

1号機 PCV内部調査の状況について

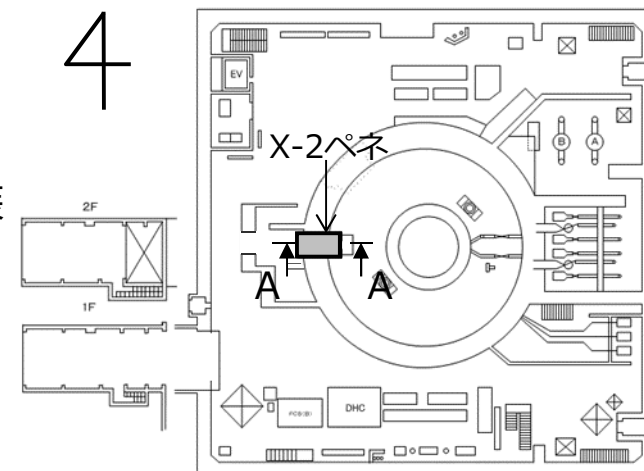
2022年6月30日



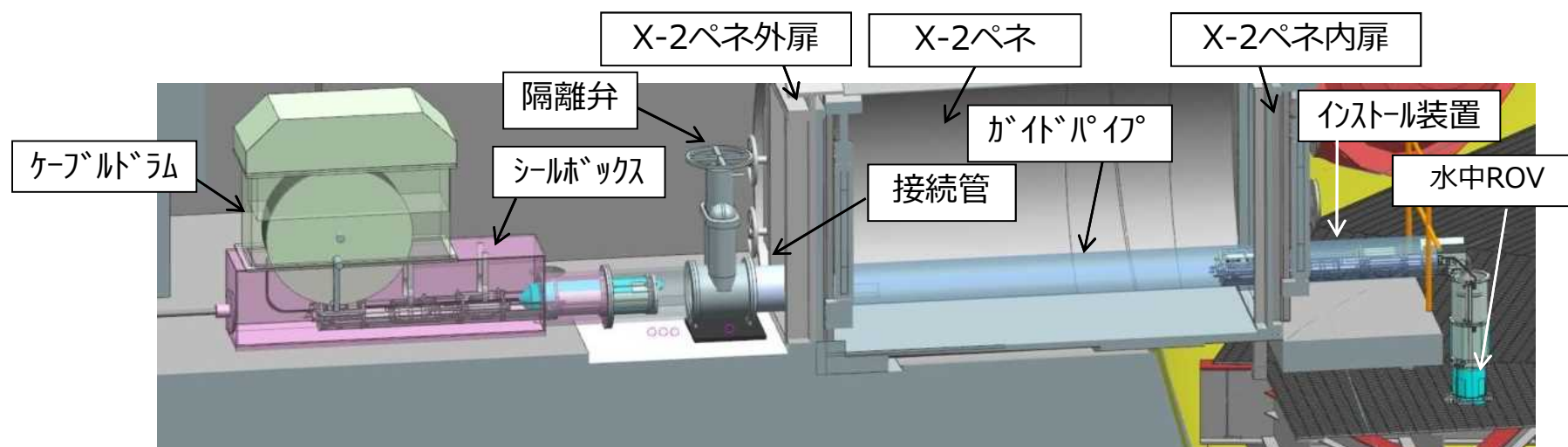
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
東京電力ホールディングス株式会社

1. PCV内部調査の概要

- 1号機原子炉格納容器（以下、PCV）内部調査は、X-2ペネトレーション（以下、X-2ペネ）から実施する計画
- PCV内部調査に用いる調査装置（以下、水中ROV）はPCV内の水中を遊泳する際の事前対策用と調査用の全6種類の装置を開発
- 各水中ROVの用途
 - ① ROV-A 事前対策となるガイドリング取付
 - ② ROV-A2 ペDESTAL内外の詳細目視
 - ③ ROV-C 堆積物厚さ測定
 - ④ ROV-D 堆積物デブリ検知
 - ⑤ ROV-E 堆積物サンプリング
 - ⑥ ROV-B 堆積物3Dマッピング

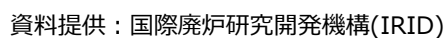


1号機原子炉建屋1階におけるX-2ペネの位置



内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)

- 調査範囲はPCV地下階の約90°から約180°（ペデスタル開口部含む）とし、カメラによる目視調査を実施
＜主な調査箇所＞
 - 既設構造物の状態確認及び堆積物の広がり状況・高さ・傾斜確認。
 - ペデスタル開口部付近のコンクリート壁状況確認。（下図 調査箇所： 鉄筋露出、 露出無）
 - ペデスタル内部の目視調査は調査実績等を踏まえ、最終でR O V - A 2を投入予定。

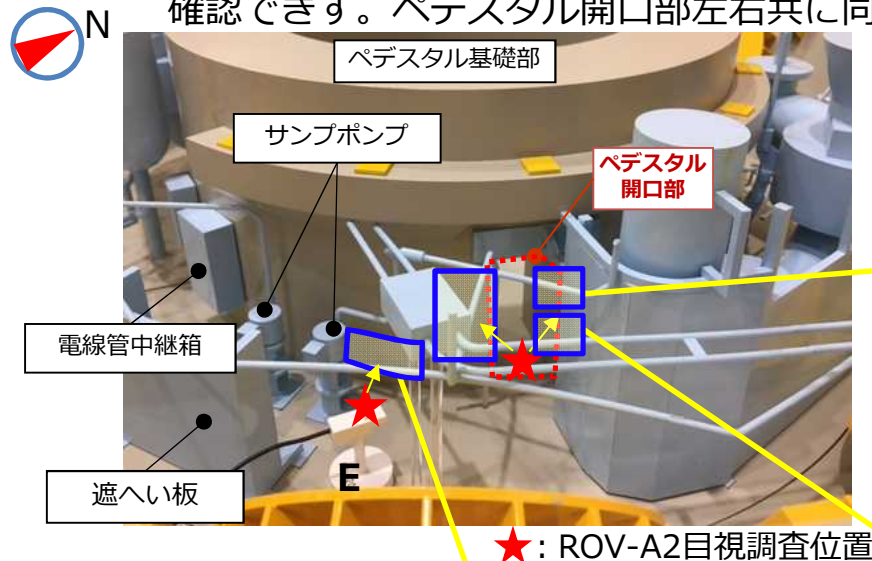


★: ROV-A2目視調査位置

3. ROV-A2調査実績① ペDESTAL開口エリア(鉄筋露出有り)

■ ペDESTAL開口部壁面の状態(5月18、19日調査)

- テーブル状の堆積物があり、当該堆積物下部の壁面を確認したところ、コンクリートがなく、鉄筋、インナースカートが露出していることを確認。PCV底部にも堆積物があり、当該堆積物下部の状況は確認できず。ペDESTAL開口部左右共に同様の状態。



★: ROV-A2目視調査位置



写真2.ペDESTAL開口部(右側基礎部)の堆積物より上部の状況



写真1.ペDESTAL基礎部付近の状況

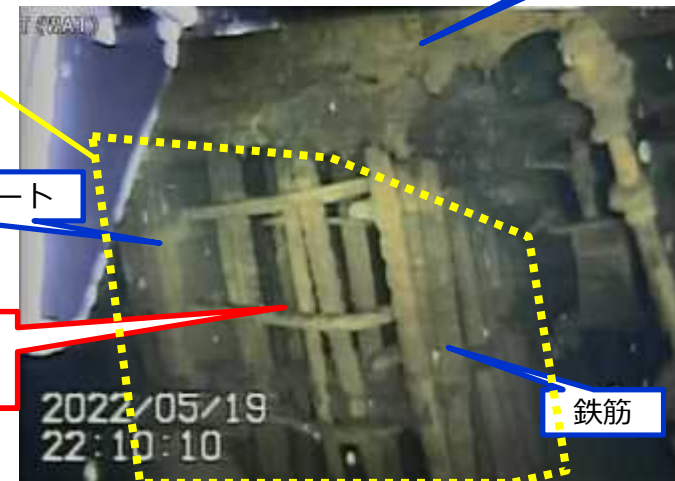
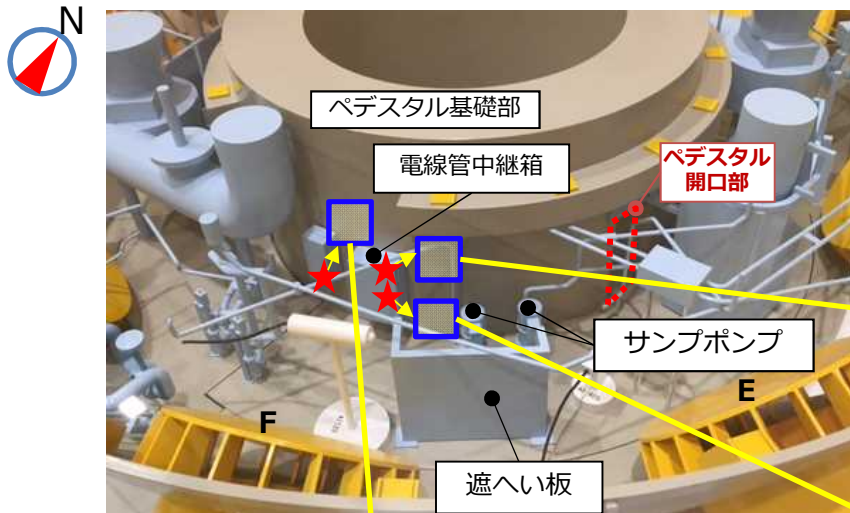


写真3.ペDESTAL開口部(右側基礎部)の堆積物より下部の状況

3. ROV-A2調査実績② 南側エリア(鉄筋露出確認されず)

■ 電線管中継箱及びサンプポンプ付近の壁面の状況 (3月16日調査)

- PCV底部に堆積物があり、当該堆積物下部の壁面を確認することができなかったが、目視可能な範囲のペデスタル壁面に鉄筋等が露出していないことを確認。



★: ROV-A2目視調査位置



写真5. 遮へい板裏ペデスタル壁面(堆積物上部)

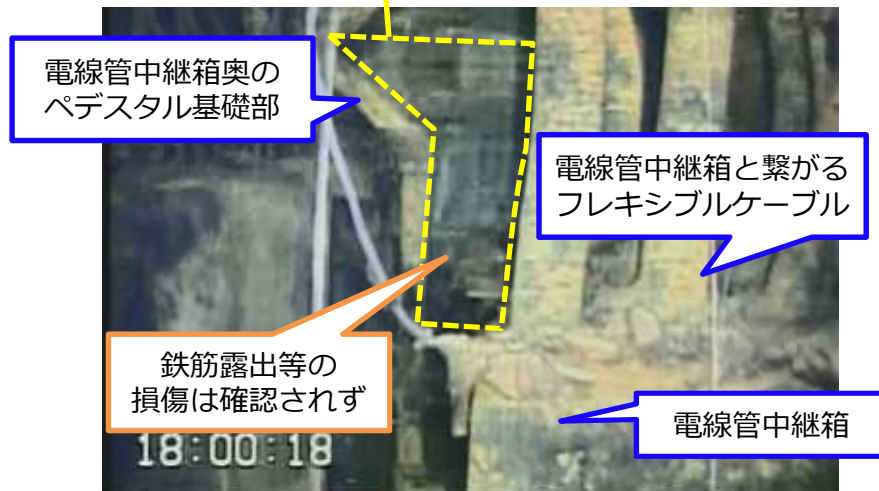


写真4. 中継箱奥ペデスタル壁面(堆積物上部)



写真6. 遮へい板裏ペデスタル壁面 (堆積物周辺)

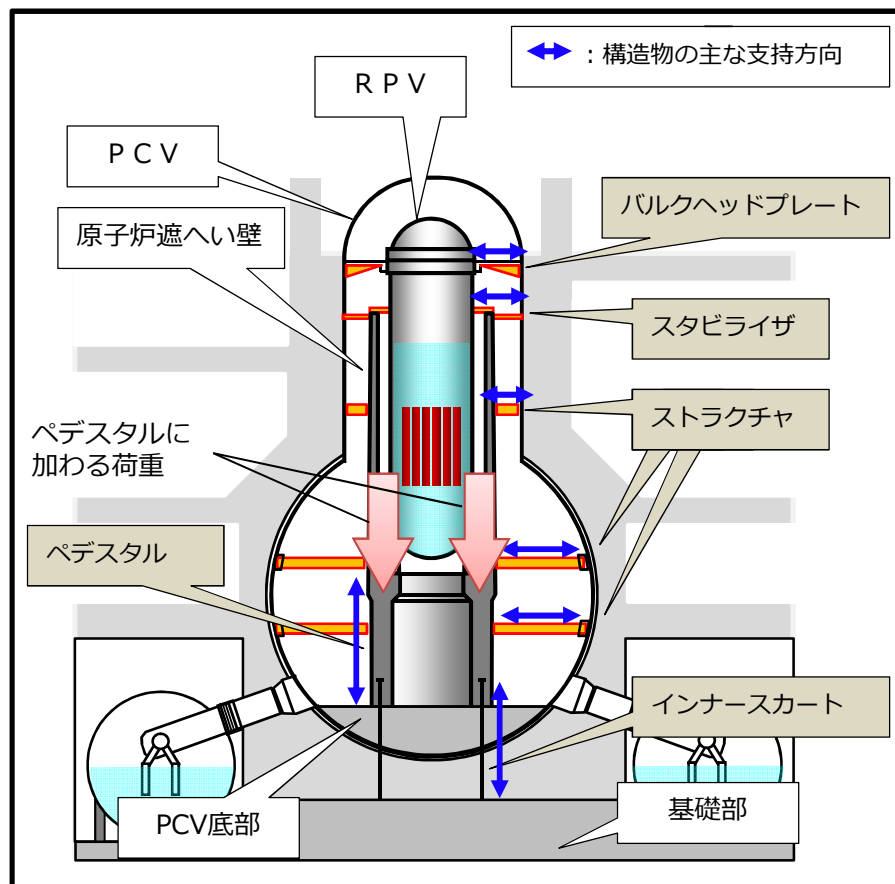
4. ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について

原子炉圧力容器の支持機能への影響

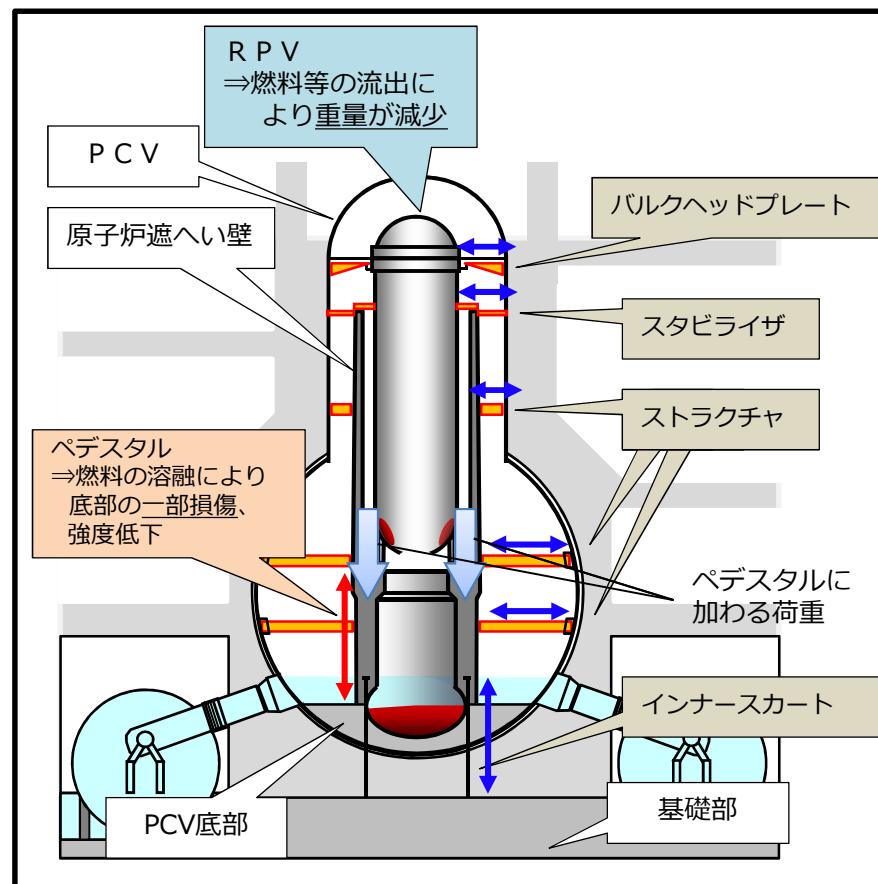
特定原子力施設監視・評価検討会 資料
(2022年6月20日)



- 原子炉圧力容器（以下、RPV）を支持する構造物と事故による支持機能への影響を下図に示す。
- 1号機は事故により燃料が溶け落ちており、当該影響を踏まえ、補助事業「廃炉・汚染水対策事業」にて、2016年度に国際廃炉研究開発機構（IRID）が圧力容器及び格納容器の耐震性・影響評価を実施し、ペDESTALの一部が劣化、損傷した状態において、所定の機能を維持することを確認（参考1～7）。



R P V 支持構造物及び周辺構造物



事故によるRPV支持機能への影響

4. ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について

原子炉圧力容器の支持機能への影響

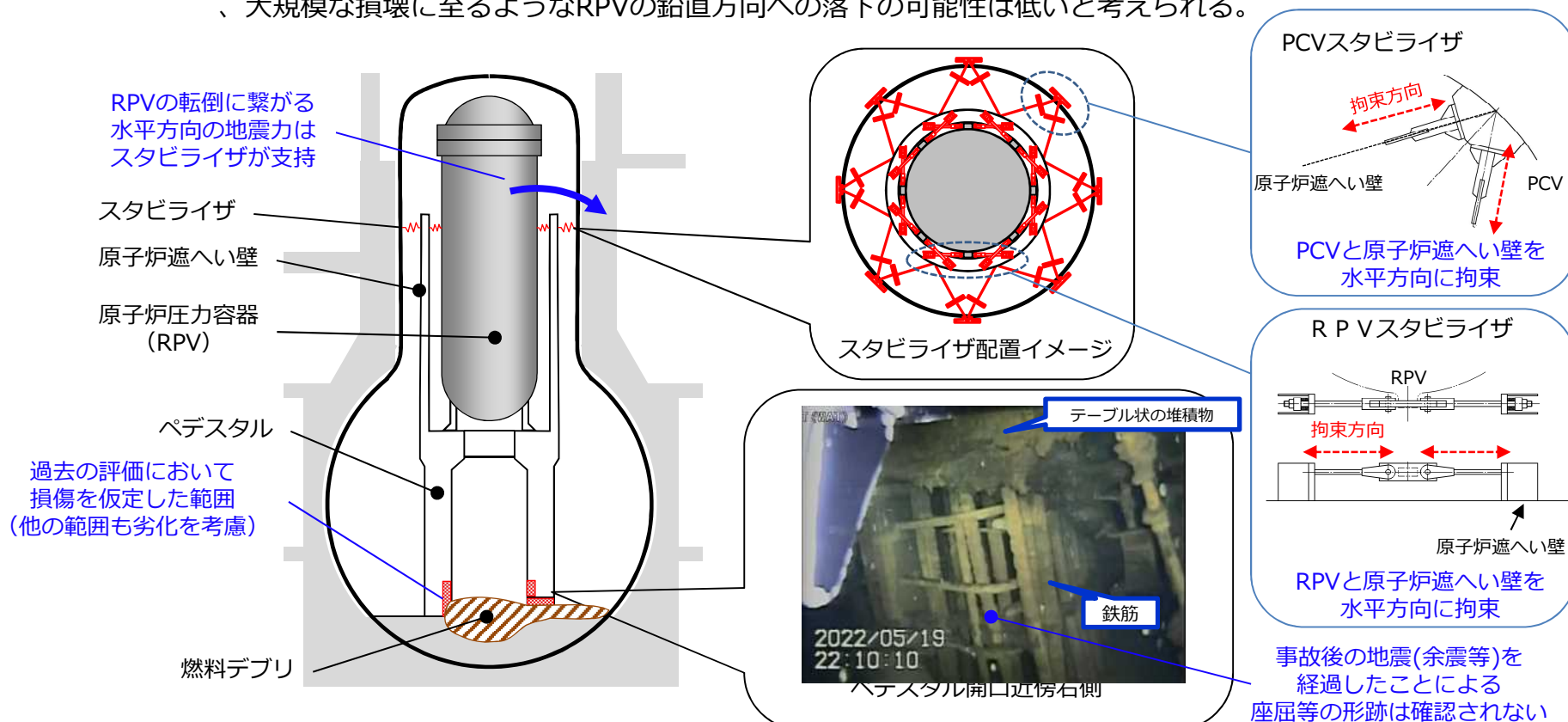
特定原子力施設監視・評価検討会 資料
(2022年6月20日)



- 今後内部調査により知見の拡充、評価を実施していくが、現時点の情報等を基に、ペDESTALの損傷に伴うプラントへの影響を考察。
- ペDESTALの損傷により想定される支持すべき構造物の水平方向への移動、衝突や鉛直方向への落下については、以下の理由から、大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定。

水平方向：RPVを水平方向に支持する構造物（スタビライザ等）があり、RPVの移動が拘束されていることから、PCV等を損傷させる様な衝突に至る可能性は低いと考えられる。

鉛直方向：RPVを鉛直方向に支持するペDESTALに損傷が確認された一方、事故に伴う燃料等の流出によりRPV重量は減少していること、ペDESTALの支持機能喪失を示す形跡（露出する鉄筋の座屈等）はみられないことから、大規模な損壊に至るようなRPVの鉛直方向への落下の可能性は低いと考えられる。



5. ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について

特定原子力施設監視・評価
検討会 資料 (2022年6月20日)



支持機能が低下した場合に起こり得る原子安全上の影響について

前項に記載の通り、地震等により大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定しているが、仮にペDESTALの支持機能が低下し、支持対象であるRPV等が傾斜、沈下した場合の安全上の影響として、燃料デブリの冷却、ダスト飛散、臨界の影響について考察を行った。

その結果、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えられる。

＜燃料デブリの冷却への影響＞

【RPV等の傾斜・沈下により想定される影響】

- 現状、原子炉注水設備により、既設配管（CS系、FDW系）からPCV内に注水し、燃料デブリの冷却を行うことで、PCV温度等の安定を図っている。
- 事故後10年以上が経過し崩壊熱が低下しており、原子炉への注水が停止した場合でも、温度の上昇が緩やかであること（1℃／5日程度）やPCV水位の低下によるダスト濃度への影響がないことを、注水停止試験により確認している。
- RPV等の傾斜、沈下により想定される既設配管（CS系、FDW系）の損傷については、損傷状況によっては、RPVに直接注水できないことも考えられるが、燃料デブリは、大部分がPCV底部へ落下していると考えており、PCVへの注水による冷却水供給及び湿潤環境を維持することで、燃料デブリの冷却に大きな影響を与えないと考えられる。

【更なる措置について】

- 仮に既設設備を用いた注水が困難な場合でも、窒素封入に用いている配管（RPVヘッドスプレイライン）やPCV内部調査に伴い新設した接続口等の活用による対応についても検討する。

5. ペデスタル外面の確認状況を踏まえた考察について

特定原子力施設監視・評価
検討会 資料 (2022年6月20日)

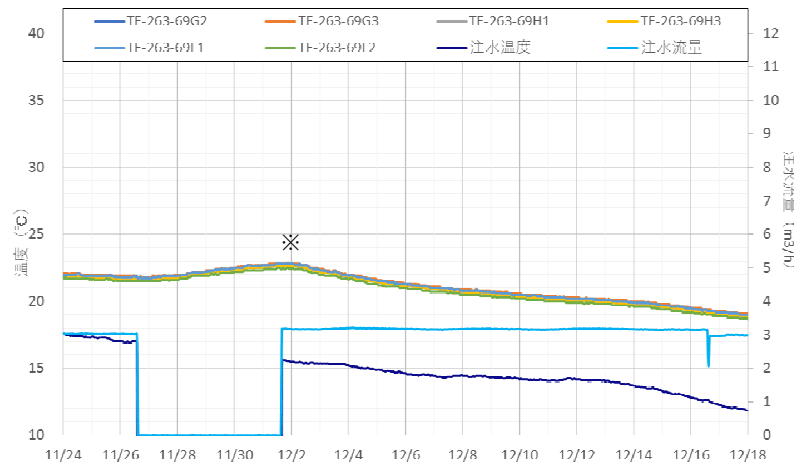


支持機能が低下した場合に起こり得る原子安全上の影響について

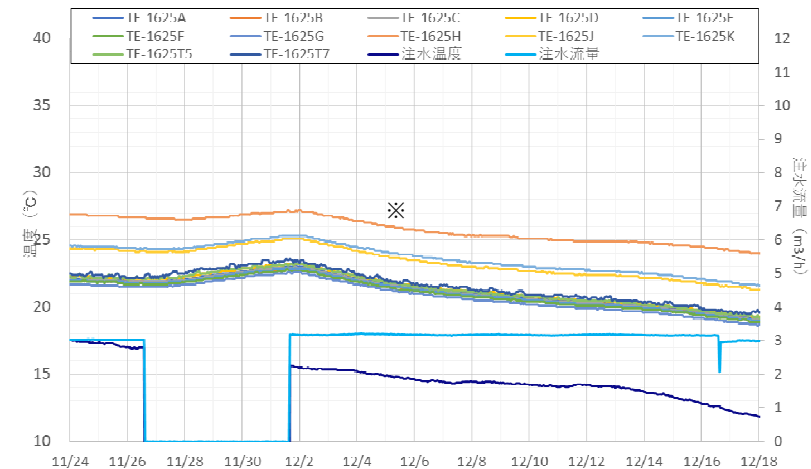
< 1号機 注水停止試験における温度上昇とPCV水位 (2020年) >

- 5日間の注水停止試験を実施し、温度の上昇が緩やかであること (1℃/5日程度) およびPCV水位の低下によるダスト濃度への影響がないことを確認

RPV底部温度

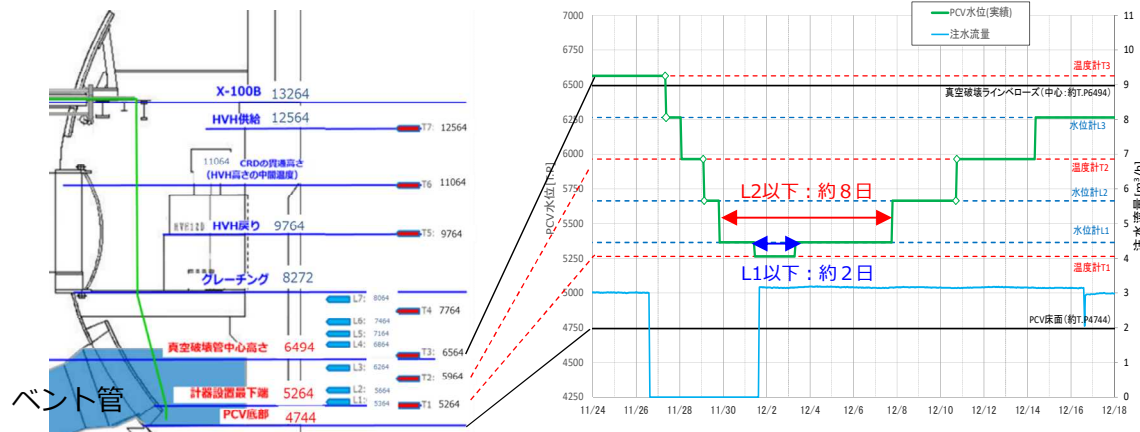


PCV温度

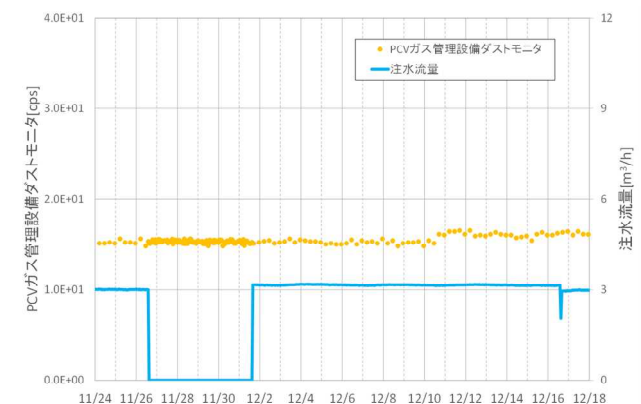


※ 注水温度の低下により全体としては、温度が低下傾向

注水停止試験時のPCV水位



ダスト濃度 (ダストモニタ指示値)



5. ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について

特定原子力施設監視・評価
検討会 資料 (2022年6月20日)



支持機能が低下した場合に起こり得る原子安全上の影響について

<ダスト飛散の影響>

【RPV等の傾斜、沈下により想定される影響】

- 現状、PCVについては、窒素封入設備を用いた給気やPCVガス管理設備におけるフィルタを介した排気により、PCV圧力の安定化やPCVから放出されるダスト濃度等の低減を図っている。
- RPV等の傾斜、沈下により想定されるペDESTAL内、PCV底部の一部の燃料デブリの粉砕によるダスト飛散や、衝撃、振動による構造材に付着しているダストの舞い上がり等については、PCV内は湿潤環境となっているため、PCV内のダスト濃度の増加は限定的※と考えられる。
- また、ダストが舞い上がったとしても、PCVガス管理設備のフィルタを介した排気流量の増加により、ダスト濃度上昇の影響の緩和を図る。

【更なる措置について】

- 現在実施中の1号機使用済燃料取り出しに向けた大型カバーの設置（2023年度頃設置完了）により、ダストの直接的な放出の更なる抑制が可能となる。
- PCV内部調査に伴い新設した接続口等の活用による対応についても検討する。

※ 乾燥状態でのダスト飛散の実例として、2021年2月および2022年3月の地震（双葉町・大熊町：震度6弱）時の1・2号機の原子炉建屋および1～3号機のタービン建屋内のダスト濃度が、通常の変動幅より1桁程度の一時的な増加に留まったことを踏まえると、湿潤状態では同程度以下と想定。また、同地震時におけるPCVガス管理設備のダストモニタに有意な上昇がないことを確認。

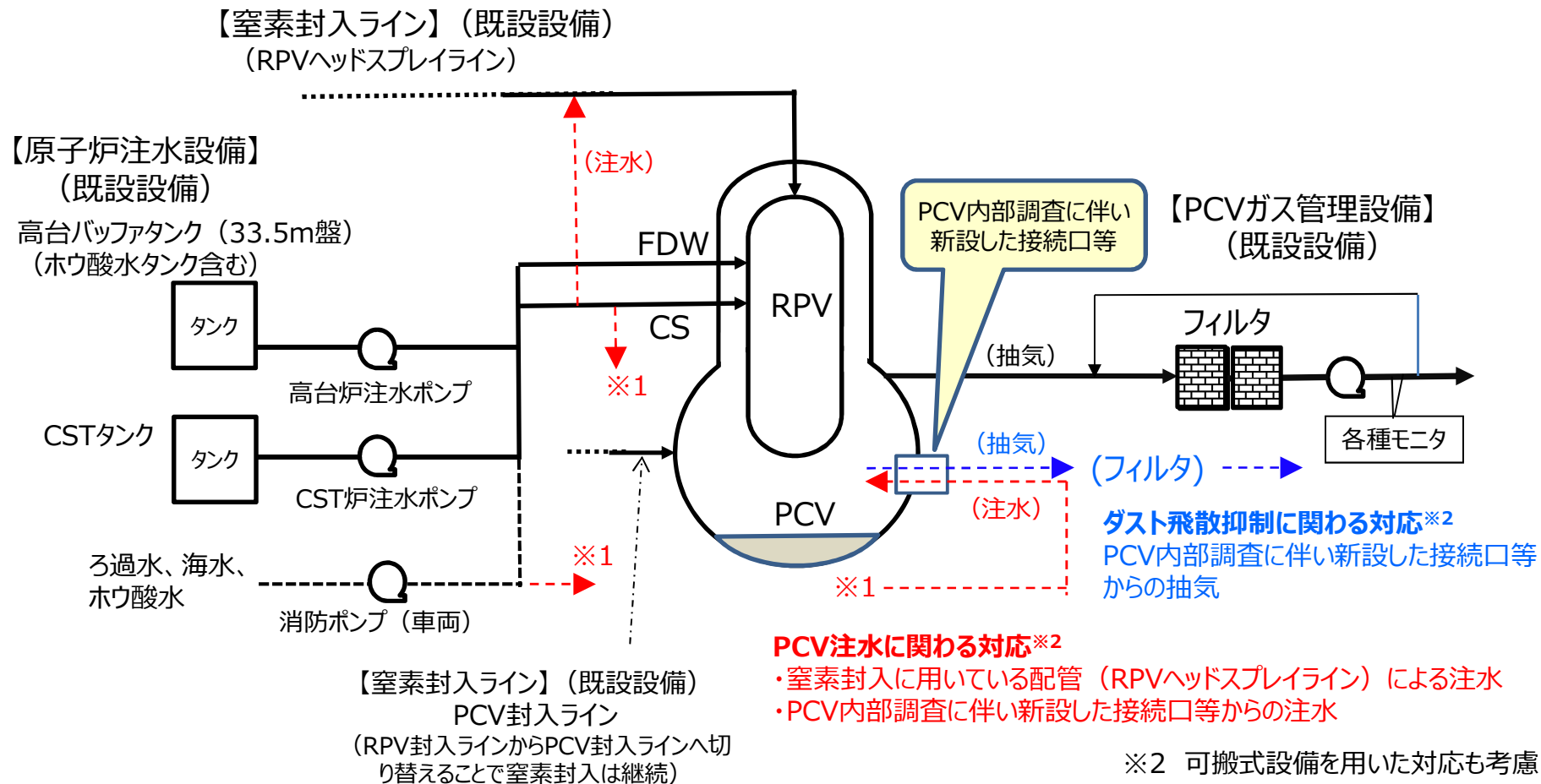
5. ペデスタル外面の確認状況を踏まえた考察について

特定原子力施設監視・評価
検討会 資料 (2022年6月20日)



支持機能が低下した場合に起こり得る原子安全上の影響について

更なる措置に関わる対応イメージ



5. ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について

特定原子力施設監視・評価
検討会 資料 (2022年6月20日)



支持機能が低下した場合に起こり得る原子安全上の影響について

＜臨界の影響＞

【RPV等の傾斜・沈下により想定される影響】

- RPV等の傾斜、沈下した場合、ペDESTAL内、PCV底部の一部の燃料デブリの粉砕等が発生し、粒径やデブリの亀裂等の状態の変化が想定される。
- 事故の進展により損傷、熔融した炉心では、燃料の形状の変化や、熔融時に他の炉内構造物を巻き込むことで塊の状態になるため、臨界になりにくい状態になる。これまでの臨界評価において、事故時のデブリの組成、形状（粒径）、構造物の組成及び混合量などの不確定要素について、臨界になりやすいような条件で評価した結果、臨界の可能性は極めて小さいと評価している。
- RPV等の傾斜、沈下により想定される燃料デブリの粒径やデブリの亀裂等の状態の変化は、主に形状に関するものと想定され、上記の臨界評価の範囲内に留まると考えられることから、臨界の可能性は極めて小さいと考えられる。

【更なる措置について】

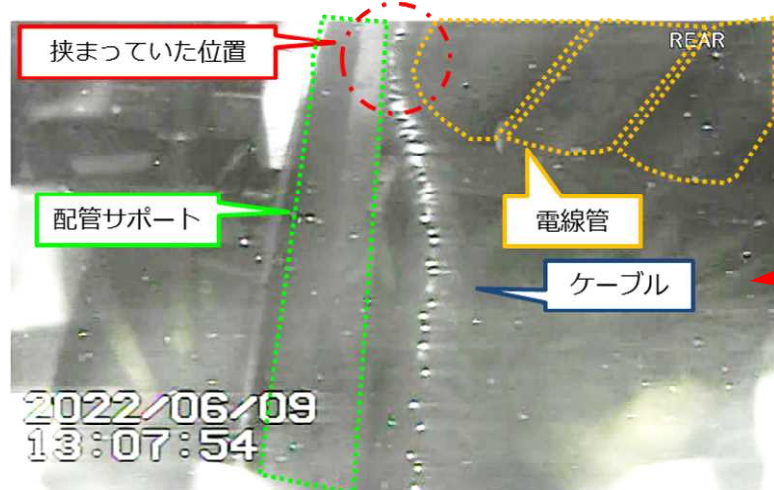
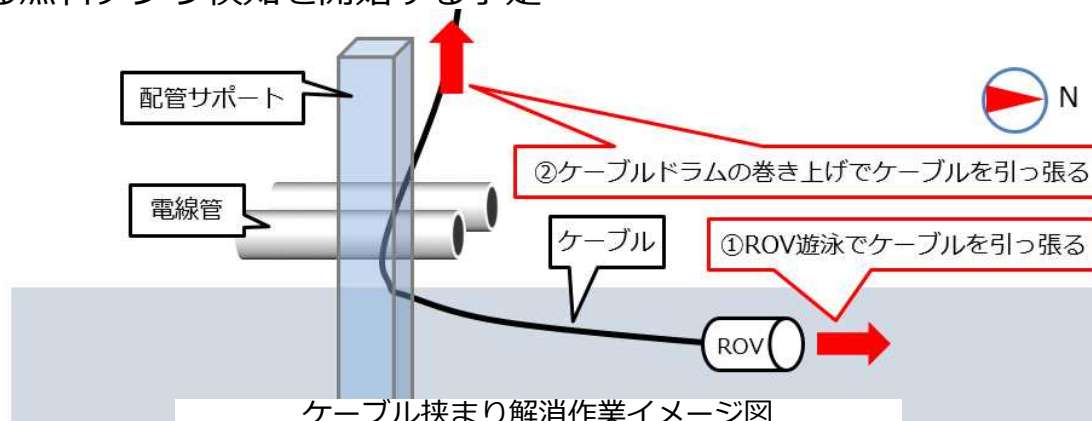
- 仮に、PCVガス管理設備の希ガスモニタや建屋周辺の線量表示器等により、臨界の兆候が確認された場合であっても、核分裂反応を抑制するため、PCVへホウ酸水を注入する。

燃料デブリの臨界評価において想定した条件

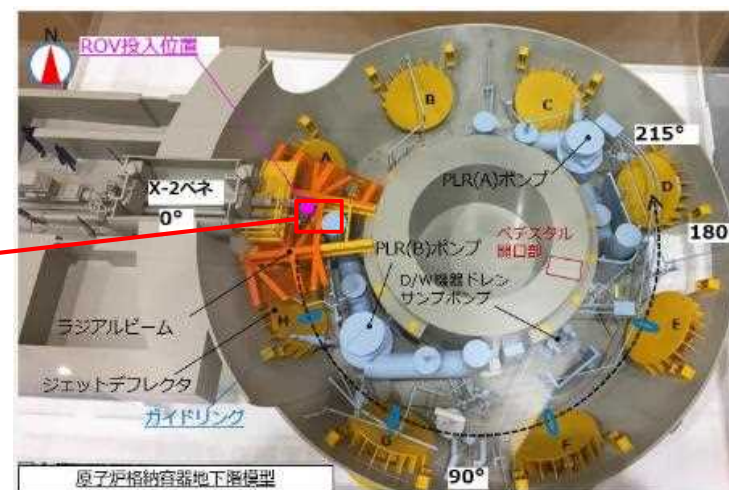
項目		想定した条件	臨界になりやすいよう考慮した主な条件
デブリ組成	燃料	重核、F P、残存Gd がデブリに混合	燃料の炉心平均燃焼度を低く設定 (炉心平均燃焼度25.8GWd/tに対し20.8GWd/tを採用)
	構造物	被覆管、集合体壁、炉心支持板、支持金具、下部タイプレートがデブリに混合	構造物の混合量を少なく設定 (炉心域に存在する構造物のみが混合)
	制御棒	炉心有効長部分の制御棒のデブリへの混合	制御棒の中性子吸収材が全く含まれていない条件も評価
形状	デブリ（粒子）形状	球形（中実及び中空） 粒半径：～10[cm]	中性子が漏れにくい体系（無限体系）を設定 デブリの粒径を小さく設定（数mm～10cm）
	堆積（体系）形状	体心立方、立方体中央に1つの場合	
	（水領域の割合）	水：デブリ 体積比 = 33.67～58.42	

6. PCV内部調査の状況

- 6月7日からROV-Cによる堆積物厚さ測定を開始
- 6月10日に、ROV-CのケーブルがPCV内の電線管と配管サポート部材の間に挟まり、移動範囲が限定的となる事象が発生したが、翌6月11日に予め定めていた手順（図①，②）に則り操作を行うことで挟まりを解消、その後ROV-Cを回収し、調査を完了
- 現在、後半調査に向けたトレーニングを計画しており、トレーニング期間を挟み、準備が整い次第、ROV-Dによる燃料デブリ検知を開始する予定



ケーブルが挟まっていた状況(後方カメラ映像)

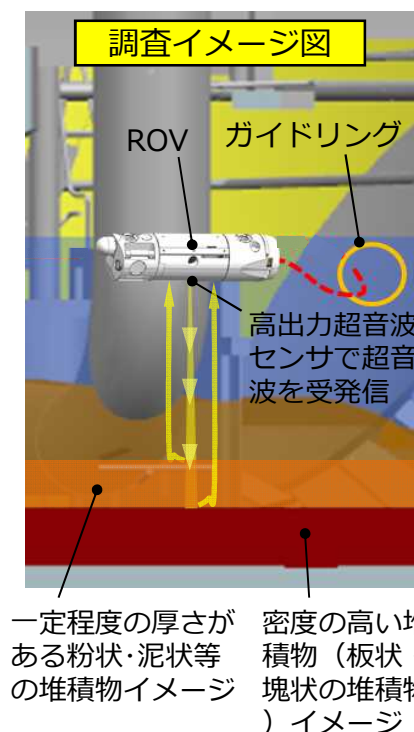
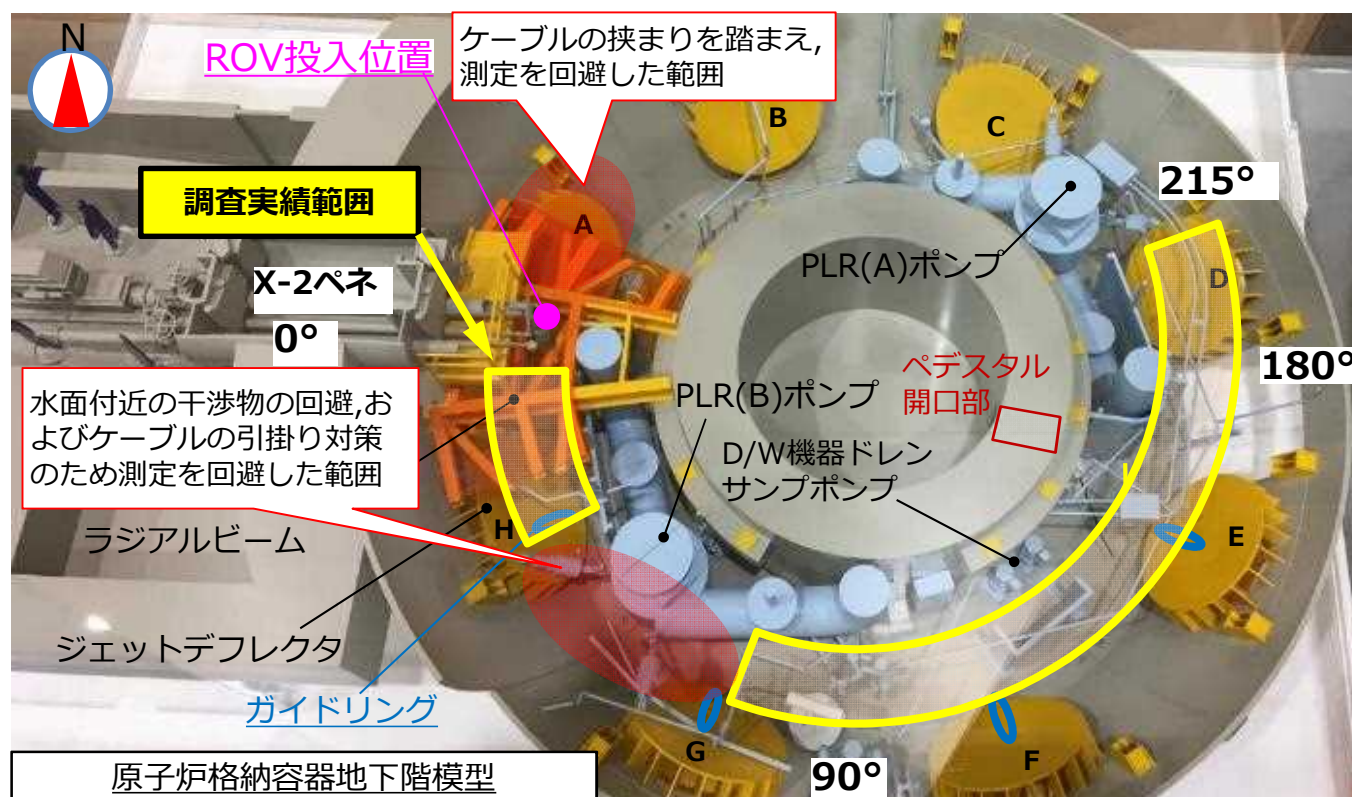


ケーブルが挟まっていた位置

資料提供：国際廃炉研究開発機構(IRID)

7. ROV-Cによる堆積物厚さ測定実績

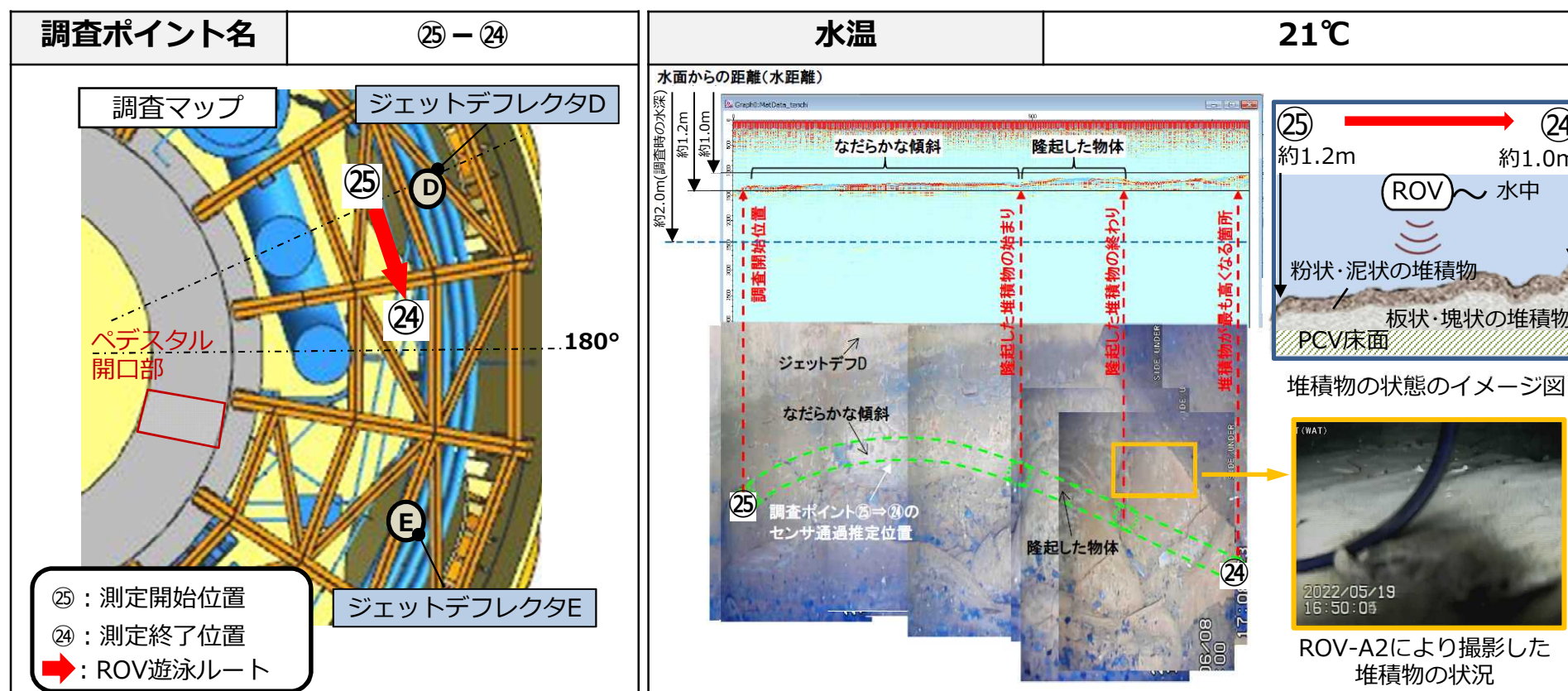
- 調査範囲：ROV投入位置から約215°の範囲（測定を回避した一部の範囲を除く）
- 調査方法：水面を一定速度で遊泳しながら、堆積物（PCV底部方向）へ超音波を発信、跳ね返りを受信
- 調査箇所：13箇所
- 評価
 - 取得した超音波測定データと、測定位置の映像・既設構造物の位置情報を比較し、水面から堆積物までの距離や厚さを推定



8. 各ポイント毎の評価結果と考察（1 / 3）

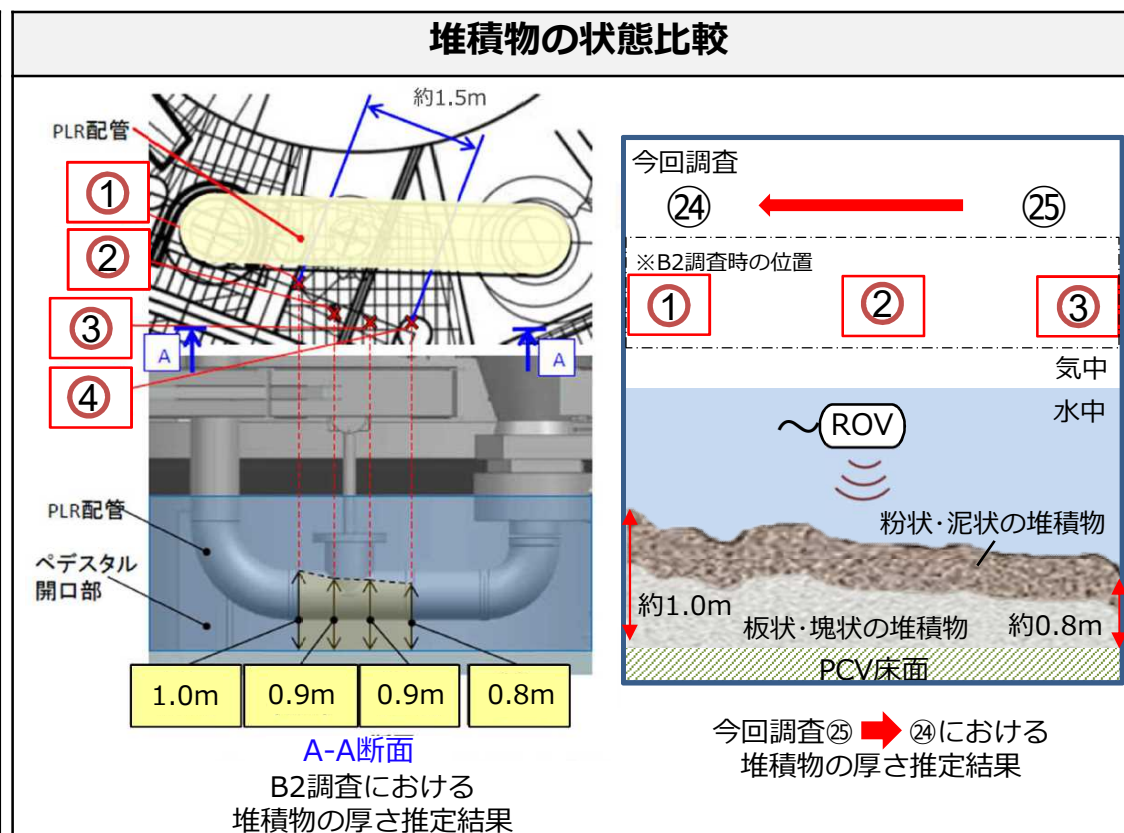
<ジェットデフレクター（D）付近／②⑤－②④の評価結果>

- 水面から堆積物（粉状・泥状および板状・塊状の堆積物含む）までの距離は約1.0～1.2mと評価
- 測定時におけるPCV水深が約2.0mであったことを踏まえると、堆積物の厚さは約0.8～1.0mと評価
- 堆積物の厚さは、調査ポイント②⑤から②④に向かって増加傾向



(参考) 2017年 1号機B2調査と調査ポイント②⑤-②④の比較

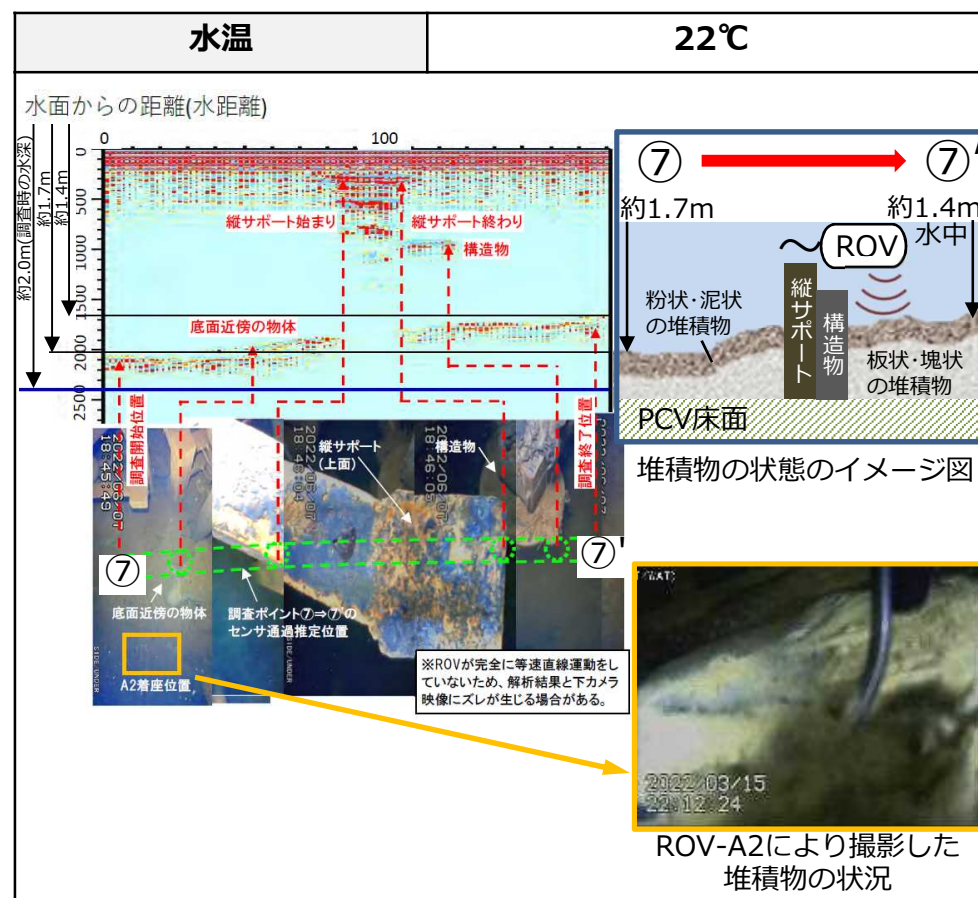
- 2017年に実施した1号機PCV内部調査(以下, B2調査)にて, 今回の調査ポイント②⑤-②④近傍を調査
- B2調査では映像データから堆積物厚さを推定しており, 約0.8~1.0mであると評価
- 今回の調査ポイント②⑤-②④においても, 堆積物の厚さは約0.8~1.0mであると評価しており, 堆積物厚さの増加傾向も類似



8. 各ポイント毎の評価結果と考察（2 / 3）

<ジェットデフレクター（G）、（F）付近／⑦－⑩（⑦－⑦'）の評価結果>

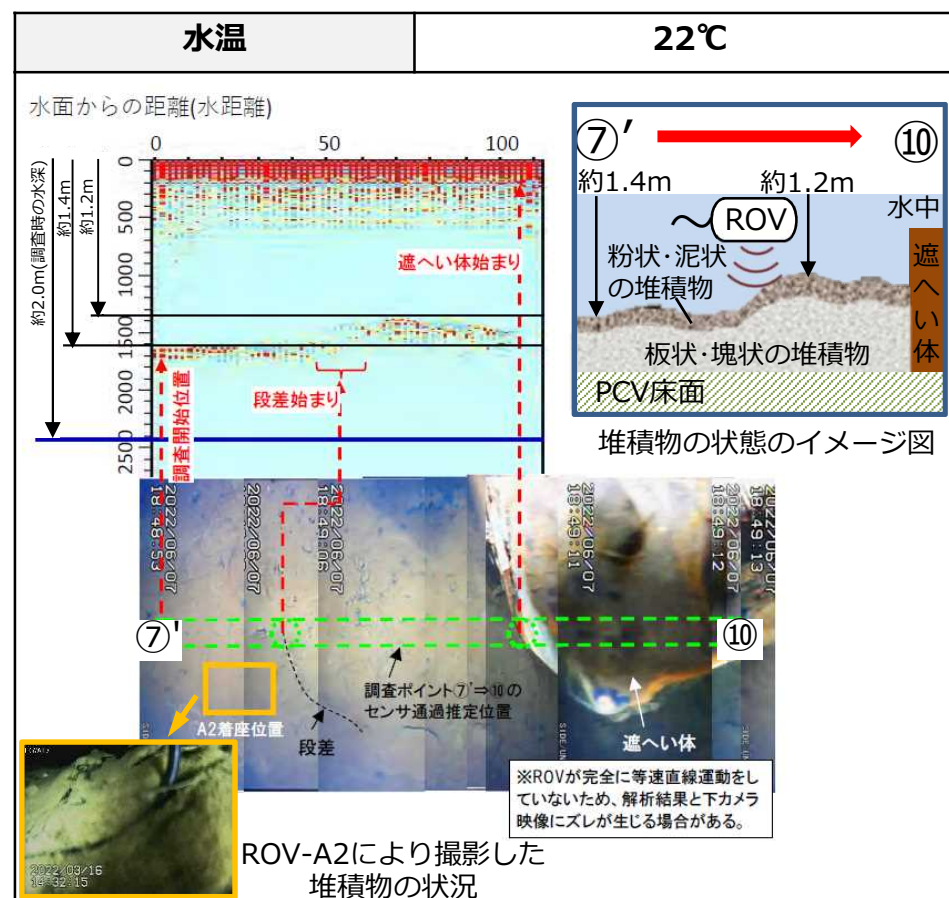
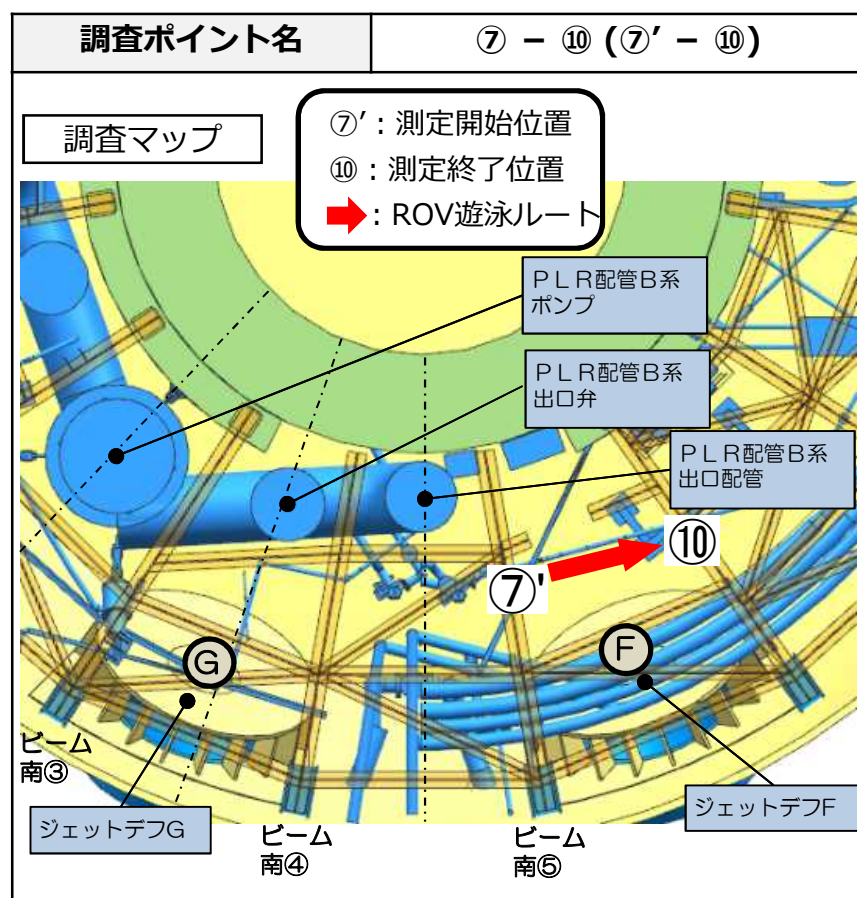
- 水面から堆積物（粉状・泥状および板状・塊状の堆積物含む）までの距離は約1.4～1.7mと評価
- 測定時におけるPCV水深が約2.0mであったことを踏まえると、堆積物の厚さは約0.3～0.6mと評価
- 堆積物の厚さは、調査ポイント⑦から⑦'に向かって増加傾向
- 計測結果に突出した値が確認されたが、カメラ映像から縦サポート、構造物と判明



8. 各ポイント毎の評価結果と考察（2／3）

<ジェットデフレクター（F）付近／⑦ - ⑩（⑦' - ⑩）の評価結果>

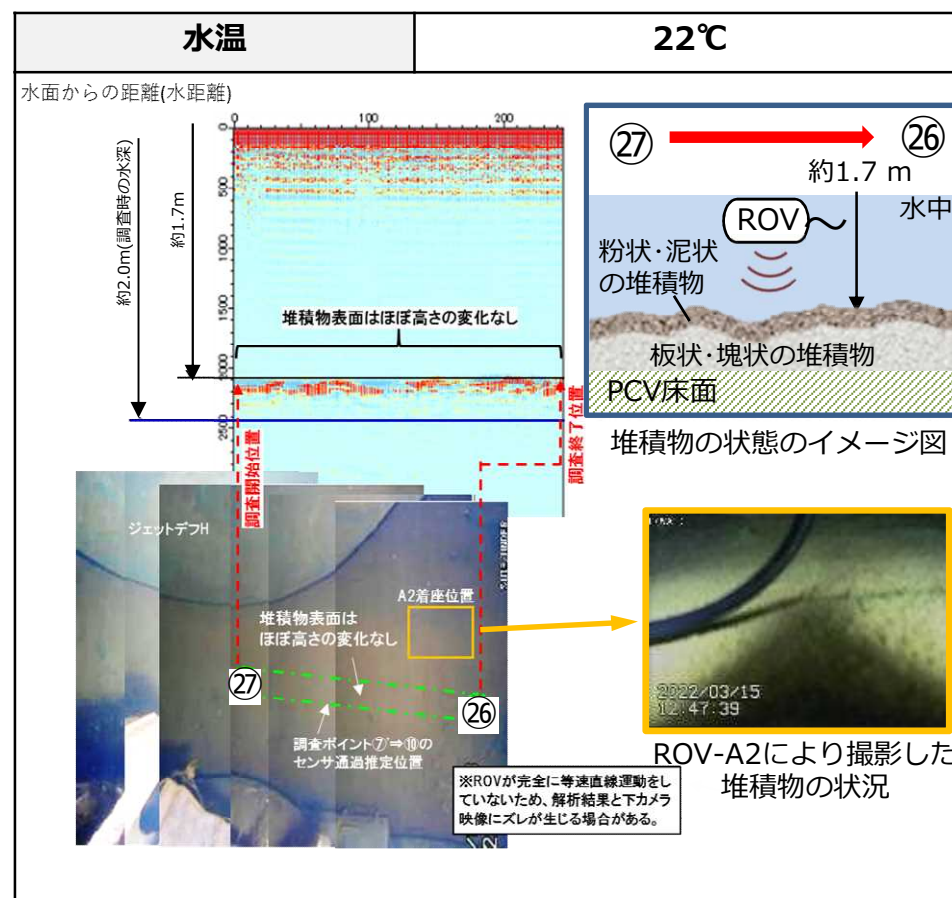
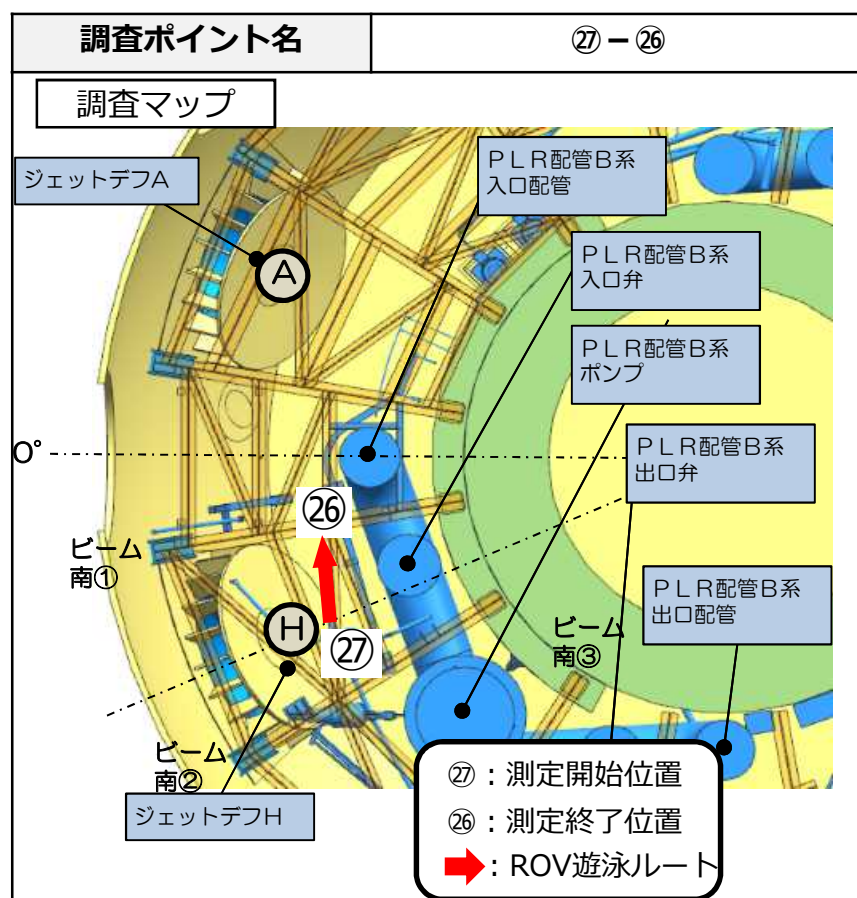
- 水面から堆積物（粉状・泥状および板状・塊状の堆積物含む）までの距離は約1.2～1.4mと評価
- 測定時におけるPCV水深が約2.0mであったことを踏まえると、堆積物の厚さは約0.6～0.8mと評価
- 堆積物の厚さは、調査ポイント⑦'から⑩に向かって増加傾向
- 計測結果に突出した値が確認されたが、カメラ映像から遮へい体と判明



8. 各ポイント毎の評価結果と考察（3 / 3）

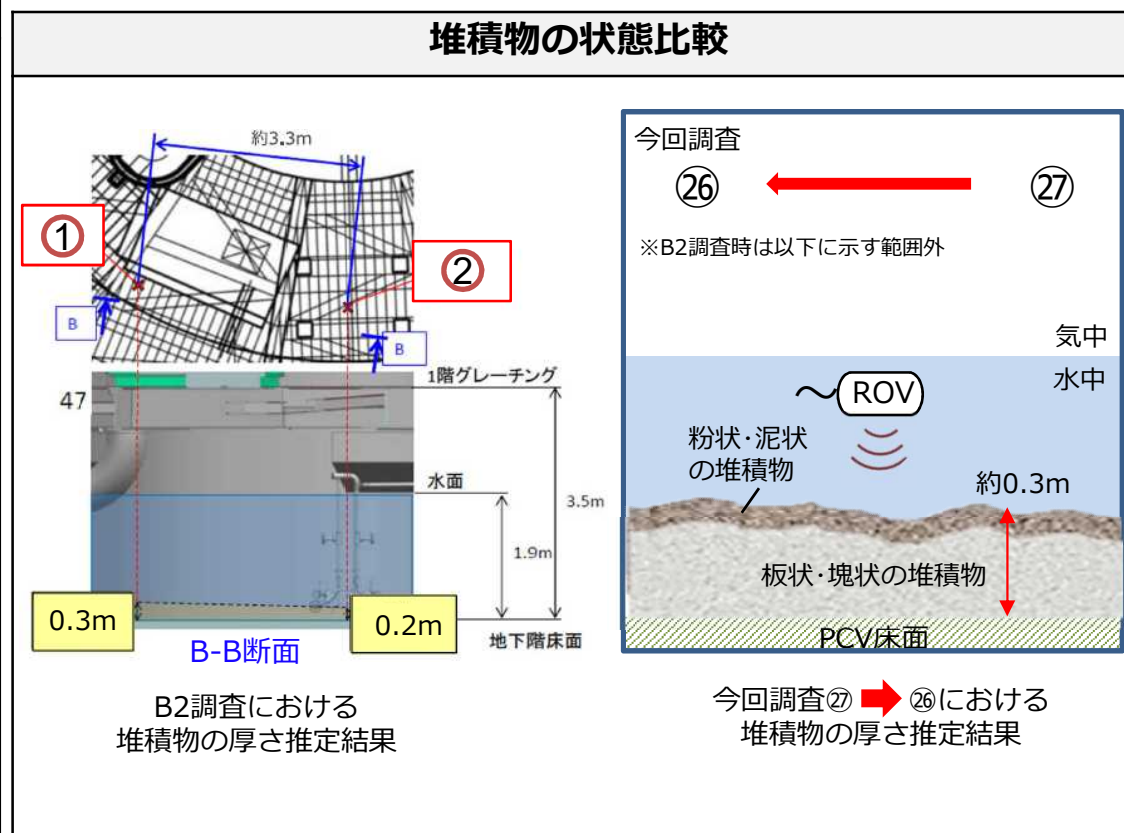
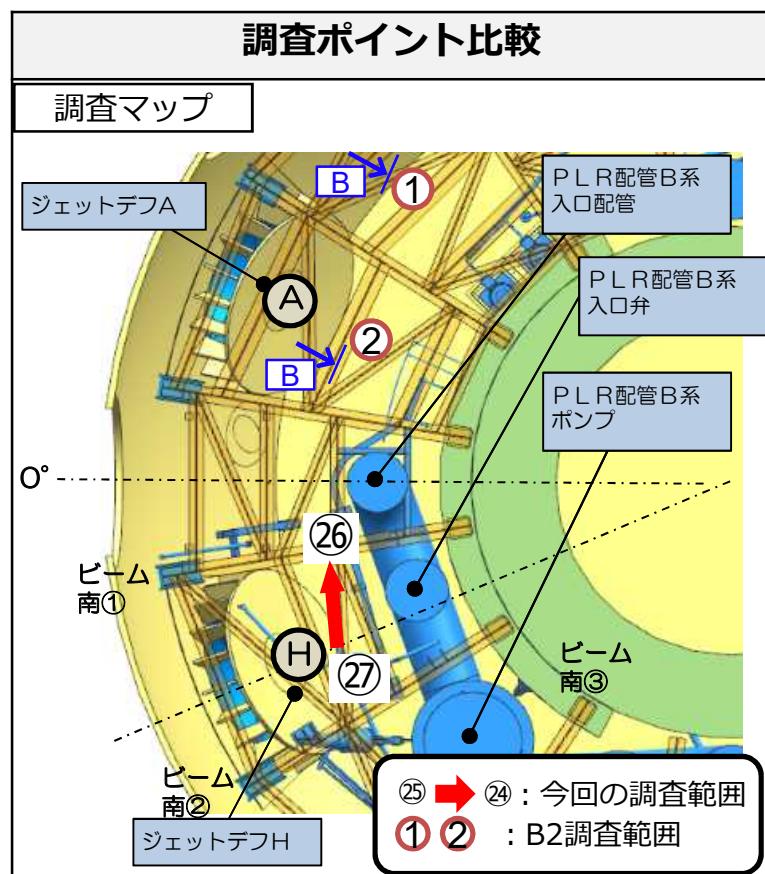
<ジェットデフレクター（H）付近／②⑦－②⑥の評価結果>

- 水面から堆積物（粉状・泥状および板状・塊状の堆積物含む）までの距離は約1.7mと評価
- 測定時におけるPCV水深が約2.0mであったことを踏まえると、堆積物の厚さは約0.3mと評価
- 当調査ポイントの堆積物は比較的なだらかであり、堆積物の厚さに大きな変化はない



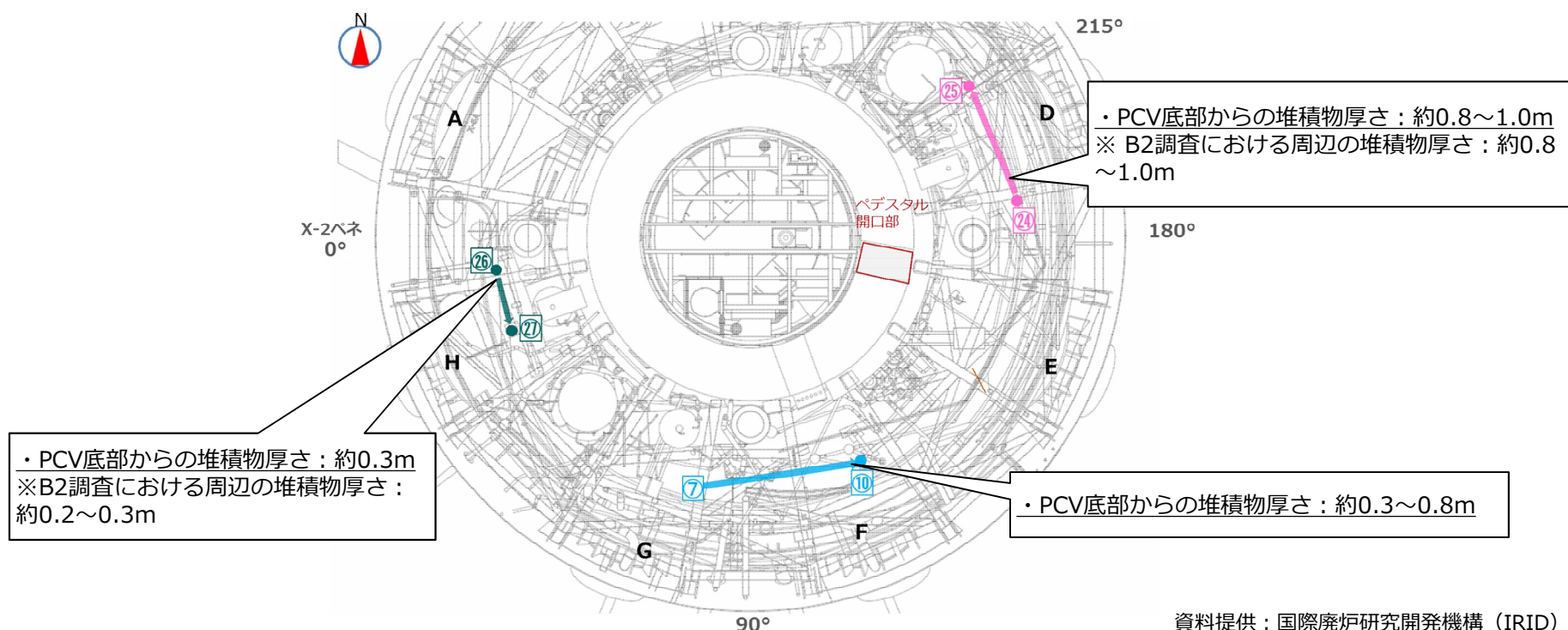
(参考) 2017年 1号機B2調査と調査ポイント②⑦ - ②⑥の比較

- 2017年に実施したB2調査において、今回のROV投入位置であるX-2ペネ付近を調査
- B2調査では映像データから堆積物厚さを推定しており、ROV投入位置であるX-2ペネ付近は約0.2～0.3mであると評価
- 今回の調査ポイント②⑦ - ②⑥においても、堆積物の厚さは約0.3mであると評価しており、堆積物の傾斜が比較的緩やかな点についても類似



9. 堆積物厚さ測定結果まとめ(評価済3ポイントについて)

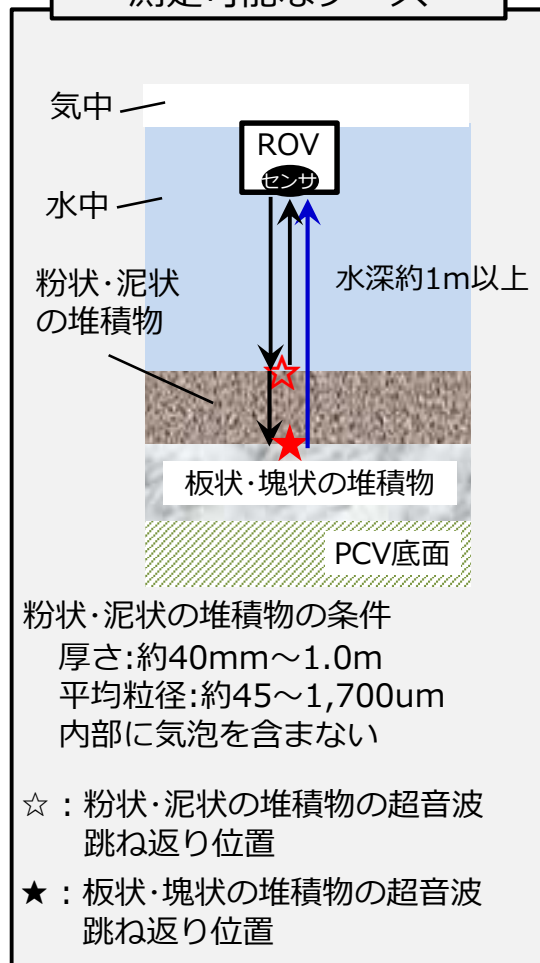
- 2017年に実施したB2調査結果と比較し、堆積物の厚さは同等であり、経年的な変化は確認されていない
- 今回評価した3ポイントにおいては、超音波測定データ・ROV-C及びROV-A2による調査時の映像から、粉状・泥状の堆積物の状態は薄いと評価。また、堆積物（粉状・泥状および板状・塊状の堆積物含む）内部の状態（空洞の存在等）については、今回の調査結果からは評価不可
- PCV底部からの堆積物厚さについては、ペDESTAL開口部付近が約0.8～1.0mに対し、ROV投入位置であるX-2ペネ付近は約0.3mであり、X-2ペネ付近に近づくにつれて徐々に低くなっていることを確認
- 今回評価した3ポイントの結果により、堆積物の状況は当初想定とは異なっていることから、後半調査（ROV-Dによる燃料デブリ検知やROV-Eによる堆積物サンプリング）に向けて、調査方針や調査箇所について改めて検討して参る



(参考) 粉状・泥状の堆積物における測定可能および困難なケース

- 粉状・泥状の堆積物の厚さを正しく測定するためには左図の条件が必須

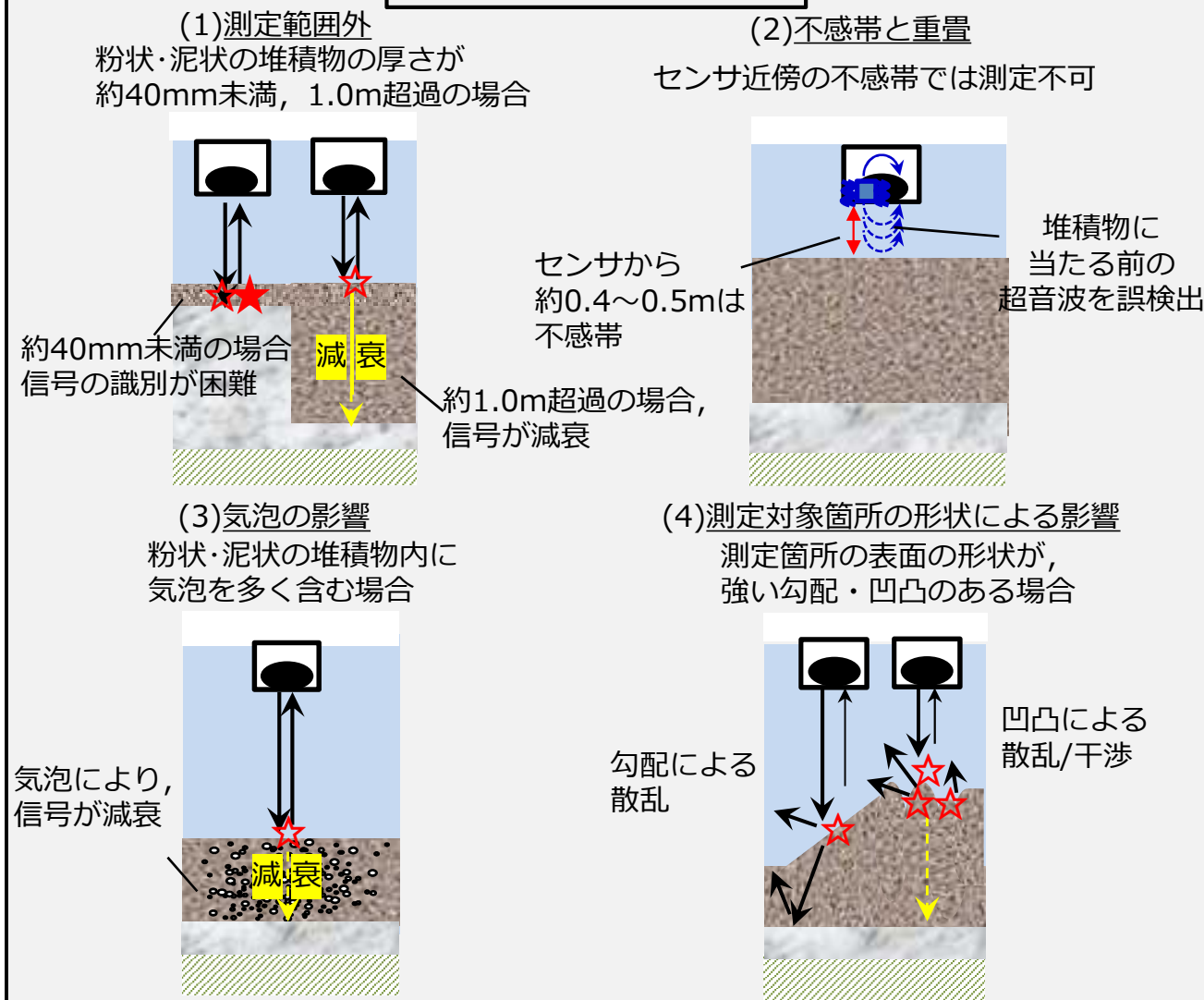
測定可能なケース



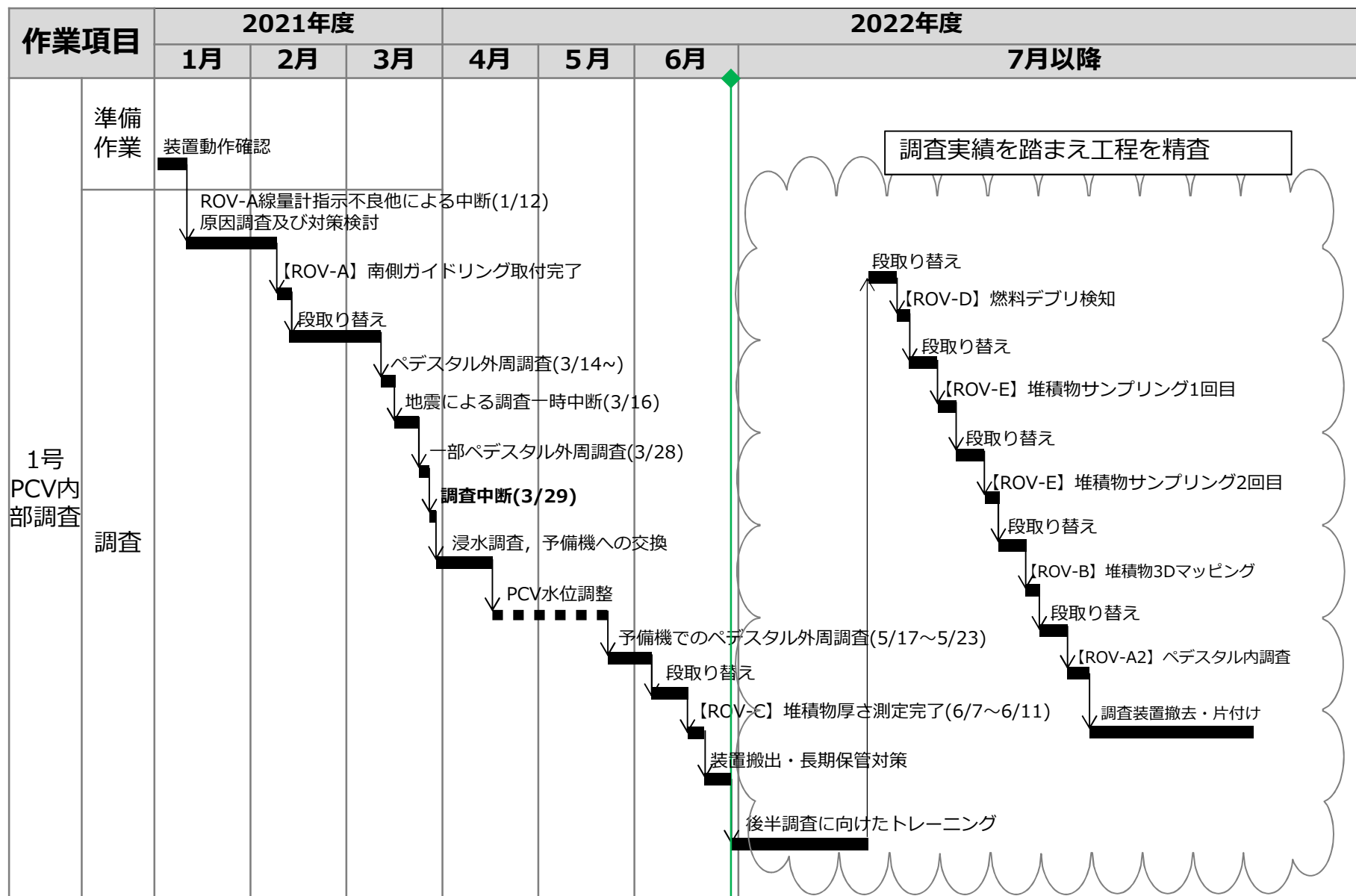
(参考)

粉状・泥状の堆積物厚さは、それぞれの堆積物から跳ね返ってくる時間差から評価

測定困難なケース

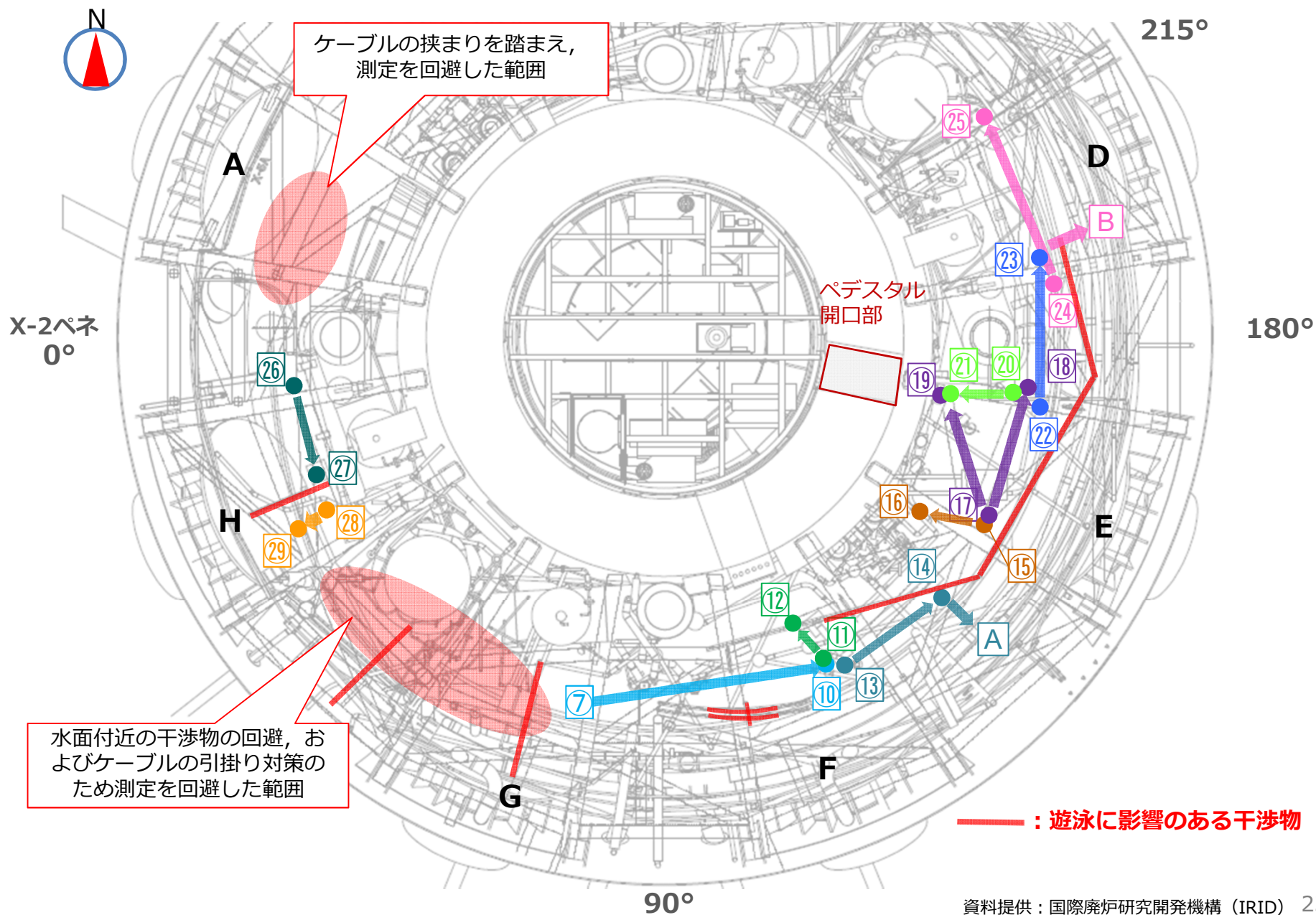


10. 今後の予定



(注) 各作業の実施時期については計画であり、現場作業の進捗状況によって時期は変更の可能性あり。

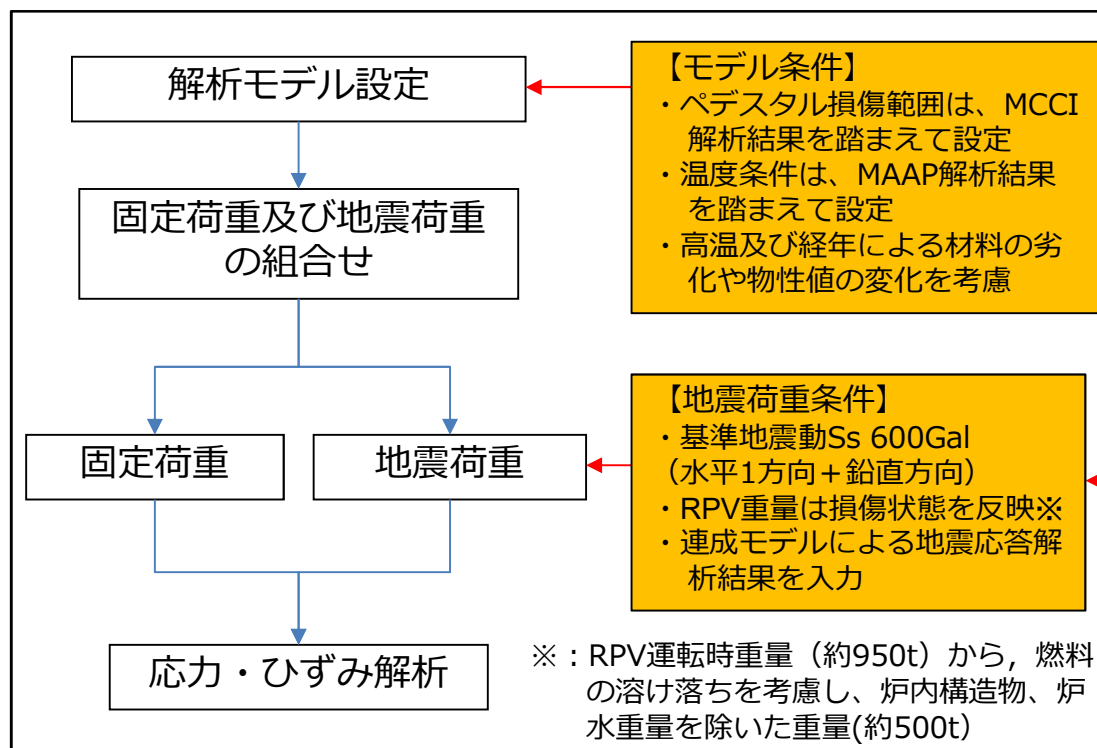
(参考) ROV-Cによる堆積物厚さ測定箇所マップ



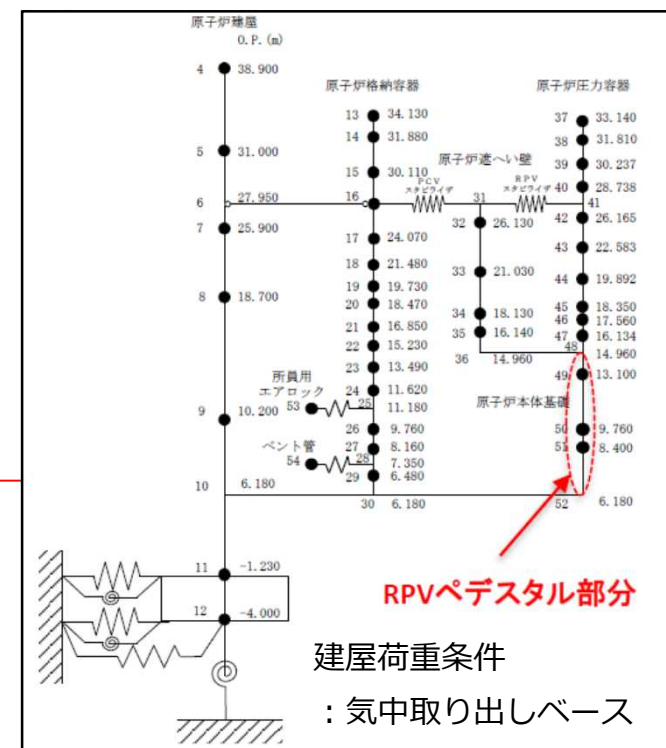
(参考) IRIDにおけるペDESTAL部の耐震性・影響評価について

- 国の補助事業「廃炉・汚染水対策事業」にて、2016年度に国際廃炉研究開発機構（IRID）が圧力容器及び格納容器の耐震性・影響評価を実施。
- ペDESTALの一部が高温により劣化・損傷した状態において、コンクリートや鉄筋のひずみ等の耐震性評価を実施したところ、日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」の基準値以下であることを確認。

■ 耐震性・影響評価におけるペDESTALの解析方法



ペDESTAL解析フロー

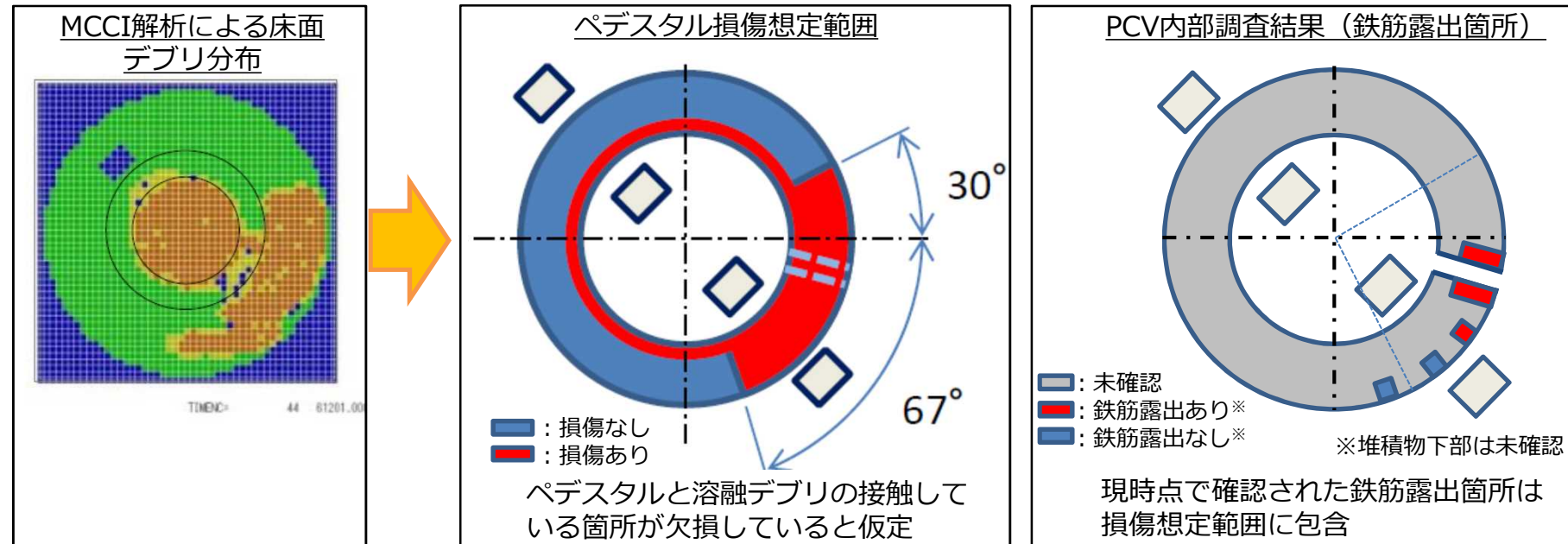


RPV-PCV/RPV系連成モデル

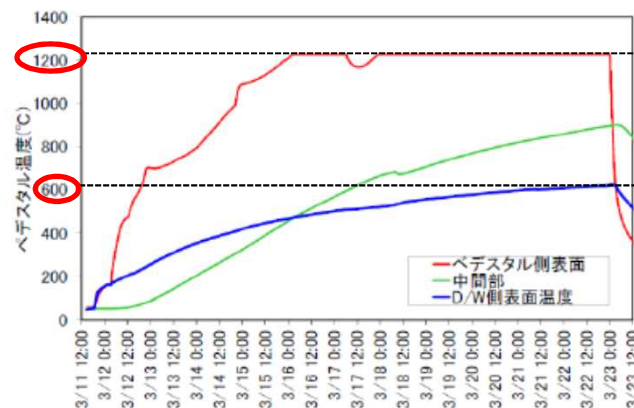
(参考) IRIDにおけるペデスタル部の耐震性・影響評価について

■ ペデスタル解析モデルの損傷範囲と温度条件

➤ モデル損傷範囲：MCCI解析結果を考慮し設定



➤ 温度条件：MAAP解析結果を考慮し設定



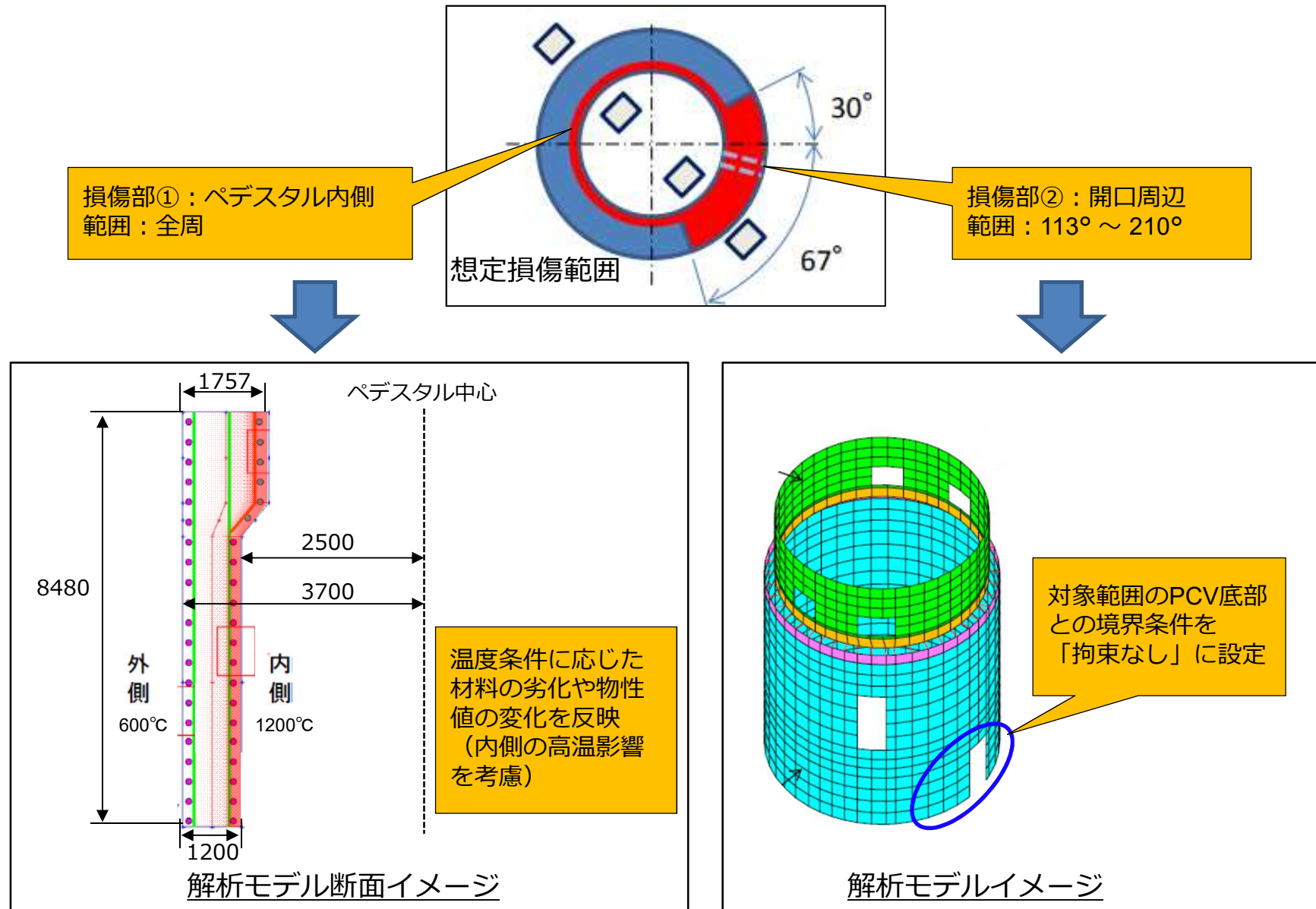
MAAP解析結果より以下を設定

ペデスタル内側：1200℃

ペデスタル外側：600℃

(参考) IRIDにおけるペデスタル部の耐震性・影響評価について

■ ペデスタル解析モデルへの損傷範囲反映



(参考) IRIDにおけるペデスタル部の耐震性・影響評価について

■ ペデスタル解析モデルの材料劣化の条件

- 事故時の高温状態を踏まえた材料強度の低下
- 高温腐食及び長期腐食を踏まえた鉄筋の減肉

(長期腐食の期間は地震後40年を想定)

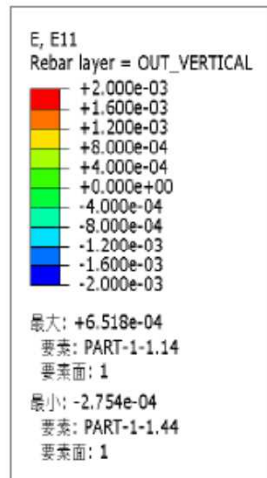
劣化	モデル化項目		モデル化方法	設定根拠
高温	材料	コンクリート	圧縮・引張強度の低減 応力ひずみ関係の軟化	平成27年度 円柱試験より設定 (1F1: 普通コン加熱後4ヶ月水中)
		鉄筋	降伏点の低減	AIJ耐火性ガイドを参考に設定
		付着	テンションスティフニング 効果は低減しない	平成27年度 縮小模型試験の シミュレーション解析を参考に設定
	形状	温度の 空間分布	温度分布解析を実施	熱物性の妥当性を、平成27年度 ブロック試験を参考に設定
鉄筋 腐食	材料	コンクリート	—	—
		鉄筋 (高温腐食)	腐食量に応じた 断面積(鉄筋比)の減少	中森-EPRIの回帰式により設定
		鉄筋 (長期腐食)		平成27年度 鉄筋腐食試験より設定
		付着	テンションスティフニング 効果は低減しない	平成27年度 縮小模型試験の シミュレーション解析を参考に設定
	形状	腐食の 空間分布	全面腐食と仮定	安全側に設定

出典：平成26年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 圧力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発

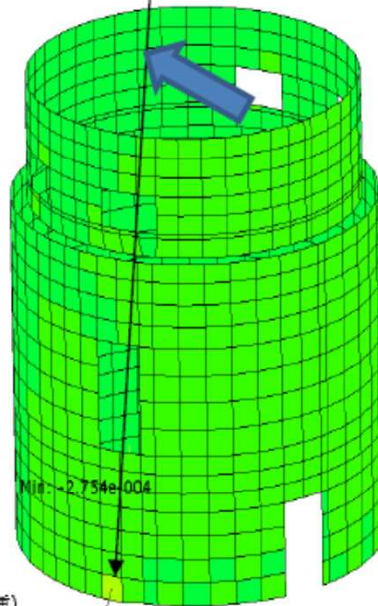
平成28年度成果報告 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID) https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20160000_11.pdf

(参考) IRIDにおけるペデスタル部の耐震性・影響評価について

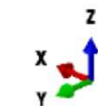
■ ペデスタル解析結果 (鉄筋ひずみ)



最大値: 652 μ



Max: +6.518e-004

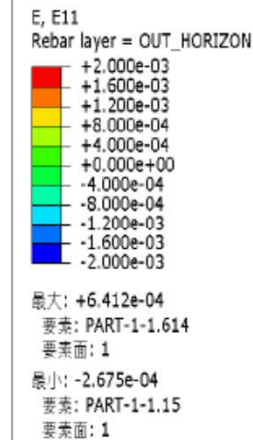


ステップ: Step-2, kajima 1f1 all model step1(地震荷重)
Increment 21: Step Time = 1.000
基本変数: E, E11
変形変数: U 変形倍率: +1.000e+02

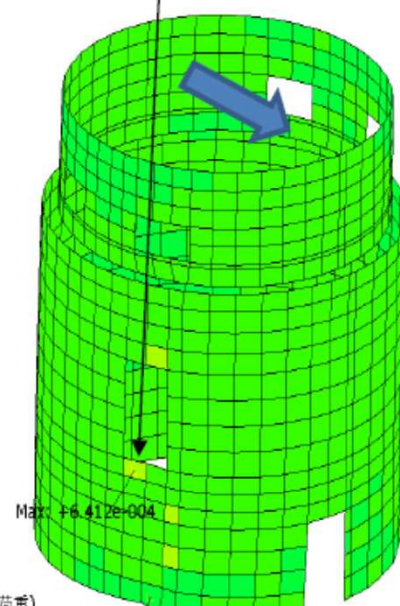
1F1PED2016 E->W : 温度15.5°C 鉛直震度0.46 組み合わせ係数(1.0,-0.4)

ODB: 1F1PED2016_EW_15.5+H10-V04.odb Abaqus/Standard 3DEXPERIENCE R2016x HotFix 4 Fri Jan 13 18:25:55 G

タテ筋ひずみ分布



最大値: 641 μ



Max: +6.412e-004



ステップ: Step-2, kajima 1f1 all model step1(地震荷重)
Increment 23: Step Time = 1.000
基本変数: E, E11
変形変数: U 変形倍率: +1.000e+02

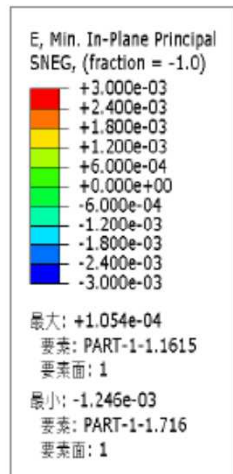
1F1PED2016 W->E : 温度15.5°C 鉛直震度0.46 組み合わせ係数(1.0,+0.4)

ODB: 1F1PED2016_WE_15.5+H10+V04.odb Abaqus/Standard 3DEXPERIENCE R2016x HotFix 4 Fri Jan 13 18:43:31 G

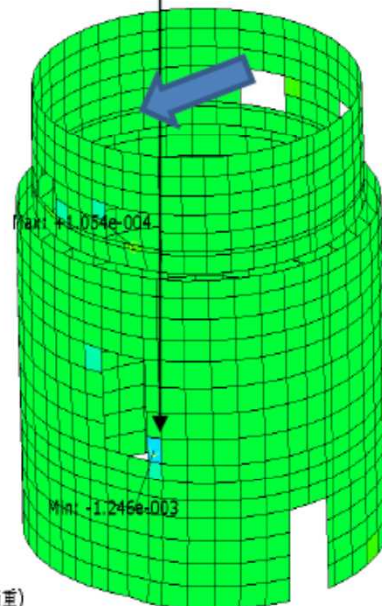
ヨコ筋ひずみ分布

(参考) IRIDにおけるペデスタル部の耐震性・影響評価について

■ ペデスタル解析結果（コンクリートひずみ，面外せん断応力）



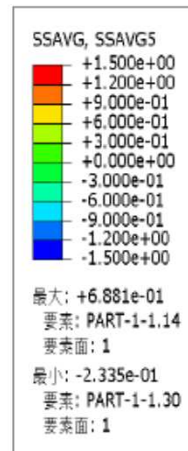
最大値: 1246 μ



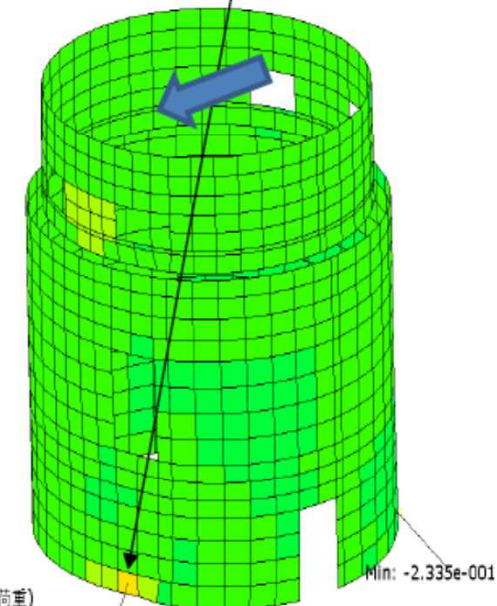
ステップ: Step-2, kajima 1f1 all model step1(地震荷重)
Increment 21: Step Time = 1.000
基本変数: E, Min. In-Plane Principal
変形変数: U 変形倍率: +1.000e+02

1F1PED2016 N->S : 温度15.5℃ 鉛直震度0.46 組み合わせ係数(1.0,+0.4)

ODB: 1F1PED2016_NS_15.5+H10+V04.odb Abaqus/Standard 3DEXPERIENCE R2016x HotFix 4 Fri Jan 13 18:30:42 G



裕度最大要素の応力:
0.69N/mm²



ステップ: Step-2, kajima 1f1 all model step1(地震荷重)
Increment 21: Step Time = 1.000
基本変数: SSAVG, SSAVG5
変形変数: U 変形倍率: +1.000e+02

1F1PED2016 N->S : 温度15.5℃ 鉛直震度0.46 組み合わせ係数(1.0,+0.4)

ODB: 1F1PED2016_NS_15.5+H10+V04.odb Abaqus/Standard 3DEXPERIENCE R2016x HotFix 4 Fri Jan 13 18:30:42 G

コンクリート圧縮ひずみ分布

面外せん断応力分布

(参考) IRIDにおけるペデスタル部の耐震性・影響評価について

■ ペデスタル解析結果

温度	デブリ 侵食	評価項目	発生応力・ ひずみ (A)	評価 基準値 (B)	基準値/評価値 (B/A)
内側 : 1200℃ 外側 : 600℃	あり	コンクリートひずみ	1246 μ	3000 μ	2.40
		鉄筋ひずみ	652 μ	5000 μ	7.66
		面外せん断応力	0.69 N/mm ²	1.44 N/mm ²	2.08

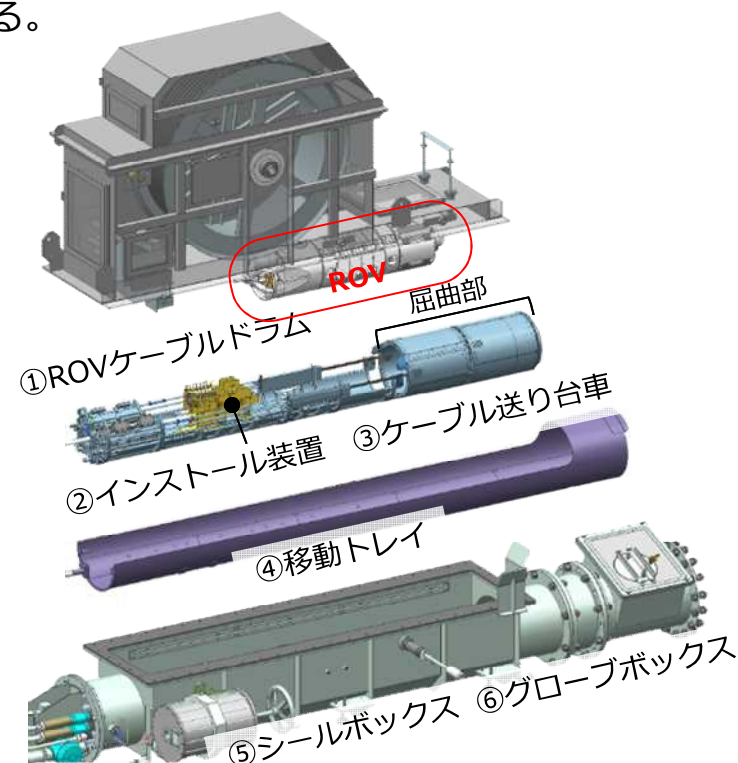
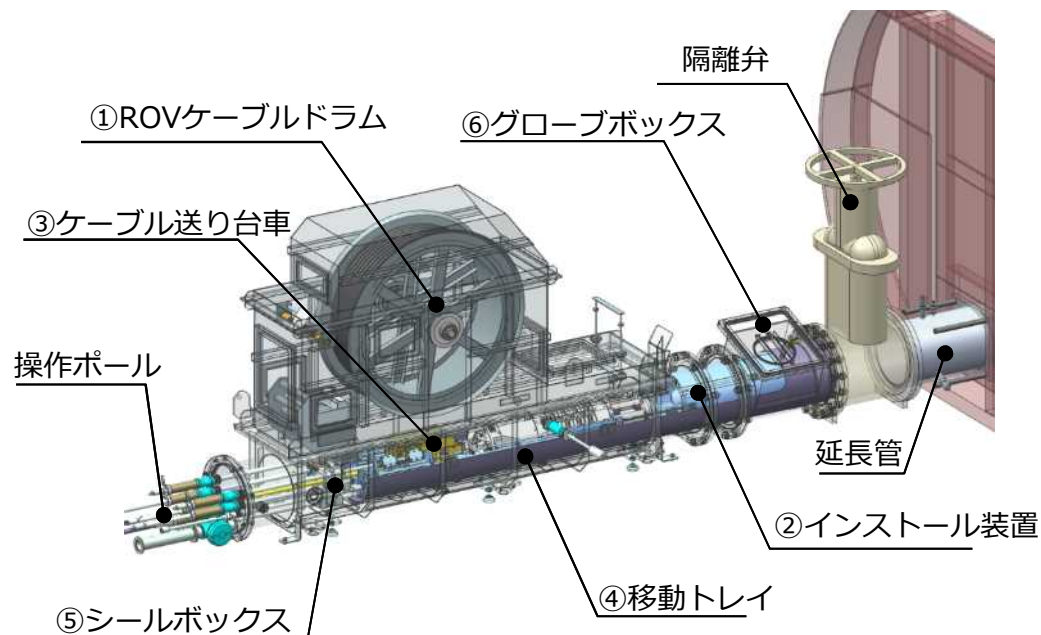
ペデスタルの損傷及び劣化を考慮したモデルでの解析結果より発生応力・ひずみが評価基準値※¹以下であることを確認

※ 1 : CCV規格等※²に基づく評価基準値との比較を実施し、健全性を評価

※ 2 : 日本機械学会 「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」

(参考) 調査装置詳細 シールボックス他装置

ROVをPCV内部にインストール/アンインストールする。
ROVケーブルドラムと組み合わせてPCVバウンダリを構築する。

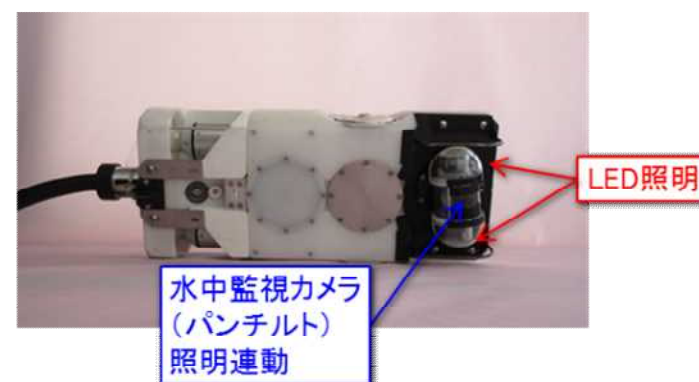
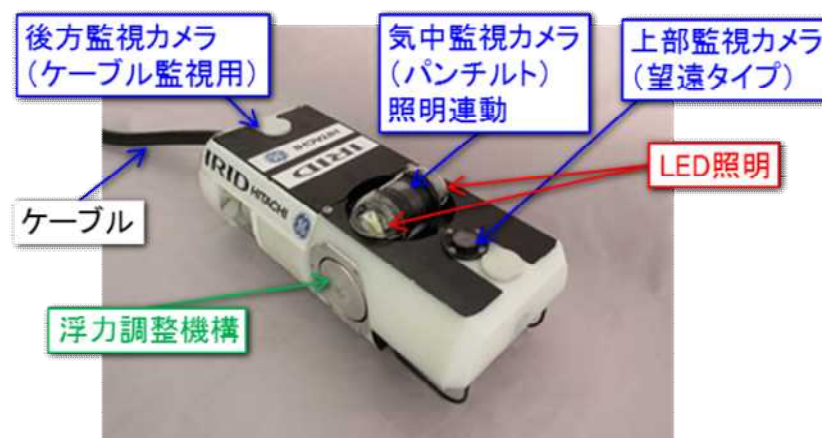
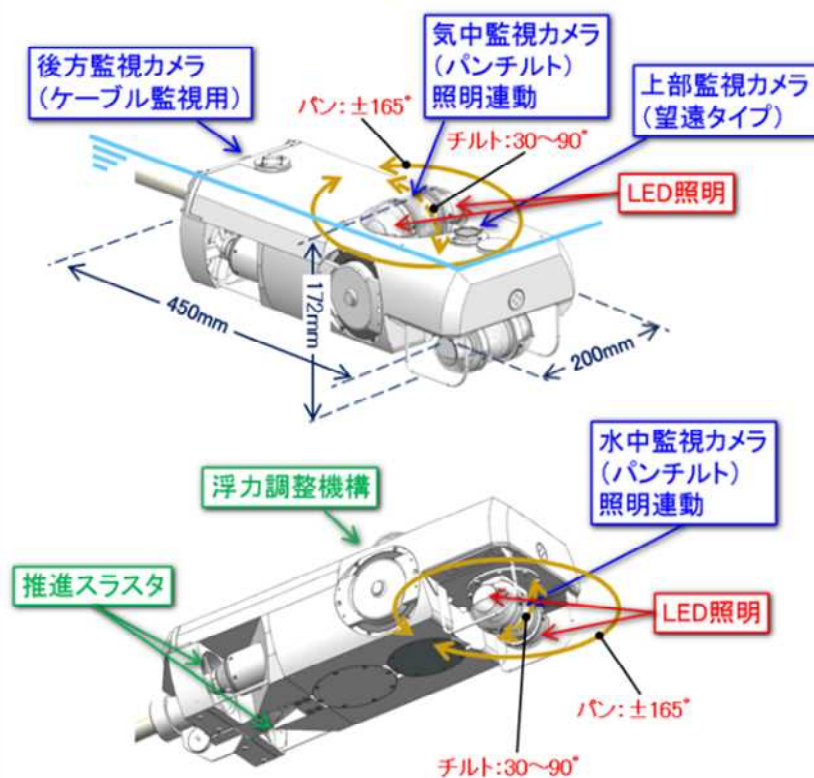


構成機器名称		役割
①	ROVケーブルドラム	ROVと一体型でROVケーブルの送り/巻き動作を行う
②	インストール装置	ROVをガイドパイプを経由してPCV内部まで運び、屈曲機構によりROV姿勢を鉛直方向に転換させる
③	ケーブル送り台車	ケーブルドラムと連動して、ケーブル介助を行う
④	移動トレイ	ガイドパイプまでインストール装置を送り込む装置
⑤	シールボックス	ROVケーブルドラムが設置されバウンダリを構成する
⑥	グローブボックス	ケーブル送り装置のセッティングや非常時のケーブル切断

(参考) 調査装置詳細 ROV-A2_詳細目視調査用

調査装置	計測器	実施内容
ROV-A2 詳細目視	ROV保護用（光ファイバー型γ線量計※，改良型小型B10検出器） ※：ペDESTAL外調査用と同じ	地下階の広範囲とペDESTAL内（※）のCRDハウジングの脱落状況などカメラによる目視調査を行う （※アクセスできた場合）
	員数：2台 航続可能時間：約80時間/台 調査のために細かく動くため，柔らかいポリ塩化ビニル製のケーブル(φ23mm)を採用	

推力：約50N 寸法：直径φ20cm×長さ約45cm



(参考) 調査装置詳細 ROV-B~E_各調査用

調査装置	計測器	実施内容
ROV-B 堆積物3Dマッピング	・ 走査型超音波距離計 ・ 水温計	走査型超音波距離計を用いて堆積物の高さ分布を確認する
ROV-C 堆積物厚さ測定	・ 高出力超音波センサ ・ 水温計	高出力超音波センサを用いて堆積物の厚さとその下の物体の状況を計測し、デブリの高さ、分布状況を推定する
ROV-D 堆積物デブリ検知	・ CdTe半導体検出器 ・ 改良型小型B10検出器	デブリ検知センサを堆積物表面に投下し、核種分析と中性子束測定により、デブリ含有状況を確認する
ROV-E 堆積物サンプリング	・ 吸引式カンパリング装置	堆積物サンプリング装置を堆積物表面に投下し、堆積物表面のサンプリングを行う
員数：各2台ずつ 航続可能時間：約80時間/台 調査のために細かく動くため、柔らかいポリ塩化ビニル製のケーブル (ROV-B：φ33mm, ROV-C：φ30mm, ROV-D：φ30mm, ROV-E：φ30mm)を採用		

