

燃料デブリ取り出し準備 スケジュール

分野名	括り	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後1ヶ月の予定		2月		3月					4月			5月			6月			備考
			24	3	10	17	24	31	7	14	21	上	中	下	前	後					
原子炉建屋内環境改善	共通	(実績) なし (予定) なし	検討・設計																		
	1号	(実績) なし (予定) なし	検討・設計 現場作業																		
	2号	(実績) OPCV内部詳細調査に向けた現場環境改善(継続) (予定) OPCV内部詳細調査に向けた現場環境改善(継続)	検討・設計 現場作業			PCV内部詳細調査に向けた現場環境改善 アクセスルート構築の検討(IRID)														追加・実施時期調整中 建屋内干渉物撤去 MCC盤撤去	
	3号	(実績) なし (予定) なし	検討・設計 現場作業																		
格納容器内水循環システムの構築	共通	(実績) 【研究開発】原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発 ・PCV内アクセス・接続及び補修の技術仕様の整理、作業計画の検討及び開発計画の立案(継続) ・PCV内アクセス・接続等の要素技術開発・検証(継続) ・PCVアクセス・接続技術等の実規模スケールでの検証(継続) (予定) 【研究開発】原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発 ・PCV内アクセス・接続及び補修の技術仕様の整理、作業計画の検討及び開発計画の立案(継続) ・PCV内アクセス・接続等の要素技術開発・検証(継続) ・PCVアクセス・接続技術等の実規模スケールでの検証(継続)	検討・設計			【研究開発】原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発 ・PCV内アクセス・接続及び補修の技術仕様の整理、作業計画の検討及び開発計画の立案															
	1号	(実績) なし (予定) なし	現場作業																		
	2号	(実績) なし (予定) なし	現場作業																		
	3号	(実績) なし (予定) なし	現場作業																		
燃料デブリの取出し	共通	(実績) 【研究開発】格納容器内部詳細調査技術の開発(継続) ○【研究開発】圧力容器内部調査技術の開発(継続) (予定) 【研究開発】格納容器内部詳細調査技術の開発(継続) ○【研究開発】圧力容器内部調査技術の開発(継続)	検討・設計			【研究開発】PCV内部詳細調査技術の開発 PCVペDESTAL内(ORD下部、プラットフォーム上、ペDESTAL地下階)調査技術の開発															
						PCVペDESTAL外(ペDESTAL地下階、作業員アクセス口)調査技術の開発															
						【研究開発】RPV内部調査技術の開発 穴あけ技術・調査技術の開発															
						サンプリング技術の開発															
	1号	(実績) なし (予定) 原子炉格納容器内部調査	検討・設計 現場作業																	PCV内部調査に係る実施計画変更申請 (18/7/25) →補正申請(19/1/18) →認可(19/3/1)	
	2号	(実績) なし (予定) なし	検討・設計 現場作業																	PCV内部調査に係る実施計画変更申請 (18/7/25)	
3号	(実績) なし (予定) なし	現場作業																			

燃料デブリ取り出し準備 スケジュール

分野名	括り	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後1ヶ月の予定		2月		3月					4月			5月	6月	備考
			24	3	10	17	24	31	7	14	21	28	上	中	下		
RPV/PCV健全性維持	圧力容器/格納容器の健全性維持	(実績) ○ 腐食抑制対策 ・ 窒素ハブリングによる原子炉冷却水中の溶存酸素低減実施(継続)	検討・設計														
		(予定) ○ 腐食抑制対策 ・ 窒素ハブリングによる原子炉冷却水中の溶存酸素低減実施(継続)	現場作業		腐食抑制対策(窒素ハブリングによる原子炉冷却水中の溶存酸素低減)												
炉心状況把握	炉心状況把握	(実績) ○ 事故関連factデータベースの更新(継続) ○ 炉内・格納容器内の状態に関する推定の更新(継続)	検討・設計		事故関連factデータベースの更新												
		(予定) ○ 事故関連factデータベースの更新(継続) ○ 炉内・格納容器内の状態に関する推定の更新(継続)	現場作業		炉内・格納容器内の状態に関する推定の更新												
取出後の燃料デブリ安定保管	燃料デブリ性状把握	(実績) ○ 【研究開発】燃料デブリ性状把握 ・ 収納/保管に資するデブリ特性の把握(継続) ・ 燃料デブリ微粒子挙動の推定(気中・水中移行特性)(継続) ・ 分析に必要な要素技術開発(継続)	検討・設計		【研究開発】燃料デブリ性状把握 ・ 収納/保管に資するデブリ特性の把握 (乾燥熱処理における核分裂生成物の放出挙動評価)												
		(予定) ○ 【研究開発】燃料デブリ性状把握 ・ 収納/保管に資するデブリ特性の把握(継続) ・ 燃料デブリ微粒子挙動の推定(気中・水中移行特性)(継続) ・ 分析に必要な要素技術開発(継続)	現場作業		燃料デブリ微粒子挙動の推定(気中・水中移行特性)												
燃料デブリ臨界管理技術の開発	燃料デブリ臨界管理技術の開発	(実績) ○ 【研究開発】臨界管理方法の確立に関する技術開発 ・ 未臨界度測定・臨界近接監視のための技術開発(継続) ・ 再臨界を検知する技術開発(継続) ・ 臨界防止技術の開発(継続) ・ 工法・システムの安全確保に関する最適化検討(臨界管理関連)(継続)	検討・設計		【研究開発】臨界管理方法の確立に関する技術開発 (「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化」の一部として実施) ・ 未臨界度測定・臨界近接監視のための技術開発												
		(予定) ○ 【研究開発】臨界管理方法の確立に関する技術開発 ・ 未臨界度測定・臨界近接監視のための技術開発(継続) ・ 再臨界を検知する技術開発(継続) ・ 臨界防止技術の開発(継続) ・ 工法・システムの安全確保に関する最適化検討(臨界管理関連)(継続)	現場作業		再臨界を検知する技術開発												
燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発	燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発	(実績) ○ 【研究開発】燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発 燃料デブリ収納缶の移送・保管システムの検討(継続) 燃料デブリ収納缶の仕様、安全評価に関わる検討(継続)	検討・設計		【研究開発】燃料デブリ収納缶の移送・保管システムの検討 (燃料デブリ収納缶の移送・保管に係る安全要件・仕様及び保管システムの検討)												
		(予定) ○ 【研究開発】燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発 燃料デブリ収納缶の移送・保管システムの検討(継続) 燃料デブリ収納缶の仕様、安全評価に関わる検討(継続)	現場作業		燃料デブリ収納缶の仕様、安全評価に関わる検討 (安全評価手法の開発及び安全性検証、燃料デブリ性状に応じた収納形式の検討)												

福島第一原子力発電所

燃料デブリ取り出し関連作業の安全評価の適正化に向けたデータ採取

- 2号機原子炉格納容器内汚染物のスミア分析結果

2019年3月28日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

<背景>

- 今後の燃料デブリ取り出し関連作業を進めて行くに当たり、前段の調査において取得されるデータにより実施作業の安全評価を適正化していくことが重要（ステップ・バイ・ステップの考え方）。
- 2号機原子炉格納容器（以下、PCVという）内部詳細調査のアクセスルートを構築するためには、X-6ペネの堆積物除去やPCV内干渉物撤去は必要であり、現在その安全評価を進めている。安全評価においては、PCV内の汚染した構造物等から飛散するダストの種類や量を想定し、また飛散したダストがPCV外へ放出される場合を考慮する必要がある。
- 外部被ばくの支配要因と考えられるCs-137と内部被ばくの支配要因と考えられるα核種が、PCV内外でどのように拡散し広がっているかの現場情報はとくに重要である。
- 2号機PCV内部調査に用いたガイドパイプ外表面にはX-6ペネやPCV内の汚染物が付着した可能性があり、ガイドパイプ外面の付着物は引き抜き時にフロントシール内のシールリングに濾し取られたと見られることから、スミア分析によりα核種の広がりに係る情報を取得出来る可能性がある。
（なお、調査装置はガイドパイプ内に収納されることから、ガイドパイプ外表面およびシールリングには、接触調査の付着物は混入していないと考えている。）

<目的>

- 今後のPCV内部調査関連作業（干渉物撤去等）に係る安全評価において、ダスト放出に係る想定をより確からしくする。

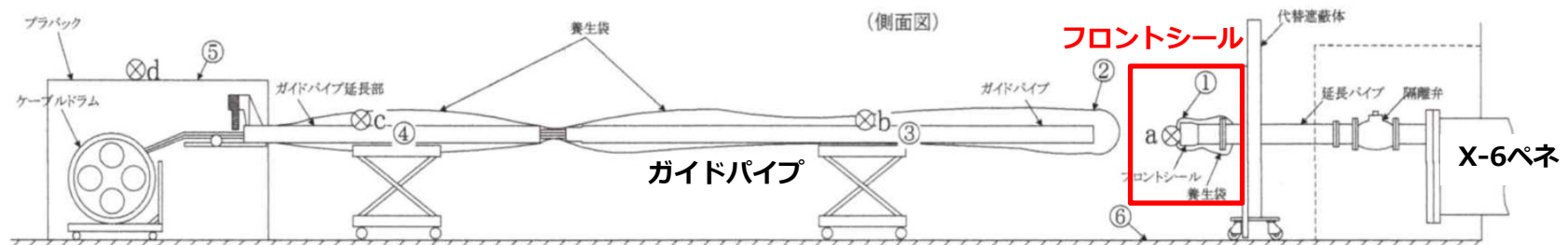
<実施事項>

- PCV内部調査装置片付け後のシールリングをスミア分析し、全α/Cs-137存在比（放射能比）を調査する。
➤作業員被ばく低減と汚染拡大防止の観点から、本調査ではシールリングのみに対象を絞った。
- 今回の結果とこれまでの分析結果を比較し、α核種の広がりについて検討を行う。

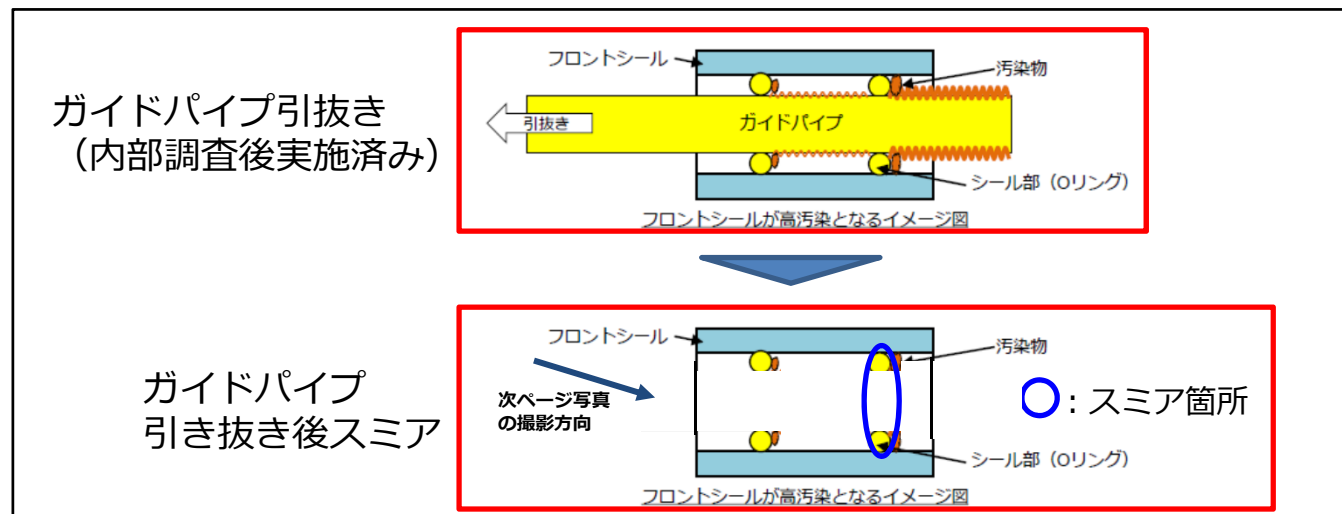
2号機PCV内汚染物のスミア分析の作業内容

<作業内容>

- フロントシールの養生を開放し、フロントシール内のシールリングをスミアサンプリングする。
- 全a/Cs-137存在比を得るため、構内分析施設にてスミアサンプルのγ核種分析及び全a測定を実施する。

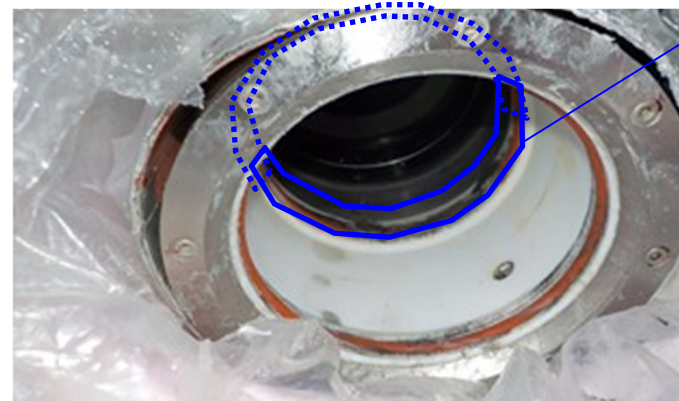


ガイドパイプおよびフロントシールの概略



スミアの概要

- サンプル日 : 2019年2月28日
- サンプル箇所 : 下図参照
- 調査方法 : フロントシール部をスミアサンプリングした試料のγ線核種分析および全α計測を実施し, 全α/Cs-137存在比を確認
- 調査結果 : **全α/Cs-137存在比 = 8×10^{-1}**



スミアサンプリング箇所

図 スミアサンプリング箇所（フロントシール部）

PCV内外部のα核種の広がりに関するデータ

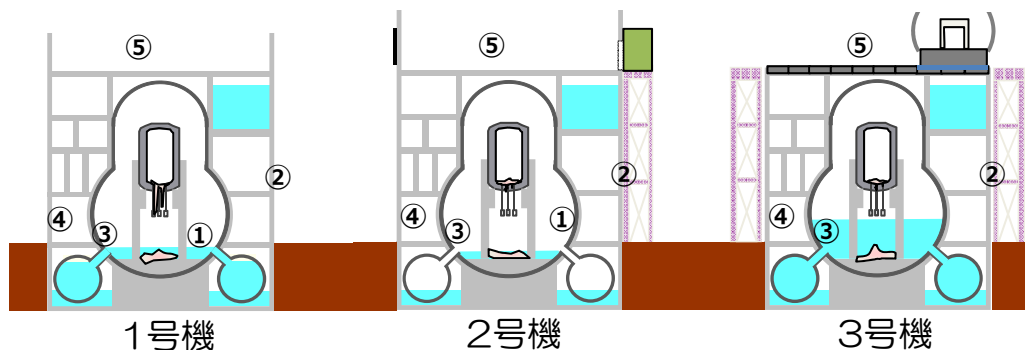
<Cs-137に対するα核種の存在比>

	1号機		2号機		3号機	
	測定時期・項目	存在比	測定時期・項目	存在比	測定時期・項目	存在比
①PCV内汚染物	2017/4 α核種分析*	6×10^{-2} [2]	2019/2 全α計測	8×10^{-1} [1]	-	-
②PCVガス管理設備 フィルタ前サンプリング [1] (粒子状フィルタ) **	2016/12 全α計測	10^{-4}	2017/5 全α計測	10^{-3}	2017/4 全α計測	-
③PCV内滞留水 [3]	-	-	2013/8 α核種分析*	10^{-4}	2013/8-2015/10 α核種分析*	10^{-3}
④建屋1階瓦礫等 [3]	2013/10- 2015/10 α核種分析*	$10^{-7} \sim 10^{-8}$	-	-	2014/3 α核種分析*	$10^{-6} \sim 10^{-7}$
⑤オペフロ瓦礫等 [3]	2015/10-2016/4 α核種分析*	$10^{-7} \sim 10^{-8}$	2014/1-2014/5 α核種分析*	$10^{-4} \sim 10^{-7}$	-	-

今回の取得データ

注：α核種が検出されたことのあるデータを例示。同じ測定箇所でも、毎回検出限界値を超える濃度が検出されている訳ではない。

*α核種分析結果のPu-238, Pu239+240, Am-241, Cm-244の合算値
**PCVガス管理設備フィルタ後の全α計測結果は1～3号機すべてND



[1]東京電力HD分析データ,
http://www.tepco.co.jp/decommission/data/daily_analysis/index-j.html.
[2]東京電力HD, "1～3号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果", 廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議 (第56回) より算出.
[3]JAEA分析データ, <https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>.

< α 核種の広がり傾向>

これらのデータは、限られたサンプルによるもので代表するものではないが、次の傾向を示唆するものとする。

- ①から、
PCV内での α 核種の広がりにはCs137の広がりと同程度～少し少ない程度
- ①に対する、②の傾向から、
PCV内気相中にダストとして浮遊できる程度としては、 α 核種はCs137に比べると数桁少ない
- ①に対する、②～⑤の傾向から、
PCV外にダストが放出される程度としては、 α 核種はCs137に比べてさらに数桁少なくなる



α 核種はCs137に比べて、気相中に浮遊し続けることが難しく、PCV外に放出されにくい傾向があると考えられる。



この α 核種の広がり傾向を踏まえ、安全評価を適正化していく

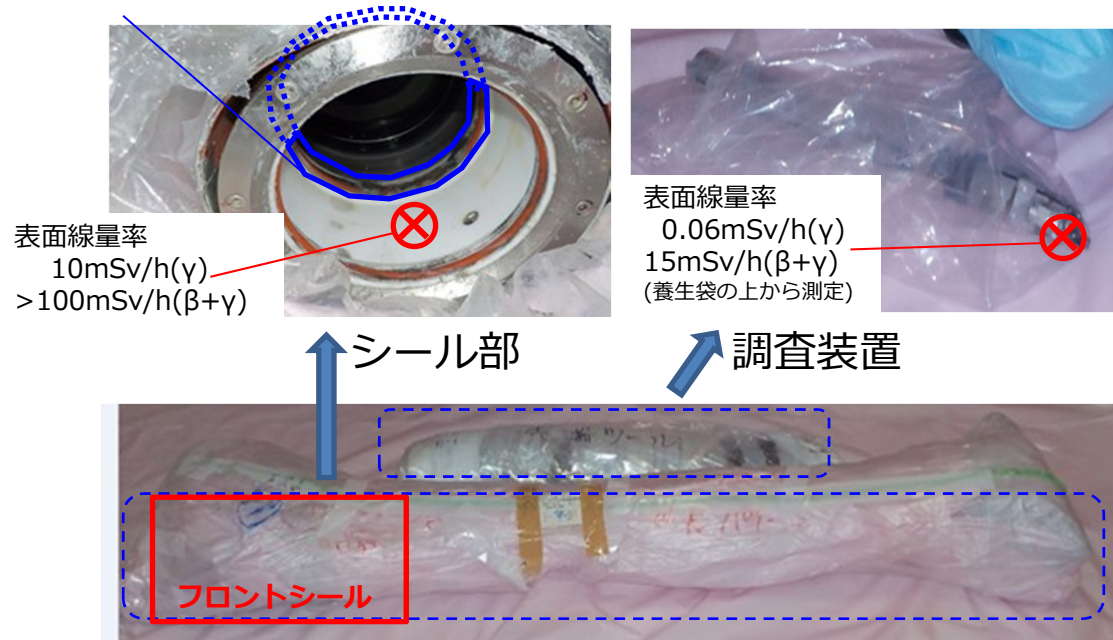
<今後の取り組み>

- これまでに取得されているデータを分析し、 α 核種の広がりに関する検討を深めていく。
- 安全評価のさらなる適正化のため、内部調査のみならず、調査とは直接関係のない作業等においても有益な情報を得られる可能性があることから、作業員の被ばくや汚染拡大に留意しつつ、現場データの取得および分析を進めていく。

【参考】 2号機PCV内部調査装置のサーベイ結果

- サフリング日 : 2019年2月28日
- 表面線量率 : 左下図の図中参照 [(γ) : 1cm線量当量率, (β+γ) : 70μm線量当量率]
- 表面汚染密度 : フロントシール部をスミアサンプリングした試料のγ線核種分析および全α計測を実施
 - ・ **全α/Cs-137存在比 : 8×10^{-1}**
 - ・ γ線核種分析の検出核種 : 右下表参照
 - ・ 備考 : スミアの表面線量率(β+γ)が高いため, サーベイ員や分析員の被ばく低減を考慮してスミアを別のスミアで再サンプリングし, 相対濃度[存在比]を評価した (スミアをスミアでサンプリングする際の採取効率を設定できないため, 定量評価はできない)。

スミアサンプリング



フロントシールおよび調査装置の養生保管の様子

検出核種	Cs-137に対する存在比
Co-60	4×10^{-1}
Ru-106	1×10^0
Rh-106	1×10^0
Sb-125	5×10^{-1}
Cs-134	9×10^{-2}
Cs-137	—
Ce-144	5×10^{-1}
Eu-154	1×10^0
Eu-155	6×10^{-1}
Am-241	8×10^{-1}

第48回 廃炉・汚染水対策
現地調整会議
(2019年3月19日) 資料

2号機原子炉格納容器内部調査 実施結果

2019年3月28日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

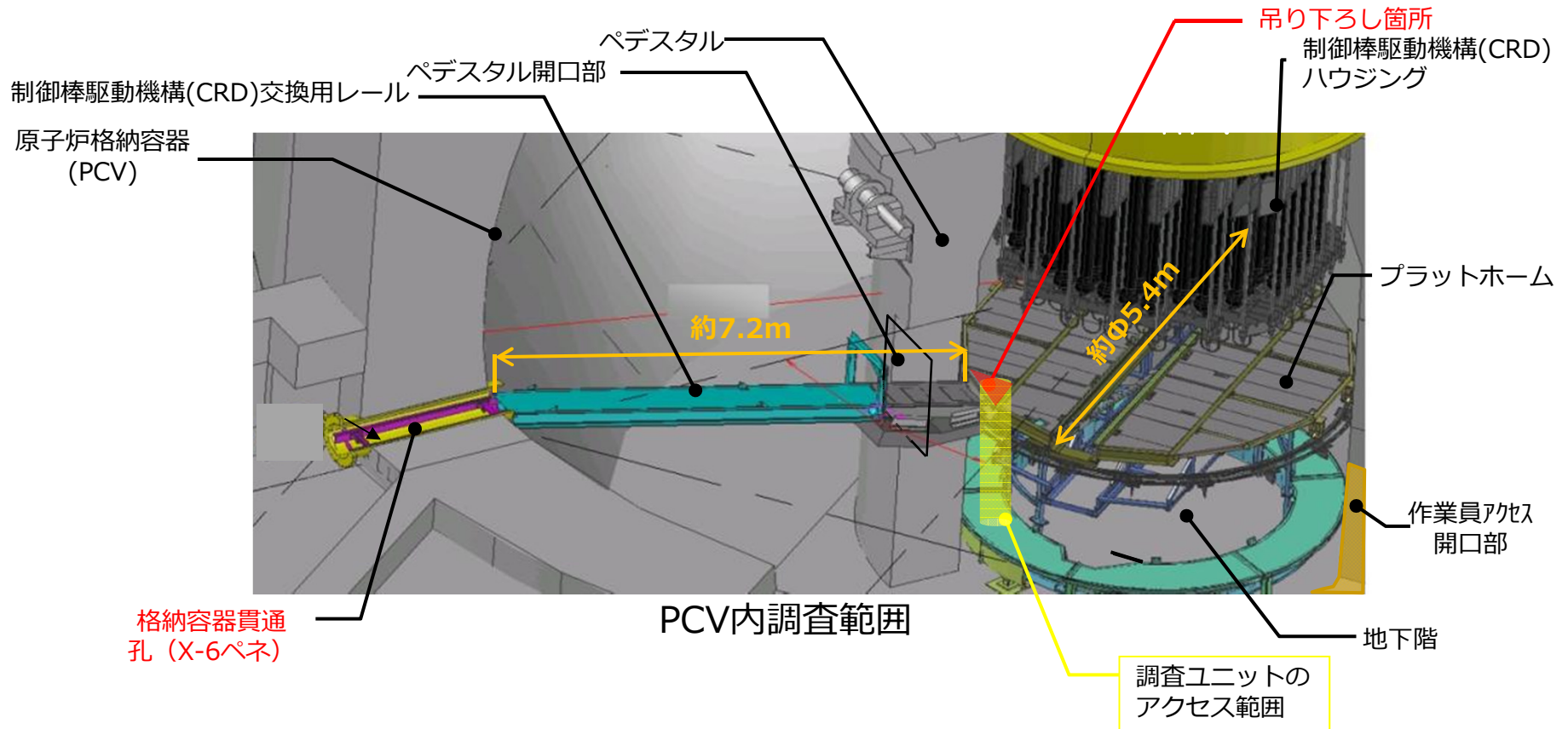
- 今回の原子炉格納容器（PCV）内部調査においては、前回調査（2018年1月）と同じ箇所より調査ユニットを吊り下ろし、調査を実施。今回の調査では、PCV内の堆積物に接触し、その状態の変化を確認するとともに、前回調査より更に堆積物へ接近した状態で映像、線量、温度データを取得した。

- 今回の接触調査により、以下の情報を得ることができた。
 - 1) 燃料デブリの性状
 - 小石状・構造物状の堆積物を把持して動かせること、把持できない硬い岩状の堆積物が存在する可能性があることを確認した。
 - 堆積物にカメラをより接近させることで、堆積物の輪郭や大きさの推定に資する映像を取得することができた。
 - 2) 格納容器内の環境に関する情報
 - 線量については、ペDESTAL内において、格納容器底部に近づくやや高くなる傾向を初めて確認した。前回調査と同様、ペDESTAL外よりペDESTAL内が低い傾向であることを確認した。
 - 温度については、前回調査と同様、測定高さに係わらず、ほぼ一定の値であった。

- 今回得られた情報は、今後の内部調査や燃料デブリ取り出し方法の検討（取り出し箇所、装置の設計等）に活用していく。

1. 原子炉格納容器内部調査の概要

- 今回の原子炉格納容器（PCV）内部調査においては、前回調査（2018年1月）と同じ箇所より調査ユニットを吊り下ろし、調査を実施。
- 今回の調査では、PCV内の堆積物に接触し、その状態の変化を確認するとともに、前回調査より更に堆積物へ接近した状態で映像、線量、温度データを取得した。

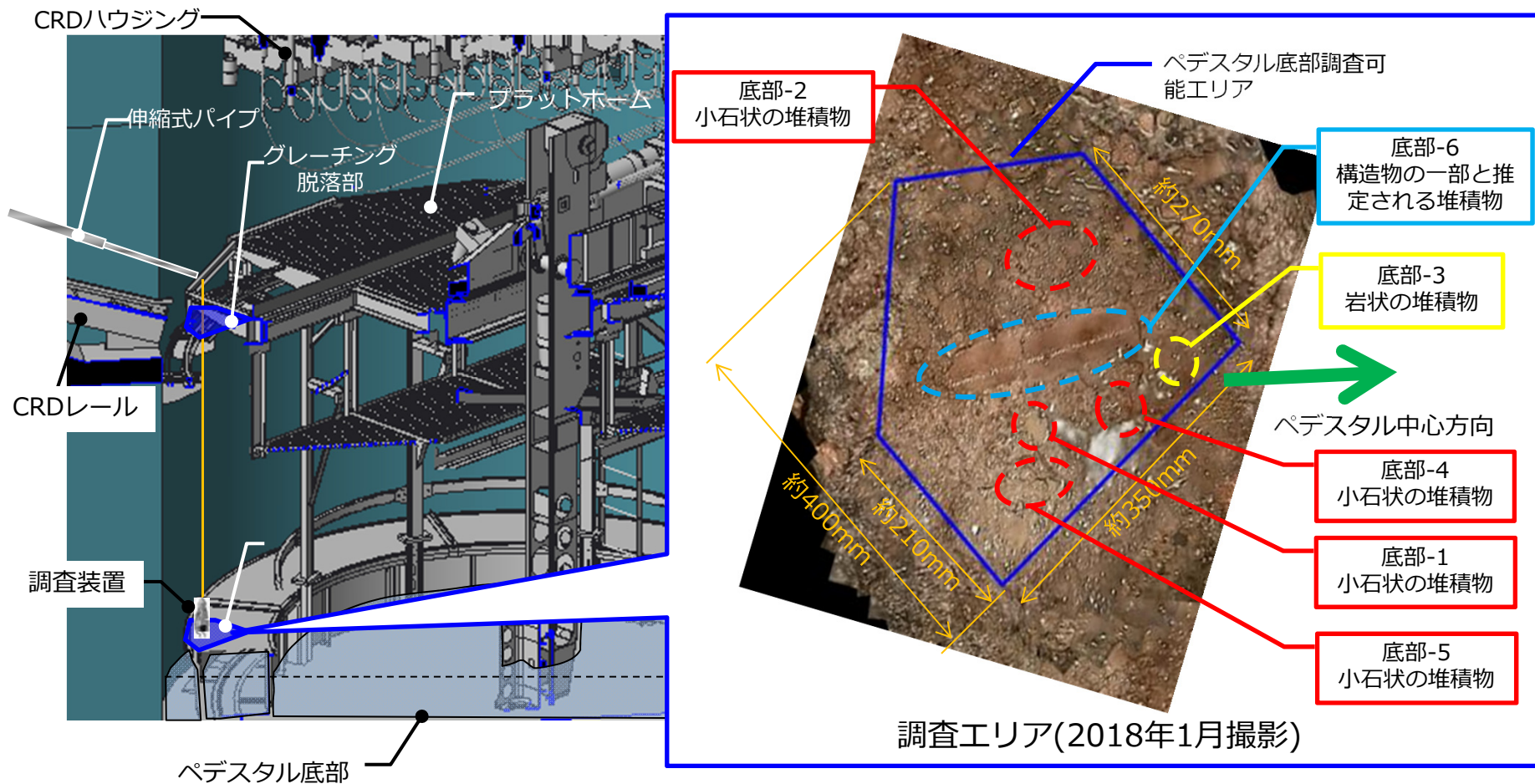


2. 接触調査箇所 (1/2)

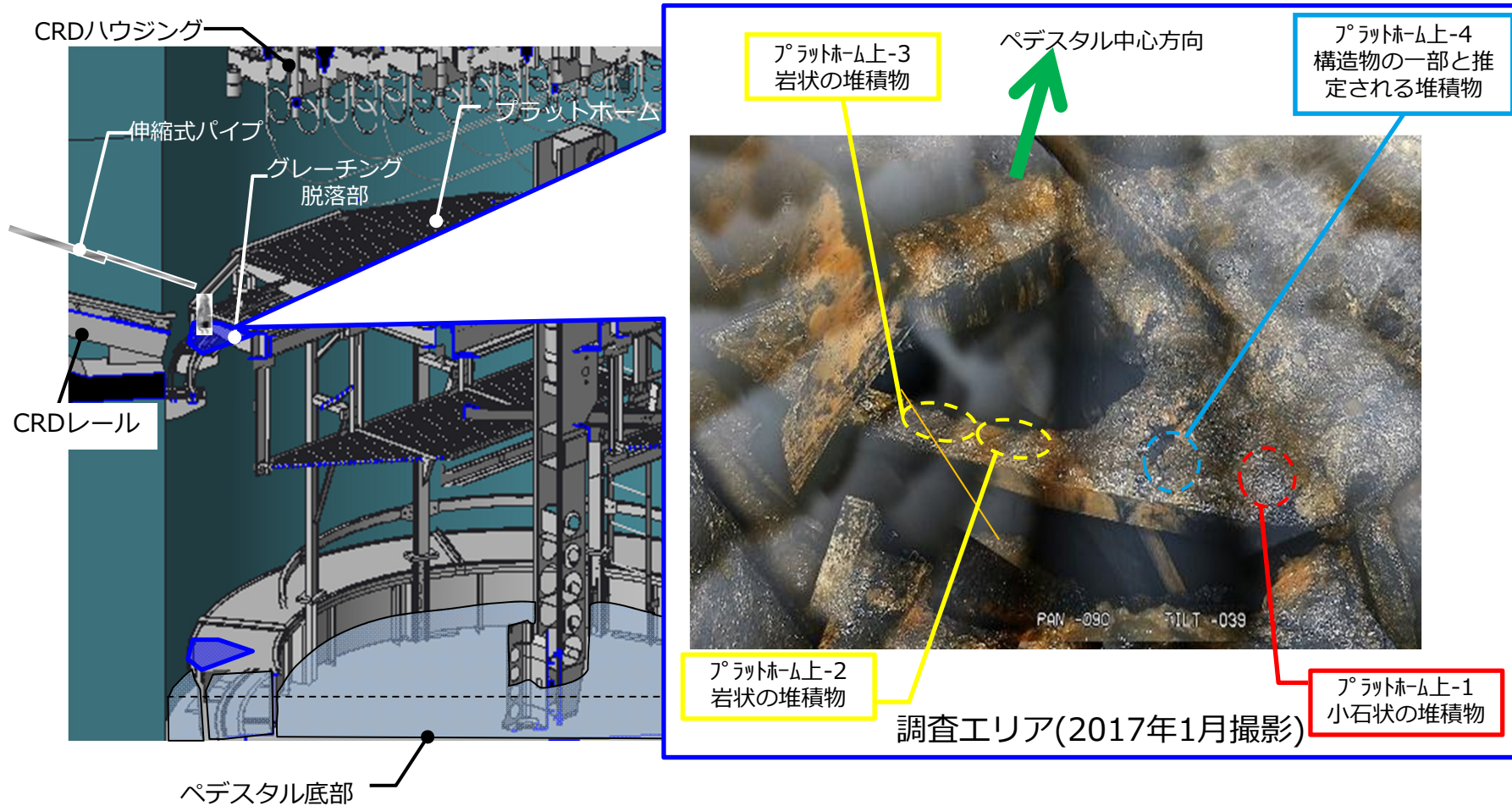
- 今回接触した堆積物について、以下の3つに分類して結果を纏めた。

- ①小石状の堆積物※1 ②岩状の堆積物※1 ③構造物の一部と推定される堆積物

※1 ; 外観から輪郭が確認できるものを「小石状」、輪郭が確認できないものを「岩状」と分類した。

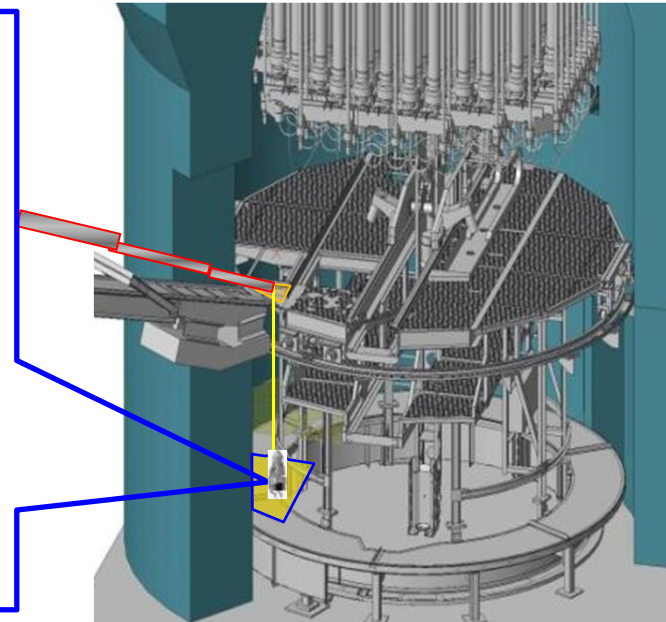
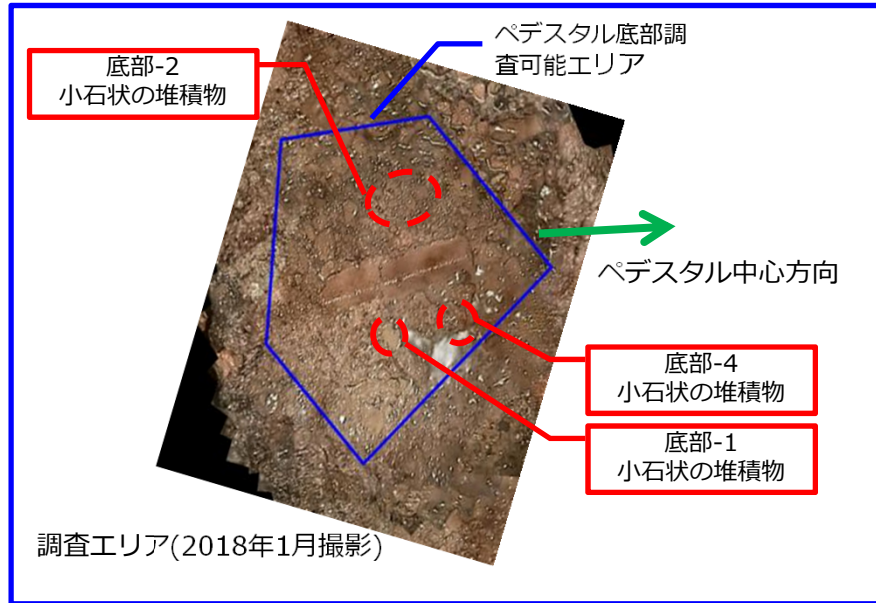


2. 接触調査箇所 (2/2)

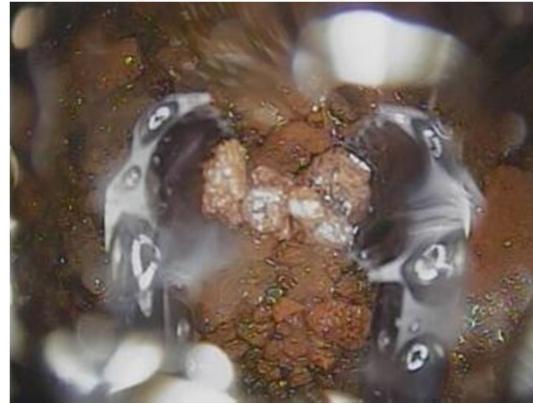


3. 調査結果（ペDESTAL底部）（1/3）

■ 小石状の堆積物が動くことを確認した。



底部-1の調査状況



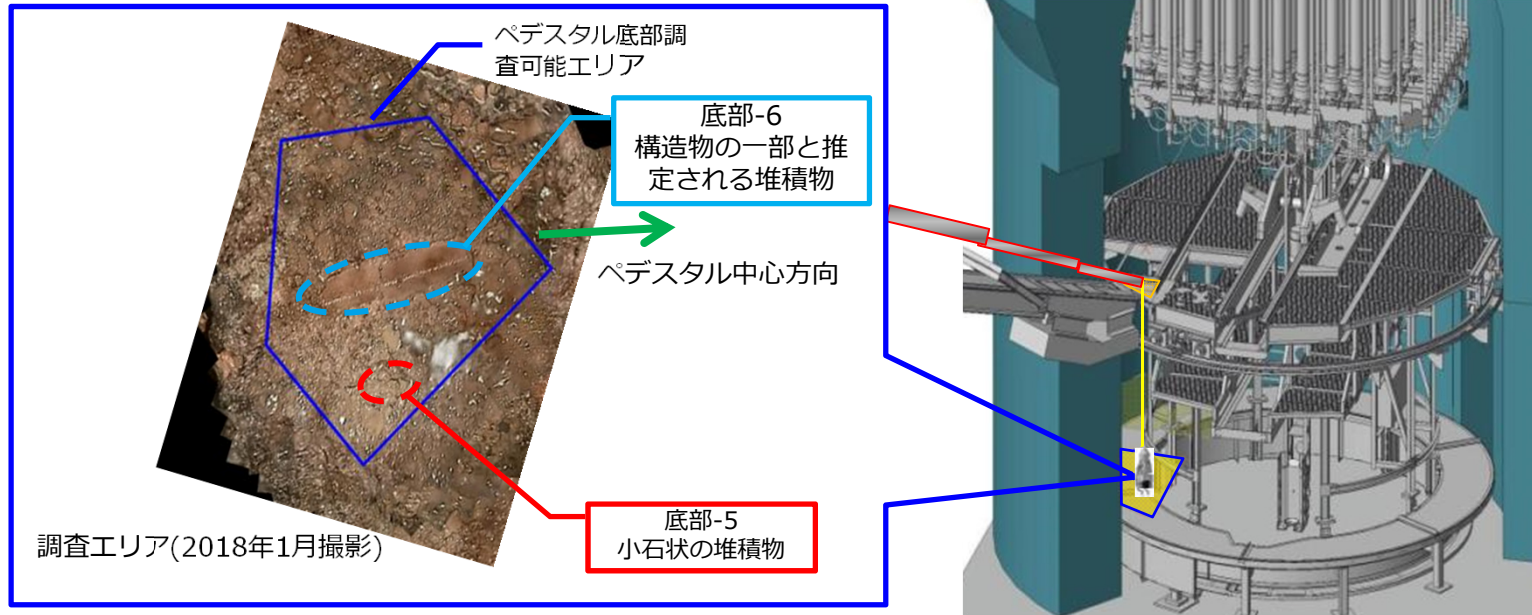
底部-2の調査状況



底部-4の調査状況

3. 調査結果（ペDESTAL底部）（2/3）

- 小石状の堆積物，構造物の形状をした堆積物が動くことを確認した。



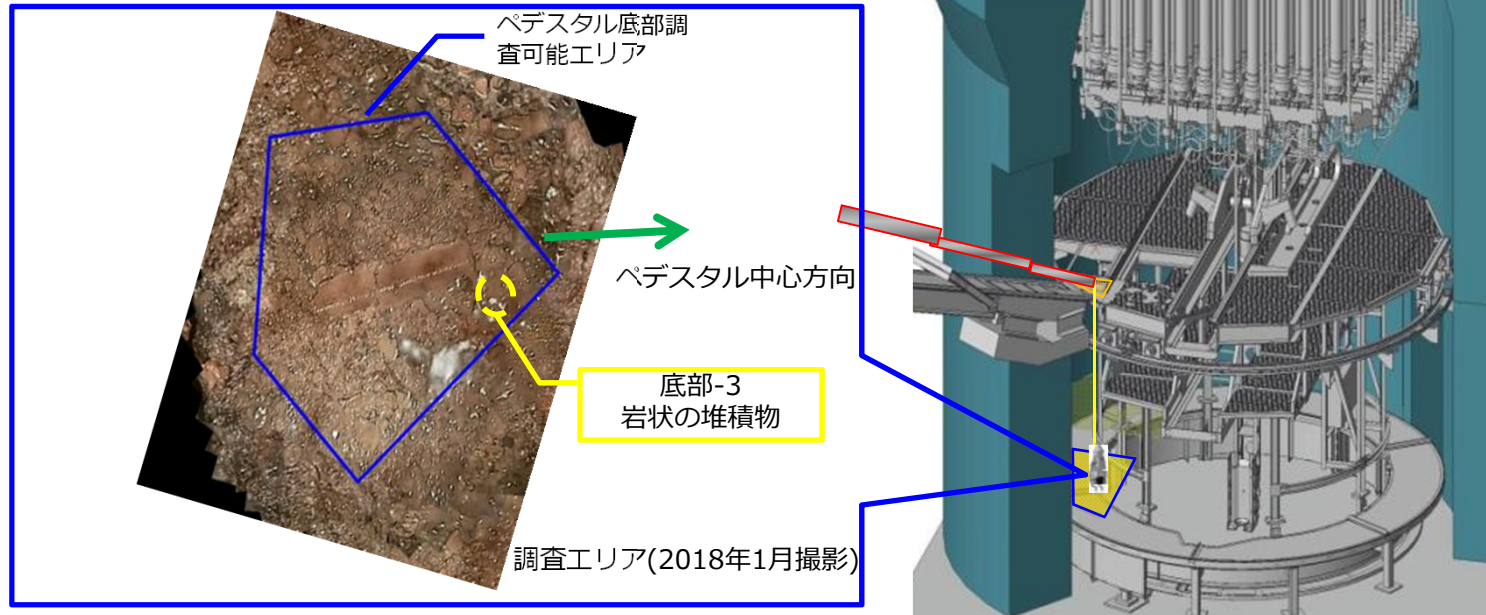
底部-5の調査状況



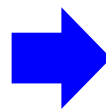
底部-6の調査状況 調査日：2019年2月13日

3. 調査結果（ペDESTAL底部）（3/3）

- 岩状の堆積物は動かないことを確認した。また映像上、接触痕は確認できなかった。



堆積物把持時

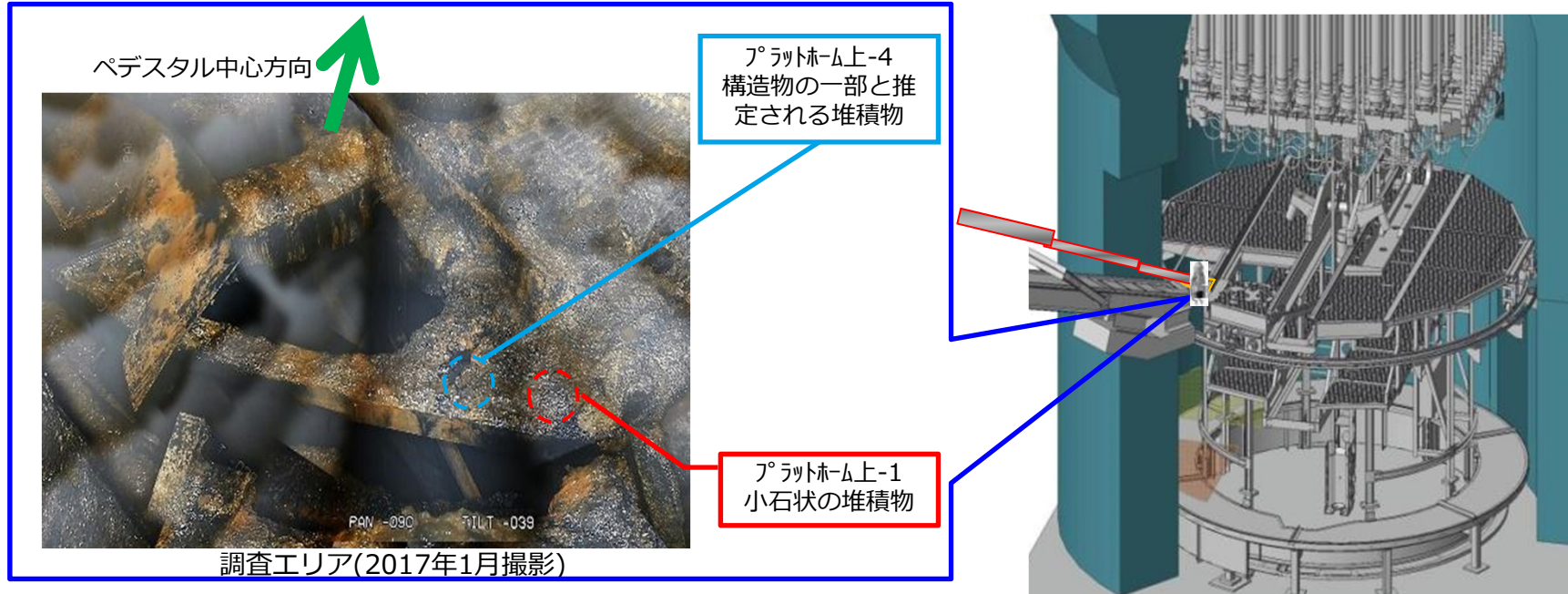


堆積物把持後

- ✓ フィンガにて把持（左図）
- ✓ 把持した状態で調査ユニットを吊り上げたが、動かなかった（右図）

3. 調査結果（プラットフォーム上）（1/3）

- 小石状の堆積物，構造物の形状をした堆積物が動くことを確認した。



プラットフォーム上-1の調査状況

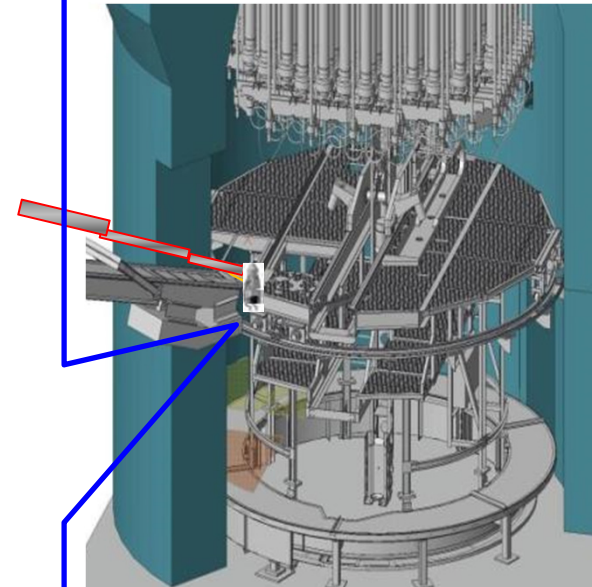


プラットフォーム上-4の調査状況

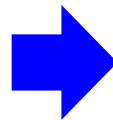
調査日：2019年2月13日

3. 調査結果（プラットホーム上）（2/3）

- 岩状の堆積物は動かないことを確認した。また映像上、接触痕は確認できなかった。



堆積物把持時



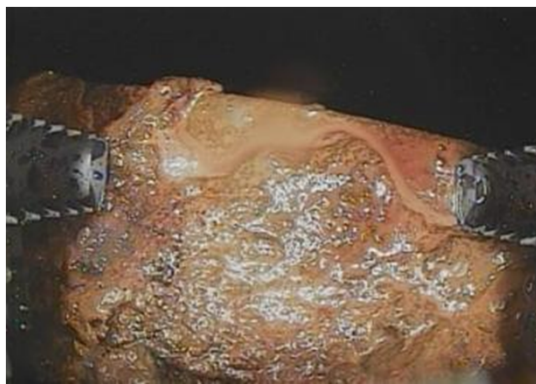
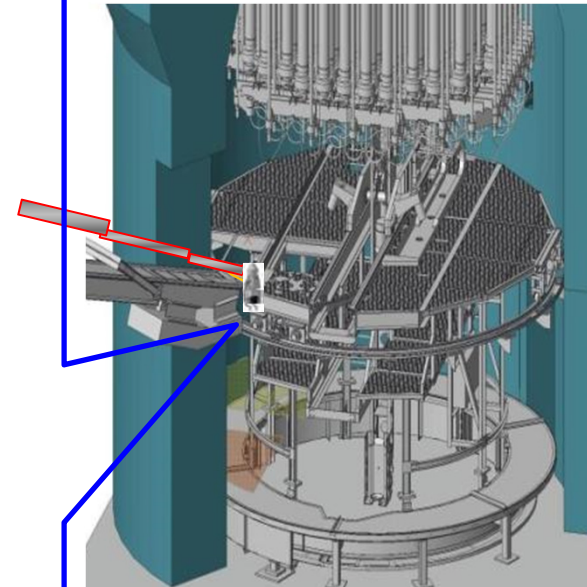
堆積物把持後※

- ✓ フィンガにて把持（左図）
- ✓ 把持した状態で調査ユニットを吊り上げたが、動かなかった（右図）

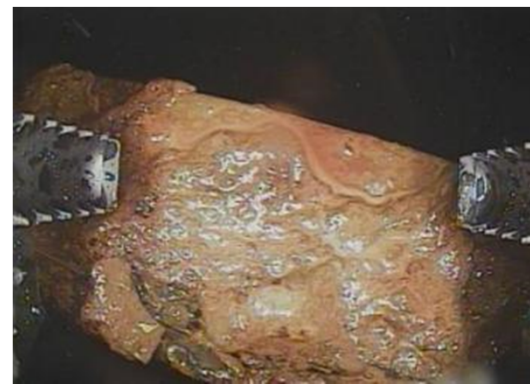
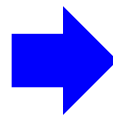
※お詫びと訂正：第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(2019.2.28)資料「2号機原子炉格納容器内部調査 実施結果」において、写真が他の調査エリア（プラットホーム上-3）の写真であったため、本資料にて差し替えました。

3. 調査結果（プラットフォーム上）（3/3）

- 岩状の堆積物は動かないことを確認した。また映像上、接触痕は確認できなかった。



堆積物把持時

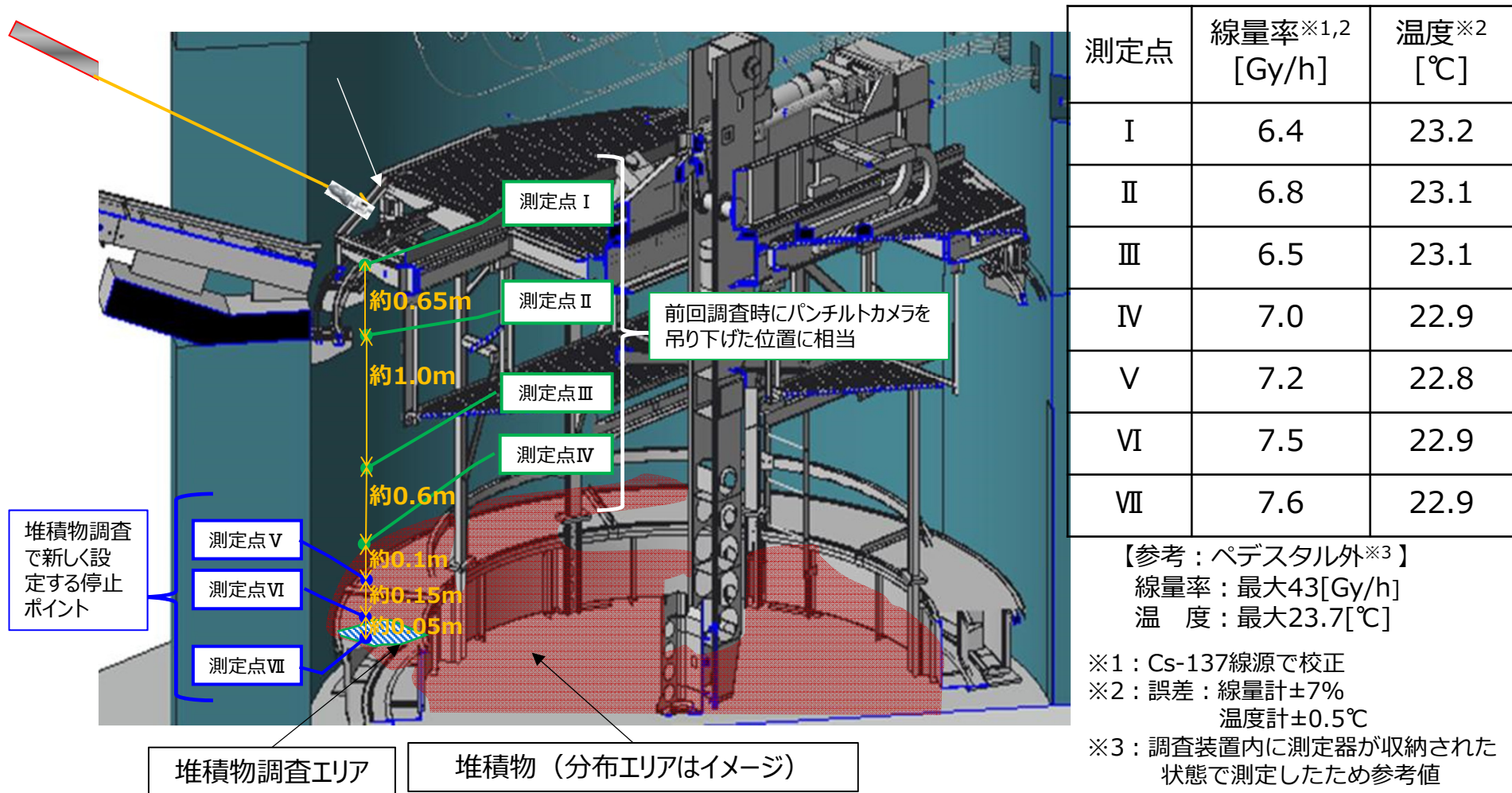


堆積物把持後

- ✓ フィンガにて把持（左図）
- ✓ 把持した状態で調査ユニットを吊り上げたが、動かなかった（右図）

4. 線量・温度の測定結果

- 温度については、測定高さに係わらず、ほぼ一定の値であった。
- 線量については、ペDESTAL内において、ペDESTAL底部に近づくと上昇する傾向を確認した。



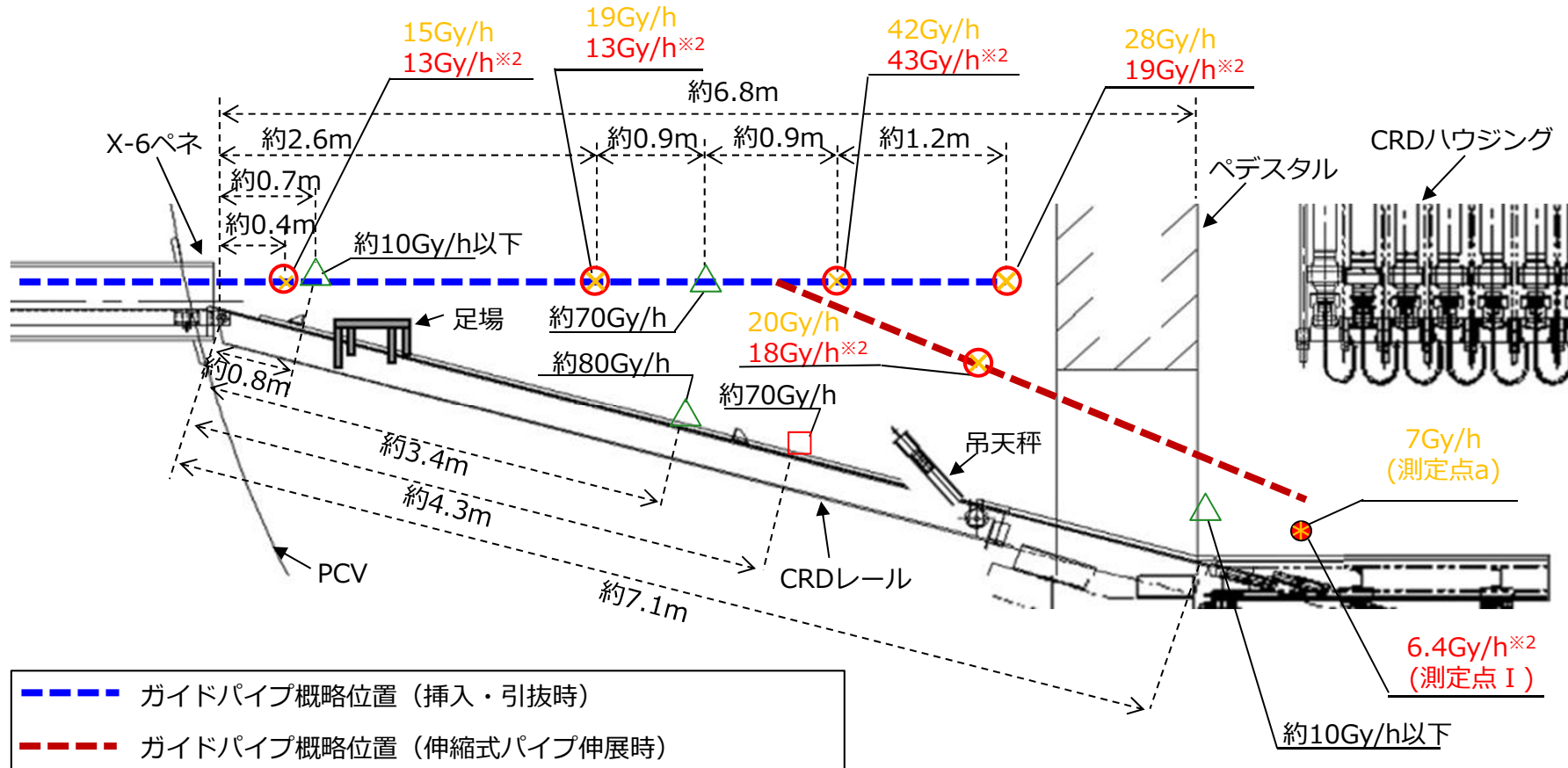
5. まとめ

- 燃料デブリ取り出しに向けて、内部調査による状況把握や、把持装置や切削装置などの研究開発、研究成果の現場適用性の検討等を進めてきたところ。
- 今回の接触調査により、以下の情報を得ることができた。
 - 1) 燃料デブリの性状
 - ✓ これまでも、燃料デブリの性状の推定を進めており、小石状の燃料デブリを把持する方法や、岩状の燃料デブリを切削により加工して取り出す方法等の検討を進めていたところ。
 - ✓ 今回の接触調査により、小石状・構造物状の堆積物を把持して動かせること、把持できない硬い岩状の堆積物が存在する可能性があることを確認した。
 - ✓ また、堆積物にカメラをより接近させることで、堆積物の輪郭や大きさの推定に資する映像を取得することができた。
 - 2) 格納容器内の環境に関する情報
 - ✓ 線量については、ペDESTAL内において、格納容器底部に近づくとやや高くなる傾向を初めて確認した。なお、前回調査と同様、ペDESTAL外よりペDESTAL内が低い傾向であることを確認した。
 - ✓ 温度については、前回調査と同様、測定高さに係わらず、ほぼ一定の値であった。
- 今回得られた情報は、今後の内部調査や燃料デブリ取り出し方法の検討（取り出し箇所、装置の設計等）に活用していく。

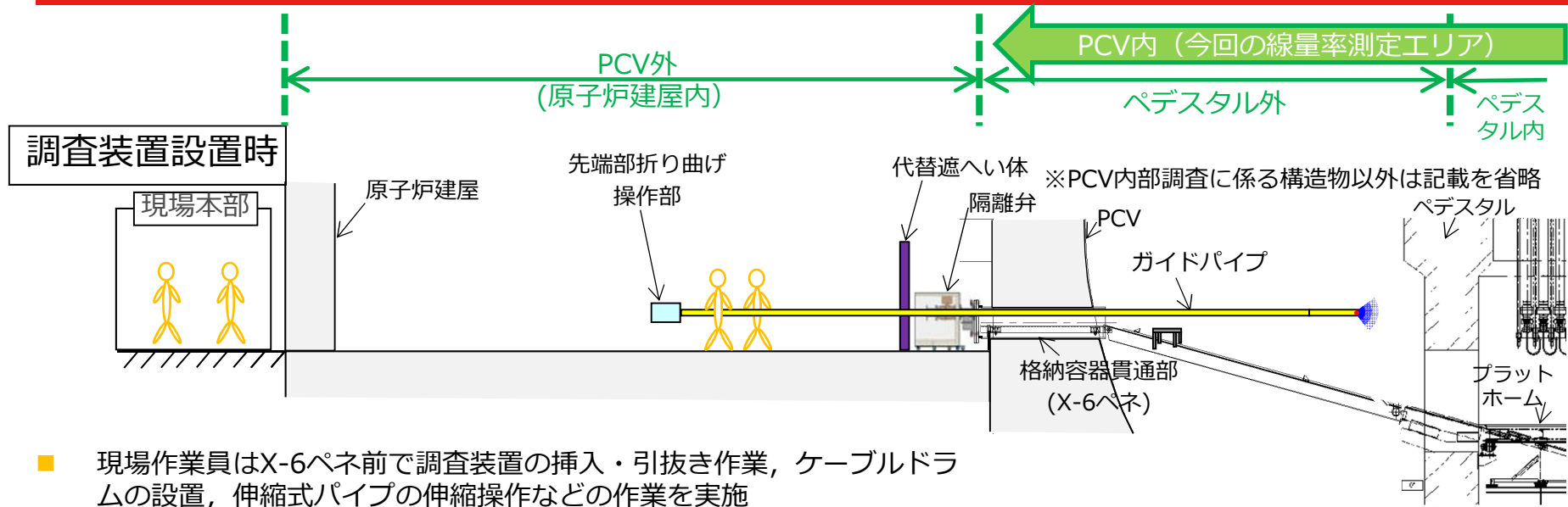
参考：参考線量率測定箇所

- 測定箇所（今回調査） ○ 参考測定箇所（今回調査） ※1
- * 測定箇所（2018年1月調査） × 参考測定箇所（2018年1月調査） ※1
- △ 2017年調査測定箇所（カメラ画像ノイズから推定）
- 2017年調査測定箇所（積算線量計を用いて算出）

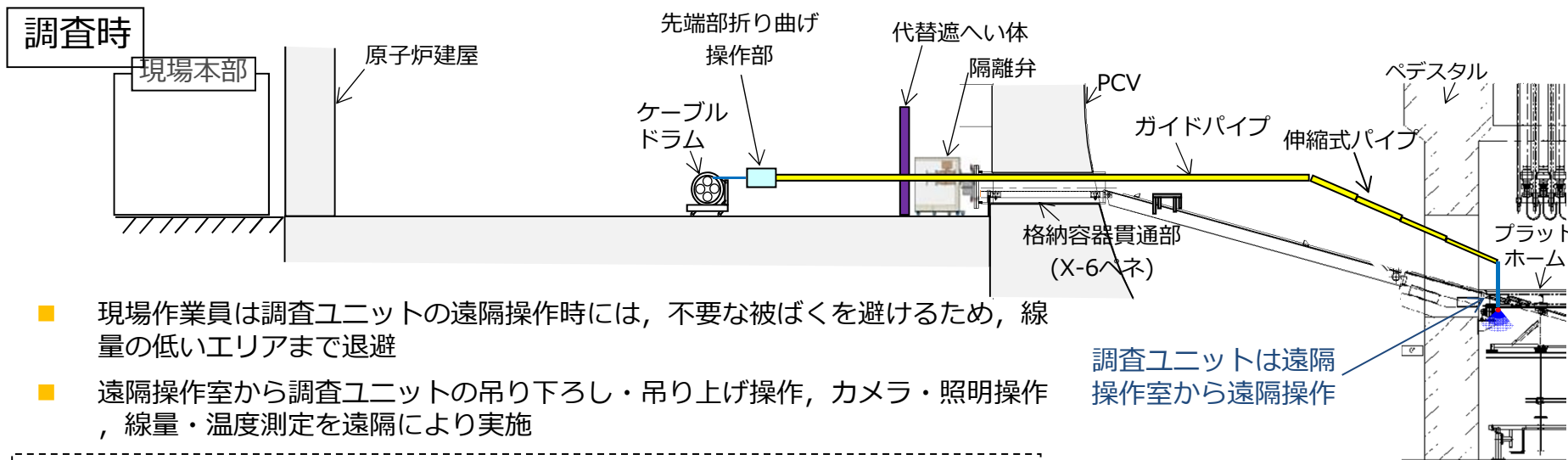
※1：調査装置内に測定器が収納された状態で測定したため参考値
 ※2：調査装置の仕様の違いにより、今回と前回の測定箇所は全く同じではない



参考：作業エリアと線量率測定エリアの位置関係



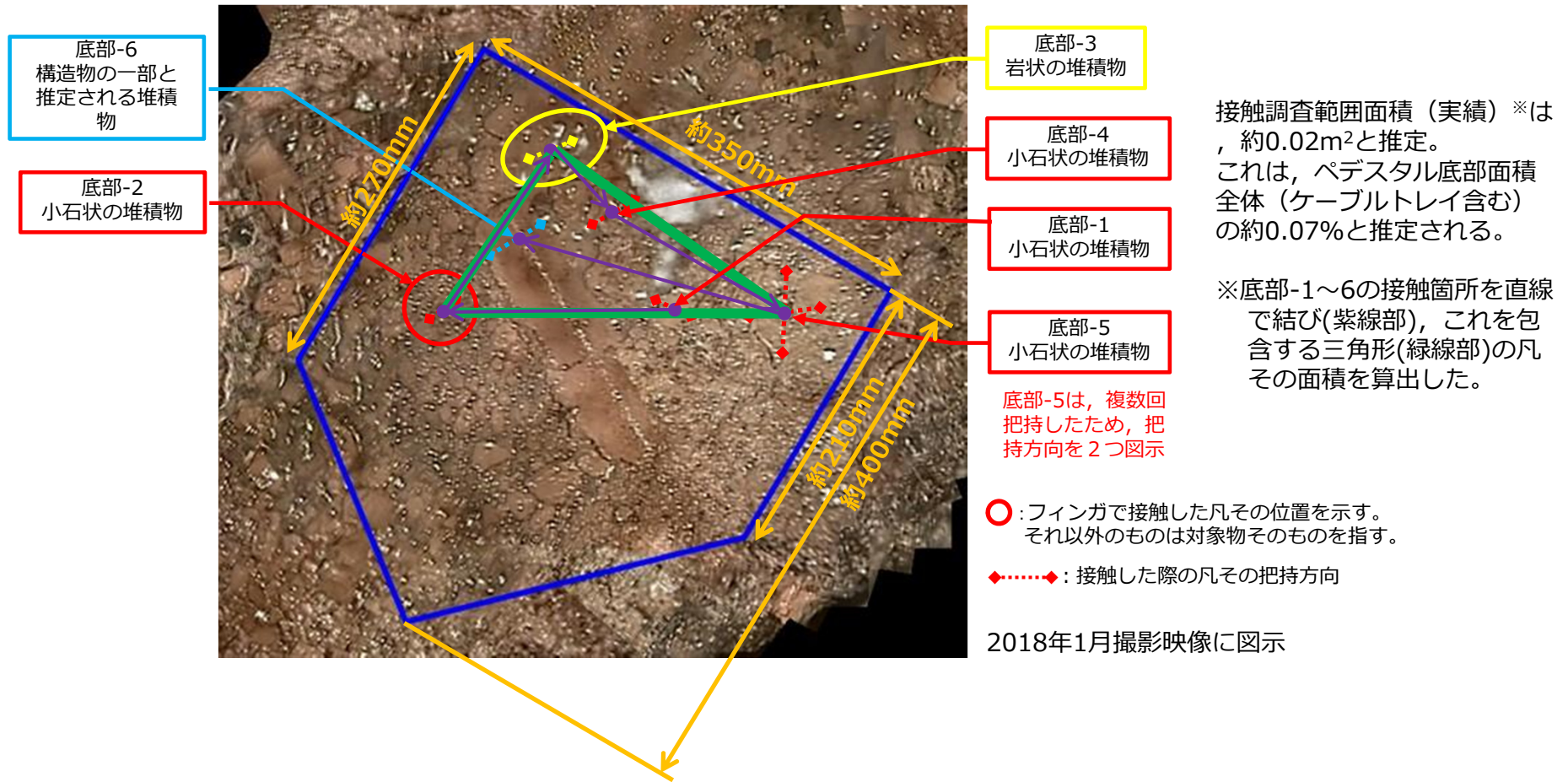
- 現場作業員はX-6ペネ前で調査装置の挿入・引抜き作業，ケーブルドラムの設置，伸縮式パイプの伸縮操作などの作業を実施



- 現場作業員は調査ユニットの遠隔操作時には，不要な被ばくを避けるため，線量の低いエリアまで退避
- 遠隔操作室から調査ユニットの吊り下ろし・吊り上げ操作，カメラ・照明操作，線量・温度測定を遠隔により実施

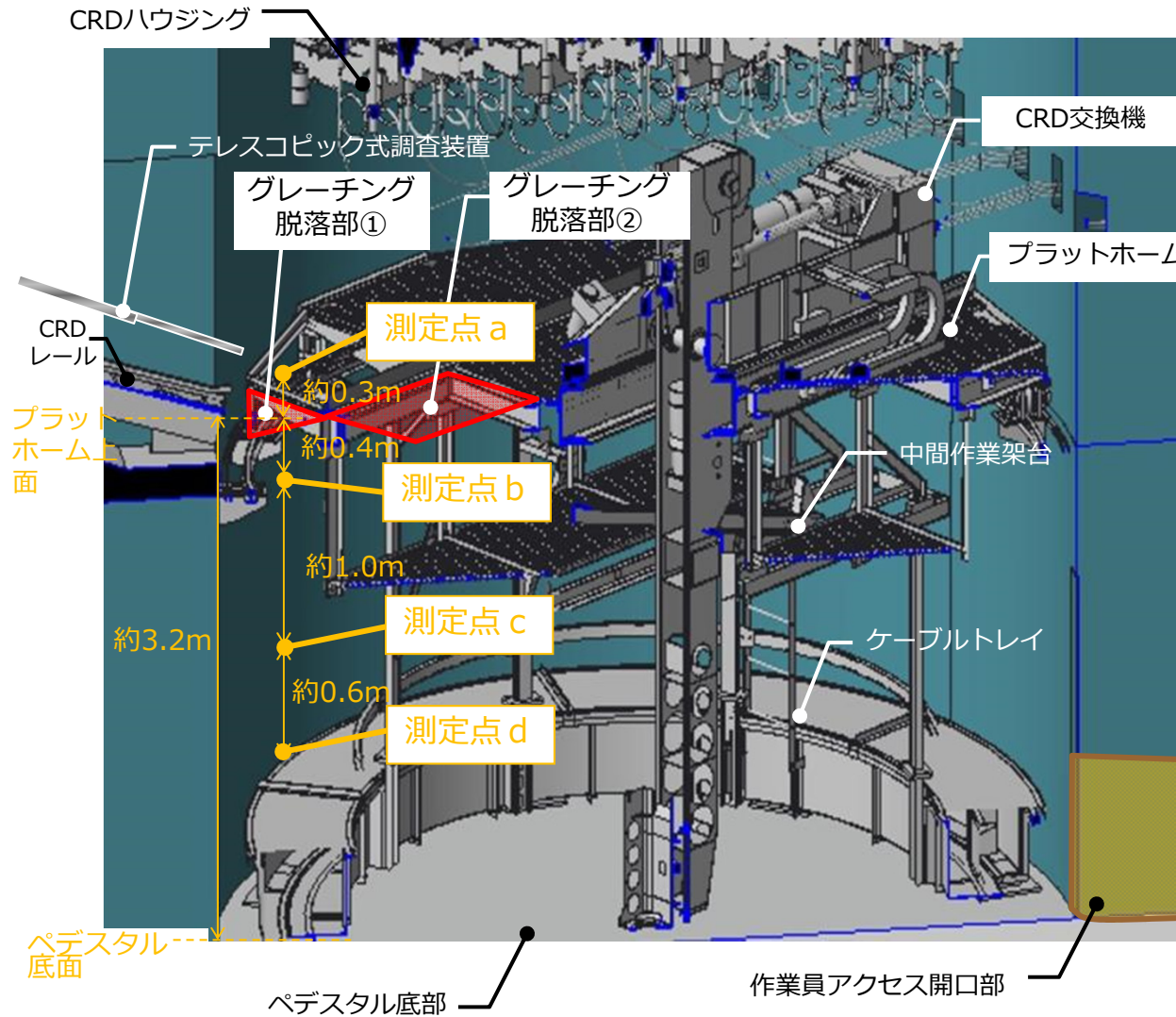
・ 2019/2/13 (調査当日) 被ばく線量
 計画：3.00[mSv/日] 実績：平均0.26[mSv/人] 最大0.68[mSv]

参考：ペDESTAL底部接触調査範囲（実績）



※お詫びと訂正：第62回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(2019.1.31)資料「2号機原子炉格納容器内部調査の準備状況について」のP8において、調査前の段階で、調査可能エリア面積のペDESTAL底部面積全体に対する比率を試算して掲載しておりましたが、誤記を以下のように訂正いたします。

- (誤) 調査可能エリア面積は、ペDESTAL底部面積全体（ケーブルトレイ含む）の約2%と推定
- (正) 調査可能エリア面積は、ペDESTAL底部面積全体（ケーブルトレイ含む）の約0.5%と推定



測定点	線量率※1,2 [Gy/h]	温度※2 [°C]
a	7	21.0
b	8	21.0
c	8	21.0
d	8	21.0

【参考：ペDESTAL外※3】
 線量率：最大42[Gy/h]
 温度：最大21.1[°C]

※1：Cs-137線源で校正

※2：誤差：線量計±7%
 温度計±0.5°C

※3：調査装置内に測定器が収納された状態で測定したため参考値

- 2号機原子炉格納容器の内部調査を2月13日に実施していますが、**周囲への放射線影響は発生していません。**
- 調査においては**格納容器内の気体が外部へ漏れないようバウンダリを構築して作業を実施しました。**
- **作業前後でモニタリングポスト／ダストモニタのデータに有意な変動はありません。**
- **敷地境界付近のモニタリングポスト／ダストモニタのデータはホームページで公表中です。**

参考URL：<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/index-j.html>
<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/dustmonitor/index-j.html>

（参考）ホームページのイメージ

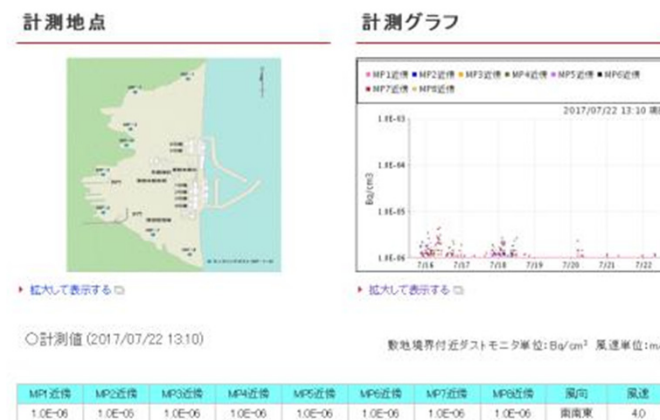
既設モニタリングポストデータ



* 原子炉格納容器内部以外からの線量寄与も含めた線量

福島第一原子力発電所敷地境界付近でのダストモニタ計測状況

福島第一原子力発電所の敷地境界にあるモニタリングポスト（MP-1～MP-6）近傍において測定している、空気中の放射性物質濃度の測定結果をお知らせいたします。



- 2号機原子炉格納容器の内部調査を2月13日に実施していますが、調査中のプラントパラメータについても常時監視しており、**作業前後で格納容器温度に有意な変動はなく、冷温停止状態に変わりはありません。**
- 原子炉格納容器内温度のデータはホームページで公表中です。

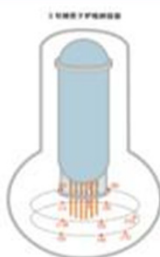
参考URL：http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/plantdata/unit3/pcv_index-j.html

（参考）ホームページのイメージ

福島第一原子力発電所3号機 原子炉格納容器内温度計測状況

福島第一原子力発電所3号機の原子炉格納容器内温度の測定結果をお知らせいたします。

計測地点



拡大して表示する

計測グラフ



拡大して表示する

○計測値 (2017/07/22 13:00)

温度単位℃、注水量単位:m³/h

設備の調整等により、データが表示されない時間帯が発生しています。

温度(1)	温度(2)	温度(3)	温度(4)	温度(5)	温度(6)	温度(7)
29.2	28.6	29.0	28.5	28.9	27.6	28.5
温度(8)	温度(9)	温度(10)	温度(11)	温度(12)	注水量	
29.0	28.3	28.5	-	-	2.9	