

福島第一の廃炉に向けた 研究開発の現状と課題

2016年3月11日

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)

桑原 浩久

国際廃炉研究開発機構の概要

1. 名称

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

(IRIDアイリッド: International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

2. 設立

2013年8月1日 (経済産業大臣認可)

3. 組合本部

〒105-0003 東京都港区西新橋 2 - 2 3 - 1 3 東洋海事ビル 5 F

(電話番号) 03-6435-8601 (代表)

(ホームページアドレス) <http://www.irid.or.jp>

4. 組合員 (18法人)

独立行政法人：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：(株) 東芝、日立GEニュークリア・エナジー (株)、三菱重工業 (株)

電力会社等：北海道電力 (株)、東北電力 (株)、東京電力 (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)、(株) アトックス

5. 理事会

理事長：劔田 裕史 副理事長：新井 民夫 専務理事：菅沼 希一

理事：及川 清志、魚住 弘人、門上 英、岸本 邦和、瀬戸 政宏、

畠澤 守、松本 純、森山 善範

監事：中谷 哲

IRIDの事業内容

国内外の叡智を結集し、
廃炉のための研究開発に、
一元的なマネジメントで
取り組んでまいります。

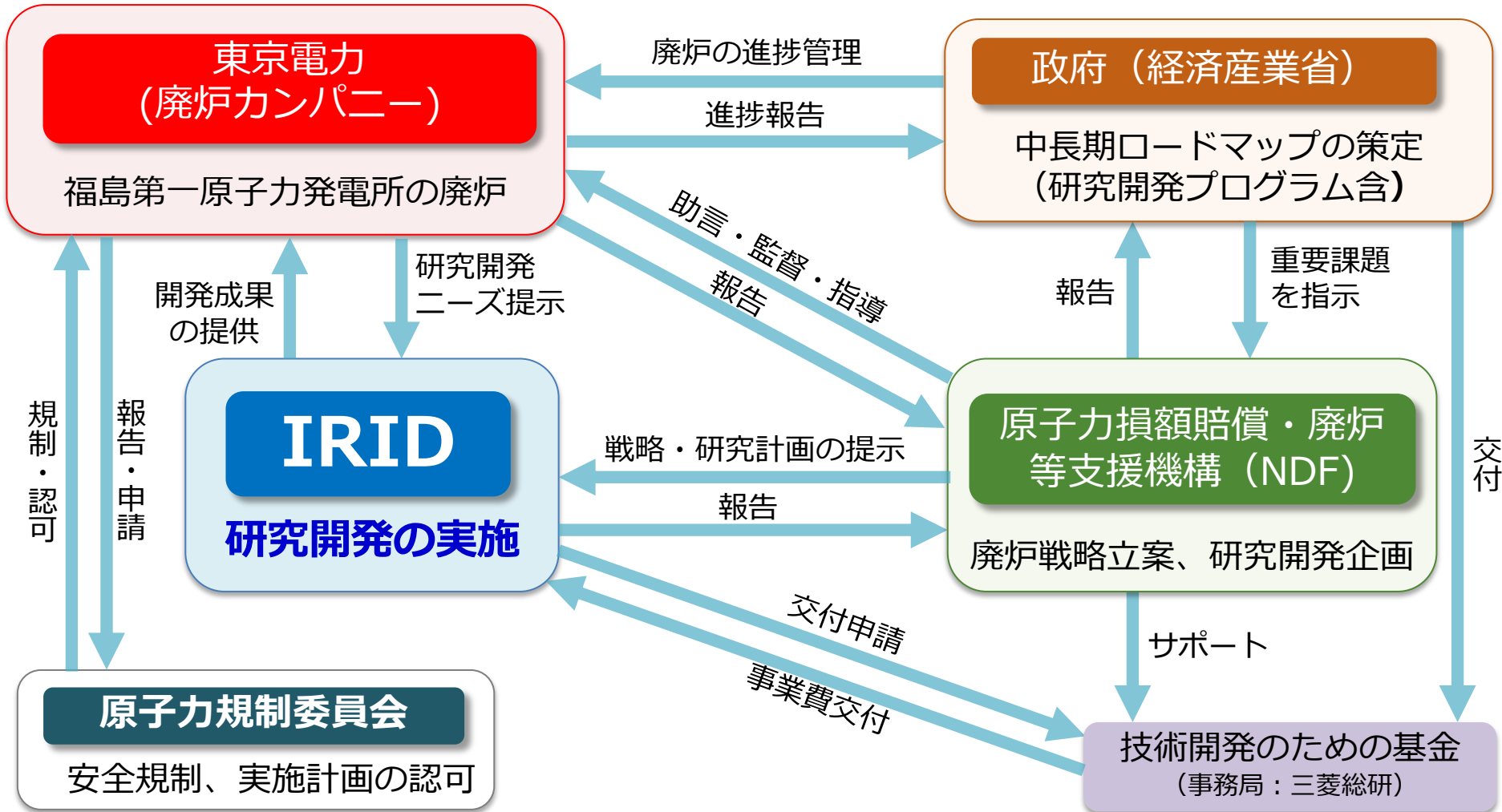
研究内容

- 使用済燃料プールの燃料
取り出しに係る研究開発
- 燃料デブリ取り出し準備に
係る研究開発
- 放射性廃棄物の処理・処分に
係る研究開発



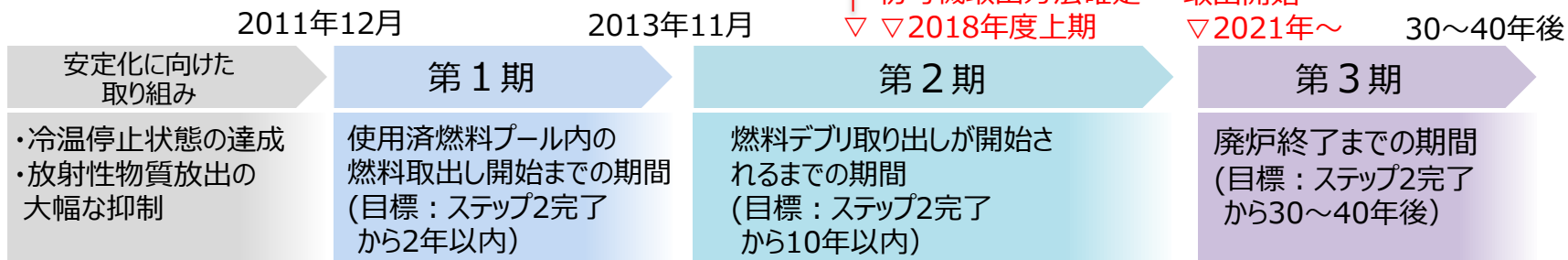
IRIDの役割

廃炉技術の基盤強化を視野に、当面の緊急課題にある福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取り組みに注力



研究開発の位置づけ

中長期ロードマップ（改訂3版※）

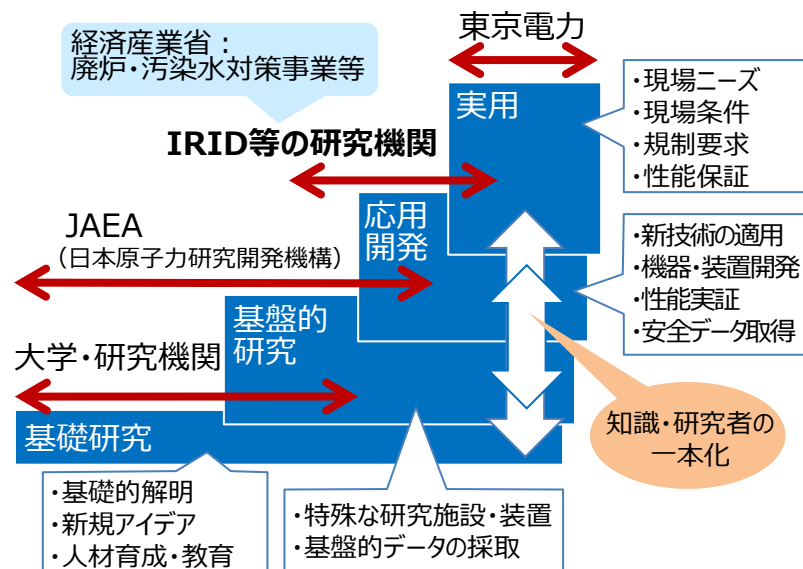


※：2015.6.12改訂

事業分野

- 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

研究開発の全体像



「技術戦略プラン2015」 NDF

IRIDの研究開発プロジェクト (H26~H27年度)

使用済燃料プール燃料取出しに係る研究開発

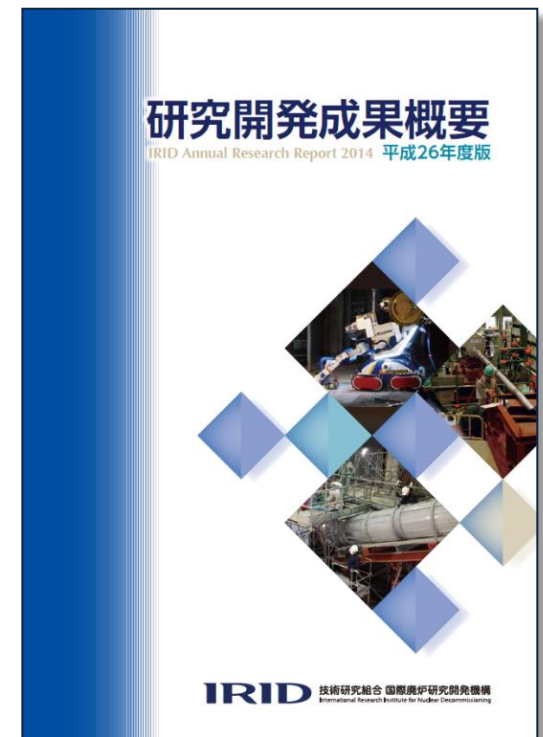
- 使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価
- 使用済燃料プールから取出した損傷燃料等の処理方法の検討

燃料デブリ取出し準備に係る研究開発

- 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
- 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発
- 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験
- 原子炉格納容器内部調査技術の開発
- 原子炉圧力容器内部調査技術の開発
- 事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化
- 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発
- サプレッションチェンバー等に堆積した放射線物質の非破壊検知技術の開発
- 燃料デブリ・炉内構造物の取り出し技術の開発
- 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発
- 原子炉圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発
- 燃料デブリ臨界管理技術の開発
- 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発
- 実デブリ性状分析

固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発

- 固体廃棄物の処理・処分に関わる研究開発



使用済燃料プールからの燃料取り出し

使用済燃料プールからの燃料取り出し工程

2011.3.24事故直後



原子炉
建屋上
部ガレキ
撤去

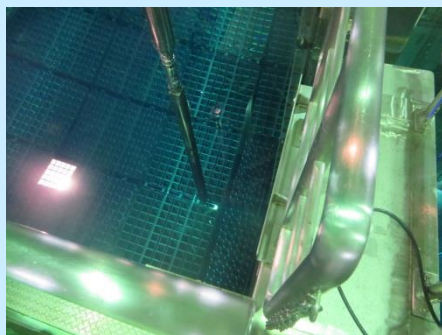
2013.10.11大型がれき撤去後



カバーの
設置/
燃料取
扱設備
の設置



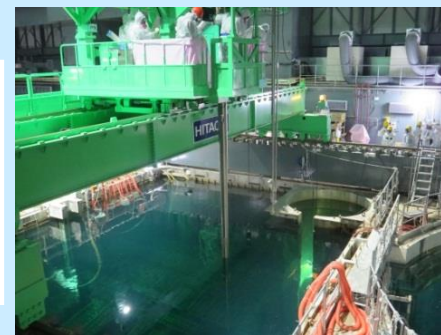
(3号機を参考)



共用
プール
保管・
管理



輸送



使用済
燃料
プールか
らの燃
料取り
出し

(4号機を参考)

研究開発の課題

海水に曝された、あるいは変形・損傷の生じた恐れのある使用済燃料を取り出した後の、燃料集合体の健全性の確保が重要

- 長期にわたり健全性を確保しながら保管する
- 再処理時の影響の検討

使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

取出した燃料の長期健全性評価



海水注入、ガレキ混入の構造部材に対する影響を評価

● 4号機取り出し燃料の状態調査

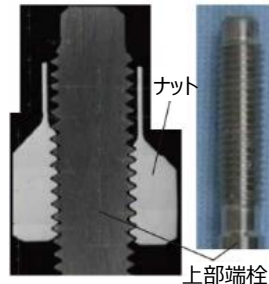
- ・ねじ部内面の腐食なし
- ・被覆管酸化膜厚さの増加は保管燃料と同等



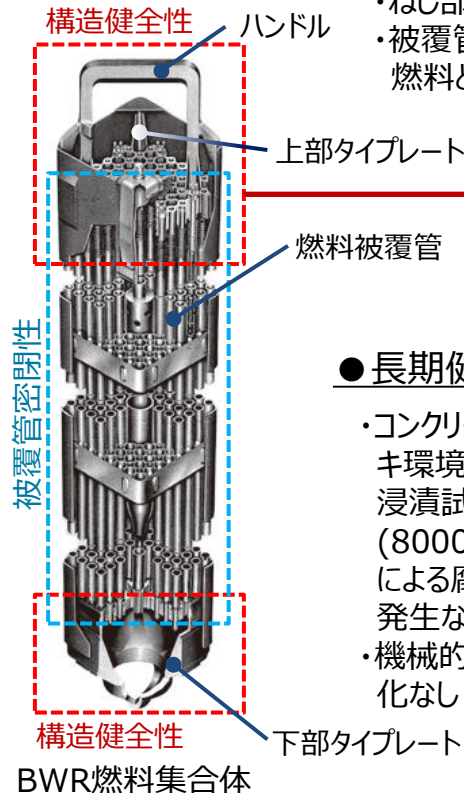
共用プール保管燃料調査

● 長期健全性評価技術開発

- ・コンクリートガレキ環境模擬・浸漬試験 (8000時間) による腐食の発生なし
- ・機械的強度劣化なし



燃料集合体上部模擬試験片断面

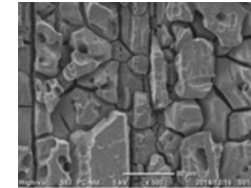


取出した損傷燃料等の処理方法の検討

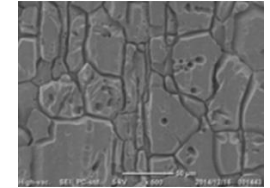
海水やコンクリート等の不純物付着・同伴、落下したガレキによる損傷した可能性のある燃料の化学処理工程への影響評価

● 不純物による再処理機器への腐食影響評価

- ・模擬高レベル廃液による腐食試験では、孔食見られず



RRP*模擬廃液 (塩化物イオン0[g/L])



RRP模擬廃液+人工海水 (塩化物イオン20[g/L])

*RRP：六ヶ所再処理施設

● 不純物の工程内挙動評価

- ・不純物成分の分配比は 10^{-2} ~ 10^{-3} オーダーと低く、溶媒に抽出されにくい

● 不純物の廃棄体への影響 海水・モルタル成分を含むガラス試験片の均一性評価

- ・相分離の析出なくガラス化
- ・ガラス物性値データに不純物の影響なし



標準濃度* 標準濃度×10倍 標準濃度×100倍

*標準濃度：不純物（海水・モルタル成分）の付着・同伴量のガラス固化体への推定混入濃度

原子炉建屋・作業エリアの除染

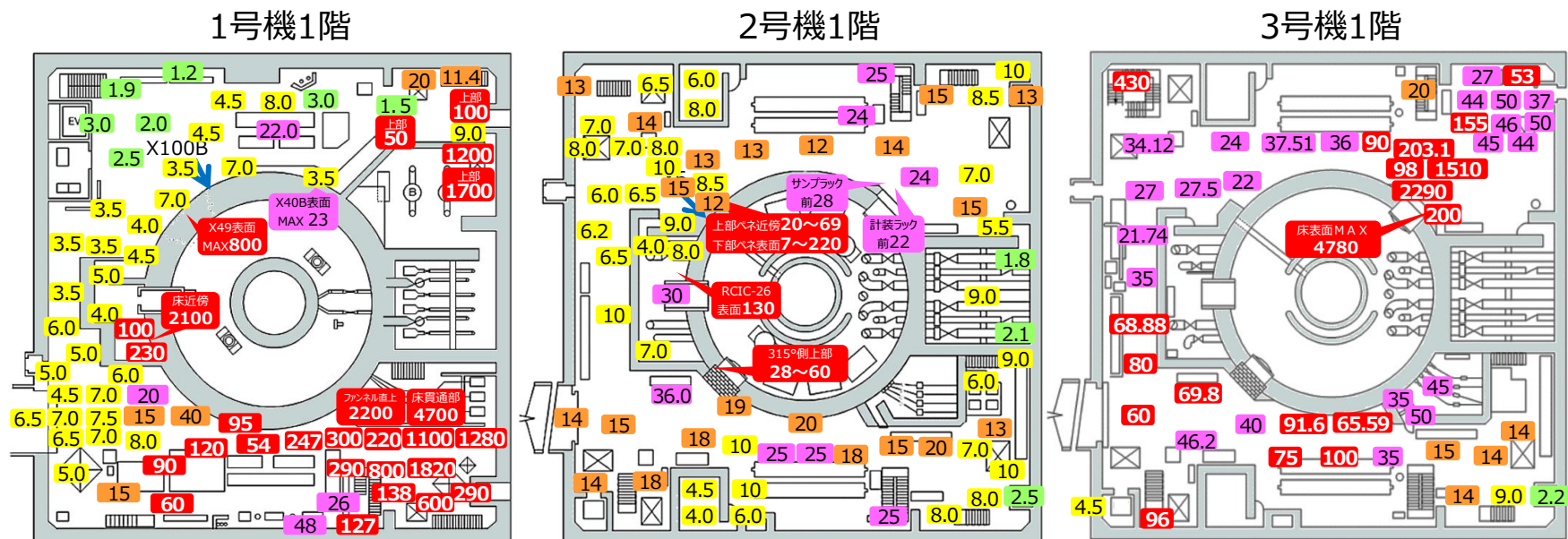
除染技術開発の課題

漏えい箇所調査、補修等の各種作業を円滑に進めるためには、作業場所の環境改善が必要

課題

- 高線量エリアでの作業
 - 多様な汚染形態 / 多様な作業場所への対応要
- ⇒
- ・ 遠隔技術の確立
 - ・ 対象部位ごとの仕様検討・開発

1～3号機の放射線量状況 2012年～2013年調査



3mSv/h 以下

3mSv/h ~ 10mSv/h

10mSv/h ~ 20mSv/h

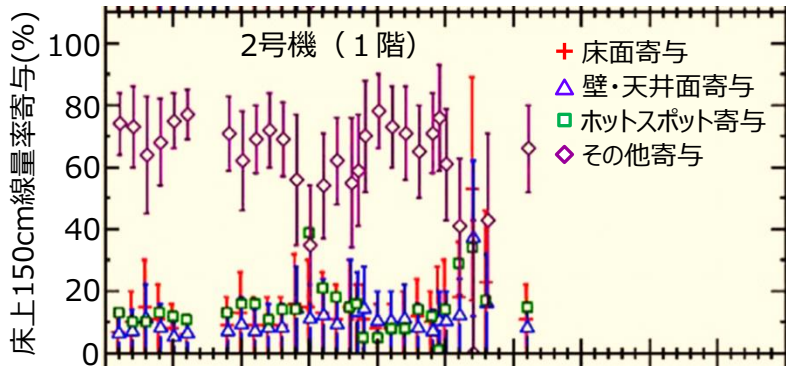
20mSv/h ~ 50mSv/h

50mSv/h 以上

「建屋内の空間線量率について」
東京電力 H25.3.22
を参考に作成

遠隔除染技術の開発

空間線量の構成



床上150cmへの線量率寄与割合 (H24年度現場調査)

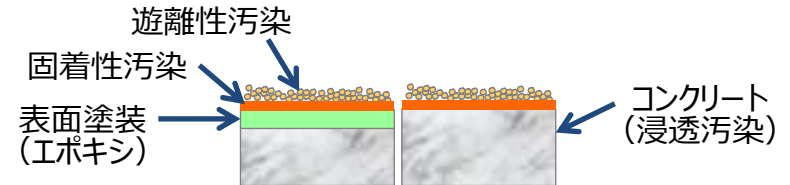
1~3号機原子炉建屋汚染状況調査の計画について 東京電力 H25.12.26



原子炉建屋の空間線量 (例)

汚染形態

遊離性、固着性、浸透汚染が混在

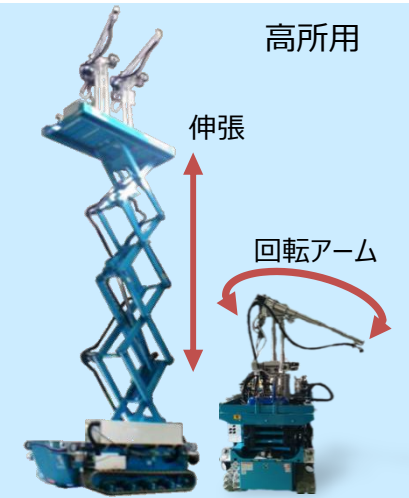


除染エリアへのアプローチ

低所(床、下部壁面)用



高所用



上部階用

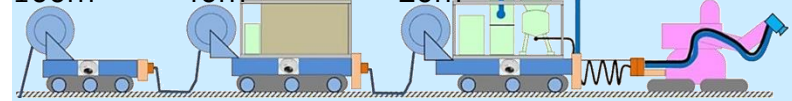
100m

コンプレッサー台車除染ユニット台車

40m

20m

作業台車



遠隔除染技術の開発～大学との連携～

技術的課題

- ロボットに搭載している通常カメラの情報のみでロボットを操作することは、ロボット周囲の状況を把握しにくく、操作しにくい。
- 多関節マニピュレータを狭い場所で用いる場合、周囲と干渉無く動かすことは、操作が複雑で難しい。

解決方法

これらの対応技術の知識豊富な大学研究室に検討を委託

周辺把握1【東京大 山下研究室】

- ロボットに搭載した複数のカメラ画像を補正し、ロボットを上空から見下ろすような画像（疑似俯瞰画像）を表示させ周囲状況をわかり易く表示
- カメラの種類や取付け位置・方向の変更に対応できるように、画像補正量を簡単に調整できる技術を開発

周辺把握2【筑波大 坪内研究室】

- カメラやレーザセンサによる3次元計測情報をロボット周囲にマッピングし、判り易く表示させるシステムを開発
- ロボットへの適用性を考慮し、通信速度が遅い場合にも柔軟に対応できるように、必要な解像度の静止画や動画を適宜選択できるシステムを開発

操作性向上【神戸大 横小路研究室】

- 多自由度のマニピュレータは障害物回避や狭隘空間へのアプローチが有利な反面、操作が複雑である
- 操作の複雑化を低減すべく、直感的にセルフモーションの運動指令ができる、判り易い操作インターフェースを開発

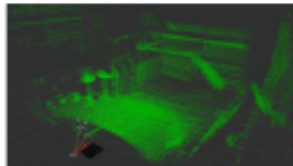
*：マニピュレータの手先とベースを固定した状態で全体の形を変化させる動作



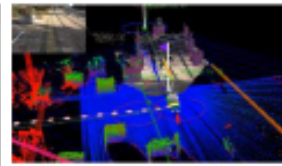
Super Giraffeの疑似俯瞰画像



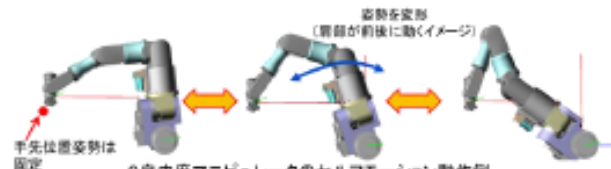
MEISTeRの疑似俯瞰画像



Super Giraffe で取得したデータの3Dマッピング画面（開発中）



3Dセンサ情報やカメラ映像を用いた周囲環境把握表示のイメージ

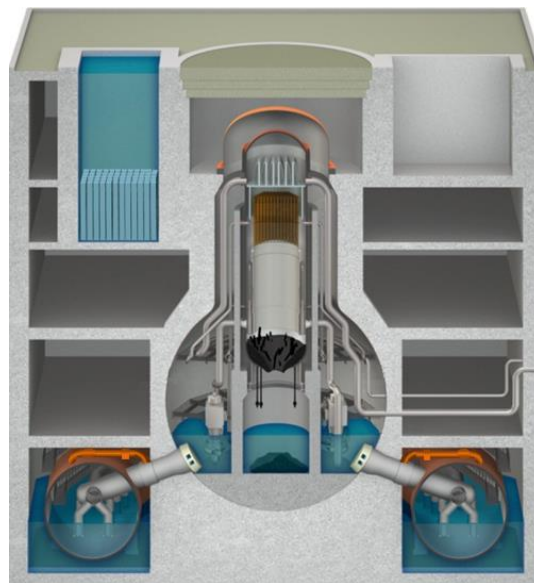
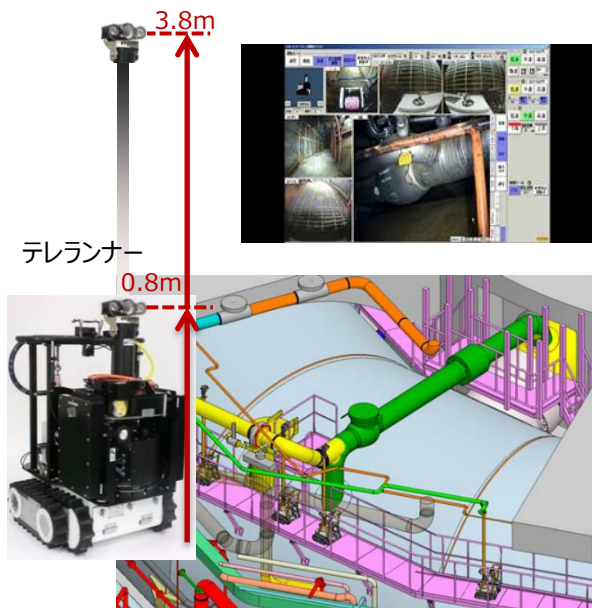


9自由度マニピュレータのセルフモーション動作例

点検調査装置の開発

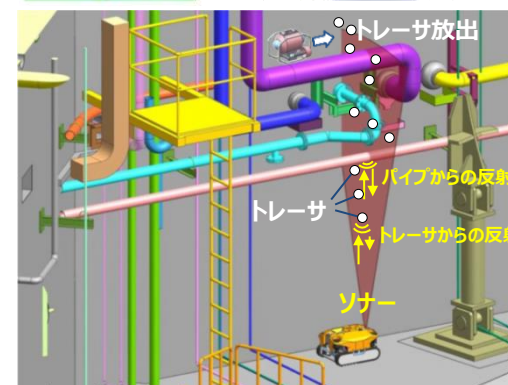
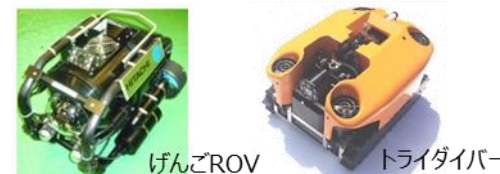
S/C上部調査装置

S/C上部構造物からの漏えいの調査



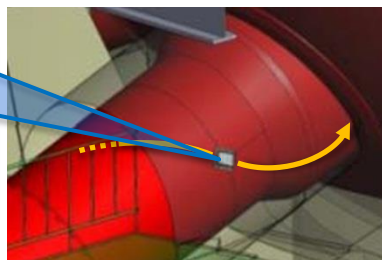
水中遊泳・床面走行装置

水中・濁水中の壁面貫通部の調査



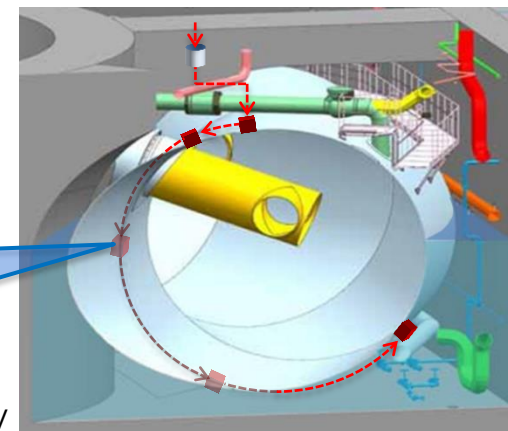
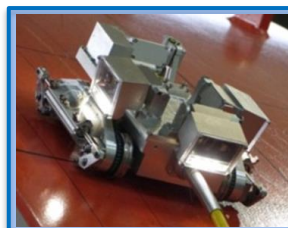
ベント管-D/W接合部調査装置

ベント管付根部の水漏れをカメラで調査



S/C下部調査装置

水没部の30mm以上の穴の有無を調査



格納容器補修・止水技術の開発

漏水の確認

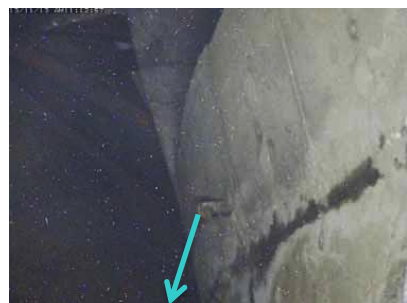
主蒸気配管伸縮継手部



真空破壊ライン伸縮継手カバー部

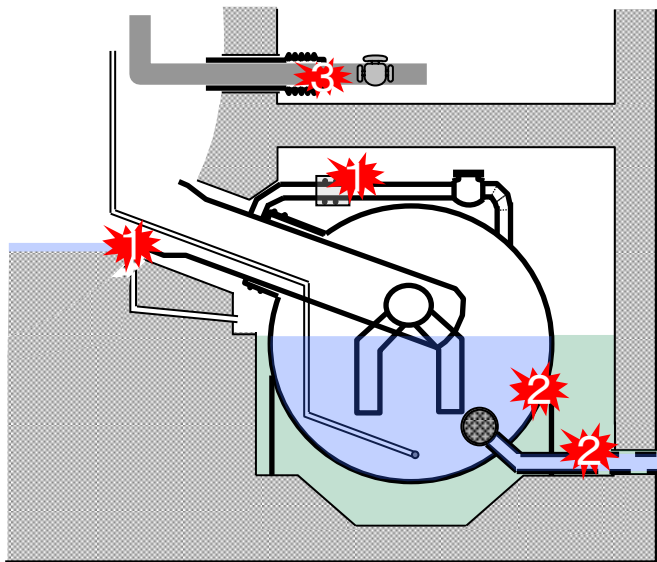


サンドクッション・ドレン管



東京電力提供資料

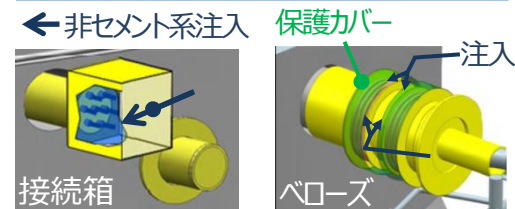
漏水箇所



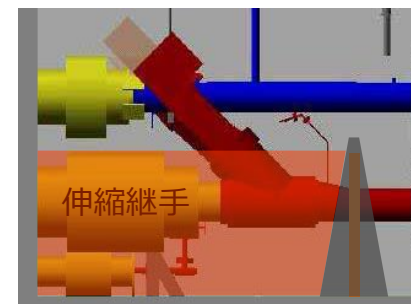
ベント管内へ止水材を充填する「止水工法」基礎試験



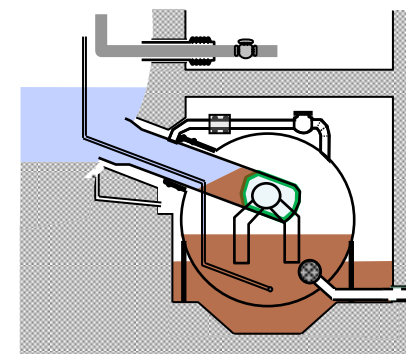
D/W外側開放部補修工法



D/W外側狭隘部補修工法



PCV下部補修工法

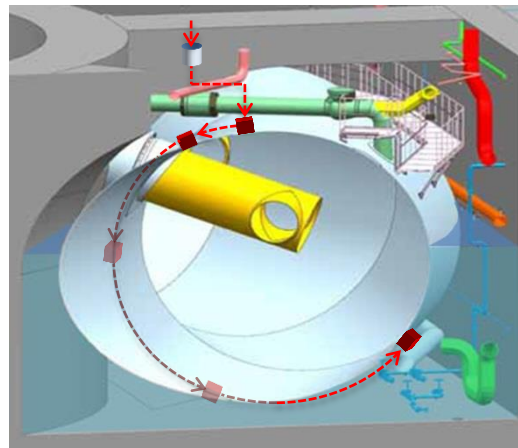


格納容器補修・止水技術のモックアップ試験

遠隔操作機器・装置の
開発・実証のための施設

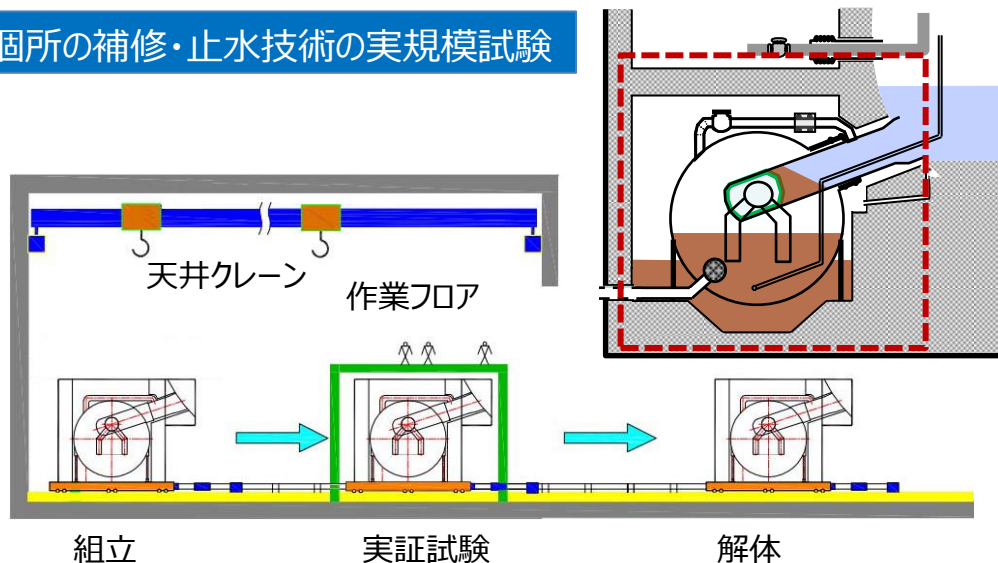
実際の現場サイト内において機器・装置の適用性を試行錯誤しながら確認することを避け、機器・装置の実証を繰り返し試験できる環境が必要

S/C下部調査装置



PCV下部補修工法

格納容器漏えい個所の補修・止水技術の実規模試験

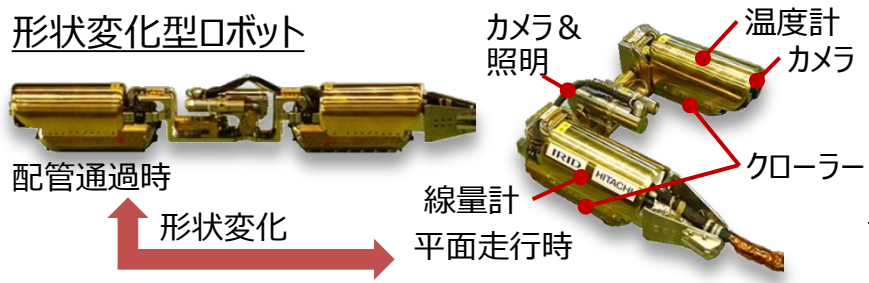


原子炉格納容器 (PCV) 内部調査

PCV内部調査ロボットの開発

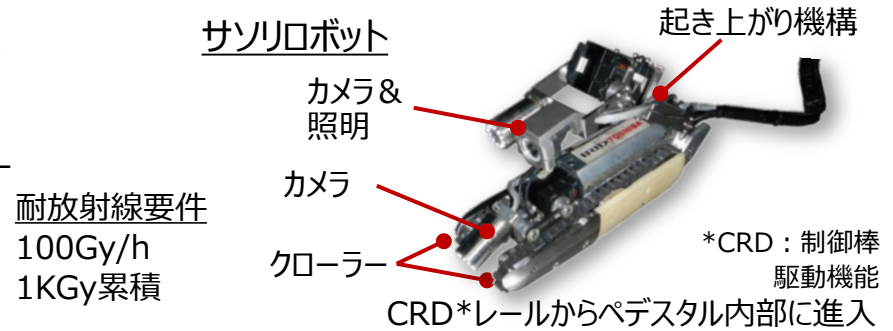
- 約φ100mmのガイドパイプを通るスリム形状と、PCV内での安定した走行能力の両立
- 過酷環境（高放射線量、暗闇、蒸気雰囲気等）における運用と、「映像」「温度」「線量率」情報の収集

形状変化型ロボット



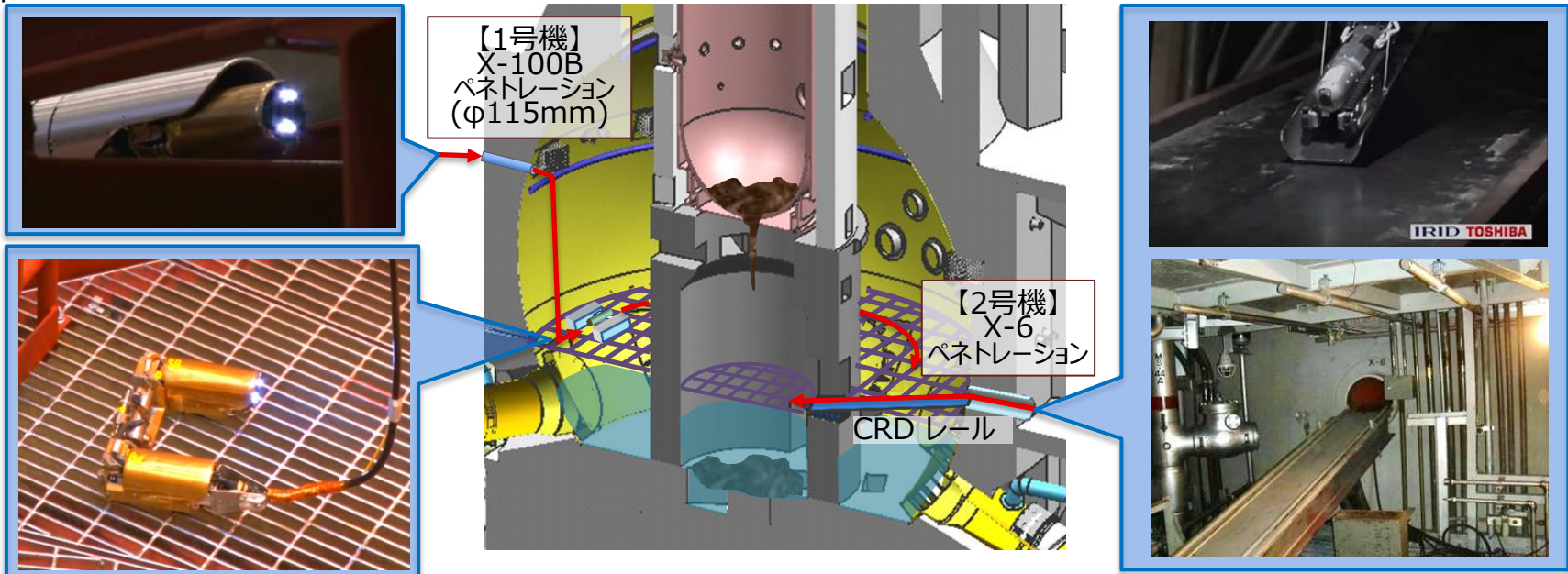
φ115mmのペネトレーションからPCV内へ進入

サソリロボット



*CRD：制御棒 駆動機能

CRD*レールからペDESTAL内部へ進入

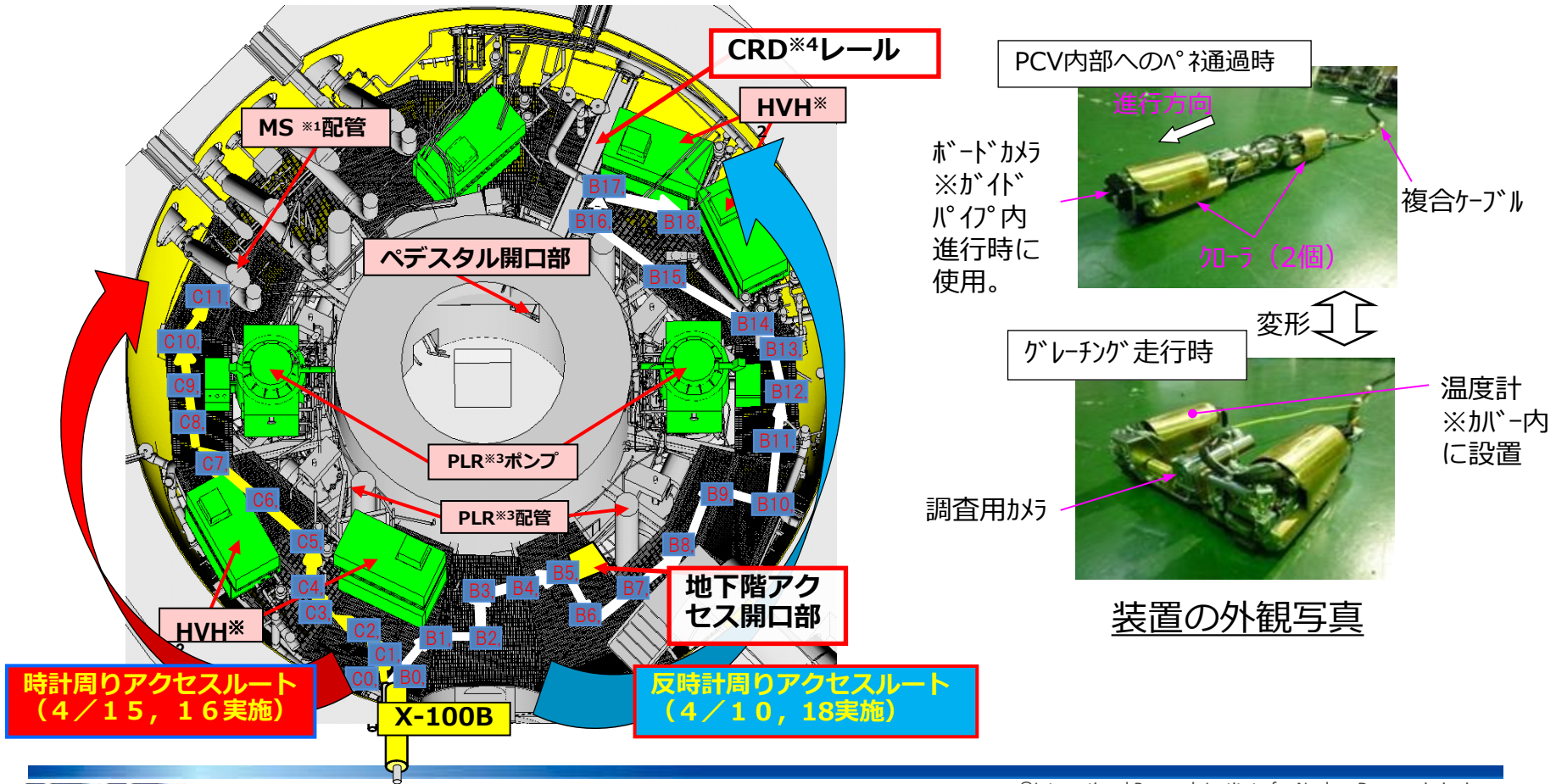


1号機PCV内調査 (2015年4月完了)

(1) 装置概要

狭隘なアクセス口(X-100Bペネ貫通口：内径φ100mm)からPCV内へ進入し、
 グレーチング上を安定走行可能な、形状変形機構を有するクローラ型装置

(2) 調査ルート及び装置のイメージ



原子炉圧力容器（RPV）内部調査

内部調査の目的

RPV内部の燃料デブリの位置、炉内構造物の損傷状態、RPV内の温度、線量等を取得する

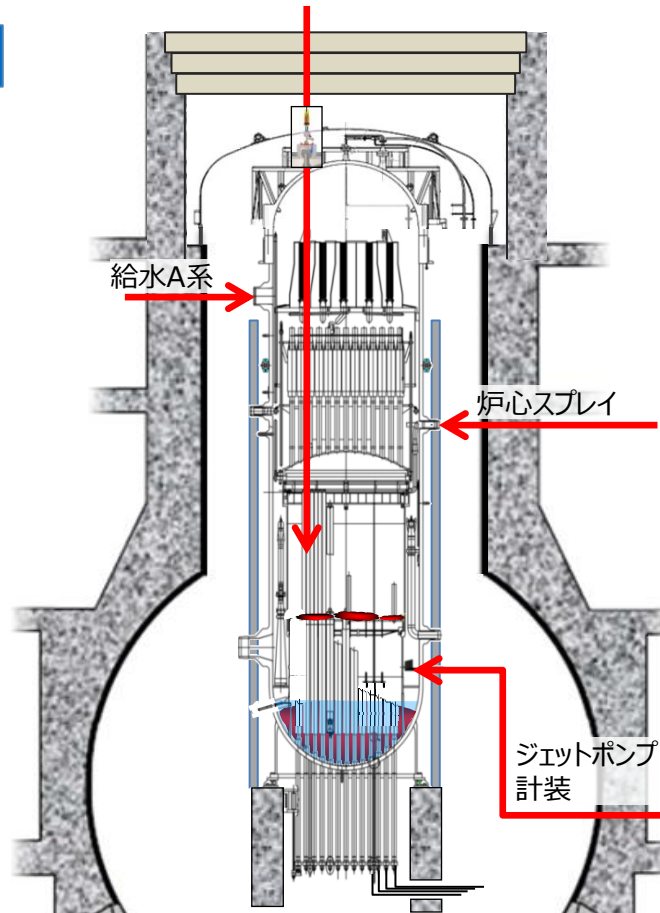
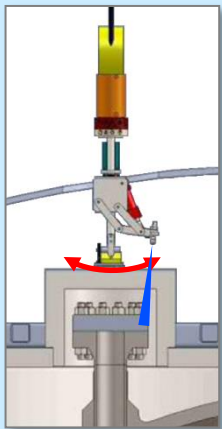
- 調査対象部位までのアクセス方法、調査方法、及びサンプリング方法を検討する

アクセス方法の検討

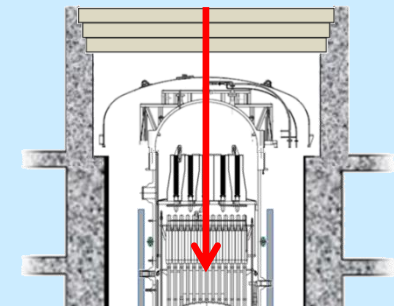
- 線量、遮へい体の設置性
- 調査装置の接近性
- 観察性を考慮

● 上部穴あけアクセス

RPVヘッド穴開け装置

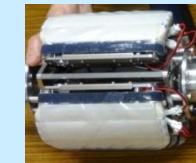


● 原子炉開放後アクセス



● 系統配管アクセス

電動式走行装置



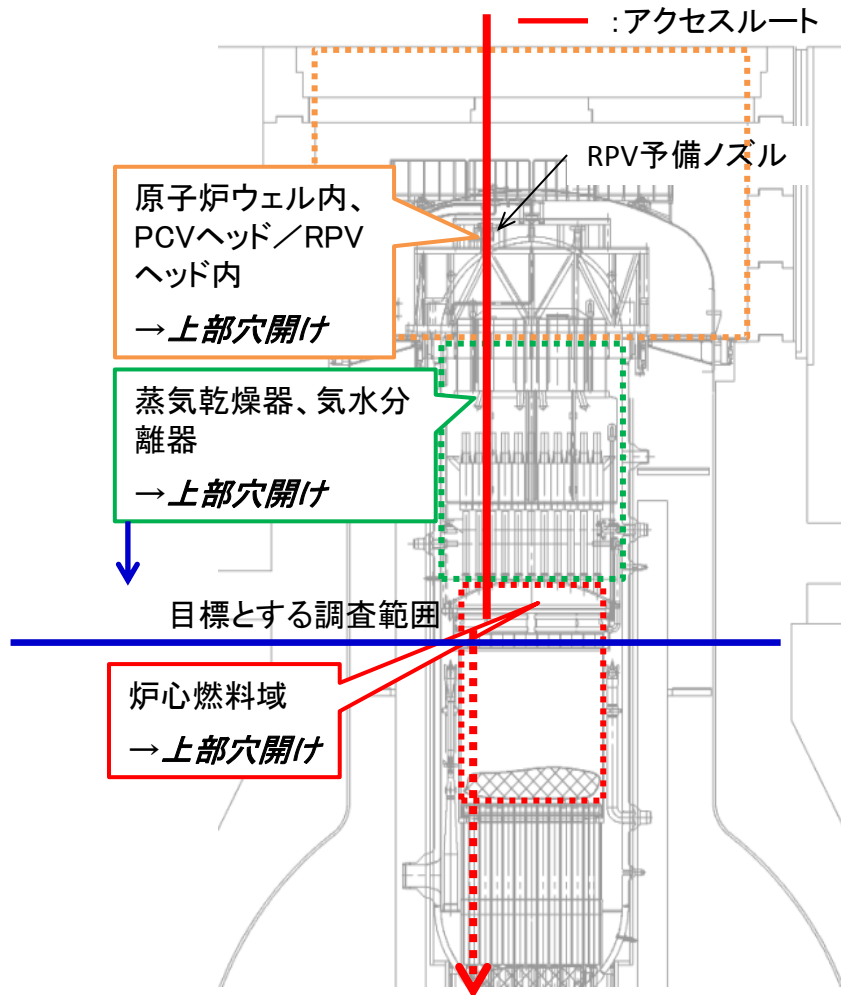
- 走行 [水平・垂直
エルボ・異形管]
- 把持 [位置・姿勢保持]
- 分岐 [T字分岐通過
方向制御]

水圧式走行装置

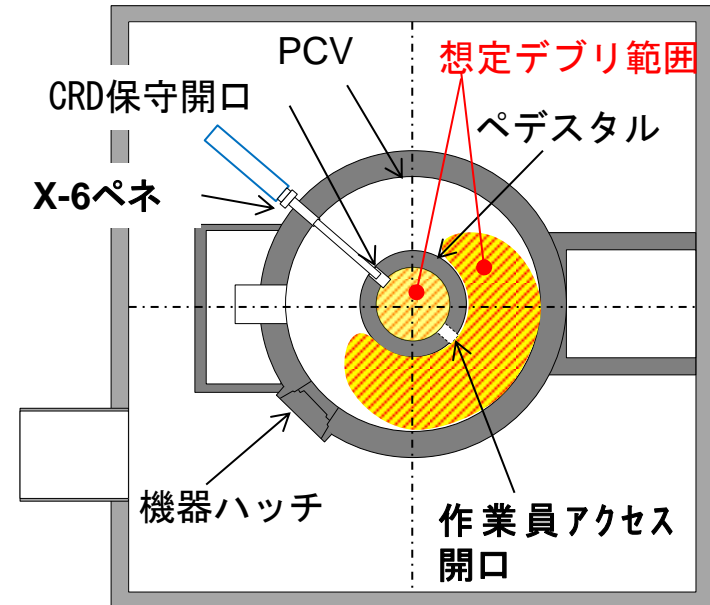


RPV内部調査方法・技術開発の方針

① RPV内部調査



② 燃料デブリサンプリング

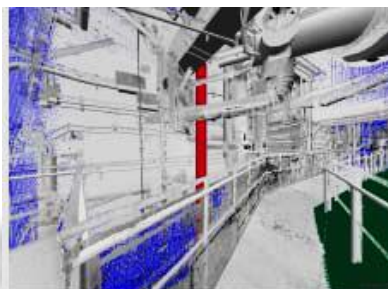


原子炉建屋(地下階/PCV底部)

可視化技術

原子炉建屋内部状況の3D画像化

3D レーザースキャナー
40,000,000 点データ/10 分



(水平面)



(上面)

天井 (1階床) から機器を降
ろすためのルートが見つかった

空間放射線量の可視化

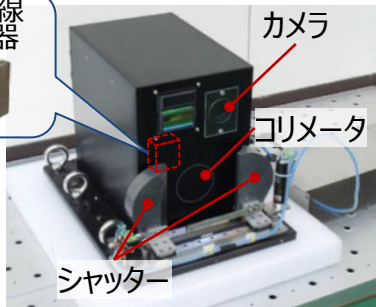
ガンマ線
検出器

ガンマカメラ

カメラ

コリメータ

シャッター

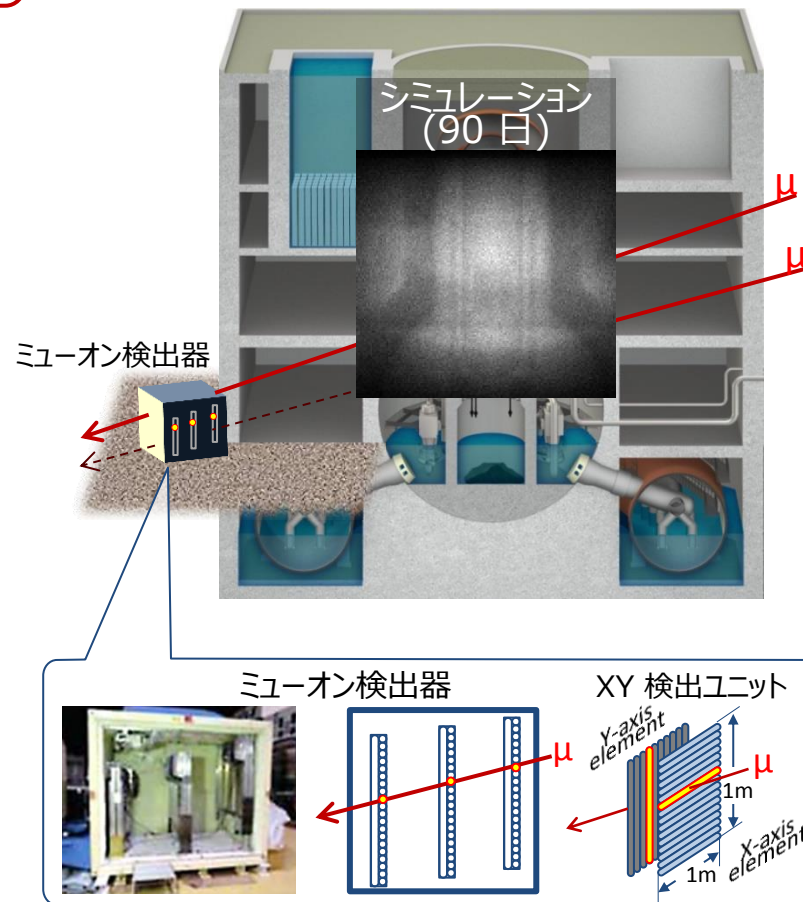


パイプの中にホットスポッ
トが存在する



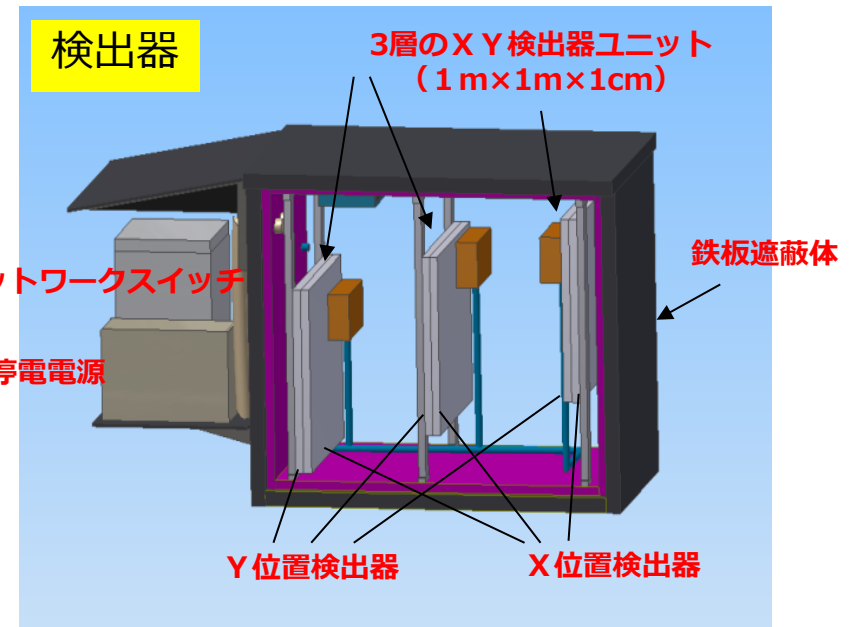
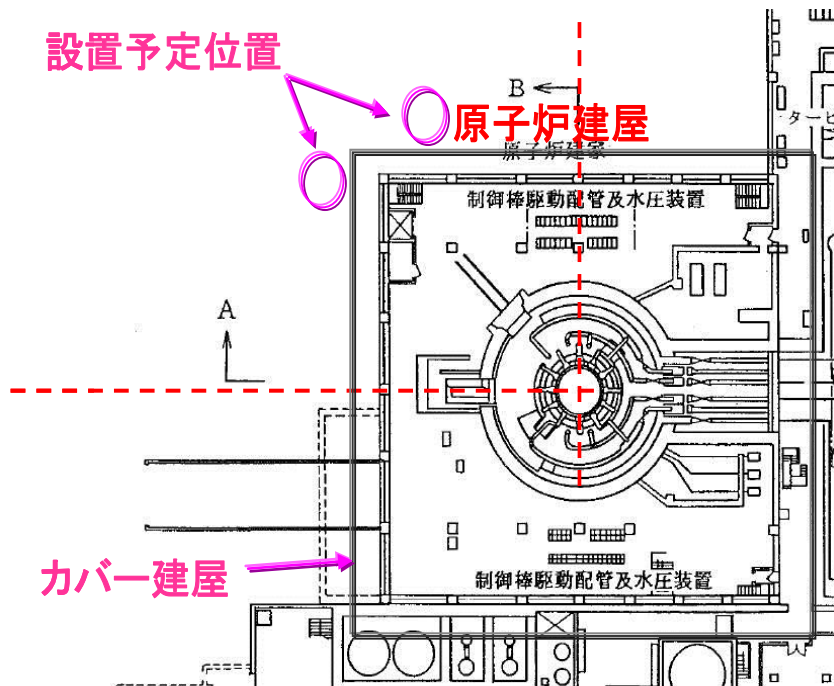
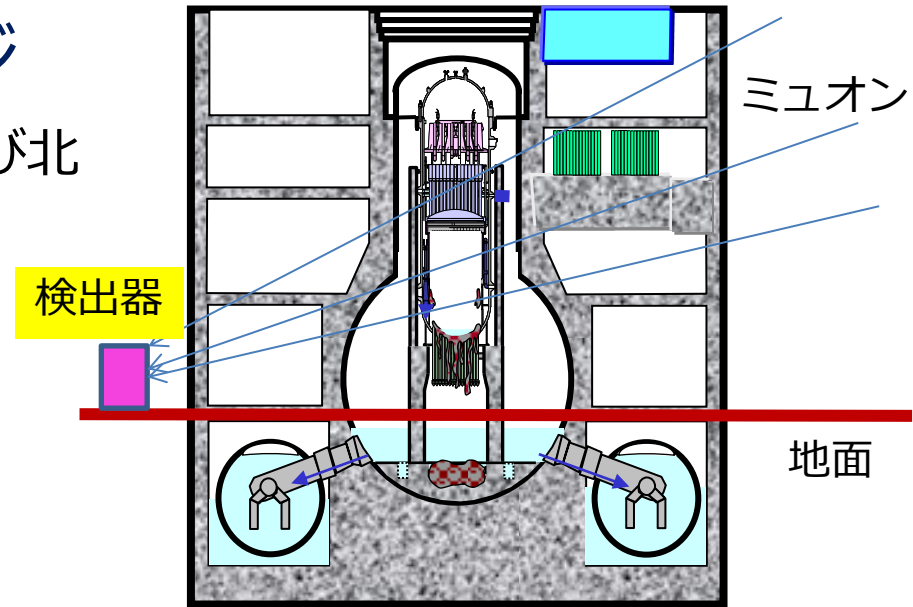
圧力容器内の燃料デブリの可視化

原子炉内燃料デブリ検知技術の開発

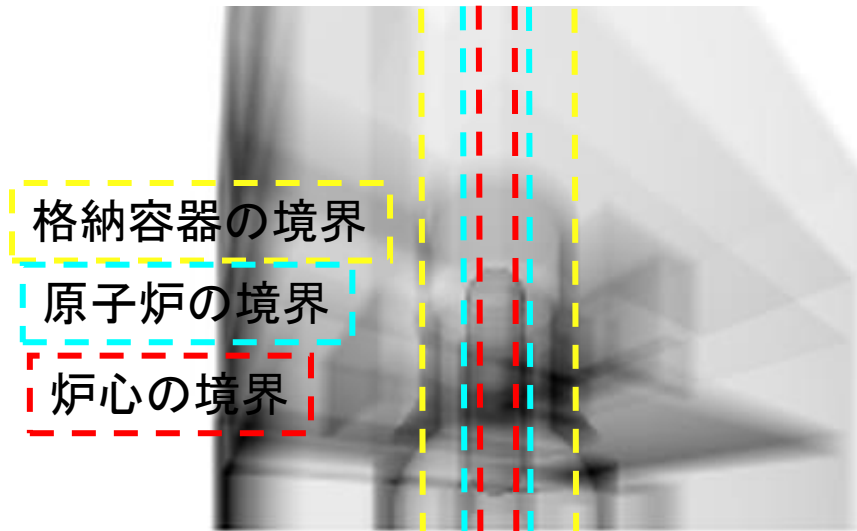


ミュオン透過法の設置イメージ

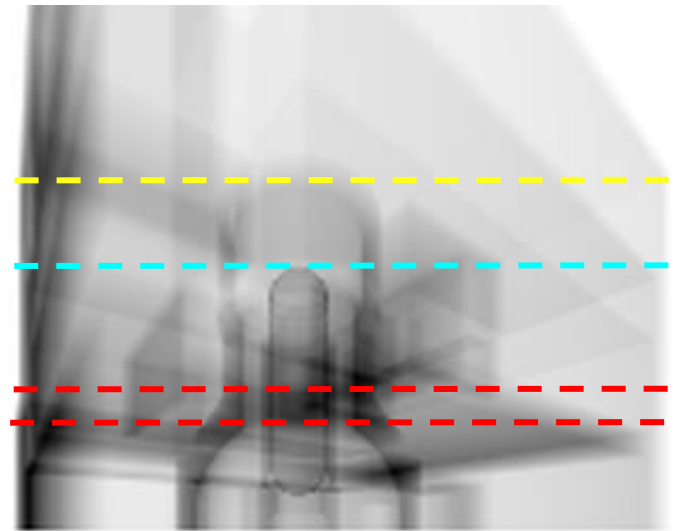
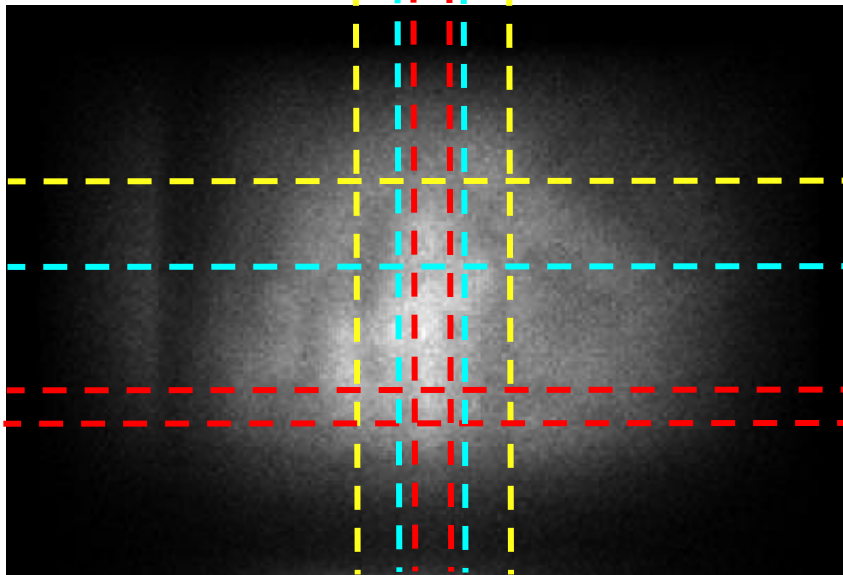
- 検出器は1F-1原子炉建屋の北側及び北西コーナーに設置（1月下旬）
- 測定は2月～5月に実施
- 建屋前検出器は10cm厚鉄板で遮蔽



設計図面画像と測定値比較によるデブリの位置推定（測定器 1）

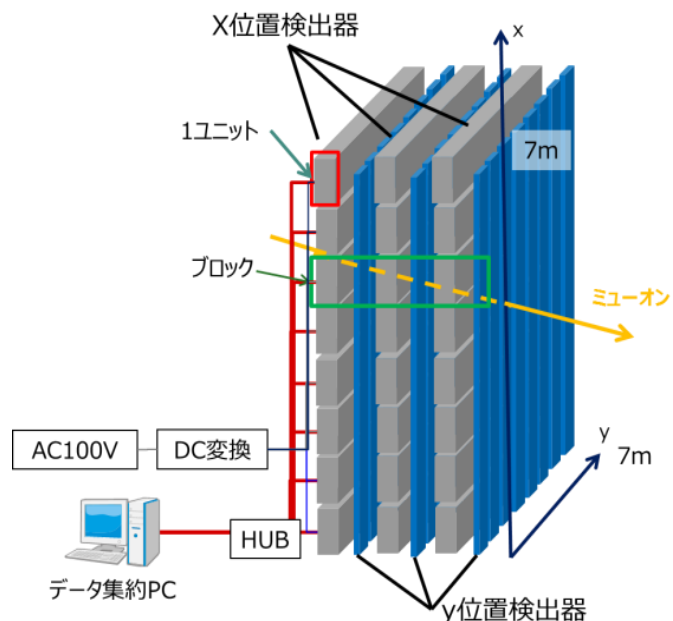
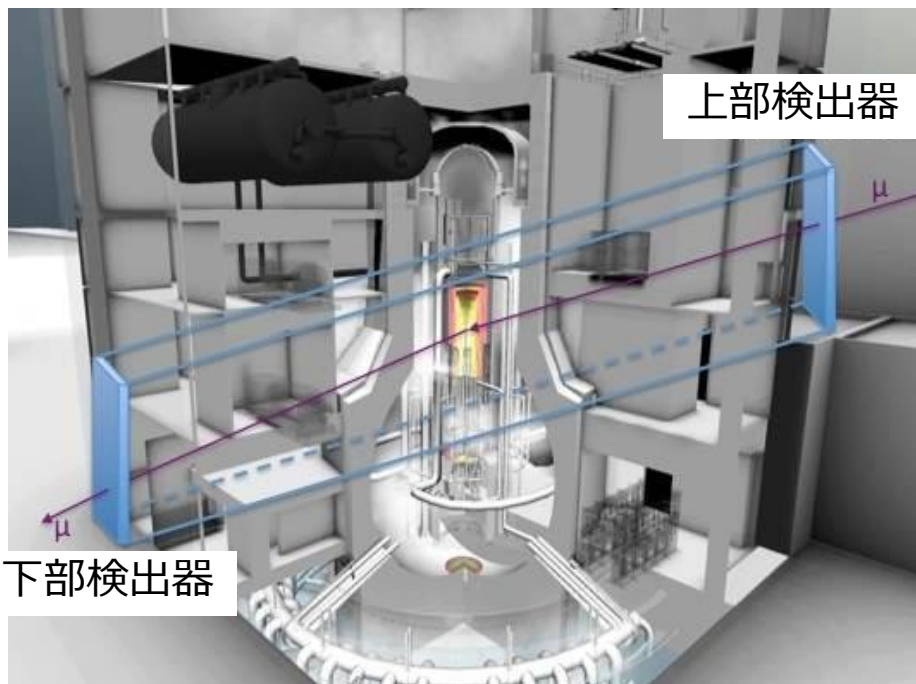
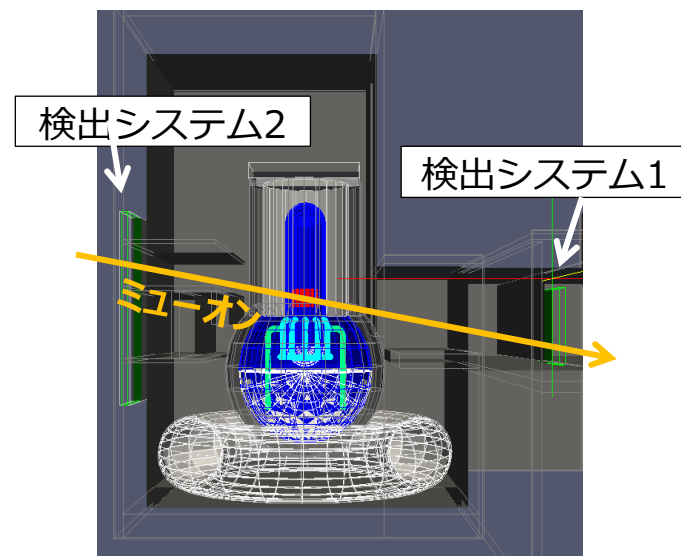


- ◆ 鮮明ではないが、測定データでは、図面から予想される、見えるべき位置に機器等が確認できている
- ◆ また、格納容器・原子炉の境界も一致
- ◆ しかしながら、もともとの炉心位置には高密度物質（燃料）を確認することができない



ミュオン散乱法の設置イメージ

- ◆ 検出器設置位置：2号機建屋前とタービン建屋2F（オペフロ）
- ◆ 遮蔽体とアルゴリズムによるバックグラウンド除去
- ◆ 建屋前検出器は8cm厚鉄板で遮蔽
- ◆ タービン建屋2Fは線量が低いため、遮蔽体なし



炉内状況把握・解析

解析技術に対する要求

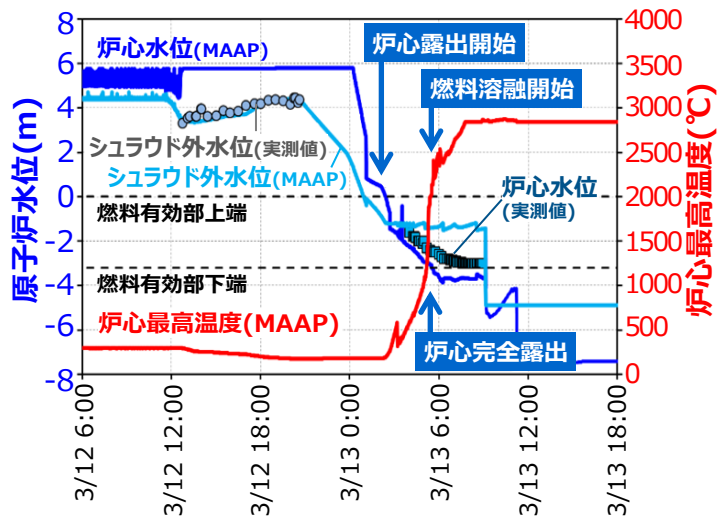
燃料デブリの取り出し、および安全対策の立案には、炉内状況を推定・把握することが不可欠

- 高線量下にある損傷炉心の直接的な観察は困難
- 事故進展解析技術は、事故進展の概要把握は可能だが結果に不確実性大きく、これだけで燃料デブリの存在場所・形態、圧力容器の損傷程度等を推定するのは困難

⇒事故進展解析技術の高度化を図り、炉内状況の推定・把握を継続的に実施する必要がある

事故進展の解析例

原子炉への注水量低下に伴い、原子炉水位が低下し、炉心温度が上昇して、燃料が溶融した(3号機)



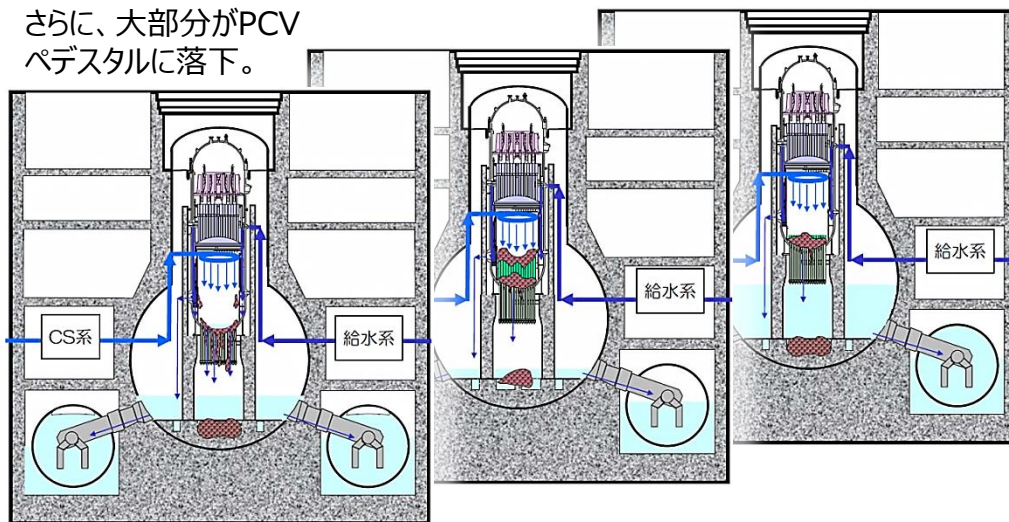
燃料デブリの炉内位置推定

1号機

ほぼ全量がRPV下部プレナムへ落下。さらに、大部分がPCVペDESTALに落下。

2号機、3号機

一部はRPV下部プレナムまたはPCVペDESTALへ落下。一部は元々の炉心部に残存。



過酷事故進展解析技術

過酷事故進展解析コード

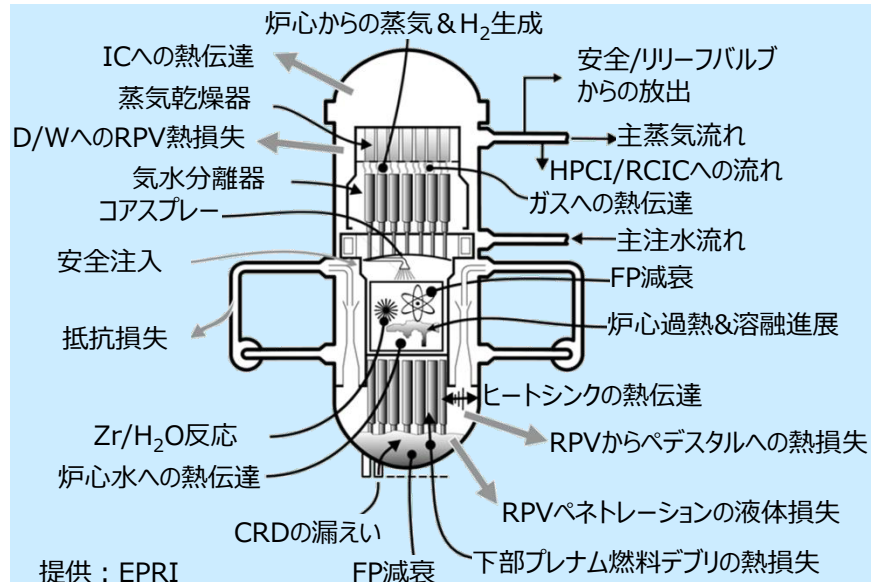
MAAP (Modular Accident Analysis Program)

- 試験結果等に基づく相関式を採用した「簡易モデル」により構成、高速計算可能
- 不確かさの大きな現象を対象としたパラメトリック解析が可能

SAMPSON (Severe Accident analysis code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear fields)

- 可能な限り物理・化学現象を精緻に記述した「機構論的モデル」及び理論式を採用
- 空間的に分布が生じる現象について、多次元解析が可能

MAAP 原子炉压力容器内モデルの概要



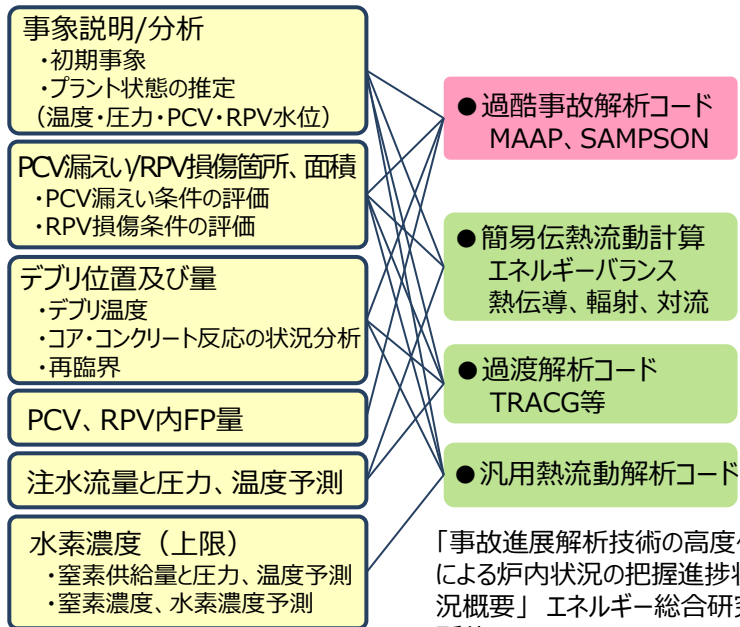
東京電力：プラント状況実測、遠隔可視化

過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握

- 解析コード改良と実機事故解析
 - ・MAAP / SAMPSON
- 熱流動解析等による個別事象評価
- 国際連携：OECD/NEA ベンチマーク解析 (BSAF)

JAEA：モックアップ試験（海水熱伝達試験など）

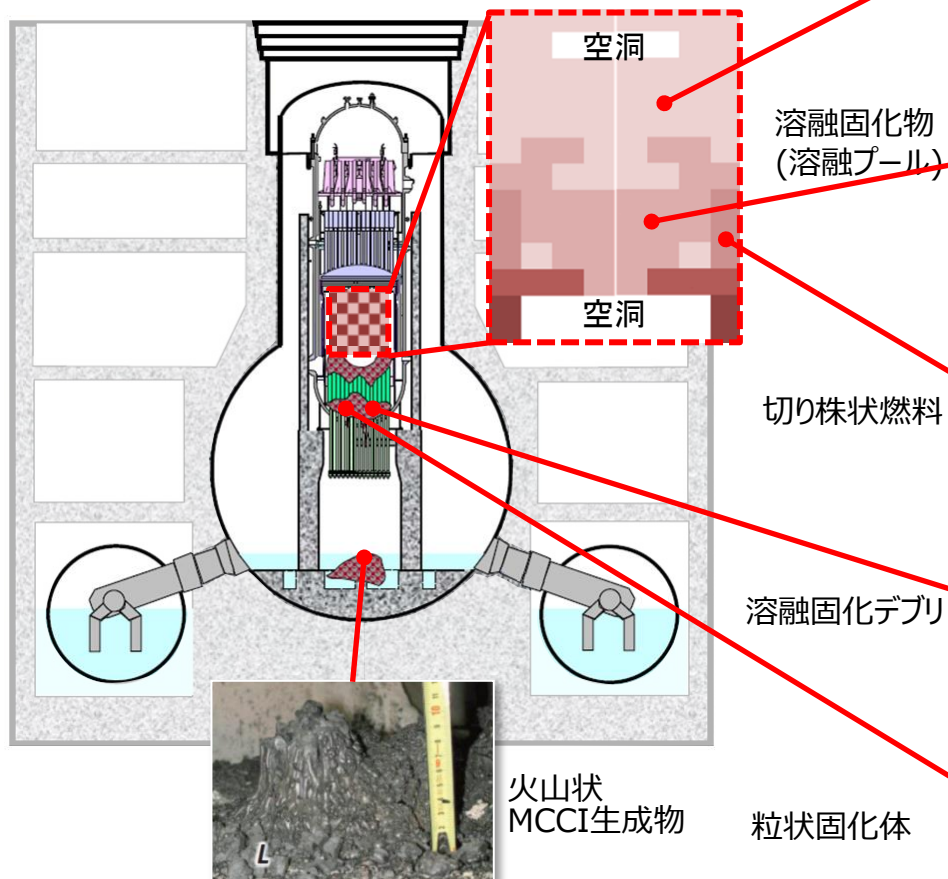
解析項目と解析コードの関係



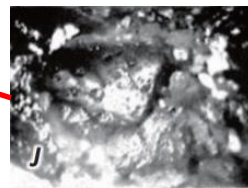
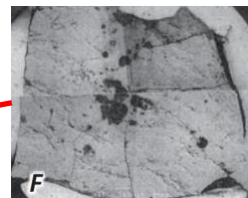
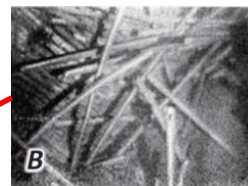
圧力容器内燃料損傷の推定

事故進展解析コードによる炉心状況仮定

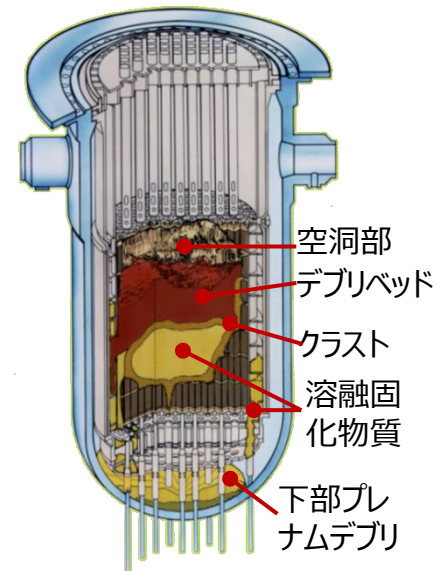
SAMPSONの解析結果に対して、TMI-2事故事例を元に2号機の炉心状況を仮定



TMI-2の炉心状況情報



TMI-2の燃料溶融 1979USA



「技術戦略プラン2015／燃料デブリ性状の推定」 NDF

燃料デブリの性状把握

模擬デブリの生成

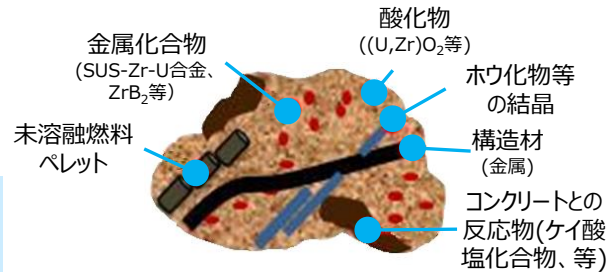
●生成する酸化物、金属の推定

→熱力学平衡計算

(炉内の燃料分布、酸素濃度、温度)

酸化物： (U,Zr) O₂

金属： Zr(O)、Fe₂ (Zr、U)



実デブリのイメージ図



TMI-2で採取された燃料デブリ

福島第一に特有な反応の把握

●ホウ素との反応生成

B₄C制御材由来のホウ化物は顕著に硬く、切削工具へ負担となる可能性あり

●コンクリートとの高温反応 (MCCI*)

*Molten Core Concrete Interaction

コンクリート組成、溶融温度・時間により生成物組成異なる

コンクリート侵食面間に多層の酸化物層

●海水塩との高温反応

燃料デブリのサンプリング・取出しに必要な物性値の検討

●物理特性

(形状、大きさ、密度/空隙率、硬さ、弾性率、破壊靱性)

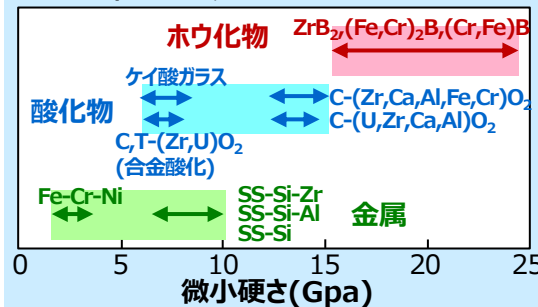
●熱的特性

(比熱、熱伝導率、融点)

●TMI-2 デブリとの比較

模擬デブリはTMI-2デブリの硬度をほぼ網羅

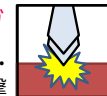
デブリの化学系 (ホウ化物、酸化物、金属) 毎に硬度の分布を推定



取出し用ツール類の分類

カッティング

原理：打撃・衝撃



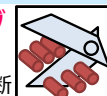
回収

原理：ピック&プレース



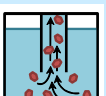
カッティング

原理：せん断



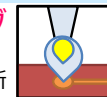
吸引

原理：吸引



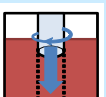
カッティング

原理：溶断



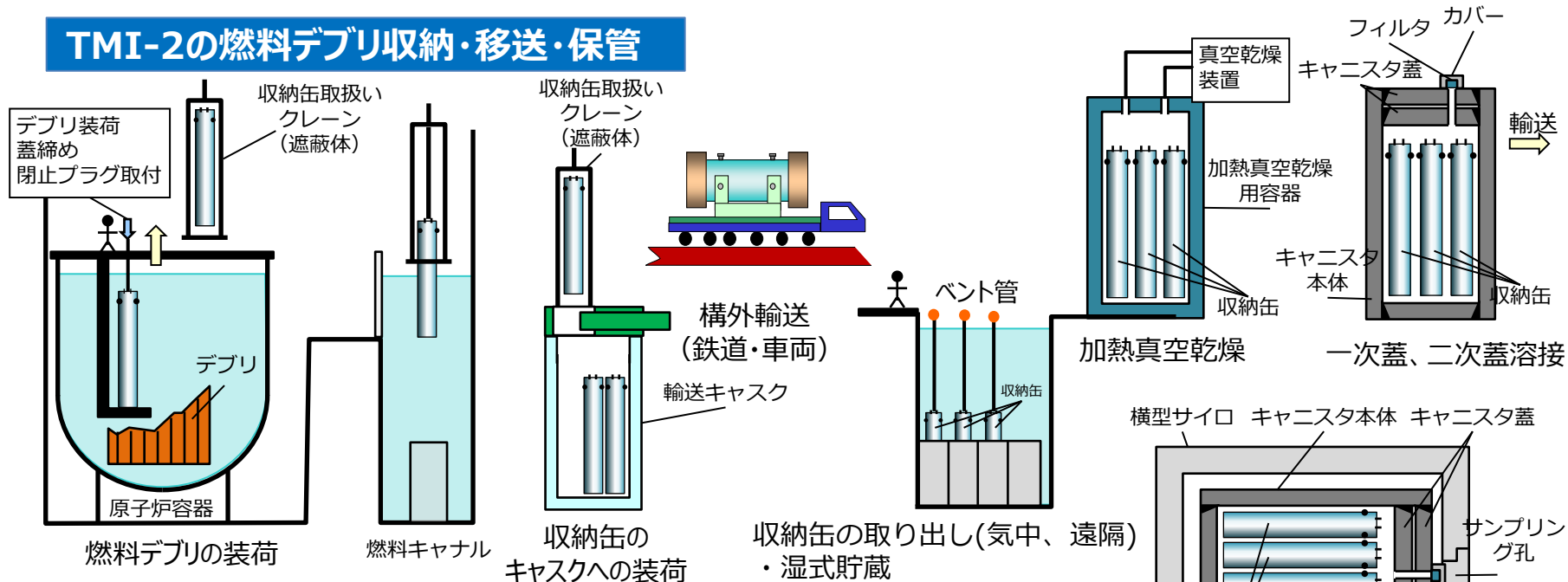
コアボーリング

原理：研削・圧縮



燃料デブリの収納・移送・保管

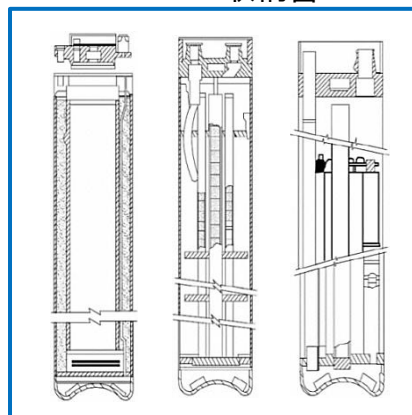
TMI-2の燃料デブリ収納・移送・保管



福島第一の課題

- 燃焼度と濃縮度が高い
⇒放射線、崩壊熱大及び反応度高
- コンクリートとの溶融生成物が存在すると推定
⇒コンクリート中の水分の放射線分解による水素発生懸念
- 海水注入、計装ケーブル他との溶融
⇒燃料デブリ中の塩分の影響、多様な不純物の混入

TMI-2収納管

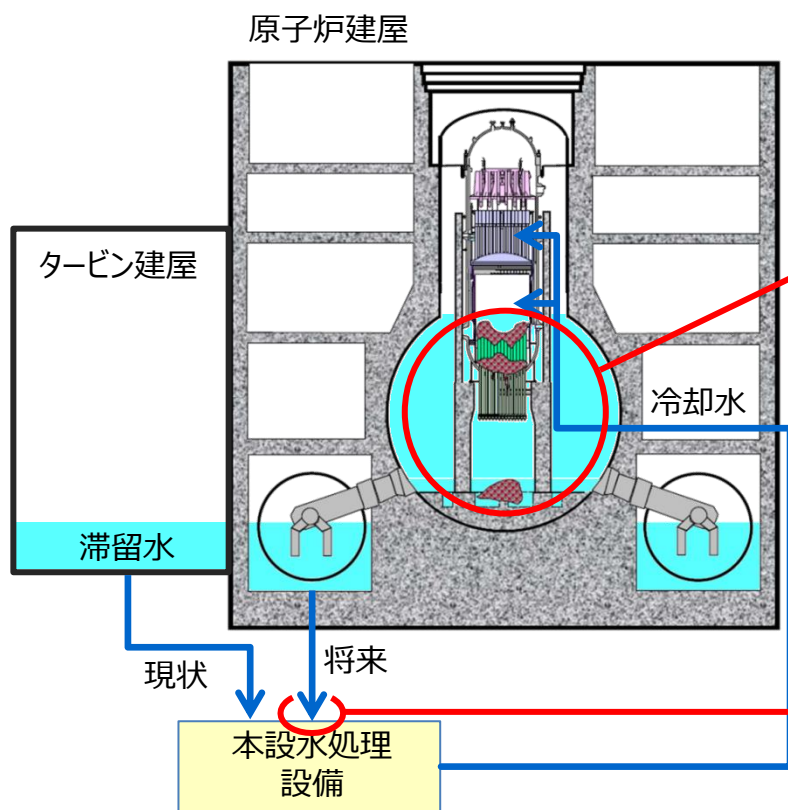


燃料デブリの臨界管理技術の開発

臨界管理技術開発の目的

現状の燃料デブリは臨界になっていないと考えられるが、今後の燃料取り出し作業等に伴いデブリ形状や水量が変化した場合でも再臨界を防止するために、臨界管理手法 及びモニタリング技術を開発する

技術開発のポイント



PCV内部

- 燃料デブリ形状の変化
- 冠水にむけた水量（水位）変化

被ばくリスクは小さいが、比較的広い範囲の状況を監視することが重要。

⇒再臨界検知技術の開発

再臨界を防止する。

⇒臨界防止用中性子吸収材の開発

PCV外部

- 燃料デブリ切断時の切粉が流出、廃液処理/冷却設備に蓄積する可能性

設備をメンテナンスする作業員の臨界による被ばくリスクを未然に防ぐ必要がある。

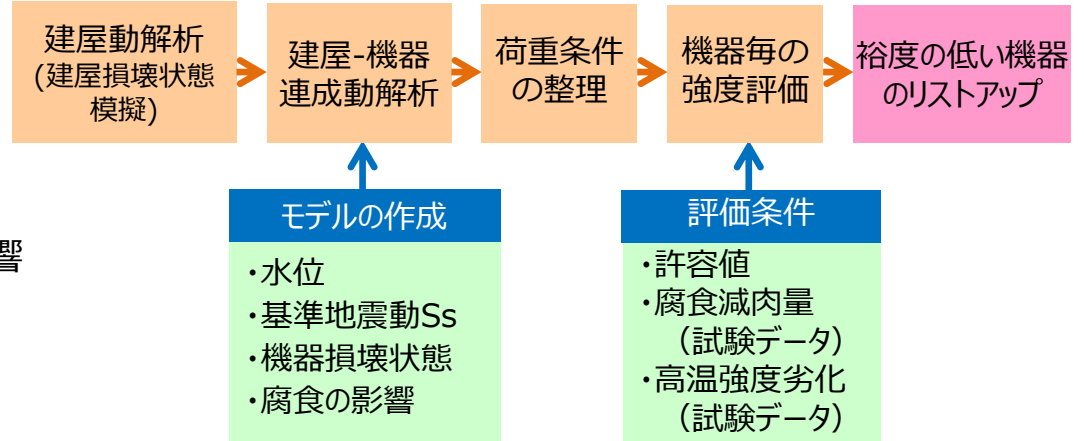
⇒未臨界監視技術の開発

健全性評価

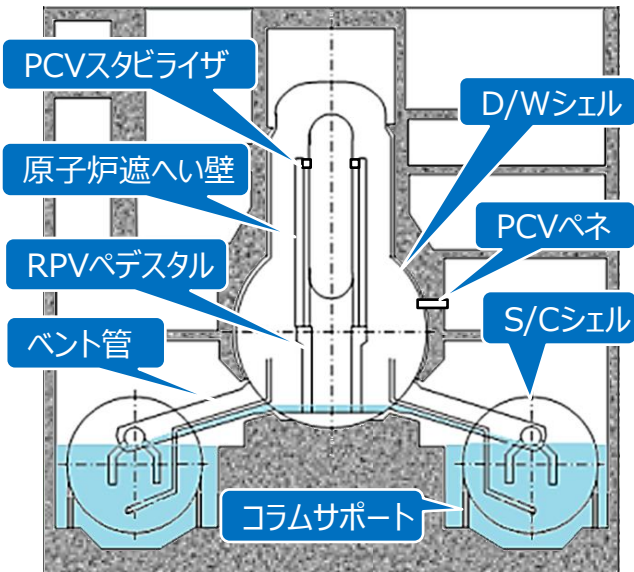
余寿命評価の概略フロー

炉心から燃料デブリを取り出すまでの間、長期にわたって原子炉の構造健全性を維持する方策が必要

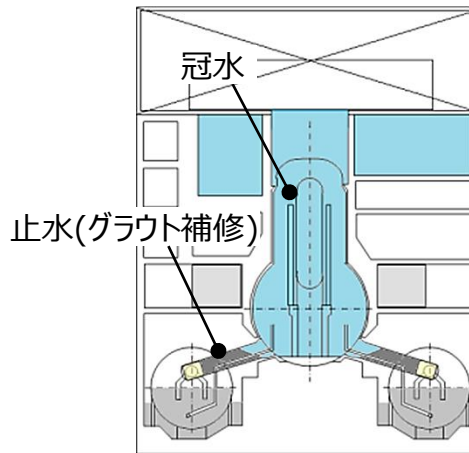
- 燃料溶融時の高温状態の影響
- 海水注入、異物混入による腐食の影響
- 水素爆発などによる機器損壊状態の影響
- デブリ取出し工法の影響
- 地震再発の影響



健全性評価ポイント例



想定されるプラント状態



長期の腐食減肉量の予測の高度化



長時間腐食試験

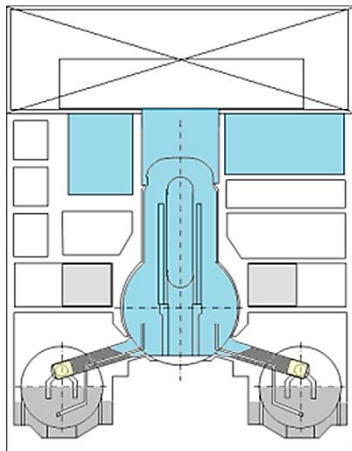


腐食抑制策比較

耐震強度評価

完全冠水

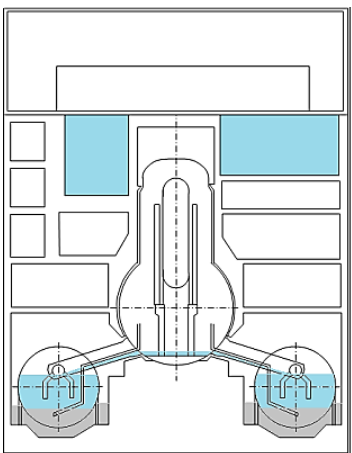
想定プラント状態



- ・将来想定：パラメータ (15年後、40年後)
- ・D/W水位：約35m
- ・S/C内：コンクリートOP1900
- ・トラス室：コンクリート (コラム・ト上部ピン位置)
- ・ベント管内：補修考慮
- ・オペフロ階付加設備：約4710t
- ・小部屋埋設：有り
- ・地震波：現行Ss

気中 (現状水位)

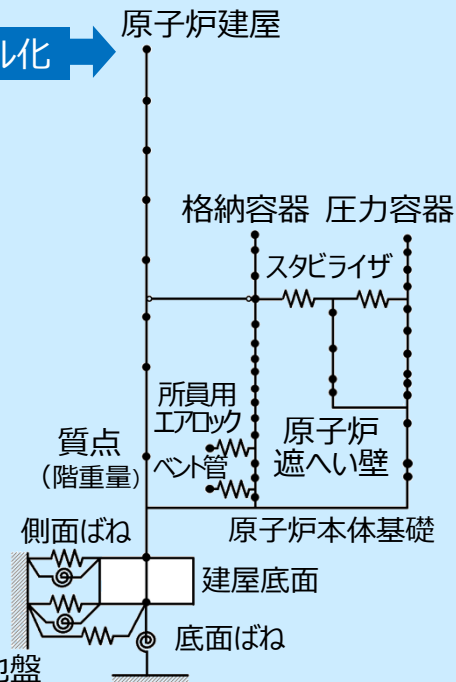
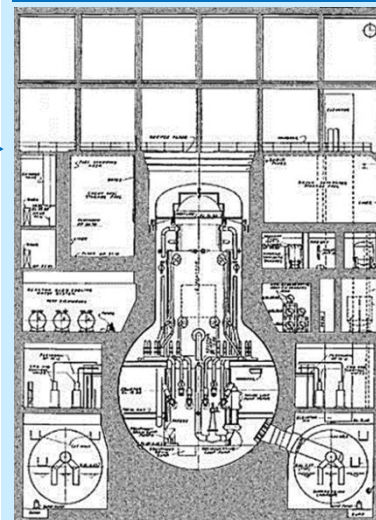
想定プラント状態



- ・将来想定：パラメータ (15年後、40年後)
- ・D/W水位：約0.6m
- ・S/C内：コンクリートOP-1050 水位OP3100
- ・トラス室：コンクリート (コラム・ト上部ピン位置)
- ・ベント管内：下部流水
- ・オペフロ階付加設備：約4710t
- ・小部屋埋設：なし
- ・地震波：現行Ss

地震応答解析モデル

建屋-機器連成解析モデル化



冠水工法の成立性評価例 (一部)

*減衰定数はレギュラトリーガイド

構造物名	地震荷重	将来想定	
		15年後*	40年後*
原子炉格納容器 スタビライザ	ばね反力[kN]	6060	6050
原子炉本体基礎 (RPVペダスタル)	せん断力[kN]	13100	13100
	モーメント[kN・m]	139000	140000

評価条件(許容値)との比較による裕度評価

燃料デブリ取り出し工法の検討

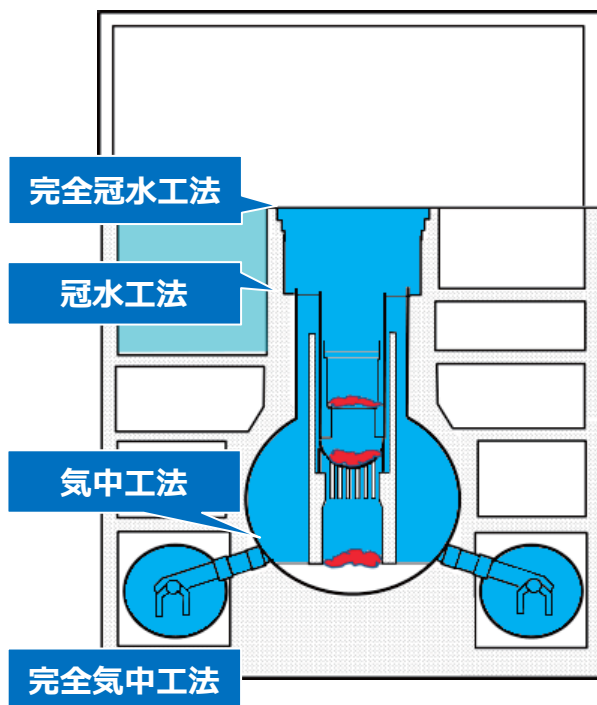
燃料デブリ取り出し工法オプションの検討

先行事例のTMI-2*取出し工法（冠水）に対して、過酷事故の影響によるPCV上部までの水張りの困難さなど、福島第一の状況に沿った燃料デブリ取出し工法を検討する

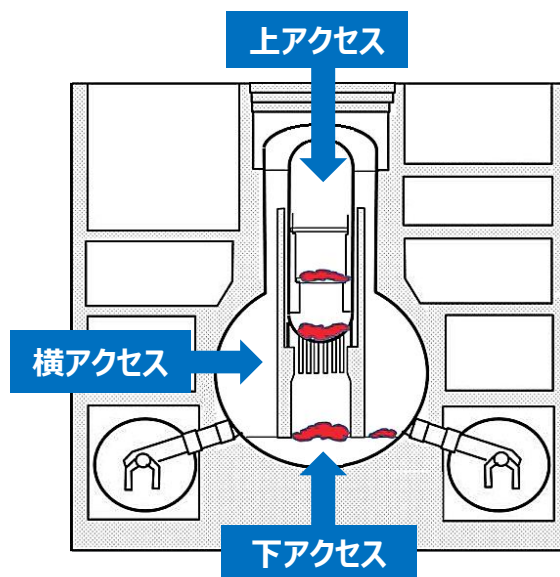
*TMI-2：スリーマイル島原子力発電所2号機

- PCVの上部まで水を張らず、燃料デブリが気中に露出した状態で取り出す工法の検討
- PCV内に広く分布していると推定される燃料デブリを取り出すためのアクセス方法の検討

PCV水位レベルに応じた工法分類



燃料デブリへのアクセス方向



PCV水位とアクセス方向の組み合わせ

		アクセス方向		
		上	横	下
水位	完全冠水	a.		
	冠水	a.		
	気中	b.	c.	
	完全気中			

冷却性能評価の困難さ

新たにアクセスルートを構築する困難さ

アクセス口から水が流出する可能性

重点的な検討対象としない

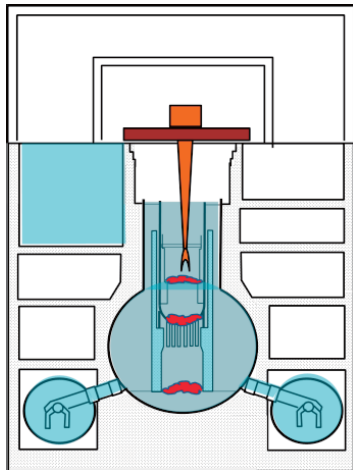
「技術戦略プラン2015」NDF

燃料デブリ取り出し工法

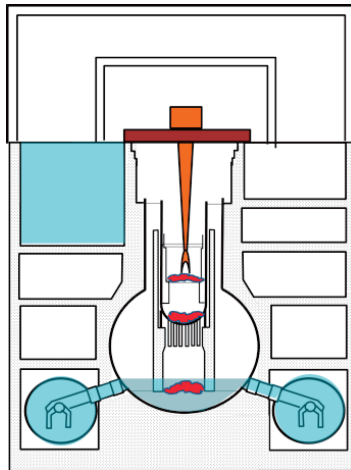
選定した燃料デブリ取り出し工法オプション

下図はNDF「技術戦略プラン2015」より抜粋

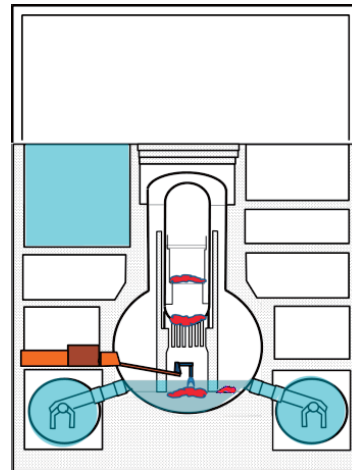
a. 冠水－上アクセス工法



b. 気中－上アクセス工法



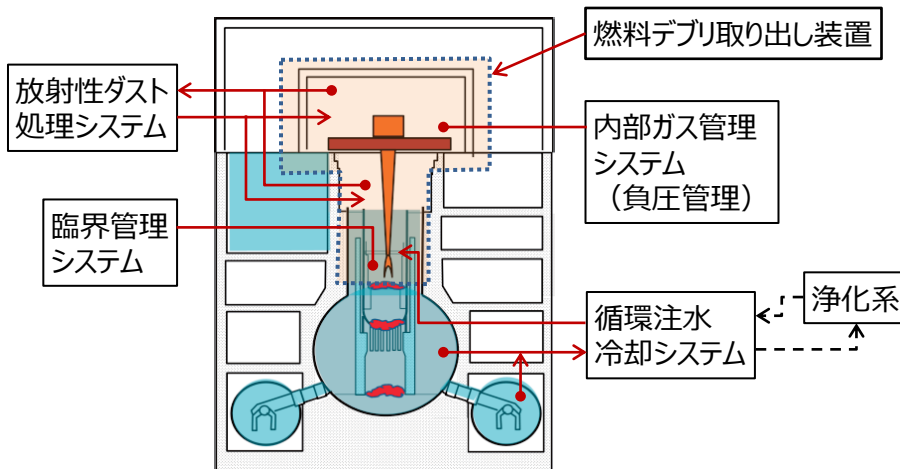
c. 気中－横アクセス工法



工法実現性を見極めに必要な要素技術

- ✓大型構造物取り出し時の汚染拡大防止技術
- ✓RPV内等燃料デブリ取り出し時の汚染拡大防止技術
- ✓燃料デブリへのアクセス技術
- ✓燃料デブリ取り出しの遠隔作業技術
- ✓燃料デブリ取り出しの切削・集塵、視覚・計測技術

システムの概念、工法実現性の検討



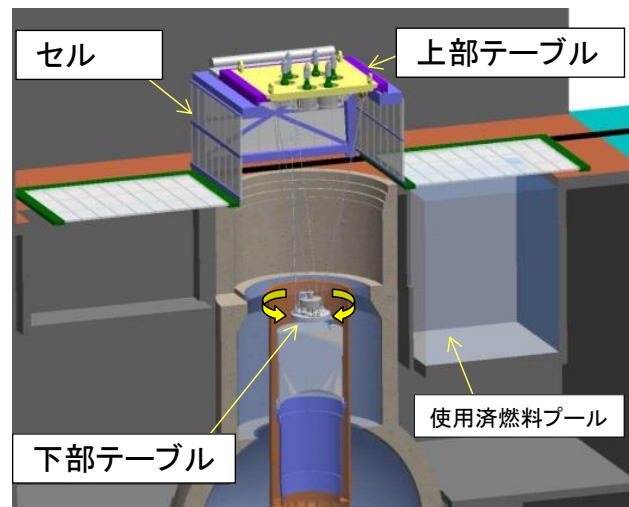
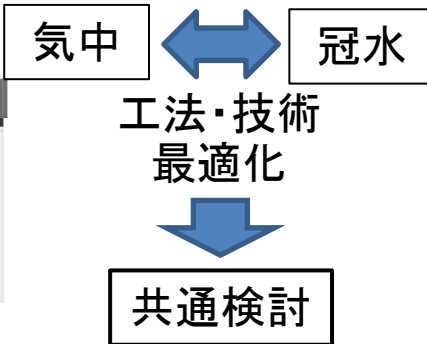
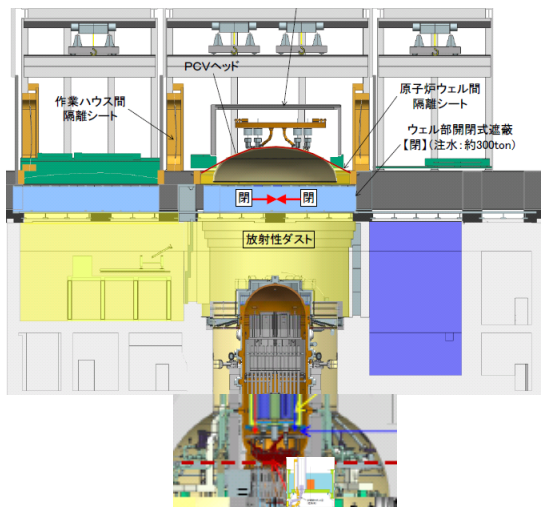
燃料デブリ取り出し装置設計の上での留意事項

- ✓装置の耐放射線性、メンテナンス性
- ✓燃料デブリ取り出し工事効率向上
- ✓収納缶や他の機器との取り合い
- ✓装置周りの放射性ダスト回収設備・装置

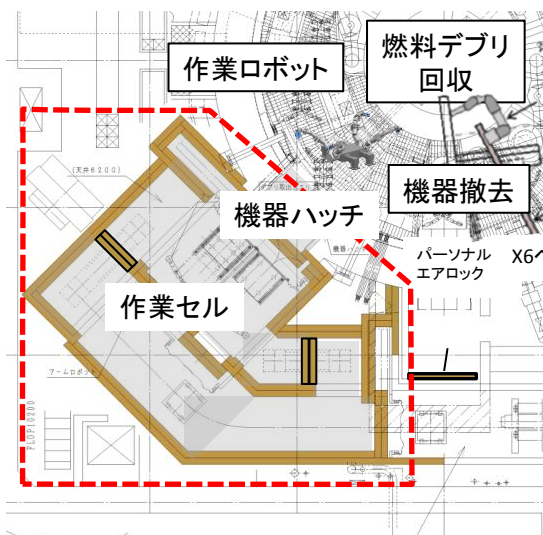
参考：平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業補助金（燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化事業）」及び「同（燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業）」に係る補助事業者公募要領 平成27年6月23日

燃料デブリ取り出し工法～工法概念～

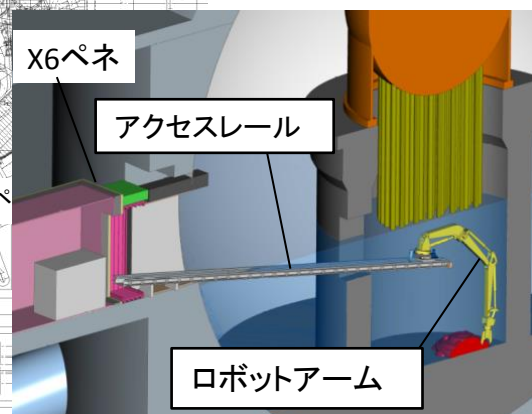
上アクセス工法



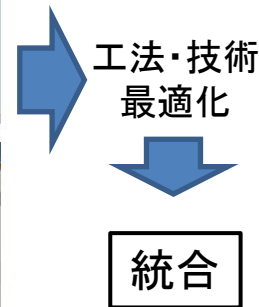
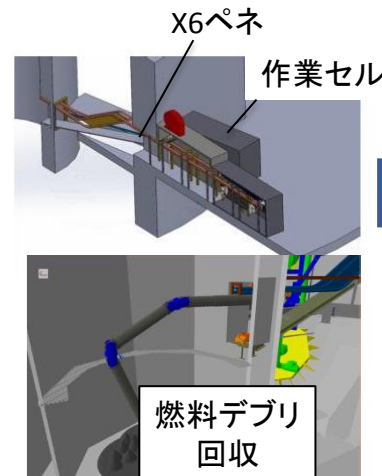
横アクセス工法



X-6ペネ (A案)



X-6ペネ (B案)



燃料デブリ取り出しのキーポイント

1. 安全性：放射線遮蔽、放射性物質の飛散防止

- これらの機能は、デブリ切削から移送まで一貫して全ての作業行程を通じて、どの取出工法でも必要
- 実現可能性、リスクと改善点を要素/模擬試験によって把握

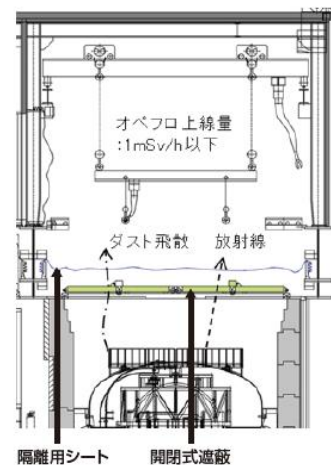


2. 実用性：遠隔操作、自動操作、保守性

- 超高線量下での極めて厳しい挑戦
- 実現可能性は要素/模擬試験によって把握すべき



遠隔作業用アーム（筋肉口ポット）のハンドリング試験



3. 検証と訓練

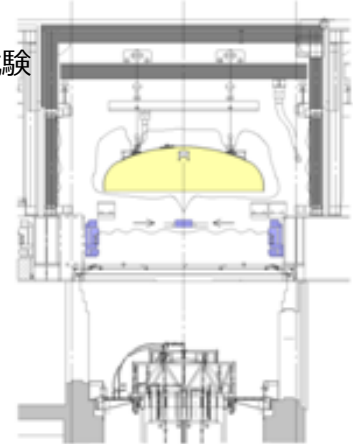
- 実機適用前にモックアップ試験・訓練が必要

4. 安全要求と安全設計

- 福島事故炉特有の事象（バウンダリ機能の喪失、建屋地下汚染水滞留等）を考慮した安全設計

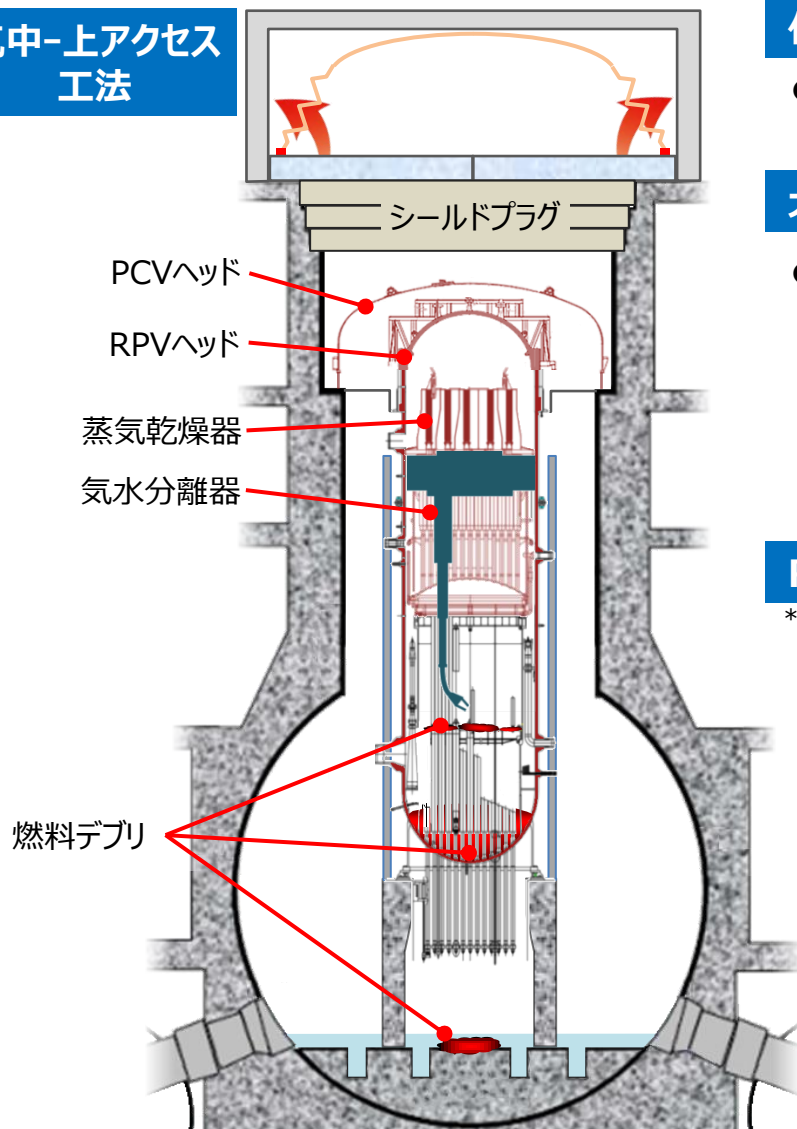


隔離用シート



汚染拡大防止技術

気中-上アクセス工法



作業員の被ばく低減

- シールドプラグに代わる開閉式カバーの設置
水充填式により、不要時の軽量化と形状の追従性を実現

大型構造物取り出し時の汚染拡大防止

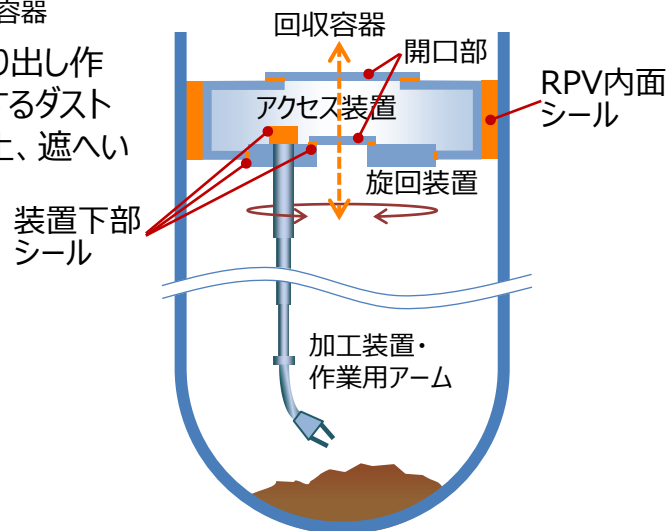
- ダスト飛散防止のための、エリア間仕切りフィルム、シートの開発



RPV*内燃料デブリ取り出し時の汚染拡大防止

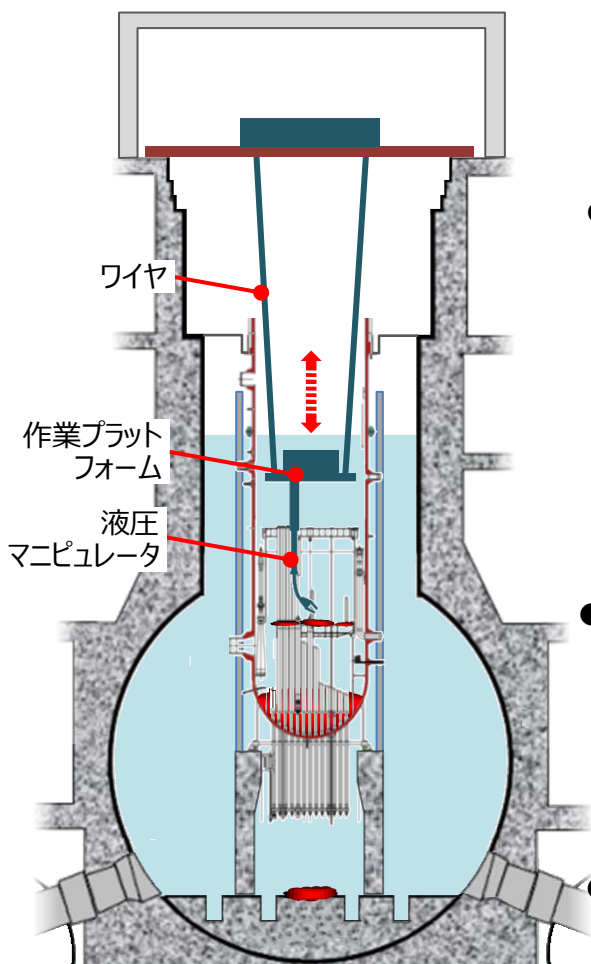
*RPV：原子炉圧力容器

- 燃料デブリ取り出し作業中に発生するダスト等の拡散防止、遮へい技術の開発

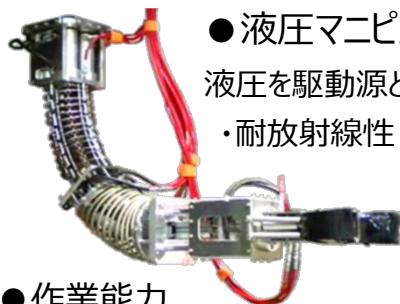


遠隔作業技術

冠水工法



遠隔ハンドリング技術



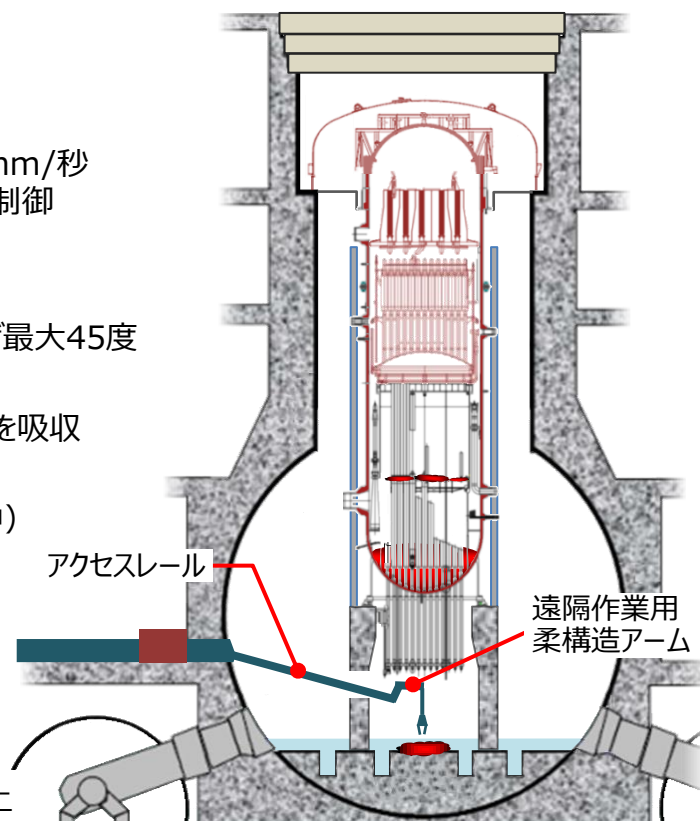
- 液圧マニピュレータの開発
液圧を駆動源とした小型・高出力マニピュレータ
・耐放射線性 10kGy/h以上、2MGy以上

- 作業能力
燃料デブリへのアクセス
 - ・先端負荷15kgでの、移動速度2mm/秒
先端位置精度±2mm程度の安定制御
 - ・加工時の反力を受けることを想定燃料デブリの取り出し（横アクセス）
 - ・垂直下向き200kg保持、持ち上げ最大45度
 - ・100kgを水平まで持ち上げ可能
 - ・柔構造による障害物との干渉影響を吸収
- 切削技術（一例）
 - ・コアボーリング ・プラズマ加工（水中）



- 計測技術
 - ・耐放射線性の確認・限界能力の向上

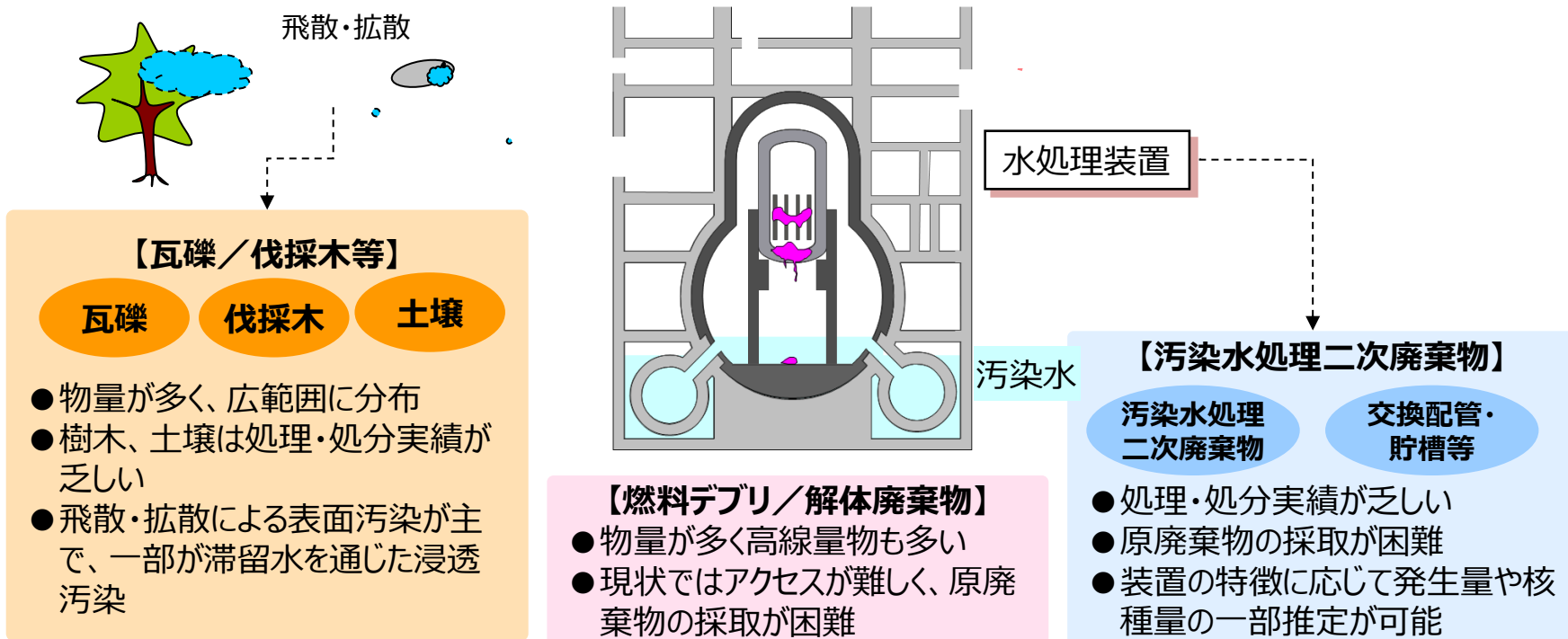
気中-横アクセス工法



固体廃棄物の処理・処分

福島第一事故廃棄物の状況（事故廃棄物の特徴）

- 事故によりコントロールできない状態で発生
- 1～3号機の炉心燃料を起源とした汚染*
- 廃止措置作業が状況に応じて変化するため、発生量の想定が困難
- 汚染範囲が広く、高線量箇所もあるため、データが非常に限定的（特に長半減期核種の組成）



*：放射化物、運転廃棄物由来のものが含まれる可能性がある。

処理・処分に係る技術／研究開発横目

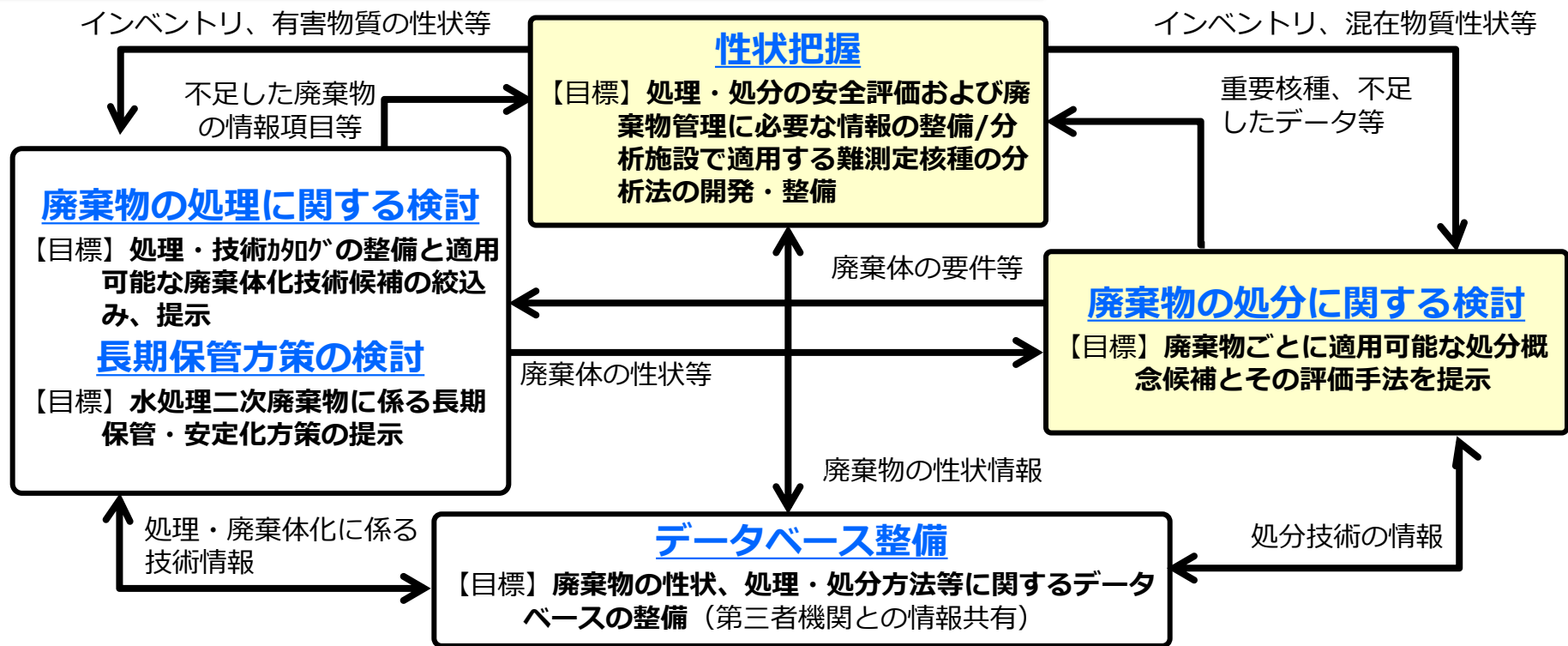
廃棄物ストリーム候補の提示

廃棄物ストリーム：事故廃棄物の発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物の取り扱い

処理・処分等に関する技術情報（前提条件を含む）、
政策・制度等に係る情報

個別の研究成果の総合的な判断と調整、安全かつ合理的な処
理・処分の実現に向けて必要な検討課題等の提示

個別研究開発項目（廃棄物ストリームの構築に必要な知見を与える基盤研究開発）



人材育成 – 大学や研究機関とのワークショップ連携 –

■ 文科省人材育成事業「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」と連携して活動を展開

平成26年度ワークショップ開催 実績

事務局：原子力安全研究協会（NSRA）

1	1月25日	関東	東京工業大学
2	1月15日	東北	東北大学
3	1月22日	北陸	福井大学
4	3月6日	関東	地盤工学会
5	3月12日	関東・東北	東京大学



平成27年度ワークショップ開催 実績・計画

事務局：科学技術振興機構（JST）

1	9月28日	東北	東北大学ツクuba
2	1月7日	関東	地盤工学会
3	1月22日	関東	東工大
4	3月2日予定	福島	福島大
5	3月16日予定	合同廃炉カンファ	東北大



人材育成 – 個別大学とのスモールワークショップ –

■ 筑波大学とのスモールワークショップ(平成28年2月9日)

* テーマ: ロボット関連技術(知能ロボット研究室)

* 参加者: 先生3名、学生6名とIRID関係者9名

IRID: 廃炉に向けた研究開発状況を紹介

筑波大: 坪内研究室が有する技術の紹介

意見交換: 国プロにおける大学との連携(感想、展望など)



スモールワークショップの様子



複眼カメラによるステレオ画像表示
化のデモ実施(筑波大学)



意見交換の様子

おわりに – 燃料デブリ取り出しに向けた技術開発 –

- 福島第一における燃料デブリ取り出し作業は、**TMI-2と比較して一層の困難**が予想される。作業の全体戦略、取り出し工法、デブリ取り出しツールの開発については、**国内外の叢智を結集**する必要がある。
- 燃料デブリ取り出し達成のためには、関連する各プロジェクトの目的・ゴールを明確にした上で、**部分最適ではなく、全体最適となるよう**に計画し、**柔軟に技術開発**を行う必要がある。
- 戦略の策定にあたっては、実現可能な様々なオプションを検討し、第一案だけでなく**必ず代替案を準備しておくこと**が重要である。

IRIDシンポジウム2016

IRIDが取り組む研究開発の計画・成果を学生・若手技術者向けにわかりやすくご紹介します。



日時

2016年8月4日(木) 10:00~16:40 (予定)

会場

東京大学 工学部武田先端知ビル 武田ホール
〒113-8654 文京区本郷7-3-1 最寄駅：千代田線根津駅、南北線東大前駅

プログラム(予定)

- 10:00-10:05 理事長挨拶
- 10:05-10:10 来賓挨拶
- 10:10-10:40 廃炉を取り巻く状況
- 10:40-11:10 IRIDの概要と研究内容
- 11:10-11:20 休憩
- 11:20-12:00 基調講演1
- 12:00-12:40 基調講演2
- 12:40-14:00 昼食・休憩
- 14:00-16:20 パネル展示・デモ
- 16:20-16:40 閉会

パネル展示・デモ(予定)

- パネル展示：廃炉を取り巻く状況
IRIDの研究内容の紹介
ロボット技術の活用
IRID組合員による企業紹介
人材育成への取り組み
学生・若手技術者による研究成果
- ロボット展示・デモ：IRIDで研究開発した
廃炉作業を支援する
ロボットたちの展示・デモ

みなさまのご来場をお待ちしております。