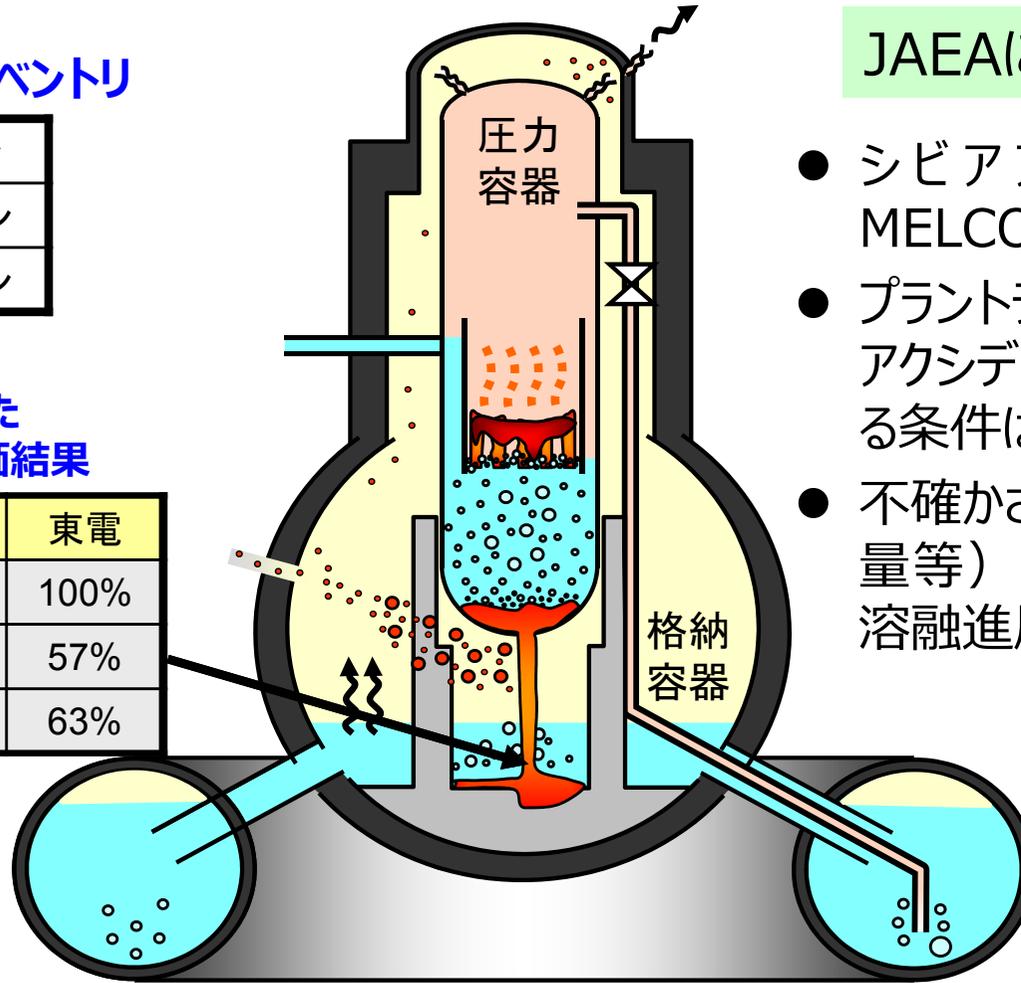


炉心の初期UO₂インベントリ

1号機	77トン
2号機	107トン
3号機	107トン

圧力容器から落下したUO₂の重量割合評価結果

	JAEA	東電
1号機	100%	100%
2号機	70%	57%
3号機	64%	63%



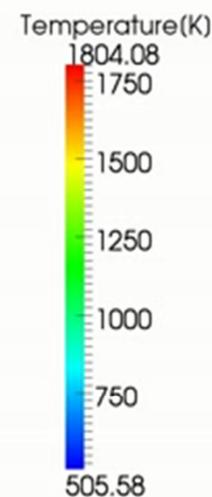
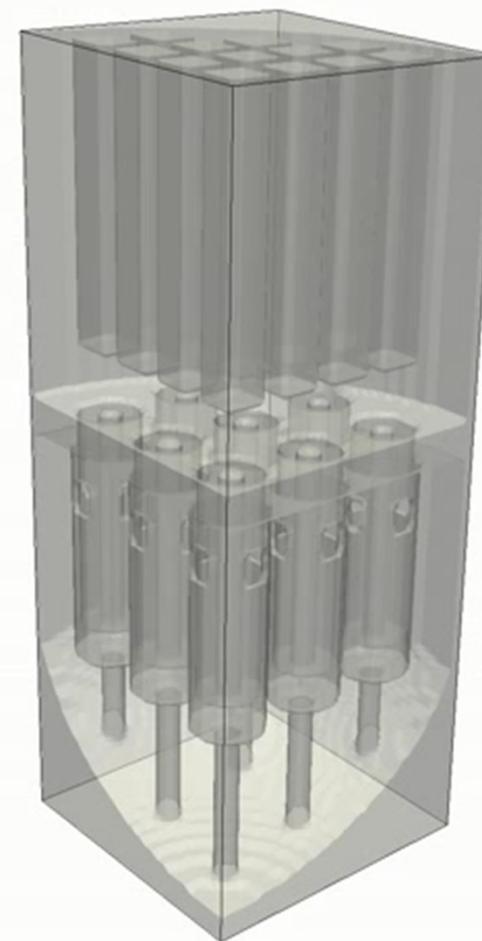
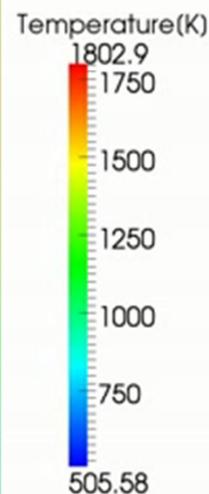
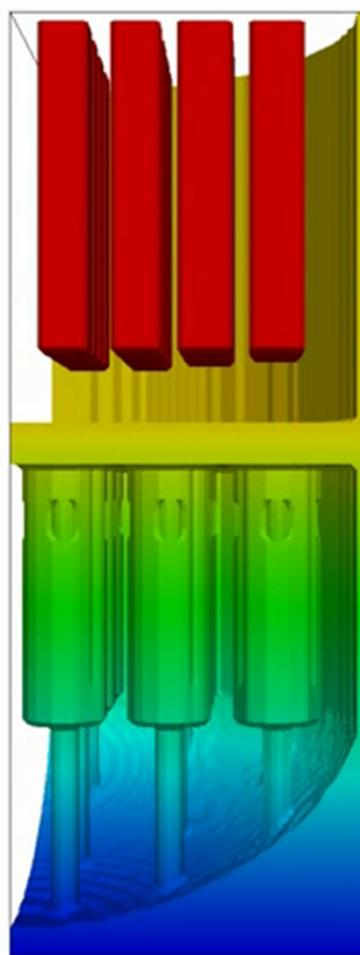
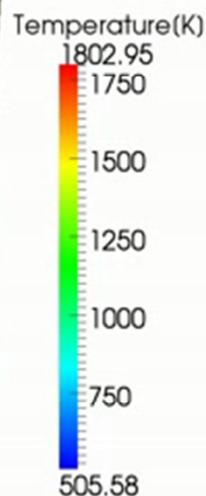
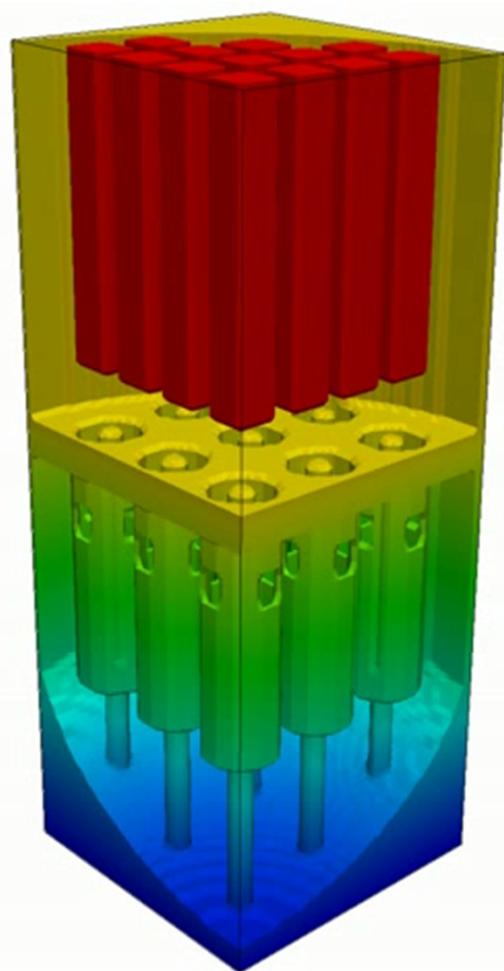
JAEAにおける解析

- シビアアクシデント総合解析コード MELCOR (Ver.1.8.5) を使用
- プラントデータ、機器の作動、運転員操作、アクシデントマネジメント策の実施等に係わる条件は公開情報に基づいて設定
- 不確かさが大きいパラメータ（海水注入流量等）については、感度解析により炉心溶融進展等への影響を評価

JAEAによる評価：MELCOR
東電による評価：MAAP

- 燃料の大部分は損傷・溶融し、圧力容器下部ヘッド上あるいは格納容器内に落下している可能性が大きい。
- 安全かつ効率的なデブリ取り出し作業を進めるためには、現場から得られる情報の分析と、計算コードを用いた燃料溶融の進展や燃料デブリ及びFPの分布の推定が必要である。

炉心下部における燃料溶融物の移行挙動を把握するため、圧力容器内の燃料集合体、燃料支持板及び制御棒案内管を簡略模擬し、解析。

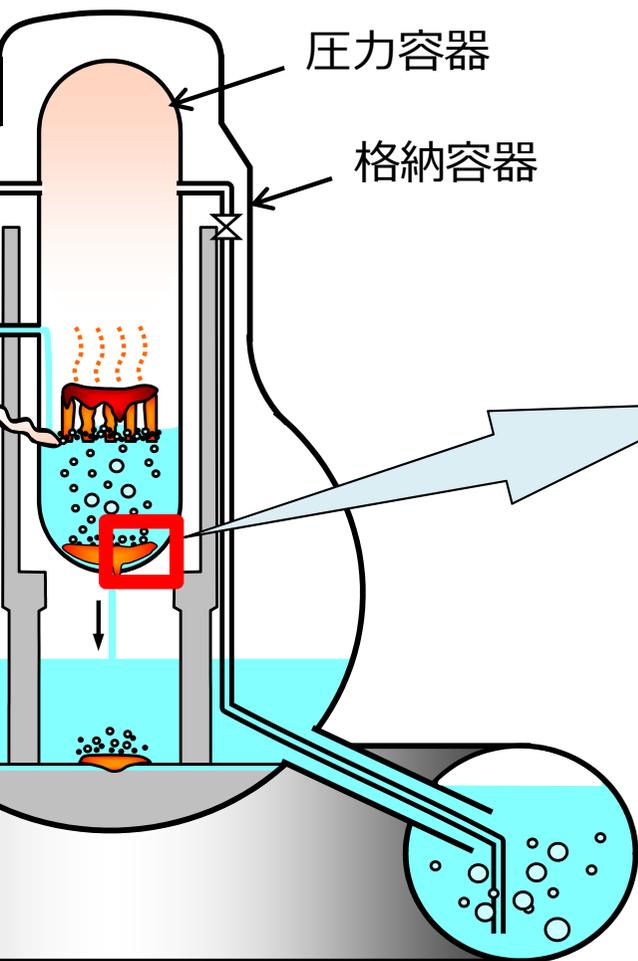


燃料集合体の溶融イメージ

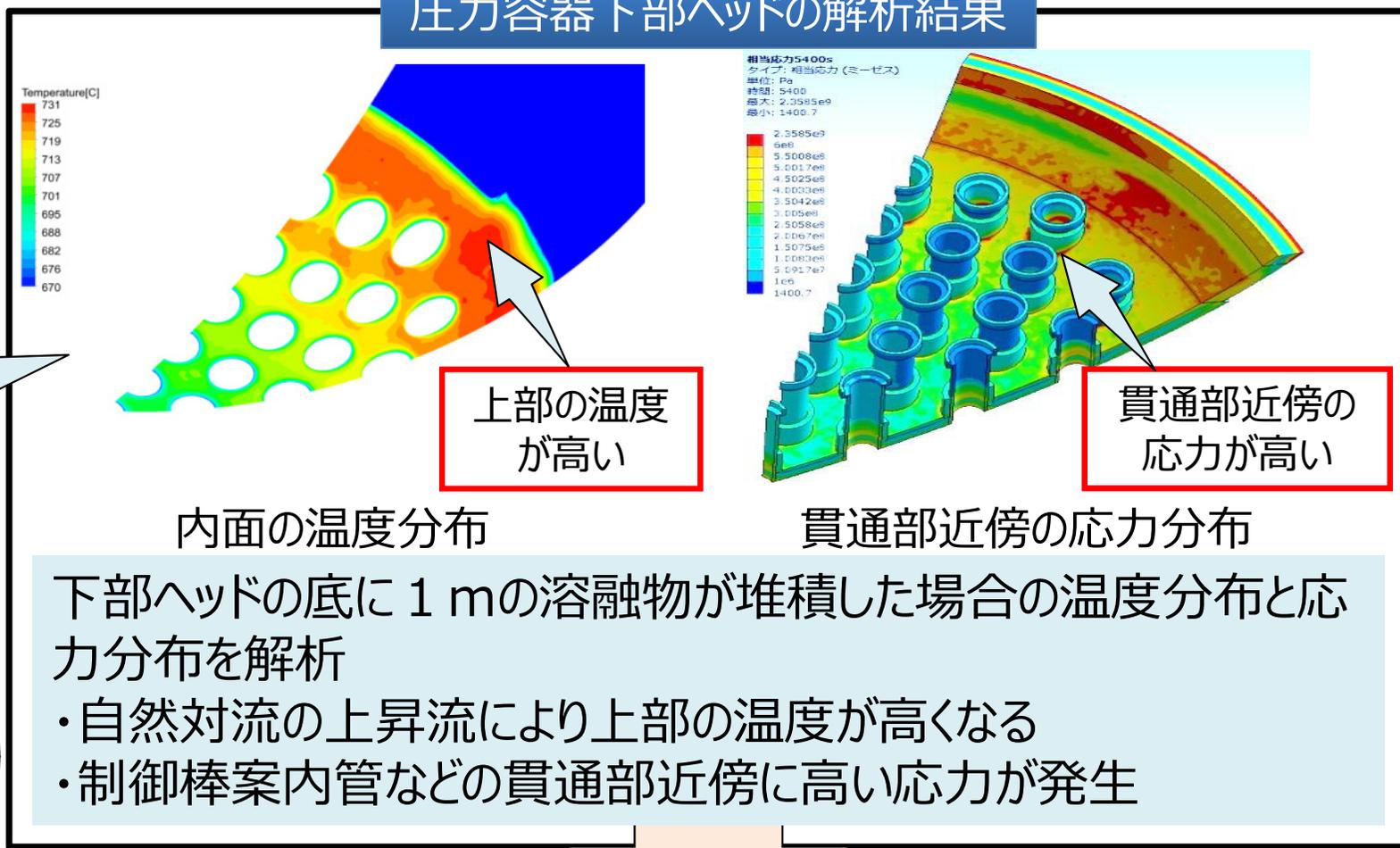
左図の側面

溶融物の温度分布

BWRの下部ヘッドに関する熱流動・構造連成シミュレーションを実施し、詳細変形・破損解析手法を開発。圧力容器破損位置や時期を推定。

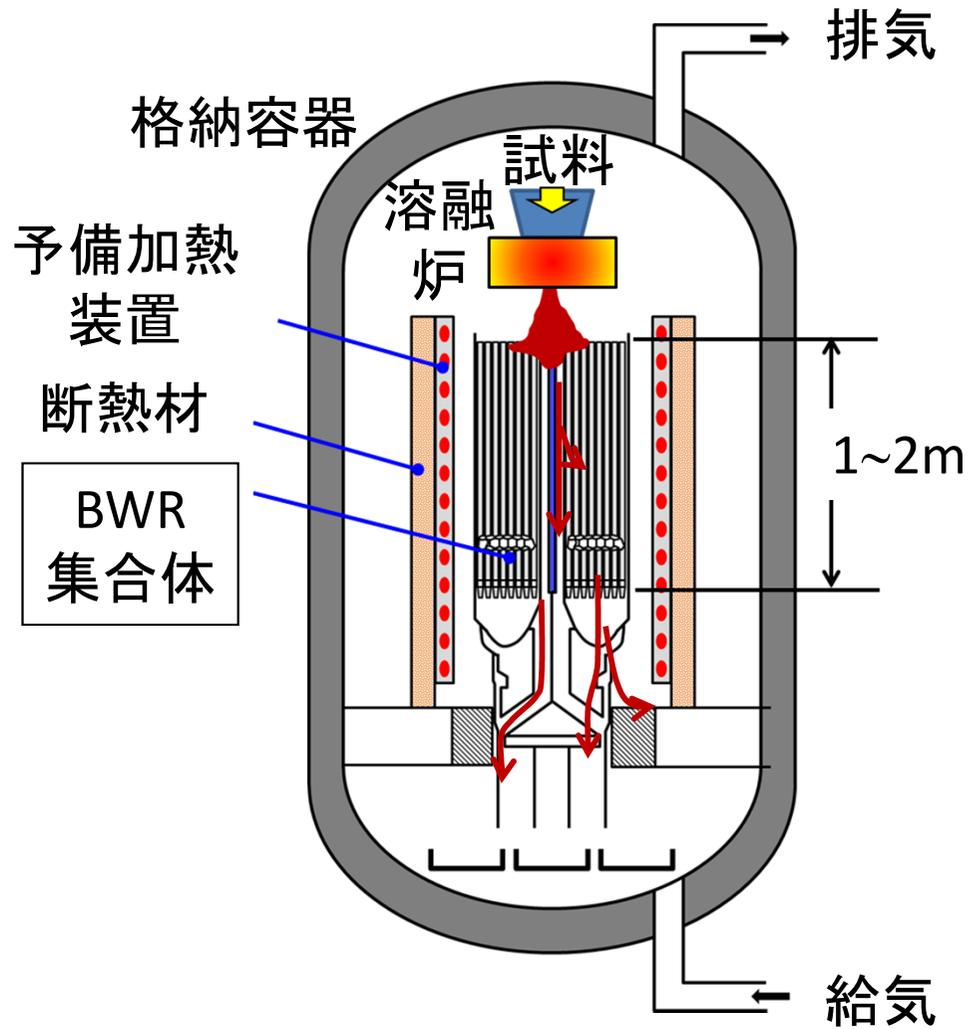
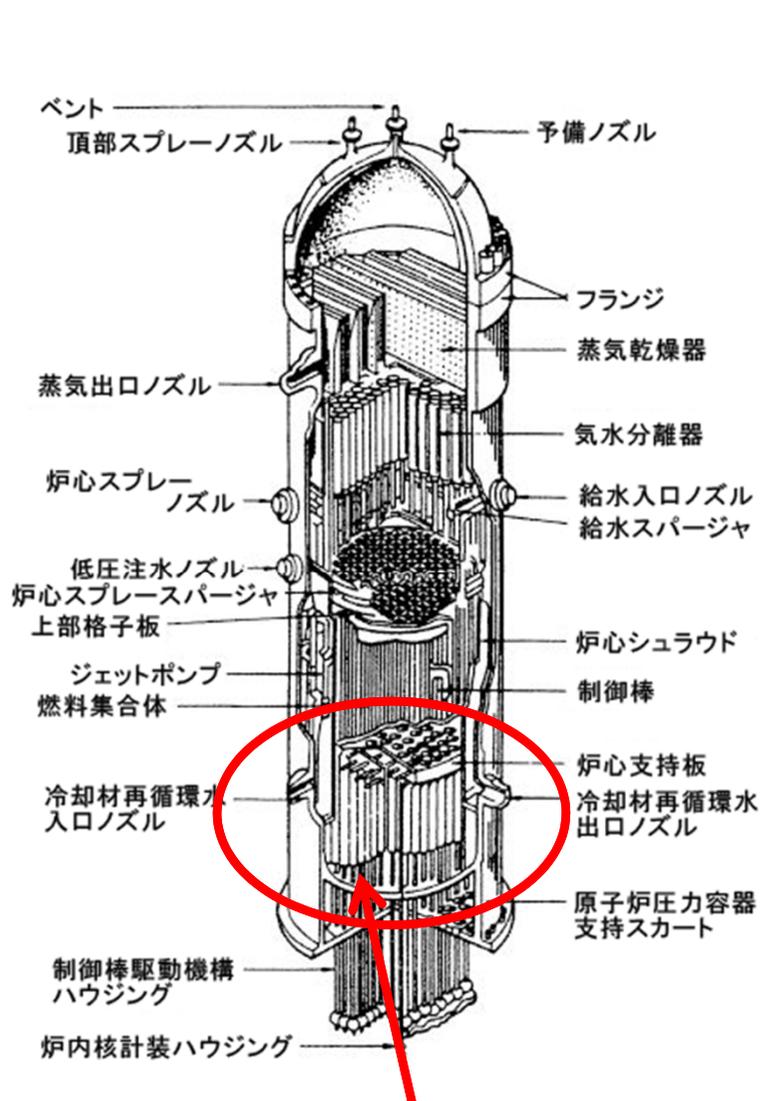


圧力容器下部ヘッドの解析結果



事故後の原子炉のイメージ

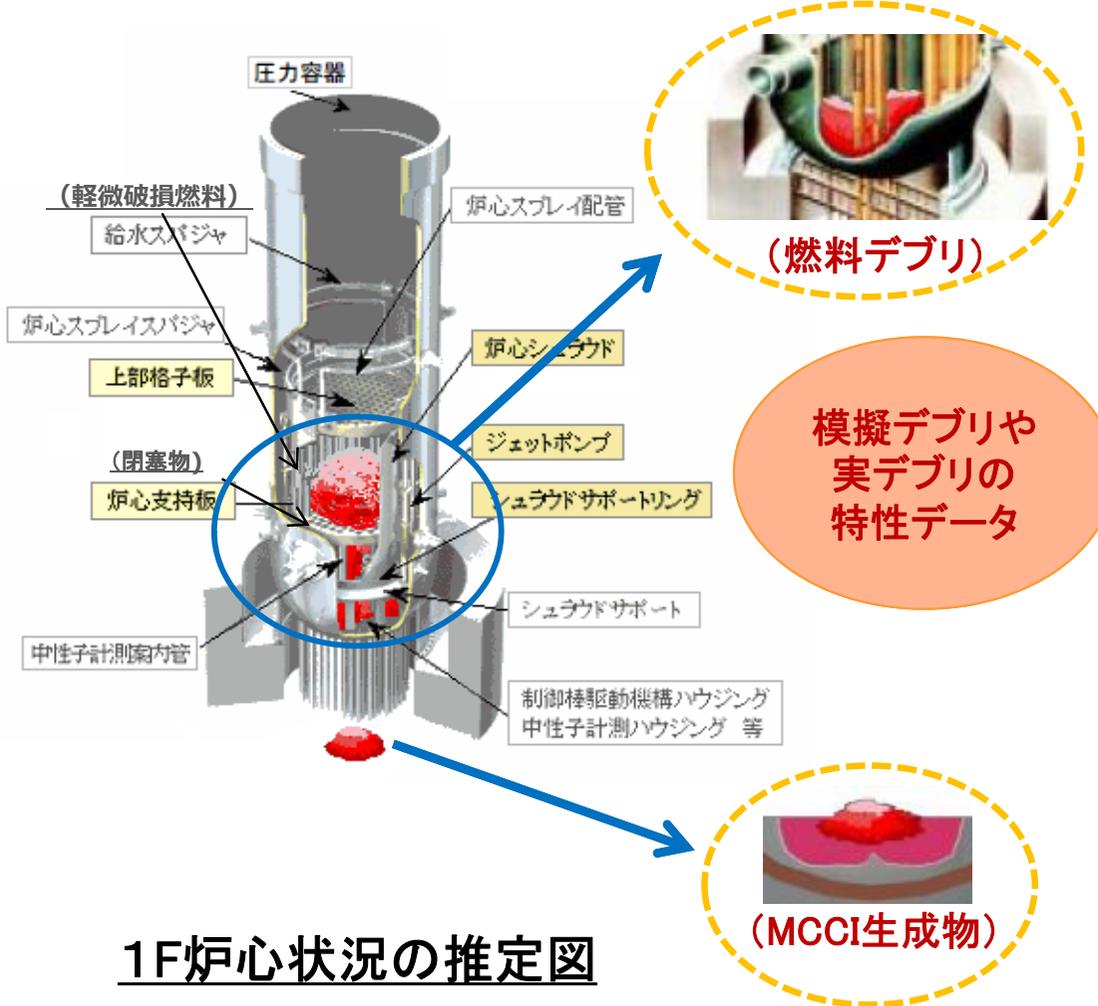
更なる詳細解析により、「いつ」、「どこから」、「どのくらい」の破損が生じたのか推定



BWRの炉心支持板、下部プレナム及び下部ヘッド上には複雑な構造物があり、そこでの溶融進展に大きな不確かさがある。

BWRの下部を実物大に模擬した試験装置を製作し、模擬物質やウランと金属の溶融物を落下させ、溶融物の移行挙動を把握。現象の理解と解析コードの開発に反映。

燃料デブリの取出し、保管、処理処分を安全に実施するために必要となる燃料デブリの特性データを取得し、検討に反映する。



デブリ取出し

TMI-2の燃料デブリ

- ・工法・工具等の開発
- ・臨界安全管理
- ・計量管理

一時保管

TMI-2燃料デブリの乾式保管

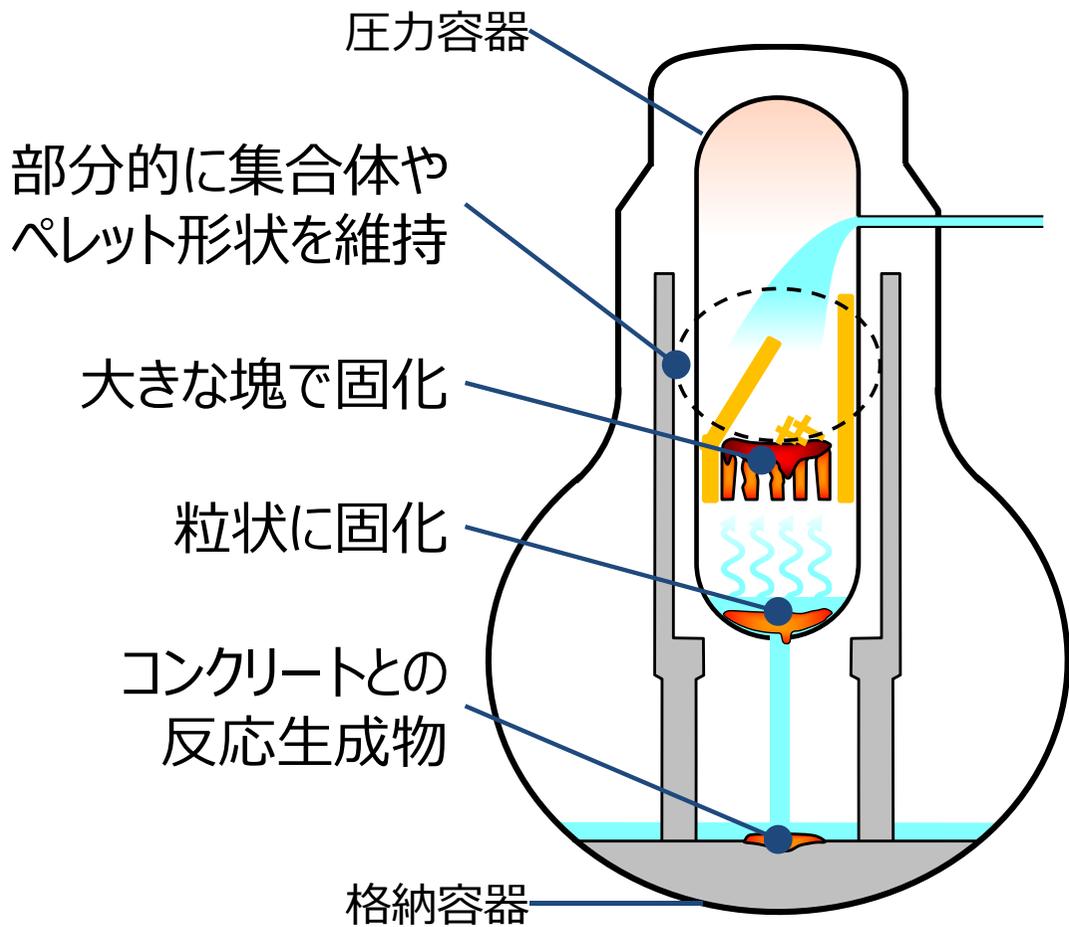
- ・保管方法の検討
- ・容器等の開発
- ・臨界安全管理
- ・計量管理

デブリの処置

- ・安定化処理の検討
- ・容器等の開発



様々な性状の燃料デブリの存在が予想され、水中における取出しには慎重な臨界管理が必要。
 臨界実験（STACY更新炉等）による燃料デブリの臨界特性把握を計画。

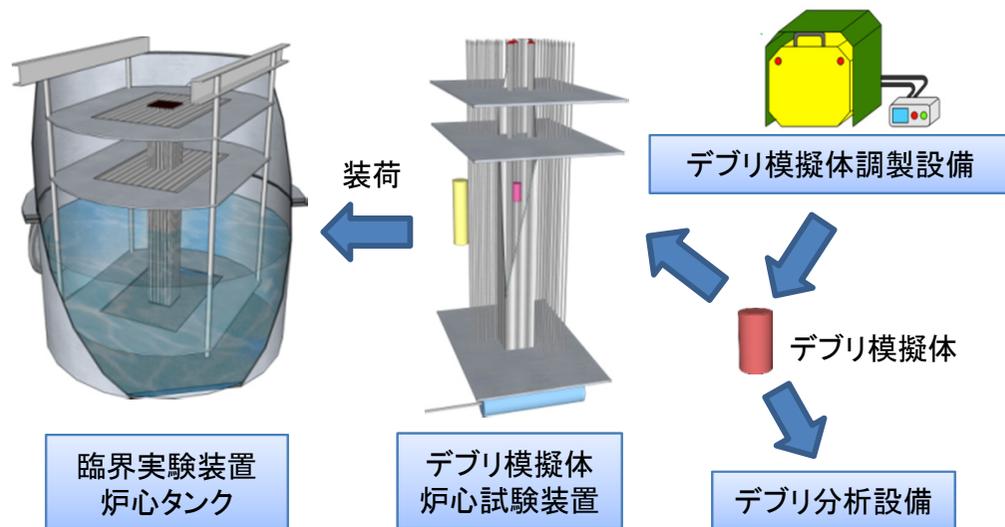


燃料デブリ等性状の想定（一例）

溶融燃料とコンクリートの反応生成物の臨界量の推定

組成	臨界量 (kgU)	集合体数
UO ₂ (濃縮度 5 wt%)	~ 400	< 3
12 GWD/t (FP なし)	~800	< 5
12 GWD/t (FP あり)	~2,000	< 12

燃料 : コンクリート体積 = 1 : 7 / コンクリート中の水分のみ考慮



臨界実験装置及び燃料デブリ模擬臨界実験のイメージ

廃棄物の発生 → 保管管理 → 処理（廃棄体化） → 処分

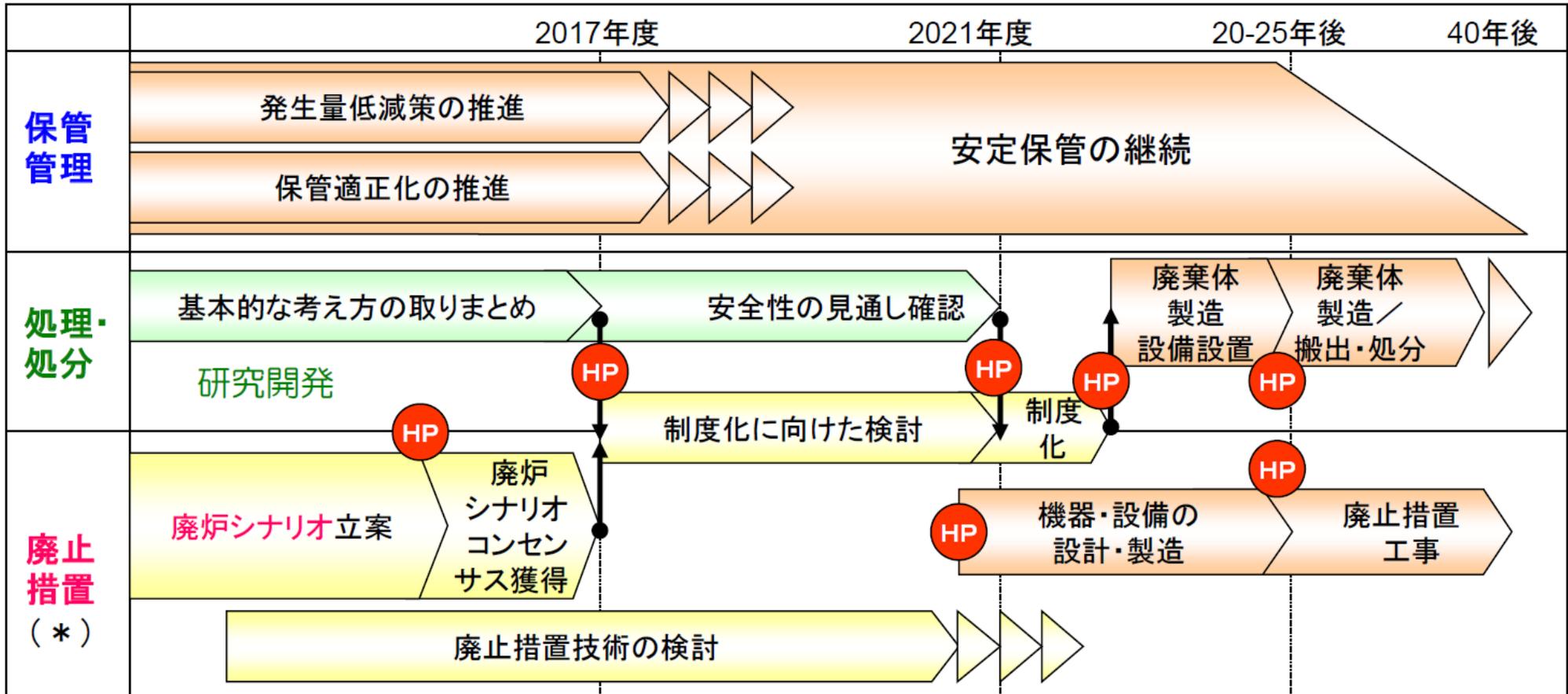
廃炉シナリオに依存

分別・減容・長期貯蔵

事故廃棄物の特徴を踏まえた一連の研究開発が必要

・ 長期貯蔵中の放射性廃棄物の安全評価

- ・ 従来の発電所廃棄物とは異なる特徴(破損燃料由来の放射性核種付着、塩分含有など)を持つ廃棄物の発生
- ・ 事故廃棄物の処理・処分にに向けたR&Dを実施



廃棄物の処分までの流れと研究項目

廃棄物中の核種濃度分析



4号機周辺のガレキを採取するJAEA職員

³H、¹⁴Cの分析作業

⇒一例を次ページで紹介

性状把握

- 放射性核種濃度分析
- 物理特性、化学組成評価

長期保管

- 長期保管中の安全性の評価
 - 水素ガス安全性
 - 保管容器腐食
 - 廃棄物の安定性

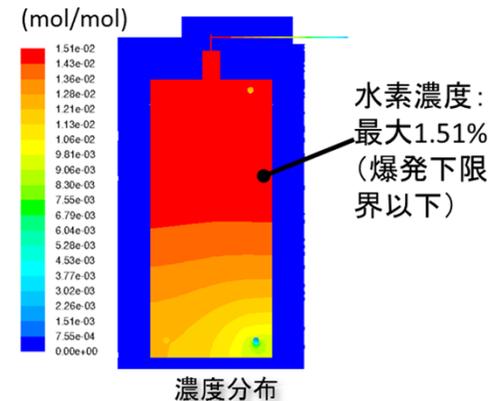
廃棄体化 (処分に適合する形態に処理)

- 廃棄体化技術調査
- 技術評価のための基礎試験
 - ガラス固化
 - ジオポリマー固化

処分

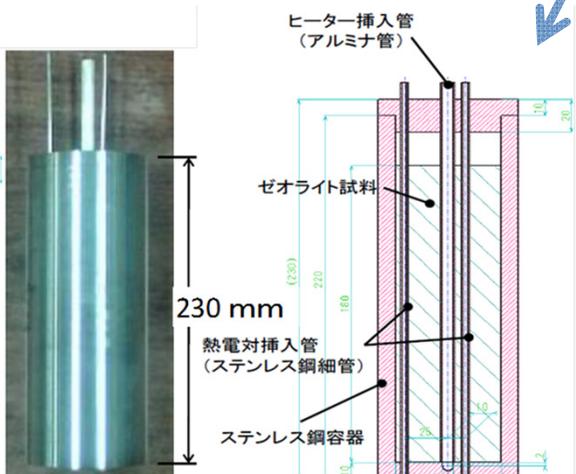
- 処分概念検討
- 処分安全評価
 - 国内外処分概念・安全評価手法の調査・整理、適用性検討

廃棄物からの水素発生量の評価



水素濃度分布解析結果

廃棄物熱伝導率測定



ゼオライト層の有効熱伝導率測定セル

廃棄体技術評価 基礎試験



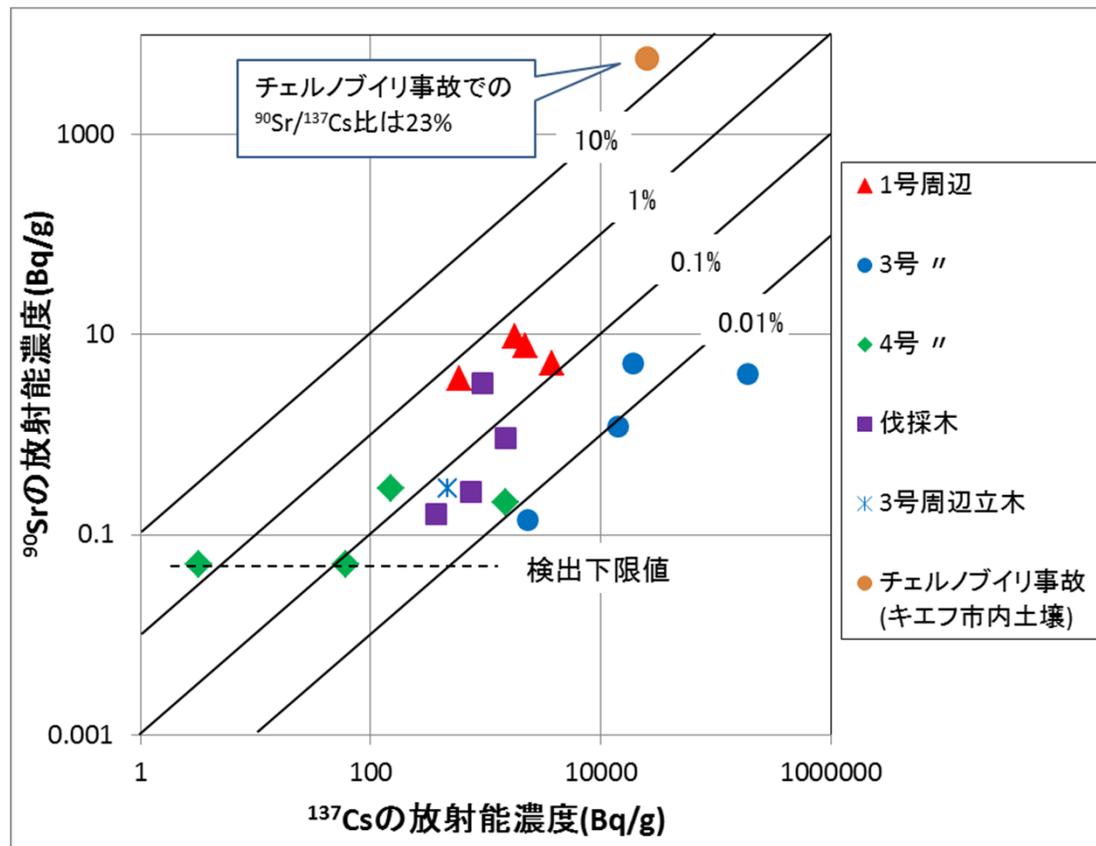
ガラス固化体

ジオポリマー固化体

事故廃棄物の処理処分方策の検討に当たり、**どの放射性核種に着目すれば良いか**を確認するため、**ガレキ、伐採木**等を採取し、詳細な**放射能分析**を実施。



⁹⁰Srの分析



ガレキ等におけるCs-137とSr-90放射能濃度の関係

Sr-90/Cs-137比は、**ガレキと伐採木**において大きな差はなく、**0.002~0.62%**の範囲であった。採取場所毎のSr-90/Cs-137比は、**1号機周辺ガレキが3号機周辺ガレキに比べて高い傾向**が見られるものの、データが少なく不明確であるためデータの蓄積を図っている。

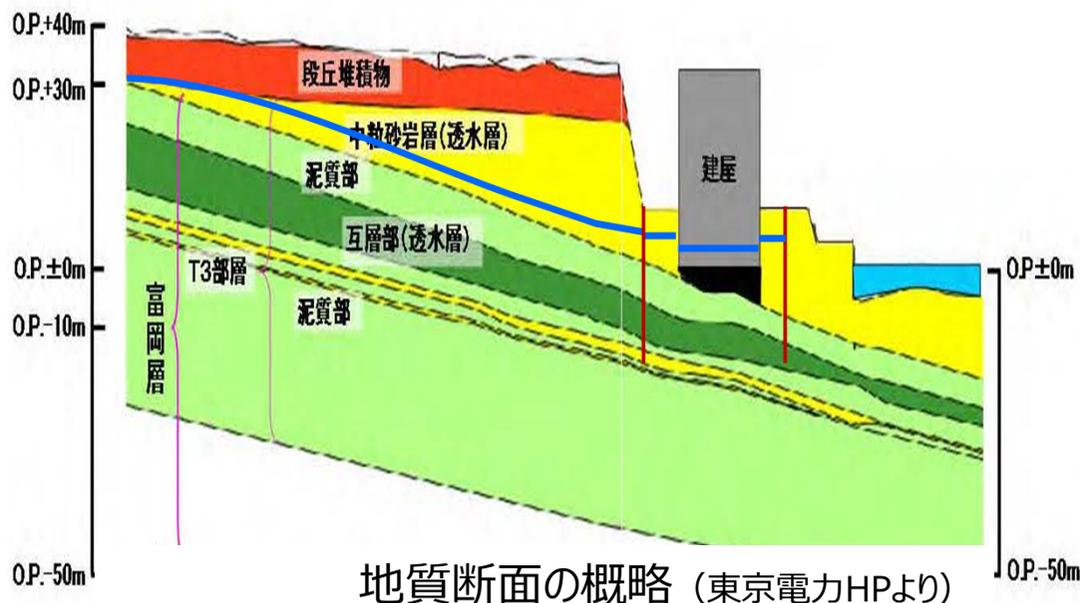
2. 1Fサイトの廃炉推進に向けた 原子力機構の取り組み

2-2 1Fサイトの喫緊の課題に対して

放射性廃棄物の処分、計算科学、原子力基礎基盤分野における研究ポテンシャルを生かし、発電所内における地下水流動、放射性核種の移行、港湾・海洋への流出、拡散を評価し、効果的な地下水対策、汚染水拡散防止策の考案を支援

発電所内の地下水流動、核種移行解析

- ・漏えいした汚染水の地下における拡散や、原子炉、タービン建屋へ地下水流入対策の効果の評価
- ・有効な対策の選定において、諸因子を多面的かつ客観的に評価し、比較検討

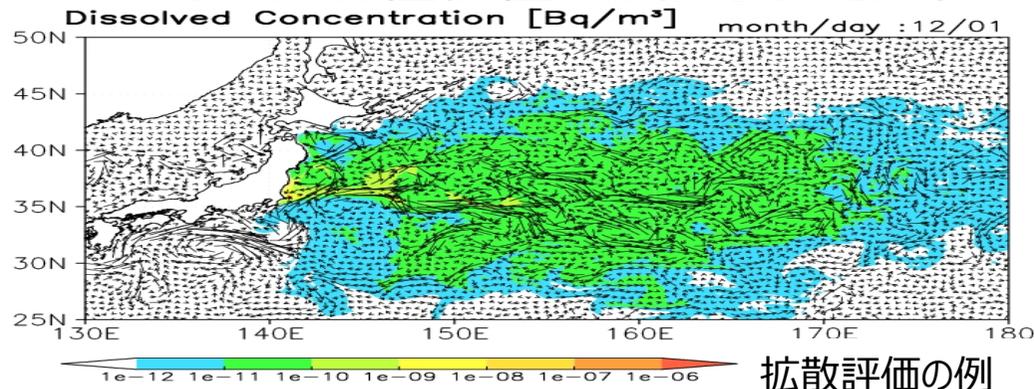


港湾内の流動、拡散評価

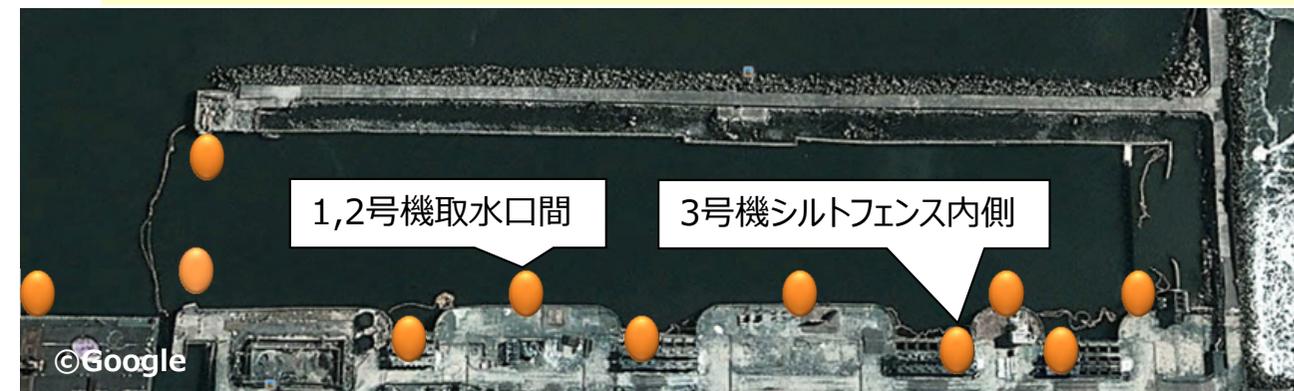
- ・港湾における放射能濃度の測定結果と潮位の変動データ等から、計算科学的な手法により相関を評価し、流出源を推定。
⇒次ページで紹介

海洋における拡散評価

- ・原子力機構が開発した解析コード（SEA-GEARN）により港湾から海洋へ流出した放射性核種の拡散挙動を評価



定期的な放射能濃度の測定結果と潮位の変動データから、計算科学的な手法により、流出源を海側より特定できないか、検討中。



○ : サンプルポイント

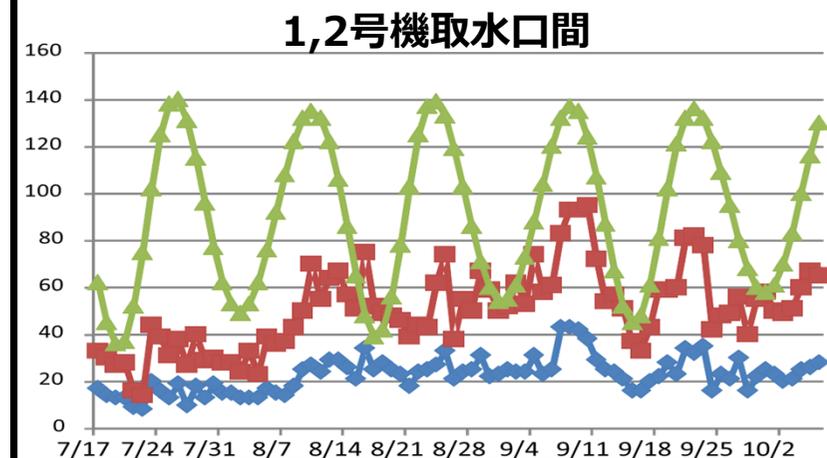
1～4号機周りの港湾をモデル化



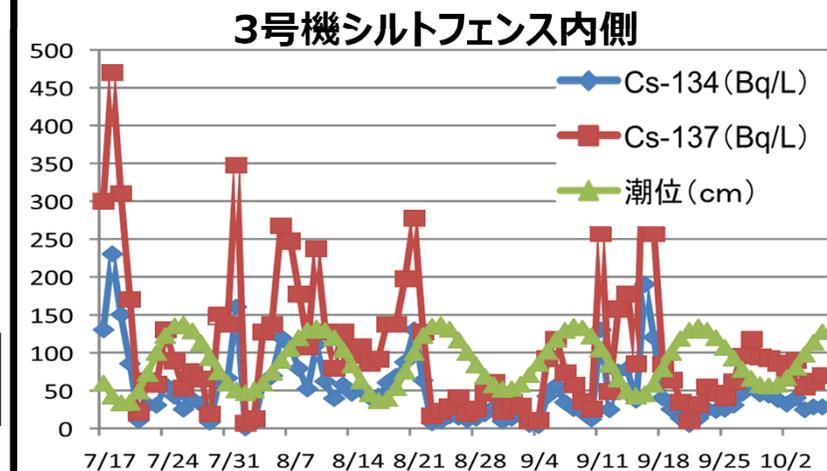
濃度ピークが潮位と相関

濃度ピークが潮位と無相関

潮位と濃度の相関の例



有意な相関が見える



異なる周期振動が見える

さらに、風雨との相関、港湾解析コードの利用など、詳細解析を検討

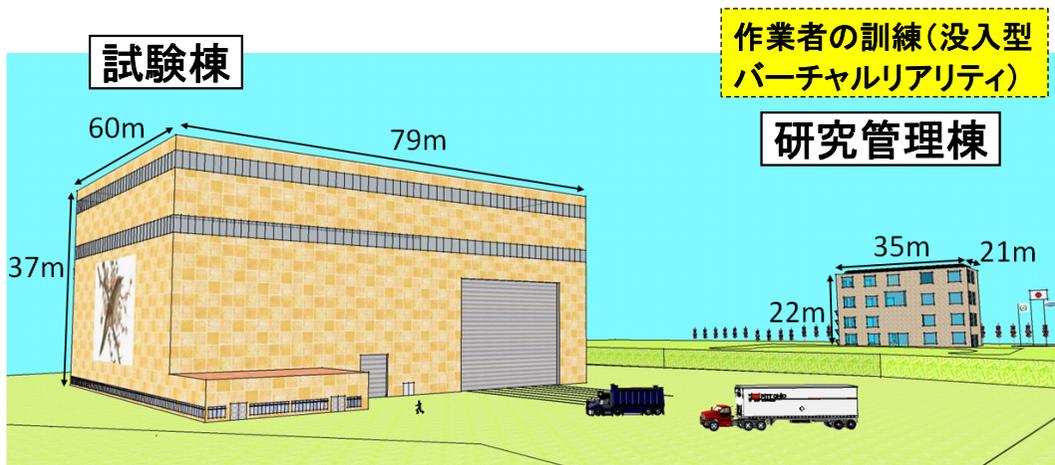
3. 今後の取り組み(研究拠点整備、人材育成)

1 F廃炉推進に必要な不可欠な遠隔操作機器や放射性物質の分析・研究等に関する技術基盤を確立するため、福島県内に研究拠点施設を整備。

遠隔操作機器・装置実証施設 （楡葉南工業団地に整備）

平成26年3月の実施設計とりまとめに向け、以下を検討。

- 格納容器下部補修等のための設備
- 遠隔操作機器のニーズ整理、設備
- バーチャルリアリティを活用した訓練設備
- 施設利用計画



遠隔操作機器・装置実証施設のイメージ

放射性物質の分析・研究施設

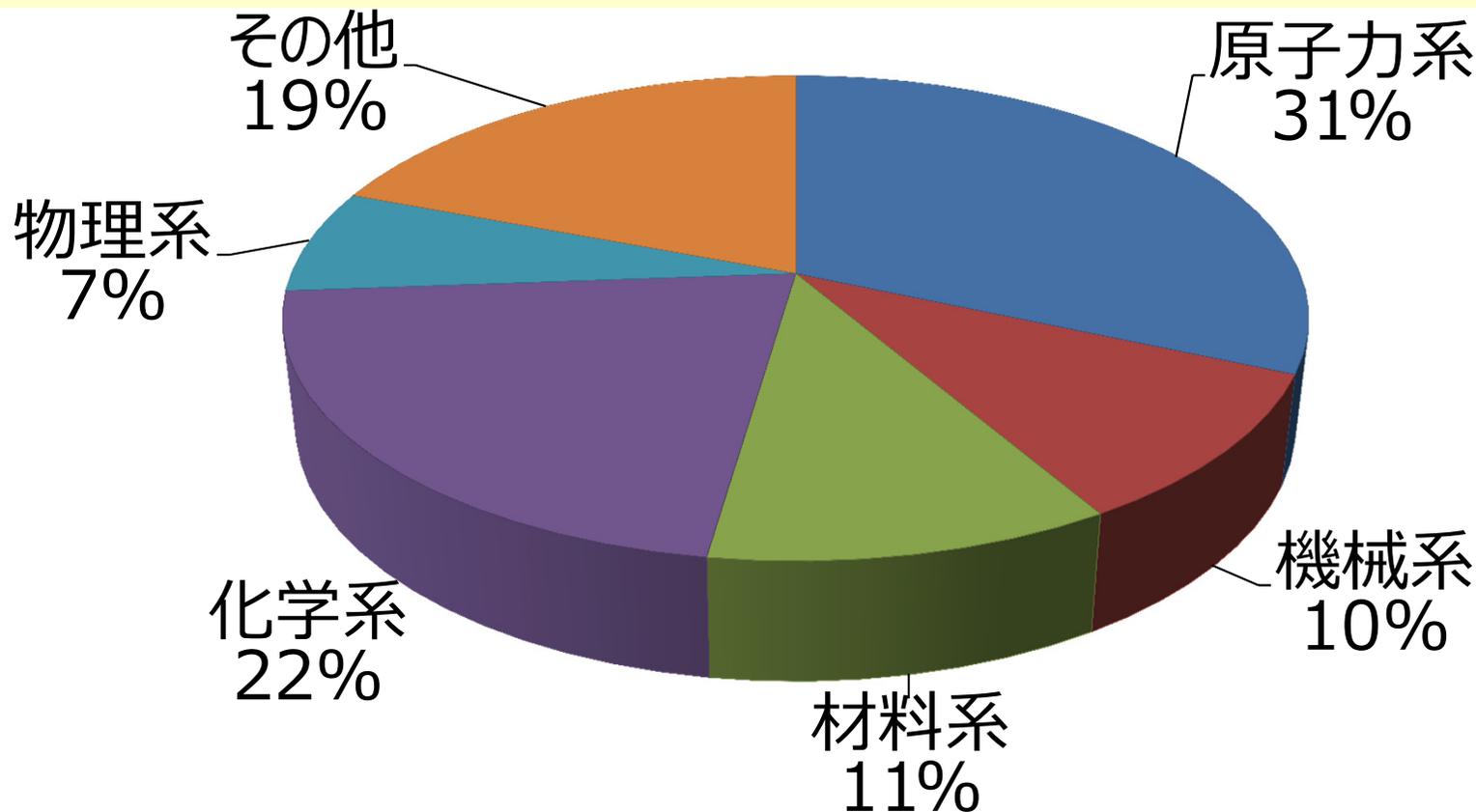
平成25年10月から概念検討を開始。

- 研究開発ニーズの整理
- 必要な設備、装置等
（セル、グローブボックス、フード、分析装置等）
- 海外ホットラボの調査
- 許認可要件
- 施設の規模、配置



分析・研究施設のイメージ

原子力機構では、原子力系を中心に多岐に亘る分野の専門家が、1F廃炉推進に向けた研究開発に従事。



現在、廃炉推進に向けた研究開発に従事している大卒職員の専門分野の構成
(福島技術開発特別チーム130名)

1F廃炉推進に向けた研究開発は長期に亘る取り組みであり、大学、産業界と連携しつつ、オールジャパン体制により、計画的、継続的な人材確保、育成が重要。

現場に貢献できる成果の創出及び人材育成 中長期的視点での人材育成

福島技術本部



拠点 (東海/大洗等)

他拠点、部門

◆共同研究

IRID、
メーカー等

大学

◆エンジニアリング機能の涵養
◆OJTによる人材育成

◆共同研究の実施、
研究者の相互派遣

海外研究機関 (米国、仏国等)

- 中長期の研究開発課題に関しては、これまで機構で蓄積してきた知見や研究基盤、人材を活かし、燃料デブリ取出しに向けた研究開発、放射性廃棄物処理・処分研究開発を中心に取り組んでいく。また、本年8月に設立されたIRID（技術研究組合：国際廃炉研究開発機構）の構成メンバーとして、積極的に貢献していく。
- 1Fにおける喫緊の課題、とりわけ汚染水問題に関しては、早期の解決を目指して、国の要請にも応えて、機構大で設置したタスクフォースを中心に取り組んでいく。
- 研究開発拠点に関しては、遠隔操作機器・装置の開発・実証施設、放射性物質の分析・研究施設について、中長期ロードマップを念頭において整備する。また、人材育成に関しては、中長期的な視点から、大学、産業界等と連携しつつ、オールジャパン体制により、取り組んでいく。