

東京電力福島第一原子力発電所における  
事故の分析に係る検討会  
第30回会合

議事次第

1. 日 時 令和4年6月30日(木) 14:00 ~ 18:00

2. 場 所 原子力規制委員会 13階 BCD 会議室

3. 議 題

(1) 1号機原子炉格納容器内部調査の状況について

- ・水中 ROV-A2 によるペDESTAL外周部詳細目視調査及び中性子束測定
- ・水中 ROV-C による堆積物厚さ測定
- ・水中 ROV-A による調査
- ・2017年1号機 B2 調査
- ・2015年1号機格納容器内部調査 等

(2) 1号機及び2号機非常用ガス処理系配管一部撤去の対応状況について

- ・切断配管の線量測定及びガンマカメラ測定

(3) 2号機原子炉建屋内調査等の状況について

- ・2号機原子炉建屋5階調査
- ・3号機原子炉建屋損傷調査
- ・1号機原子炉建屋外観調査
- ・4号機原子炉建屋3Dレーザースキャナー調査
- ・1/2号機SGTS切断配管サンプル調査
- ・追加説明資料(1号機原子炉建屋梁等の損傷状況、シールドプラグ設計情報、原子炉格納容器内ケーブル等の設置状況 等)

(4) その他

- ・1号機炉心スプレイ(A)系テストライン他の配管表面線量の測定
- ・2号機燃料交換機遠隔操作室調査

#### 4. 配布資料

資料1 - 1 : 1号機 PCV 内部調査の状況について [ 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 ]

補足説明資料1 : 1号機 PCV 内部調査の状況について [ 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 ]

[ 動画 ] 1号機 PCV 内滞留水水位について ( 常設監視計器の再設置結果 )

[https://www.tepco.co.jp/tepconews/library/archive-j.html?video\\_uuid=r4u027fz&catid=61699&year=2015](https://www.tepco.co.jp/tepconews/library/archive-j.html?video_uuid=r4u027fz&catid=61699&year=2015)

[ 画像 ] 福島第一原子力発電所 1号機 原子炉格納容器内部調査 ( 堆積物サンプリング ) 撮影日 2017年4月6日

<https://photo.tepco.co.jp/date/2017/201704-j/170407-01j.html>

参考1 : 解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について [ 技術研究組合国際廃炉研究開発機構 一般財団法人エネルギー総合工学研究所 ]

資料1 - 2 : 1号機原子炉格納容器内部調査時の動画 ( 2022年5月23日 福島第一原子力発電所1号機原子炉格納容器内部調査 ( ROV-A2 ) の実施状況 ( 2022年5月17~19日の作業状況 ) 提供 : 国際廃炉研究開発機構 ( IRID ) ・日立GEニュークリア・エナジー )

[https://www.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=107299&video\\_uuid=og07od6u](https://www.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=107299&video_uuid=og07od6u)

資料2 : 福島第一原子力発電所1号機及び2号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について [ 東京電力ホールディングス株式会社 ]

資料3 - 1 : 現地調査の実施状況について ( 2号機原子炉建屋5階調査、3号機原子炉建屋損傷調査、1号機原子炉建屋外観調査、4号機原子炉建屋3Dレーザーキャナー調査、1/2号機SGTS切断配管サンプル調査 )

資料3 - 2 : 追加説明資料 ( 1号機原子炉建屋梁等の損傷状況、シールドプラグ設計情報、原子炉格納容器内ケーブル等の設置状況 等 )

資料4 - 1 : 1号機CS ( A ) 系テストライン他の配管表面線量の測定結果について [ 東京電力ホールディングス株式会社 ]

資料4 - 2 : 2号機燃料取扱機操作室調査の実施について [ 東京電力ホールディングス株式会社 ]

# 1号機 PCV内部調査の状況について

2022年6月30日

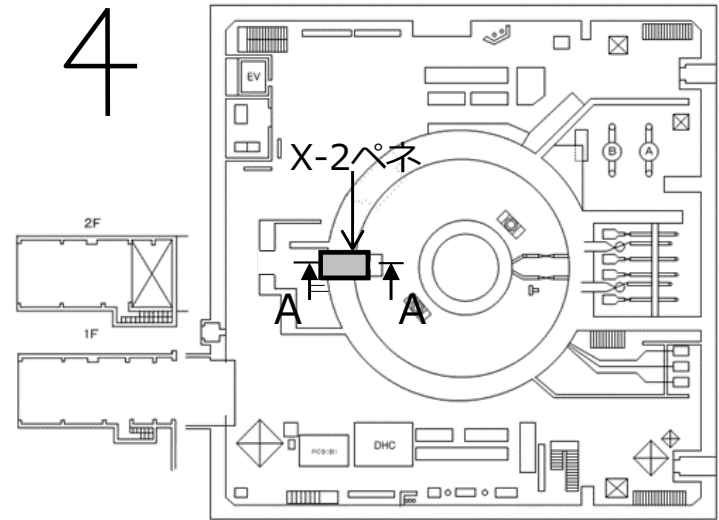
**IRID** **TEPCO**

---

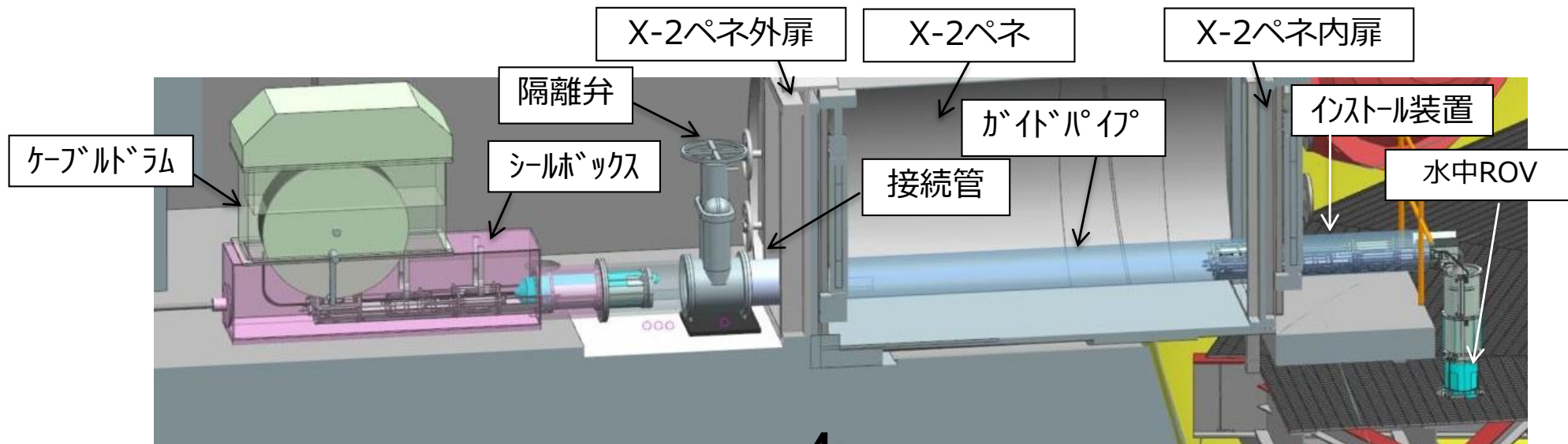
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構  
東京電力ホールディングス株式会社

# 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

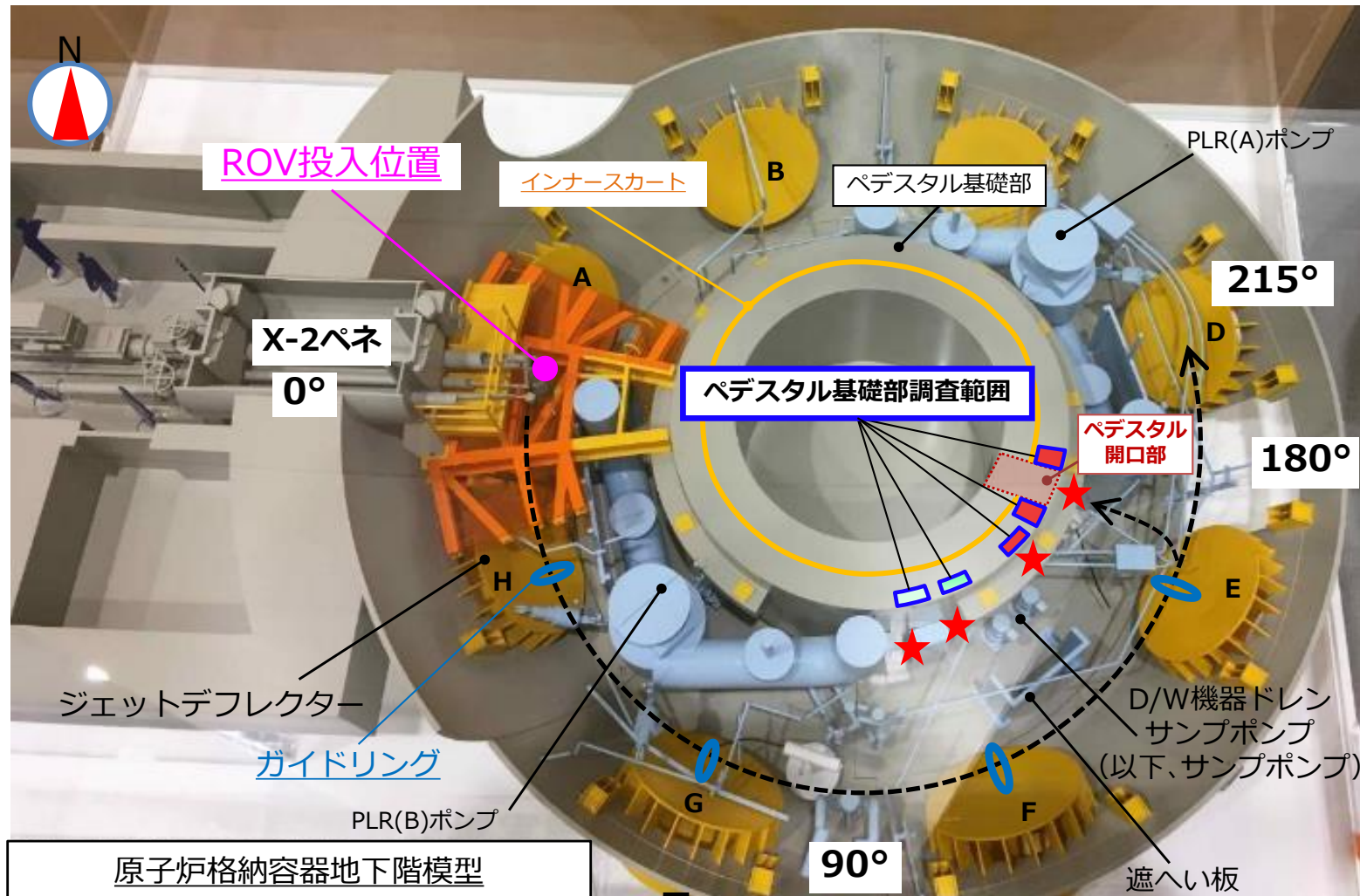


内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)



## 2. ROV-A2によるペDESTAL基礎部調査の概要と実績

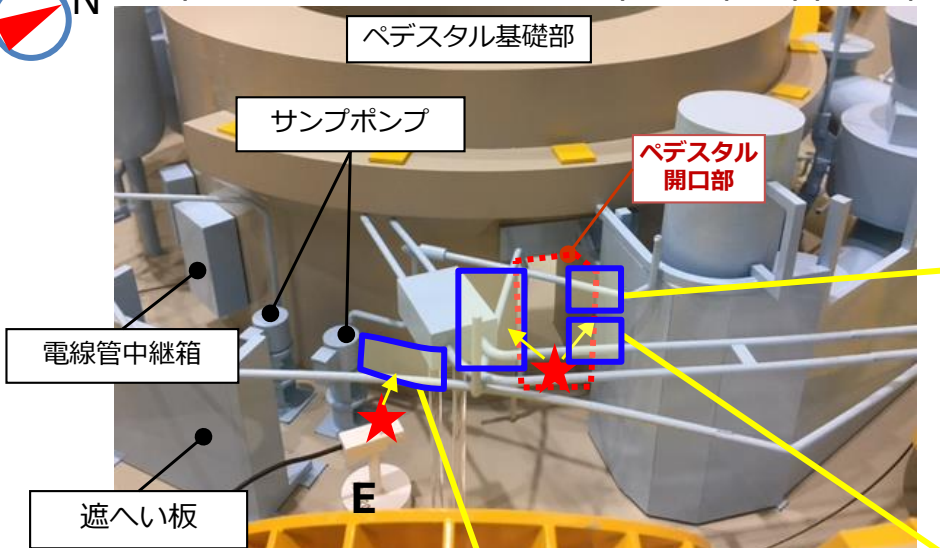
- 調査範囲はPCV地下階の約90°から約180°（ペDESTAL開口部含む）とし、カメラによる目視調査を実施  
＜主な調査箇所＞
  - 既設構造物の状態確認及び堆積物の広がり状況・高さ・傾斜確認。
  - ペDESTAL開口部付近のコンクリート壁状況確認。（下図 □ 調査箇所：■ 鉄筋露出、□ 露出無）
  - ペDESTAL内部の目視調査は調査実績等を踏まえ、最終でROV-A2を投入予定。



### 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

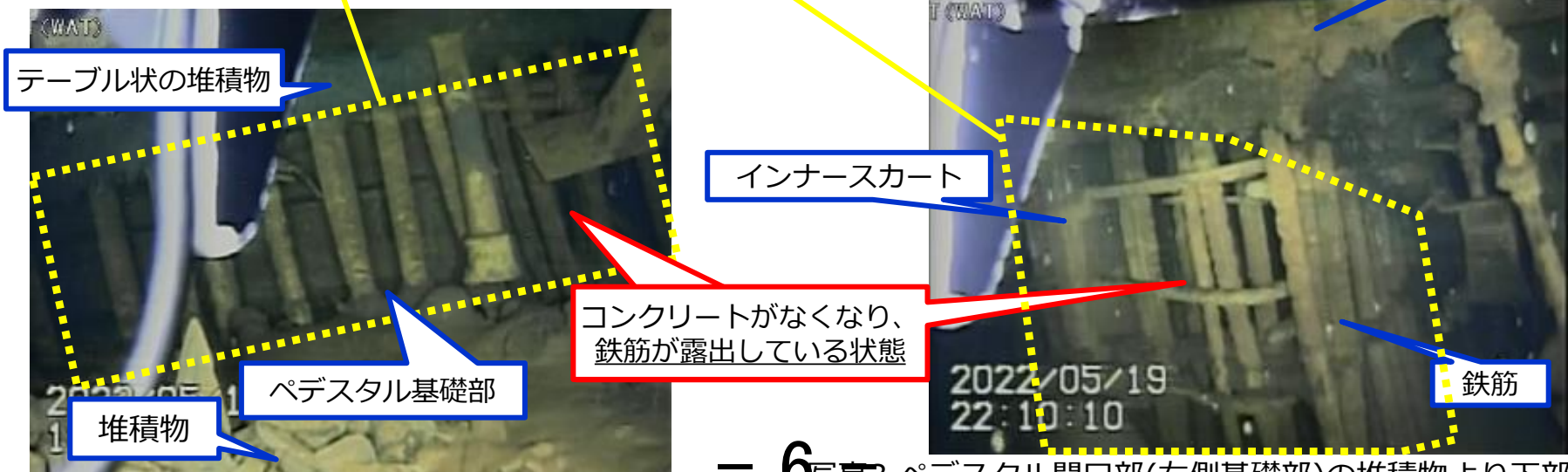


写真3.ペDESTAL開口部(右側基礎部)の堆積物より下部の状況

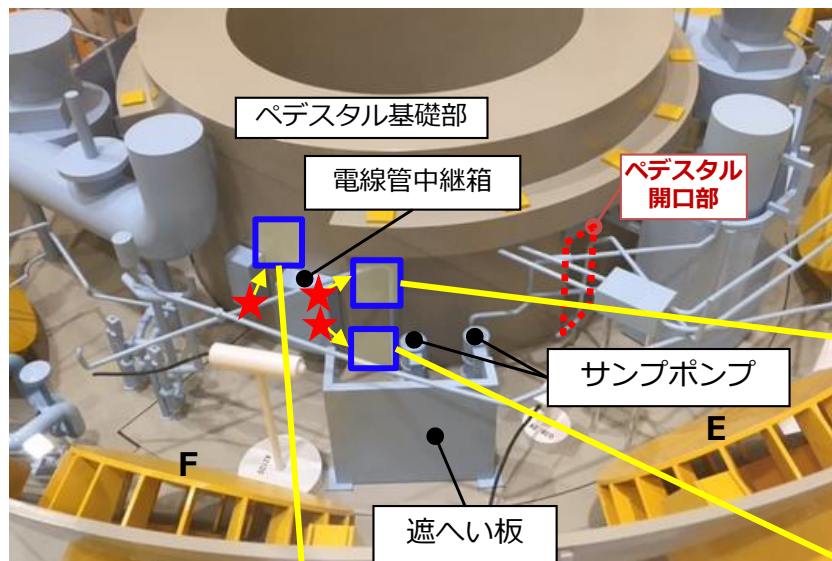
写真1.ペDESTAL基礎部付近の状況



### 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DESTAL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

サンプポンプ上部付近のペDESTAL基礎部



写真5. 遮へい板裏ペDESTAL壁面(堆積物上部)

電線管中継箱奥のペDESTAL基礎部

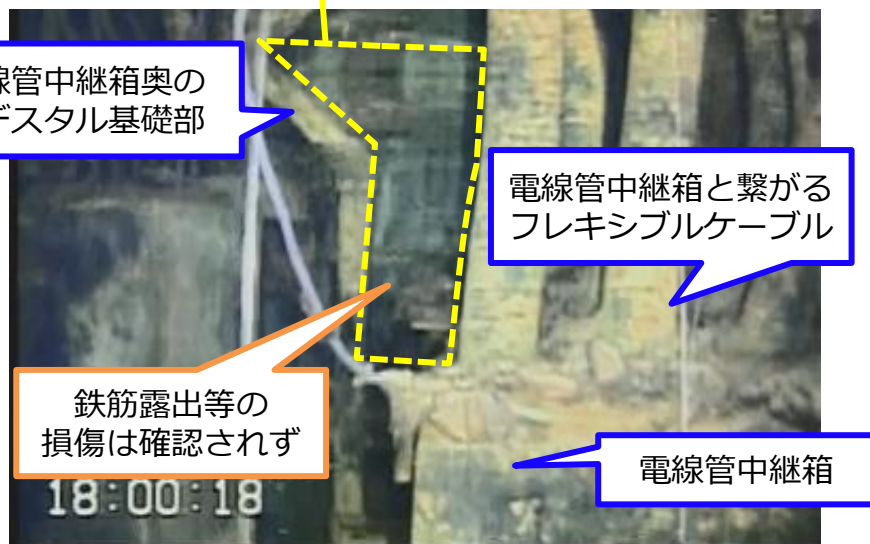


写真4. 中継箱奥ペDESTAL壁面(堆積物上部)

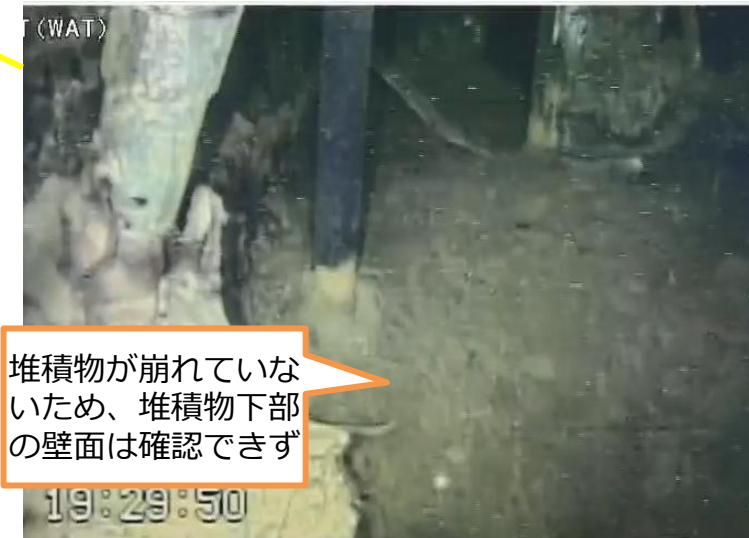


写真6. 遮へい板裏ペDESTAL壁面 (堆積物周辺)

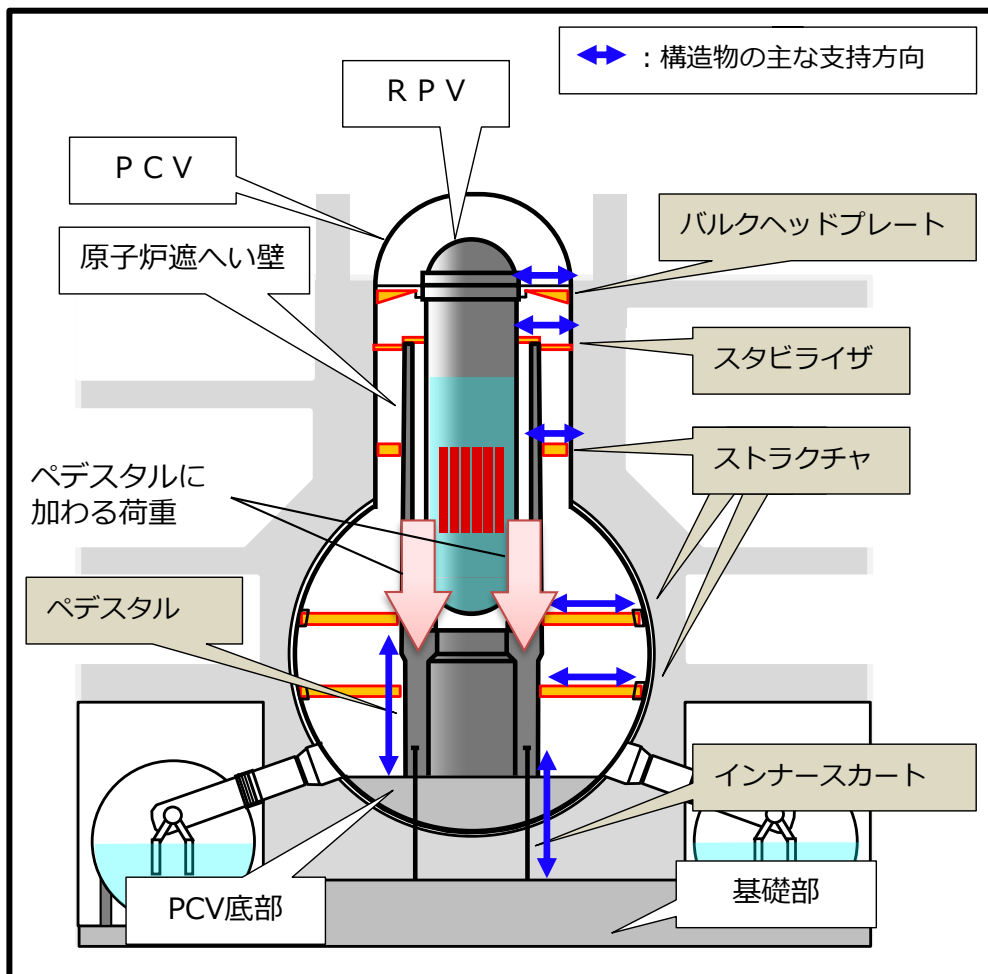
# 4. ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について

特定原子力施設監視・評価検討会 資料  
(2022年6月20日)

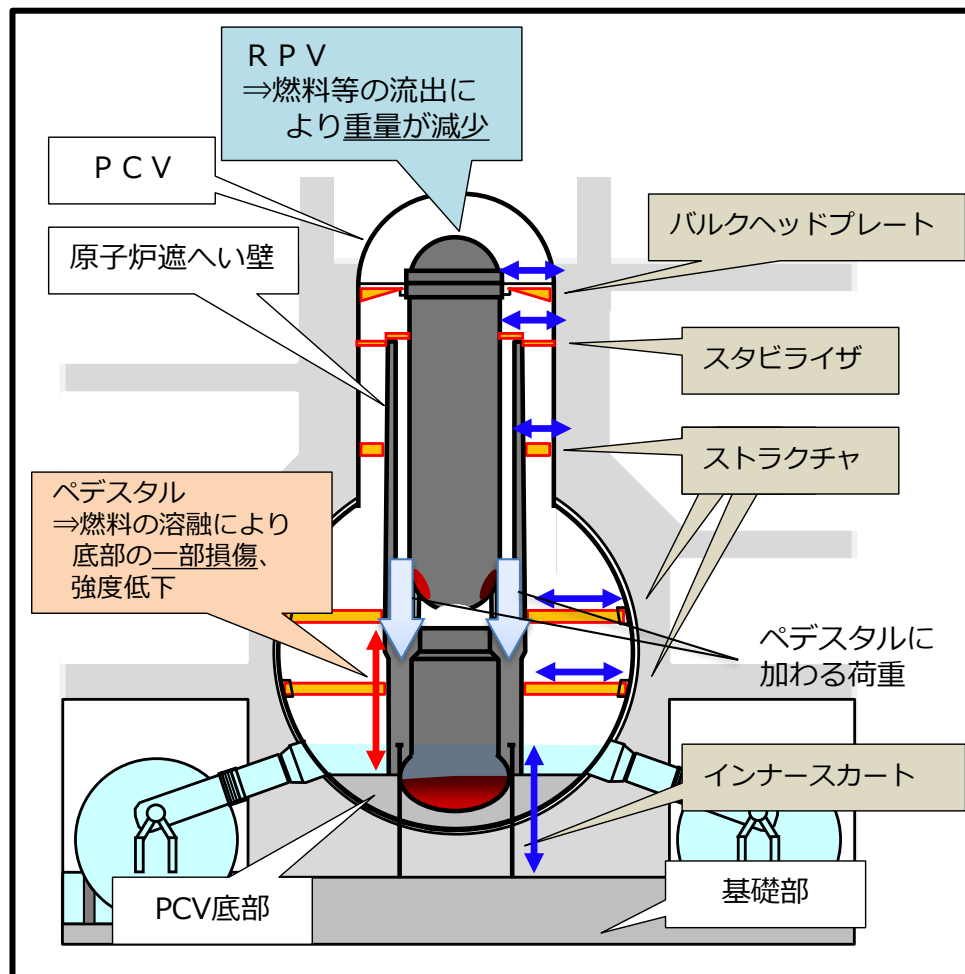


## 原子炉圧力容器の支持機能への影響

- 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

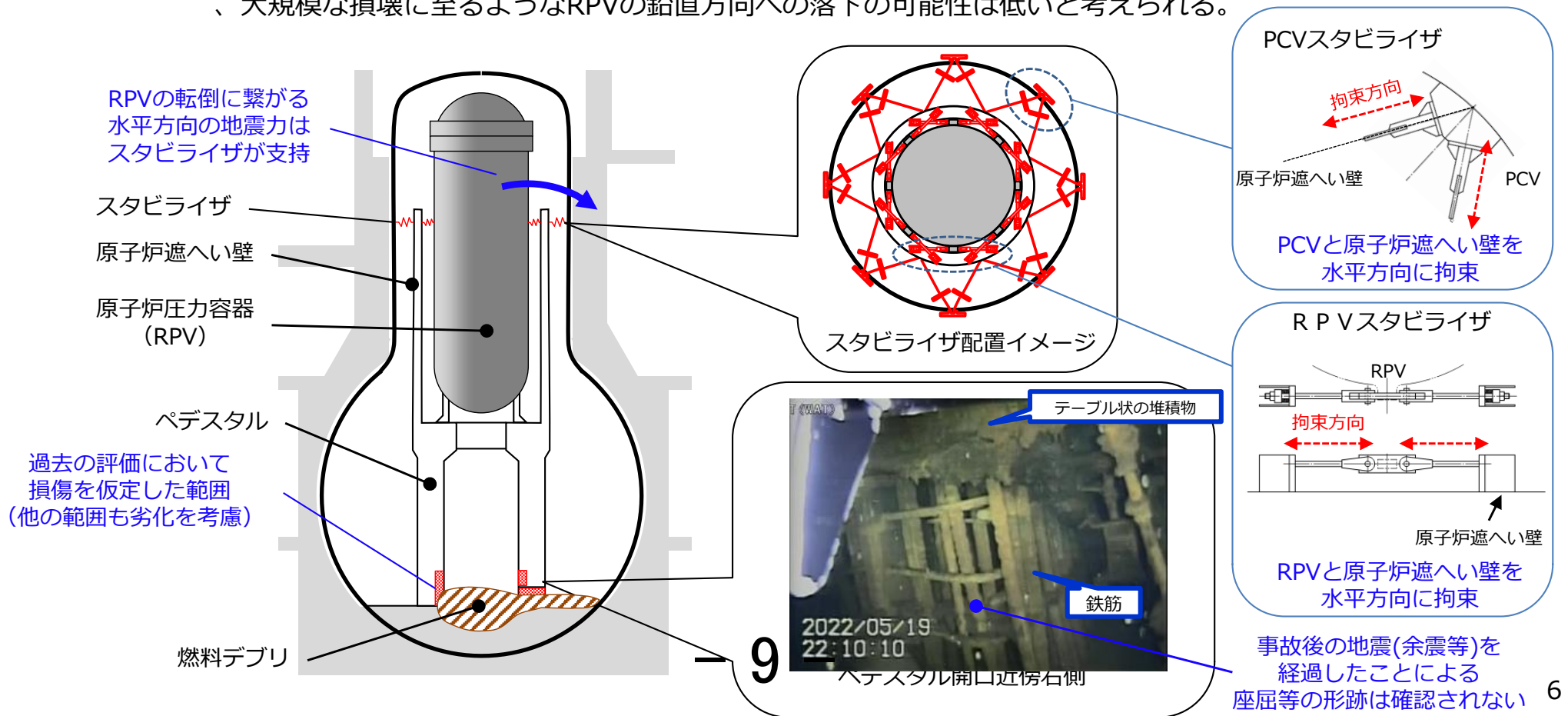
# 4. ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について

## 原子炉圧力容器の支持機能への影響

- 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)

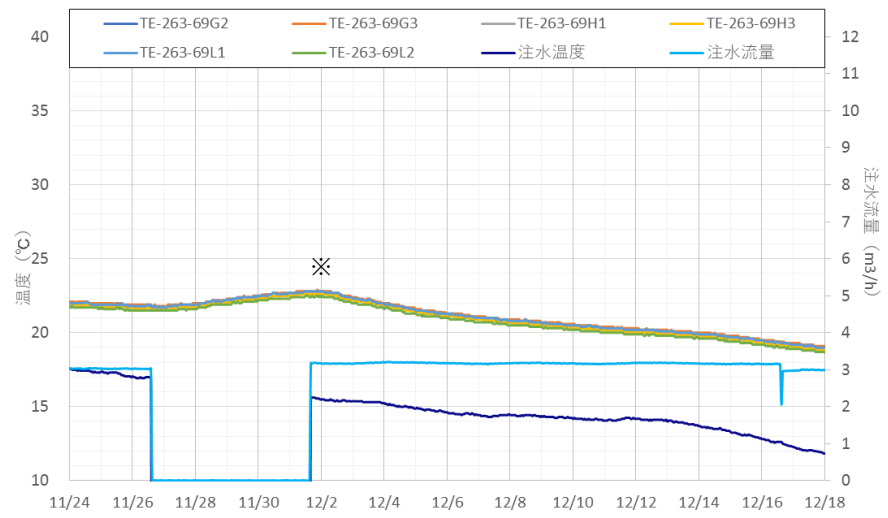


## 支持機能が低下した場合に起こり得る原子安全上の影響について

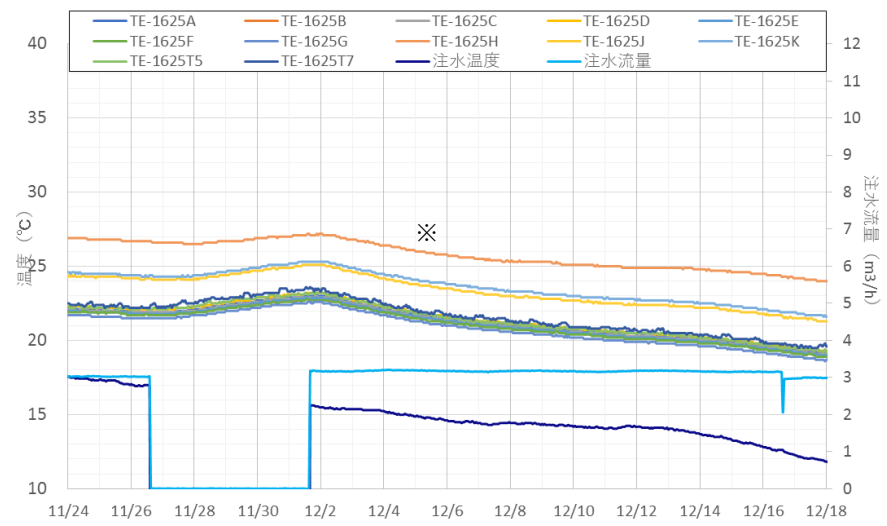
### < 1号機 注水停止試験における温度上昇とPCV水位 (2020年) >

- 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

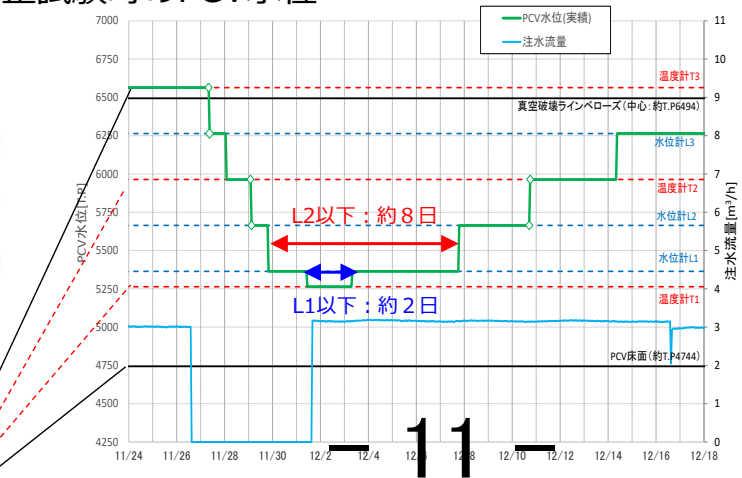
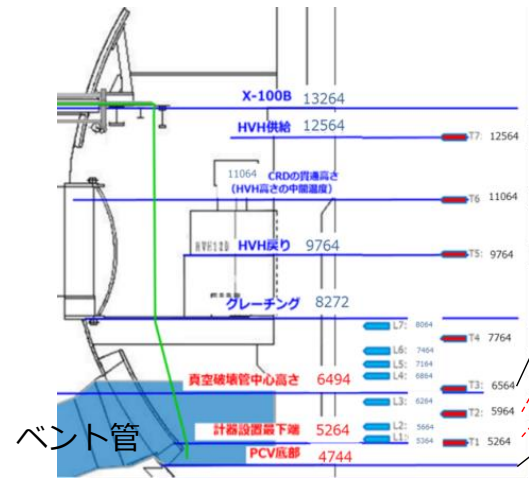


PCV温度

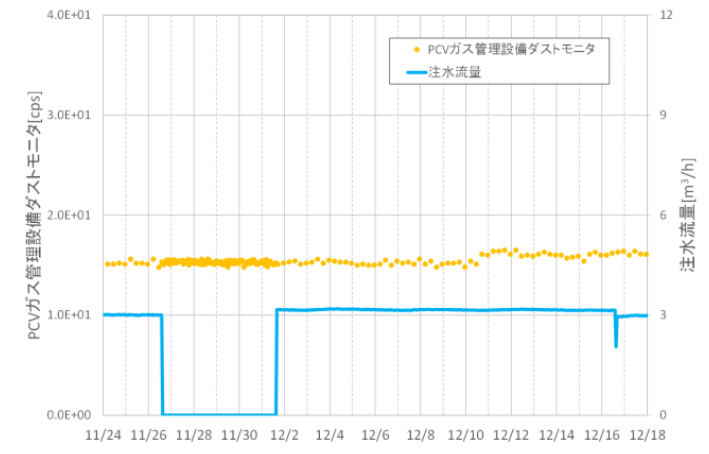


※ 注水温度の低下により全体としては、温度が低下傾向

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碎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

## 更なる措置に関わる対応イメージ

【窒素封入ライン】(既設設備)  
(RPVヘッドスプレイライン)

【原子炉注水設備】  
(既設設備)

高台バッファタンク (33.5m盤)  
(ホウ酸水タンク含む)



高台炉注水ポンプ

CSTタンク

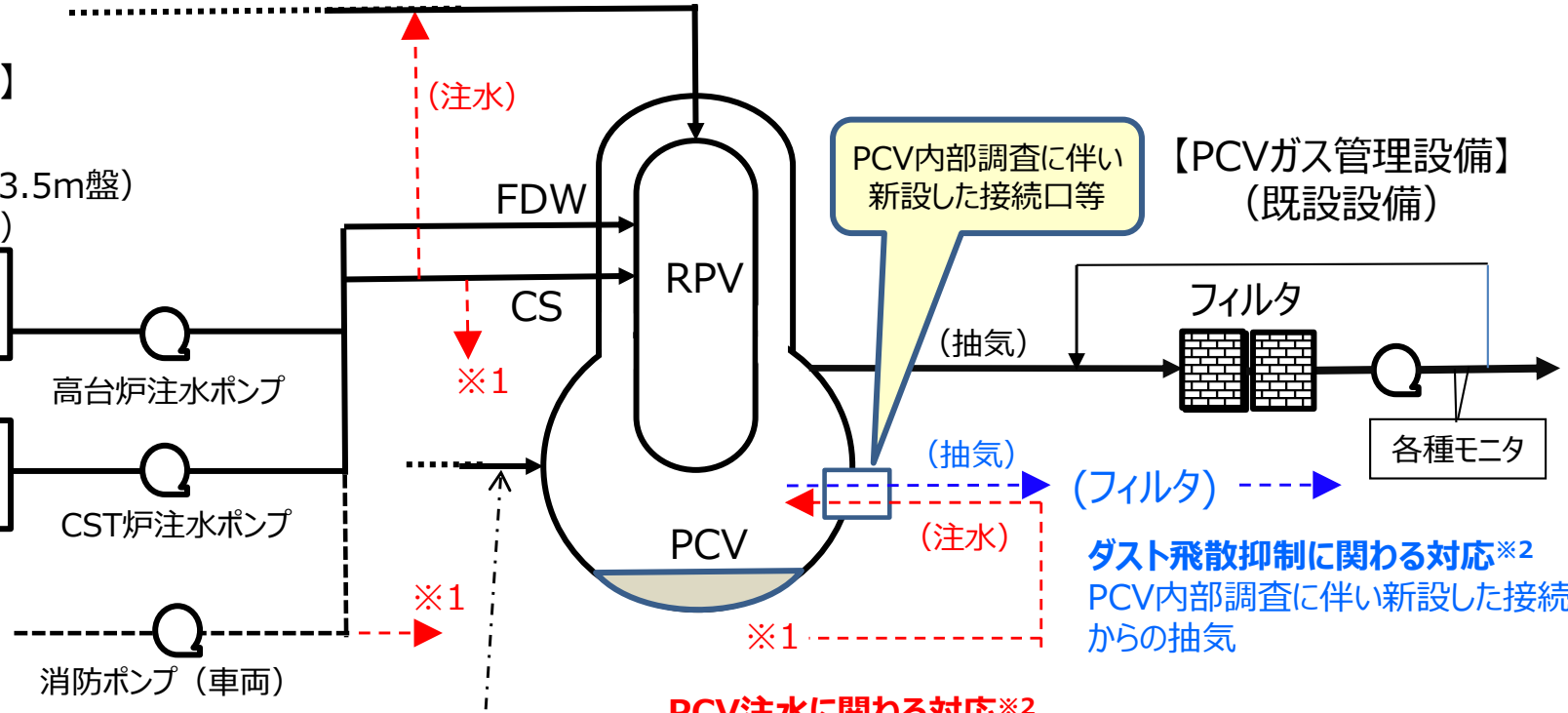


CST炉注水ポンプ

ろ過水、海水、  
ホウ酸水

消防ポンプ (車両)

【窒素封入ライン】(既設設備)  
PCV封入ライン  
(RPV封入ラインからPCV封入ラインへ切り替えることで窒素封入は継続)



### PCV注水に関わる対応※2

- ・窒素封入に用いている配管 (RPVヘッドスプレイライン) による注水
- ・PCV内部調査に伴い新設した接続口等からの注水

※2 可搬式設備を用いた対応も考慮

### ダスト飛散抑制に関わる対応※2

PCV内部調査に伴い新設した接続口等からの抽気

## 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碎等が発生し、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、溶融した炉心では、燃料の形状の変化や、溶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）、構造材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】

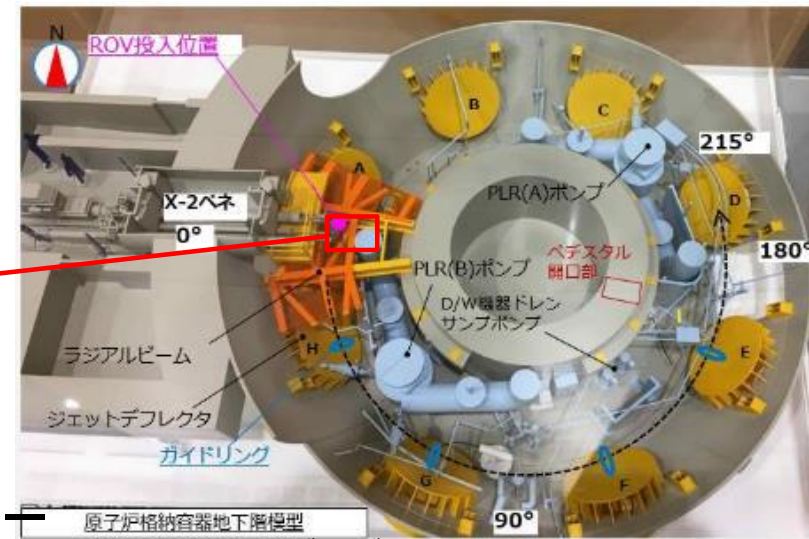
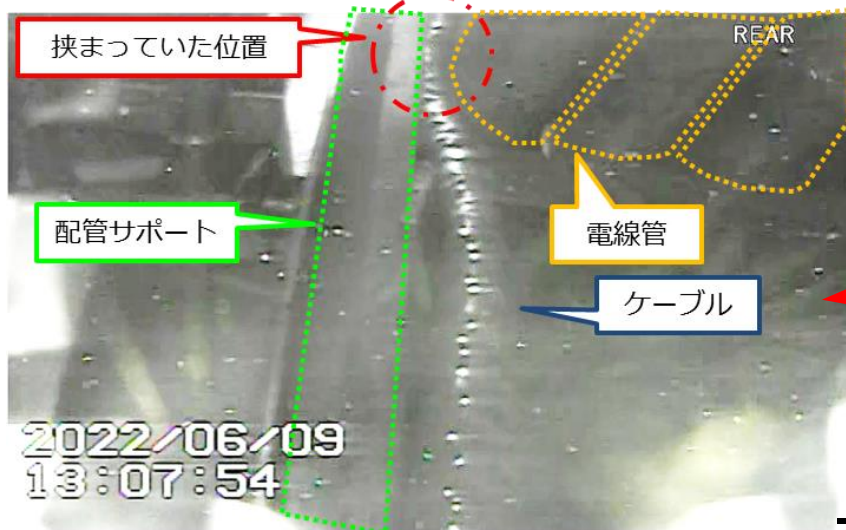
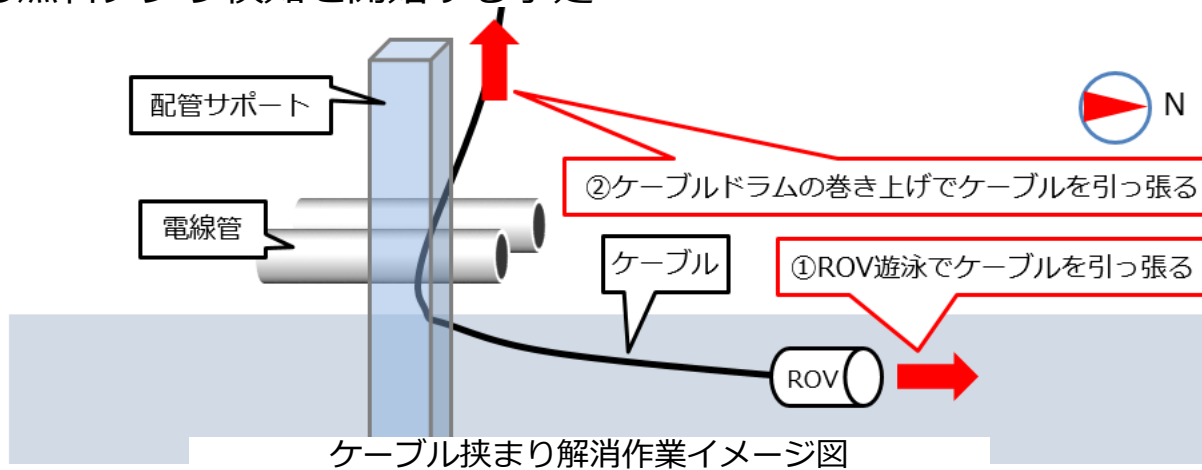
- 仮に、PCVガス管理設備の希ガスモニタや建屋周辺の線量表示器等により、臨界の兆候が確認された場合であっても、核分裂反応を抑制するため、PCVへホウ酸水を注入する。

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)
	構造材	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	構造材の混合量を少なく設定 (炉心域に存在する構造材のみが混合)
	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



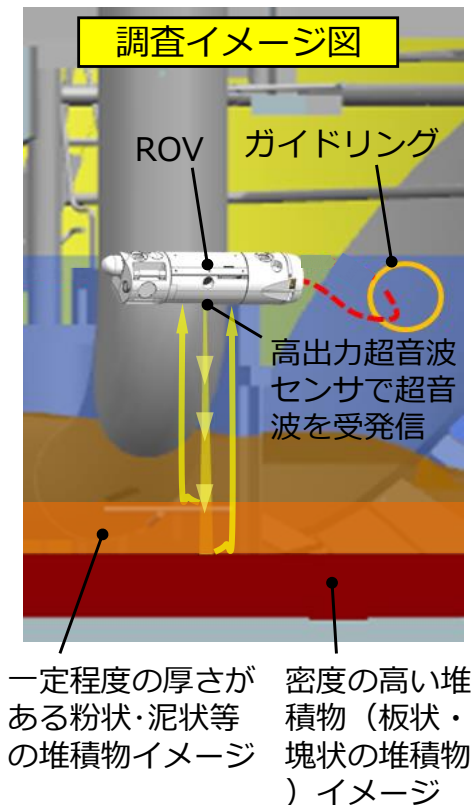
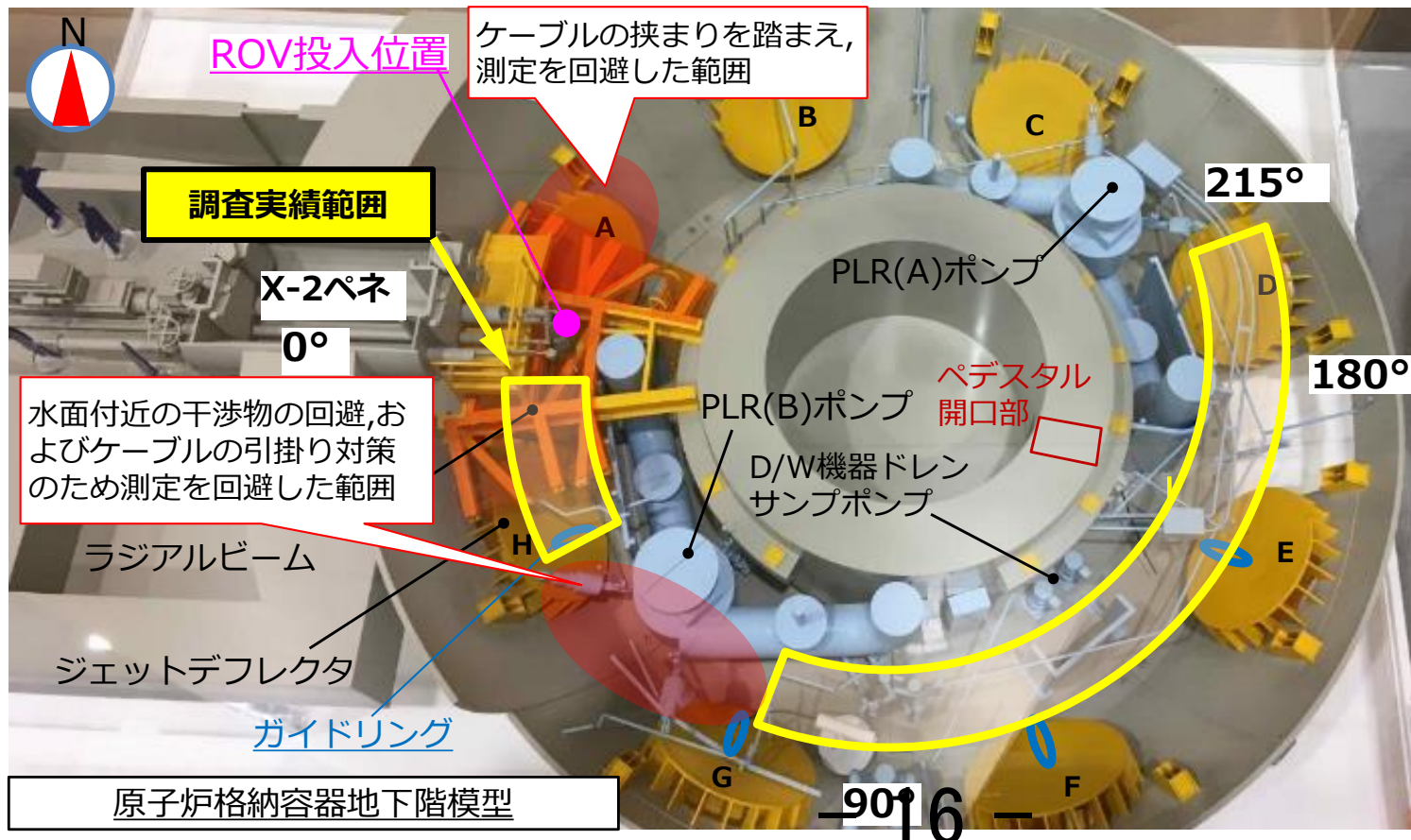
ケーブルが挟まっていた状況(後方カメラ映像)

ケーブルが挟まっていた位置



## 7. ROV-Cによる堆積物厚さ測定実績

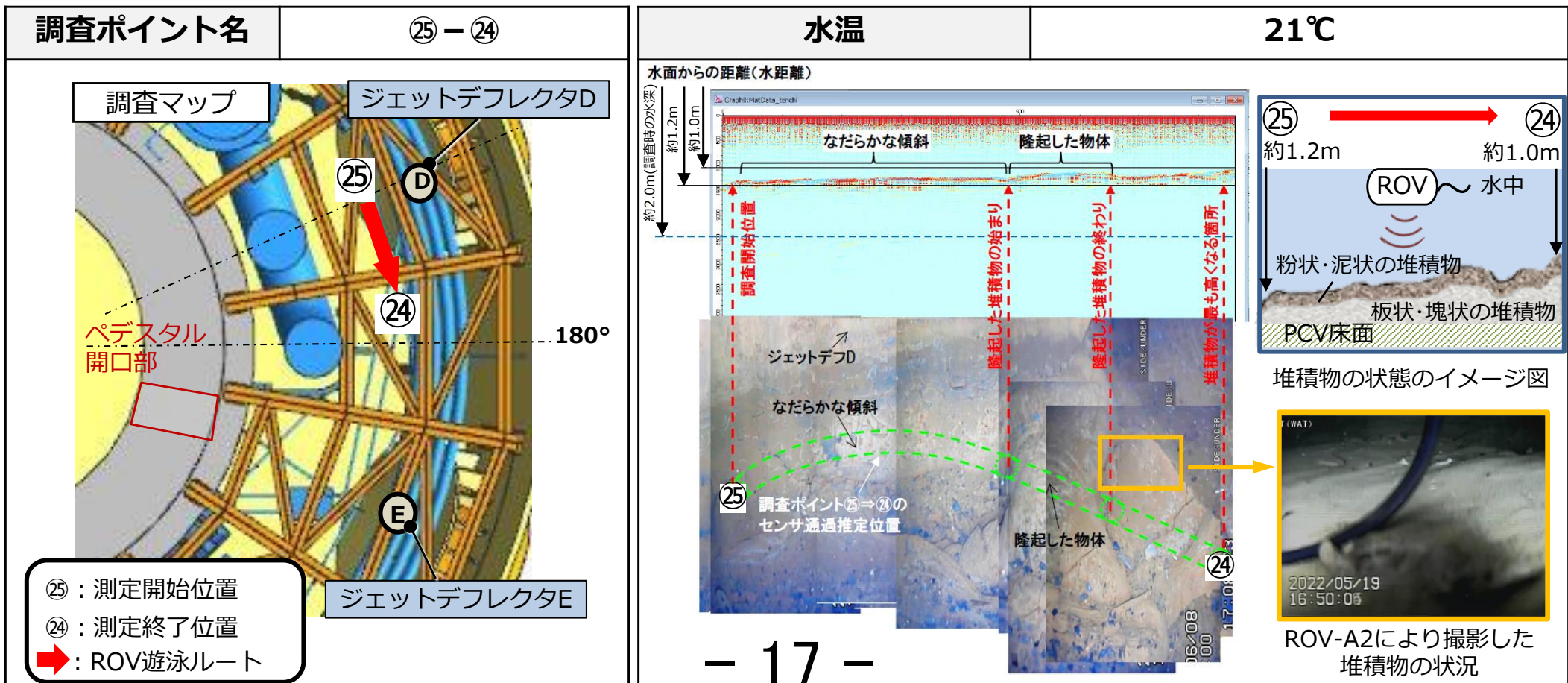
- 調査範囲：ROV投入位置から約215°の範囲（測定を回避した一部の範囲を除く）
- 調査方法：水面を一定速度で遊泳しながら、堆積物（PCV底部方向）へ超音波を発信、跳ね返りを受信
- 調査箇所：13箇所
- 評価
  - 取得した超音波測定データと、測定位置の映像・既設構造物の位置情報を比較し、水面から堆積物までの距離や厚さを推定



## 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

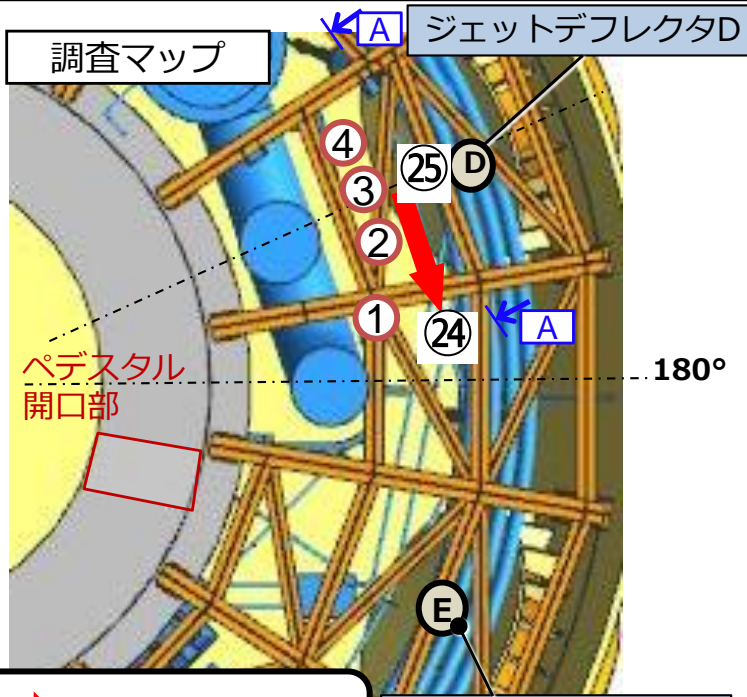




# (参考) 2017年 1号機B2調査と調査ポイント②⑤ - ②④の比較

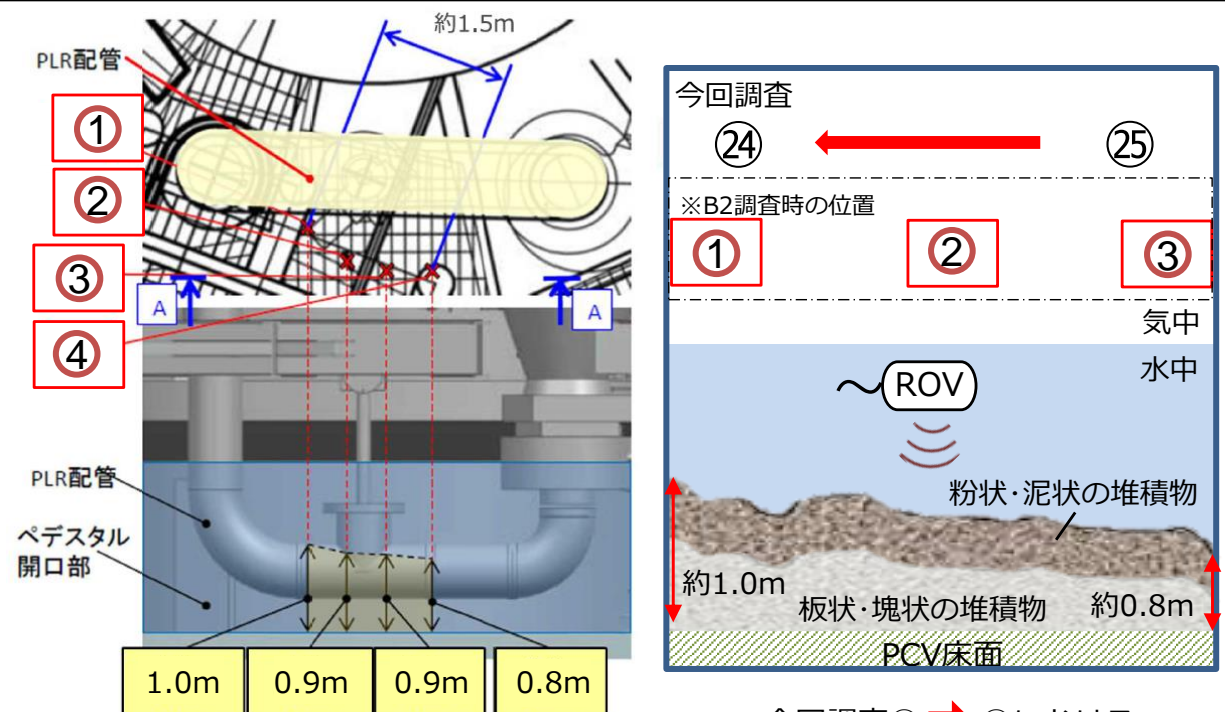
- 2017年に実施した1号機PCV内部調査(以下, B2調査)にて, 今回の調査ポイント②⑤ - ②④近傍を調査
- B2調査では映像データから堆積物厚さを推定しており, 約0.8~1.0mであると評価
- 今回の調査ポイント②⑤ - ②④においても, 堆積物の厚さは約0.8~1.0mであると評価しており, 堆積物厚さの増加傾向も類似

## 調査ポイント比較



②⑤ → ②④ : 今回の調査範囲  
 ①②③④ : B2調査範囲

## 堆積物の状態比較



今回調査②⑤ → ②④における  
 堆積物の厚さ推定結果

A-A断面  
 B2調査における  
 堆積物の厚さ推定結果

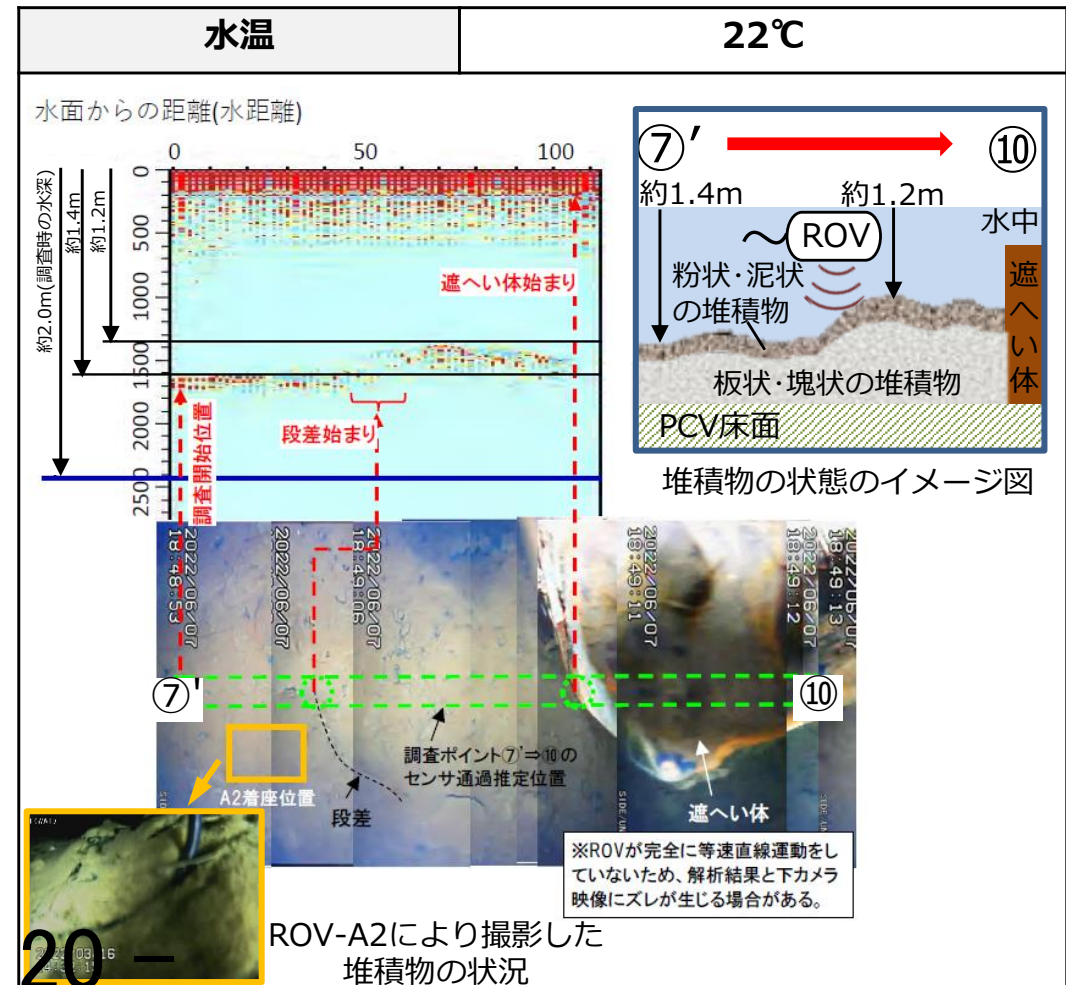
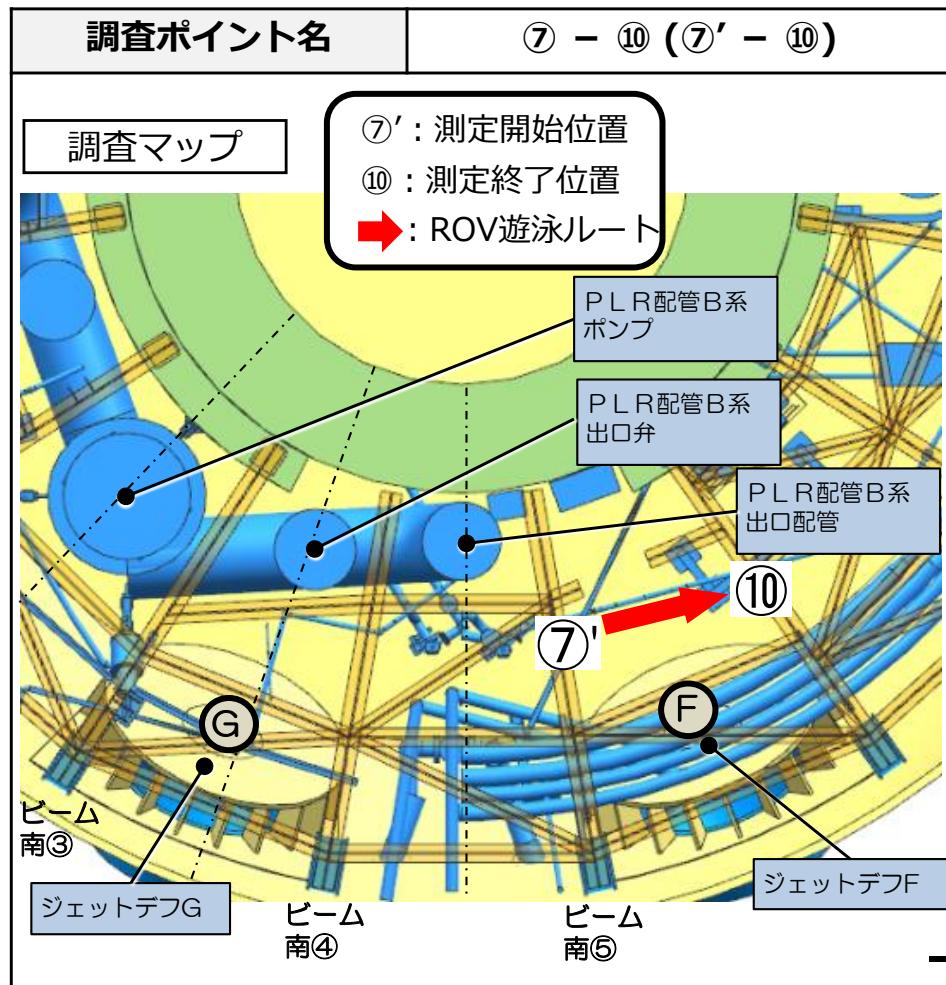




## 8. 各ポイント毎の評価結果と考察 (2 / 3)

<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

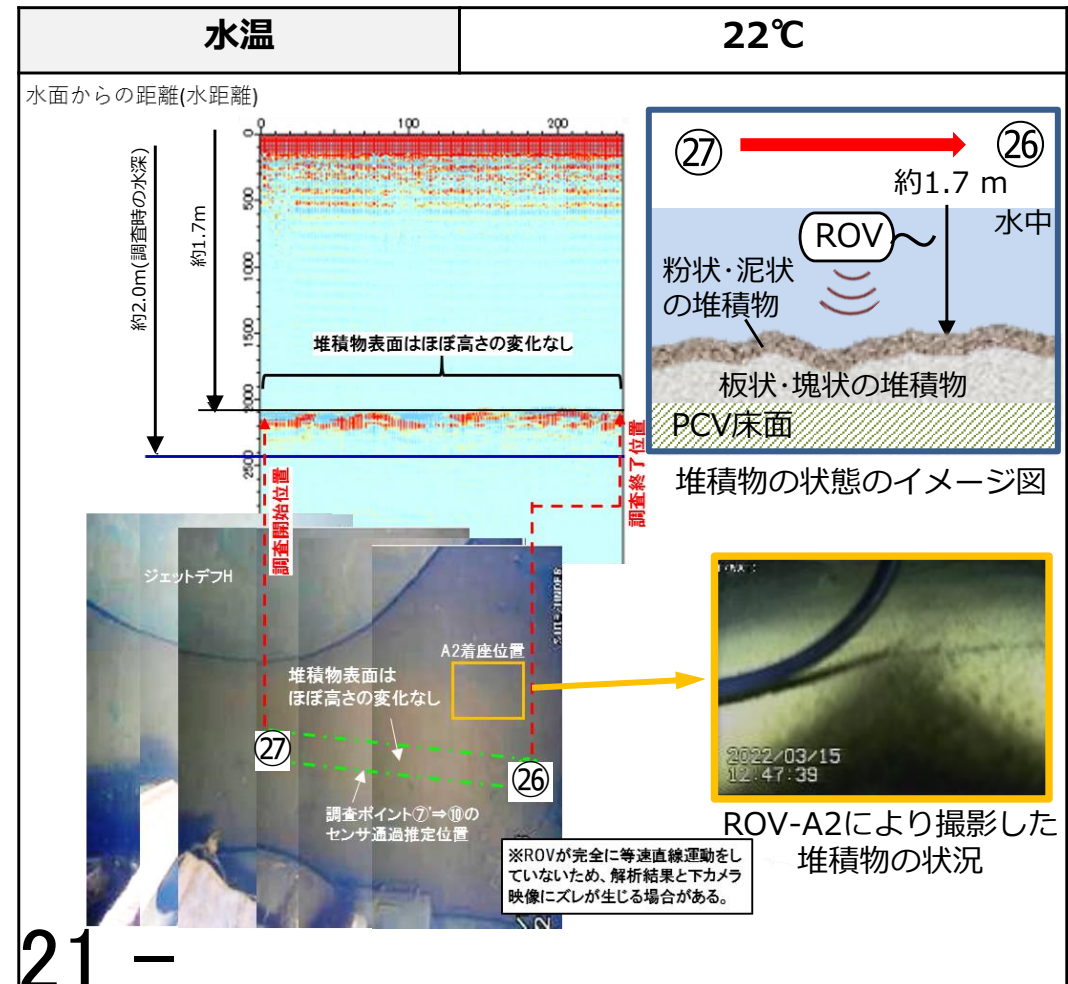
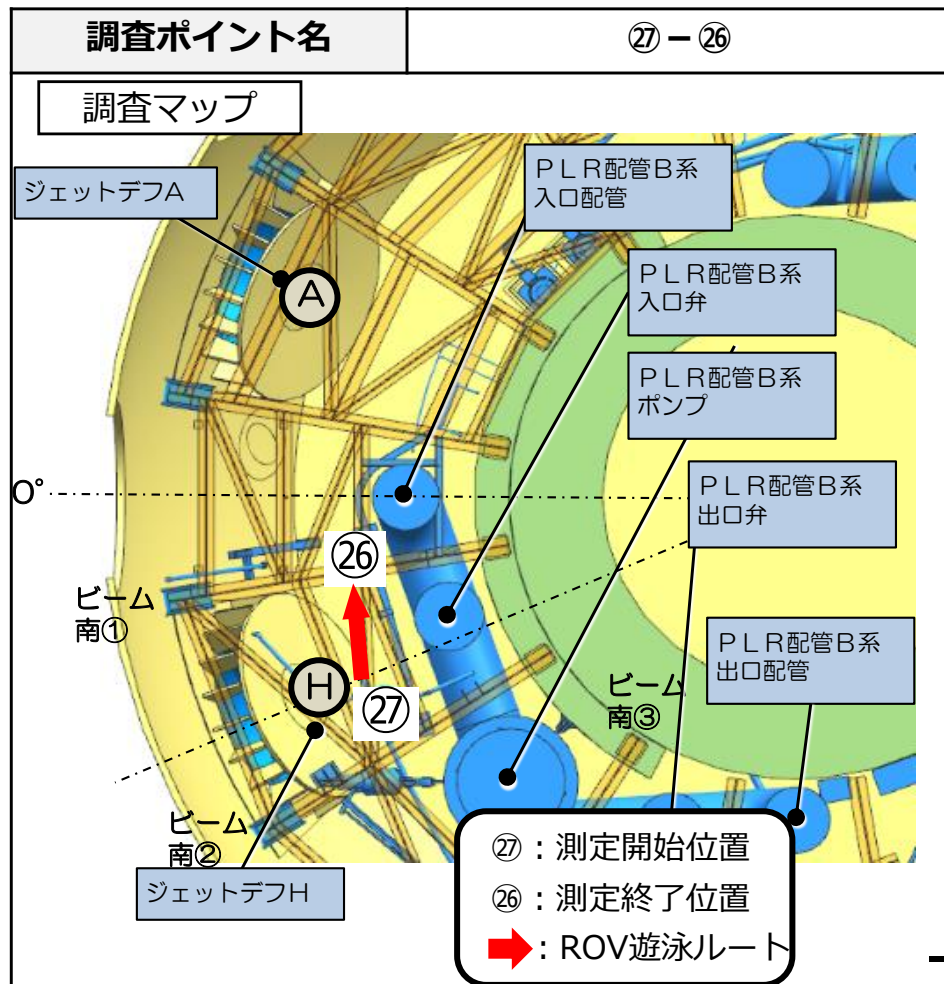




## 8. 各ポイント毎の評価結果と考察 (3 / 3)

<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

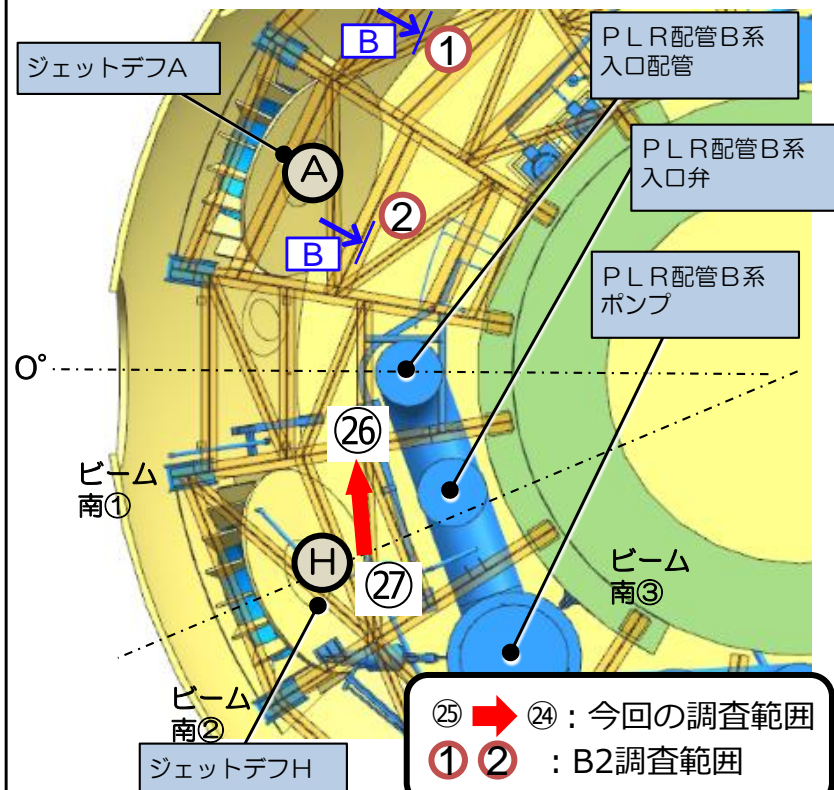


# (参考) 2017年 1号機B2調査と調査ポイント⑳ - ㉞の比較

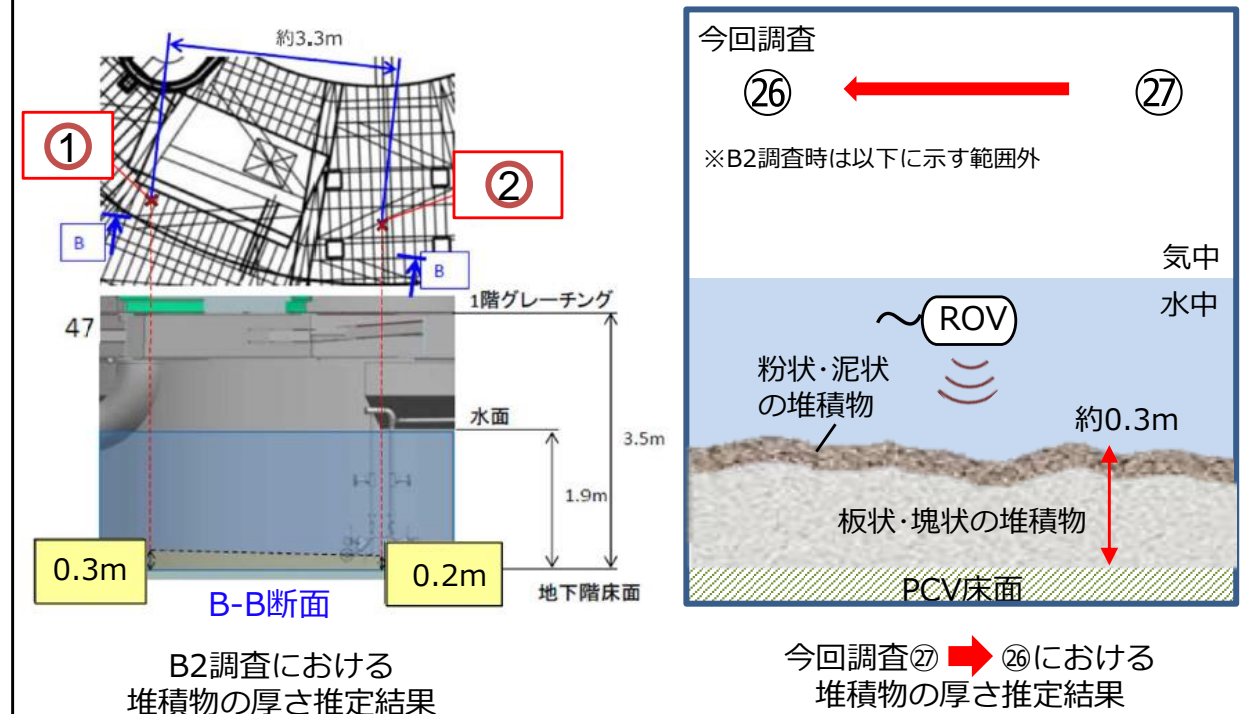
- 2017年に実施したB2調査において、今回のROV投入位置であるX-2ペネ付近を調査
- B2調査では映像データから堆積物厚さを推定しており、ROV投入位置であるX-2ペネ付近は約0.2~0.3mであると評価
- 今回の調査ポイント㉞ - ㉞において、堆積物の厚さは約0.3mであると評価しており、堆積物の傾斜が比較的緩やかな点についても類似

## 調査ポイント比較

### 調査マップ



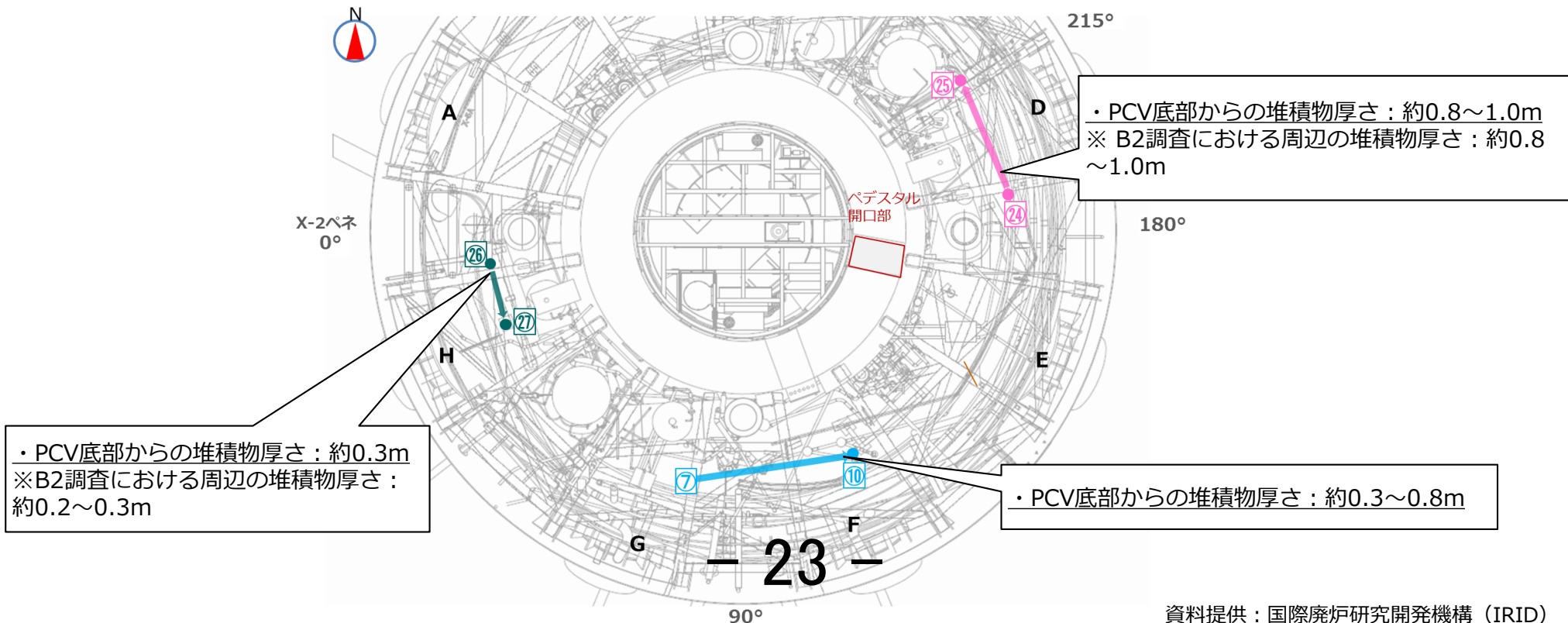
## 堆積物の状態比較





## 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)

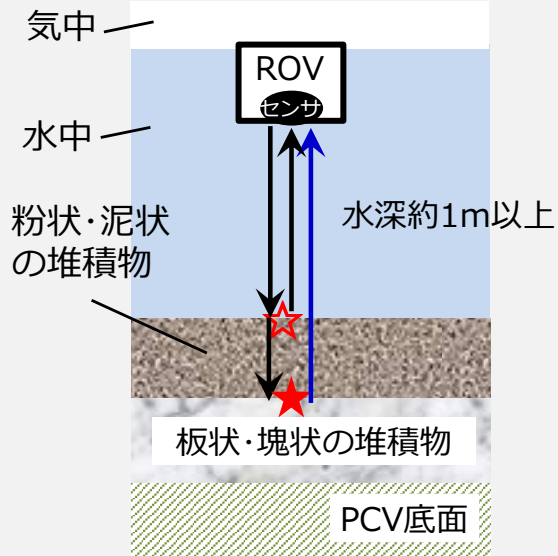
- 2017年に実施したB2調査結果と比較し、堆積物の厚さは同等であり、経年的な変化は確認されていない
- 今回評価した3ポイントにおいては、超音波測定データ・ROV-C及びROV-A2による調査時の映像から、粉状・泥状の堆積物の状態は薄いと評価。また、堆積物（粉状・泥状および板状・塊状の堆積物含む）内部の状態（空洞の存在等）については、今回の調査結果からは評価不可
- PCV底部からの堆積物厚さについては、ペDESTAL開口部付近が約0.8～1.0mに対し、ROV投入位置であるX-2ペネ付近は約0.3mであり、X-2ペネ付近に近づくにつれて徐々に低くなっていることを確認
- 今回評価した3ポ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



粉状・泥状の堆積物の条件  
 厚さ:約40mm~1.0m  
 平均粒径:約45~1,700um  
 内部に気泡を含まない

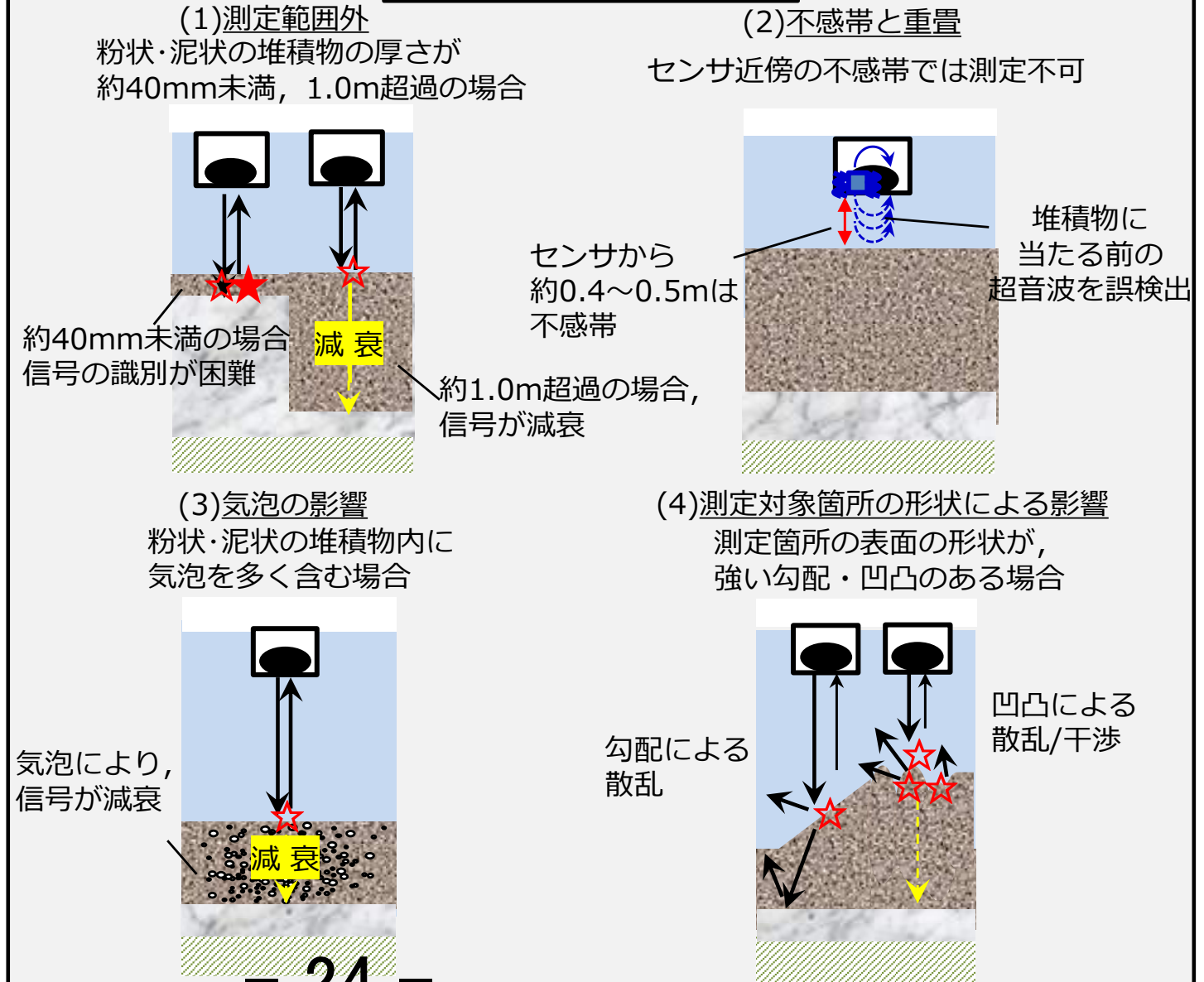
☆: 粉状・泥状の堆積物の超音波跳ね返り位置

★: 板状・塊状の堆積物の超音波跳ね返り位置

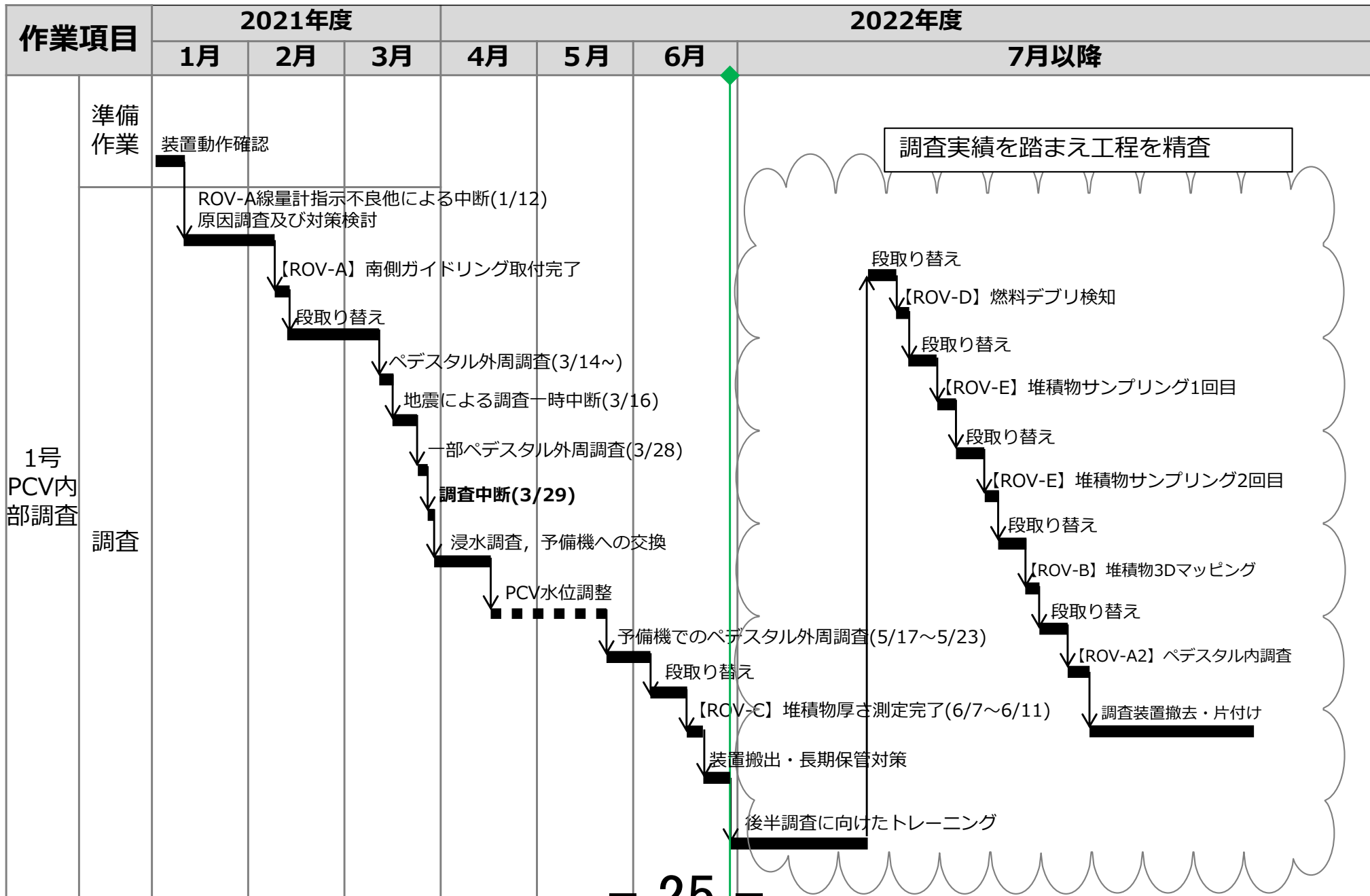
(参考)

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

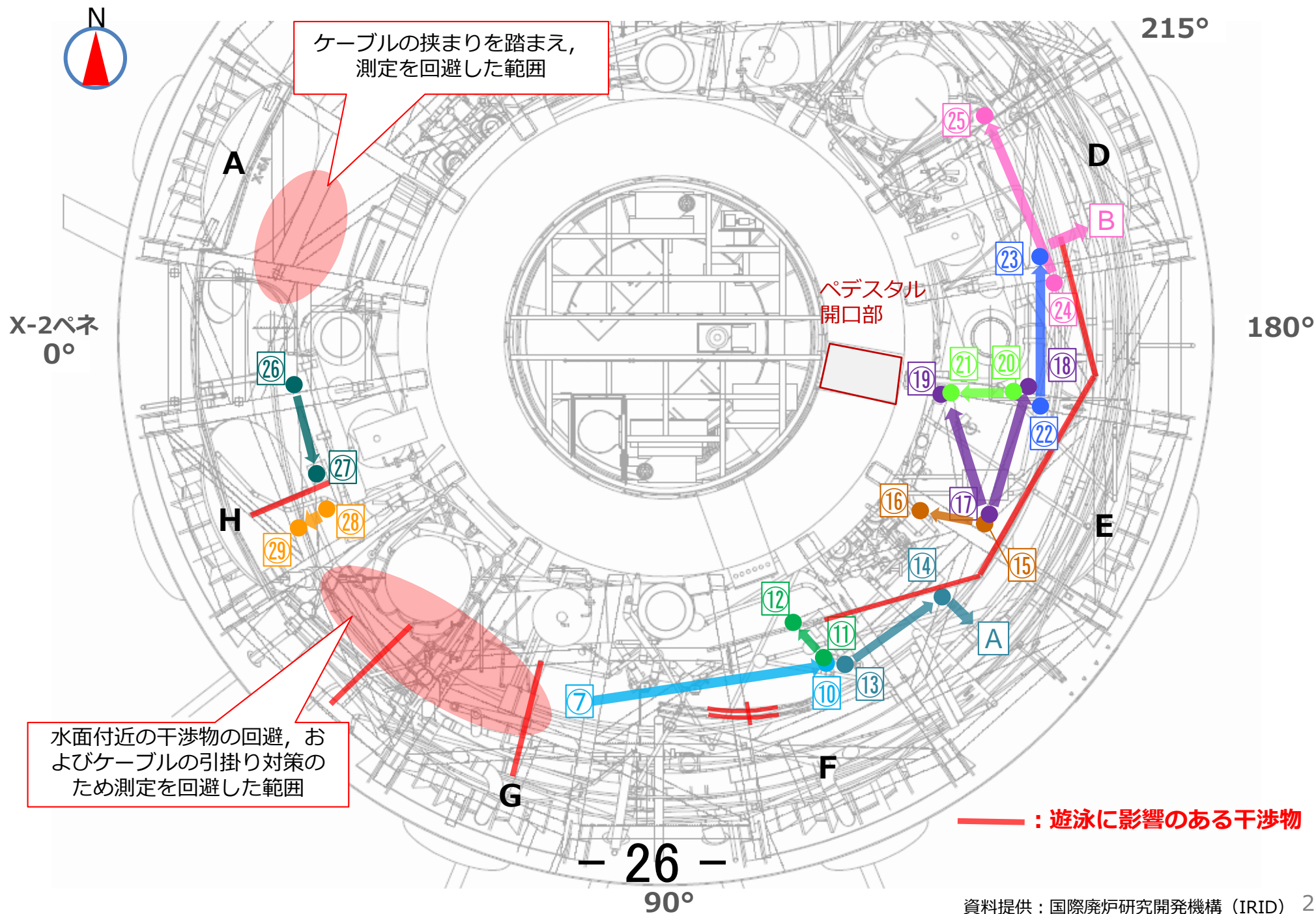


- 25 -

(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。



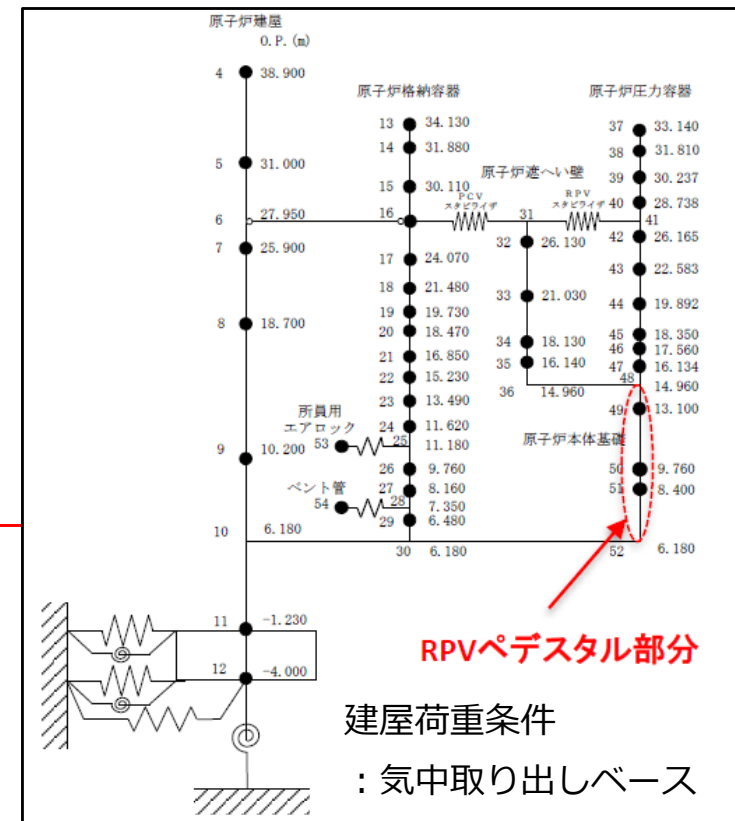
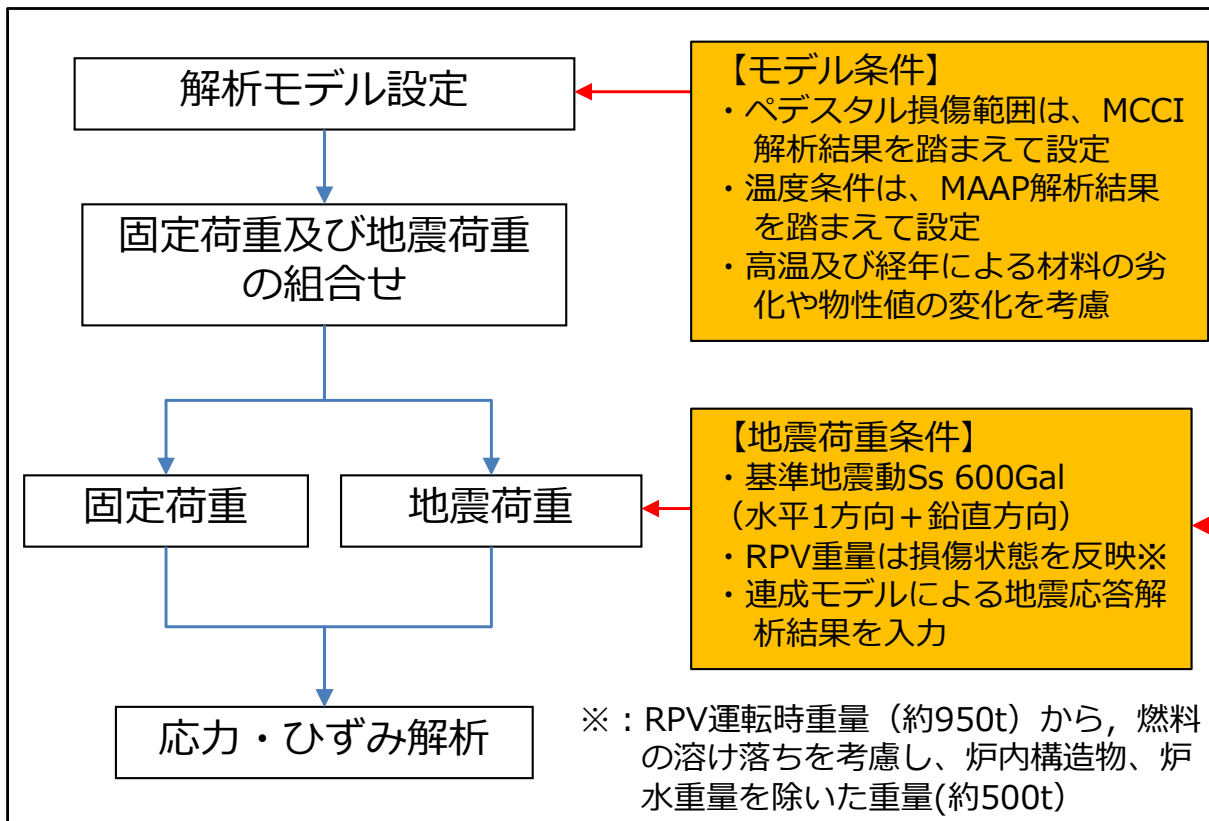
# (参考) ROV-Cによる堆積物厚さ測定箇所マップ



## (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。

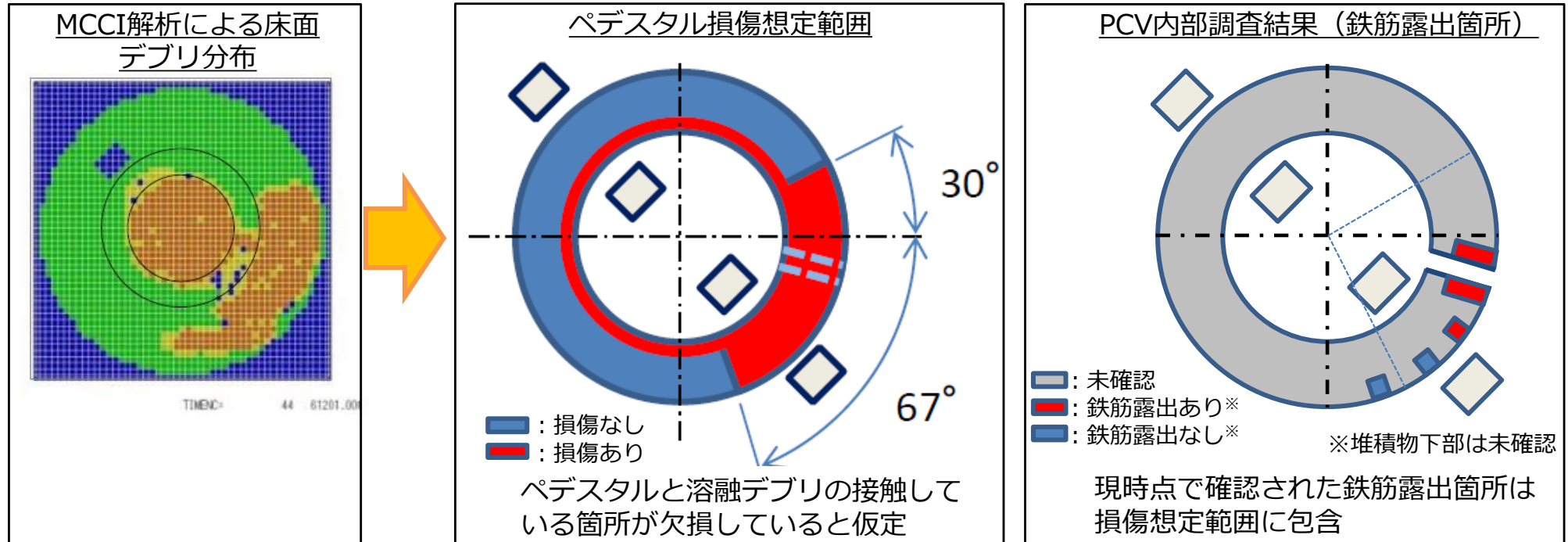
### 耐震性・影響評価におけるペDESTALの解析方法



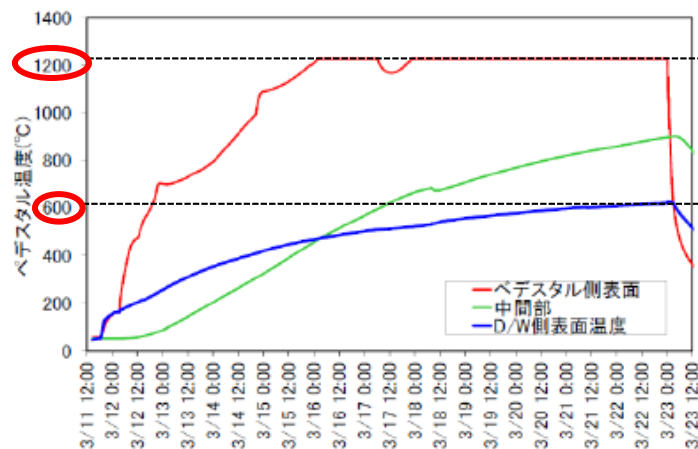
# (参考) IRIDにおけるペDESTAL部の耐震性・影響評価について

## ■ ペDESTAL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



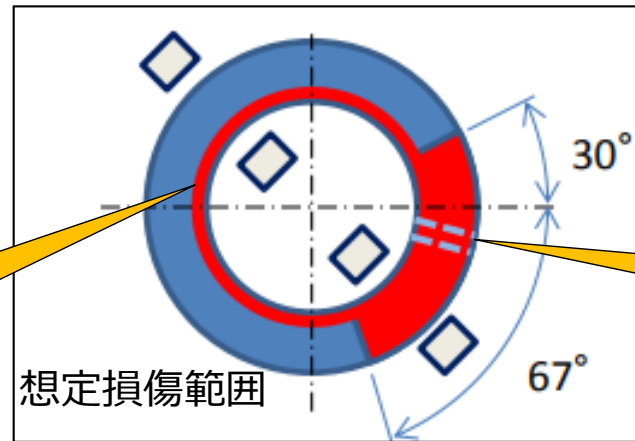
### ➤ 温度条件：MAAP解析結果を考慮し設定



MAAP解析結果より以下を設定  
ペDESTAL内側：1200℃  
ペDESTAL外側：600℃

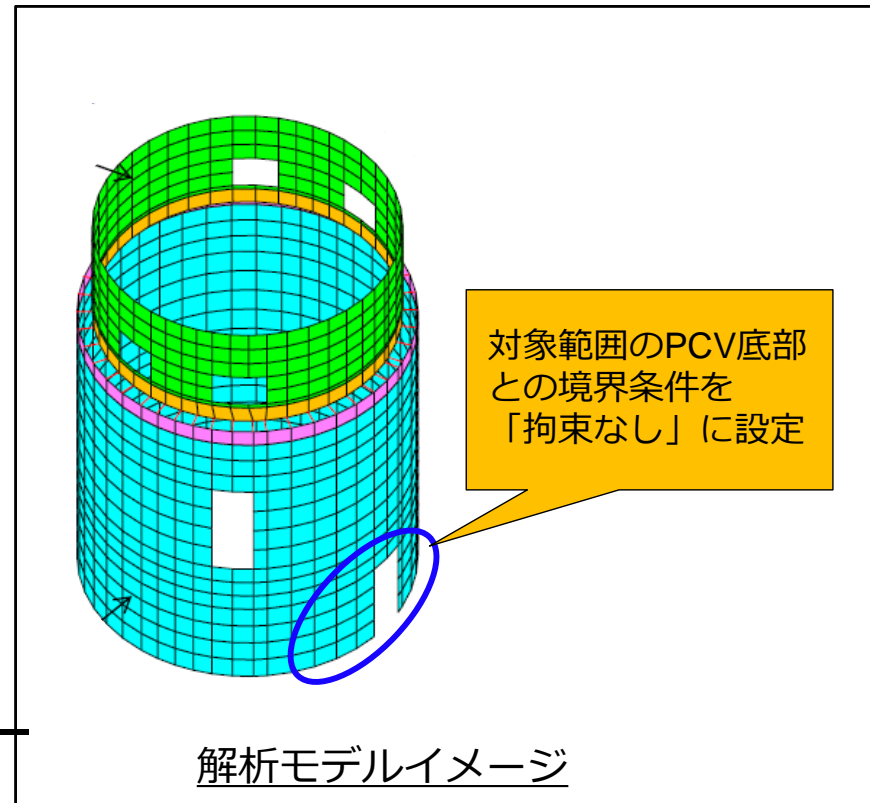
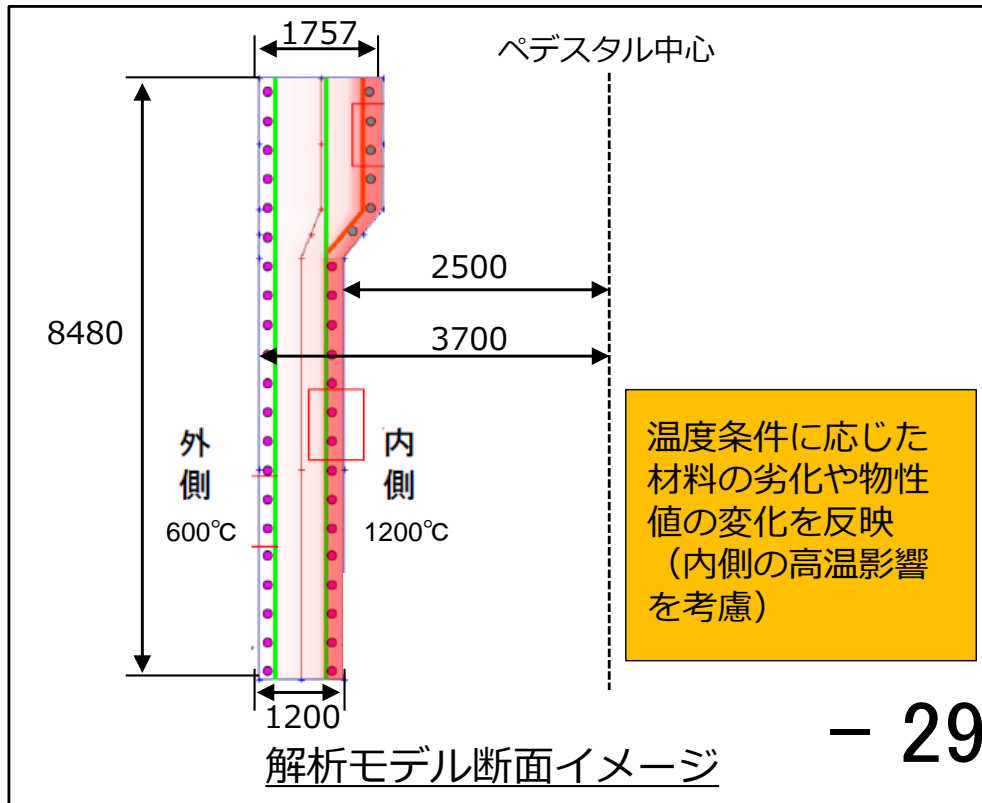
# (参考) IRIDにおけるペDESTAL部の耐震性・影響評価について

## ■ ペDESTAL解析モデルへの損傷範囲反映



損傷部①: ペDESTAL内側  
範囲: 全周

損傷部②: 開口周辺  
範囲: 113° ~ 210°





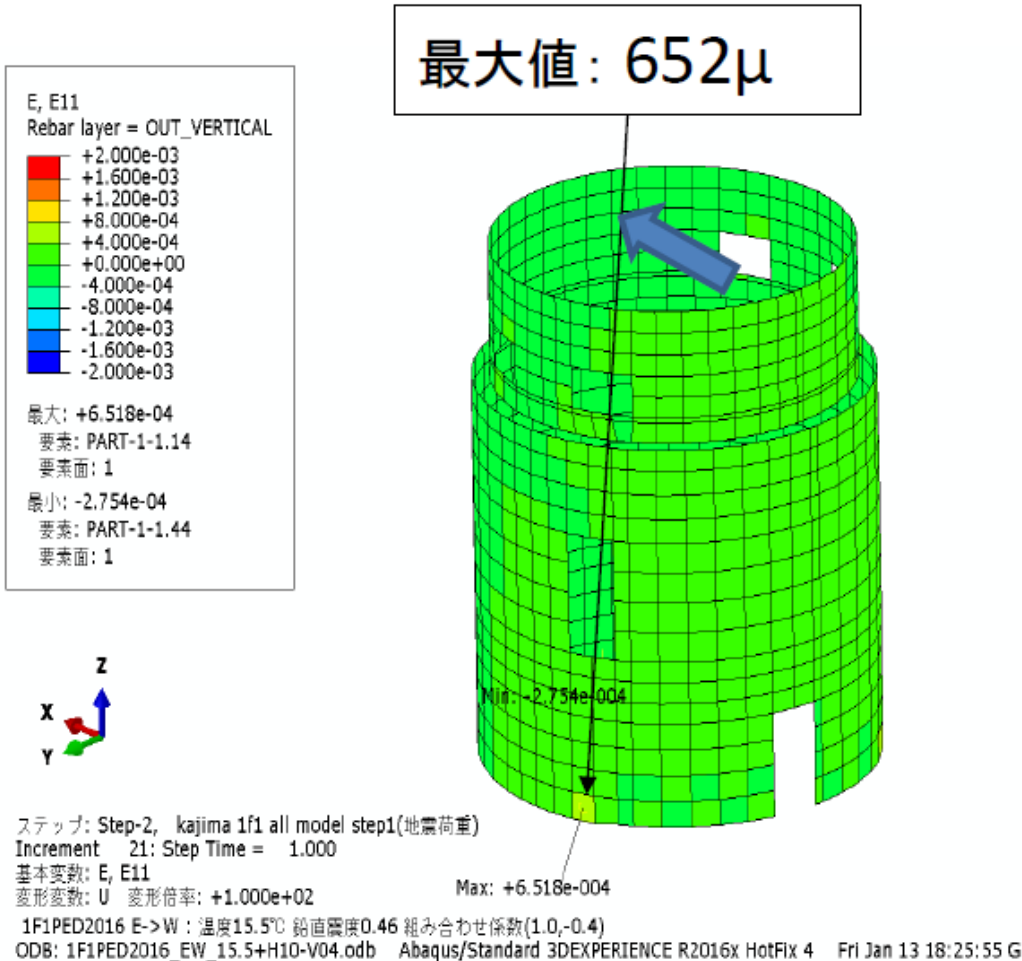
## (参考) IRIDにおけるペDESTAL部の耐震性・影響評価について

- ペDESTAL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)

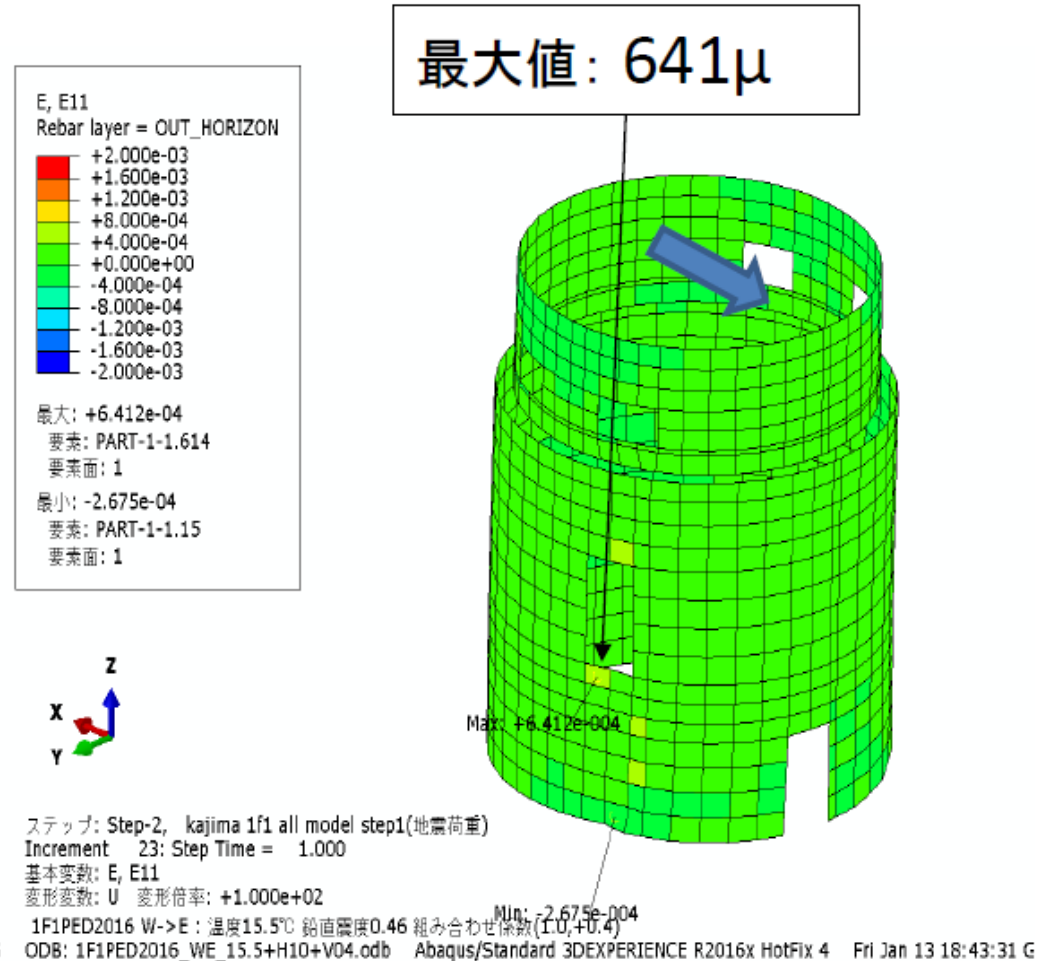
劣化	モデル化項目		モデル化方法	設定根拠
高温	材料	コンクリート	圧縮・引張強度の低減 応力ひずみ関係の軟化	平成27年度 円柱試験より設定 (1F1: 普通コン加熱後4ヶ月水中)
		鉄筋	降伏点の低減	AIJ耐火性ガイドを参考に設定
		付着	テンションスティフニング 効果は低減しない	平成27年度 縮小模型試験の シミュレーション解析を参考に設定
	形状	温度の 空間分布	温度分布解析を実施	熱物性の妥当性を、平成27年度 ブロック試験を参考に設定
鉄筋 腐食	材料	コンクリート	—	—
		鉄筋 (高温腐食)	腐食量に応じた 断面積(鉄筋比)の減少	中森-EPRIの回帰式により設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

# (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)



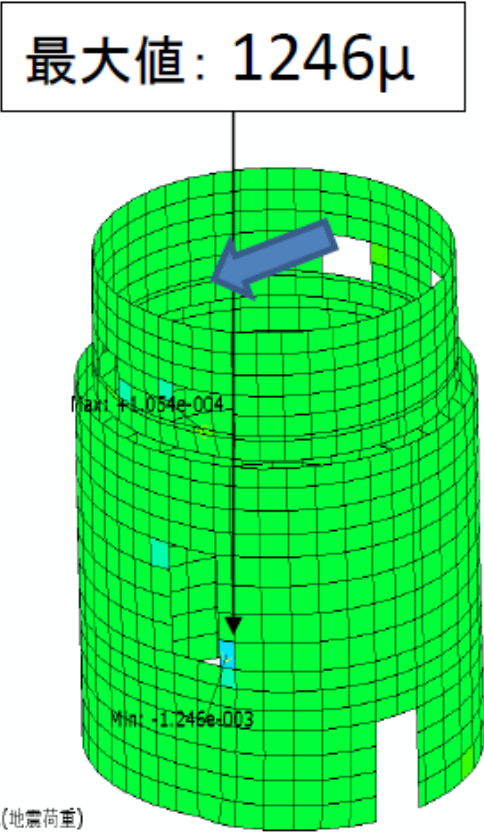
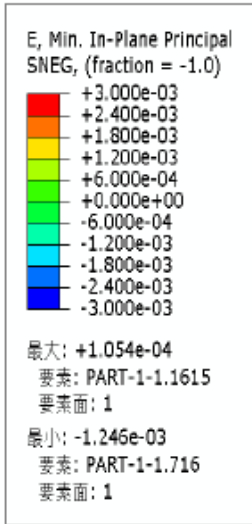
タテ筋ひずみ分布



ヨコ筋ひずみ分布

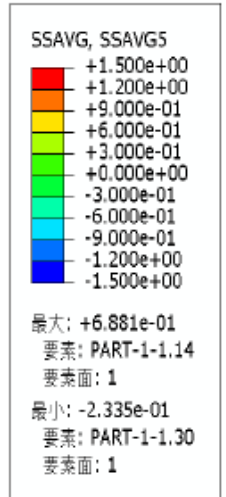
# (参考) IRIDにおけるペDESTAL部の耐震性・影響評価について

## ■ ペDESTAL解析結果 (コンクリートひずみ, 面外せん断応力)

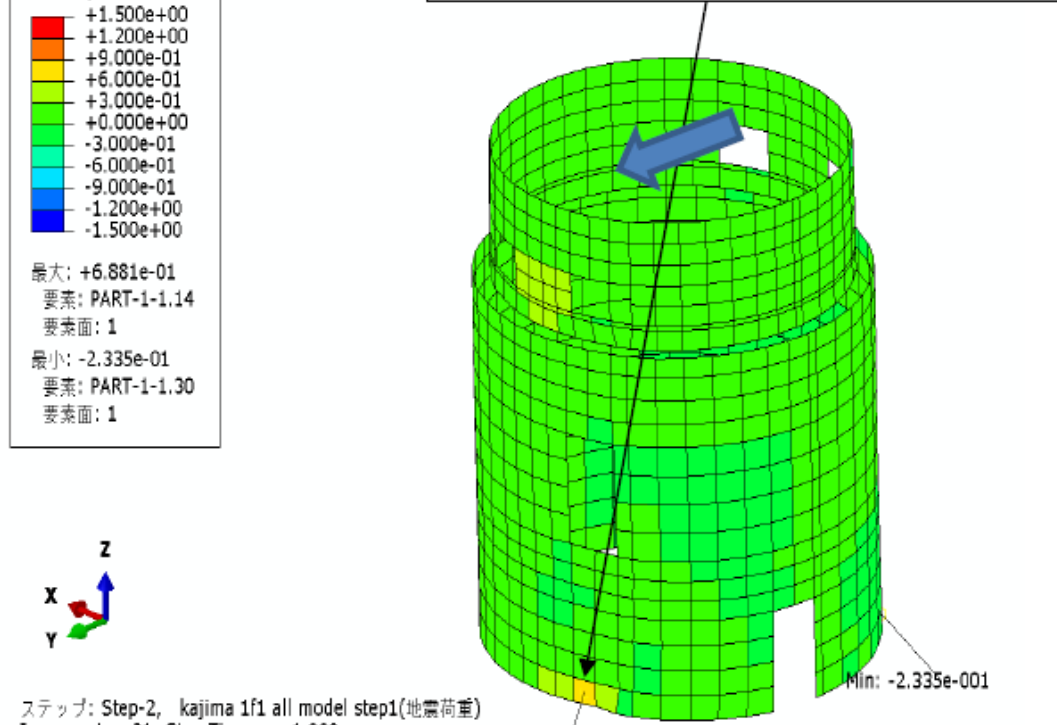


ステップ: Step-2, kajima 1f1 all model step1(地震荷重)  
Increment 21: Step Time = 1.000  
基本変数: E, Min. In-Plane Principal  
変形変数: U 変形倍率: +1.000e+02  
1F1PED2016 N->S : 温度15.5°C 鉛直震度0.46 組み合わせ係数(1.0,+0.4)  
ODB: 1F1PED2016\_NS\_15.5+H10+V04.odb Abaqus/Standard 3DEXPERIENCE R2016x HotFix 4 Fri Jan 13 18:30:42 G

コンクリート圧縮ひずみ分布



裕度最大要素の応力:  
0.69N/mm<sup>2</sup>



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°C 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

面外せん断応力分布



## (参考) IRIDにおけるペDESTAL部の耐震性・影響評価について

### ■ ペDESTAL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 <sup>2</sup>	1.44 N/mm <sup>2</sup>	2.08

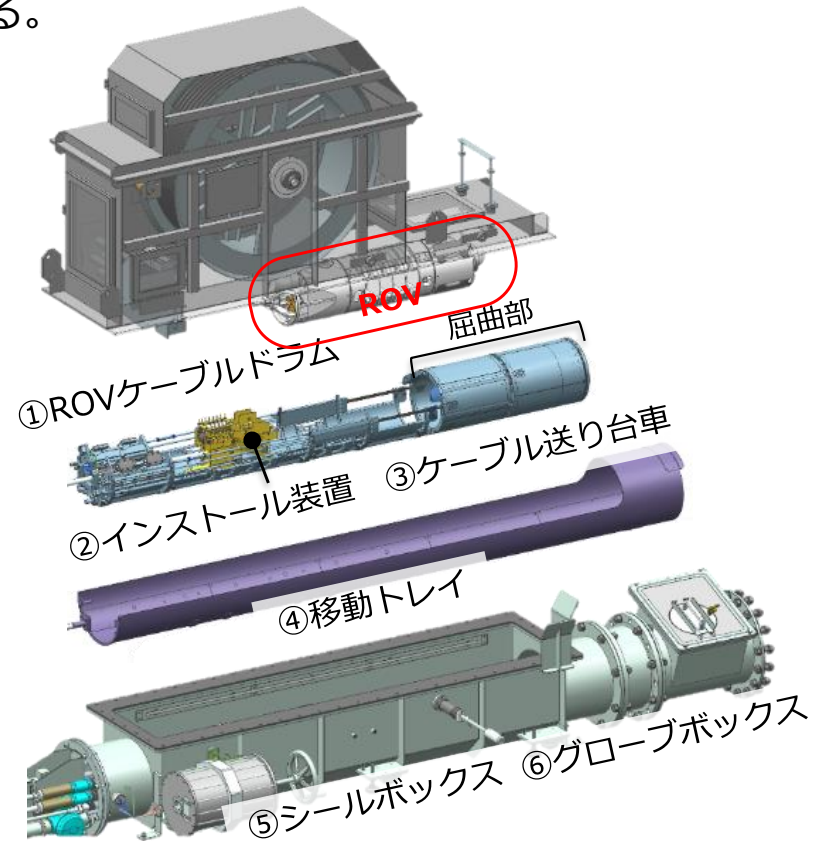
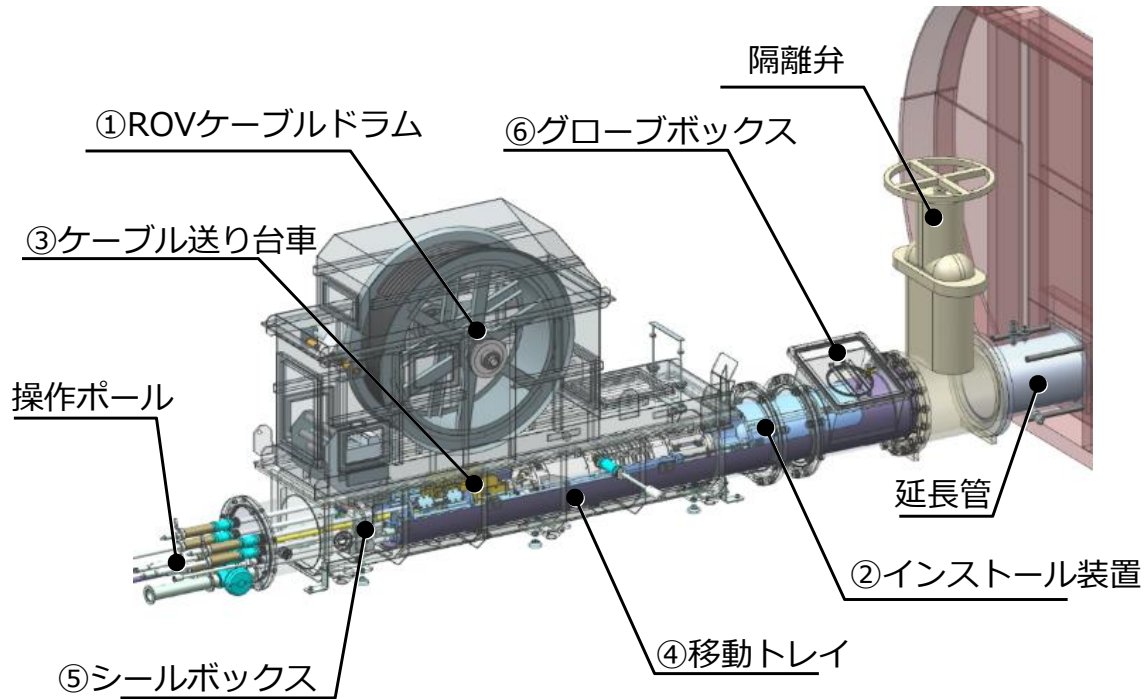
ペDESTALの損傷及び劣化を考慮したモデルでの解析結果より発生応力・ひずみが評価基準値※<sup>1</sup>以下であることを確認

※ 1 : CCV規格等※<sup>2</sup>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。

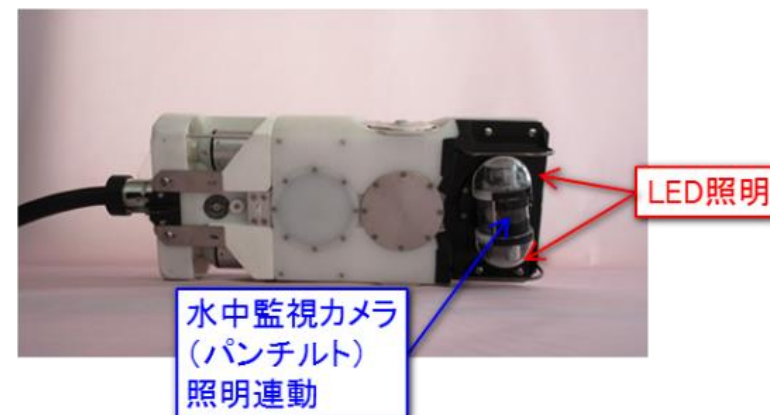
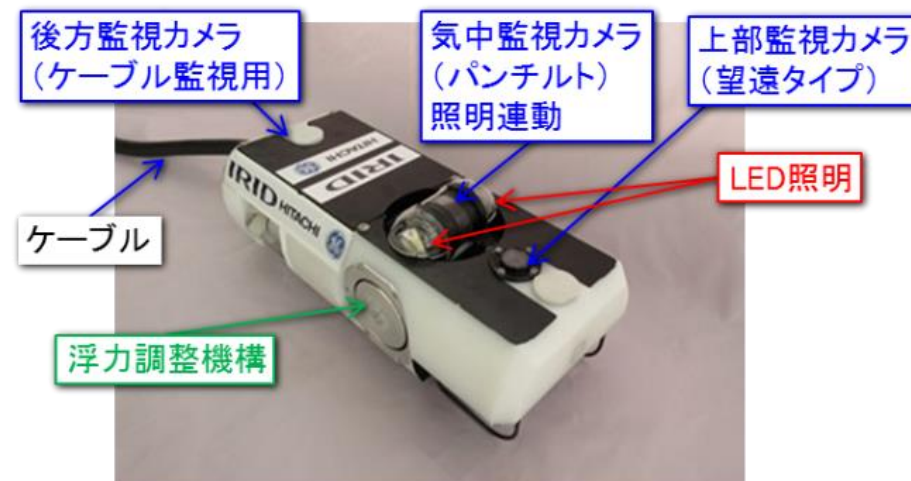
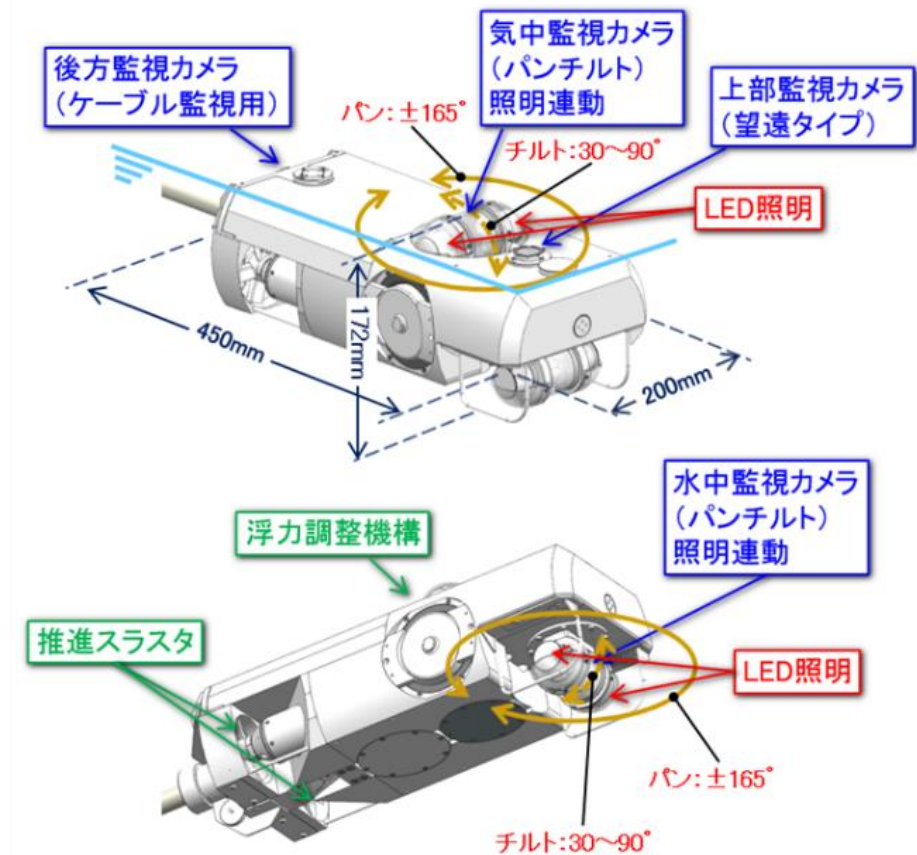


構成機器名称	役割
① ROVケーブルドラム	ROVと一体型でROVケーブルの送り/巻き動作を行う
② インストール装置	ROVをガイドパイプを経由してPCV内部まで運び、屈曲機構によりROV姿勢を鉛直方向に転換させる
③ ケーブル送り台車	ケーブルドラムと連動して、ケーブル介助を行う
④ 移動トレイ	ガイドパイプまでインストール装置を送り込む装置
⑤ シールボックス	ROVケーブルドラムが設置されバウンダリを構成する
⑥ グローブボックス	ケーブル送り装置のセッティングや非常時のケーブル切断

# (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
<b>ROV-A2</b> 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

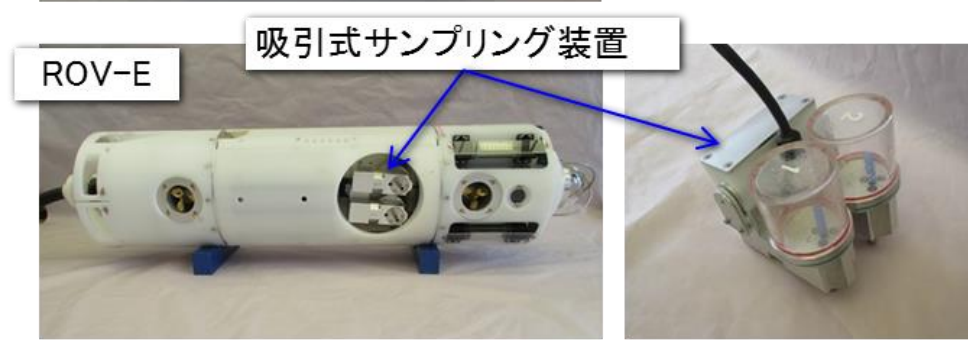
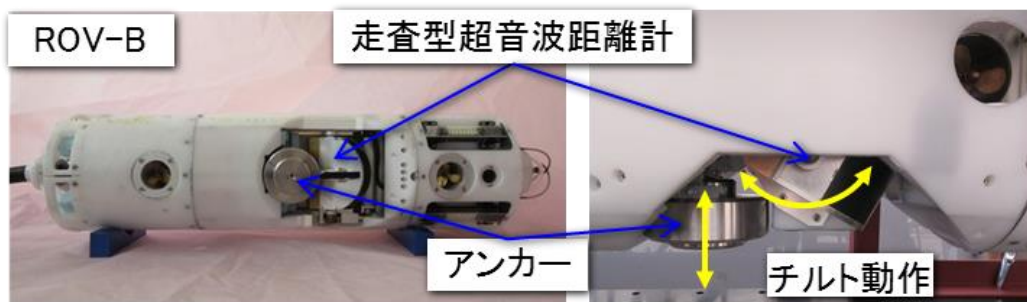




# (参考) 調査装置詳細 ROV-B~E\_各調査用

調査装置	計測器	実施内容
<b>ROV-B</b> 堆積物3Dマッピング	<ul style="list-style-type: none"> <li>・走査型超音波距離計</li> <li>・水温計</li> </ul>	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
<b>ROV-C</b> 堆積物厚さ測定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高出力超音波センサ</li> <li>・水温計</li> </ul>	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
<b>ROV-D</b> 堆積物デブリ検知	<ul style="list-style-type: none"> <li>・CdTe半導体検出器</li> <li>・改良型小型B10検出器</li> </ul>	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
<b>ROV-E</b> 堆積物サンプリング	<ul style="list-style-type: none"> <li>・吸引式カプリング装置</li> </ul>	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



# 1号機 PCV内部調査の状況について

2022年6月30日

**IRID** **TEPCO**

---

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

## 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>

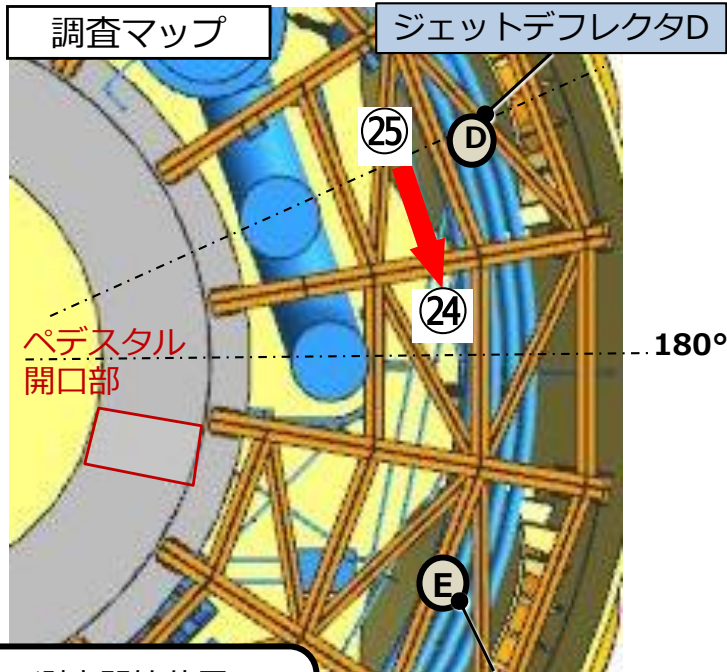
- 水面から堆積物 (粉状・泥状および板状・塊状の堆積物含む) までの距離は約1.0~1.2mと評価
- 測定時におけるPCV水深が約2.0mであったことを踏まえると, 堆積物の厚さは約0.8~1.0mと評価
- 堆積物の厚さは, 調査ポイント②⑤から②④に向かって増加傾向

調査ポイント名

②⑤ - ②④

水温

21℃

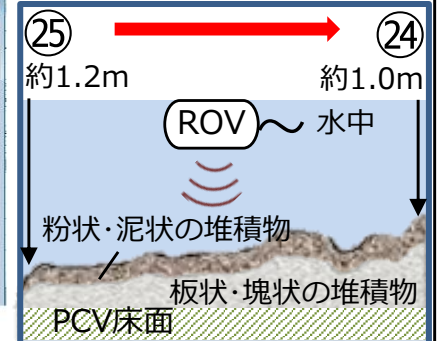
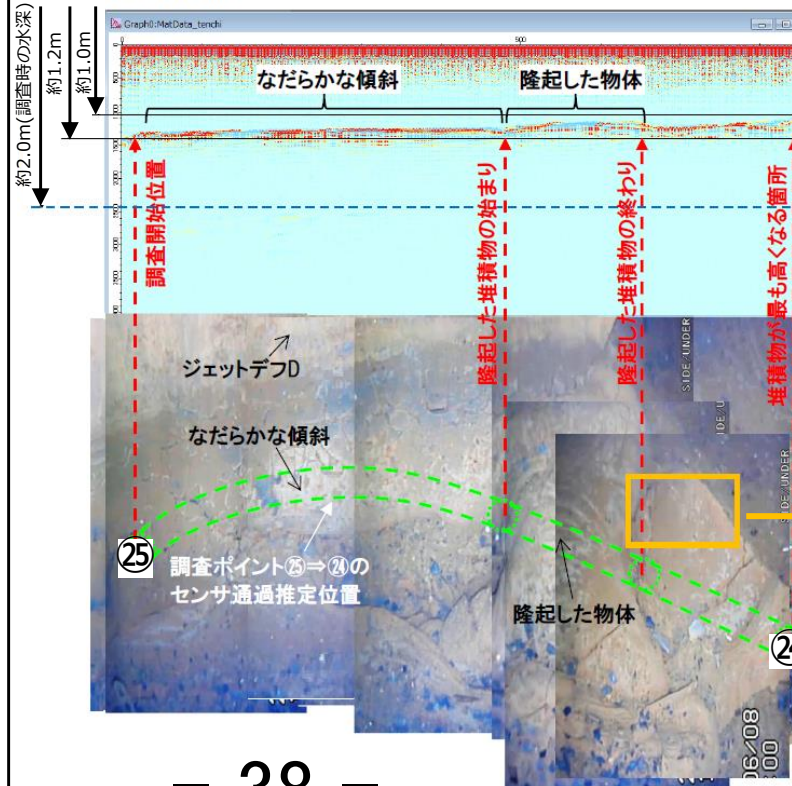


②⑤ : 測定開始位置

②④ : 測定終了位置

➡ : ROV遊泳ルート

水面からの距離(水距離)



堆積物の状態のイメージ図



ROV-A2により撮影した堆積物の状況



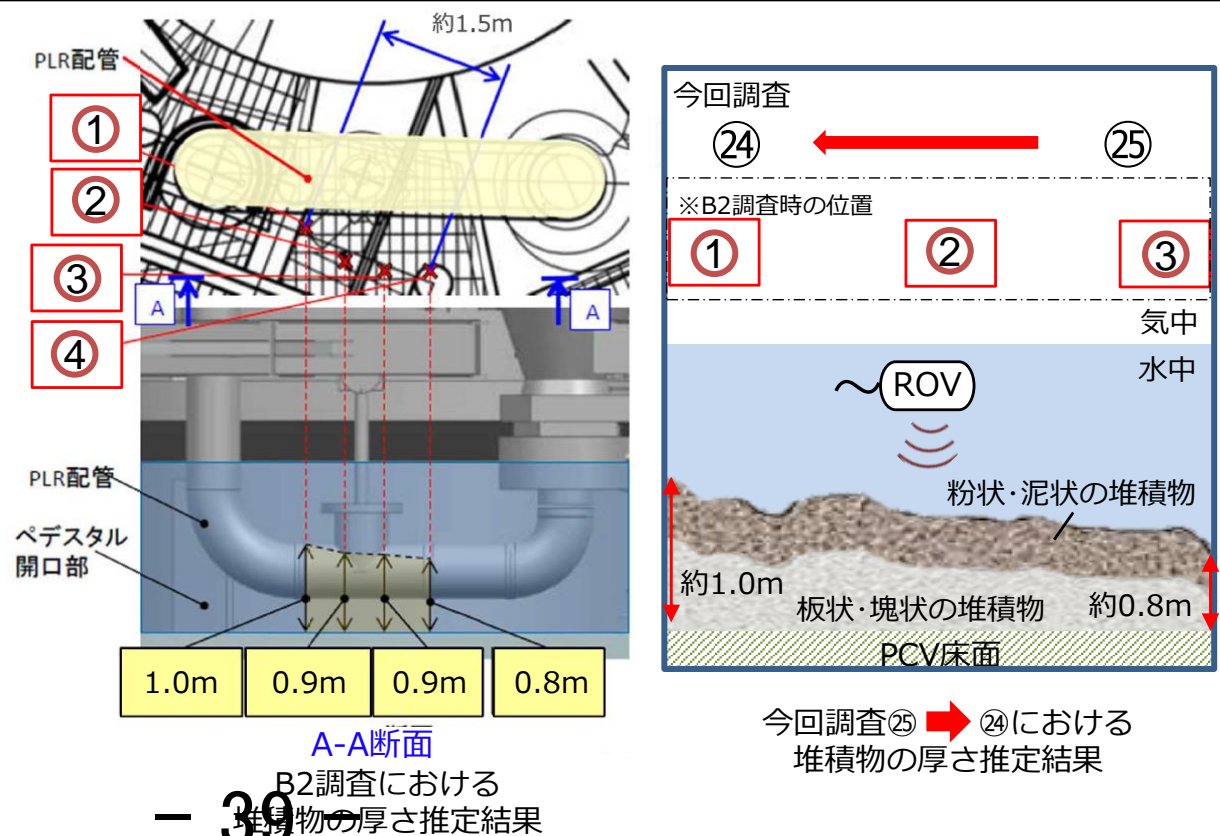
# (参考) 2017年 1号機B2調査と調査ポイント②⑤ - ②④の比較

- 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

## 調査ポイント比較



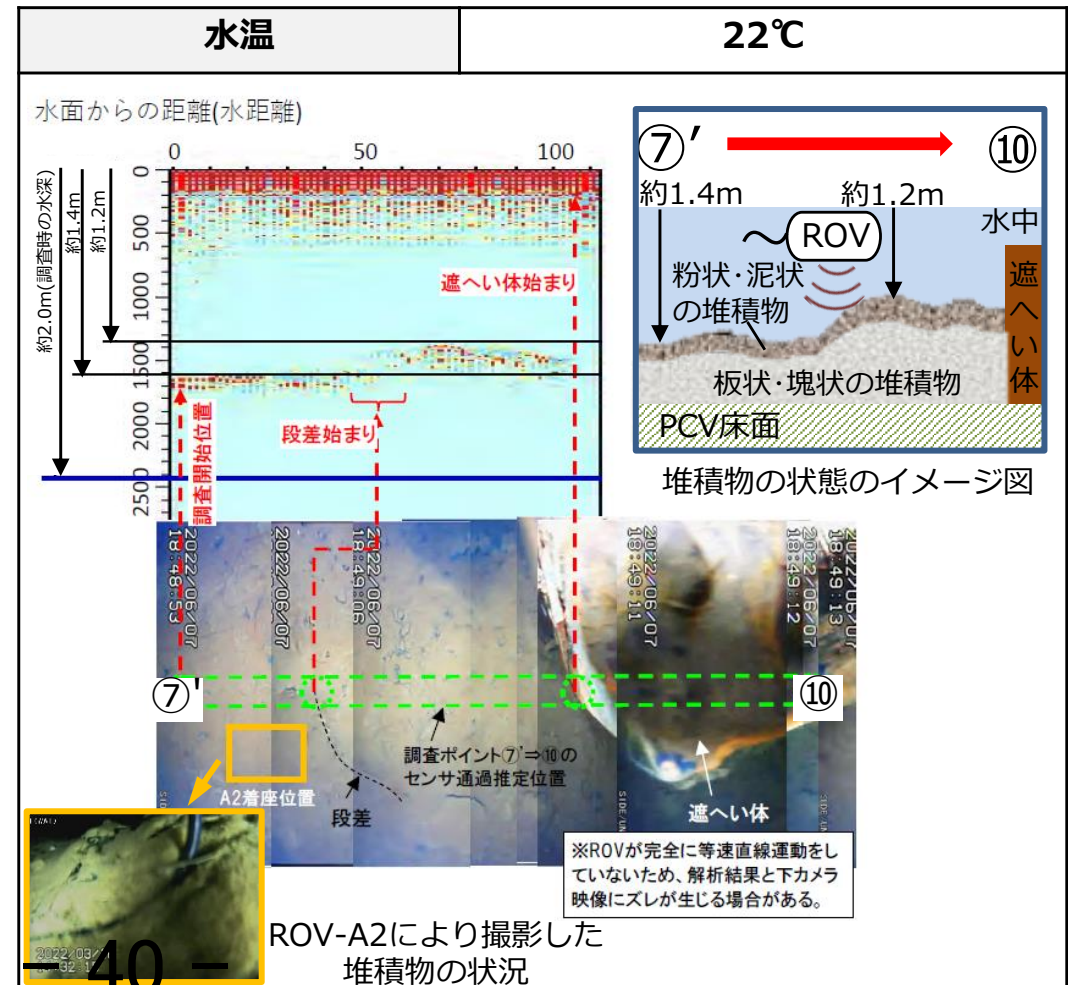
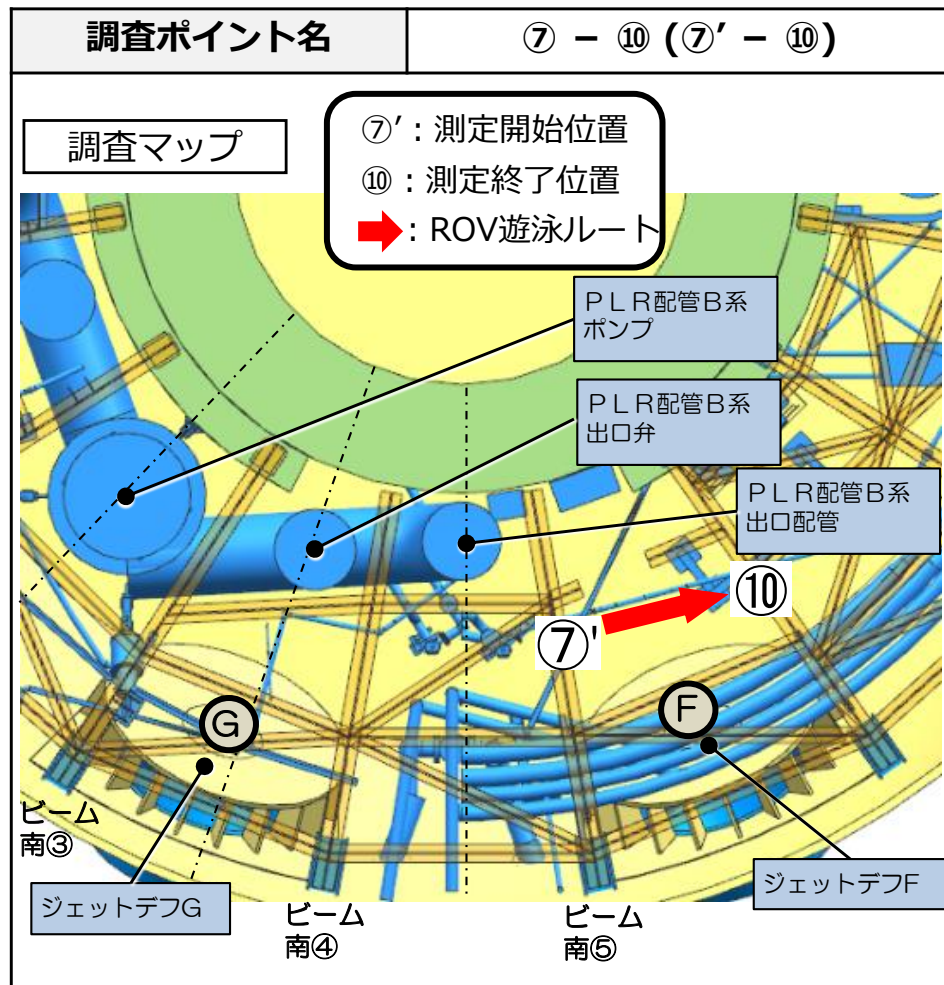
## 堆積物の状態比較



## 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

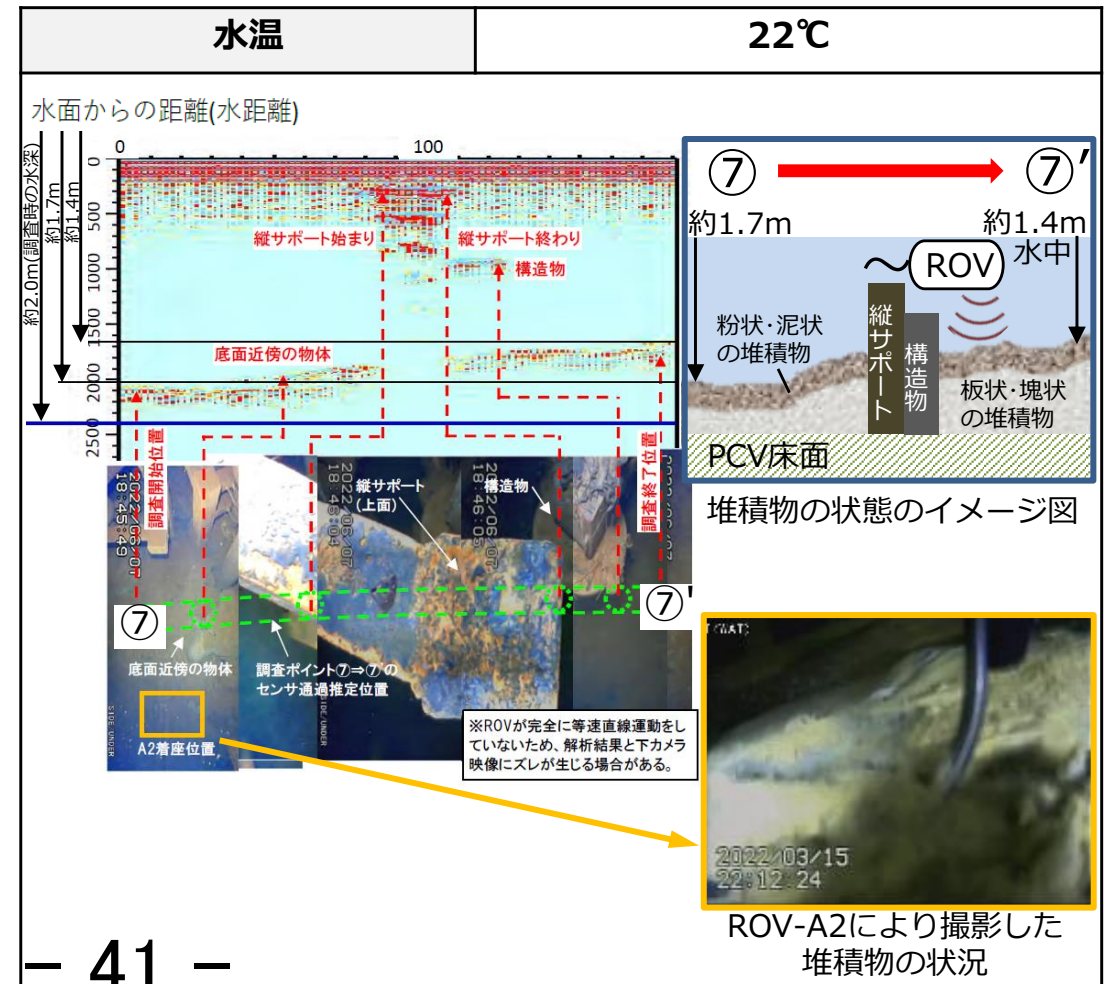
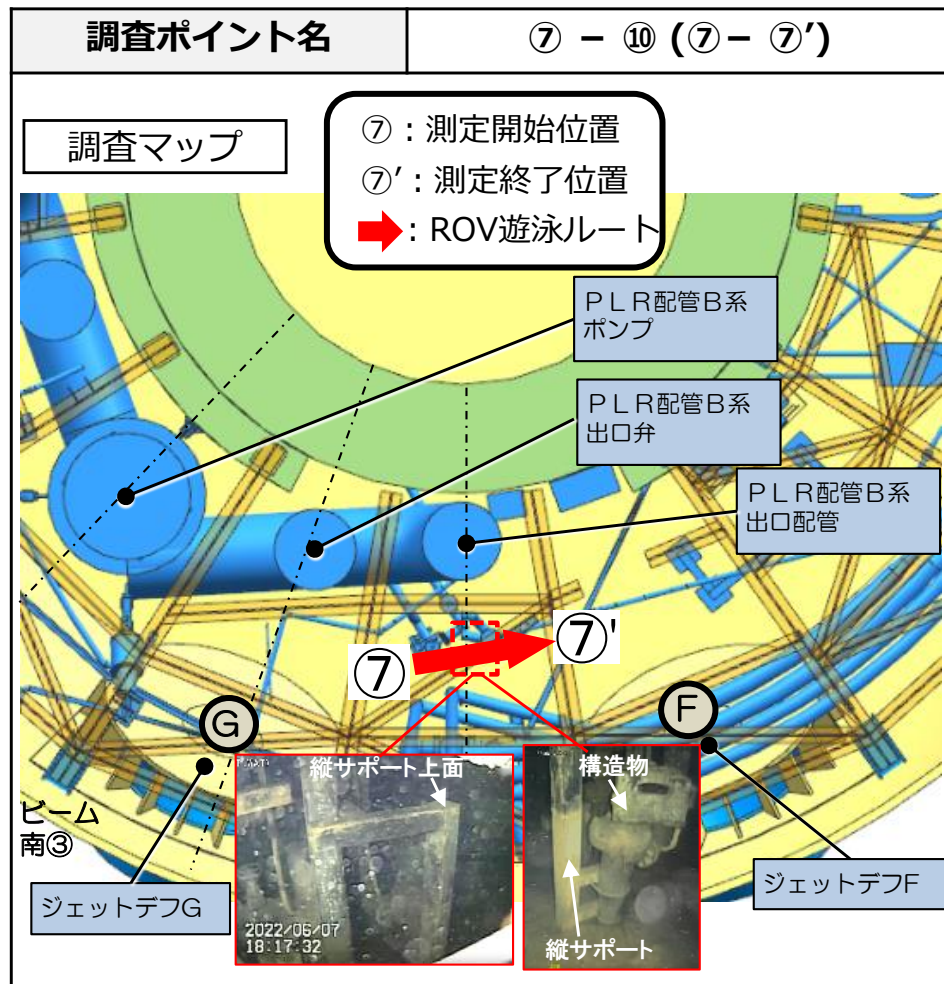




## 8. 各ポイント毎の評価結果と考察 (2 / 3)

<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

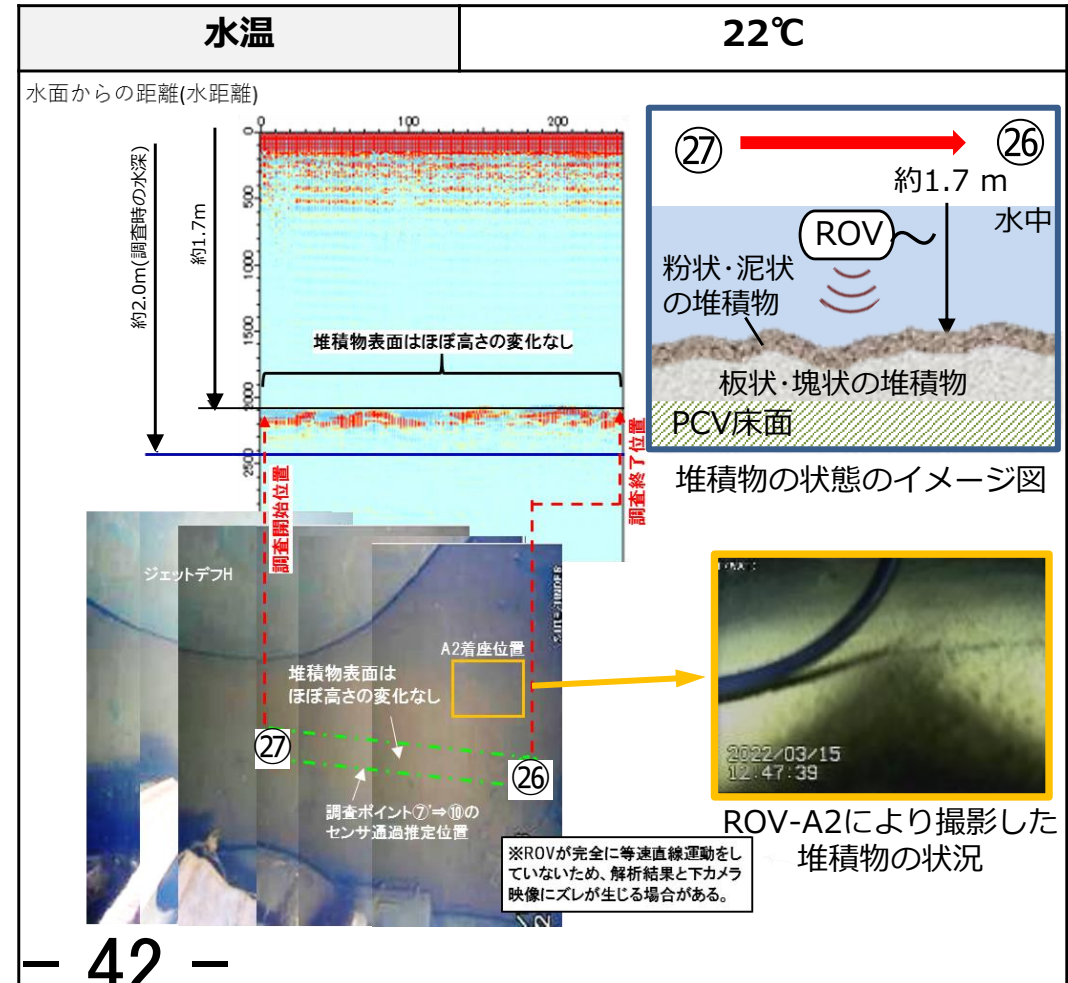
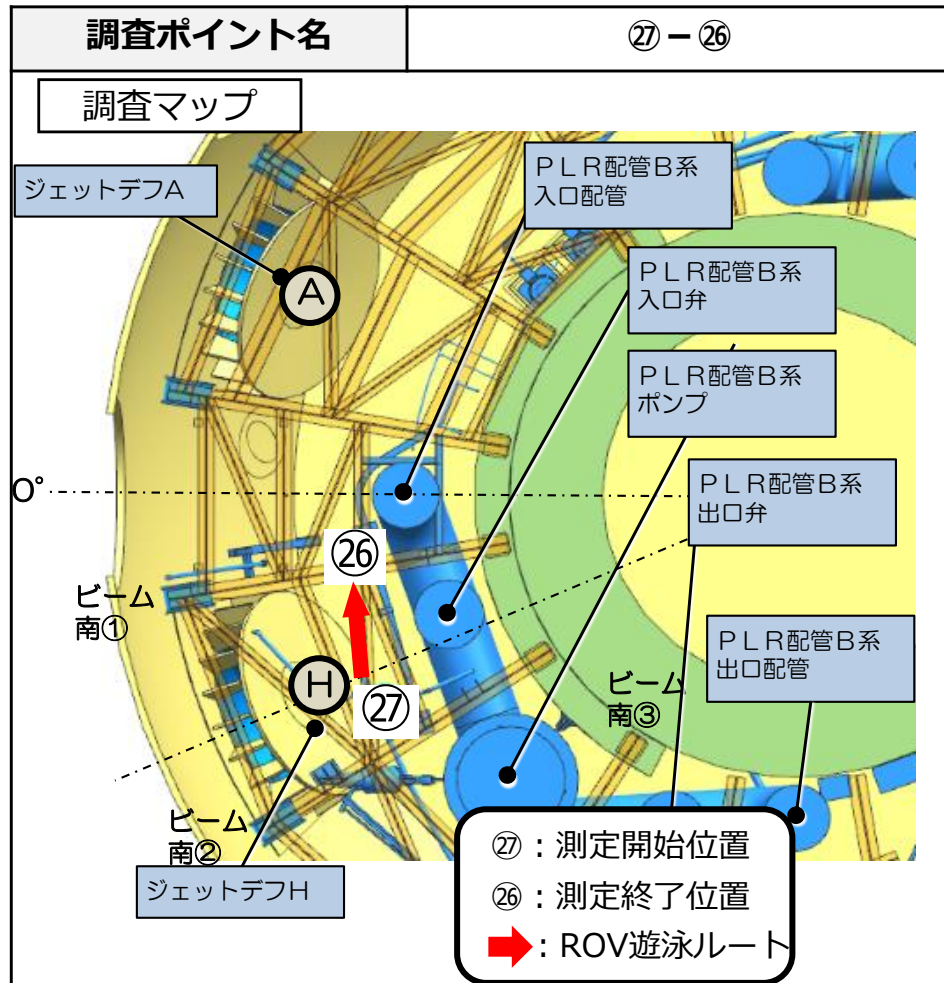




## 8. 各ポイント毎の評価結果と考察 (3 / 3)

<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

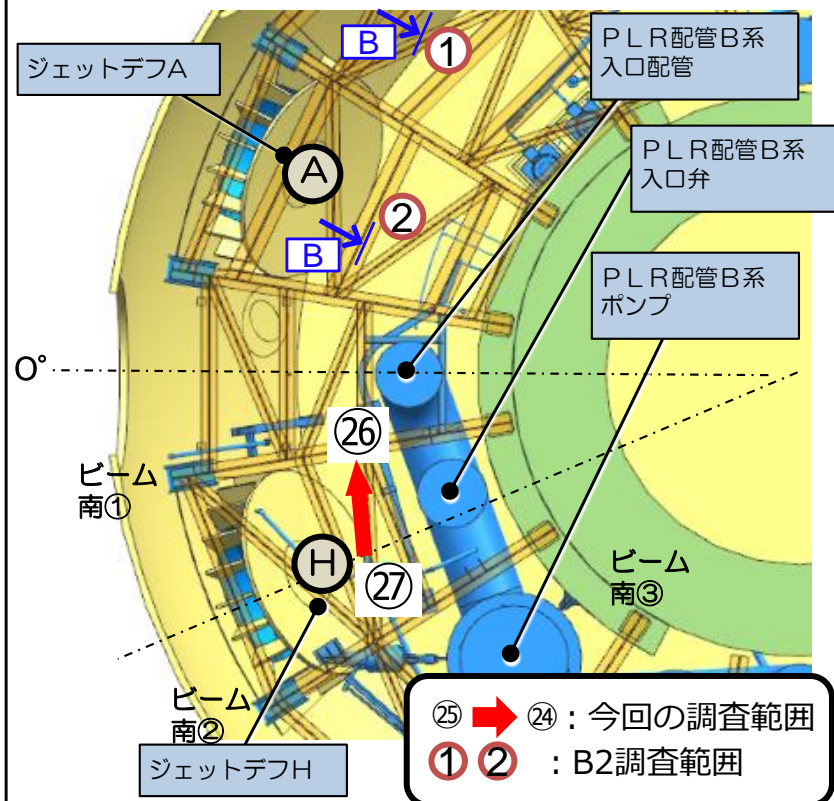


# (参考) 2017年 1号機B2調査と調査ポイント⑳ - ㉞の比較

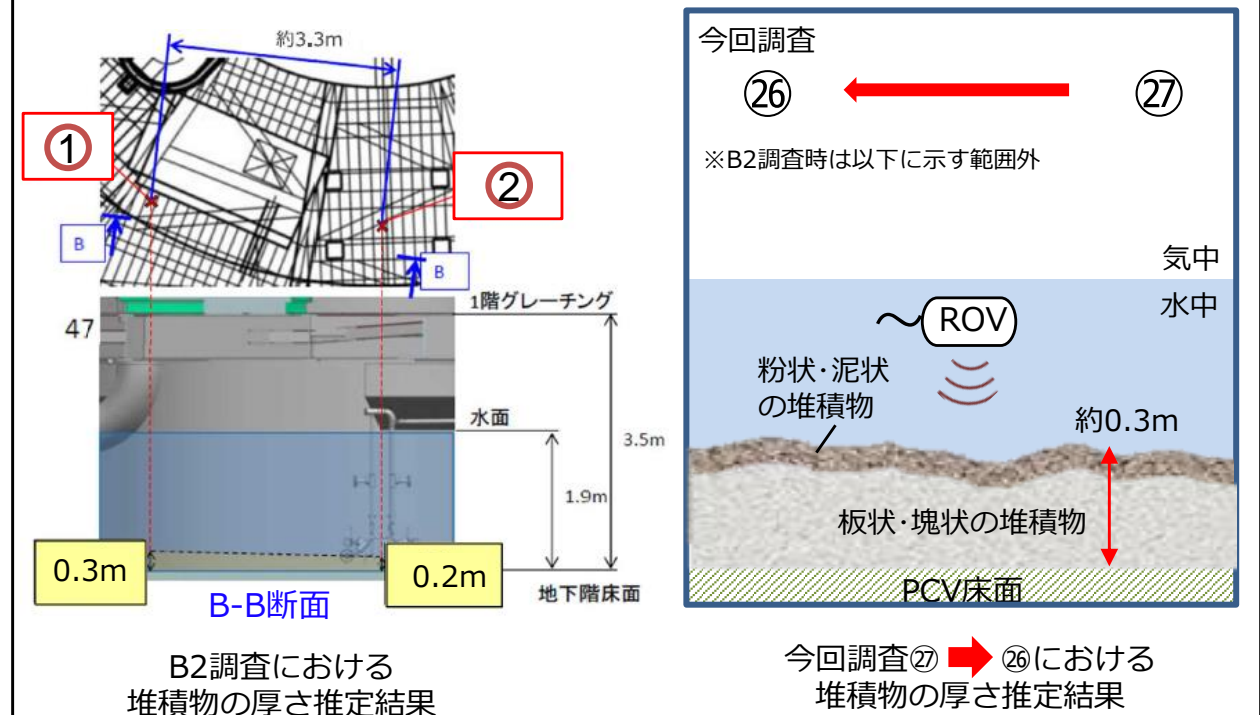
- 2017年に実施したB2調査において、今回のROV投入位置であるX-2ペネ付近を調査
- B2調査では映像データから堆積物厚さを推定しており、ROV投入位置であるX-2ペネ付近は約0.2~0.3mであると評価
- 今回の調査ポイント㉞ - ㉞において、堆積物の厚さは約0.3mであると評価しており、堆積物の傾斜が比較的緩やかな点についても類似

## 調査ポイント比較

### 調査マップ

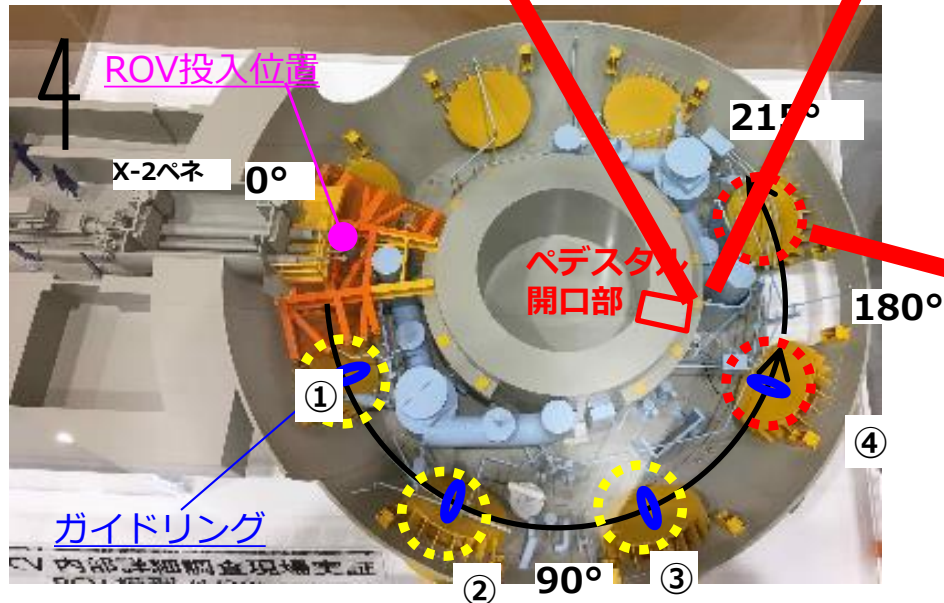


## 堆積物の状態比較



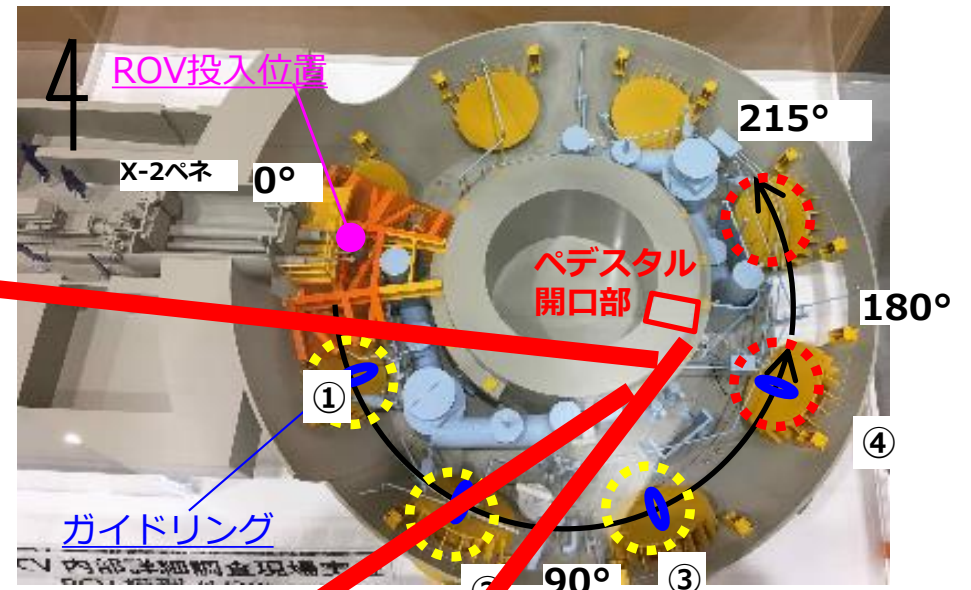


## 6. 床面から1m高さの堆積物の状況①





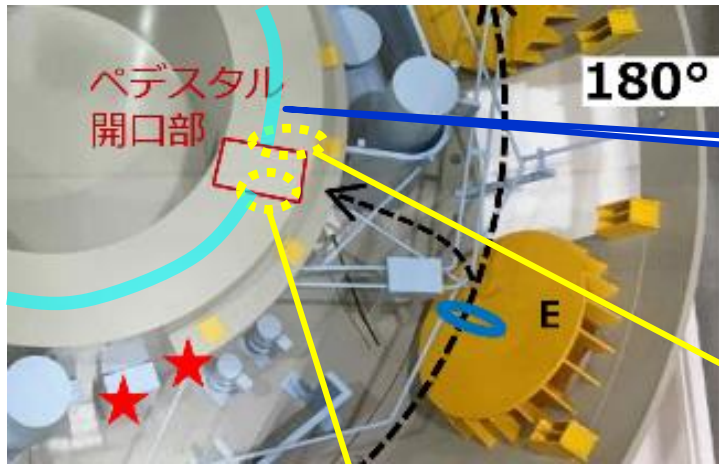
## 6. 床面から1m高さの堆積物の状況②



## 4. 調査実績

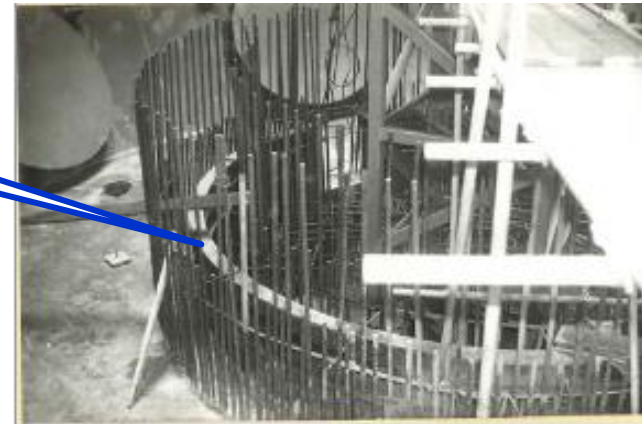
### ペDESTAL開口部(基礎部)の状況(5月19日調査分①)

- ✓ これまで確認されていた鉄筋らしきものについて、近接し確認した映像を、建設当時の写真と比較した結果、ペDESTALの鉄筋であることが確認されました。また、インナースカート※も確認されました。
- ✓ 1号機の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の耐震性については、事故後（2016年度）の評価において、ペDESTALが一部欠損していたとしても、支持機能を大きく損なわないことの確認を行っております。
- ✓ 今回確認された調査結果も踏まえ、今後さらに詳細なデータを取得し、改めて評価を行います。



インナースカート

※インナースカート：  
ペDESTAL内(鉄筋内側)に設置されている、  
ペDESTALにかかる荷重をPCV底部(基礎マ  
ット)に伝えるための  
鋼製の円筒形部材



(参考写真)建設当時の状況

ROVフレームの映り込み



インナースカート

鉄筋

ペDESTAL開口部

写真1.ペDESTAL開口部(左側基礎部)の状況

堆積物



写真2.ペDESTAL開口部(右側基礎部)の状況



## 7. ペDESTAL開口部付近調査状況



B. ペDESTAL開口部俯瞰



C. ペDESTAL開口部内部



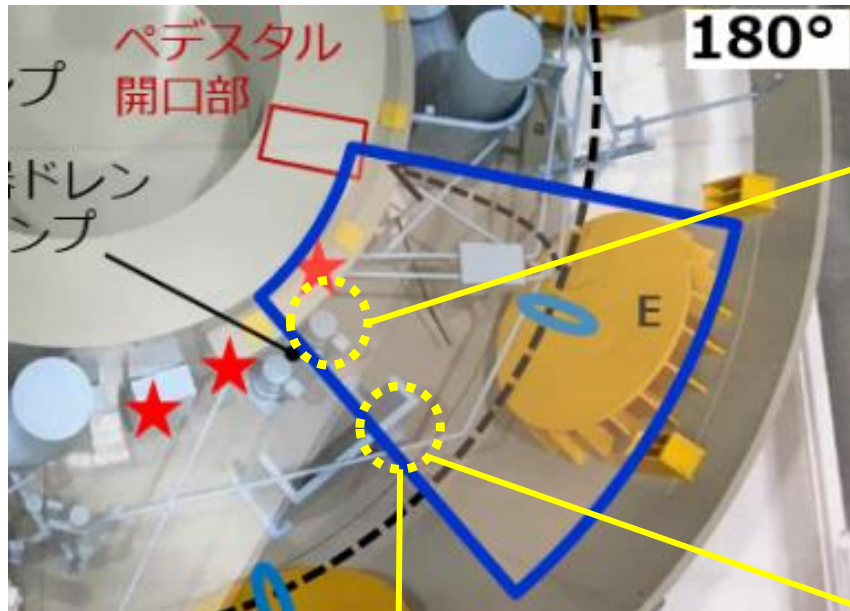
A. ペDESTAL開口部付近





# 4. 調査実績

## 機器ドレンサンプポンプ付近およびPCV底部の状況(5月17日調査分①)



ROVフレームの映り込み



(参考写真)2011年事故前の状況

RCW配管・弁 堆積物上層

写真1.機器ドレンサンプポンプ付近の状況

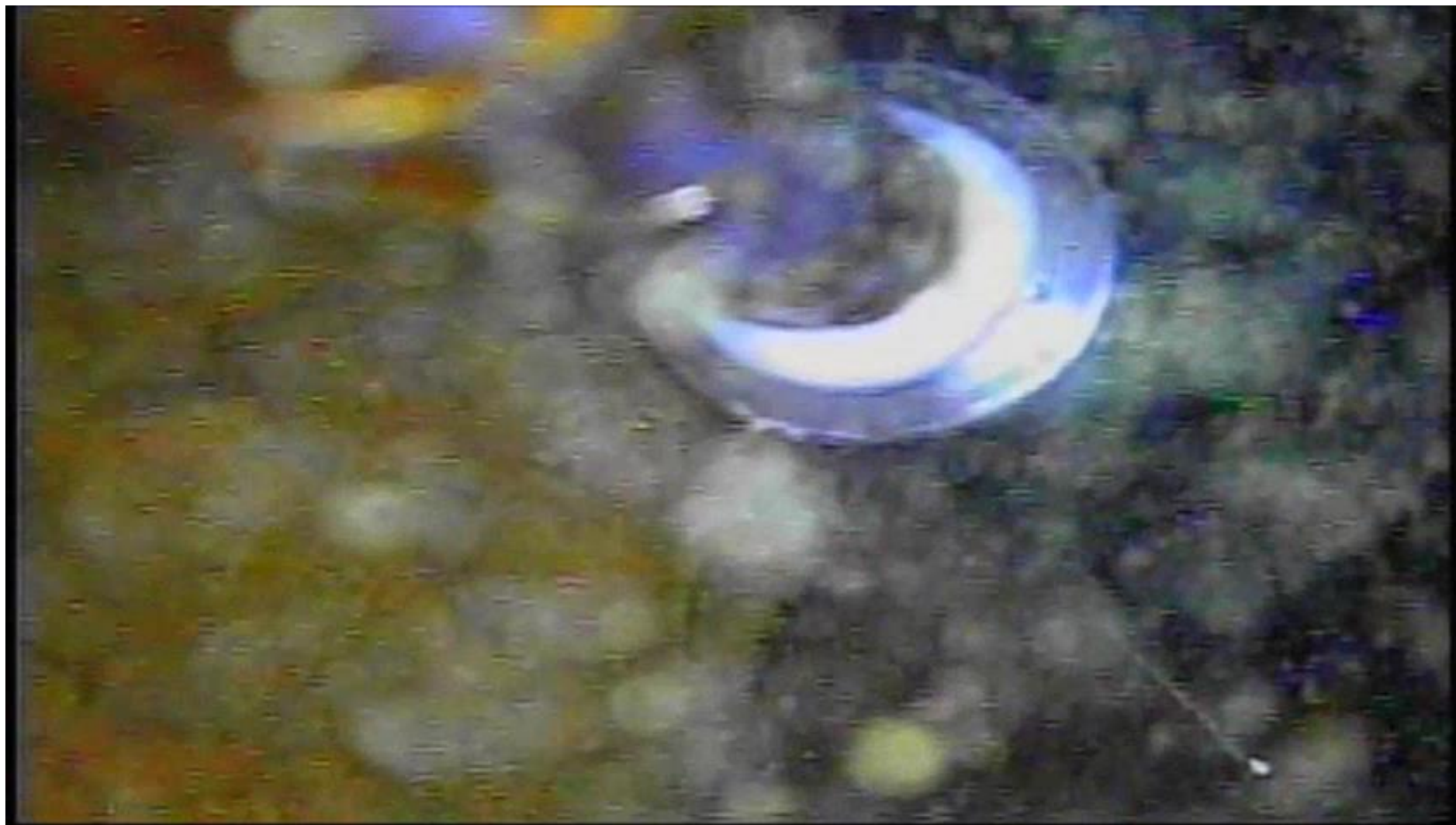


写真2.PCV底部の堆積物の状況



— 49 写真3.PCV底部の堆積物の状況(空洞内部)







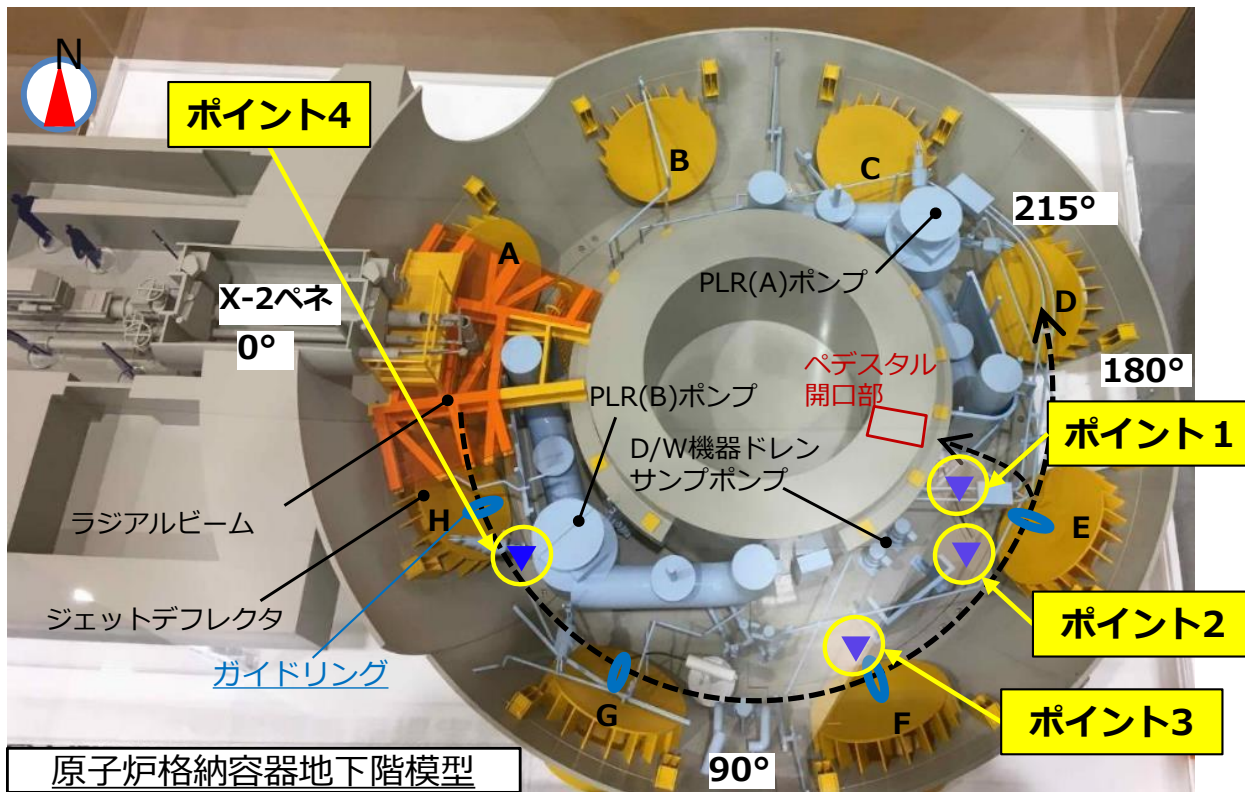
2017/04/06 16:18:45



## 4. 調査実績

中性子束測定結果 (5月20日,21日調査分)

- 今回測定したポイント全てにおいて熱中性子束を確認
- ペDESTAL開口部付近で熱中性子束が多く確認されていることから、燃料デブリ由来と推定
- 引き続き、後続号機であるROV-C (堆積物厚さ測定) において堆積物の高さや厚さを確認した上で、ROV-D (燃料デブリ検知) において、堆積物への燃料デブリ含有状況を調査する予定

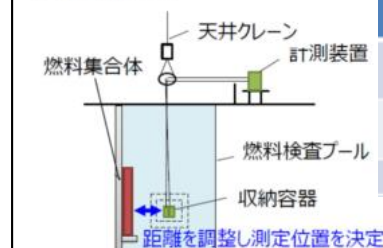


- 熱中性子束は単位時間に単位体積内を熱中性子が走行する距離の総和
- 測定は1箇所あたり60分間
- 測定結果は60分間のカウント数から評価した熱中性子束にて示す

<参考> ROV-A2に搭載のB10検出器による燃料集合体測定結果@NFD

### ■測定方法

- ・燃料軸方向の中心部に設置
- ・燃料最寄位置を含め3つの位置で測定 (線量率: 14.4, 6.5, 1.5 Gy/h)
- ・測定時間: 3分



線量率	線源-検出器距離	熱中性子束評価値※
14.4 Gy/h	約16 cm	$8.8 \times 10^1 / \text{cm}^2/\text{s}$
6.5 Gy/h	約33 cm	$1.1 \times 10^1 / \text{cm}^2/\text{s}$
1.5 Gy/h	約78 cm	$0 / \text{cm}^2/\text{s}$

測定位置	ポイント1	ポイント2	ポイント3	ポイント4
熱中性子束 [ /cm <sup>2</sup> / s ]	48.0	29.1	50.2	52 <sup>5.8</sup>

# 日本原子力学会 燃料デブリ研究専門委員会

## 解析・評価等による 燃料デブリ分布の推定について

2022年6月30日

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)  
一般財団法人 エネルギー総合工学研究所(IAE)

出展：技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID) 一般財団法人 エネルギー総合工学研究所(IAE)  
日本原子力学会 燃料デブリ研究専門委員会 平成28年10月4日  
「解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について」

URL：<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/10/20161004.pdf>



# 「解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について」 説明内容

1. はじめに（背景・目的等）
2. 事故進展解析コードについて
3. MAAP解析結果の概要
4. 1号機の解析・評価結果
5. 3号機の解析・評価結果
6. 2号機の解析・評価結果
7. 評価結果のまとめ

本資料は、資源エネルギー庁 平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（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）」において、国際廃炉研究開発機構（IRID）及びエネルギー総合工学研究所（IAE）が、共同補助事業者となり、平成27年度に実施した研究成果を中心に取りまとめたものである。

# 1. はじめに(1/3) (背景・目的)

燃料デブリ取り出しの方針決定や方法確定のため、  
燃料デブリ分布等の炉内状況を把握することは不可欠

## 直接的な調査方法

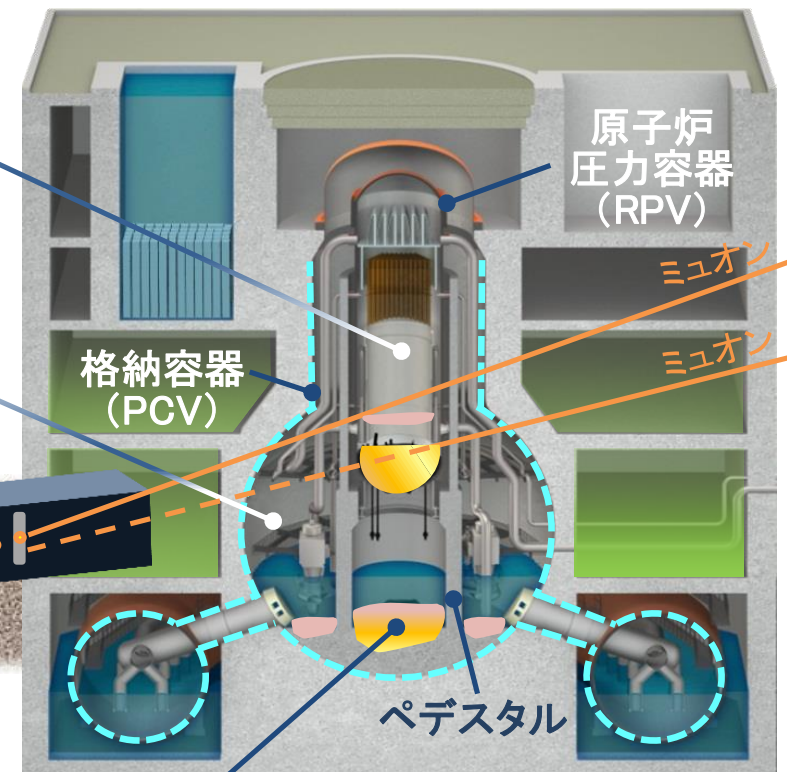
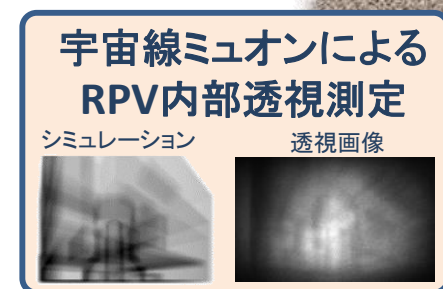
- RPV内部調査
- PCV内部調査

## 間接的な調査方法

- ミュオンによる透視

時間が掛かる

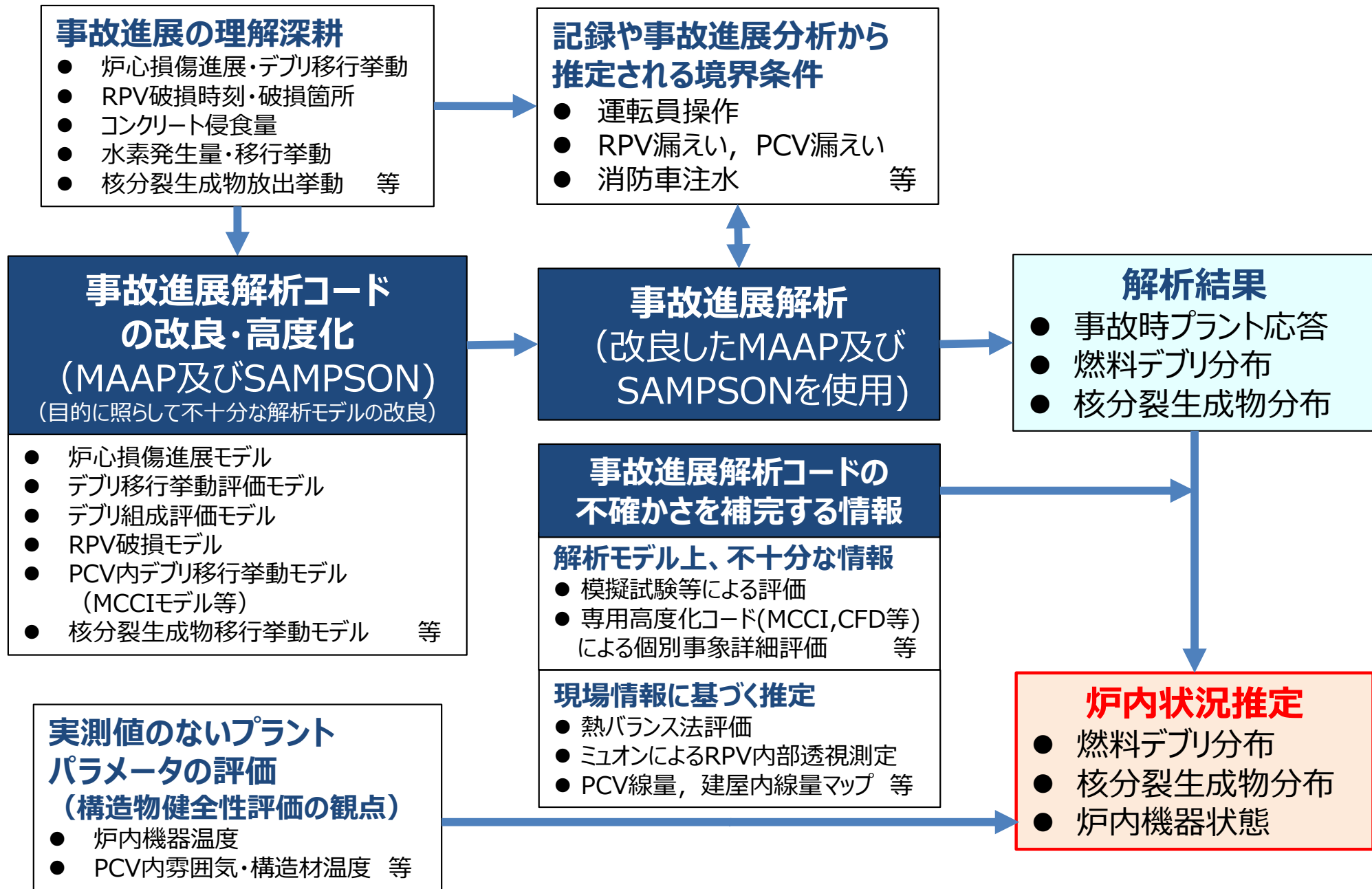
事故進展解析及び  
実機データ等から  
燃料デブリ分布  
(位置・量・組成)  
等を推定・評価



燃料デブリ: 原子炉冷却材の喪失により  
核燃料が炉内構造物の一部とともに  
溶融した後に、再度固化した状態

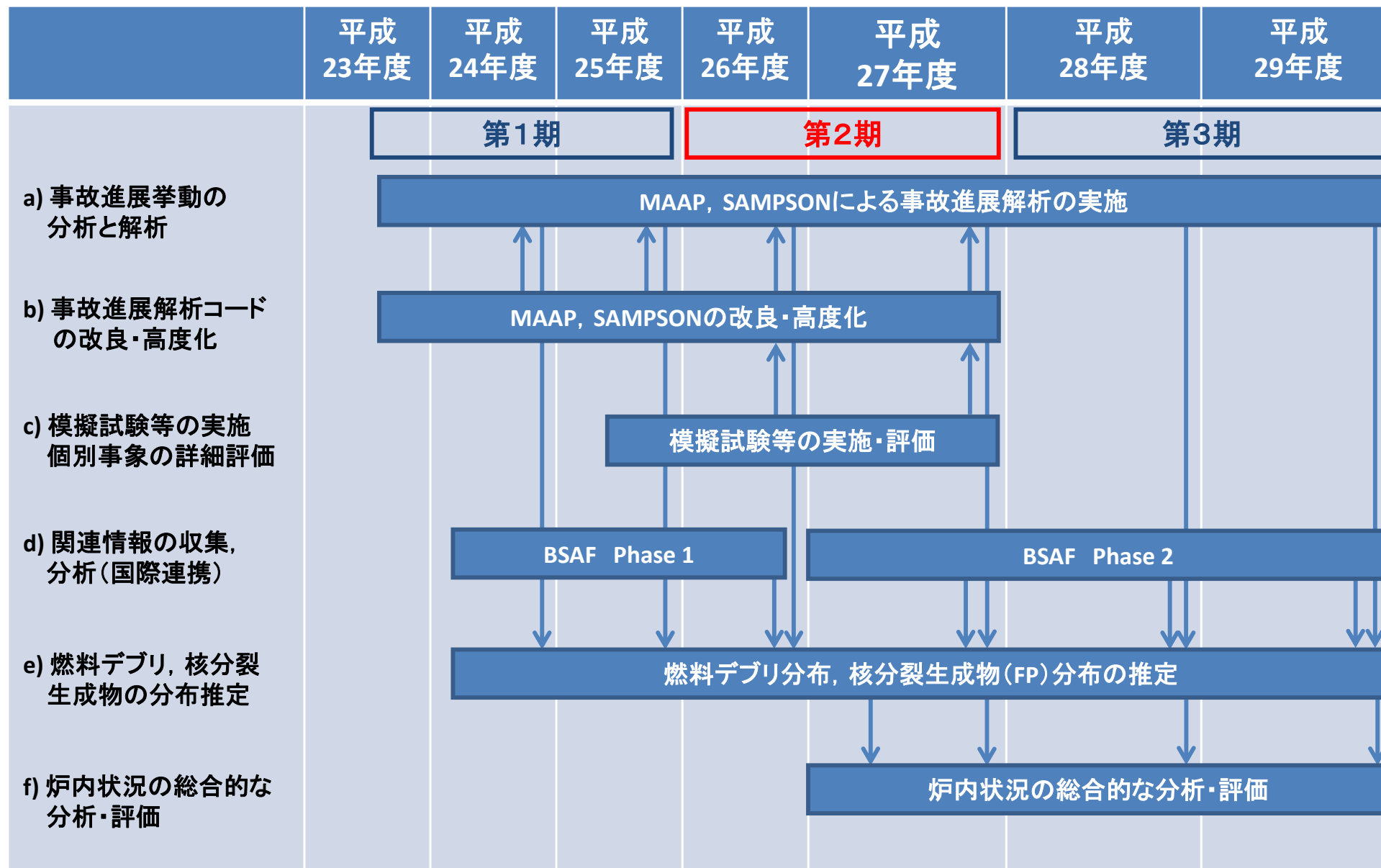
廃炉作業に資する情報を提供

# 1. はじめに(2/3) (評価の流れ)





# 1. はじめに (3/3) (全体工程)



BSAF: OECD/NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

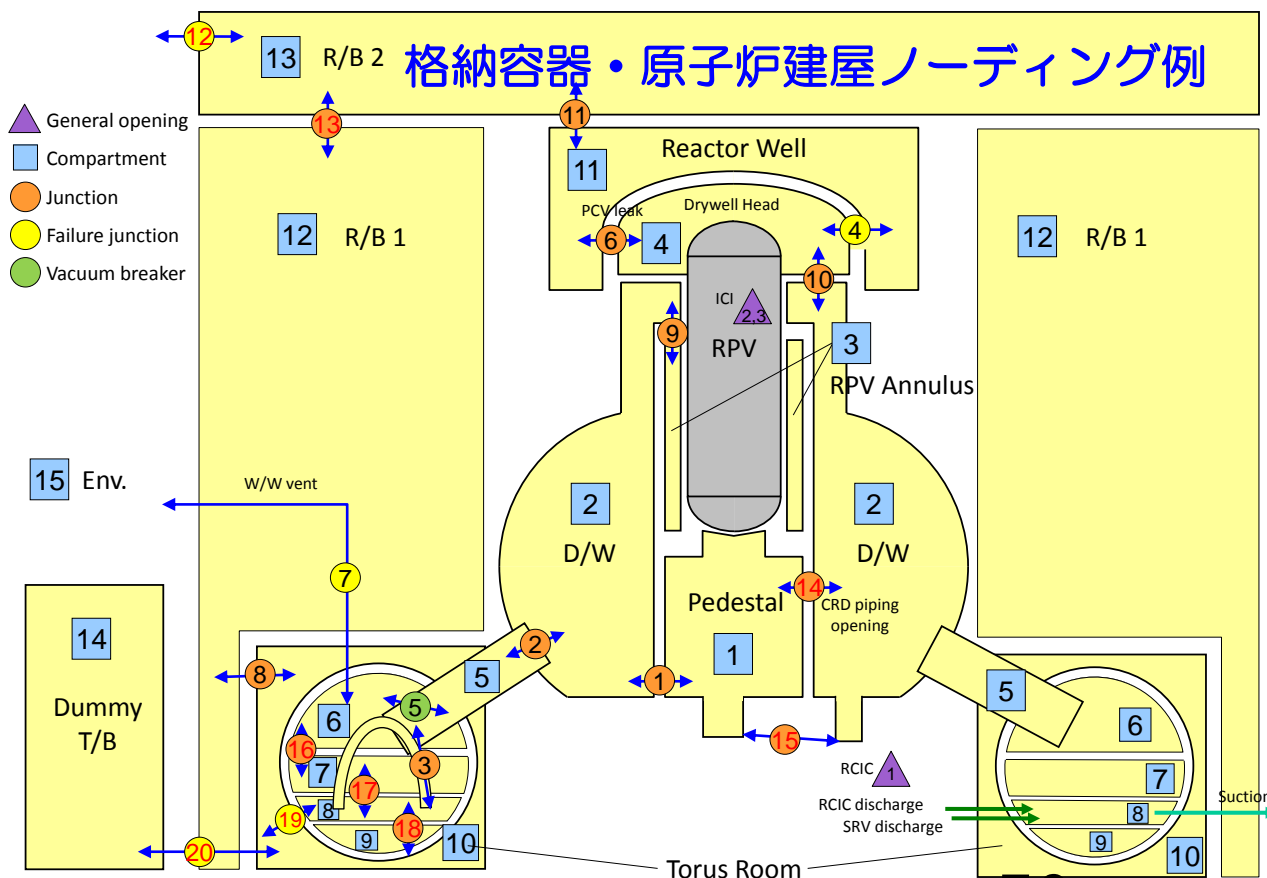
## 2. 事故進展解析コードについて(1/4) (解析コードの比較)

コード名	MAAP	MELCOR (参考)	SAMPSON
開発主体	<b>米国</b> EPRI	<b>米国</b> NRC	<b>日本</b> IAE
一般的な使用用途	安全性評価(事業者) (国内全電力が使用)	安全性評価(規制側)	事象の詳細評価
特徴	一点集中定数型近似モデル (解析結果は, 入力設定・調整係数に依存)		機構論的モデル 多次元解析が可能
計算速度	速い (実時間の1/10程度)	中	遅い(実時間の数倍) (物理現象に依存)
本事業での役割	解析評価の <b>ベース</b> ( <b>パラメータ分析</b> )	本事業では対象外	解析評価の <b>比較</b> (事象の <b>詳細評価</b> )

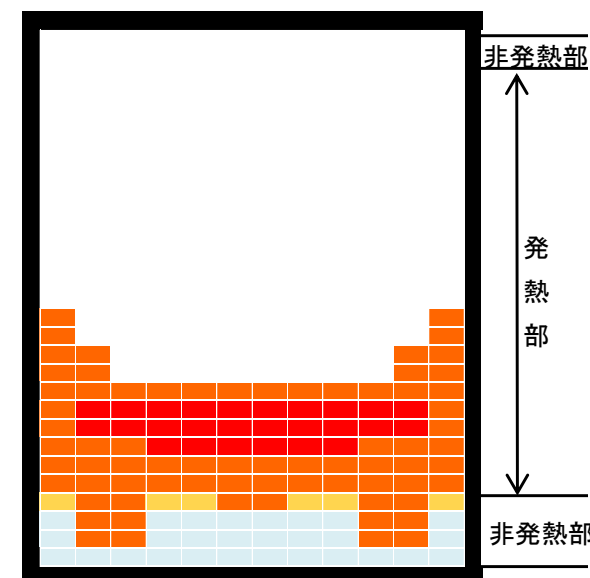
- MAAP : Modular Accident Analysis Program
- MELCOR : Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases
- SAMPSON : Severe Accident analysis code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear fields
- EPRI : Electric Power Research Institute (米国 電力研究所)
- NRC : Nuclear Regulatory Commission (米国 原子力規制委員会)
- IAE : Institute of Applied Energy (一般財団法人 エネルギー総合工学研究所)

# 2. 事故進展解析コードについて(2/4) (MAAPコードの概要)

- 簡略化した形状や相関式等を使用する解析モデルに基づく「**一点集中定数型近似モデル**」
- 解析対象領域を「ボリューム」(体積要素)に分割し、「ジャンクション」(接合部)で結合
- **質量及びエネルギー保存則**に基づき、領域内の**1次元熱流動**を評価
- 炉心部では、崩壊熱及び化学反応による発熱と冷却材及び構造材への熱伝達とのバランスから燃料温度を評価し、燃料挙動(燃料損傷・溶融・移動)を評価
- 下部プレナムへのデブリ移行後は、RPV破損モードを判定し、PCVへの溶融燃料移行を評価
- PCVでは、デブリによるコンクリート構造材の侵食及び化学反応等の物理化学現象を評価



炉心損傷状態例



	完全溶融	(溶融)
	閉塞	(破損)
	部分閉塞	(破損)
	崩壊	(破損)
	自立	(健全)

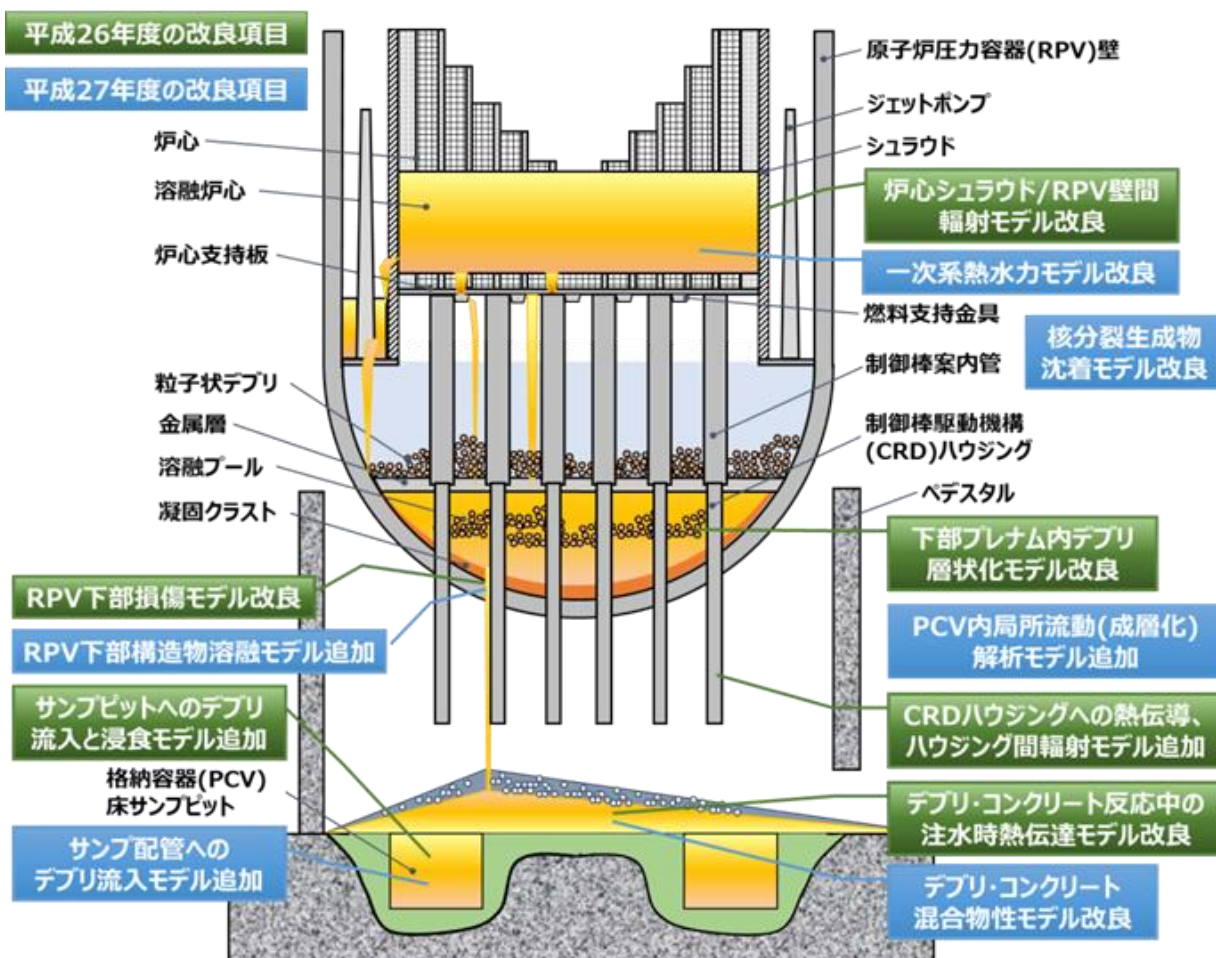
(白色部は何もないことを意味する)



## 2. 事故進展解析コードについて(3/4) (MAAPコードの改良・高度化)

平成26年度までに検討した **PIRT**を参考に，高度化するモデルを抽出

PIRT : Phenomena Identification and Ranking Table (現象の同定及びランク表)



### 高度化の主要な目的

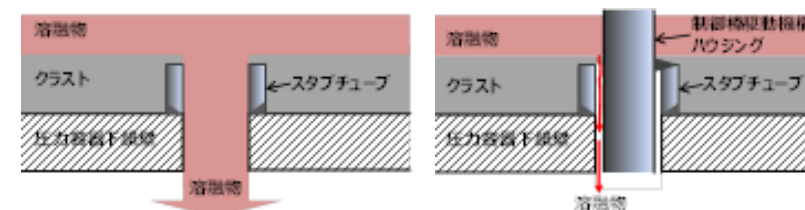
- 炉心及びRPV損傷進展評価の高度化
- RPV内デブリ分布・組成評価の高度化
- PCV内デブリ分布・組成評価の高度化
- 核分裂生成物分布評価の高度化 等

### モデル改良例

(RPV下部損傷モデル)

従来モデル

改良モデル



制御棒駆動機構(CRD)ハウジングの逸出により  
**多量の溶融物が落下**

圧力容器下鏡壁とCRDハウジングの隙間から  
**少量の溶融物が落下**

# 2. 事故進展解析コードについて(4/4) (圧力容器貫通管溶融破損試験による確認)

- 試験目的：  
RPV下部ヘッドを貫通する**制御棒駆動機構(CRD)ハウジング**，**炉内計装管**等が， $UO_2$ と炉内構造物が混在した**コリウム**によって**溶融する挙動**を調べ，解析コードの検証に資する
- 試験実施場所：**韓国原子力研究所 (KAERI)**

試験内容	実コリウム（最大100kg程度）を溶融させて，試験体に落下。試験体の外側から誘導加熱し，崩壊熱を模擬。
測定項目	コリウム落下量，試験体各部の温度等

誘導加熱により溶融させた約100kgの燃料デブリ相当(実コリウム)を，るつぼ内に15秒で注入

計装管は，るつぼ内(実機の下部部プレナム相当)で溶融。コリウムは，計装管内部に流入し，一部(約40kg)は落下したが，計装管自体は抜け落ちなかった。その後，コリウムは固化して流路を閉塞し，約30秒でコリウムの落下は止まった。  
(解析結果とほぼ同様の挙動)

**炉内計装管の模擬試験**

環状流路からのコリウム落下の様子

内管(ドライチューブ)からのコリウム落下の様子

落下コリウム(連続体のように見える)

**KAERI 独自試験時の写真**

誘導加熱により溶融させた約100kgの燃料デブリ相当(実コリウム)を，るつぼ内に15秒で注入

CRDハウジングは，抜け落ちなかった。1時間を経過しても，ペDESTアル部へのコリウム落下は見られず，試験を終了した。  
(解析結果と同様の挙動)

**制御棒駆動機構(CRD)ハウジングの模擬試験**

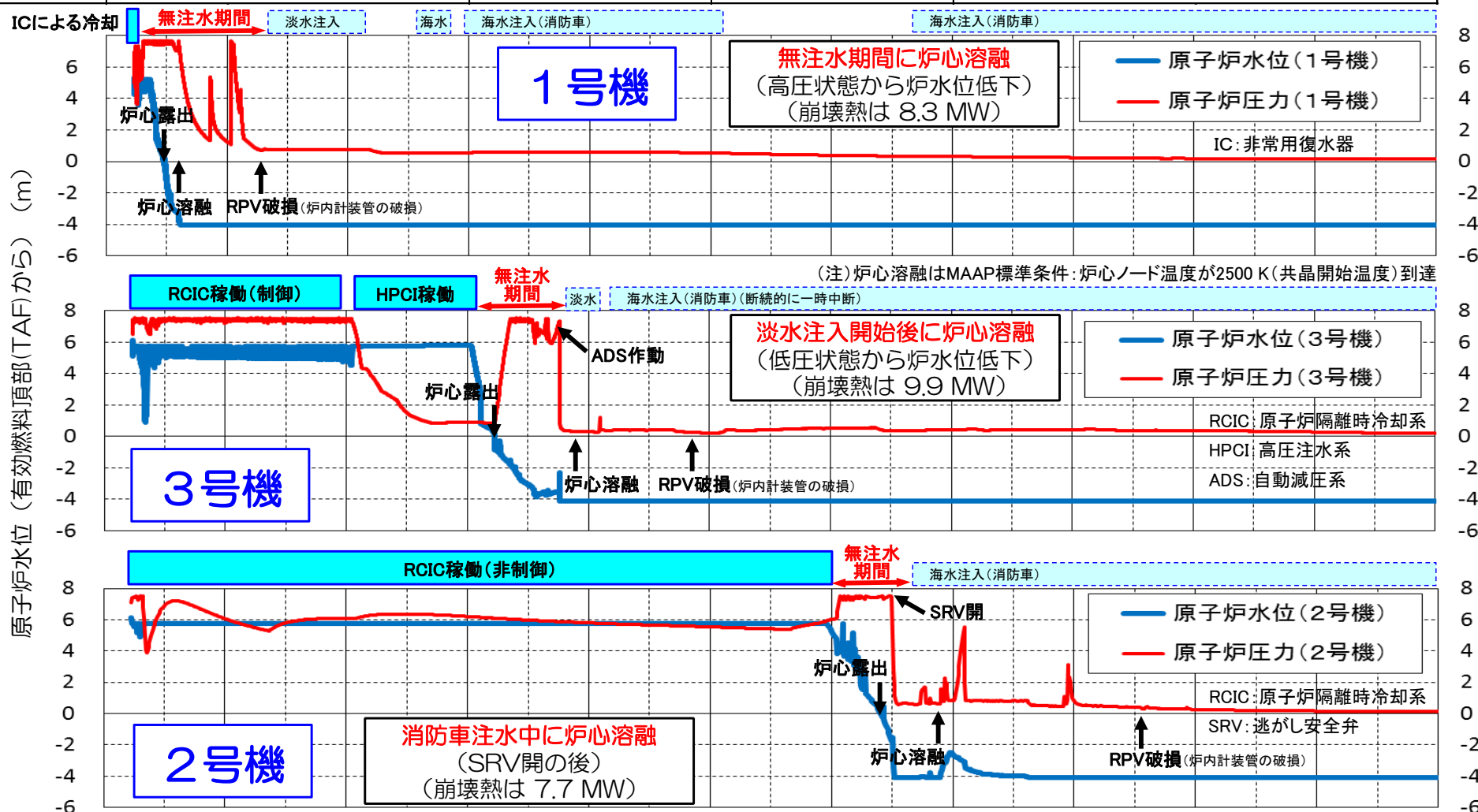
## 制御棒駆動機構(CRD)ハウジングの模擬試験

## KAERI 独自試験時の写真

# 3. MAAP解析結果の概要(1/2)

## 事故進展の経過 (解析条件及び解析結果)

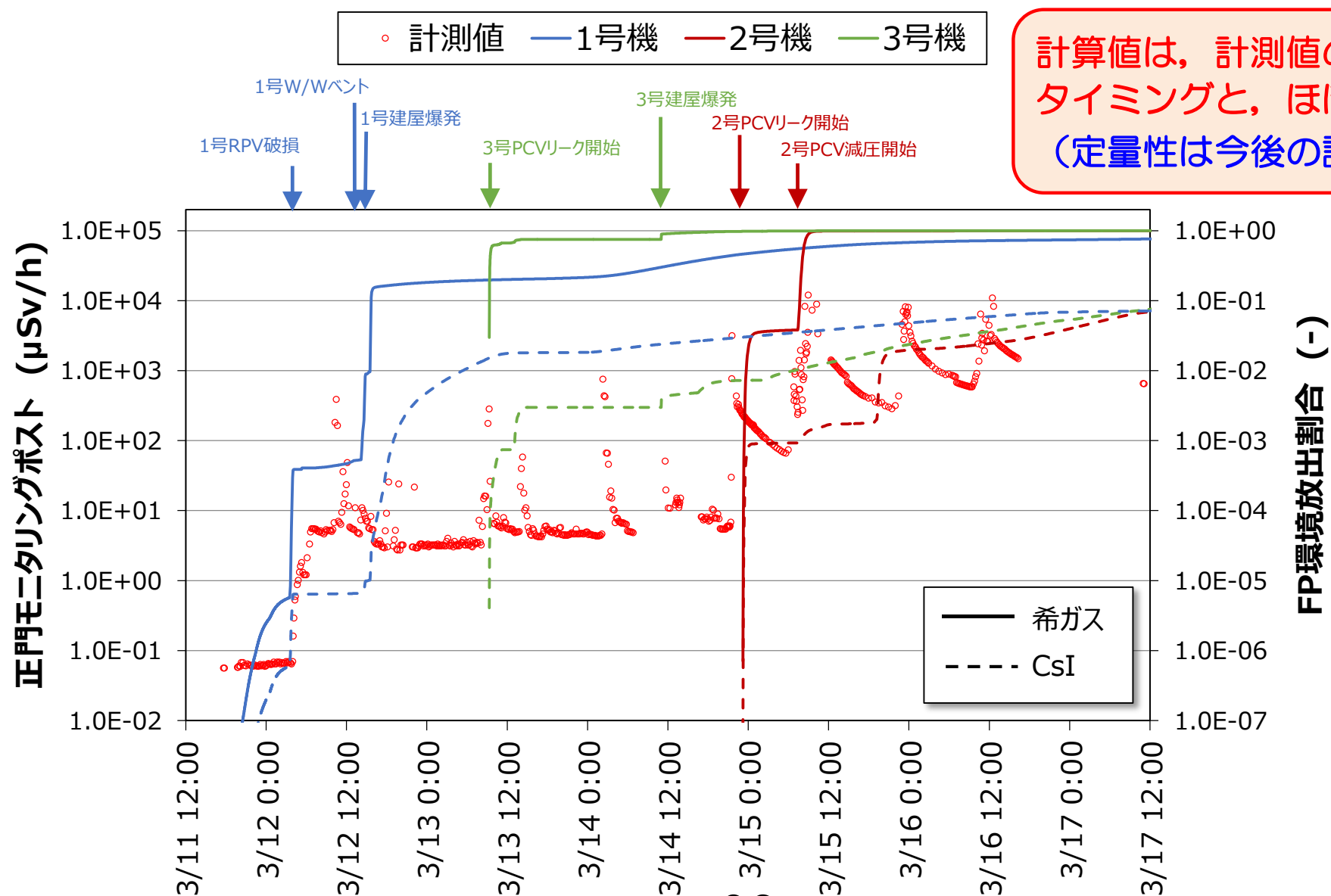
地震からの経過時間(h)	0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
日付	3/11		3/12			3/13			3/14			3/15			3/16	
時刻	18	6	12	18	6	12	18	6	12	18	6	12	18	6	12	18
重大事象	▲ 14:46 地震発生		▲ 15:36 1号機建屋水素爆発						▲ 11:01 3号機建屋水素爆発			▲ 06:14 4号機建屋水素爆発				
	▲ 15:37 津波到来(全交流電源喪失)															





# 3. MAAP解析結果の概要(2/2)

## 核分裂生成物(FP)の環境放出と正門モニタポスト計測値との関係

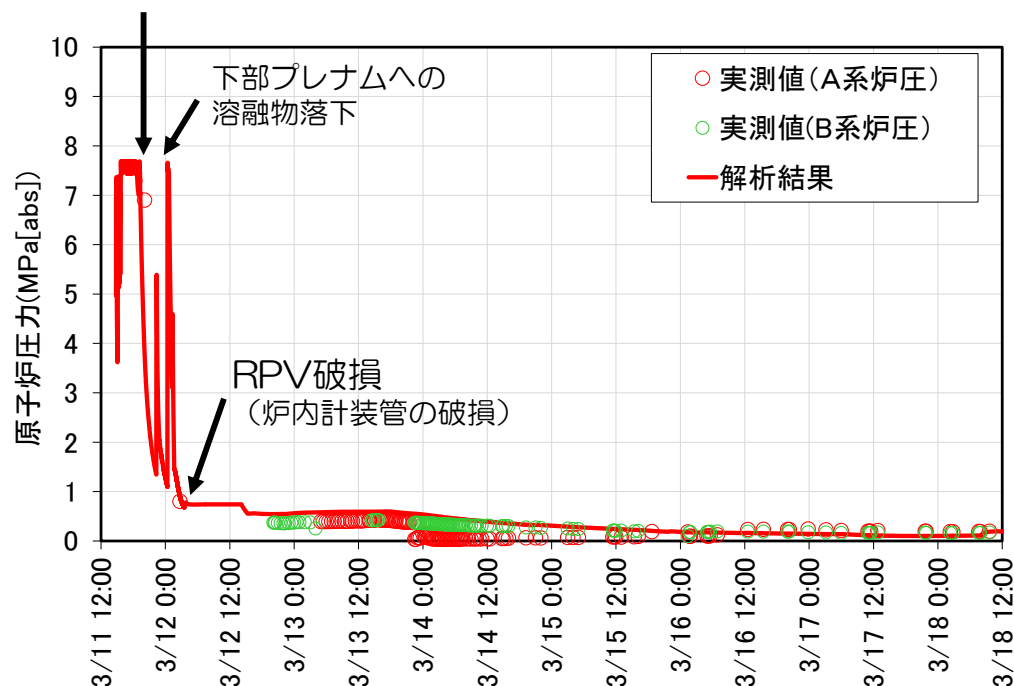


# 4. 1号機の解析・評価結果(1/4)

(MAAPによる解析結果と実測値との比較)

炉内計装管及び  
SRVガスケット  
の損傷

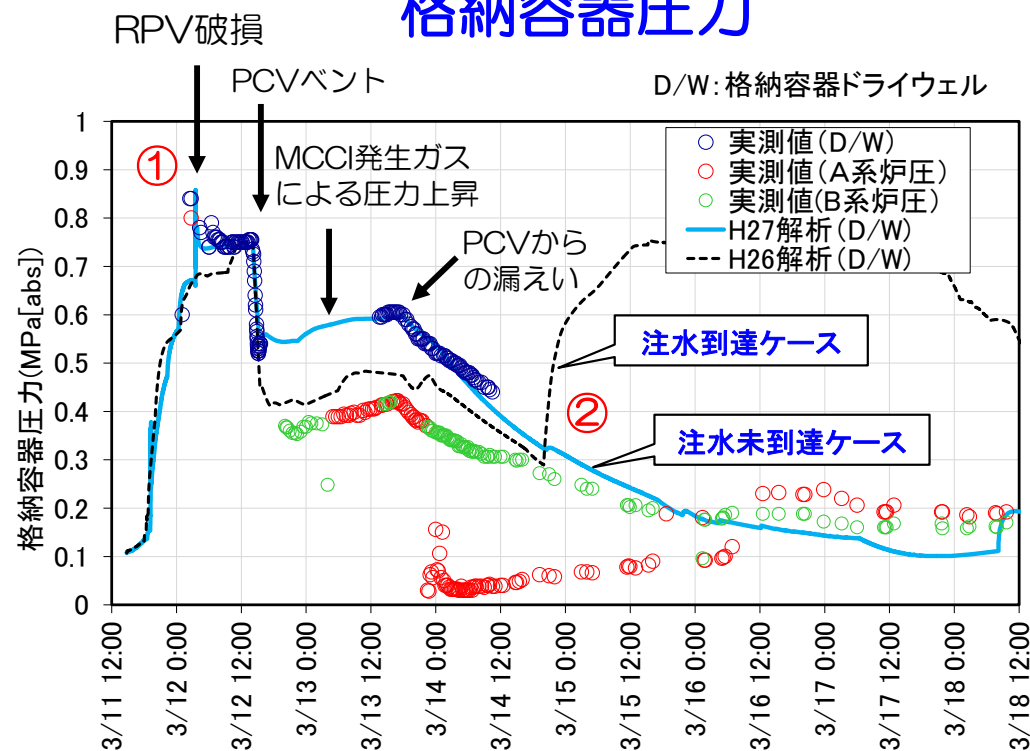
## 原子炉圧力



### RPV破損は、炉内計装管の破損

(計装管内に流入した燃料デブリが一旦固化するが、再発熱して計装管破損に至る)  
(KAERI試験結果と類似の傾向)

## 格納容器圧力



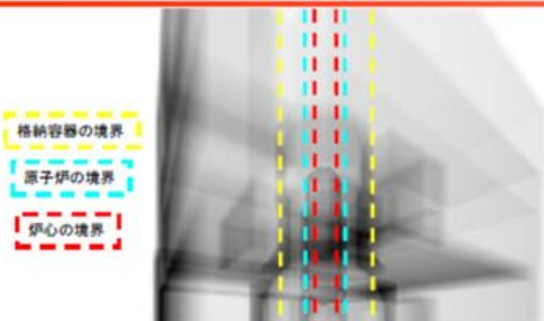
### H26解析からH27解析への改良

- ① 1次系モデル改良  
(水素発生量増大でピーク再現)
- ② 消防車からの注水量を0と設定  
(H26解析のような注水後の蒸気発生による圧力上昇なし)

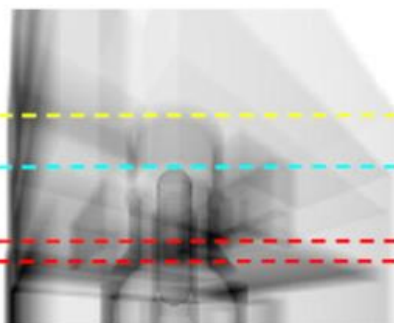
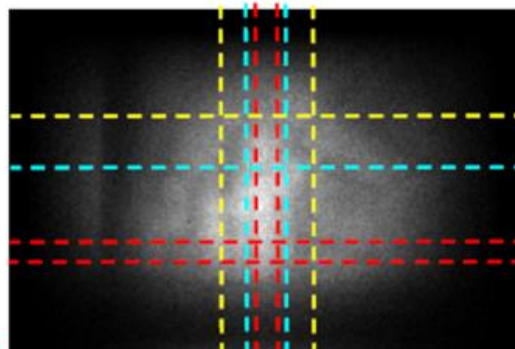
# 4. 1号機の解析・評価結果(2/4)

(ミュオン測定・PCV内部調査による評価結果)

## 6. 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)



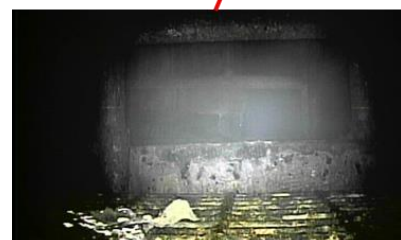
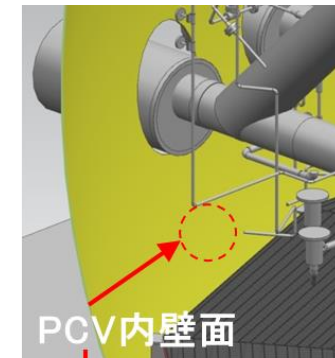
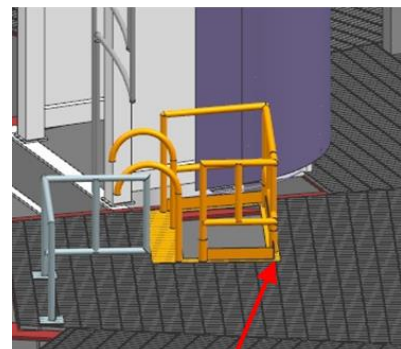
- 鮮明ではないが、測定データでは、図面から予想される、見えるべき位置に機器等が確認できている
- また、格納容器・原子炉の境界も一致
- しかしながら、もともとの炉心位置には高密度物質(燃料)を確認することができない



ミュオンによる測定結果(H27年3月)では、もともとの炉心位置には、高密度物質(燃料)を確認することはなかった



連結プレート 固定治具 溶融した鉛



PCV内部調査による情報(H27年4月)では、

- PCV壁面やペデスタル壁面の画像では、大きな損傷もなく、傾斜しているような状況もない
- PCV内は、鉛の融点(328°C)を超える温度を経験したと推定

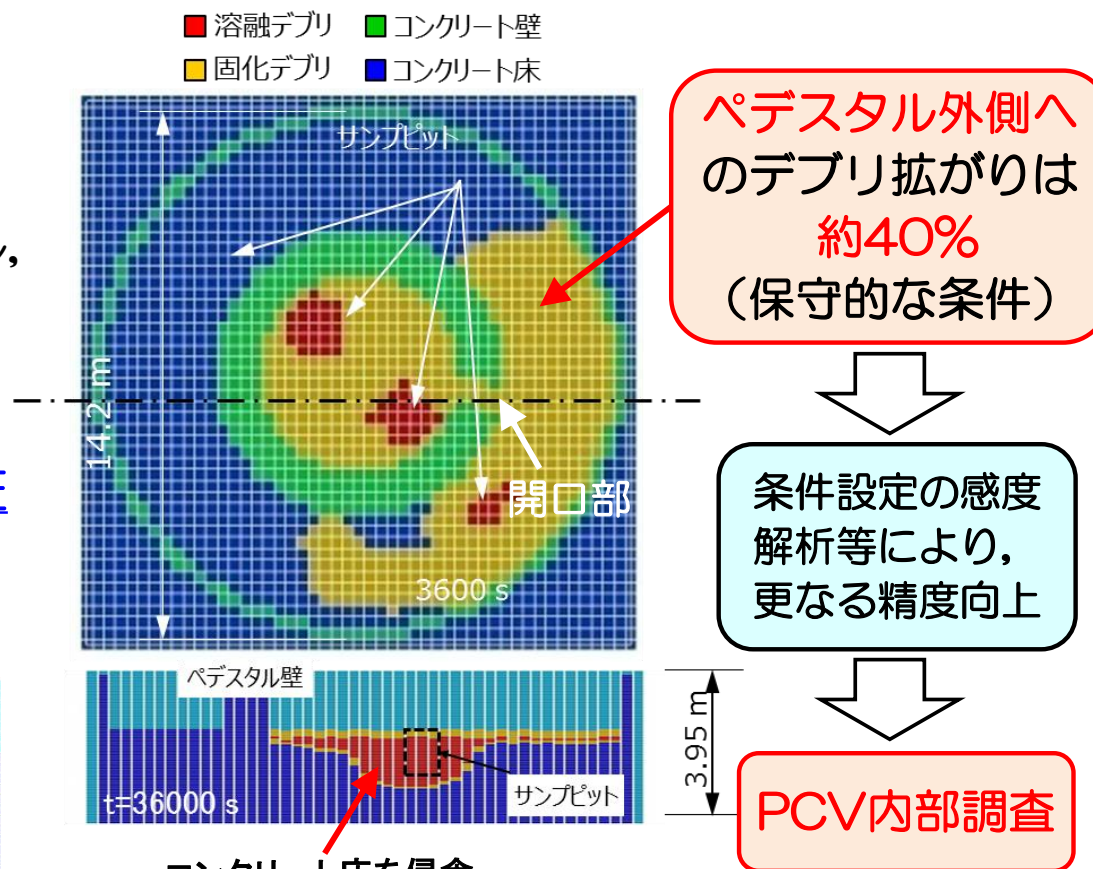


# 4. 1号機の解析・評価結果(3/4)

## (溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) 評価結果)

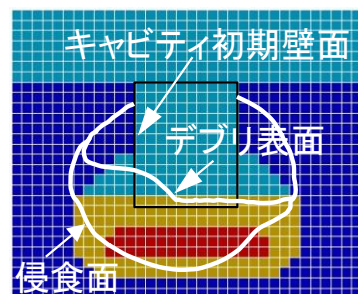
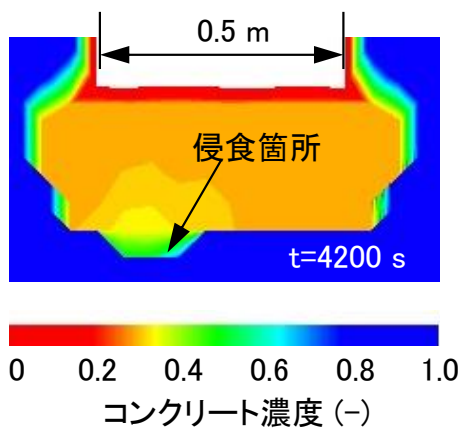
- SAMPSONコードの中で汎用性の高い DSAモジュールに、**侵食コンクリートの移流・拡散モデルを追加**
- MCCI 試験結果による検証
- 実機サンプ体系で、MCCI評価を実施し、PCV内でのデブリ拡がり进行评估 (MAAP解析の不確かを補完)

### PCV内での MCCI・燃料デブリ拡がり进行评估



### OECD/MCCI CCI-2試験結果による検証

最終的なデブリ表面形状を  
最大13%の精度で予測



白線: 試験観察データ  
 ■ 溶融デブリ ■ 固化デブリ  
 ■ コンクリート

コンクリート床を侵食

⇒ サンドクッションドレン管からの漏えいが確認されており、ドライウェル側へ燃料デブリが流出している可能性がある。(ただし、事故後のPCV圧力挙動より、大規模なシエルアタックの可能性は小さいと判断される。)

# 4. 1号機の解析・評価結果(4/4)

## (燃料デブリ分布の推定結果)

解析結果及び実機調査データ（ミュオン測定，PCV内部調査等）を分析・評価

項目	内容
事故進展解析*1	燃料デブリの大部分がPCV側に移行
熱バランス法評価	RPV内に熱源が少ない
ミュオン測定	炉心部には高密度物質(燃料)は殆んど無い
PCV内部調査	確認範囲ではPCV壁等の大規模な損傷なし
総合評価	燃料デブリの大部分がPCV側に移行



場所	燃料デブリ重量(ton)		
	評価値	代表値	信頼性
炉心部	0~3	0	◎
RPV底部	7~20	15	○
ペDESTアル内側	120~209	157	△
ペDESTアル外側	70~153	107	△
合計値	232~357	279	△

- \* 1: MAAP解析結果及びSAMPSON解析結果を含む
- ・RPV底部及びペDESTアル内側の燃料デブリは、主に固体(連続相)の見込み(SAMPSONIによる評価)
  - ・ペDESTアル内側の燃料デブリの内、RPV下部CRDハウジングに、約6ton(そのうち、燃料約2.2ton)の燃料デブリが付着している可能性がある

- ・燃料デブリ: 燃料+溶融・凝固した構造材(コンクリート成分を含む)
- ・評価値: 分析・評価の不確かさを考慮した評価結果の範囲
- ・代表値: 分析・評価の結果から、現時点における確からしい値
- ・現状では、ペDESTアル外側への拡がり及びコンクリート侵食に関する評価結果の不確かさは大きい

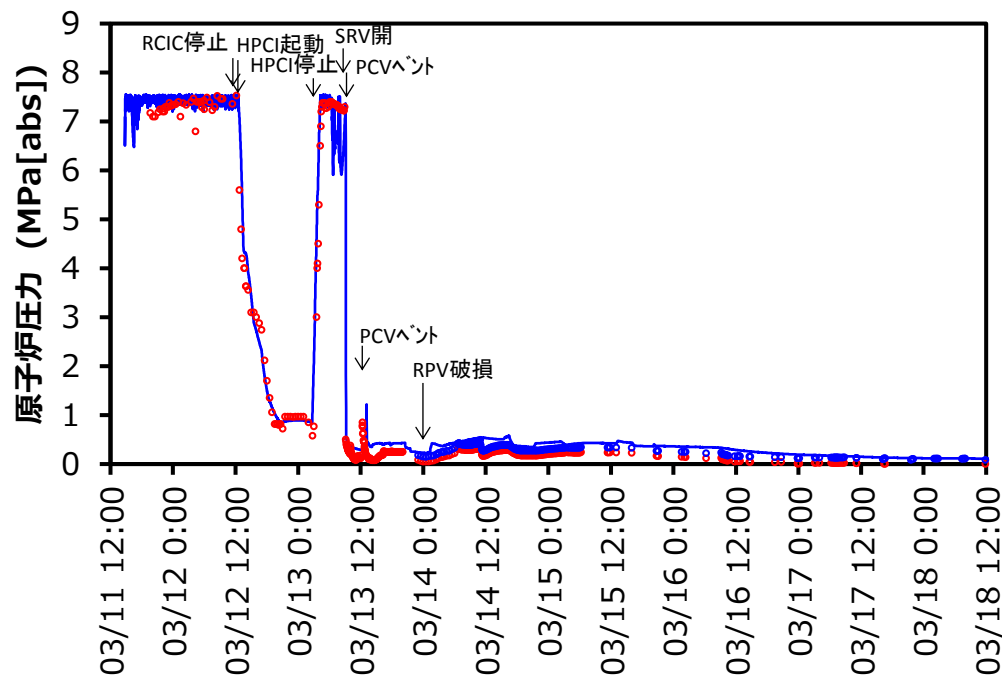
1号機では、燃料デブリの大部分が、RPVから落ち、PCVに移行したと推定

# 5. 3号機の解析・評価結果(1/2)

(MAAPによる解析結果と実測値との比較)

## 原子炉圧力

● 実測値(A) ● 実測値(B) — MAAP



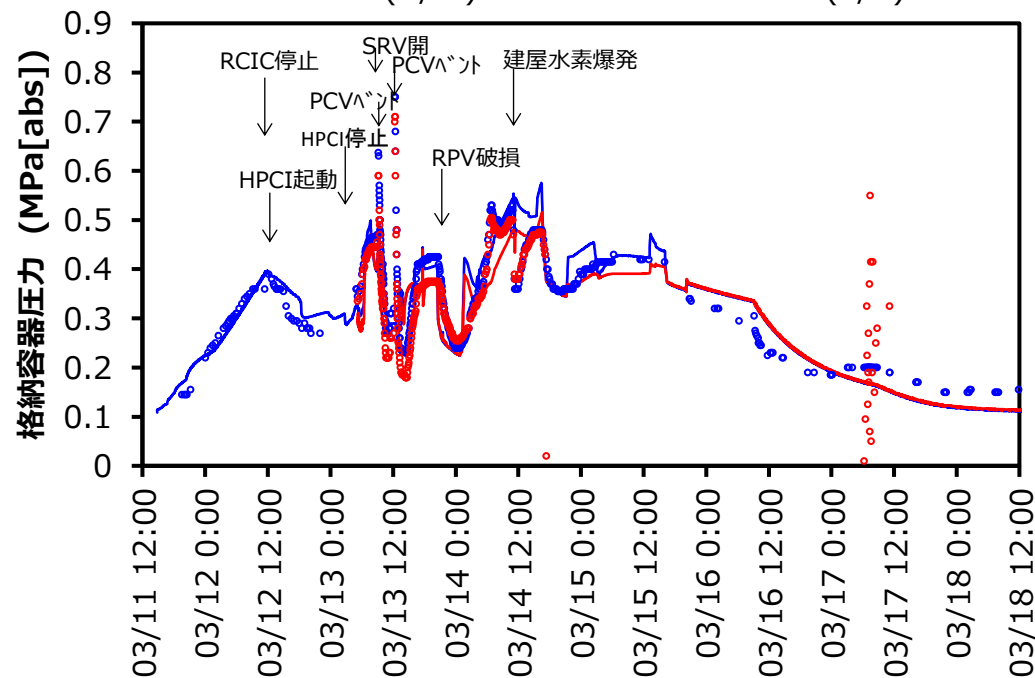
原子炉圧力挙動を概ね再現

(HPCIによる注水挙動などを調整した結果)

## 格納容器圧力

D/W: 格納容器ドライウエル  
S/C: 圧力抑制室

● 実測値(D/W) ● 実測値(S/C)  
— MAAP(D/W) — MAAP(S/C)



格納容器圧力挙動を概ね再現

(消防車注水量及び格納容器バント漏えい面積を調整した結果)



# 5. 3号機の解析・評価結果(2/2)

## (燃料デブリ分布の推定結果)

解析結果及び実機調査データ（温度データ，PCV内部調査等）を分析・評価

項目	内容
事故進展解析*1	燃料デブリの大部分がPCV側に移行
熱バランス法評価	一定割合がRPVとPCVの両方に存在
ミュオン測定	—
PCV内部調査	確認範囲ではPCV内構造物の損傷なし
総合評価	燃料デブリの大部分がPCV側に移行



場所	燃料デブリ重量(ton)		
	評価値	代表値	信頼性
炉心部	0～31	0	○
RPV底部	21～79	21	○
ペDESTアル内側	92～227	213	△
ペDESTアル外側	0～146	130	△
合計値	188～394	364	△

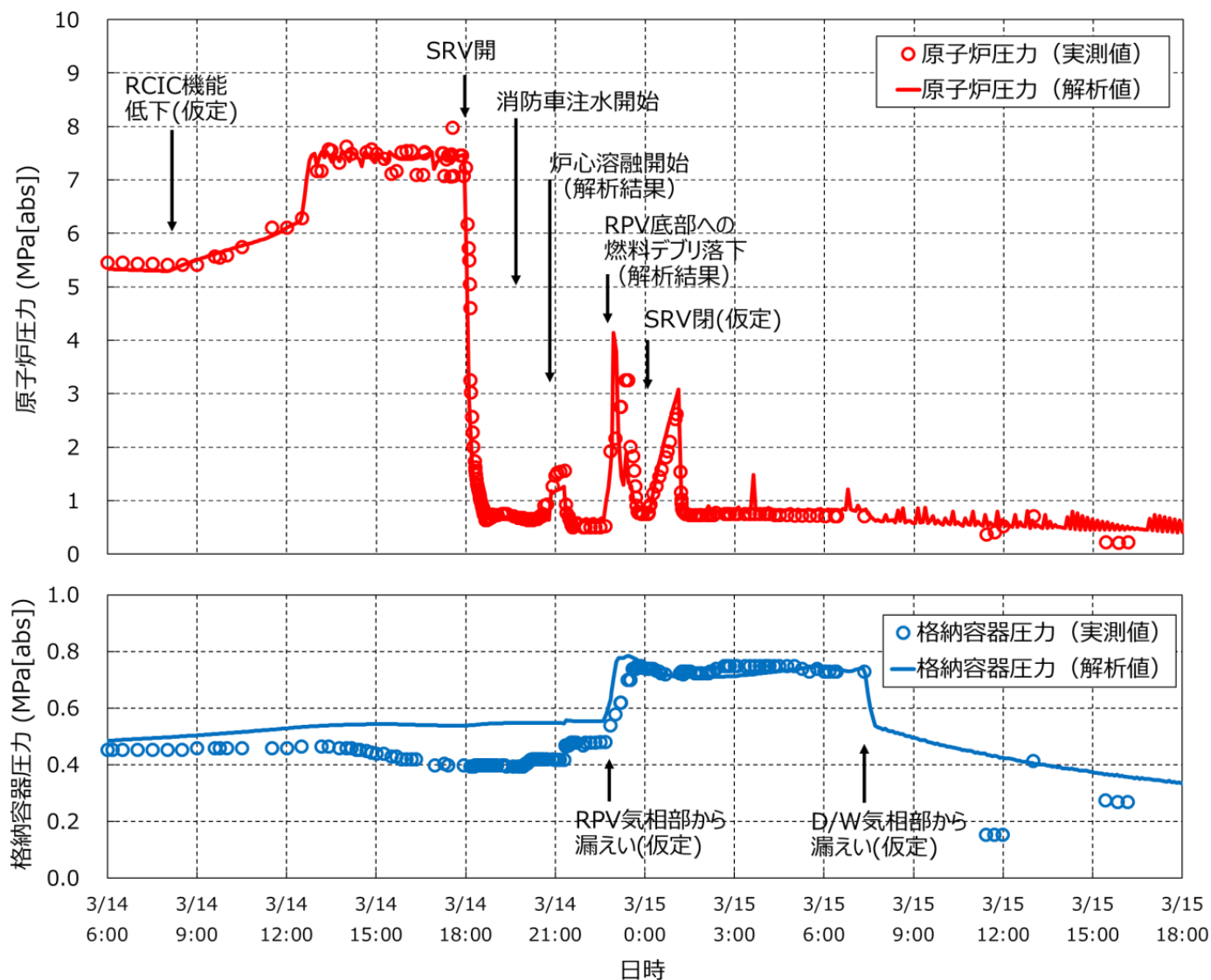
- \* 1: MAAP解析結果及びSAMPSON解析結果を含む
- ・RPV底部の燃料デブリは主に粒子状，ペDESTアル内側は，主に固体（連続相）の見込み（SAMPSONによる評価）
  - ・ペDESTアル内側の燃料デブリの内，RPV下部CRDハウジングに，約 5.5ton（そのうち，燃料約 1.6ton）の燃料デブリが付着している可能性がある

- ・燃料デブリ: 燃料＋溶融・凝固した構造材（コンクリート成分を含む）
- ・評価値: 分析・評価の不確かさを考慮した評価結果の範囲
- ・代表値: 分析・評価の結果から，現時点における確からしい値
- ・3号機のペDESTアル外側への拡がり及びコンクリート侵食評価は，1号機のMCCI詳細解析からの推定結果であり，不確かさは大きい

3号機では，燃料デブリの大部分が，RPVから落ち，PCVに移行したと推定

# 6. 2号機の解析・評価結果(1/6)

(MAAPによる原子炉減圧後の挙動解析結果と実測値との比較)



3回の圧力ピークが発生した非常に複雑な現象

(溶融物の下方方向への移行と消防車注水による冷却とが競合する状況)

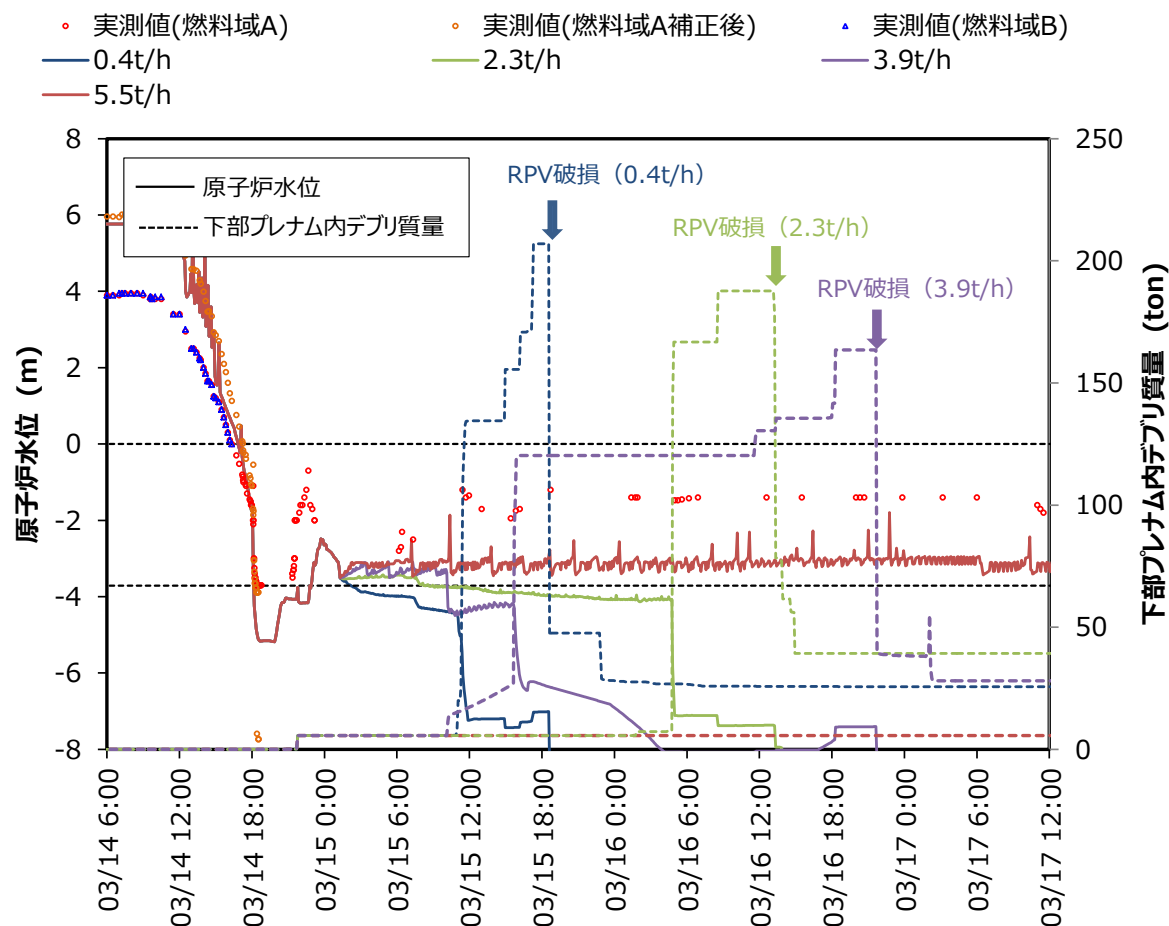
消防車による間欠的な注水(注水量を含む), SR弁開閉等の境界条件や水素発生・RPV気相部からの直接漏えい等の物理現象モデルを調整

原子炉圧力, 格納容器圧力挙動を概ね再現

この過程においてRPV破損に至るなど, RPV底部へ溶融物が落下したとの推定は得られていない

# 6. 2号機の解析・評価結果(2/6)

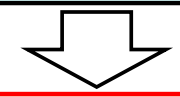
(MAAPによる注水量の感度解析結果)



消防車からの注水が、どの程度、炉心冷却に寄与したかの不確かさが大きい（再循環ポンプシールの漏えいや消防車とRPV間でのバイパス経路が発生した可能性）



冷却に寄与した注水量をパラメータとした感度解析を実施



注水量の僅かな差異により、RPV破損の有無に影響  
(約4t/h未滿の注水量ではRPV破損が発生)

RPV底部に残存するデブリ量の注水量への依存性は小さい

0.4t/hの時のRPV破損時刻は、CAMSデータを用いた東電推定(3/15午後)に近い

冷却に寄与した注水量	0.4 t/h	2.3 t/h	3.9 t/h	5.5 t/h
RPV内デブリ量	約25t	約39t	約28t	約110t
ペDESTAL内側デブリ量*1	約129t	約127t	約140t	なし
RPV破損の有無	破損あり			破損なし

\* 1: コンクリート成分を含む

CAMS: 格納容器雰囲気モニタ

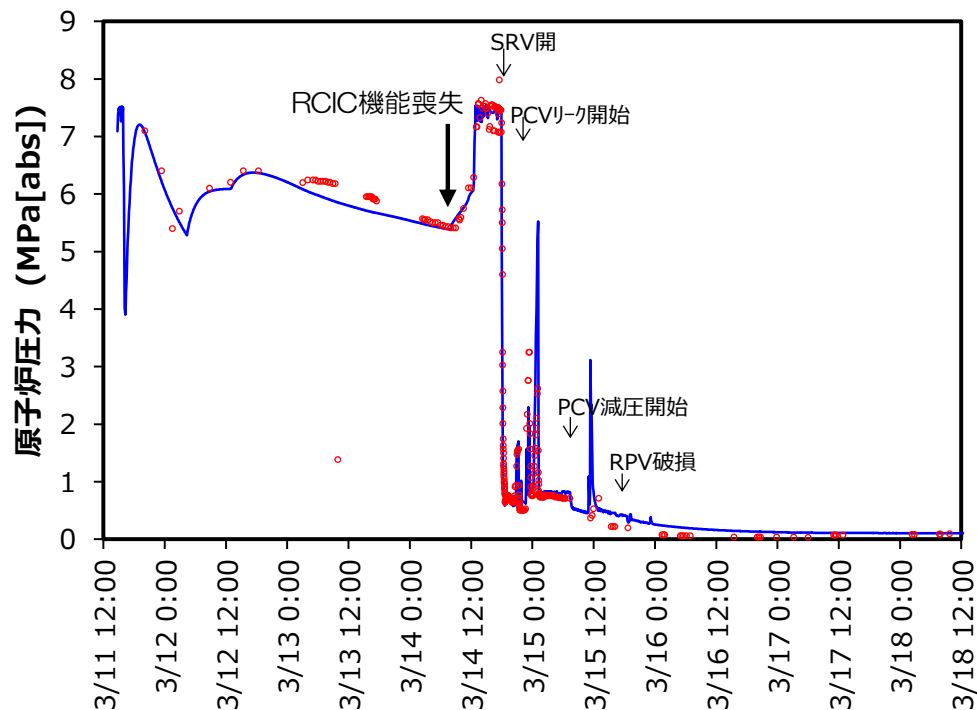


# 6. 2号機の解析・評価結果(3/6)

(MAAPによる解析結果と実測値との比較)

## 原子炉圧力

○ 実測値 — MAAP

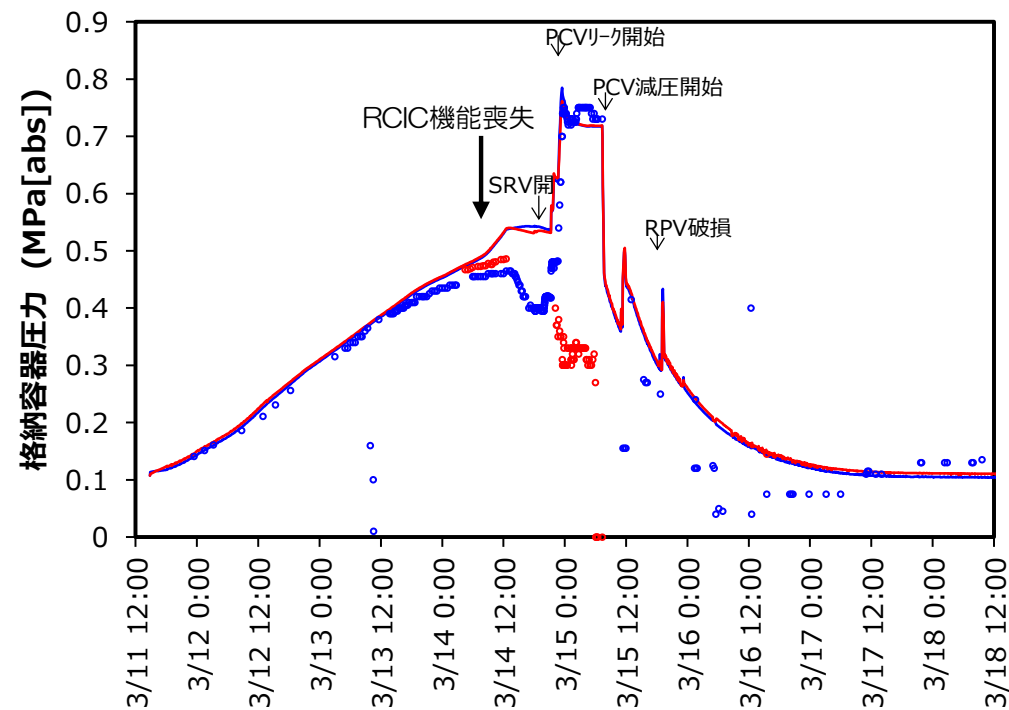


### 原子炉圧力挙動を概ね再現

- RCICタービンポンプモデル導入により、RCIC機能喪失までの再現性が向上
- 境界条件や物理現象モデルを調整し、原子炉減圧後圧カスパイク挙動を再現

## 格納容器圧力

D/W: 格納容器ドライウェル  
S/C: 圧力抑制室  
○ 実測値(D/W) ○ 実測値(S/C) — MAAP(D/W) — MAAP(S/C)

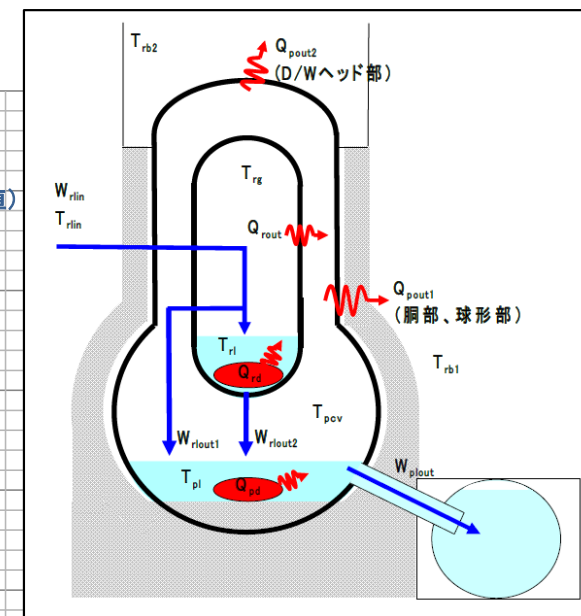
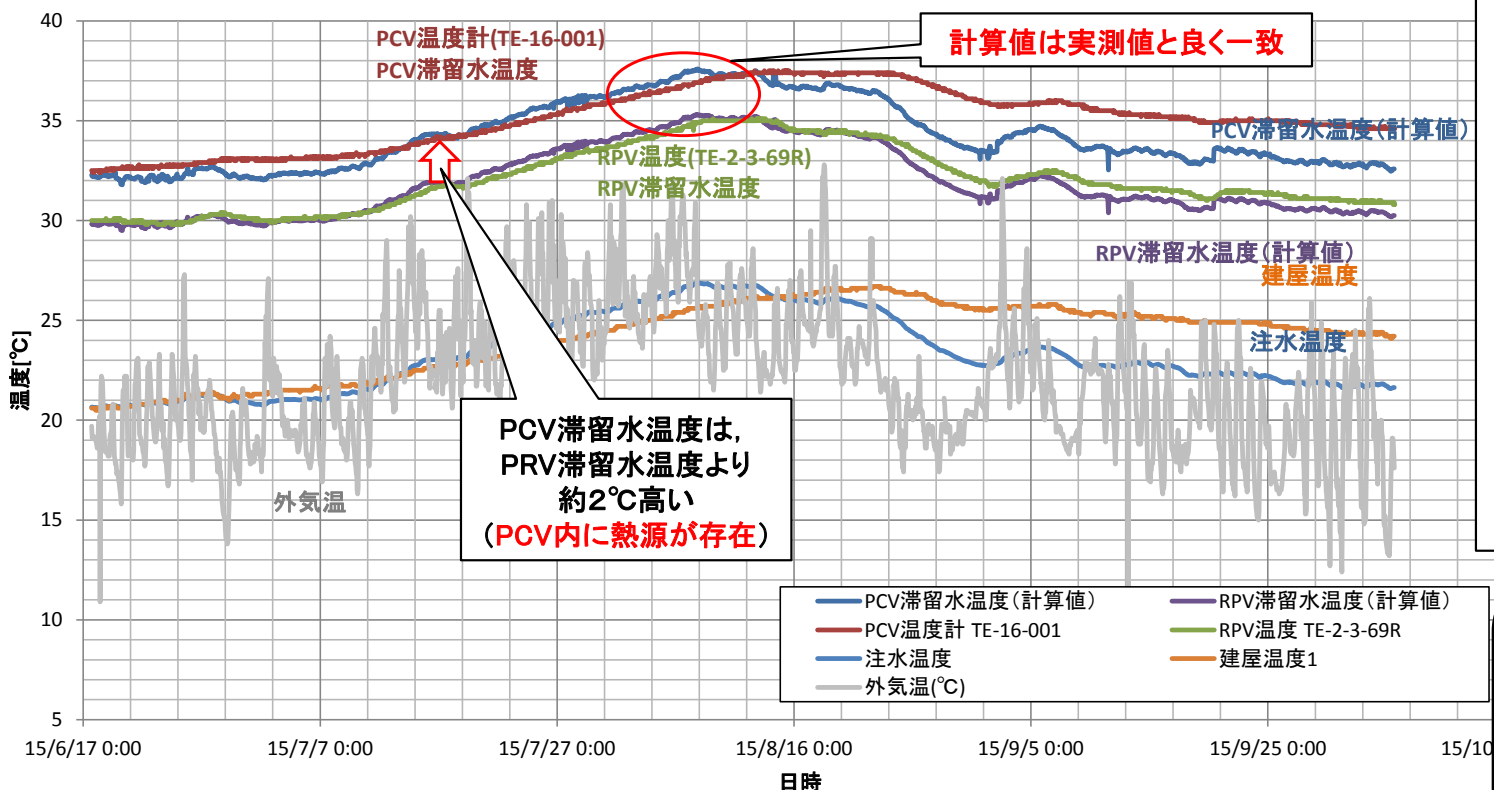


### 格納容器圧力挙動を概ね再現

(RCIC機能喪失後の格納容器減圧挙動の再現性は悪い)

# 6. 2号機の解析・評価結果(4/6)

## (熱バランス法による熱源の推定)



RPVへ注水されている冷却水が、RPV/PCV内の熱源(燃料デブリの崩壊熱起因)によって、滞留水温度まで昇温することを仮定した熱バランス評価

入熱(注水+崩壊熱)とPCV壁面から建屋/大気への放熱及び水温上昇とが熱的にバランス

注水全てが、RPV内デブリ冷却に寄与していると仮定すると、RPV内に約6割のデブリが熱源として存在

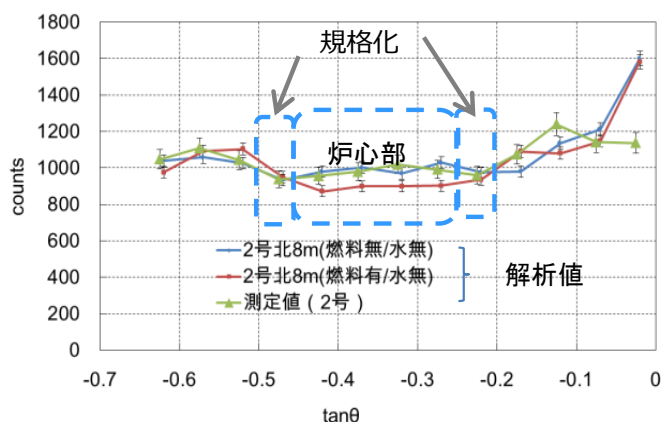
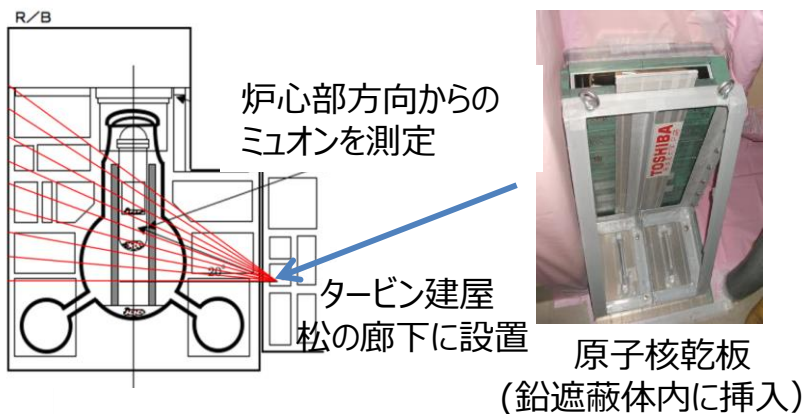
給水系からの注水が、再循環ポンプ部またはRPV破損部から漏えいして、冷却に寄与しない割合を5割と仮定すると、RPV内に約3割のデブリが熱源として存在

# 6. 2号機の解析・評価結果(5/6)

(ミュオン測定による評価結果)

## 原子核乾板によるミュオン測定\*1

(炉心部構造体(燃料, 制御棒)の残存率評価)  
 (\*1: 東芝/名古屋大学の共同研究(H27年3月))



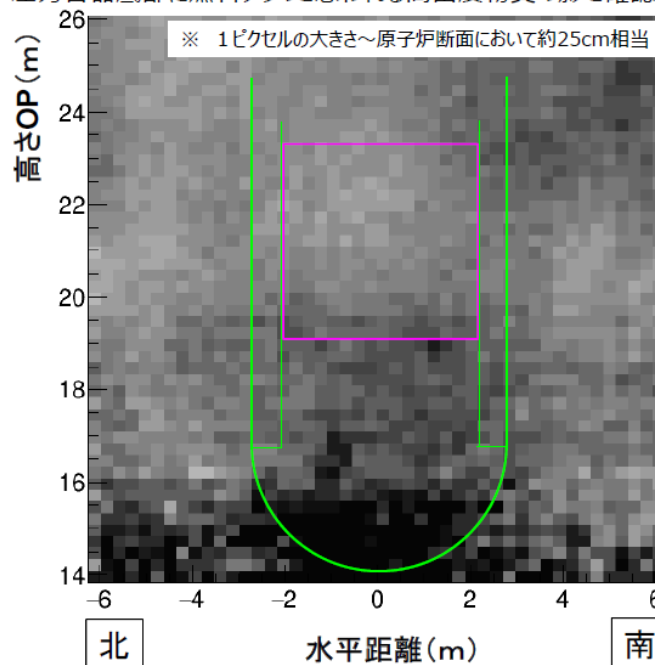
ミュオン計測数の測定値と解析値の比較

炉心部のミュオン計測数の測定値と解析値の比較より、  
**炉心部構造体の残存率 = (9~36) ± 51%**と推定

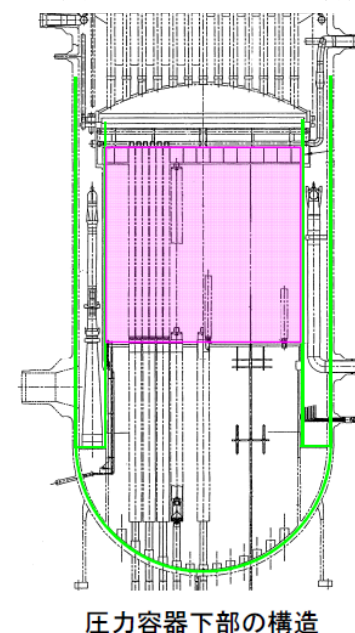
## ミュオン透過法に測定\*2

(炉心や压力容器底部の燃料デブリを透視)  
 (\*2: IRID事業の一環として, 東京電力が実施)

■ 压力容器底部に燃料デブリと思われる高密度物質の影を確認。



(測定結果 H28.7.22時点)



**压力容器底部に燃料デブリと考えられる  
 高密度の物質が存在していることを確認**

**下部プレナムに落下した燃料が  
 压力容器底部に残存している  
 (炉心部は少ない)**



# 6. 2号機の解析・評価結果(6/6)

## (燃料デブリ分布の推定結果)

解析結果及び実機調査データ(熱バランス法評価, ミュオン測定等)を分析・評価

項目	内容
事故進展解析*1	燃料デブリの分布は <b>消防車注水量の設定 に大きく依存</b>
熱バランス法評価	<b>一定割合がRPVとPCVの 両方に存在</b>
ミュオン測定	炉心部に大きな燃料 デブリは殆ど無い*2
PCV内部調査	RPV下部外周部の 大規模な損傷なし
総合評価	一定割合がRPVとPCVの 両方に存在



場所	燃料デブリ重量(ton)		
	評価値	代表値	信頼性
炉心部	0~51	0*2	△
RPV底部	25~85	42*2	△
ペDESTAL内側	102~223	146	△
ペDESTAL外側	3~142	49	△
合計値	189~390	237	△

- \*1: MAAP解析結果及びSAMPSON解析結果を含む
- RPV底部の燃料デブリは主に粒子状, ペDESTAL内側は, 主に固体(連続相)の見込み, 炉心部外周部は切り株燃料の可能性ある(SAMPSONIによる評価)
  - ペDESTAL内側の燃料デブリの内, RPV下部CRDハウジングに, 約5.5ton(そのうち, 燃料約2.4ton)の燃料デブリが付着している可能性がある

- 燃料デブリ: 燃料+溶融・凝固した構造材(コンクリート成分を含む)
- 評価値: 分析・評価の不確かさを考慮した評価結果の範囲
- 代表値: 分析・評価の結果から, 現時点における確からしい値
- 現状では, **2号機に関する評価結果の不確かさは大きい**

- \*2: 東京電力によるミュオン測定結果(H28.7.22時点)が発表される前の評価結果であり, **炉心部及びRPV底部の燃料デブリ残存量は, もう少し多いと推定される**

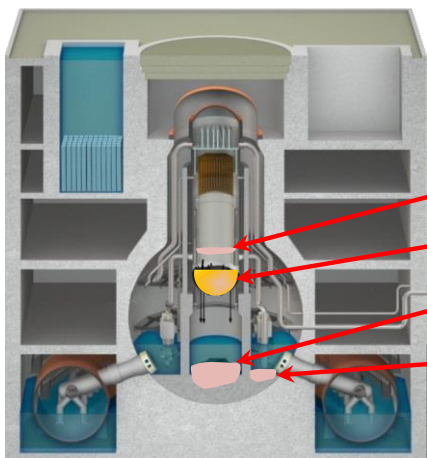
2号機では, 一定割合の燃料デブリが, **RPVとPCVの両方に存在すると推定**

# 7. 評価結果のまとめ(1/3)

## (燃料デブリ分布の推定結果)

- 解析結果・実機調査データ(温度データ, ミュオン測定, PCV内部調査等)を分析・評価
- 燃料デブリが存在する位置・量と組成等を推定(分析・評価の不確かさを考慮した評価)

燃料デブリ(燃料+溶融・凝固した構造材(コンクリート成分を含む))の推定重量(ton)



場所	1号機			2号機			3号機		
	評価値	代表値	相対値	評価値	代表値	相対値	評価値	代表値	相対値
炉心部	0~3	0	0%	0~51*1	0*1	0%*1	0~31	0	0%
RPV底部	7~20	15	5%	25~85*1	42*1	18%*1	21~79	21	6%
ペDESTAL内側	120~209	157	56%	102~223	146	61%	92~227	213	58%
ペDESTAL外側	70~153	107	39%	3~142	49	21%	0~146	130	36%
合計値	232~357	279	—	189~390	237	—	188~394	364	—

(注) 評価値は, 分析・評価の不確かさを考慮した評価結果の範囲を示す。

代表値は, 分析・評価の結果から, 現時点における確からしい値を示す。

\*1: 東京電力によるミュオン測定結果(H28.7.22時点)が発表される前の評価結果であり, 2号機の炉心部及びRPV底部の燃料デブリ残存量は, もう少し多いと推定される。

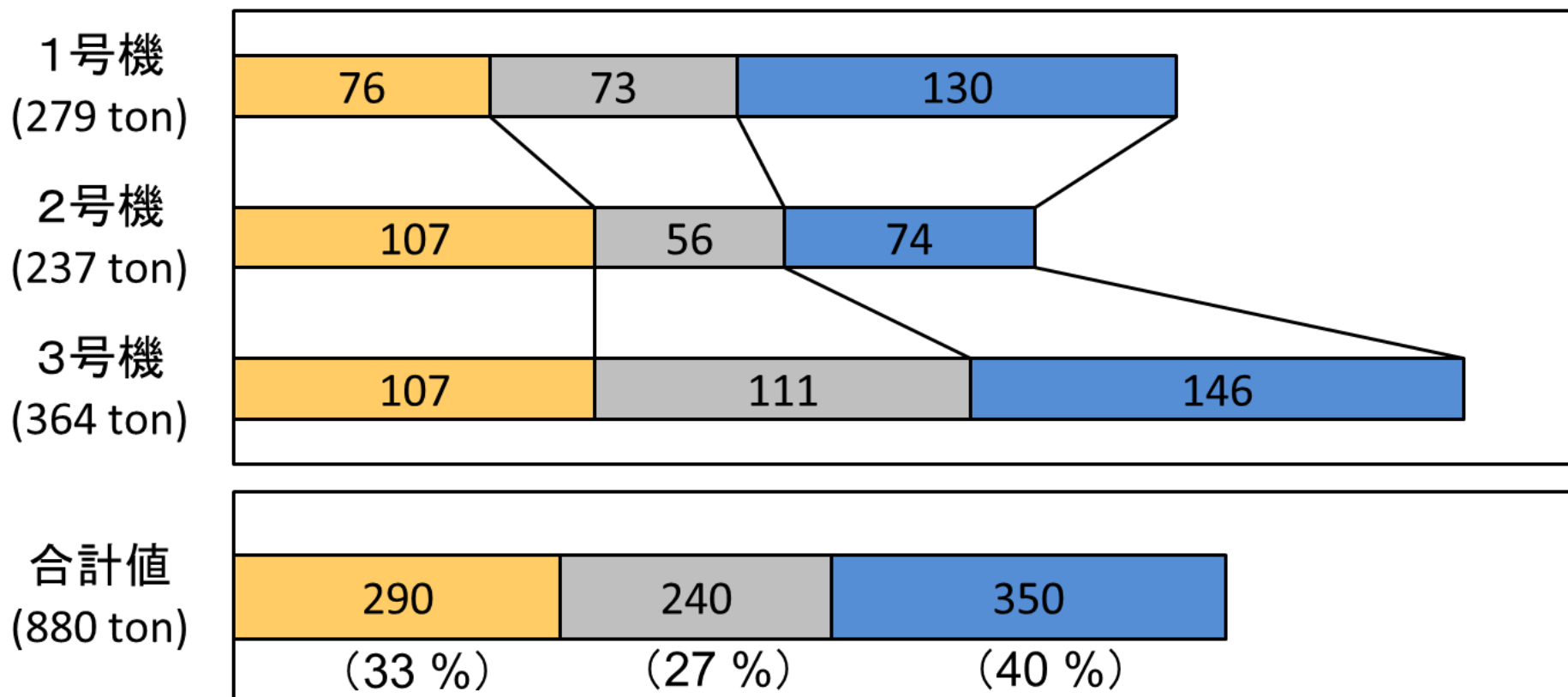
- 1号機/3号機では, 燃料デブリの大部分が, RPVから落ち, PCVに移行したと推定
- 2号機では, 一定割合の燃料デブリが, RPVとPCVの両方に存在すると推定

- 現状では, 2号機に関する評価結果の不確かさは大きい
- ペDESTAL外側への拡がり, コンクリート侵食に関する評価結果の不確かさは大きい

# 7. 評価結果のまとめ(2/3)

(燃料デブリの成分毎重量推定結果 (ton) )

■ 燃料成分(UO<sub>2</sub>等)   ■ 構造材成分(Zr,SUS等)   ■ コンクリート成分



- 燃料デブリの合計重量は、約 880 ton (燃料成分 (UO<sub>2</sub>等) の約3倍)
- 1号機/3号機では、コンクリート成分も多く含まれる。  
(現状のコンクリート成分評価結果の不確かさは大きい。)



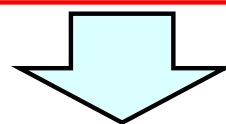
# 7. 評価結果のまとめ(3/3)

(研究開発の成果と今後の課題)

## 研究開発の成果

- ① 事故進展解析コード (MAAP及びSAMPSON) を改良・高度化
  - ・炉心損傷進展/燃料デブリ挙動モデルや核分裂生成物(FP)移行モデル等を改良
- ② 改良したコードによる事故進展解析及び燃料デブリ・FP分布等を評価
  - ・改良コードによる事故進展解析及び感度解析を実施し、実測値との比較等により、事故進展事象の解析精度向上を図り、燃料デブリ・FP分布等を評価
- ③ 詳細解析コード及び模擬試験により、個別事象を詳細に評価
  - ・溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) の詳細評価を実施
  - ・韓国原子力研究所(KAERI)において、圧力容器貫通管溶融破損試験を実施
- ④ 炉内状況に関するデータ・情報 (燃料デブリ分布等) を提供
  - ・事故進展解析結果及び実機調査から得られるデータ・情報を活用した分析・評価
  - ・燃料デブリ取り出し方針決定や方法確定に必要な燃料デブリ分布等の情報を提供

## 今後の課題



不確かさの低減

- ① 新しい調査結果 (PCV内部調査等) を踏まえ、評価結果を更新
- ② 事故シナリオ分析及び解析・実験評価、事故時プラントデータ及び現場調査結果に基づく分析等により事故進展推定精度を向上させ、炉内状況の総合的な分析・評価
- ③ 核分裂生成物 (FP) の分布及び化学特性の評価 (実験・測定等を含む)

## 福島第一原子力発電所

### 1号機及び2号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について

2022年6月30日

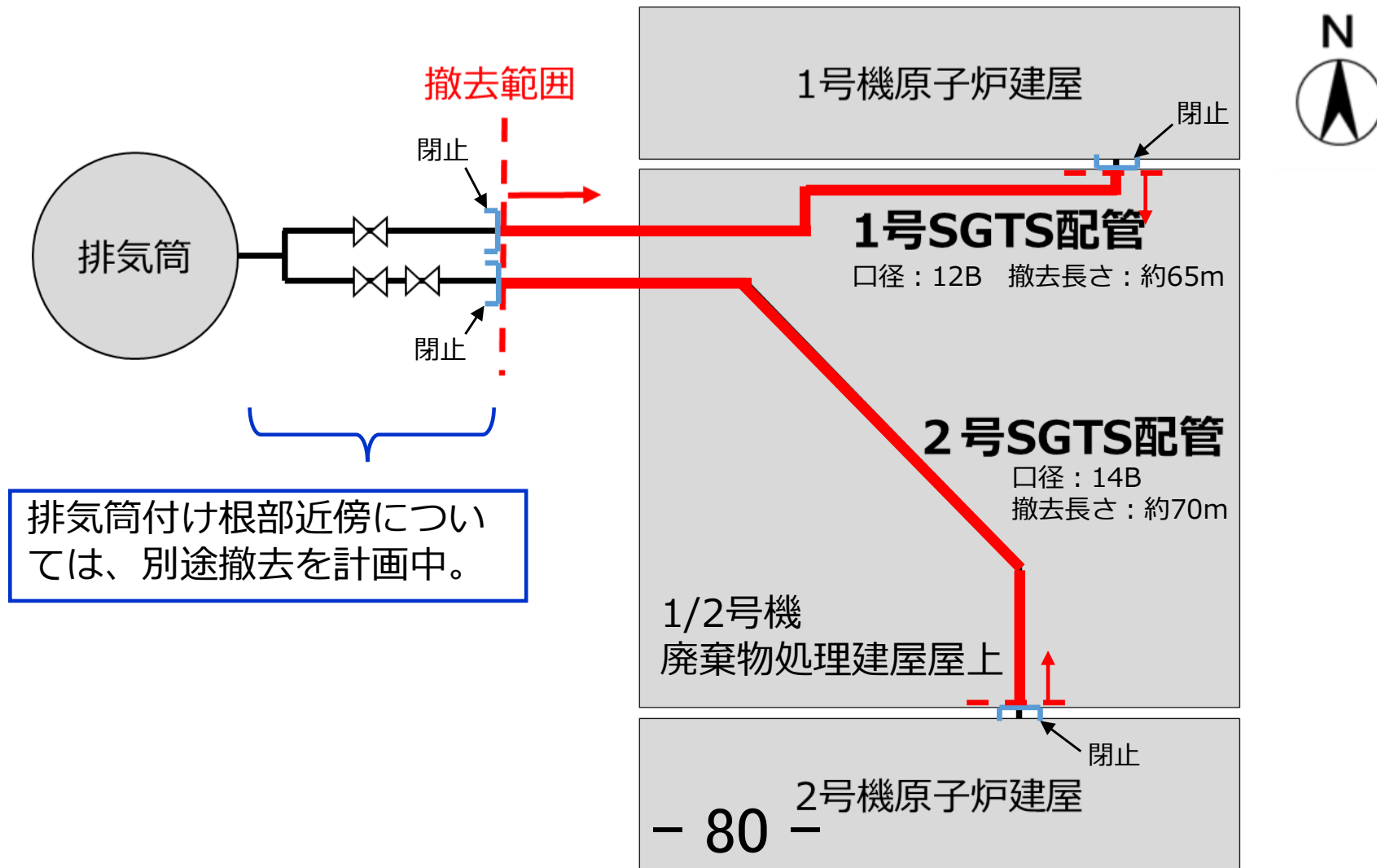


東京電力ホールディングス株式会社

# 1. 1 / 2号機SGTS配管撤去目的及び撤去範囲

## ◆ 目的

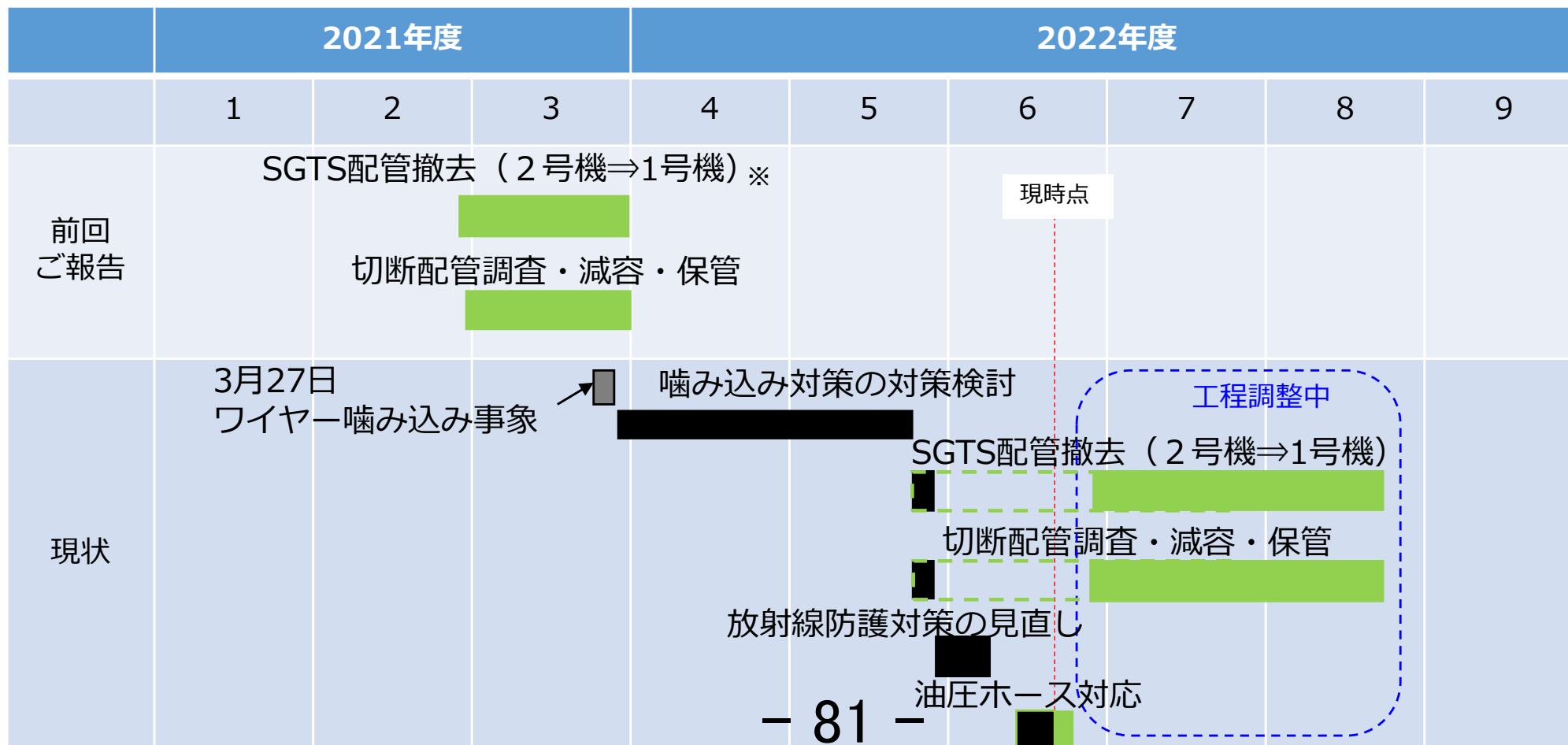
- ✓ 1号機及び2号機非常用ガス処理系配管（以下、SGTS配管）のうち屋外に敷設されている配管については、1/2号機廃棄物処理建屋雨水対策工事及び1号原子炉建屋大型カバー設置工事に干渉することから配管の一部撤去を実施する。





## 2. 1 / 2号SGTS配管撤去工程（予定）

- 2022年3月1日、2日、2号機SGTS配管の切断作業を開始したところ、切断装置のワイヤーソーの刃が外れる、刃が破損するなどの不具合が発生し、作業を中断。
- 2022年3月27日、不具合対策を行い作業を再開したところ、配管切断時に切断装置ワイヤーソーの刃が配管へ噛み込み停止する事象が発生し、作業を中断。
- 2022年5月23日、配管への噛み込み対策を施し2号機SGTS配管1本目の切断、サンプル採取等を実施。尚、切断した配管の線量が想定より高かったことから、2本目以降の切断時の放射線防護対策の見直しを実施。また、一部ウレタン未充填部を切断した事象があったため対策を実施。
- 2022年6月11日、2号機SGTS配管2本目を切断時、切断装置ワイヤーソーの配管への噛み込み事象が発生し、その対応中に発生した油圧ホースの油滴下等について対応中。



### 3. 1 / 2号SGTS配管撤去に関連した事故調査項目

#### (1)放射線量率測定（2020年5月～2021年5月 実施済）

- 2020年5月にクレーン接近可能範囲（代表ポイント）の配管上0.1m及び1m上の線量測定を実施。
- クレーンにて接近不可能であった未測定部位（1号機側配管の一部）に対して、今回接近可能となったことから線量測定を実施。
- サポート間隔に合わせて配管を切断する計画のため、事前に切断箇所の線量情報を取得。（実施期間：2021年5月12日～2021年5月24日）

#### (2)ガンマカメラ測定（2022年5月～ 2号機 1本目実施。2本目以降調整中）

- 細断場所(4号カバー建屋1階)にて、キャスク収納前にγカメラによる測定を実施。
- γカメラ測定では、汚染状態をマッピングする。

#### (3)配管内部確認及びスミア採取（2022年5月～ 2号機 1本目実施。2本目以降調整中）

- γカメラで高汚染が確認された部分で且つ、発泡ウレタン材が注入されていない部位の内部確認（映像取得）及びスミア採取を行う。なお、スミアろ紙は配管とは別に保管する。

#### (4)配管サンプル採取（2022年5月～ 2号機配管1本目実施。2本目以降調整中）

- γカメラで高汚染が確認された部分で且つ、発泡ウレタン材が注入されていない部位のサンプルを採取（幅数cmの輪切り状）し、撤去配管とは別に保管する。

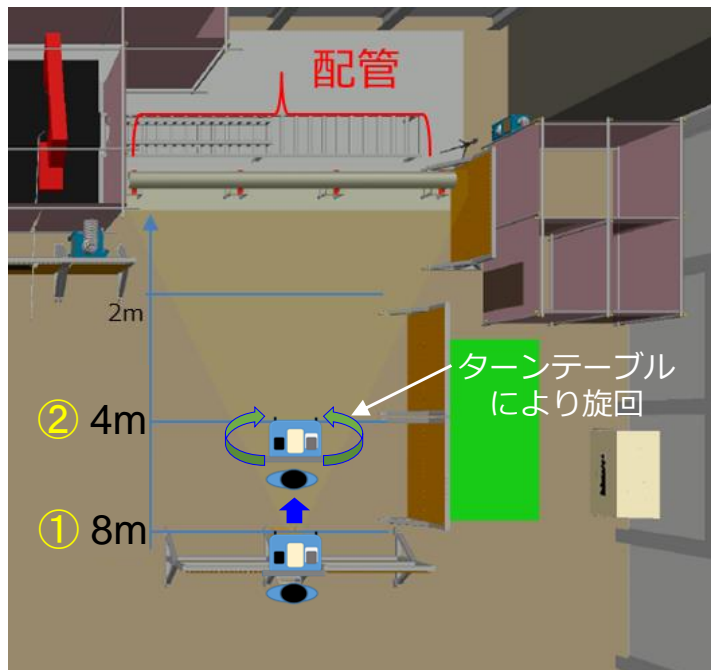
#### (5)スミア／配管サンプル分析（現在検討中）

- スミア分析及び配管サンプル分析については、1F構内に設置中のJAEA第一棟又は東海・大洗研究所での分析を検討中。

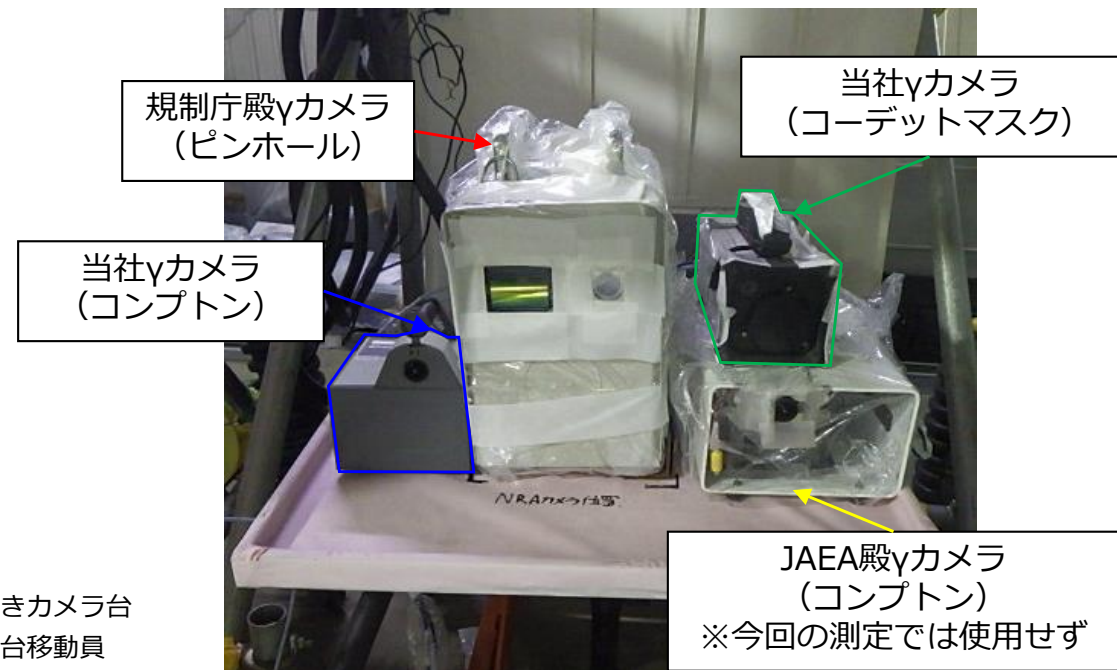
## 4. $\gamma$ カメラ測定（測定ポイント）

◆  $\gamma$ カメラ測定モックアップの結果から、各カメラの画角に測定対象のSGTS配管が収まる下記ポイントでイメージング（測定時間：1分間）を実施する。

- ① 配管から8mの位置で配管の全体を測定し、線量が高い部位を選定する。
- ② 配管から4mの位置で詳細な範囲を測定し、サンプルとして採取する箇所を選定する。  
高線量箇所がカメラの画角に収まらない場合は、ターンテーブルにより方向転換させ、画角の微調整を行う。



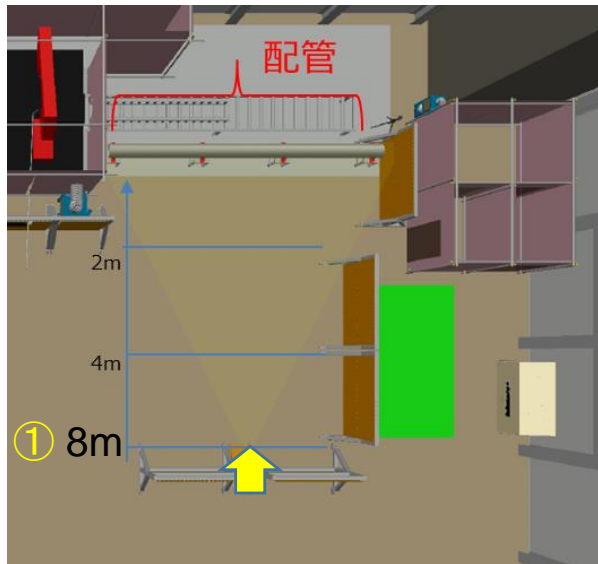
遮蔽付きカメラ台  
カメラ台移動員



測定に使用するガンマカメラ



- 当社γカメラ (コーデットマスク) の測定結果より、線量が高い線源は配管中央にあると推測する。
- 当社γカメラ (コンプトン) は空間線量当量率が0.5mSv/hと高い環境では、検出部が周辺の線量の影響を受けてしまい、線源の位置にイメージングすることが出来なかった。



γカメラの測定位置  
及び測定方向

	小割配管1本目	小割配管2本目
当社 γカメラ コーデット マスク		
当社 γカメラ コンプトン		

上流側 (2号機側) 配管

下流側 (排気筒側) 配管

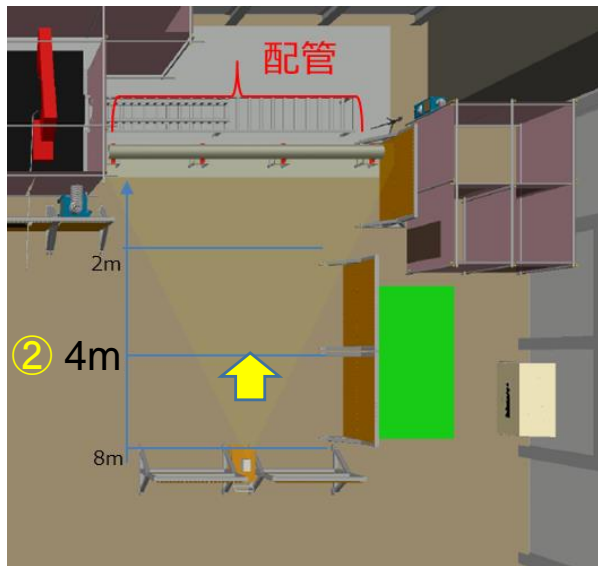
54

・配管の向きは向かって右が下流側

# <参考> γカメラ測定結果 (4m位置)

測定日：2022/5/24 **TEPCO**

- 当社γカメラ (コーデットマスク) の測定結果より、線量が高い線源は配管下部に付着していると推測する。
- 当社γカメラ (コンプトン) は高線量による数え落としが起こり、放射線分布が正しく表示されなかった。高線量の試料を測定するには線源から距離を離す、もしくは検出部をコリメートする必要がある。



γカメラの測定位置  
及び測定方向

	小割配管1本目	小割配管2本目
当社 γカメラ コーデット マスク		
当社 γカメラ コンプトン		

上流側 (2号機側) 配管

下流側 (排気筒側) 配管

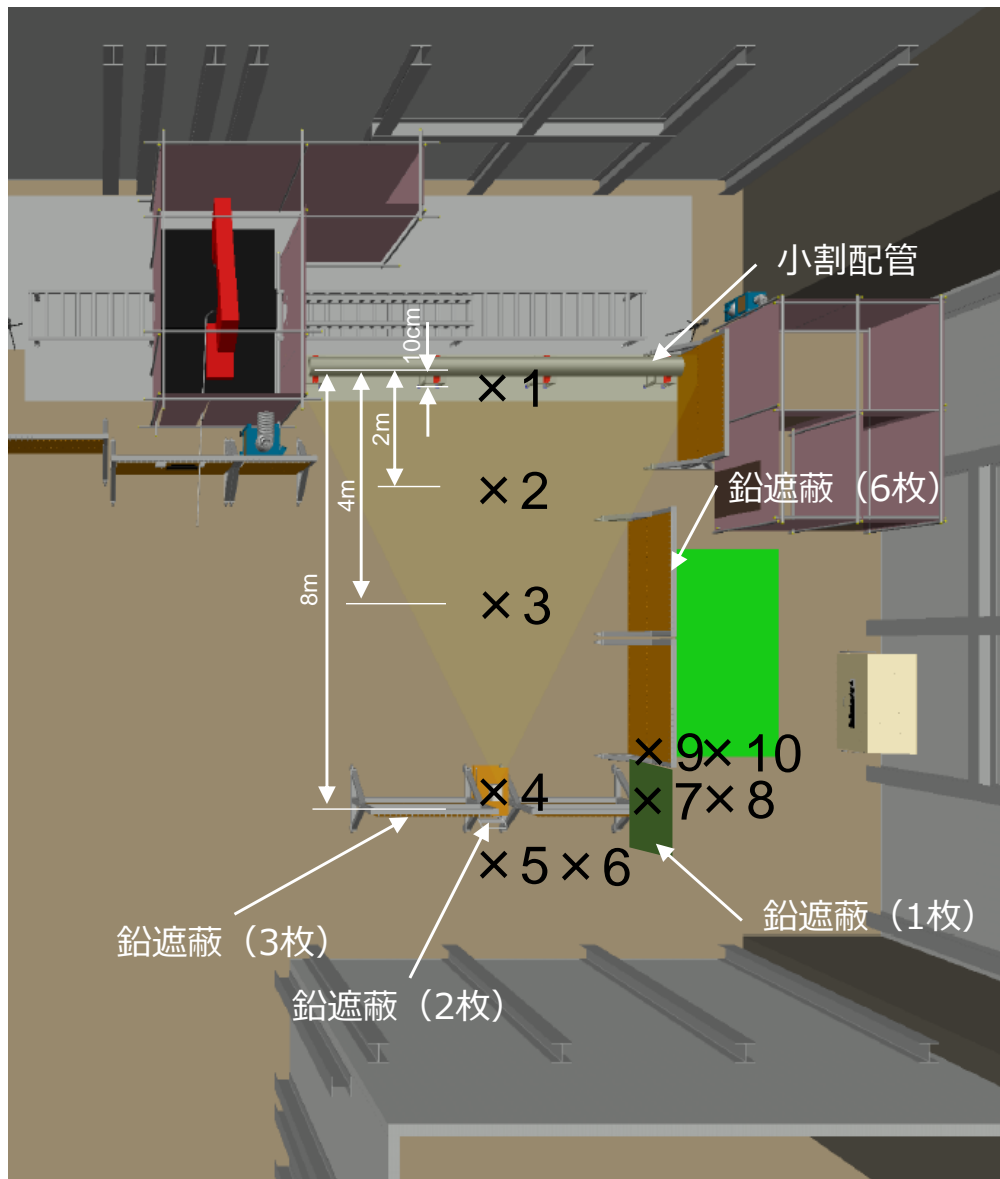
85

・配管の向きは向かって右が下流側

# <参考> γカメラ測定時の空間線量当量率

× : 1cm線量当量率測定箇所

測定日 : 2022/5/24



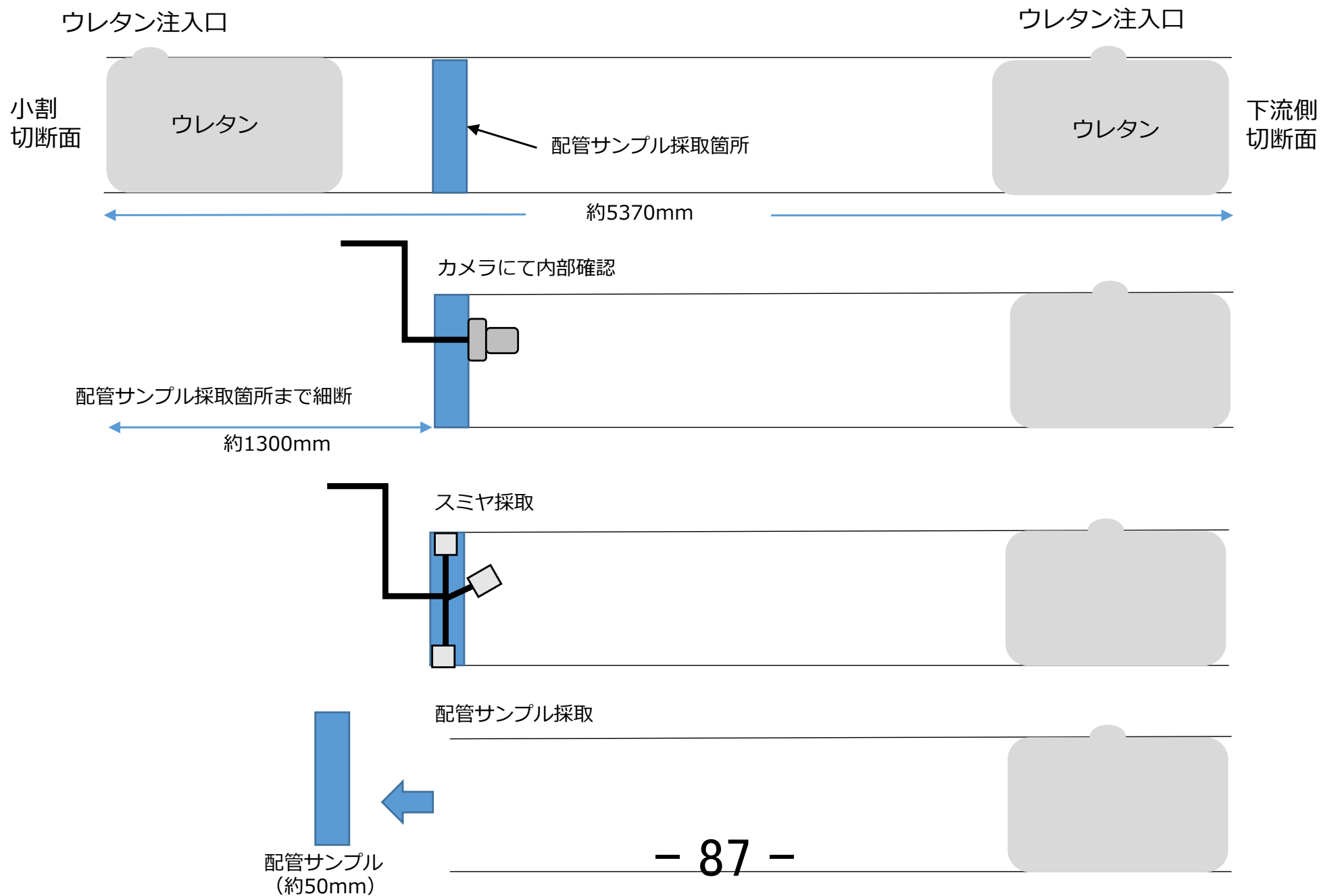
4号機力バー建屋 1階

番号	1cm線量当量率 [mSv/h]	
	小割配管1本目	小割配管2本目
×1	17	27
×2	3.3	2.7
×3	1.2	1.1
×4	0.50	0.50
×5	0.097	0.090
×6	0.066	0.057
×7	0.32	0.33
×8	0.095	0.090
×9	0.53	0.56
×10	0.021	0.019

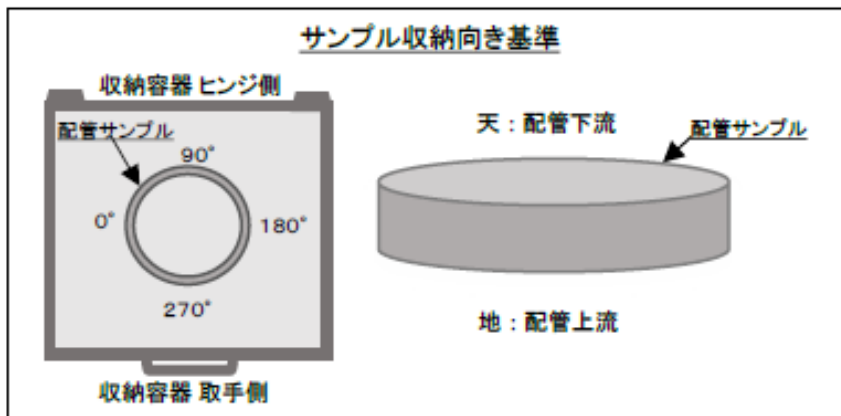
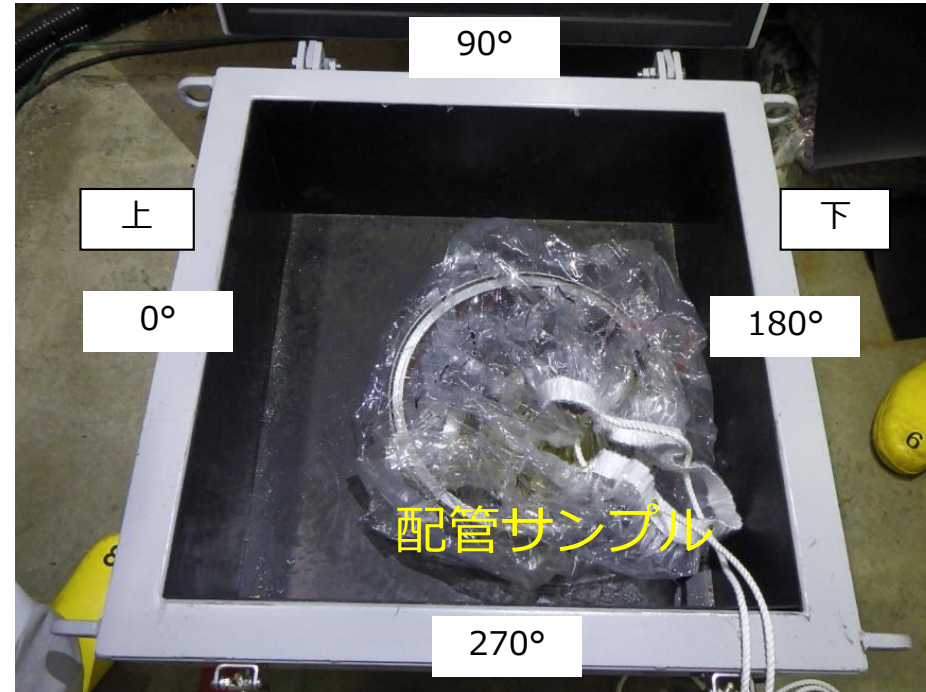
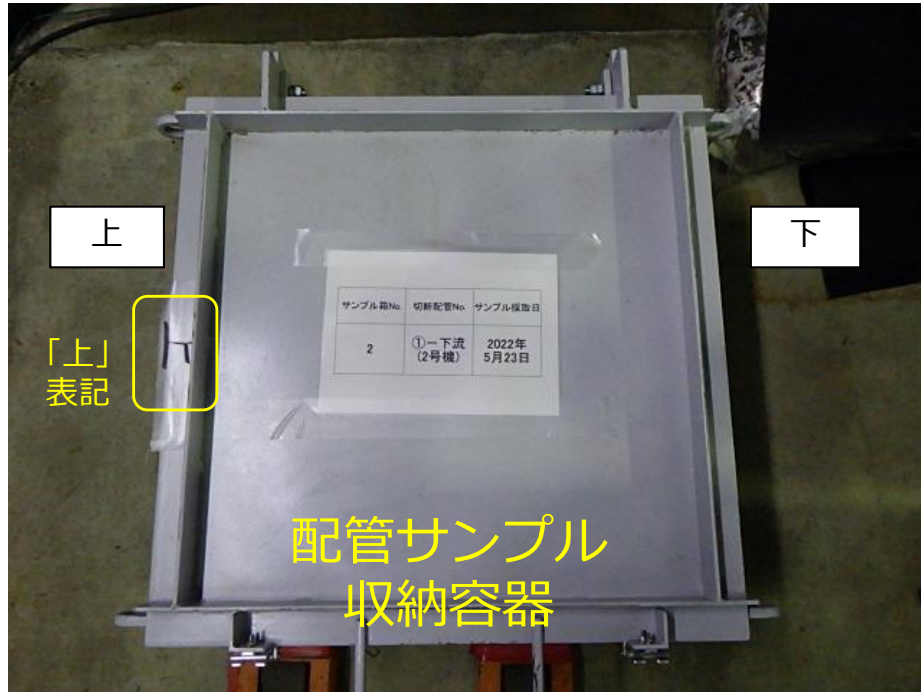


## 5. 配管内部確認及びスミア採取

- 小割2本目（下流側）の配管サンプル採取前に、内部確認及びスミア採取を実施。



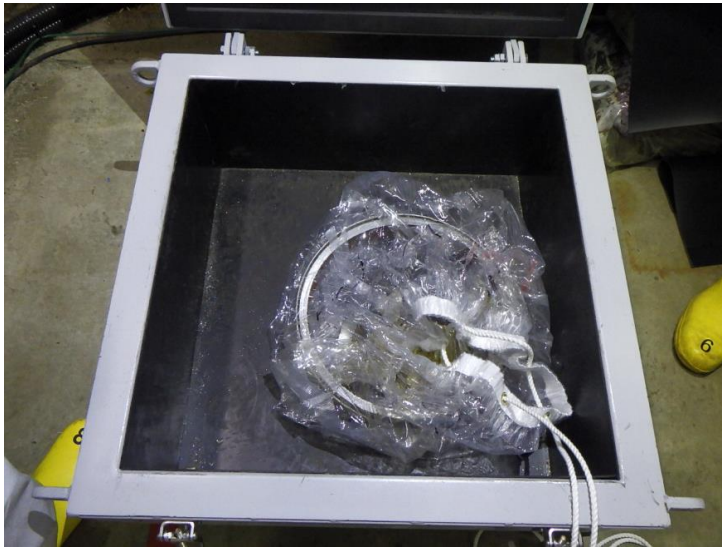
## 6. 配管サンプル採取



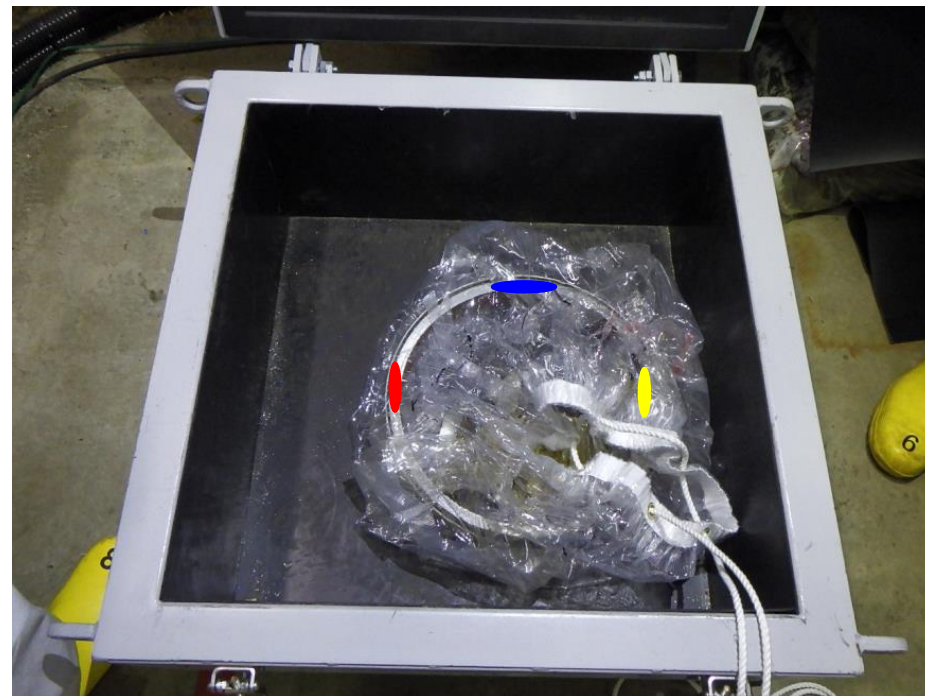
- サンプルとして採取するSGTS配管は高線量であるため、遠隔作業で収納容器への収納を行う。
- 収納容器へ収める際の、配管サンプル向き基準（上下、天地（表裏））を事前に定めている。
- 収納容器に、配管サンプルの「上」を示す表記を取り付けている。
- 収納容器を運搬する際、収納容器内で配管サンプルが動かぬよう、今後対策を講じる予定。

## 【追加対策（案）】

- 今後採取する配管サンプルについて、方向の目印を直接マーキングすることが可能か検討中。



現状



対策イメージ図



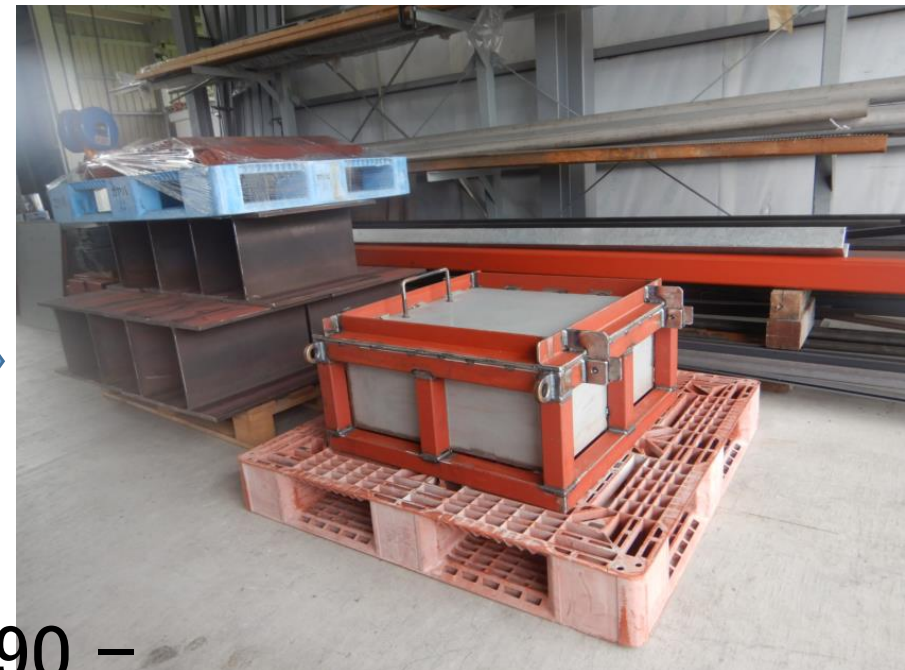
## <参考> サンプル採取～収納イメージ



- 配管サンプルの採取は、必要箇所を約5cm程度の幅で配管細断装置を用いて輪切りの状態で採取する。
- 配管サンプルは位置情報や配管の上下、出入口方向を記録・記載する。
- 配管サンプルは引き抜き治具にて収納容器に収めて保管する。
- 収納容器に収める配管サンプルは、1収納容器に1サンプルとする。



サンプル収納容器



## 7. 配管の線量測定から得た知見

- 5月23日に切断した配管の線量測定を行い、下記の線量を確認した。
- 放射線防護対策を行い、安全に考慮して測定を実施した。

$\gamma$  : 1cm線量当量率  
 $\gamma + \beta$  : 70 $\mu$ m線量当量率

### 【配管上流側 (2号機側)】

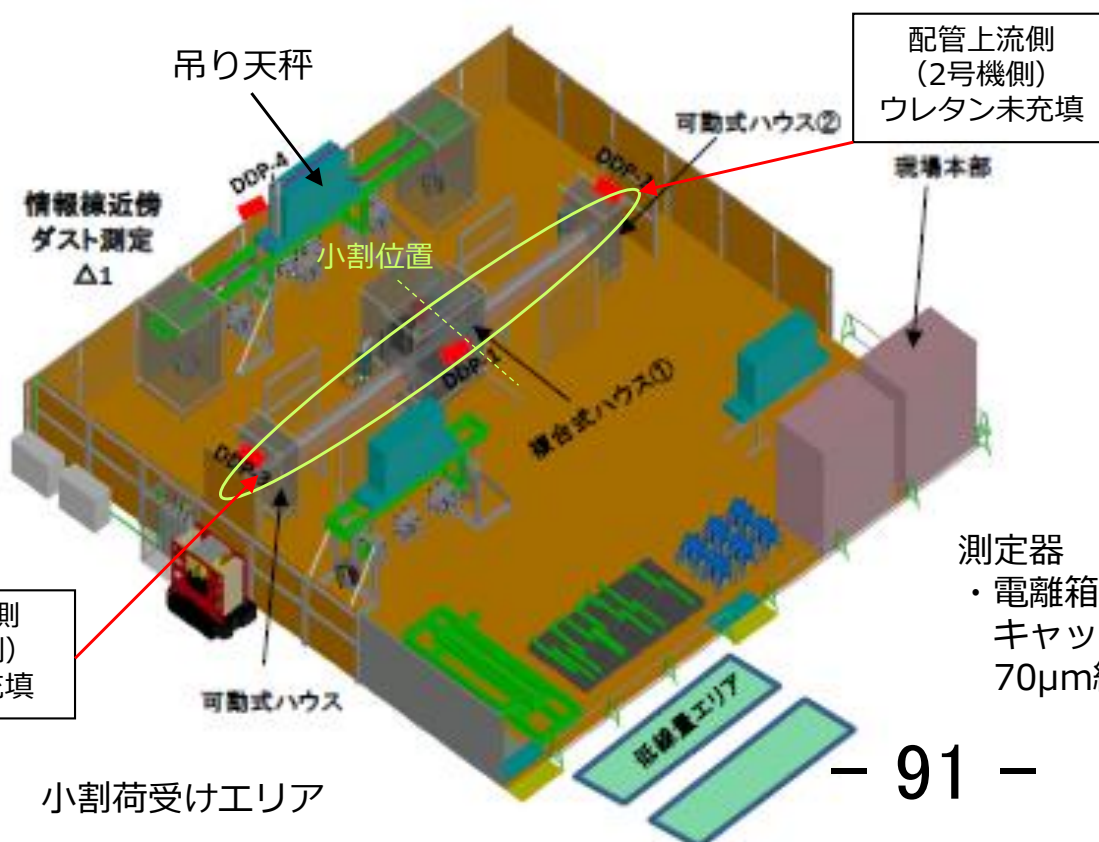
- ・ 配管内側  $\gamma$  : 100mSv/h、 $\gamma + \beta$  : 3000mSv/h (切断面から、配管内側へ測定器を向け測定)
- ・ 配管外側  $\gamma$  : 60mSv/h、 $\gamma + \beta$  : 60mSv/h

### 【配管下流側 (排気筒側)】

- ・ 配管内側  $\gamma$  : 65mSv/h、 $\gamma + \beta$  : 120mSv/h (ウレタンが充填された切断面を測定)
- ・ 配管外側  $\gamma$  : 60mSv/h、 $\gamma + \beta$  : 60mSv/h

- 今回得た測定値を新たな知見として今後の工事管理に生かし、安全に作業を進める。

<参考> 2021年5月に実施した線量測定は、線量計をクローラークレーンで吊下げSGTS配管の上部の線量測定を実施した。



### 測定器

- ・ 電離箱サーベイメーター (高線量) F1-ICWBH-031  
キャップを付けた状態で1cm線量当量率を測定し、  
70 $\mu$ m線量当量率はキャップを外して測定

# 参考資料 1

第28回事故分析検討会のご報告事項



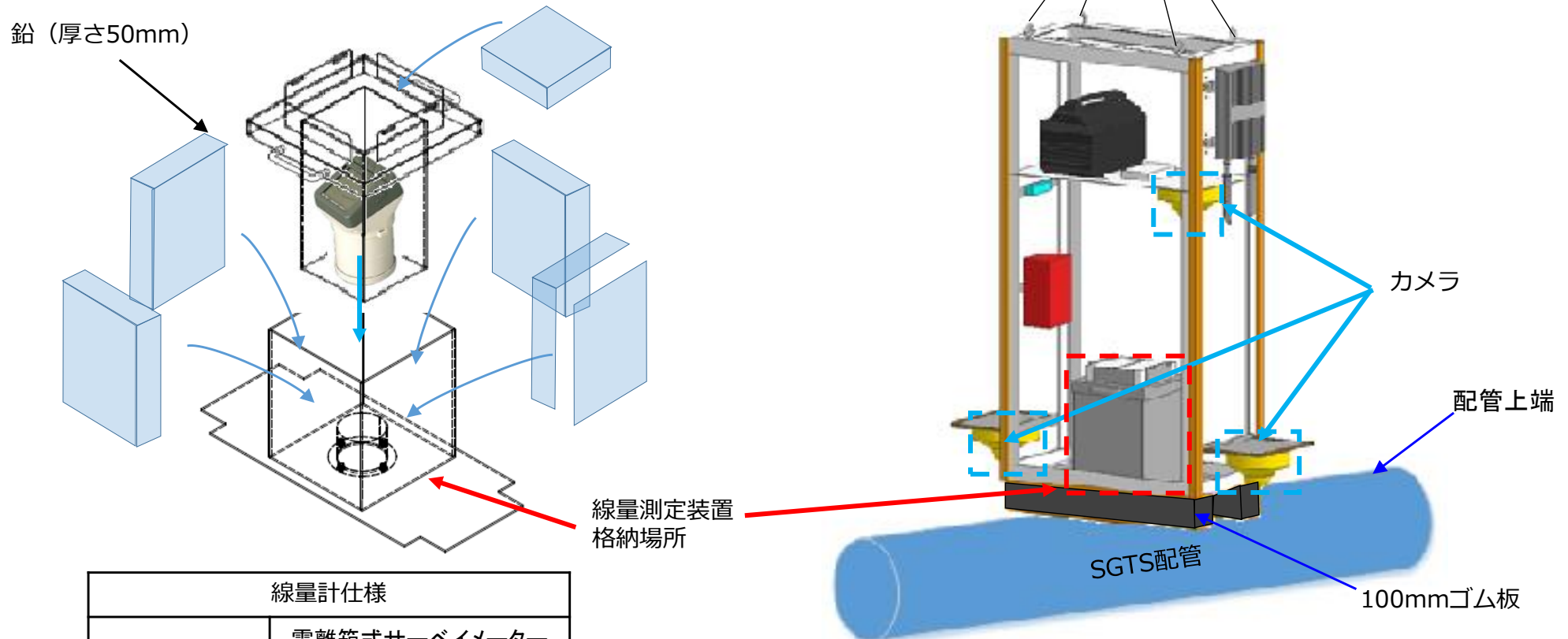
## <参考> 配管切断箇所の放射線量率測定（測定概要）

### ○ 測定方法

散乱線の影響低減を図るため、厚さ50mmの鉛でコリメートした線量計を線量測定治具内に装着し、クローラクレーンにて吊上げSGTS配管直上0.1m及び1m高さの線量測定を実施。  
合わせて、線量測定治具内に固定したカメラで配管外面確認を実施。

### ○ 実施日

2021年5月12日～2021年5月24日



線量計仕様	
品名	電離箱式サーベイメーター (デジタル表示) (ICS)
測定範囲	0.001～300mSv/h

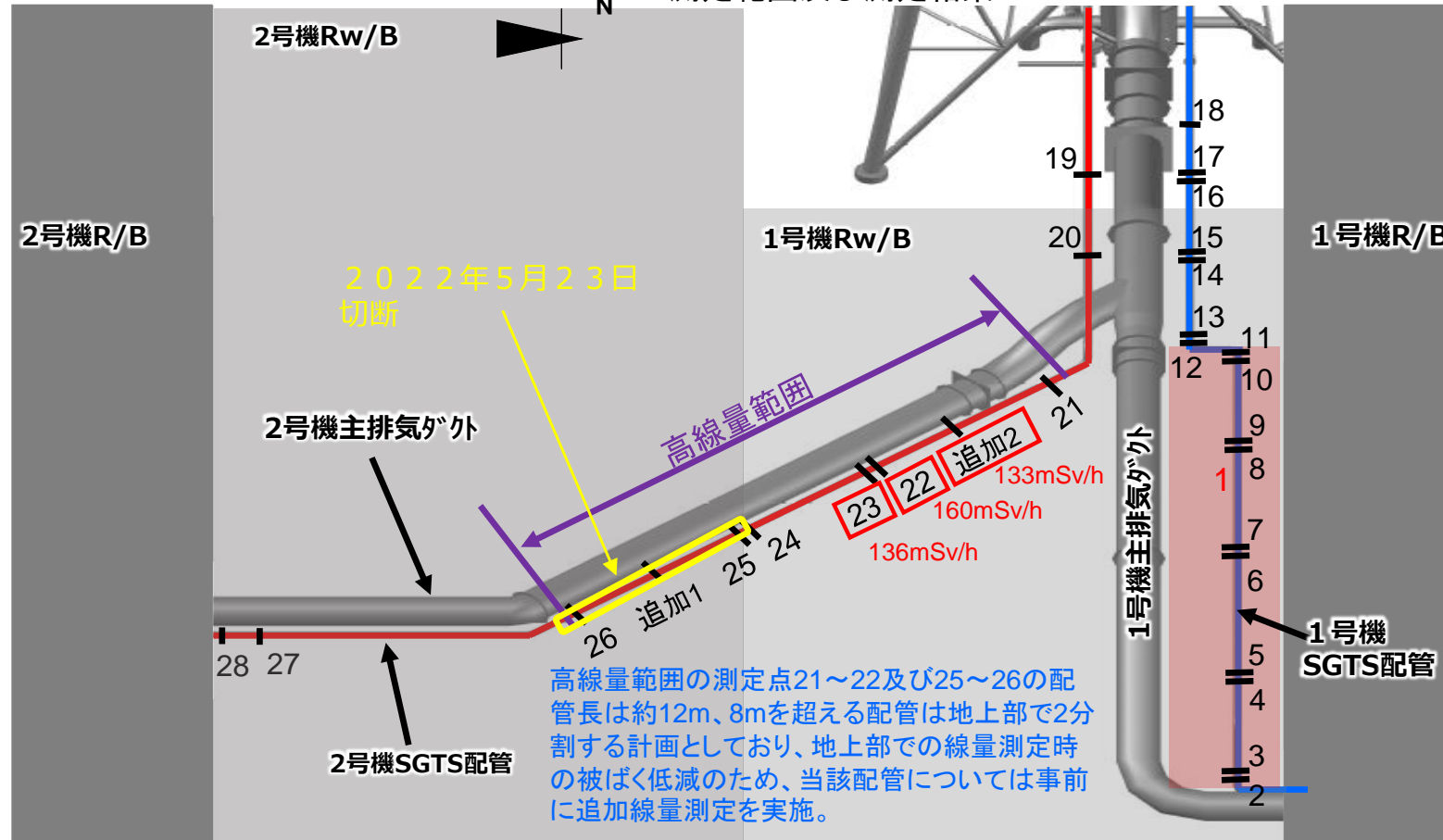
- 93 - SGTS配管外面線量測定イメージ図

## <参考> 配管切断箇所の放射線量率測定（測定結果）

### (1) SGTS配管線量測定結果

- ・ 下記に示す通り、配管線量率は2号機側が高く1号機側は低い結果となった。（昨年と同傾向）
- ・ これらは、ベント流速が速かった1号機配管より2号機は原子炉建屋内のSGTS系機器（フィルタ、ラプチャーディスク等）が抵抗となり流速が抑えられ滞留したものと推測している。
- ・ なお、2号機配管で高線量が確認された範囲（測定点21～26）の配管位置関係は、屋外配管のハイポイント（測定点20）より約1.2m低く、2号機R/Bからは水平位置となっている。

測定範囲及び測定結果



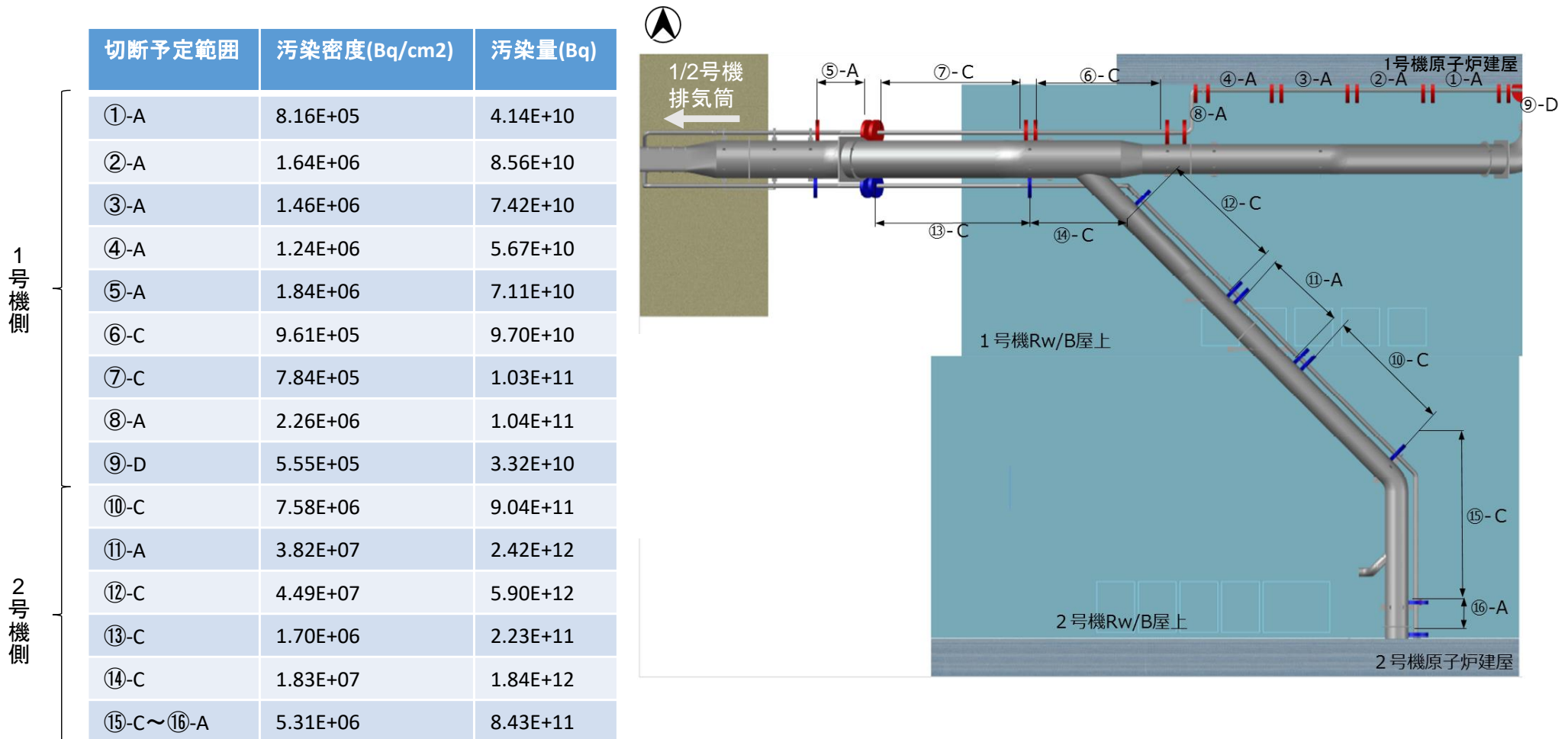
測定点	SGTS配管上端からの距離	
	0.1m	1.0m
1※	4.15	4.46
2	2.56	1.52
3	3.12	1.74
4	3.76	2.64
5	7.56	3.85
6	3.97	2.95
7	6.74	3.90
8	5.05	5.58
9	5.73	4.41
10	4.35	2.65
11	10.4	3.74
12	5.84	3.42
13	4.43	1.91
14	2.25	0.90
15	3.60	1.13
16	3.70	2.37
17	8.50	4.50
18	5.62	3.00
19	4.31	7.60
20	6.06	2.85
21	65.1	27.0
22	160.0	60.3
23	136.0	55.8
24	52.3	16.7
25	27.0	9.80
26	18.9	7.47
追1	16.5	6.53
追2	133.0	45.0

※左記赤枠内上部3.0mにおいて最も高線量箇所を測定

## <参考> 配管切断箇所放射線量率測定 (汚染量評価)

### (2) SGT配管内の汚染評価結果

- 測定した放射線量率から汚染密度を算出し、切断後の配管ごとに汚染量の算出を実施した。
- 1号機側の汚染量は10~11乗オーダー、2号機側は11~12乗オーダーで、第82回監視・評価検討会で示された汚染量評価値と同等な結果となった。

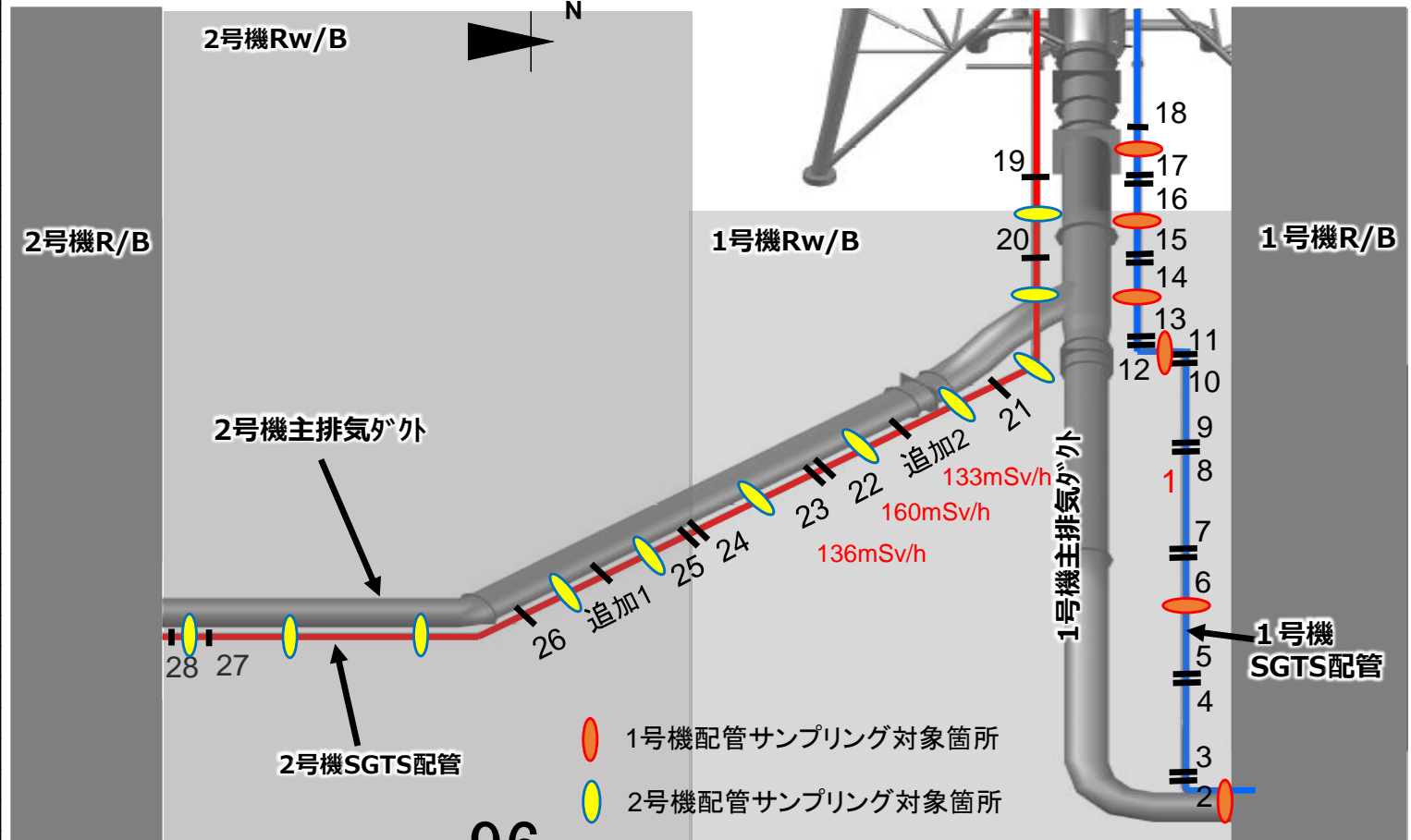




## <参考> 配管調査（スミア及びサンプル採取箇所）

- ◆ 汚染評価及び配管敷設状況（高低差）等から代表配管（採取箇所）を抽出。
- 1号機については、建屋～No.2（縦配管），No.3～10（1号機R/B南壁近傍水平配管）のうちNo5～6間，No.11～12（90°横エルボ配管），No.13～14（屋外配管のハイポイント），No.15～16（30°斜配管）及びNo.17～18（水平配管）の計6箇所。
- 2号機については、先行撤去範囲のNo.19～20（30°斜配管），No.20～21（屋外配管ハイポイント及び90°縦エルボ）の2箇所及びNo.21～No.26（高汚染水平配管）間の5箇所の計8箇所。  
No.26～No.28間は、2号機側へクレーン移動後、水平エルボ直近部分1箇所及び水平配管代表2箇所の計3箇所。
- 上記対象箇所は、発泡ウレタン非充填範囲の高汚染部位を代表とし採取する。

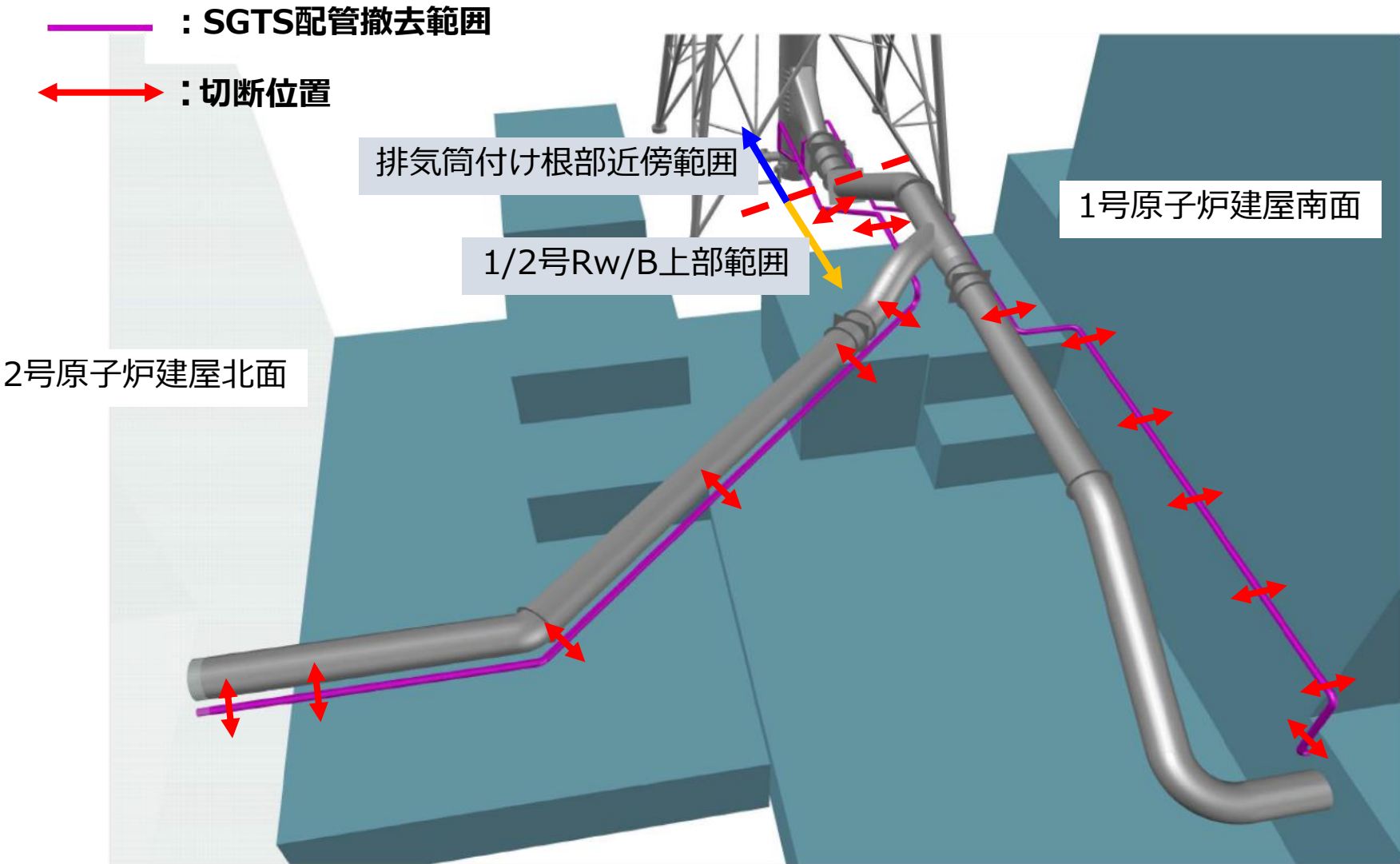
測定点	SGTS配管	
	0.1m	1.0m
1*	4.15	4.46
2	2.56	1.52
3	3.12	1.74
4	3.76	2.64
5	7.56	3.85
6	3.97	2.95
7	6.74	3.90
8	5.05	5.58
9	5.73	4.41
10	4.35	2.65
11	10.4	3.74
12	5.84	3.42
13	4.43	1.91
14	2.25	0.90
15	3.60	1.13
16	3.70	2.37
17	8.50	4.50
18	5.62	3.00
19	4.31	7.60
20	6.06	2.85
21	65.1	27.0
22	160.0	60.3
23	136.0	55.8
24	52.3	16.7
25	27.0	9.80
26	18.9	7.47
追1	16.5	6.53
追2	133.0	45.0



※赤枠内上部3.0m付近において最も高線量箇所

# <参考> SGT S配管立体図

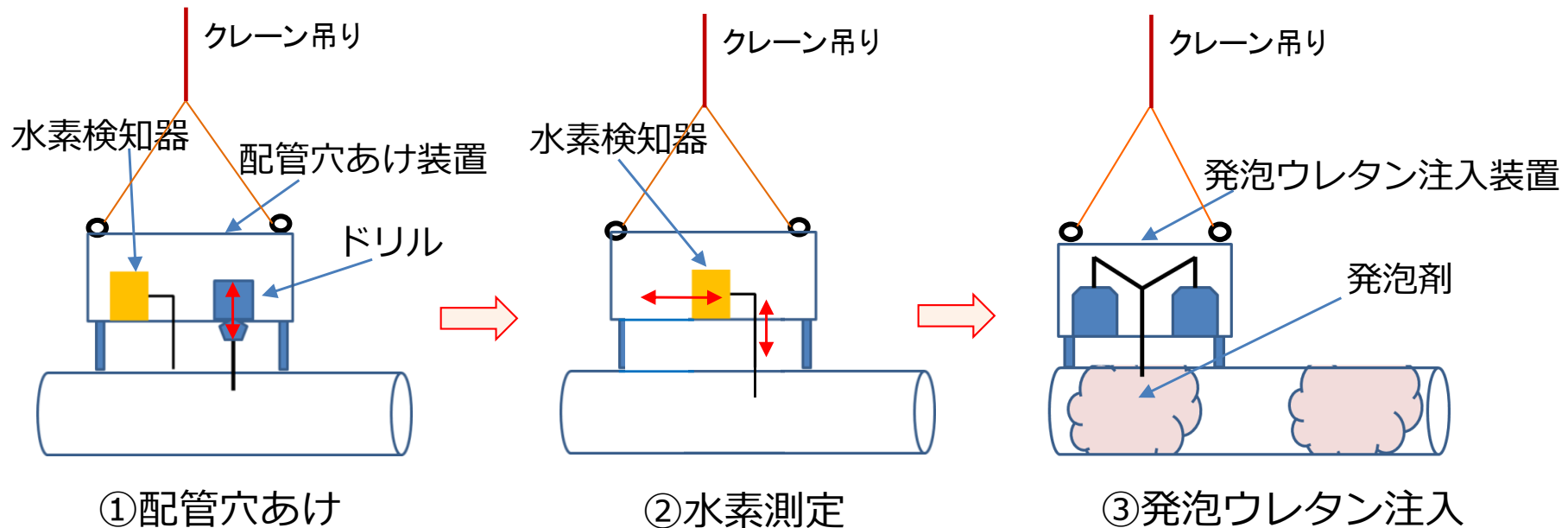
## ■ 撤去対象配管について（東側から見る）



## <参考> 配管穿孔／発泡ウレタン注入イメージ

➤ SGTS配管穿孔イメージは以下の通り。

- ①撤去するSGTS配管内に水素はほとんど存在しないと推定するが、火花が出ない低速回転のドリルにて穴開けを実施。配管穴開け後、配管内の水素濃度を測定する。  
なお、水素濃度が4%以上（水素の爆発限界下限値）ある場合は窒素ガスによるパージを試みる。（窒素ガスパージの手順についてはモックアップで確認する。）
- ②SGTS配管切断箇所を発泡剤（2液性発泡硬質ウレタンフォーム）を注入し、切断時の放射性ダストの飛散防止を図る。





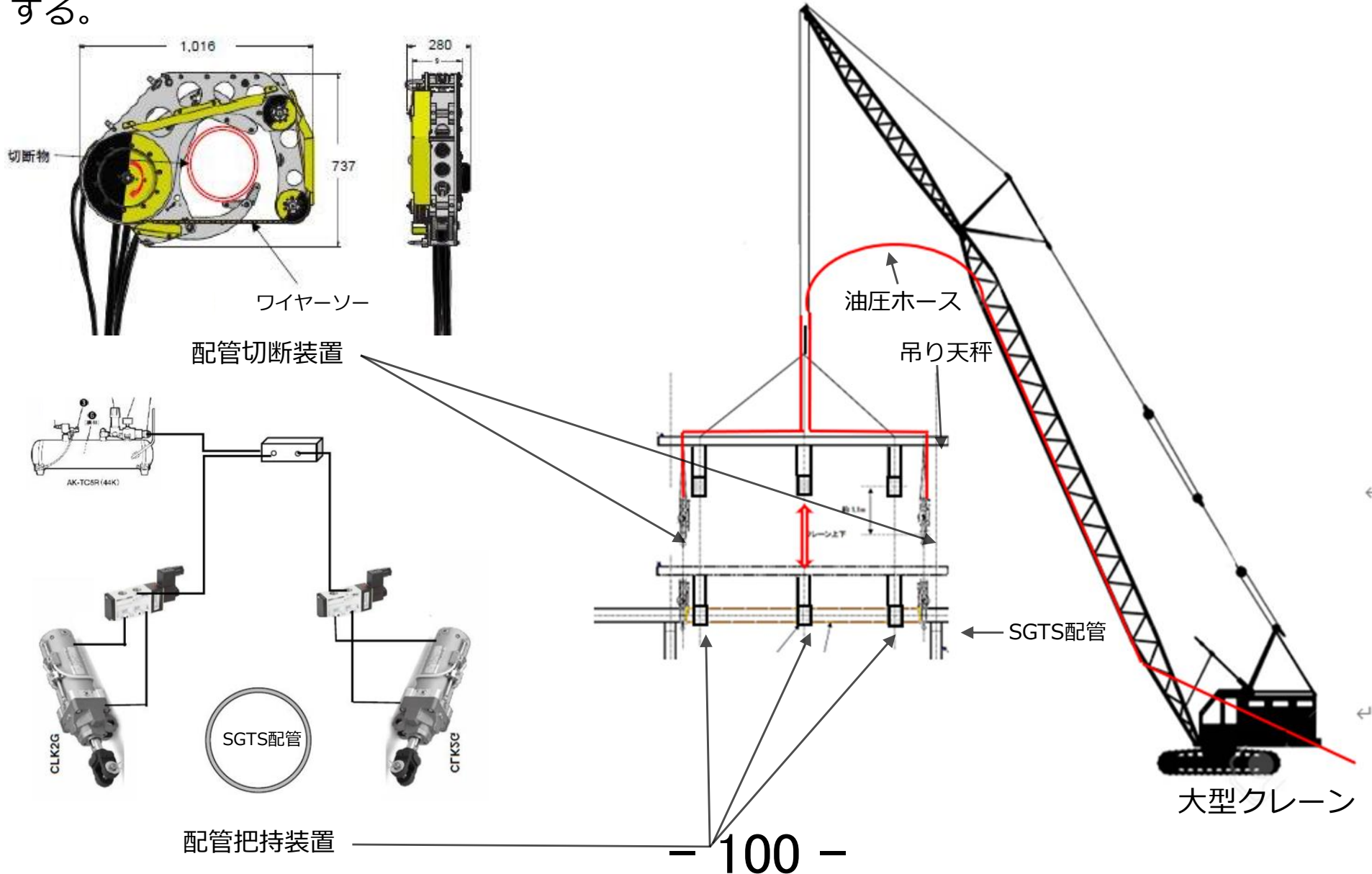
## <参考> 要素試験状況（発泡ウレタン注入・配管切断）

配管切断時のダスト飛散防止対策として、配管内に発泡ウレタンを注入し、配管を閉塞させた後にダイヤモンドワイヤーソーで切断を行う。

	アクリル管での模擬	同材質配管での模擬		ワイヤーソーによる切断
注入前			切断   切断面の状況	
注入中				
閉塞				

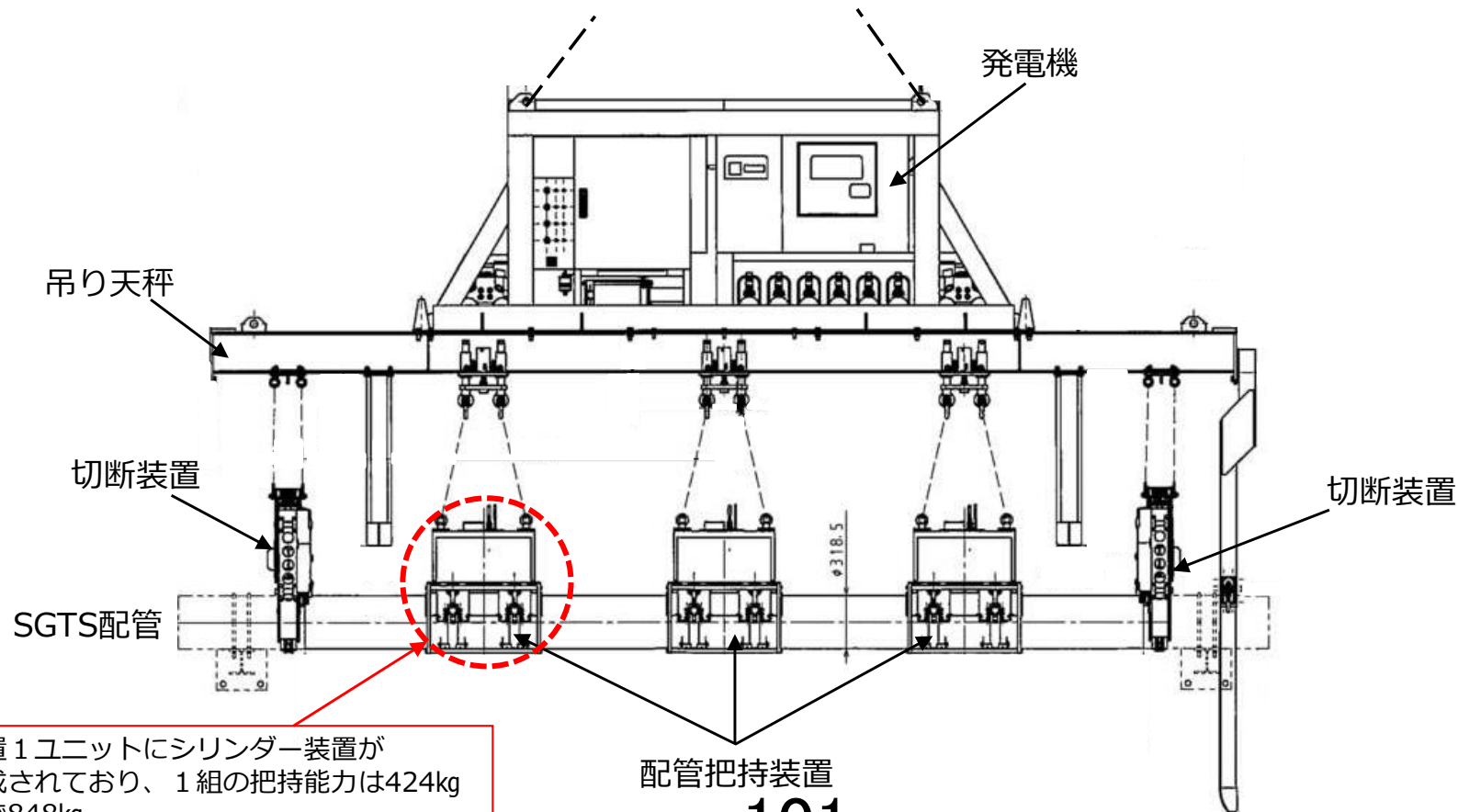
## <参考> 配管切断装置概要

吊り天秤に配管切断装置、配管把持装置を搭載し、大型クレーンで吊り、切断箇所装置を合わせて遠隔操作にて配管を把持、切断を行う。切り出した配管はそのままクレーンで移動する。



## <参考> 吊り天秤概要

- 吊り天秤は切断するスプール長や配管の取り回し（短尺管、長尺管、クランク部、縦管）によって4種類準備する。
- 吊り天秤には発電機、通信装置、切断装置（ワイヤーソー）、配管把持装置が取り付けられる。なお、配管把持装置は切断するスプール長によって取り付ける数が変わる。
- 配管把持装置1ユニットには、シリンダー装置が2組構成されており、1組の把持能力は約420kgである。したがって、配管把持装置1ユニットの把持能力は約840kgとなる。



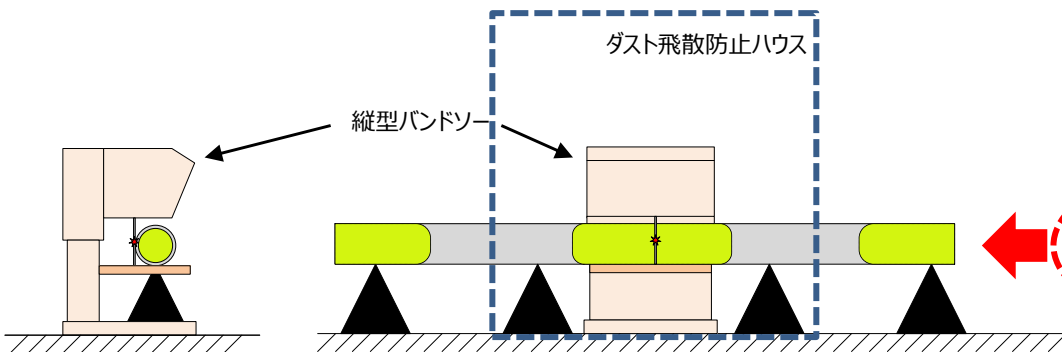
配管把持装置1ユニットにシリンダー装置が各2組で構成されており、1組の把持能力は424kg  
1ユニットで848kg

配管把持装置  
- 101 -

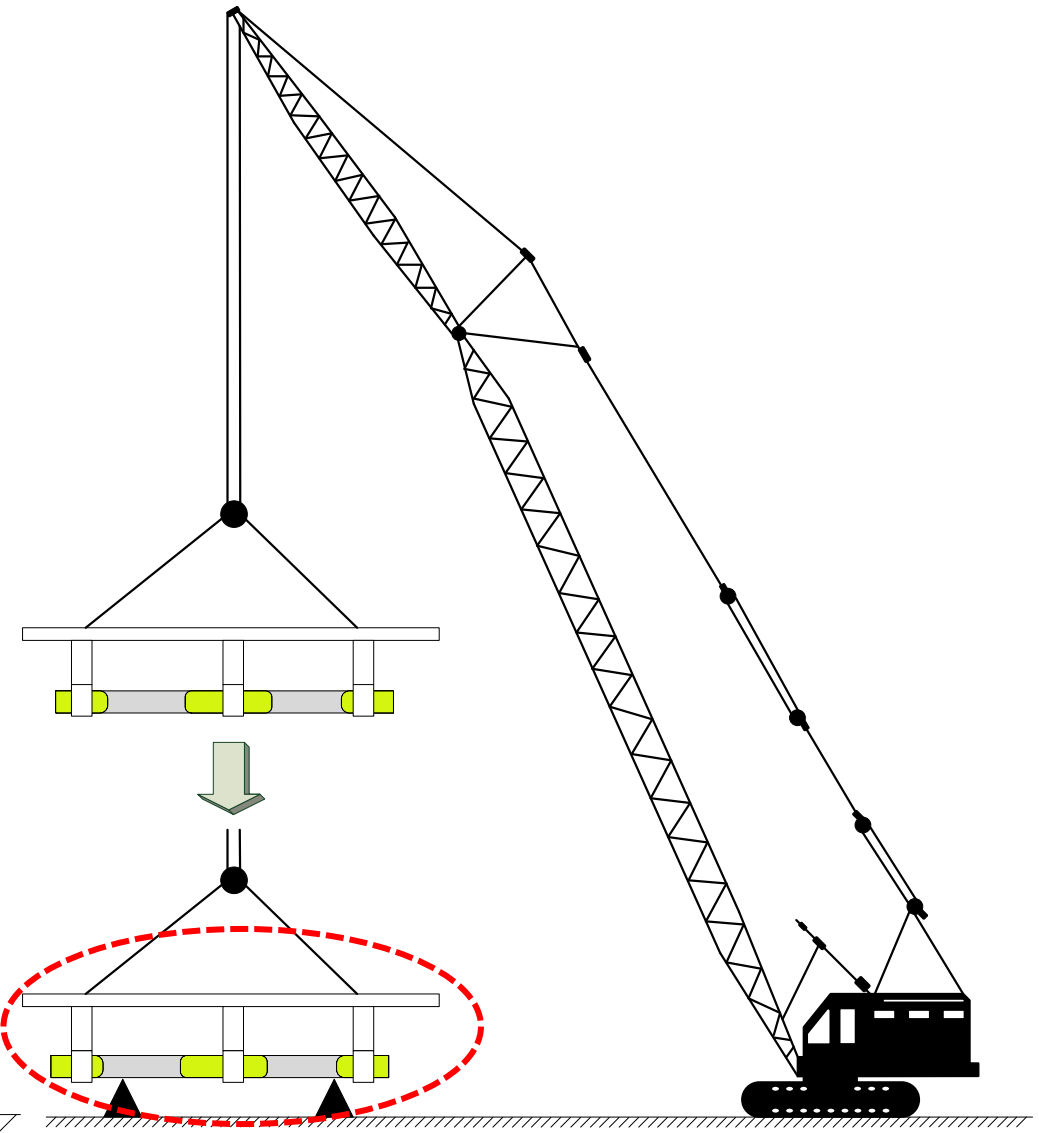


## <参考> 吊降ろし後の配管小割概要

- SGTS配管吊り降ろし後、8 m以上の長尺配管は輸送車輛に積載するため小割を行う。
- なお、小割箇所には予め発泡ウレタン注入済で細断は縦型バンドソーを用いて行う。
- また、小割についてはハウス内でダストが外部に放出されない措置を取って行う。
- 配管のハウス内への搬入、切断装置へのセッティング、小割後の配管端部への養生の取り付けを作業員で行う。
- 吊降ろし後の細断は1号機で2箇所、2号機で5箇所の計画。
- 細断後、10tトラックにて4号機カバー建屋へ運搬する。



SGTS撤去配管小割イメージ図（左：側面図、右：正面図）



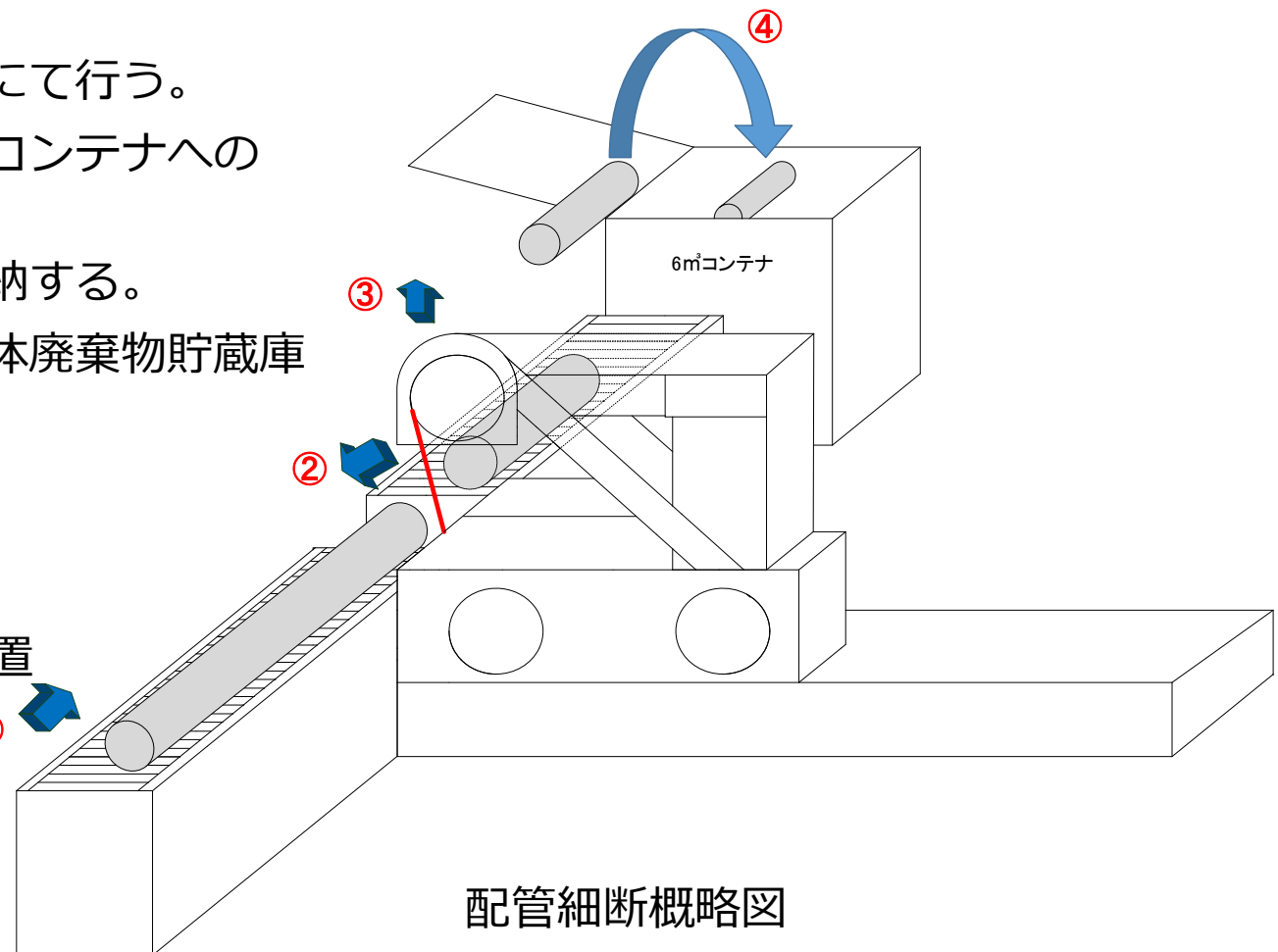
SGTS撤去配管吊り降ろし図

## <参考> 配管細断概要（配管減容・収納・輸送）

- 現場から撤去した配管は、4号機カバー建屋内1階に設置されたハウス内に輸送され、コンテナ詰めにするために約1.5m程度に細断する。
- ハウス内はRaゾーンに設定し、細断作業中はHEPAフィルター付きの局所排風機を運転して、ハウス外へのダスト拡散を防止する。また、ハウス近傍に仮設のダストモニタを設置してダストの監視を行う。
- 配管の細断は遠隔の細断装置にて行う。
- 配管細断装置への配管設置とコンテナへの配管収納は重機にて行う。
- 細断された配管は養生して収納する。
- 配管を収納したコンテナは固体廃棄物貯蔵庫に輸送して保管する。

### ■ 配管減容・保管作業フロー

- ① 配管をローラーコンベアに設置
- ② 配管細断（配管細断装置）
- ③ 細断配管揚重（重機）
- ④ 細断配管収納



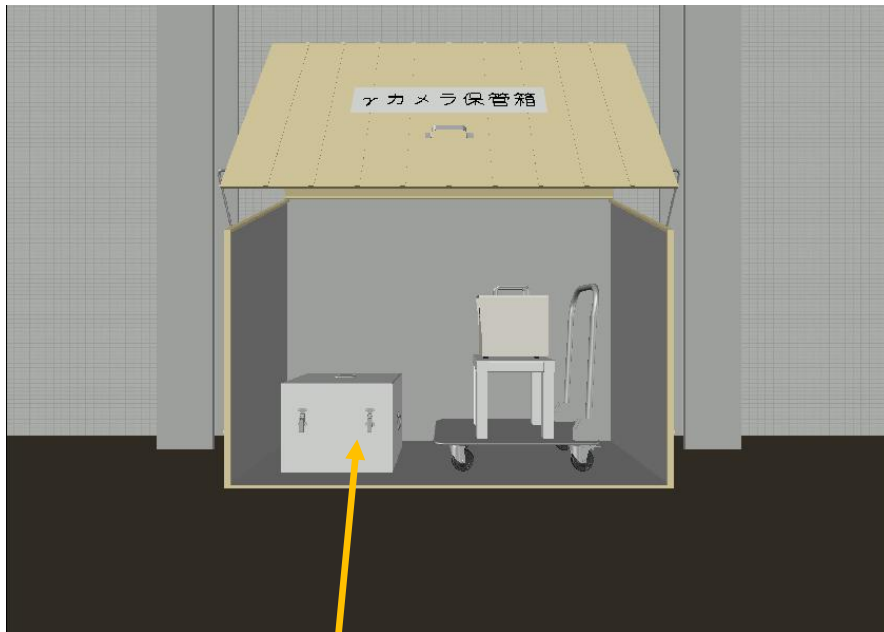
## <参考> γカメラの管理について

1/2号機SGTS配管撤去に係る事故分析調査のひとつとして、γカメラによる汚染量評価を行う。γカメラの管理は以下の通り。

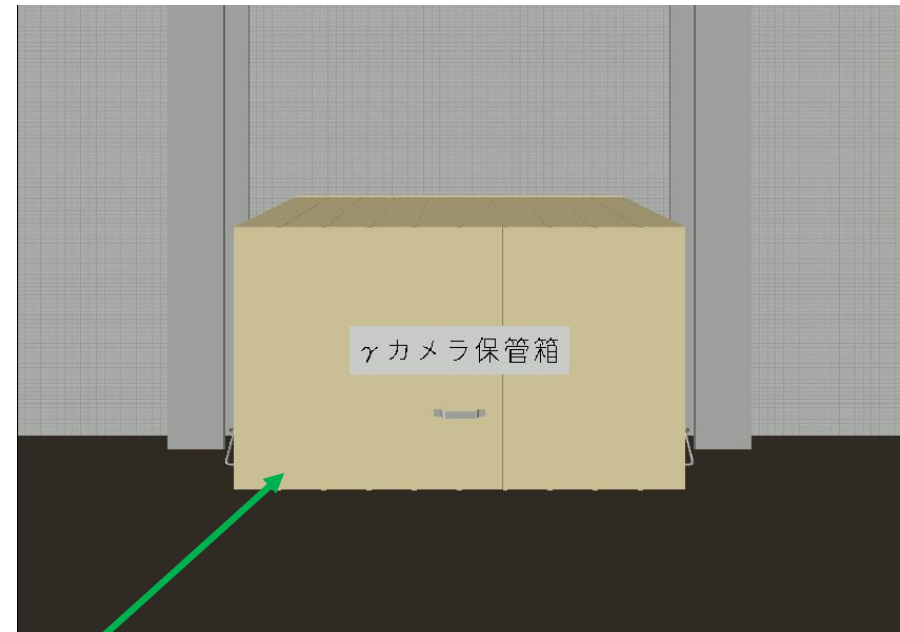
- 測定者  
東京電力HD  
協力企業：東京パワーテクノロジー(株)
- 使用期限  
1/2号機SGTS配管撤去完了まで
- 管理場所  
4号機カバ―建屋 1階フロア 作業エリア内  
⇒出入管理がなされているエリア
- 保管方法  
容器などに保管し、施錠管理する。なお、鍵は東京電力HDで管理する。
- その他必要事項
  - 保管容器（γカメラおよび付属品一式が収まる大きさであること）
  - 電源（γカメラバッテリー駆動 要充電）
  - 測定台（γカメラ単体重量：約32kg）
  - 養生（γカメラの汚染防止のため、ビニールシート等）



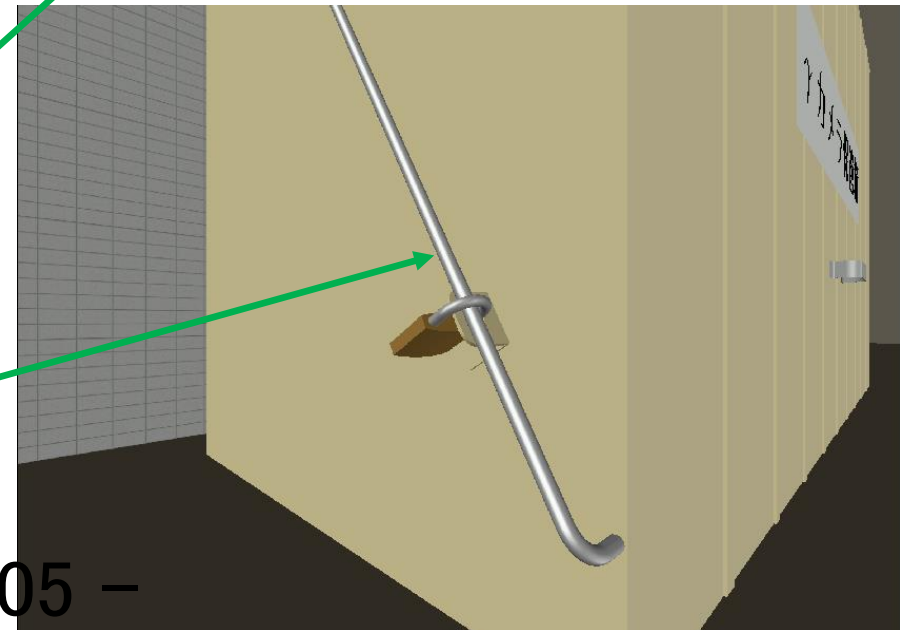
# <参考> γカメラ保管箱



保管箱開放時



保管箱閉鎖時



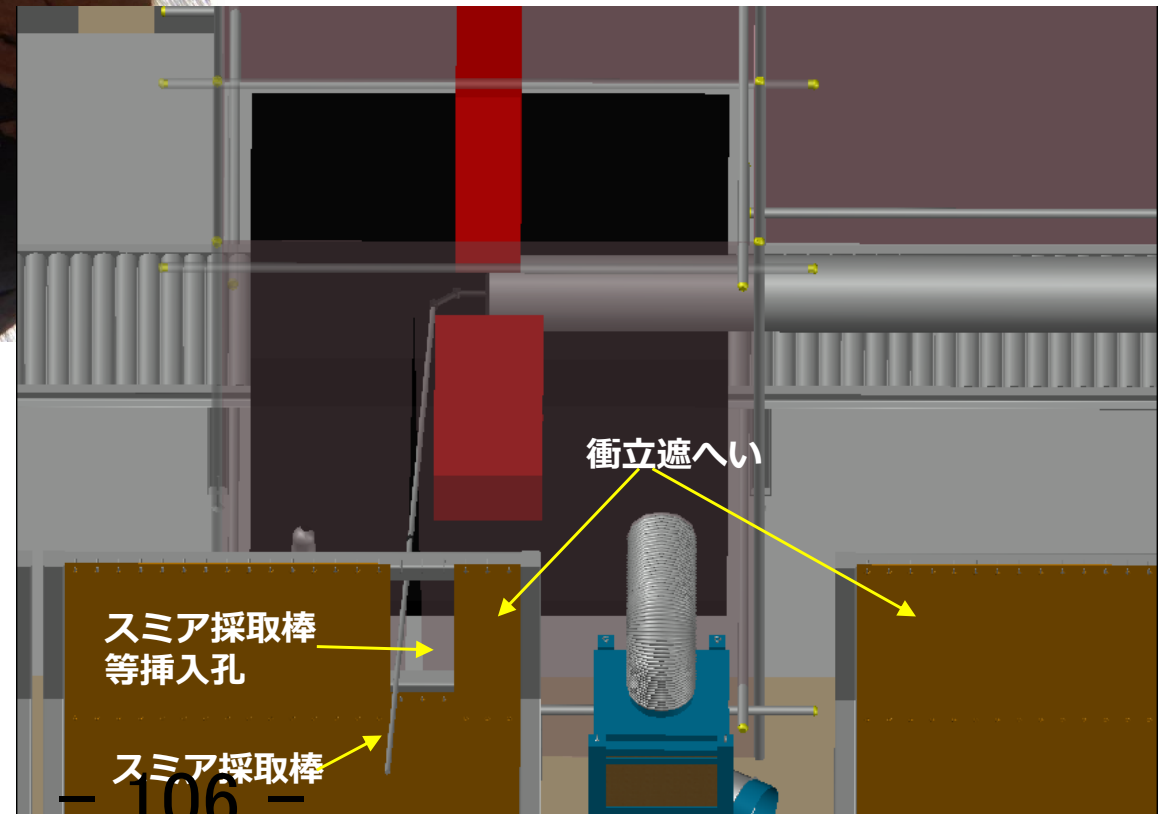
保管箱施錠時

## <参考> スミア採取モックアップ

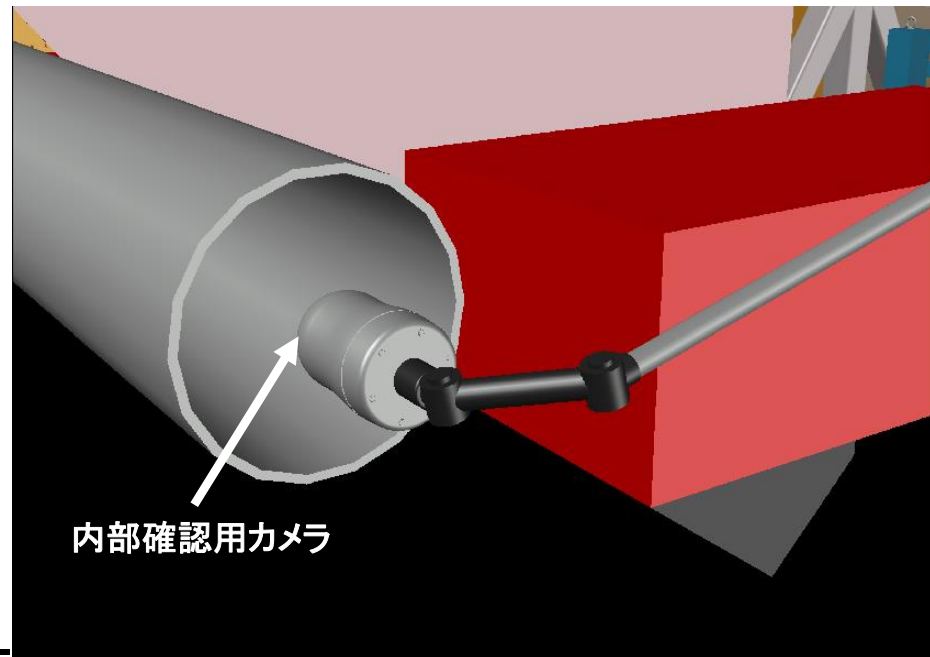
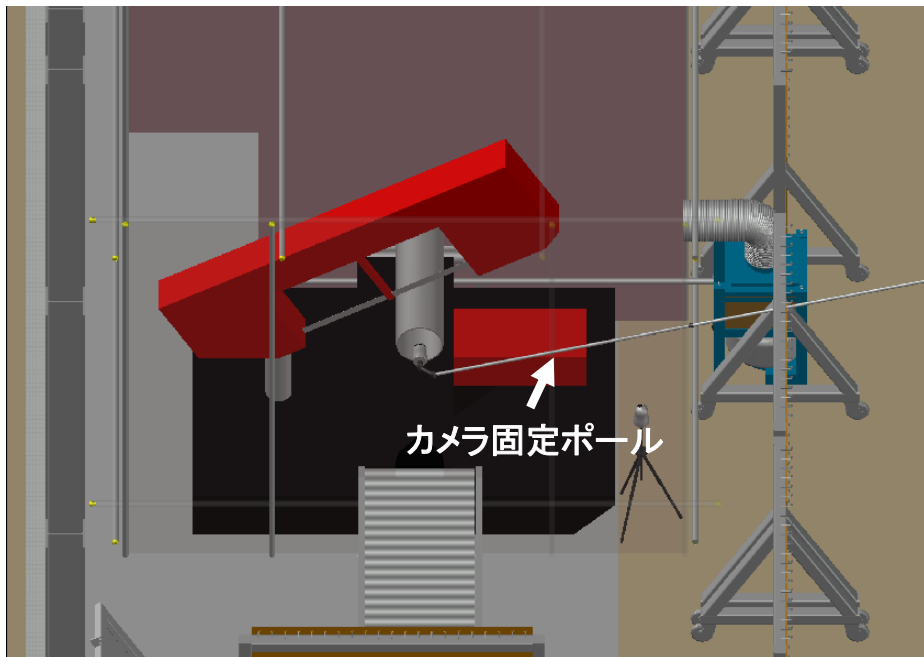
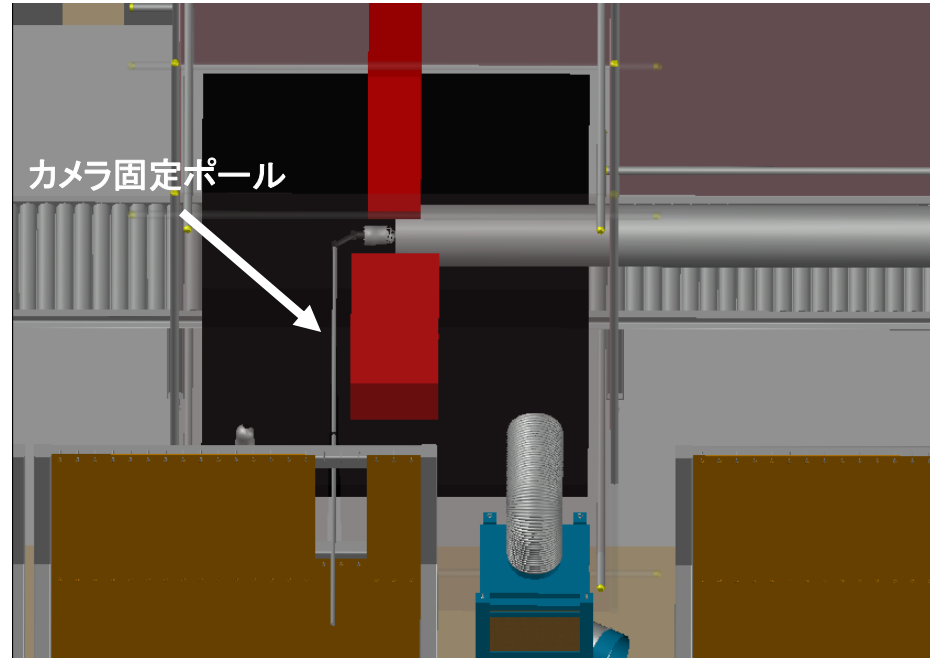
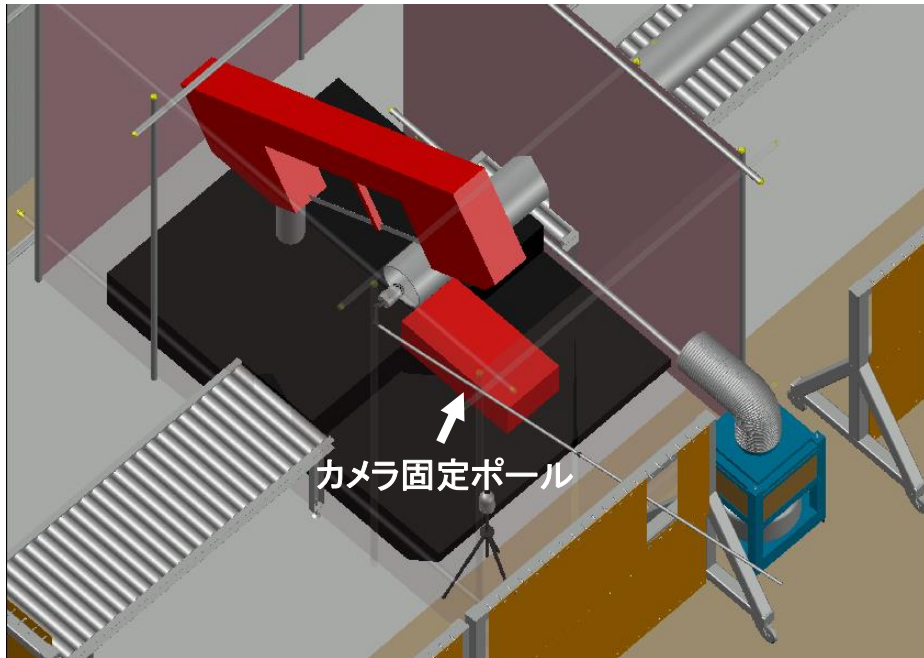


- スミアの採取はハウス側面の挿入孔からスミア採取棒を挿入して、配管細断装置を通過した後の位置でスミヤ採取を行う。
- スミア採取位置は配管内面の上面(0°方向)、下面(180°方向)、側面(90°もしくは270°方向) とする。

- 採取したスミアは採取位置の情報を記載・記録して収納容器に入れて保管する。



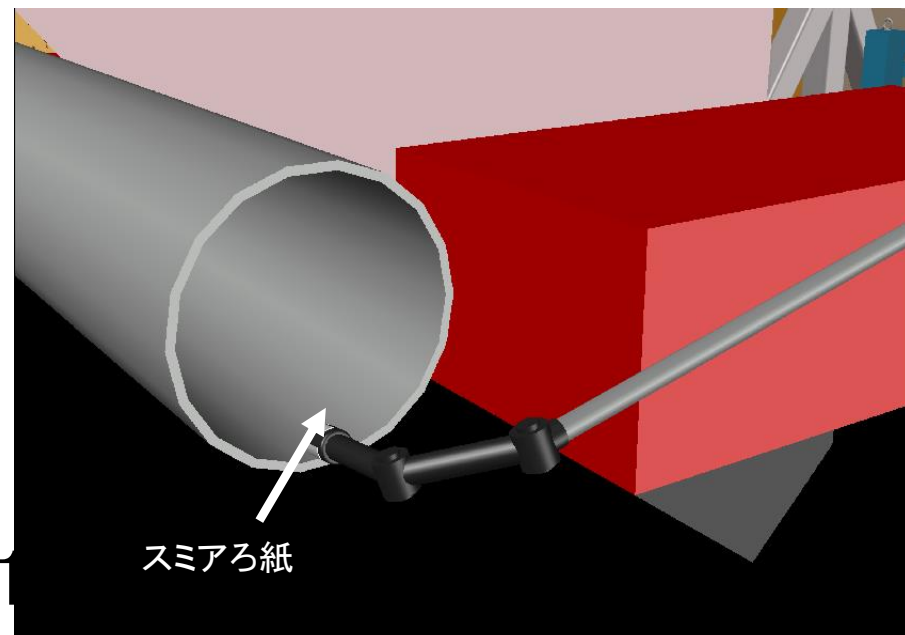
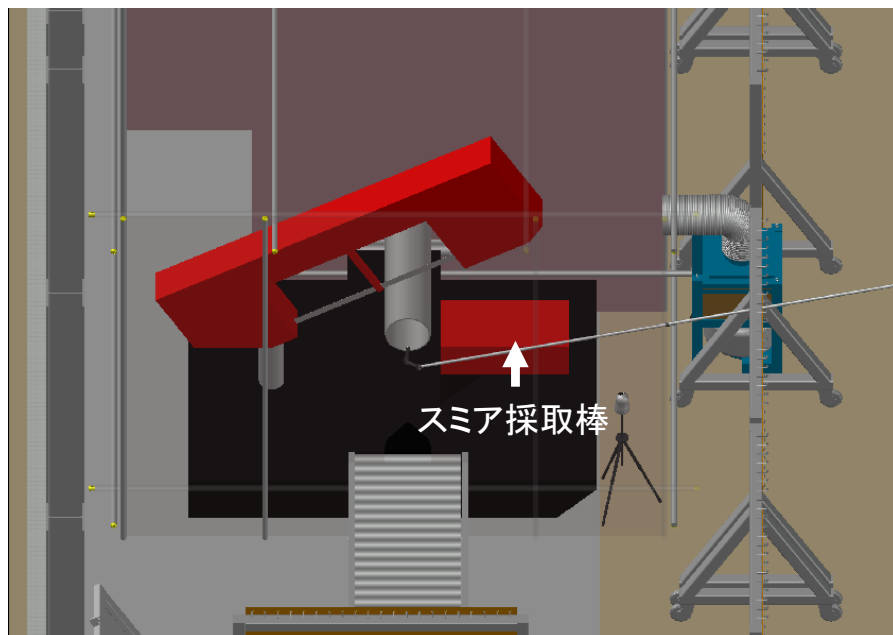
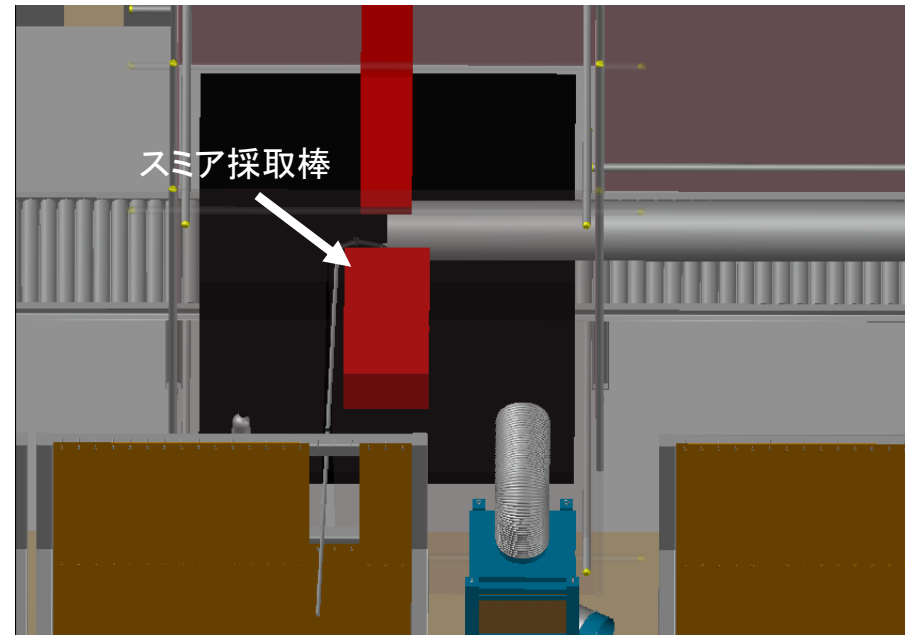
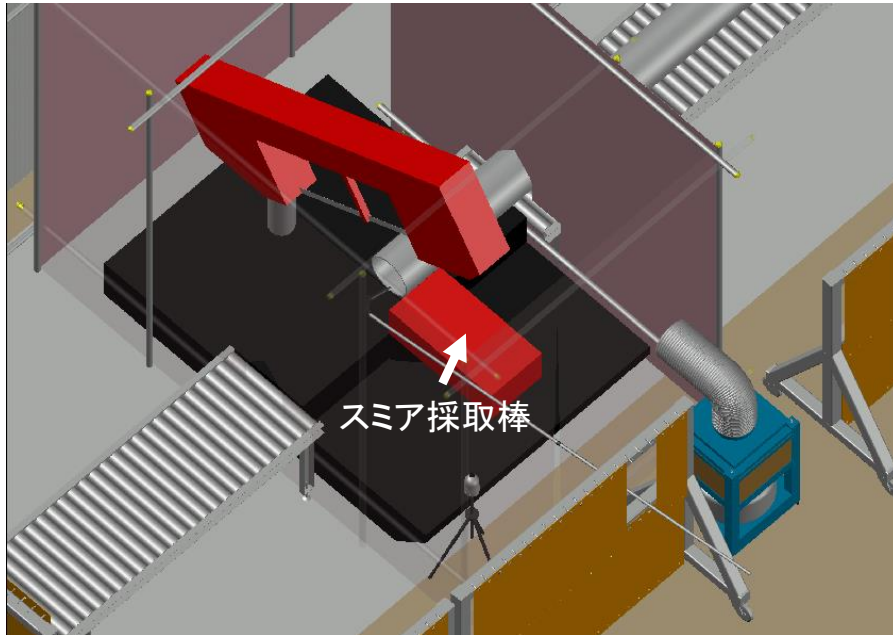
# <参考> 配管内部確認（映像取得）方法





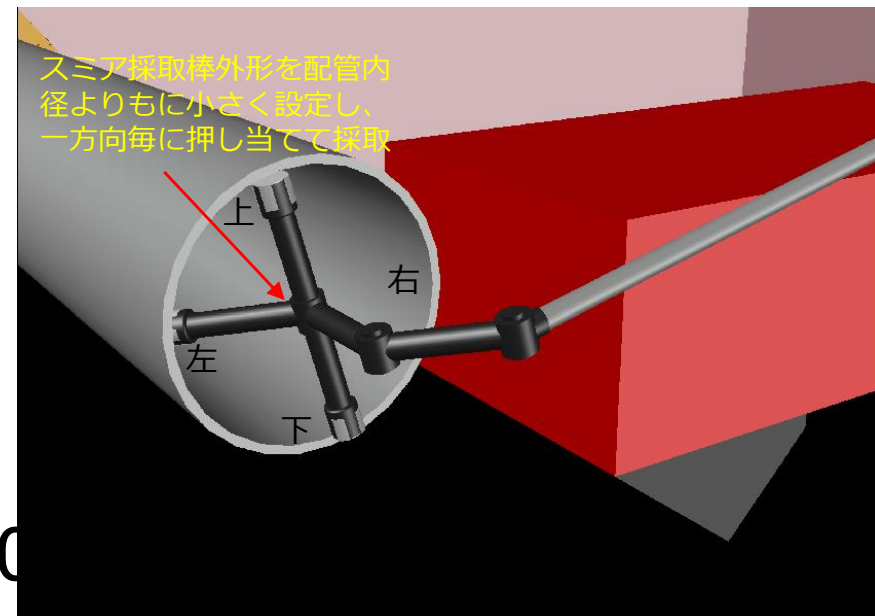
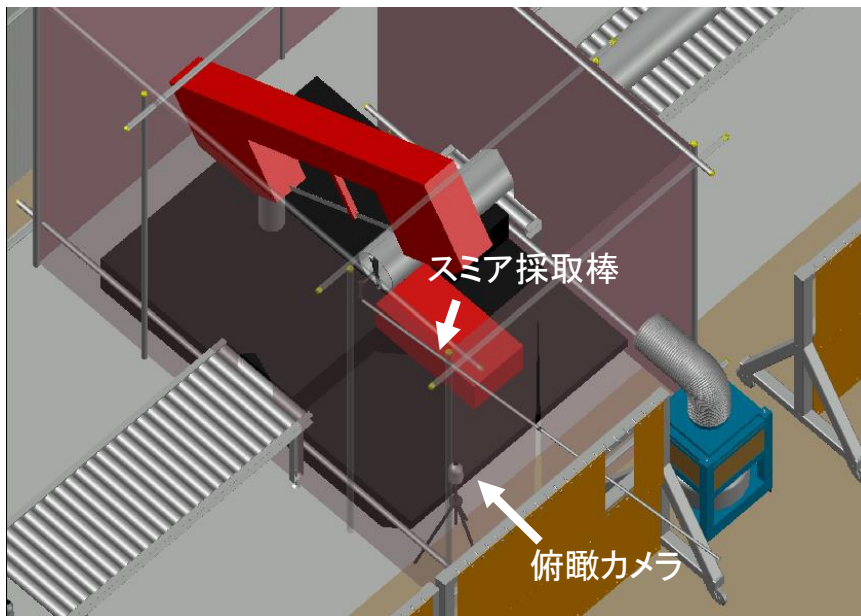
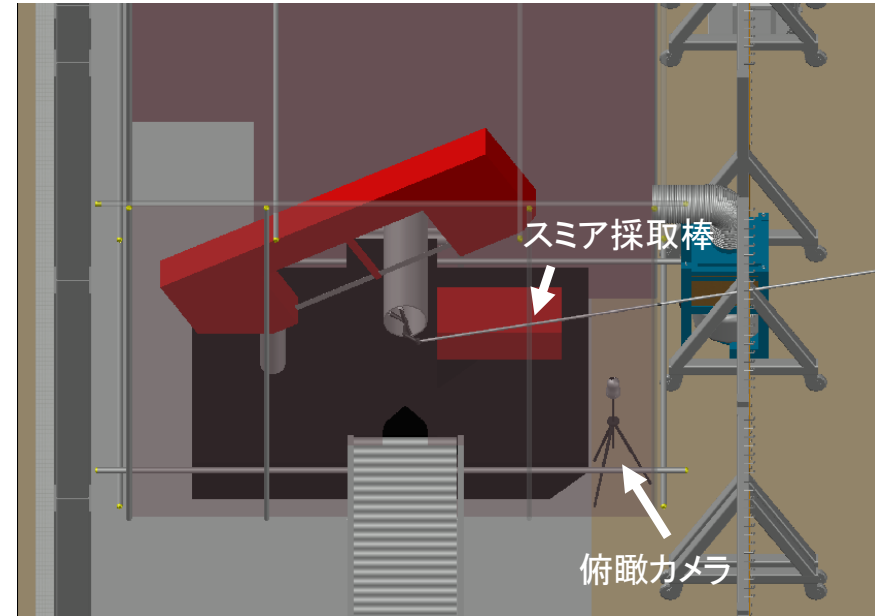
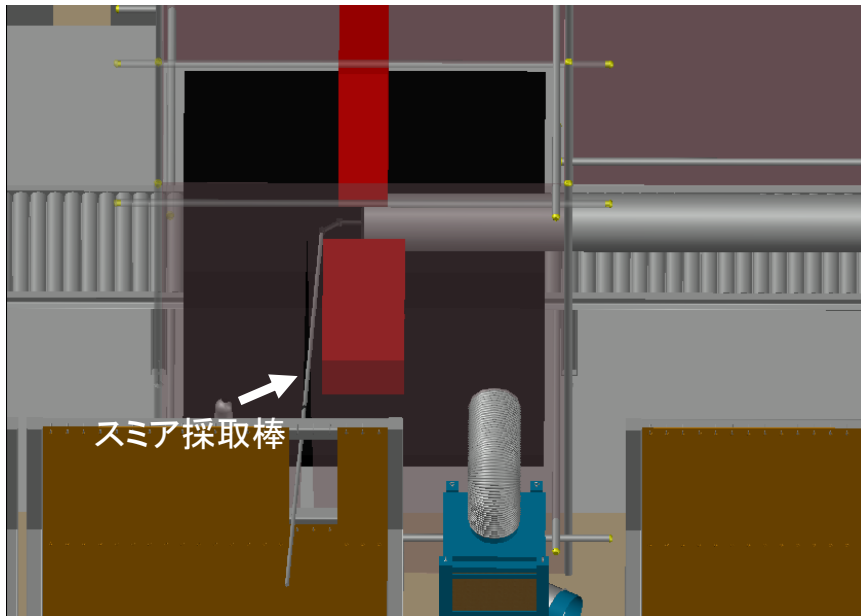
## <参考> スミア採取方法（1ポイント毎の採取）

- 配管表面線量160mSv/hの場合、1ポイント採取に最大6分程度必要となり被ばく線量は0.8人・mSv。上、下、左又は右の3ポイントでは2.4人・mSvで被ばく線量増大が課題。



# <参考> 検討中のスミア採取方法（3ポイント同時採取）

- 被ばく低減を目的に、下図のように1回の測定で3点採取可能なスミア採取棒を考案。
- モックアップ訓練も含め現在計画中。



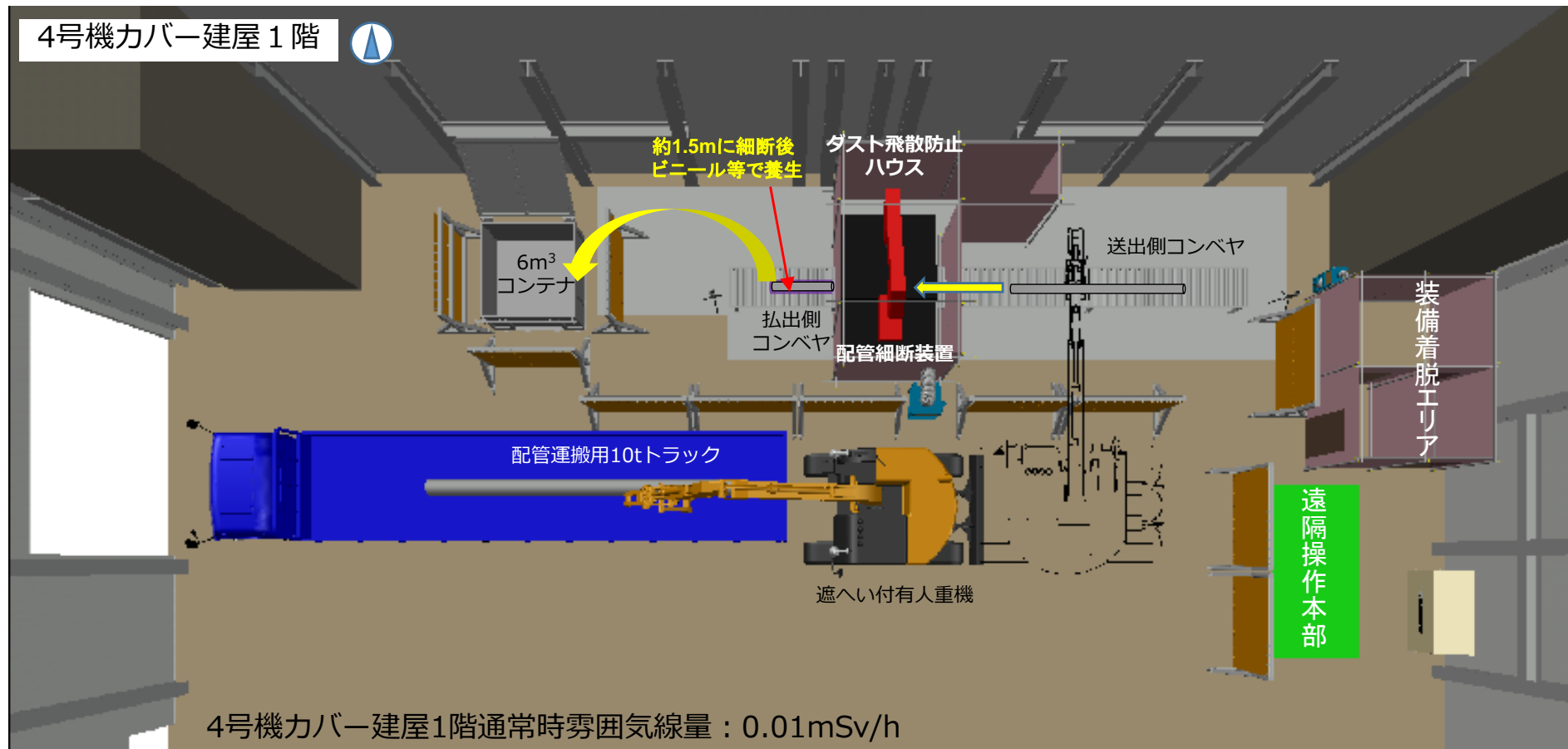


# <参考> 構外モックアップ施設



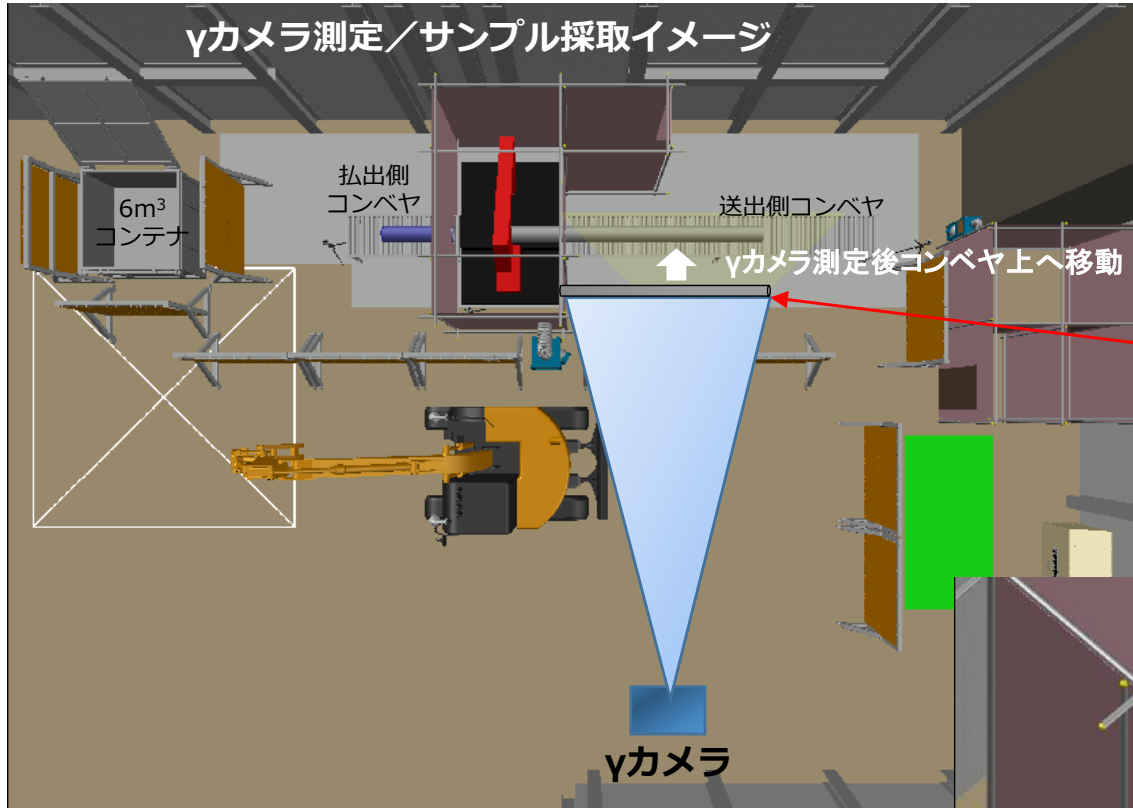


## <参考> 配管調査（撤去配管細断エリア配置図）



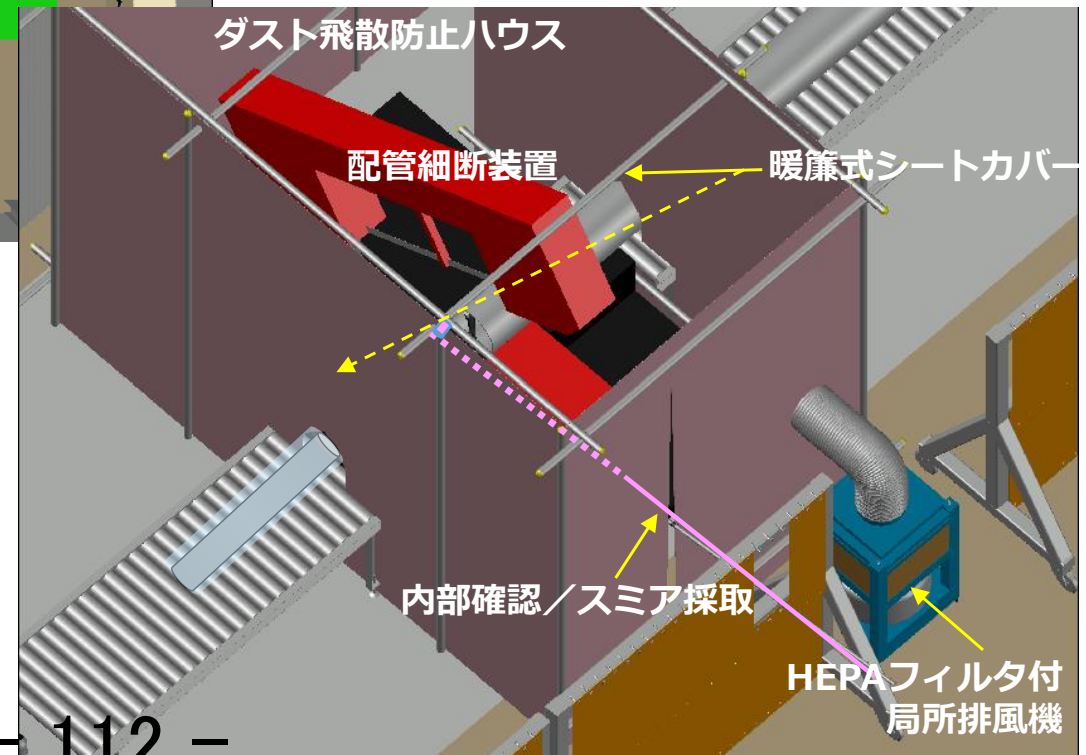
- 撤去した配管は、4号機カバ-建屋1階に設置したハウス内に輸送され、コンテナ詰めにするために約1.5m程度に細断する。
- ハウス内はHEPAフィルタ付の局所排風機を運転して、ハウス外への放射性ダストの拡散を防止する。また、ハウス近傍で仮設のダストモニタによる監視を行う。
- 配管の細断は、ダスト飛散防止ハウス内で遠隔の配管細断装置にて行う。（遠隔操作本部から操作）
- 配管細断装置への配管設置とコンテナへの配管収納は、しゃへい付有人重機にて行う。
- 細断された配管はビニール等で養生した後、6m<sup>3</sup>コンテナに収納する。
- 配管を収納したコンテナは固体廃棄物貯蔵庫に輸送して保管する。

# <参考> 配管調査 (γカメラ測定, 内部確認, スミア/サンプル採取概要) **TEPCO**



細断前の配管長さ  
最長：約7m, 最短：約2.5m

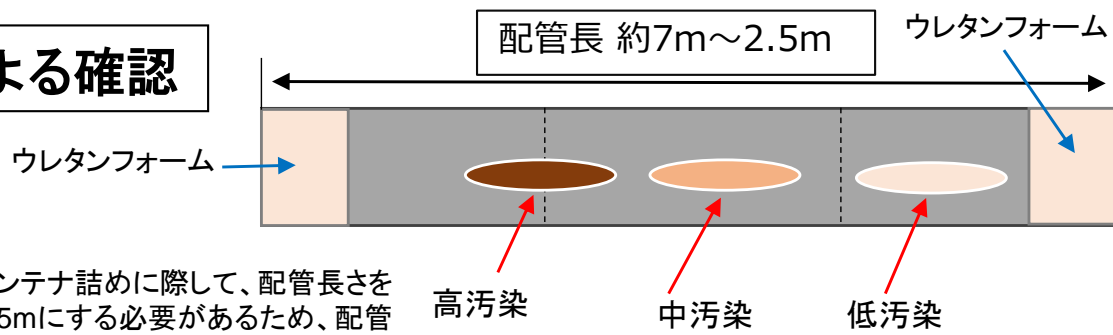
- γカメラの測定は、送出側コンベヤ手前に一度仮置きし測定する。
- 内部確認及びスミア採取は、配管サンプル採取に先立ち高汚染部位を衝立遮へい越しに、ダスト飛散防止ハウス側面から実施する。
- 配管サンプル採取は、高汚染部位を細断装置にて必要幅に輪切りして、収納箱に入れて保管する。
- スミア採取位置は配管内面の上面 (0°方向)、下面 (180°方向)、側面 (90°もしくは270°方向) とする。



# <参考> 配管調査 (γカメラ, 内部確認, スミア/サンプル採取の流れ)

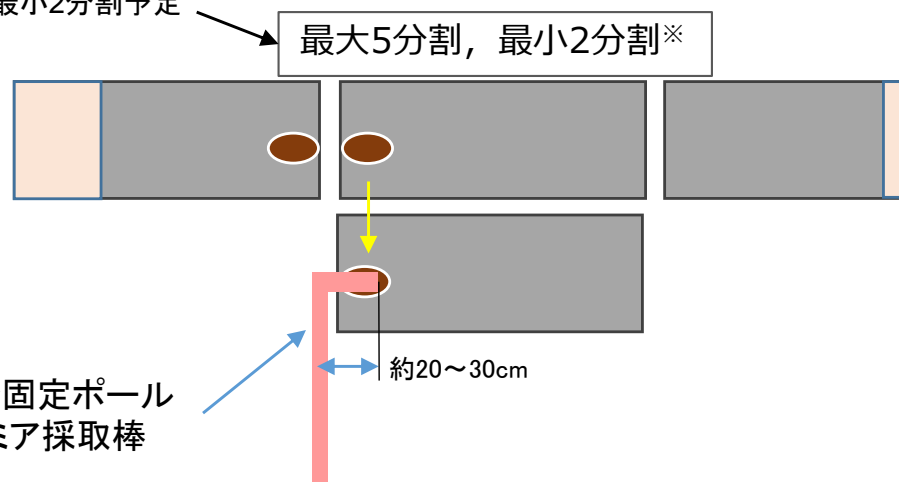


## γカメラによる確認

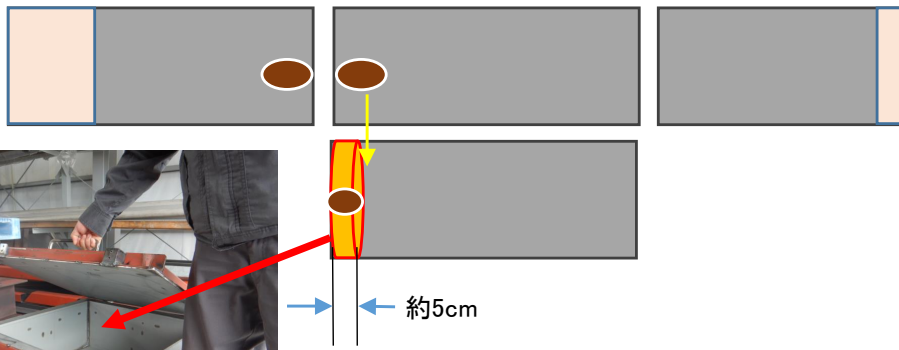


※ コンテナ詰めの際に、配管長さを約1.5mにする必要があるため、配管長から最大で5分割, 最小2分割予定

## 配管内部確認 ・スミア採取



## 配管サンプル採取

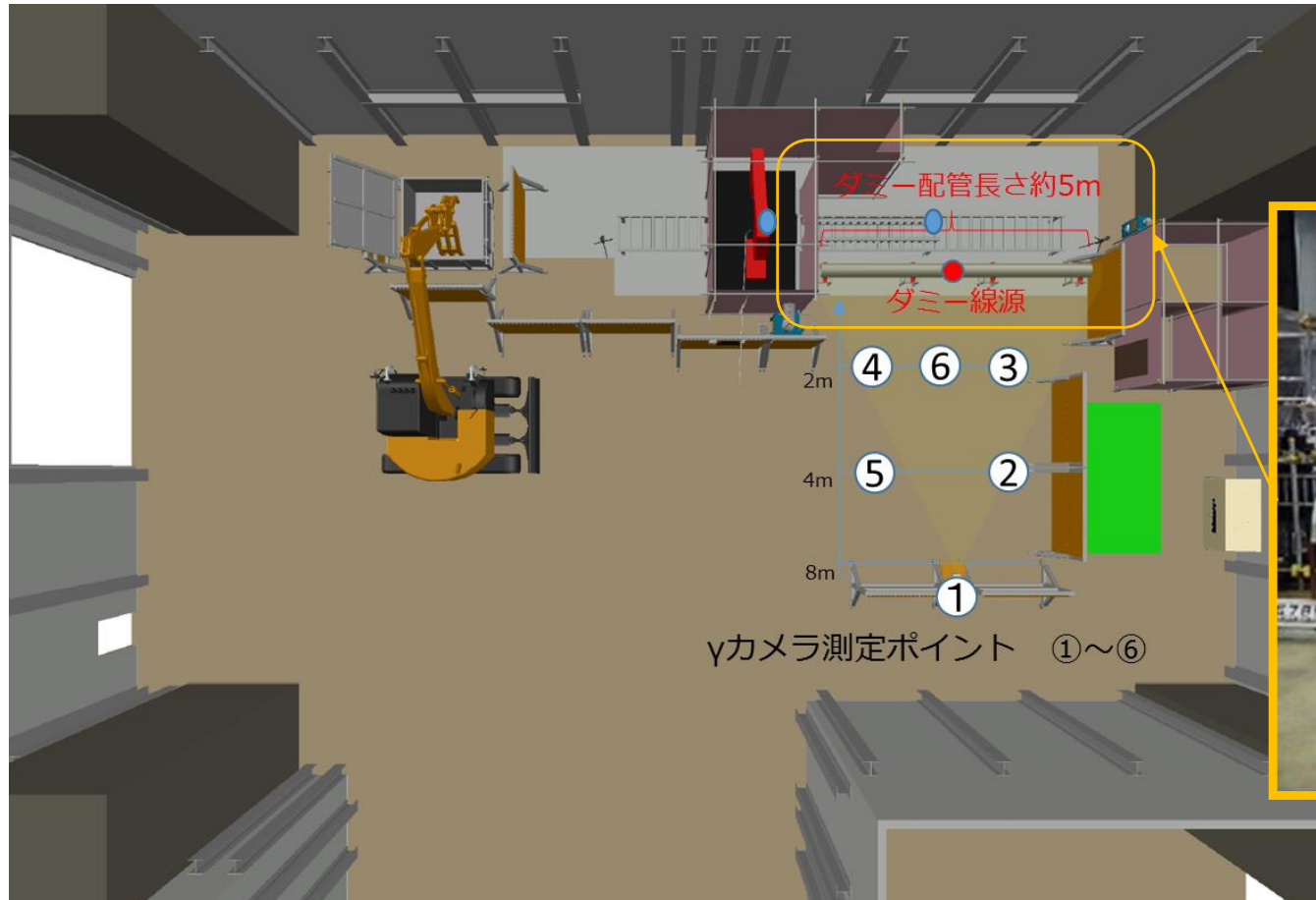




<参考> γカメラ測定モックアップ (ダミー配管、ダミー線源、測定ポイント)



■ 4号機カバー建屋 1階



ダミーの配管内にダミー線源を設置し、γ線イメージングを実施

- 空間線量率：0.005mSv/h
- ダミー線源：約10mSv/h (表面)
- 配管長さ：約5m

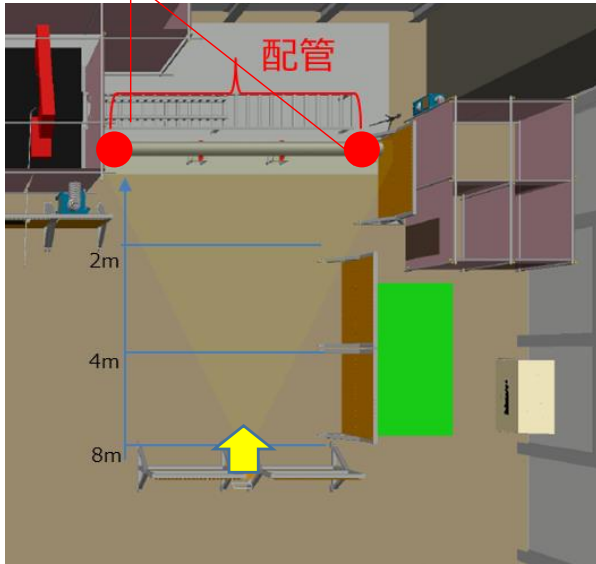
※⑥については線源を配管外に設置

モックアップにより得られた4種のガンマカメラの汚染分布を比較し、各特性を把握することが目的

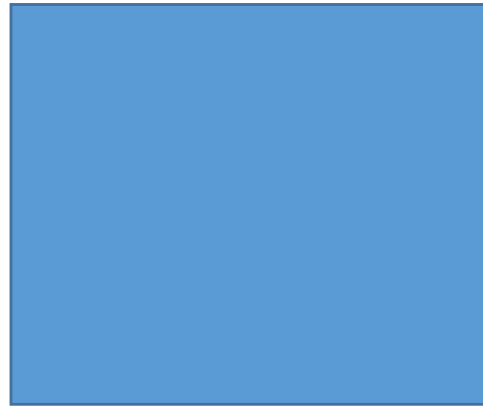
# <参考> 測定ポイント①8m位置 (配管内両端に線源設置)



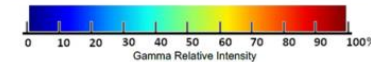
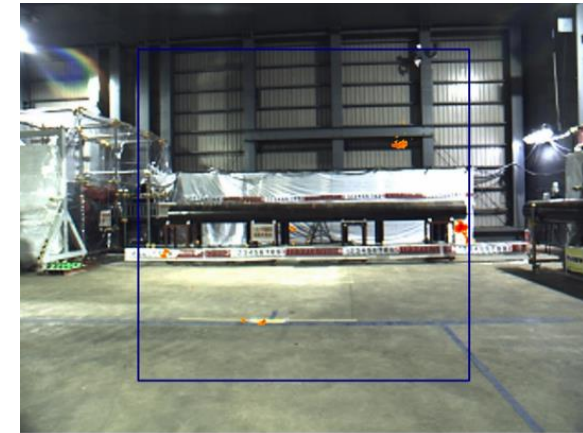
線源



規制庁殿γカメラ



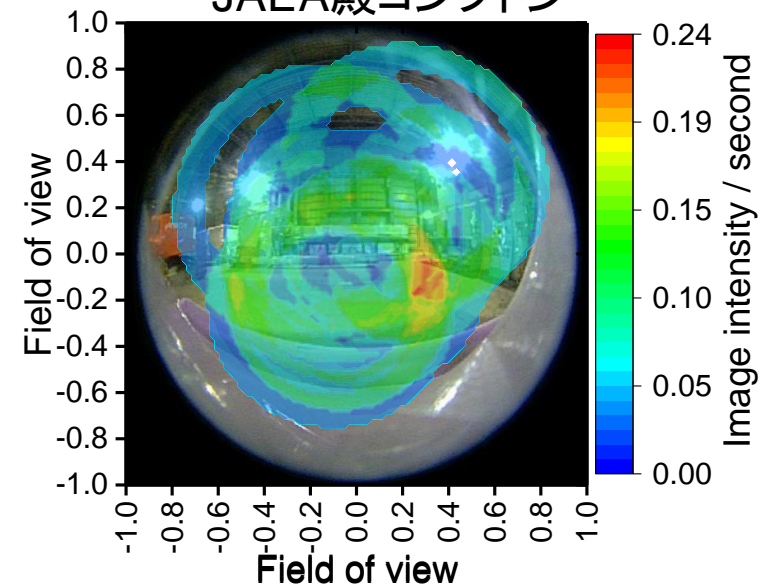
東電iPIX



東電ガンマキャッチャー



JAEA殿コンプトン

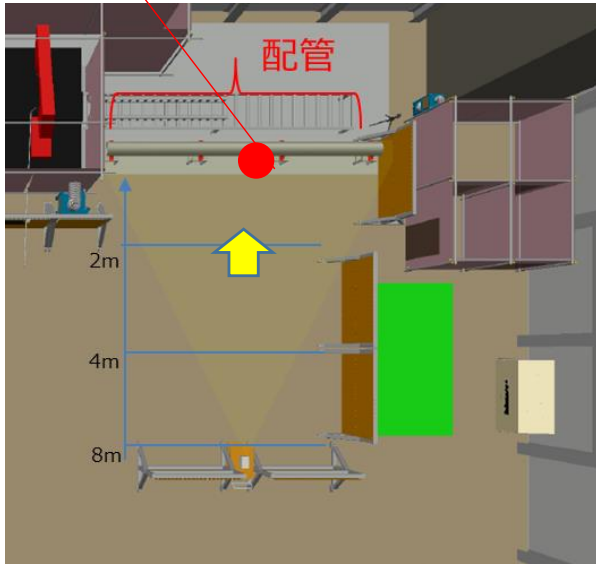


東電iPIXとJAEA殿コンプトン(鉛付き)は高線量用のため、模擬線源の線源強度が低いことから、線源の位置にイメージングが出来ていない。  
東電ガンマキャッチャーは低線量用のため、精度よくイメージングが行われている。

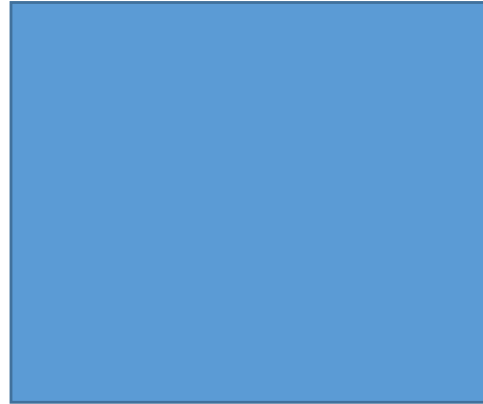
# <参考> 測定ポイント⑥2m位置（配管外に線源設置）



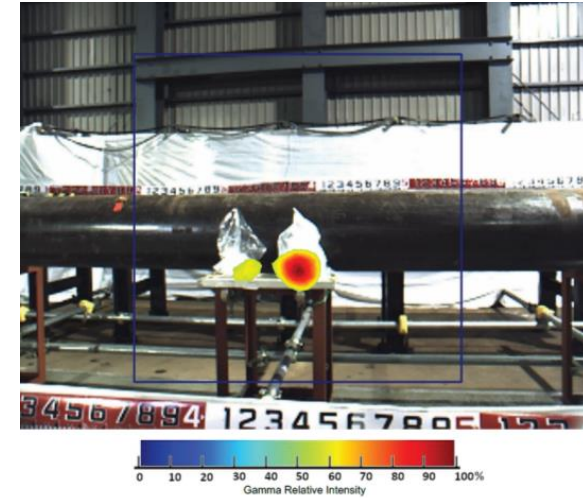
線源



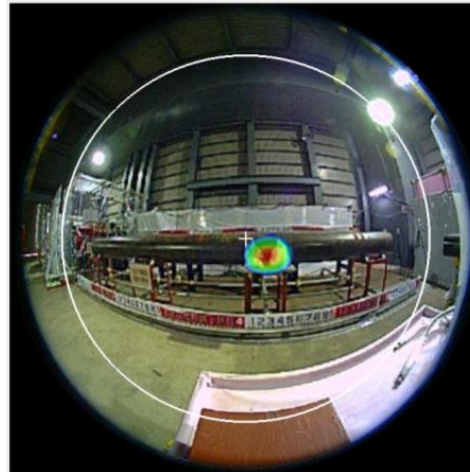
規制庁殿γカメラ



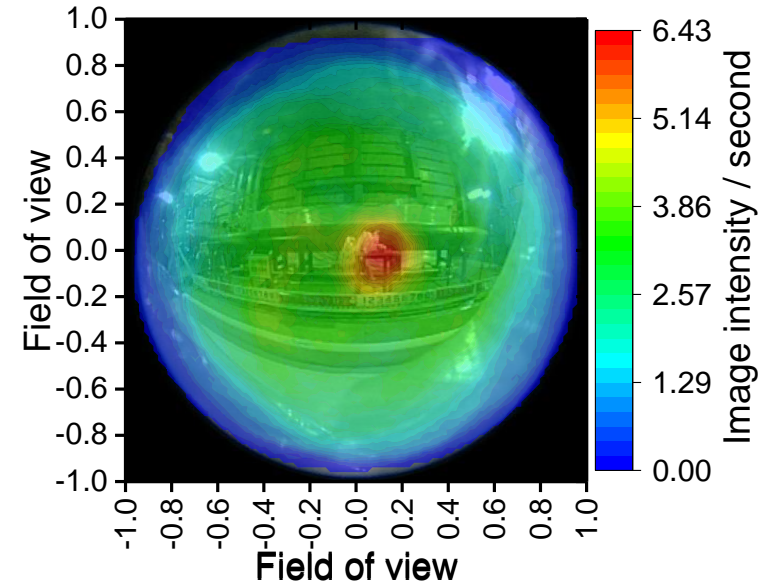
東電iPIX



東電ガンマキャッチャー



JAEA殿コンプトン



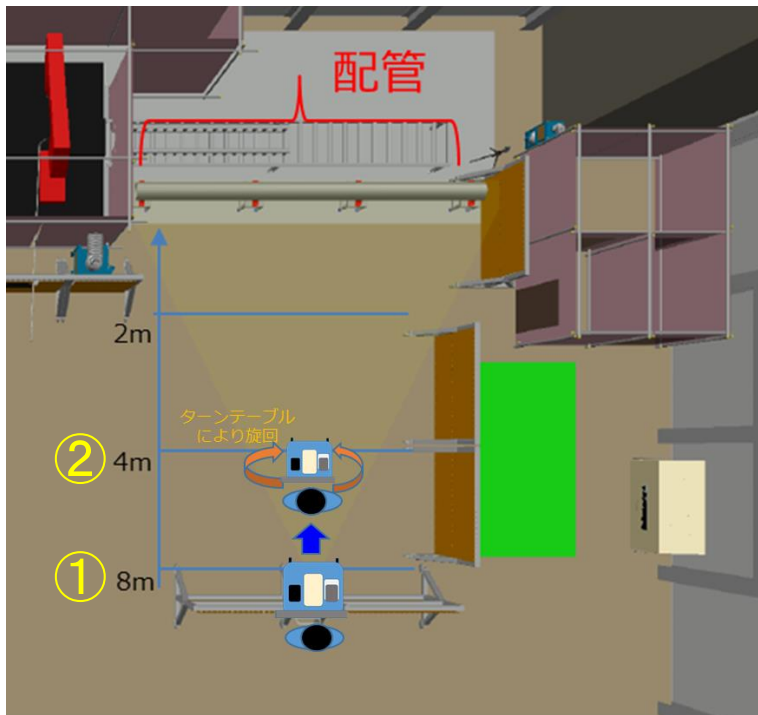
模擬線源との距離を近づけた場合、線源強度が強くなるため、各ガンマカメラにおいて線源の位置にイメージングが行われている。  
また、東電iPIXは位置分解能が高いため各模擬線源に対してイメージングが行われている。



# <参考> γカメラ測定モックアップから得られた知見



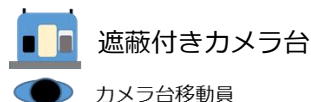
- ダミー線源の撮影に関しては各カメラから得られる情報はおよそ把握できた
- 東電のカメラ(iPIX、ガンマキャッチャー)は低バックグラウンド(以下、B.G.)環境下かつダミー線源に対して、きちんと線源の位置にイメージングが来ている
- JAEA殿コンプトンは高線量用にカスタマイズしているため、今回のダミー線源では一部測定時のカウント不足により、イメージングが不十分な結果となった
- SGT5切断配管の実物ではダミー線源のような点線源と異なり、面状に汚染が沈着しているため、モックアップ同様の結果が見られるか不明であることから、全てのカメラを使用する必要があると判断する。
- 規制庁殿γカメラは期待通りの測定情報が得られると想定する。
- 東電のカメラについては高B.G.環境下においてきちんとイメージングがなされるか確認する必要がある。



◆ γカメラ測定モックアップの結果から、各カメラの画角に測定対象のSGT5配管が収まり、イメージングが可能と想定する下記ポイントで測定を実施する。

- ① 8mから配管の全体を撮影し、線量が高い部位を選定する。
- ② 4mから狭い範囲を測定し、サンプルとして採取する箇所を選定する。

ターンテーブルにより方向転換させ、カメラの画角の微調整を行う。



## <参考> γカメラの性能比較

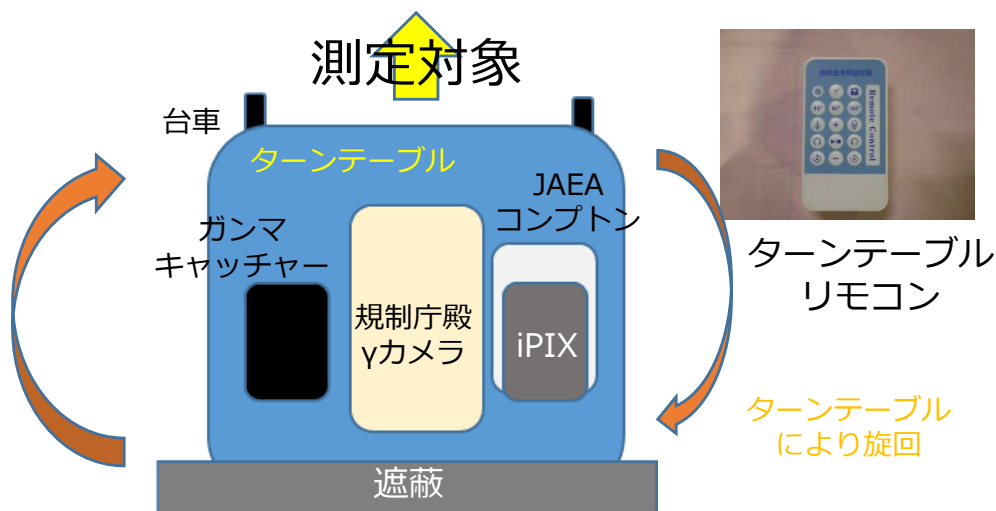
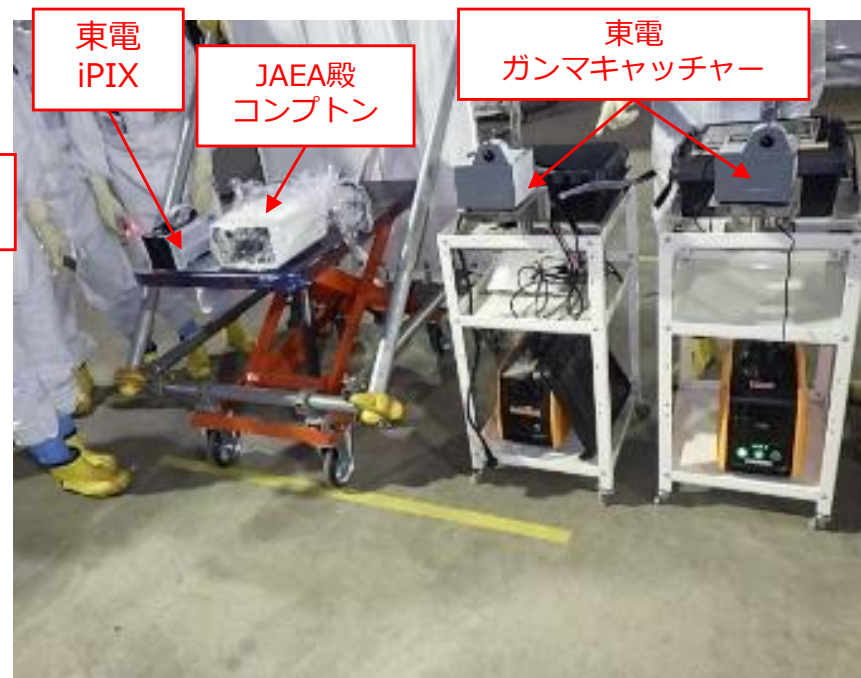
◆規制庁殿、JAEA殿、東京電力（放射線防護G、PG3）が所有する、測定方式が異なるガンマカメラを使用し、γカメラ測定モックアップを行った。

### 比較表

種類	測定方式	視野角	長所	短所
東電iPIX (PG3)	コーデットマスク	45° 2mm: 48.8° 4mm: 46.4° 8mm: 41.4°	高線量率に強い 高位置分解能 高BG除去能力 軽量	環境レベルの放射線には不適 高エネルギーγ線に時間がかかる
東電ガンマ キャッチャー (放射線防護G)	コンプトン	140°	高視野角 軽量 高エネルギーγ線に強い	高線量率に弱い 位置分解能が悪い
JAEA殿 コンプトン	コンプトン	140°	基本東電コンプトンと同様 鉛シールドにより、低線量から高線量環境に対応可能	位置分解能が悪い
規制庁殿γカメラ	ピンホール	約60°	高線量率に強い 高位置分解能	重量 高エネルギーγ線に時間がかかる

# <参考> ガンマカメラ台車

## ■ $\gamma$ カメラ測定モックアップ時



◆線量低減対策として、各カメラを遮蔽付き台車上のターンテーブルへ設置し、リモコンで旋回し画角の微調整を行う

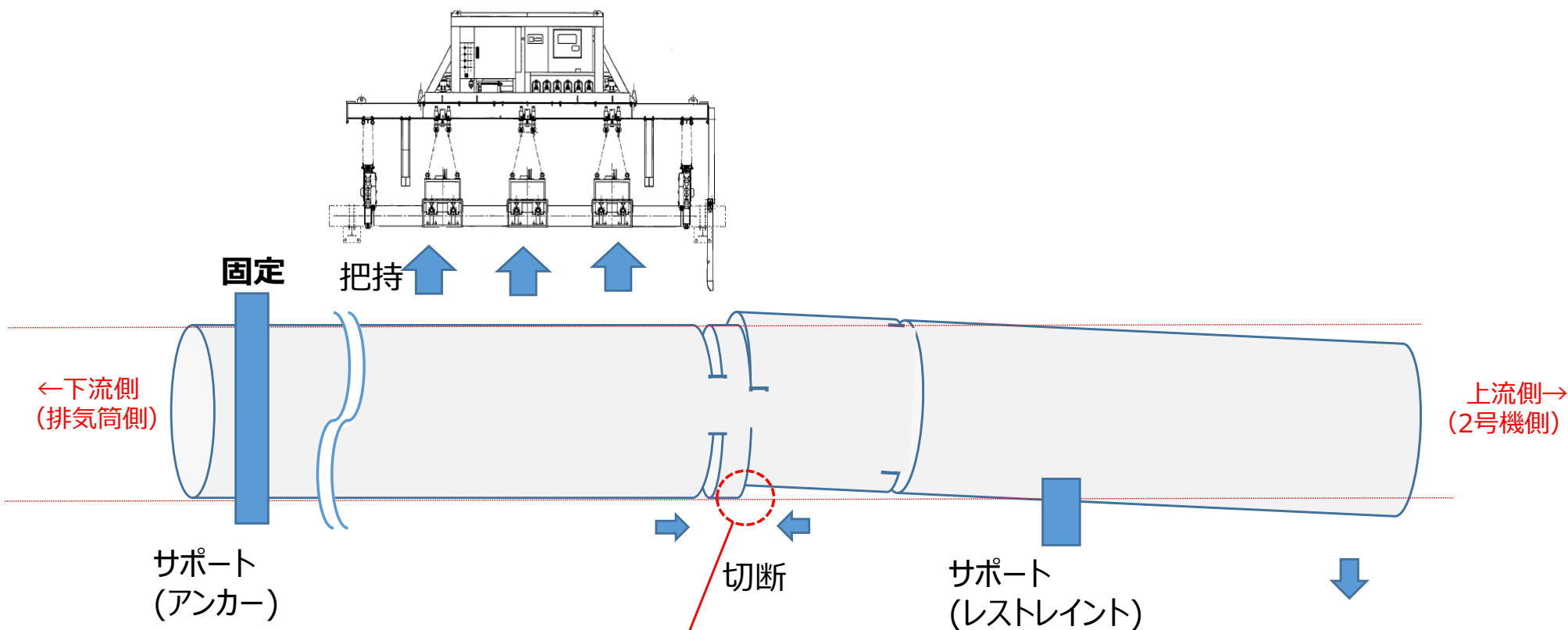


## 参考資料 2

SGTS配管切断作業時の対応

## 【原因分析】

- 3月27日の切断時に、切断対象配管の上流側（2号機側）の配管が自重により沈み込むことで、切断面に圧縮力が加わり、ワイヤソーの噛み込みが発生した可能性が高いと推定。



切断残存部に掛かる圧縮荷重は、約**1.121.4t**と推定している。

## <参考> 対策①

### 【対策①圧縮応力低減】

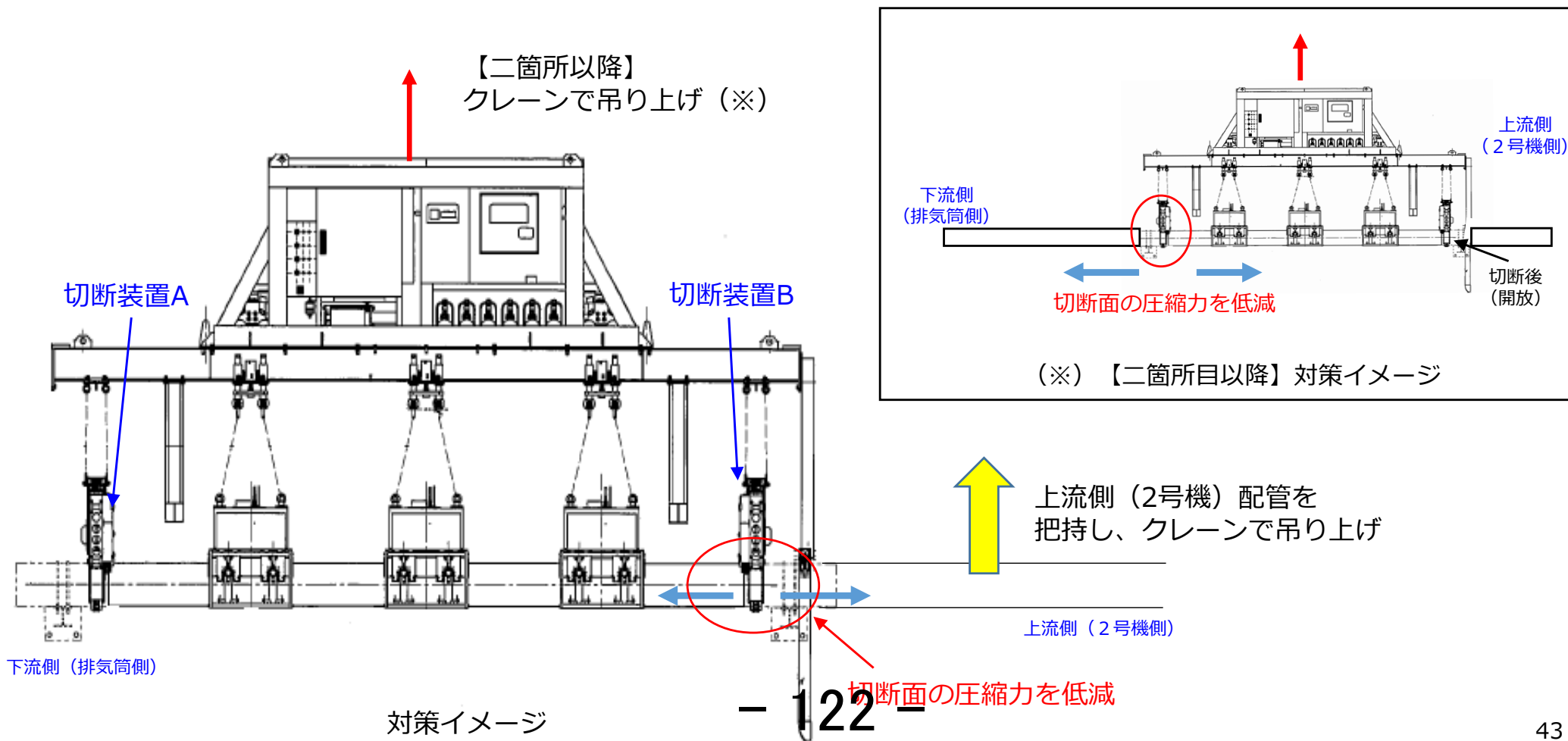
#### ➤ 切断一箇所目：

上流側（2号機側）の配管を把持し、クレーンで上方へ吊り上げることで切断面の圧縮力を低減する。

→5月23日に、切断を完了した。

#### ➤ 切断二箇所目以降：

吊り天秤をクレーンで上方へ吊り上げ、切断面の圧縮応力を低減する。

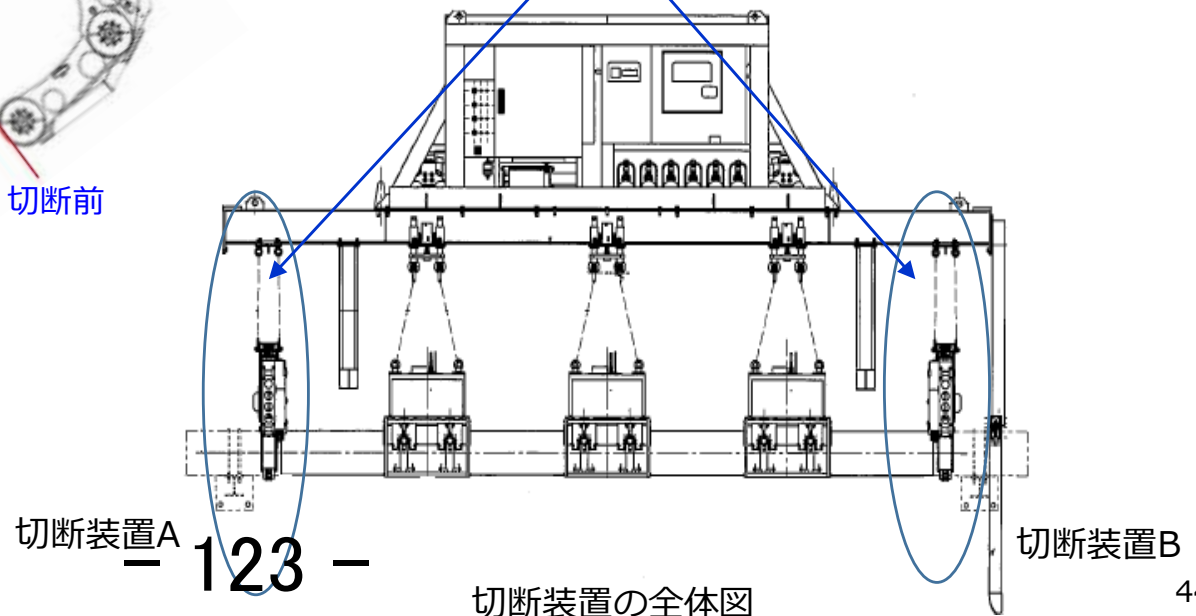
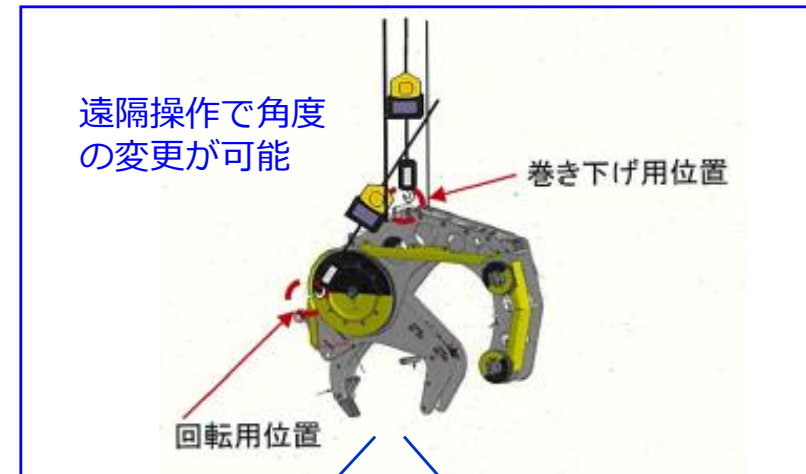
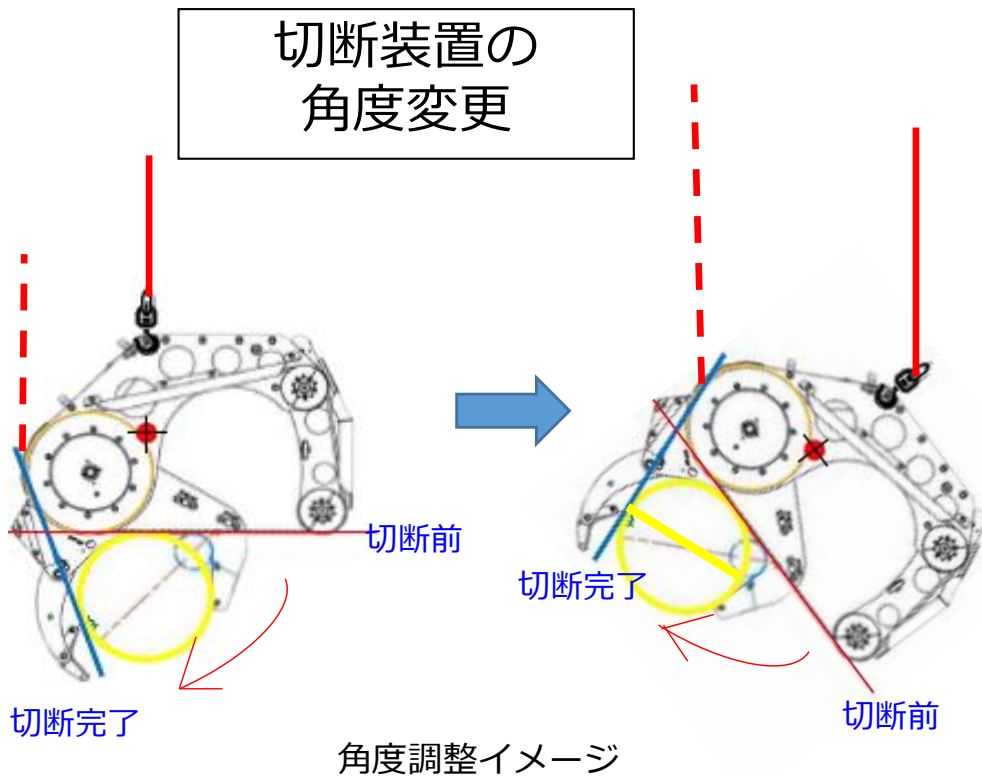




【対策②切断装置の角度変更】

- 約7割切断した時点で、遠隔電動ウィンチで切断装置の角度を変更し、切断終了付近の切断面積を小さくすることで噛み込みを防止する。

切断装置の  
角度変更



## 【原因分析】

- モックアップの知見から、ウレタン注入口から左右約40cmの範囲にウレタンが充填されているものとして、切断を実施した。しかしウレタンの広がり方が想定より少なかったため、切断箇所にウレタンが充填されていなかったと推定する。

## 【対策】

- ウレタン注入口から左右約25cm以内の範囲を切断する。
- カメラ映像で切断範囲を確認するため、下記の対策を実施する。
  - ・切断装置の真上へカメラを追加
  - ・切断装置へレーザーポインターを取り付け、目印としてウレタン注入口付近へ照射する。

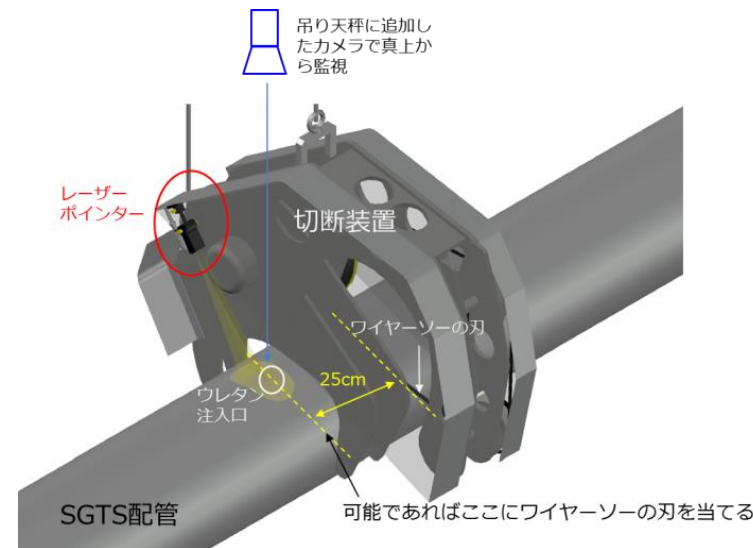
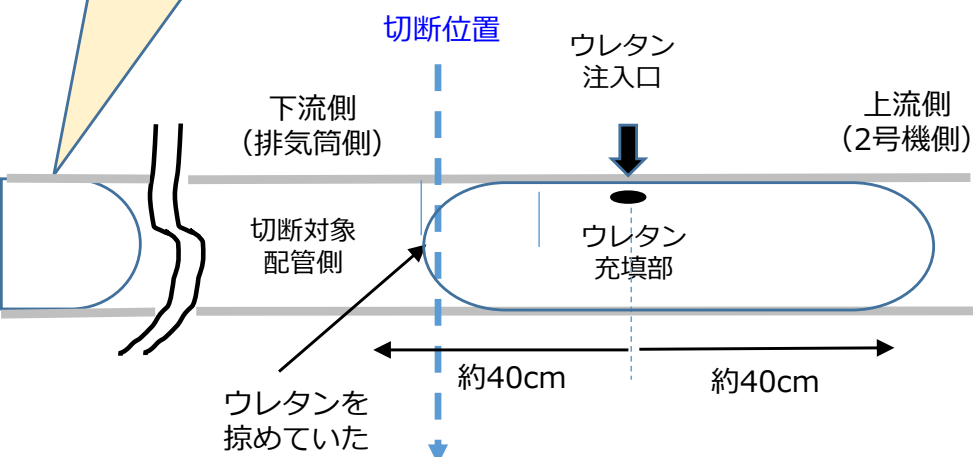
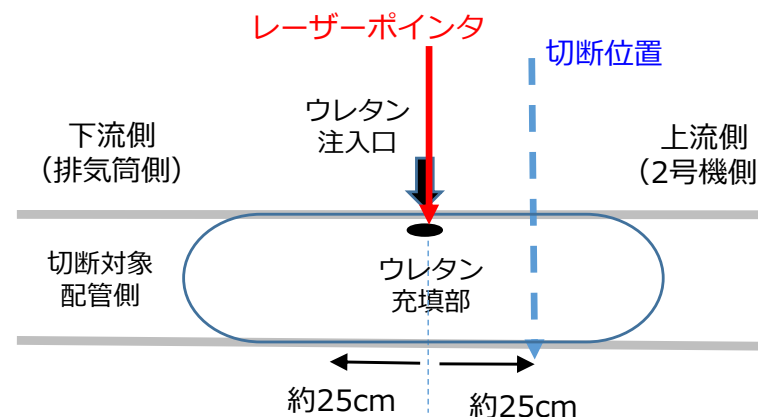


図3：対策イメージ

反対側の切断面にはウレタンが充填されていることを確認した。



ウレタン充填部イメージ



カメラ映像で確認が可能であれば注入口を切断

対策後の切断位置のイメージ