

# 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21回会合

## 議事次第

1. 日 時 令和3年7月8日(木) 14:30 ~ 18:00
2. 場 所 原子力規制委員会 13階会議室BCD
3. 議 題
  - (1) 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」に対する発電用原子炉設置者(中国電力株式会社)の見解等について
  - (2) 2号機及び4号機原子炉建屋内調査について
  - (3) その他
4. 配布資料
  - 資料1: 議事次第
  - 資料2-1: 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」(2021年3月5日)に関する見解等について(回答)(2021年5月10日、中国電力株式会社)
  - 資料2-2: 『東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ』(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)」に対する回答に係る対応について(回答)(2021年7月2日、中国電力株式会社)
  - 資料3-1: 現地調査の実施状況について
  - 資料3-2: 2号機 SGTS 室の現地調査時の動画(令和3年6月25日原子力規制庁撮影)
  - 資料3-3: 2号機シールドプラグ上段と中段の隙間に沈着している Cs-137 放射能の推定
  - 資料3-4: 追加説明資料 第14回会合及び第15回会合資料の訂正
  - 資料4-1: JAEA における試料分析の状況 - 中間とりまとめ未掲載の令和2年度成果 - [国立研究開発法人日本原子力研究開発機構]
  - 資料5-1: 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5 - 2 : 1 - 4号機 SGTS 室調査の結果について [ 東京電力ホールディングス株式会社 ]

資料5 - 3 : 2号機シールドプラグ高濃度汚染への対応状況について[ 東京電力ホールディングス株式会社 ]

資料5 - 4 : 2号機オペレーティングフロア調査 シールドプラグ穿孔の検討状況について [ 東京電力ホールディングス株式会社 ]

電原設第5号

2021年5月10日

原子力規制庁原子力規制部  
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長  
竹内 淳 様

中国電力株式会社  
代表取締役社長執行役員  
清水 希茂

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」  
(2021年3月5日)に関する見解等について(回答)

令和3年4月5日付け『「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)』(原規規発第2104051号)にて依頼のありました件について、別添のとおり回答致します。

以上

(別添) 中間取りまとめに関する見解等の回答(中国電力株式会社)

## 中間取りまとめに関する見解等の回答(中国電力株式会社)

## &lt;回答項目&gt;

①異なる見解の有無及びその理由

②更なる調査・検討の要否及びその理由

※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体(自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか)並びにそれらの理由

③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方

④その他の見解や意見

| 番号  | 事項  | 回答項目 | 回答内容、理由   |
|-----|---|------|---|
| 記載例 | 中間取りまとめで確認した事実、確認した事実に基づいて考えられること、及び確認した事実を踏まえて更なる検討が必要と考えられること | ①    | 有<br>or<br>無<br><br>△△については、■■のため、見解が異なる。<br>△△については、□□のため、異なる見解は無い。            |
|     |   | ②    | 要<br>or<br>否<br><br>△△については、◎◎のため、〇〇に関する調査が必要である。<br>△△については、◇◇のため、更なる調査は不要である。 |
|     |   | ③    | 左記の事項は、▼▼として設計に反映する方針である。   |
|     |   | ④    |   |



| 番号    | 事項  | 回答項目 | 回答内容、理由   |
|-------|---|------|---|
| (1)ー1 | 2号機における原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)は、主要な隔離弁の開操作など、ベントラインの系統構成は完了していたが、ラプチャーディスク(以下「RD」という。)の作動圧力(528kPa abs(原子炉格納容器(以下「PCV」という。)の設計圧力の1.1倍))に到達せず、ベントは成功しなかった。 | ①    | 無<br>2号機におけるベントの成否については、RD付近の線量率がベントガスにより生じると考えられる汚染の程度をはるかに下回っているほか、3号機のRD付近の線量率と比較して明らかに低いことから、2号機のRDは破裂しておらず、同号機は一度もベントに成功しなかったと考えられるため、異なる見解は無い。  |
|       |   | ②    | 要<br>東京電力HD「福島原子力事故調査報告書」によると、2号機においてサブプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)からのベントが成功しなかった原因としては、RDの作動圧力だけでなく、ドライウエル(以下「D/W」という。)圧力が約750kPa[abs]に上昇した一方で、S/C圧力が約300～400kPa[abs]で推移したことも考えられるため、PCV内の圧力が均一化しない状況に関する調査が必要である。調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考える。  |
|       |   | ③    | 1. AM対策当時の状況<br>【島根1, 2, 3号機共通】<br>シビアアクシデント時以外の場合に弁の誤操作や漏えいによってSGTSフィルタをバイパスすることを防止するため、耐圧強化ベントラインのSGTSフィルタをバイパスする箇所にRDを設置することとし、RDの設定破裂圧力は、島根1, 2号機において450kPa[gage]、島根3号機において327kPa[gage]に設定していた。<br>[RDの設定破裂圧力の考え方]<br>・ 事故発生防止については、確実にPCV健全性を保つ観点から、ベント開始圧力をPCVの最高使用圧力である1Pdに設定。<br>・ 事故影響緩和(炉心損傷後のベント)については、PCV内に大量のFPが放出されており、可能な限り時間的な余裕を確保する観点から、ベント開始圧力をPCV健全性が確認されている2Pd(最高使用圧力の2倍)に設定。<br>・ RDの設定破裂圧力はベント開始圧力1Pd～2Pdを踏まえ、PCVの隔離機能を阻害しないよう、破裂圧力の許容差(±5%)を考慮しても1Pd(島根1, 2号機:427kPa[gage]、島根3号機:310kPa[gage])を下回らない圧力に設定。<br><br>2. 現状施設への反映<br>【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>早期にベントが必要になった場合でも確実にベントを成功させるよう、以下の対策を実施することとしている。<br>・ 格納容器フィルタベント系のRDの設定破裂圧力は、ベント開始圧力よりも十分に低い圧力(80kPa[gage])に設定することとしている。<br>・ 耐圧強化ベントラインのRDは撤去することとし、SGTSフィルタをバイパスする箇所には隔離弁を2重で設置する設計としている。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。<br><br>各号機の耐圧強化ベントラインの構成については添付参照。 |
|       |   | ④    | 2号機のRDの作動圧力については、東京電力HD「福島原子力事故調査報告書」によると、PCVの最高使用圧力と同じ427kPa[gage]であり、PCV設計圧力の1.0倍であると考える。   |

| 番号    | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由  |
|-------|--|------|--|
| (1)-2 | このことを踏まえると、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。  | ①    | 無<br>AM対策当時のPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要があることについて、異なる見解は無い。ただし、新規制基準対応においては既に意義や役割を検討済みである。  |
|       |  | ②    | 否<br>新規制基準の有効性評価(PCV破損防止)において、過圧・過温破損、DCH、FCI、水素燃焼、MCCIの各PCV破損モードについて対策の意義も考えながら検討していることから、更なる調査は不要である。  |
|       |  | ③    | 1. AM対策当時の状況<br>【島根1、2、3号機共通】<br>PCV破損防止対策として実施する耐圧強化ベントについて、PCVの隔離機能を阻害しないようPCVバウンダリを維持する考えから、(1)-1③に記載の設計としていた。<br><br>2. 現状施設への反映<br>【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することではなく、PCV破損に至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>新規制基準の有効性評価(PCV破損防止)において、過圧・過温破損、DCH、FCI、水素燃焼、MCCIの各PCV破損モードについて対策の意義も考えながら検討しており、設備、手順、体制等に反映している。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 |
|       |  | ④    | その他の見解等はない。  |
| (1)-3 | なお、3号機のRDにおいてもベントラインの系統構成完了時点では作動圧力には到達しておらず、その後の意図しない自動減圧系(以下「ADS」という。)の動作に伴ってRDが破裂したことでベントに成功している。 | ①    | 無<br>東京電力HD「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告 添付資料3-3」で報告されているPCV圧力がRDの設定圧力には到達していなかったこと及びベント成功に繋がったと考えられる以下の内容から、意図しないADSの作動によって生じたS/C圧力の急上昇がRDの破裂とベント成功に繋がったと考えられるため、異なる見解は無い。<br>・ PCV圧力が一旦急上昇し、その後低下傾向を示していること。<br>・ PCV圧力の急上昇と同じタイミングで原子炉圧力が急減したこと。<br>・ S/C圧力がADS設定値に達していたこと等、ADS作動に必要な条件がすべて達成されていたと考えられること。<br>・ SRV作動を示す点滅があったこと。                             |
|       |  | ②    | 否<br>①の報告内容に異論はなく、適切な推定であると考えられることから、更なる調査は不要である。  |
|       |  | ③    | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することではなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>隔離弁の操作のみでベントできるよう、格納容器フィルタベント系のRDは設定破裂圧力を十分に低い圧力に設定し、耐圧強化ベントラインのRDは撤去することとしている。<br>RDの作動圧力については(1)-1、ADSの意図しない作動については(8)-2に記載する。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。  |
|       |  | ④    | その他の見解等はない。  |

| 番号    | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由  |
|-------|--|------|--|
| (2)-1 | <p>「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネージメント対策(以下「AM対策」という。)の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス(核分裂生成物、水素等)の逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いている。</p> | ①    | <p>無</p> <p>耐圧強化ベントラインはSGTS配管へ接続され、SGTSフィルタ出口とはフェイルオープン空気作動弁(以下「AO弁」という。)及びグラビティダンパで隔離される構成であり、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へベントガスが逆流しうる系統構成であったこと及びSGTSフィルタで汚染が確認されていることから、1号機及び3号機においては自号機へのベントガスの逆流、汚染があったと考えられるため、異なる見解は無い。</p>   |
|       |  | ②    | <p>要</p> <p>1号機及び3号機においては自号機へのベントガスの逆流に伴い、水素も逆流したと考えられるが、原子炉建屋内まで逆流しているか不明であるため、原子炉建屋へのベントガスの逆流に関する調査する必要がある。調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考えられる。</p>   |
|       |  | ③    | <p>1. AM対策当時の状況<br/> <b>【島根1号機】(廃止措置中)</b><br/> 耐圧強化ベントラインについては、窒素ガス制御系から分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁等はフェイルオープンAO弁で構成されており、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しうる系統構成であった。<br/> <b>【島根2号機】</b><br/> 耐圧強化ベントラインについては、SGTSから分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁はフェイルアズイズの電動駆動弁(以下「MO弁」という。)で構成されており、当該弁は通常時閉で、SGTS停止時にも閉となるため、自号機のSGTSフィルタには逆流しない系統構成であったが、SGTSからの分岐箇所の上流側に原子炉建物からの吸気ラインがあり、その隔離弁はフェイルオープンAO弁であるため、自号機の原子炉建物内へベントガスが逆流しうる系統構成であった。<br/> <b>【島根3号機】(建設中)</b><br/> 耐圧強化ベントラインについては、不活性ガス系から分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁はフェイルアズイズのMO弁で構成されており、当該弁は通常時閉で、SGTS停止時にも閉となるため、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しない系統構成であった。</p> <p>2. 現状施設への反映<br/> <b>【島根1号機】(廃止措置中)</b><br/> 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br/> <b>【島根2号機】</b><br/> 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの他系統との隔離について、以下の対策を実施することとしており、他系統に逆流しない設計としている。<br/> ・格納容器フィルタベント系は、他系統との接続配管に隔離弁を2重で設置する設計としている。<br/> ・耐圧強化ベントラインのSGTSからの分岐箇所を変更し、SGTSとの接続配管には隔離弁を2重で設置する設計としている。<br/> <b>【島根3号機】(建設中)</b><br/> ・格納容器フィルタベント系は、新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。<br/> ・耐圧強化ベントラインは、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しない系統構成である。</p> <p>各号機の耐圧強化ベントラインの構成については添付参照。</p> |
|       |  | ④    | <p>その他の見解等はない。</p>   |

| 番号    | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由 |   |
|-------|--|------|---------|---|
| (2)-2 | これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。 | ①    | 無       | AM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要があることについて、異なる見解は無い。   |
|       |  | ②    | 否       | AM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方については、島根原子力発電所のAM対策当時の状況を確認しているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)   |
|       |  | ③    |         | <p>1. AM対策当時の状況<br/> <b>【島根1, 2, 3号機共通】</b><br/> AM対策の整備に関しては、共通的な観点として以下を考慮していたが、非常用電源の長時間にわたる喪失(津波等の外部ハザード及びプラントの同時被災)については考慮していなかった。耐圧強化ベントラインについては、系統構成に必要な弁の操作について、非常用電源が使用可能な状態であることを前提条件として設計していた。<br/> <b>【AM対策の共通的な考慮事項】</b><br/> 起回事象として内的事象を対象としたPSAの結果から、炉心損傷への寄与の大きいシーケンスの事象発生を防止するために有効な対策及びPCVの健全性を維持するために有効な対策を抽出し、抽出されたAM対策については、起回事象(内的事象)を踏まえて以下の設計としていた。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 既存設備を最大限に活用して対策を整備。</li> <li>・ シビアアクシデント時に想定される環境条件において実力的に機能が果たせる設計。</li> <li>・ 耐震クラスはCクラス設計。ただし、異なる耐震クラスとの接続がある場合には上位クラスに整合させる設計。</li> <li>・ 非常用電源から受電して所定の機能が果たせる設計。</li> </ul> <p>2. 現状施設への反映<br/> <b>【島根1号機】(廃止措置中)</b><br/> 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br/> <b>【島根2号機】</b><br/> 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの系統構成に必要な弁の操作について、以下の対策を実施することとしており、非常用電源が無い場合でもベントを実施可能な設計としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器フィルタベント系の排出経路の隔離弁はMO弁であり、人力により容易かつ確実に操作可能な設計。</li> <li>・ 耐圧強化ベントラインの排出経路の隔離弁のうちフェイルクローズのAO弁については、原子炉建物付属棟内に設置した空気ポンペにより操作可能な設計。</li> </ul> <p><b>【島根3号機】(建設中)</b><br/> 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p> |
|       |  | ④    |         | その他の見解等はない。   |

| 番号    | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由  |
|-------|--|------|--|
| (3)-1 | 1号機におけるベントは、AM対策により、ベントガスがSGTS配管の一部を經由して排気筒から排出される設計、施工及び運用がされていた。 | ①    | 無<br>1号機におけるベントに関して、ベントガスがSGTS配管の一部を經由して排気筒から排出される設計となっていたことについて、異なる見解は無い。   |
|       |  | ②    | 否<br>1号機におけるベントに関して、ベントガスがSGTS配管の一部を經由して排気筒から排出される設計となっていたことについて、更なる調査は不要である。  |
|       |  | ③    | <p>1. 建設時の状況<br/>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>SGTS配管は排気筒下部に接続され、排気筒を流路として排気する設計とし、排気筒については耐震Sクラス(当時Aクラス)で設計していた。<br/>【島根2号機】、【島根3号機】(建設中)<br/>SGTS配管は排気筒に沿わせて単独で排気筒頂部まで設置する設計としていた。SGTS配管の排気筒周りの構成については、島根2号機建設時に島根1号機の設計から以下の設計変更を実施している。<br/>・ SGTS配管については、排気筒頂部高さから確実に排出するために排気筒に接続しない構成に変更。<br/>・ 排気筒については、耐震Sクラス(当時Aクラス)設計から耐震Cクラス設計に変更。<br/>・ SGTS配管を排気筒に沿わせて設置するため、排気筒については耐震Sクラス(当時Aクラス)の間接支持構造物として設計。</p> <p>2. AM対策当時の状況<br/>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を經由し、排気筒を流路としてベントを実施する設計としていた。<br/>【島根2号機】、【島根3号機】(建設中)<br/>耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を經由し、排気筒頂部まで設置されているSGTS配管を流路としてベントを実施する設計としていた。</p> <p>3. 現状施設への反映<br/>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br/>【島根2号機】<br/>・ 格納容器フィルタベント系は、排気管を原子炉建物に沿わせて原子炉建物頂部まで設置する設計としている。<br/>・ 耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を經由して排気する設計であり、排気筒頂部まで設置されているSGTS配管を流路としてベントを実施する設計としている。<br/>【島根3号機】(建設中)<br/>・ 格納容器フィルタベント系は、新規基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。<br/>・ 耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を經由して排気する設計であり、排気筒頂部まで設置されているSGTS配管を流路としてベントを実施する設計としている。</p> |
|       |  | ④    | その他の見解等はない。  |

| 番号    | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由   |
|-------|--|------|---|
| (3)-2 | 1/2号機共用排気筒内部では、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった。 | ①    | 無<br>排気筒内ではベントガスが滞留し、排気筒頂部から放出される前に排気筒内部にセシウムを含む大量の放射性物質が蓄積したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となったことについて、異なる見解は無い。<br>なお、排気筒内ではベントガス流速が小さいため、排気筒内で蒸気凝縮により発生するドレンをベントガスによって排気筒頂部から排出できず、気液対向流が発生し、排気筒内面に付着した放射性物質がドレンに随伴してローポイントに蓄積したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった可能性も考えられる。   |
|       |  | ②    | 否<br>排気筒内ではベントガスが滞留し、排気筒頂部から放出される前に排気筒内部にセシウムを含む大量の放射性物質が蓄積したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となったことについて、更なる調査は不要である。   |
|       |  | ③    | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>・格納容器フィルタベント系は、原子炉建物頂部まで設置している専用の排気管4本で排出する設計であり、排気管内において滞留するようなベントガス流速とはならないため、排気管下部で高い汚染は発生しないと考えられる。なお、排気管内面に付着する放射性物質が全てドレンに随伴して排気管下部に溜まることを想定して線量率を評価した結果、排気管下部周辺への短時間のアクセス等は可能な線量率であることを確認している。<br>・耐圧強化ベントラインは、単独で排気筒頂部まで設置しているSGTS排気管から排出する設計であり、SGTS排気管内において滞留するようなベントガス流速とはならないため、SGTS排気管下部で高い汚染は発生しないと考えられる。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。  |
|       |  | ④    | その他の見解等はない。   |
| (3)-3 | このことを踏まえると、AM対策が排気系統配管の構造やベントガスの挙動、組成等をどのように考慮していたのか確認する必要がある。       | ①    | 無<br>AM対策が排気系統配管の構造やベントガスの挙動、組成等をどのように考慮していたのか確認する必要があることについて、異なる見解は無い。   |
|       |  | ②    | 否<br>AM対策が排気系統配管の構造やベントガスの挙動、組成等をどのように考慮していたのかについては、島根原子力発電所のAM対策当時の状況を確認しているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)  |
|       |  | ③    | 【島根1, 2, 3号機共通】<br>1. 建設時の状況<br>SGTSについては、フィルタにより処理したガスを排気筒頂部高さ(島根1号機:排気筒、島根2, 3号機:SGTS排気管)から高所排出する設計としていた。<br>設計基準事故時及び通常運転時にSGTSを経由して排出されるガスは、原子炉建物内又はPCV内の雰囲気(空気又は窒素)であるため、SGTS配管構成の検討においてガスの滞留や水素ガスの混合状態は考慮されていなかった。<br>2. AM対策当時の状況<br>耐圧強化ベントラインについては、SGTS配管を経由し、ベントガスを排気筒頂部高さ(島根1号機:排気筒、島根2, 3号機:SGTS排気管)から排出する設計としていたが、排出経路におけるベントガスの滞留については考慮していなかった。<br>また、炉心損傷に至った場合に水-金属反応により発生する水素ガスがPCV内に放出されることは想定していたものの、耐圧強化ベントラインについては、不活性化されているPCV内の雰囲気ガスを排出すること、配管内は空間容積が小さく、開放系であったことから、水素燃焼により配管が損傷することは考慮していなかった。<br>なお、耐圧強化ベントラインを設計した当時の事故シナリオでは、有効性評価の水素燃焼シナリオのように長期間(事故後1週間)水素ガスが発生するシナリオを考慮していなかった。 |
|       |  | ④    | その他の見解等はない。   |

| 番号    | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由   |
|-------|--|------|---|
| (3)－4 | また、現行の原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動の考え方について確認する必要がある。 | ①    | 無<br>現行の原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動の考え方を確認する必要があることについて、異なる見解は無い。  |
|       |  | ②    | 否<br>現行の原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動の考え方については、島根原子力発電所の排気系統ではベントガスの滞留及び水素爆発防止を考慮した設計としているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)  |
|       |  | ③    | <p>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することではなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【島根2号機】<br/>格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインについては、排気筒に接続しておらず、排気管内でベントガスが滞留しない系統構成としている。</p> <p>また、系統内における水素爆発防止に関しては、以下の対策を実施することとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を窒素ガスで置換した状態で待機させ、ベント実施後においても可搬式窒素供給装置により窒素パージを行うことが可能な設計としている。排出経路の枝管のうち可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計としている。また、排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、フィルタ装置出口配管に可搬型の水素濃度測定設備を設置する設計としている。</li> <li>・耐圧強化ベントラインは、炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、ベント中に可燃限界濃度に達することはないが、系統内の水素濃度低下の観点で、窒素供給により系統内の排気及び不活性化を行うことが可能な可搬式窒素供給装置を確保している。</li> </ul> <p>【島根3号機】(建設中)<br/>新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p> |
|       |  | ④    | その他の見解等はない。   |

| 番号    | 事項  | 回答項目 | 回答内容、理由  |  |
|-------|---|------|--|--|
| (4)-1 | 放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウェル中の気体がサプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路が生じる可能性がある。 | ①    | 無  | スクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路について、真空破壊弁の故障により生じる可能性を否定できるものではないため、異なる見解は無い。   |
|       |   | ②    | 要  | 福島第二原子力発電所1号機において真空破壊弁のシール材が外れた原因及び時期が不明であるため、原因分析に関する調査が必要である。調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考える。   |
|       |   | ③    |  | <p>【島根1号機】(廃止措置中)<br/> 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【島根2号機】<br/> スクラビングを経由しない場合はサプレッション・プールにおける放射性物質の除去が期待できないが、その場合でも格納容器フィルタベント系により放射性物質を除去することが可能である。また、耐圧強化ベントラインは、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に使用することとしている。</p> <p>なお、真空破壊弁については、フランジ部の溝に伸縮性のあるガスケットを広げてはめ込む構造で、簡単には外れにくい構造としており、仮にガスケットが溝から完全に外れた場合、フランジと弁体の機械加工された部分が接触することから、D/W側からの圧力が掛かっている状態においてはS/Cに大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。なお、弁体とフランジの間にガスケットの噛み込みが発生した場合においても、ガスケットの厚み程度では隙間は小さく、D/W側から圧力が掛かっている状態であれば、大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。</p> <p>真空破壊装置のガスケットについてはシリコンゴム製であったが、シリコンゴムは高温蒸気環境での劣化が確認されていたことから、改良EPDM製シール材に変更することとしている。</p> <p>【島根3号機】(建設中)<br/> 島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p> |
|       |   | ④    | その他の見解等はない。  |  |
| (4)-2 | このため、当該経路を従来の重大事故等(以下「SA」という。)時における漏えい経路に追加する必要がある。   | ①    | 無  | スクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路を漏えい経路として追加することについて、異なる見解は無い。  |
|       |   | ②    | 否  | 被ばく評価及びセシウム放出量評価において、D/Wベントによる評価も実施しており、D/W中の気体がサプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路を評価しているため、更なる調査は不要である。   |
|       |   | ③    |  | <p>【島根1号機】(廃止措置中)<br/> 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【島根2号機】<br/> 被ばく評価及びセシウム放出量評価においては、D/Wベントによる評価も実施しており、D/W中の気体がサプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路を評価している。</p> <p>【島根3号機】(建設中)<br/> 新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p>   |
|       |   | ④    | 今後、PRAIにおいて、真空破壊弁の故障により蒸気凝縮されないことでPCV圧力が上昇する場合を考慮した評価を実施する予定である。 |  |



| 番号    | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由   |
|-------|--|------|---|
| (5)-1 | 水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、原子炉建屋の破損の主要因は、原子炉建屋内に滞留した水素の爆燃(水素濃度8%程度)によって生じた圧力による可能性が高い。 | ①    | 有<br>水素爆発時の映像分析から3号機の水素爆発は単純な非常に短時間での爆発ではないこと、原子炉建屋3階天井部の梁等の損傷状況及び爆発応答解析結果から原子炉建屋4階での水素の爆燃が示唆されていることについて、異なる見解は無い。<br>ただし、原子炉建屋4階の水素濃度が8%程度で爆燃が発生したのかについては知見拡充が必要である。   |
|       |  | ②    | 要<br>3号機の原子炉建屋4階で水素の爆燃が発生したことについて、原子炉建屋4階への水素の漏えい経路及び爆燃に至った水素濃度に関する調査が必要である。<br>調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考える。   |
|       |  | ③    | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、原子炉建物内で水素爆発に至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>PCVのハッチ等のシール部からの水素ガスの漏えいを想定し、ハッチ等のシール材を改良EPDM製シール材へ変更するとともに、ハッチ等の付近には水素濃度計を設置し、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備しているため、オペフロより下層階の水素爆発を防止できる設計としている。<br>また、水素を含む高温のガスは開口(大物搬入口)を通じて上昇すると考えられることから、オペフロに静的触媒式水素処理装置(以下「PAR」という。)を設置することとしている。<br>なお、D/W主フランジからオペフロに水素ガスが漏えいすることを想定した場合には、オペフロから開口(大物搬入口)を通じて下層階に水素ガスが流入することも考えられるが、その場合でもオペフロにPARを設置することにより、各フロアの水素濃度が可燃限界未満となることを確認している。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 |
|       |  | ④    | その他の見解等はない。   |
| (5)-2 | また、3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高い。                              | ①    | 無<br>水素爆発時の映像で確認された火炎の色から、3号機の水素爆発において水素ガス以外の可燃性ガスが寄与している可能性があることについて、異なる見解は無い。   |
|       |  | ②    | 要<br>PCV内の水素ガス以外の可燃性ガスの発生が水素爆発を助長するものであったのか調査が必要である。<br>調査については、3号機の水素爆発の詳細な状況について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。   |
|       |  | ③    | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、原子炉建物内で水素爆発に至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>SA時に発生する可燃性ガスに関して、MCCIIによりペDESTAL内の壁面コンクリートが約4cm侵食されることで約1kgのCOが発生するが、COがPCV気相部に均一に分布すると仮定した場合、CO濃度は約0.004%であり、COの可燃限界濃度12.5%よりはるかに低いと評価している。<br>可燃性ガスによる爆発に関しては、事故時の発生量が多く、可燃限界濃度も低い水素ガスに着目し、水素爆発対策を実施している。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。   |
|       |  | ④    | その他の見解等はない。   |

| 番号    | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由 |   |
|-------|--|------|---------|---|
| (6)-1 | 主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の逃がし弁機能の不安定動作(中途開閉状態の継続と開信号解除の不成立)が生じた原因が不明である。  | ①    | 無       | SRVの不安定動作について、駆動用窒素の不足のみならず、逃がし弁機能の制御機構等に何らかの未解明要素があることについて、異なる見解は無い。   |
|       |  | ②    | 要       | SRVの不安定動作について、逃がし弁機能の制御機構等の未解明要素に関する調査が必要である。調査については、SRVの不安定動作について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。   |
|       |  | ③    |         | <p>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、SRV作動に至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【島根2号機】<br/>SRVの不安定動作の要因の一つとして推測される駆動用窒素の不足に関しては、以下のとおり対策を実施している。<br/>・逃がし安全弁窒素ガス供給系によりSRVに窒素を供給可能な設計とし、重大事故等の収束に必要な窒素ガス供給量を有する窒素ガスポンペ(15個)及び予備の窒素ガスポンペ(15個)を配備することとしている。<br/>・SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール部を改良EPDM製シール材に変更することとしている。</p> <p>【島根3号機】(建設中)<br/>新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p> |
|       |  | ④    |         | その他の見解等はない。   |
| (6)-2 | このことを踏まえると、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)条件下でのSRVの逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系の隔離による影響(窒素圧の低下等)及び不安定動作が確認されたSRV以外の機器における不安定動作の可能性について、網羅的に把握する必要がある。 | ①    | 無       | SRV以外の機器における不安定動作の可能性を網羅的に把握する必要があることについて、異なる見解は無い。   |
|       |  | ②    | 否       | SRV以外の機器における不安定動作の可能性については、島根原子力発電所ではPCV内のSA時に動的な要求があるSRV以外の機器についてSA環境下での健全性を確認しているため、異なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)  |
|       |  | ③    |         | <p>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、SA状態に至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【島根2号機】<br/>SA時の環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的な要求があるSRV以外の機器としては、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁及び逆止弁があるが、駆動源喪失時にはMSIV及びAO弁はフェイルクローズ、MO弁はフェイルアズイズとなり、それらの弁はSA環境下での健全性を確認しているため、不安定動作は発生しないと考えられる。<br/>SA条件下における計測機器の信頼性については、(7)-3に記載する。</p> <p>【島根3号機】(建設中)<br/>新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p>       |
|       |  | ④    |         | その他の見解等はない。   |

| 番号    | 事項  | 回答項目 | 回答内容、理由 |   |
|-------|---|------|---------|---|
| (7)-1 | SRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下していたなど、SA条件下では様々な機器が設計基準事故条件下とは異なる挙動をしている。 | ①    | 無       | SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下については、PCV雰囲気温度上昇に伴い弁体押さえバネの温度が上昇し、バネの横弾性係数が低下したことが要因として考えられることについて、異なる見解は無い。   |
|       |   | ②    | 否       | SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下については、PCV雰囲気温度上昇に伴い弁体押さえバネの温度が上昇し、バネの横弾性係数が低下したことが要因として考えられることについて、更なる調査は不要である。  |
|       |   | ③    |         | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、SRV作動に至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>SRVの安全弁機能の作動圧力が低下した要因として考えられるPCV雰囲気温度上昇に対しては、格納容器代替スプレイ系によりPCV雰囲気温度低下が可能な設計としている。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 |
|       |   | ④    |         | その他の見解等はない。   |
| (7)-2 | このため、SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要がある。                               | ①    | 無       | SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要があることについて、異なる見解は無い。   |
|       |   | ②    | 要       | SA時に機能を期待している機器のSA環境下における健全性については確認しているが、SA時の機器の挙動に関する知見について今後も調査が必要である。<br>調査については、SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下要因等について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。   |
|       |   | ③    |         | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、SA状態に至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>SA時に機能を期待している機器については、SA環境下における健全性を確保する設計としている。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。                                     |
|       |   | ④    |         | その他の見解等はない。   |

| 番号      | 事項  | 回答項目 | 回答内容、理由  |
|---------|---|------|--|
| (7) - 3 | また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。 | ①    | 無<br>原子炉圧力計の基準面器の水位が低下すると実際の圧力よりも指示値が小さくなること等が確認されているため、SA条件下での計測機器の信頼性の検証が必要であることについて、異なる見解は無い。   |
|         |   | ②    | 否<br>SA条件下での計測機器の信頼性については、島根原子力発電所ではSA計器に対してSA条件を考慮した耐環境試験等を実施することとしているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)   |
|         |   | ③    | <p>【島根1号機】(廃止措置中)<br/> 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、SA計器の使用に至る事象は考えられないため対策不要。なお、燃料プールの冷却の把握として、事故時環境(温湿度)を考慮した熱電対式の水位・温度計を設置している。</p> <p>【島根2号機】<br/> [AM対策計器]<br/> AM対策として設置していたD/W、S/C圧力計等は、設計基準事故時の環境条件を考慮した設計としていたが、計測レンジについてはシビアアクシデント時のパラメータ変動範囲を考慮した設計としていた。</p> <p>[SA計器]<br/> SA条件下での計測機器の信頼性を確保するため、SA計器に対して以下を実施することとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐環境試験を実施し、各機器の設置場所におけるSA時の環境条件(温度、圧力、湿度及び放射線)に対する耐環境性を有する設計とする。</li> <li>・非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合においても、代替電源設備により給電できる設計とする。</li> <li>・代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、一部の計測機器について、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。</li> <li>・計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段によりパラメータの推定ができる設計とする。</li> </ul> <p>【島根3号機】(建設中)<br/> 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p> |
|         |   | ④    | その他の見解等はない。  |

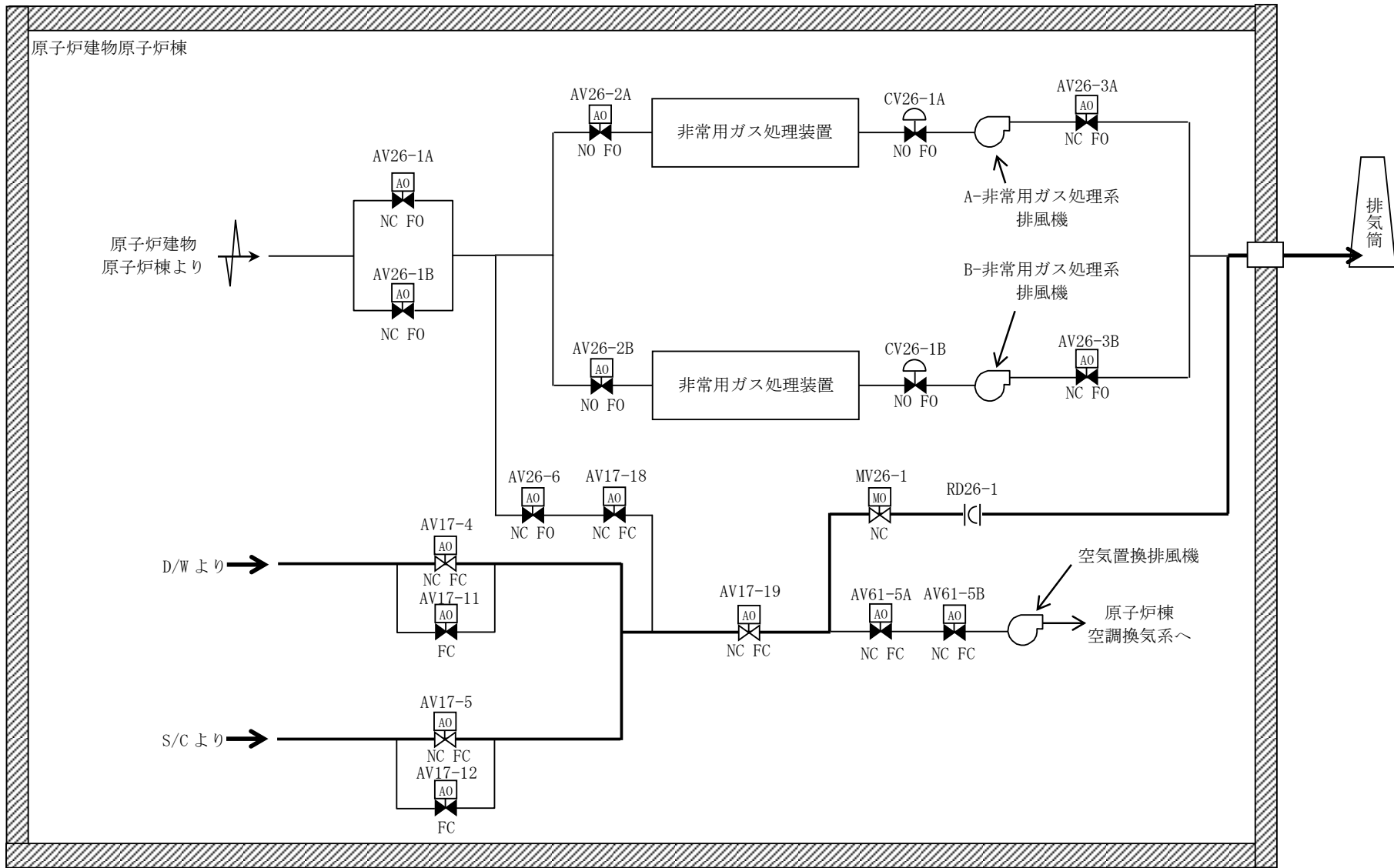
| 番号    | 事項  | 回答項目 | 回答内容、理由  |   |
|-------|---|------|--|---|
| (8)-1 | 3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サブプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。 | ①    | 無  | 意図しないADSの作動によって生じたS/C圧力の急上昇がRDの破裂とベント成功に繋がったと考えられるため、異なる見解は無い。  |
|       |   | ②    | 否  | 意図しないADSの作動によって生じたS/C圧力の急上昇がRDの破裂とベント成功に繋がったと考えられるため、異なる調査は不要である。                                     |
|       |   | ③    | RDの作動圧力については(1)-1、ADSの意図しない作動については(8)-2に記載する。  |   |
|       |   | ④    | その他の見解等はない。  |   |
| (8)-2 | このことを踏まえると、SA時のADSの作動に関する設計条件等を確認する必要がある。   | ①    | 無  | S/C圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したことに伴い、意図せずADSが作動したと考えられるため、SA時のADSの作動に関する設計条件等の確認が必要であることについて、異なる見解は無い。 |
|       |   | ②    | 否  | SA時のADSの作動に関する設計条件等については、島根原子力発電所では低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知するような設計ではないため、異なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)              |
|       |   | ③    | <p>【島根1号機】(廃止措置中)<br/> 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することではなく、ADS作動に至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【島根2号機】<br/> 低圧ECCSポンプ運転信号としてポンプ出口圧力ではなく、ポンプモータの遮断器閉信号をADS作動論理に取り込む設計としているため、福島第一原子力発電所3号機と同様の事象が生じることはない。</p> <p>【島根3号機】(建設中)<br/> 先行ABWRと同様の設計とし、RCICを除くECCSポンプ運転信号としてポンプ出口圧力をADS作動論理に取り込んでいる。ポンプ運転信号として検出する圧力の設定値は、PCV圧力2Pdから更に余裕を持った設定値としており、福島第一原子力発電所3号機と同様の事象は生じないと考えているが、同事象を踏まえ、設計見直しの必要性について今後検討を行う。</p> |   |
|       |   | ④    | その他の見解等はない。  |   |

| 番号    | 事項  | 回答項目 | 回答内容、理由   |  |  |
|-------|---|------|---|--|--|
| (8)－3 | また、PCV圧力が上昇する主要因として、水蒸気発生が想定されてきたが、水素による加圧及び漏えいによる減圧などのふるまいが、従来の事故シーケンスに対してどの程度影響するのか具体的に確認する必要がある。 | ①    | 無   | 水素のふるまいの影響を確認する必要があることについて、異なる見解は無い。           |  |
|       |   | ②    | 否   | 水素のふるまいの影響については、有効性評価において評価しているため、更なる調査は不要である。 |  |
|       |   | ③    | <p>【島根1号機】(廃止措置中)<br/> 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、PCVの水素による加圧等に至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【島根2号機】<br/> 水素による加圧も考慮してPCVへの影響を評価しており、PCVの過圧破損のおそれはないことを確認している。また、操作の不確かさにより水素発生量が増加した場合の感度を評価しており、PCVの加圧に対して有意な影響がないことを確認している。</p> <p>【島根3号機】(建設中)<br/> 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p> |  |  |
|       |   | ④    | その他の見解等はない。   |  |  |

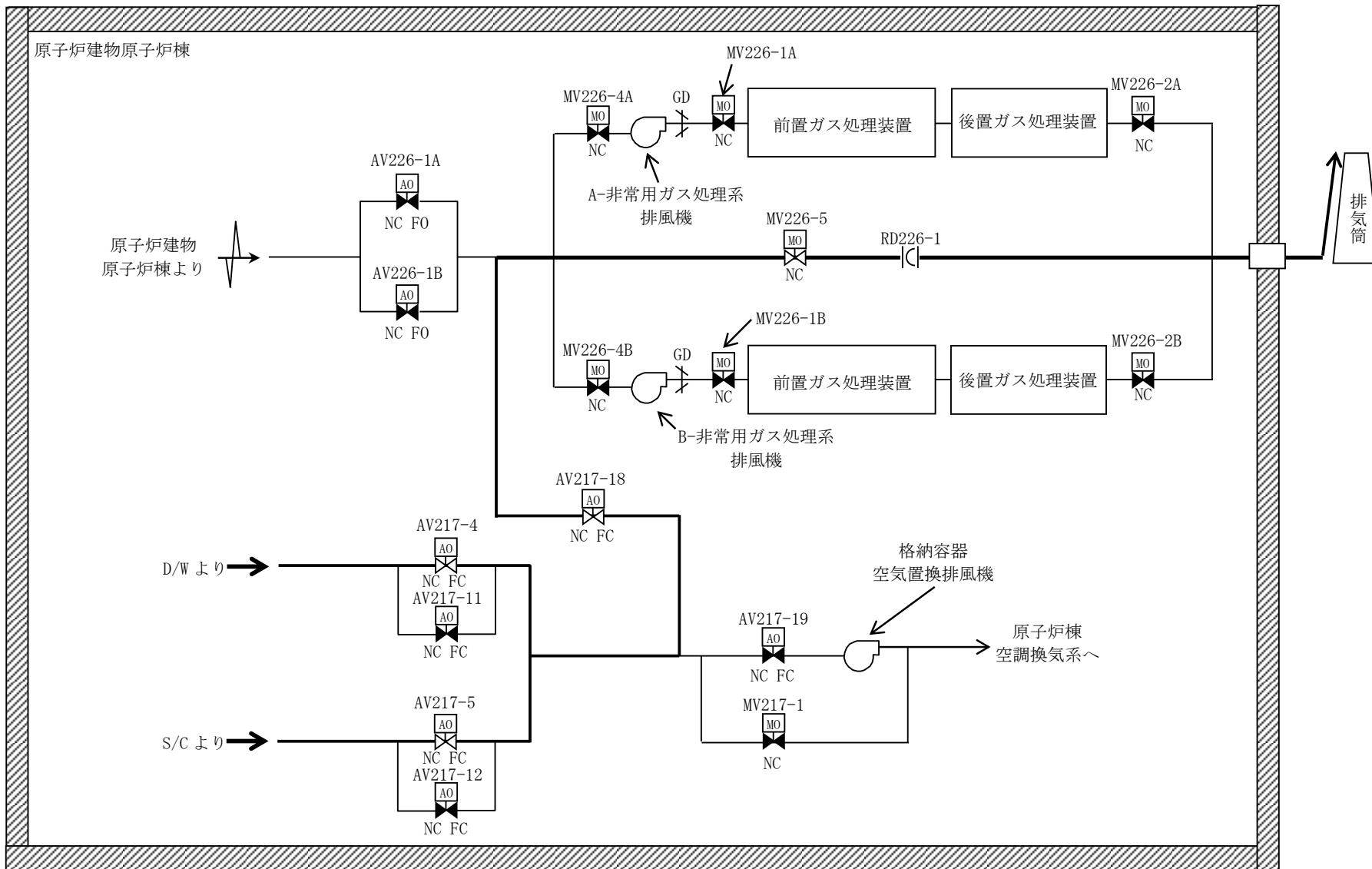
| 番号    | 事項  | 回答項目 | 回答内容、理由  |
|-------|---|------|--|
| (9)-1 | 3号機のベント成功回数は2回である。  | ①    | 無<br>ベント成功回数については、PCVの減圧速度等から2回と考えられるため、異なる見解は無い。  |
|       |   | ②    | 否<br>ベント成功回数については、PCVの減圧速度等から2回と考えられるため、更なる調査は不要である。   |
|       |   | ③    | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインについては、ベントを複数回実施可能な設計であるが、ベント実施後においては、残留熱除去系等のPCV除熱機能の復旧をもって、ベントを停止する運用としていることから、ベント弁の閉鎖操作は複数回実施しない運用としている。<br>なお、格納容器フィルタベント系については、ベント弁をフェールアズイズのMO弁としており、駆動源喪失時においても弁が閉止することはない。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。           |
|       |   | ④    | その他の見解は無い。   |
| (9)-2 | 3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。 | ①    | 無<br>4号機原子炉建屋内における水素爆発については、水素ガスを大量に含む3号機のベントガスがSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、異なる見解は無い。  |
|       |   | ②    | 否<br>4号機原子炉建屋内における水素爆発については、水素ガスを大量に含む3号機のベントガスがSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、更なる調査は不要である。   |
|       |   | ③    | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>・格納容器フィルタベント系は、他号機の設備と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。<br>・耐圧強化ベントラインは、各号機のSGTS配管を他号機のSGTS配管と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。<br>【島根3号機】(建設中)<br>・格納容器フィルタベント系は、新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。<br>・耐圧強化ベントラインは、各号機のSGTS配管を他号機のSGTS配管と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。 |
|       |   | ④    | その他の見解等は無い。  |

| 番号      | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由  |
|---------|--|------|--|
| (9) - 3 | 同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。 | ①    | 無 原子炉建物内については、水素が滞留していたと考えられるため、異なる見解は無い。  |
|         |  | ②    | 否 原子炉建物内については、水素が滞留していたと考えられるため、更なる調査は不要である。   |
|         |  | ③    | <p>【島根1号機】(廃止措置中)<br/> 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、原子炉建物内で水素滞留に至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【島根2号機】<br/> PCVからの漏えいが想定される箇所(原子炉建物原子炉棟4階、SRV補修室、CRD補修室、所員用エアロック室、トラス室)及びSGTS吸込配管近傍に水素濃度計を設置し、水素の漏えい状況を監視する設計としており、水素濃度計の指示値が上昇した場合には、PCVからの漏えいが考えられることから、運転員はベントによる水素排出及びPARIによる水素処理状況を確認する運用とする。</p> <p>また、建物周辺(屋外含む)で作業を実施している緊急時対策要員については、水素濃度計の指示値が上昇した場合は、緊急時対策本部の指示に従って、ベント実施基準(2.5vol%)までに、安全確保のため緊急時対策所等に待避する運用とする。</p> <p>【島根3号機】(建設中)<br/> 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を今後実施する予定である。</p> |
|         |  | ④    | その他の見解は無い。   |

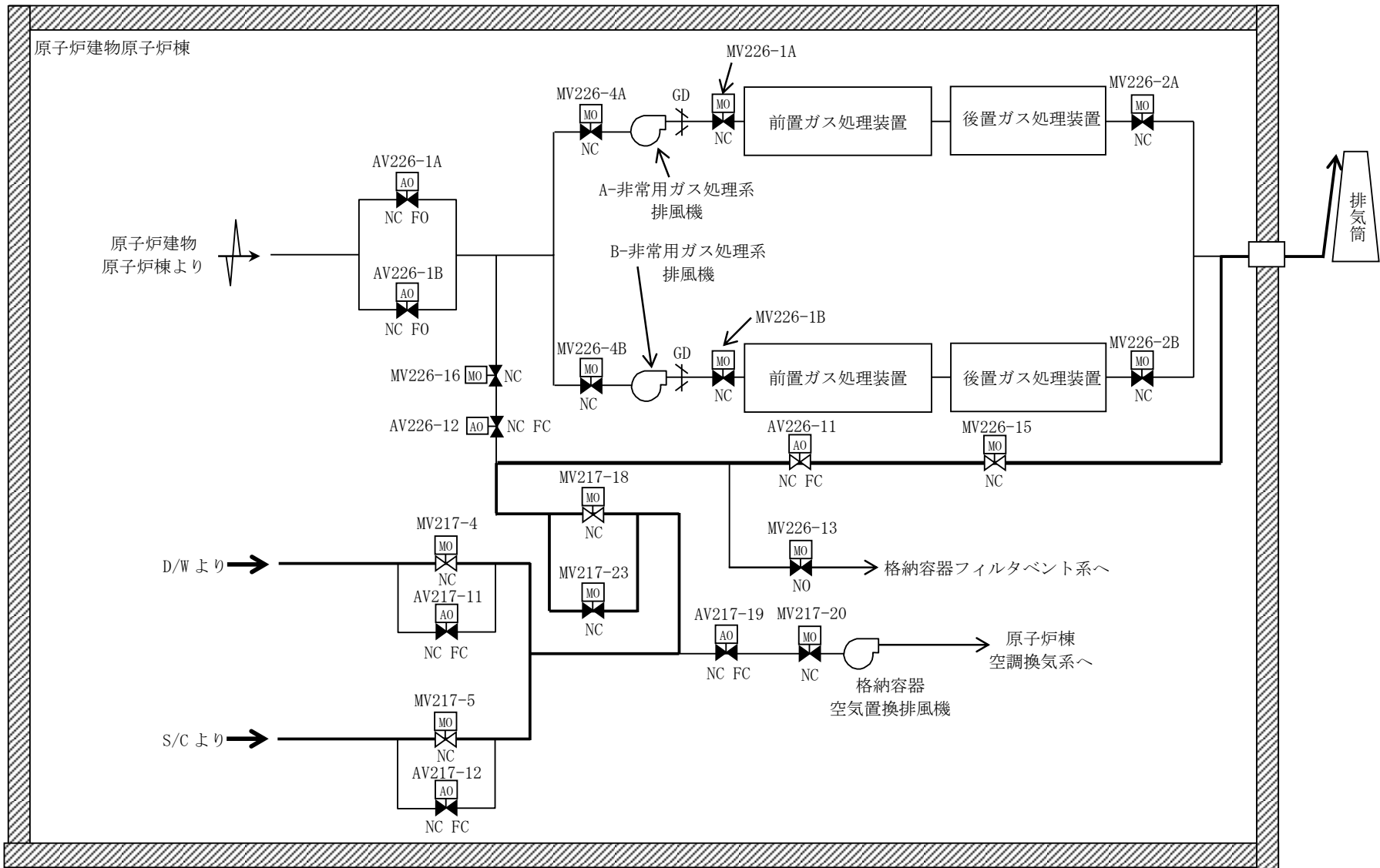




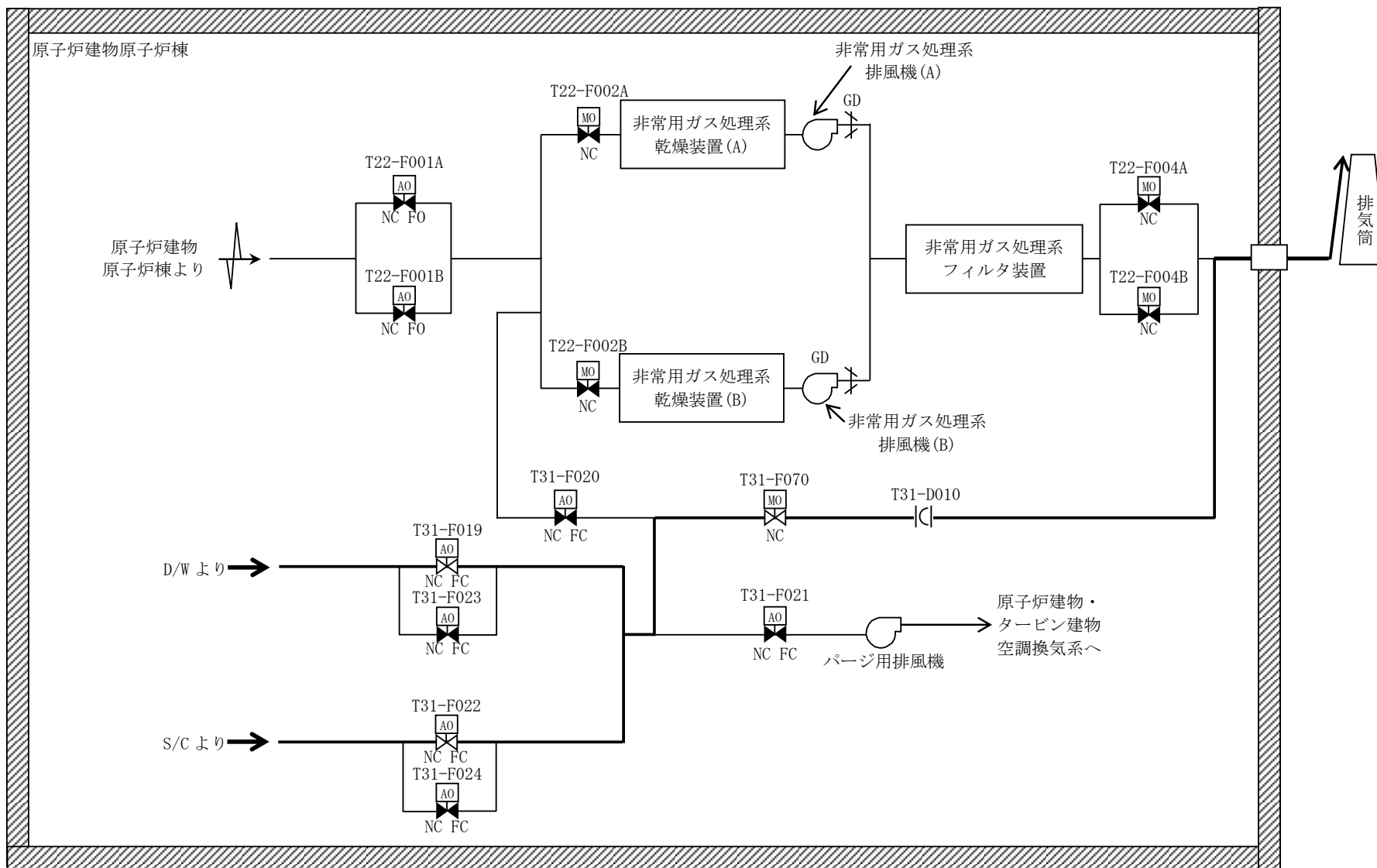
第1図 島根1号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (AM対策当時)



第2図 島根2号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (AM対策当時)



第3図 島根2号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (現状の設計)



第4図 島根3号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (AM対策当時)

電原設第11号

2021年7月2日

原子力規制庁原子力規制部  
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長  
竹内 淳 様

中国電力株式会社  
代表取締役社長執行役員  
清水 希茂

『東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ』  
(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)」に対する回答に係る  
対応について(回答)

令和3年6月18日付け『東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に  
係る中間取りまとめ』(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)」に  
対する回答に係る対応について(依頼)(原規規発第2106182号)にて依頼のあり  
ました件について、別添のとおり回答致します。

以上

(別添) 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を  
聴取する事項の回答(中国電力株式会社)

## 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答(中国電力株式会社)

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答(2021年7月2日)   |  | (参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) |  |      |  |
|--|--|-----------------------------------|--|------|--|
| 事項   | 回答内容   | 番号                                | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由  |
| (1)-1②関係<br>(ア) 福島原子力事故調査報告書(平成24年6月20日、東京電力株式会社)に示されている2号機においてサブプレッションチェンバからのベントが成功しなかった原因としてドライウェル圧力とサブプレッションチェンバ圧力に差が生じていたことも考えられることについて、原子力規制庁は測定結果等の事実関係に疑義があると考えているが、当該原因について、さらなる仮説はあるか。  | 1F2号機においてドライウェル圧力とサブプレッションチェンバ圧力に差が生じていたことについて、PCV内の圧力の測定結果に疑義があることについて認識は同じである。<br>1F2号機の現場状況、設備情報等の詳細を把握していないため、当該原因について、さらなる仮説はない。  | (1)-1                             | 2号機における原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)は、主要な隔離弁の開操作など、ベントラインの系統構成は完了していたが、ラプチャディスク(以下「RD」という。)の作動圧力(528kPa abs(原子炉格納容器(以下「PCV」という。))の設計圧力の1.1倍)に到達せず、ベントは成功しなかった。 | ②    | 要<br>東京電力HD「福島原子力事故調査報告書」によると、2号機においてサブプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)からのベントが成功しなかった原因としては、RDの作動圧力だけでなく、ドライウェル(以下「D/W」という。)圧力が約750kPa[abs]に上昇した一方で、S/C圧力が約300~400kPa[abs]で推移したことも考えられるため、PCV内の圧力が均一化しない状況に関する調査が必要である。<br>調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考ええる。  |
| (1)-2③関係<br>(ア) 原子炉格納容器(以下「PCV」という。)破損防止対策の意義や役割として、提示された回答に至った根拠を示すこと。<br><br>(イ) PCVの過圧の要因として、水蒸気だけではなく非凝縮性ガスの存在を考慮すべきではないか。<br><br>(ウ) PCV破損防止対策は、どのような目的で実施することが適切であると考えるか。  | 以下、島根2号機について回答する。島根3号機についても、同様の対応を予定している。<br>(ア) 新規規制基準の有効性評価(PCV破損防止)において、根拠となる解析を行っている。<br>例として過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)のシナリオでは大LOGAに伴い炉心が損傷し、PCV圧力及び温度が上昇するが、PCV代替スプレイにより圧力及び温度の上昇を抑制し、水位制限到達後に格納容器フィルタベント系によりベントすることで減圧・除熱することとしている。これらの対策の有効性は解析により確認しており、PCVの限界圧力・限界温度に到達しないこと、Cs-137の総放出量が評価項目(100TBqを下回っていること)を満足していること、安定状態を維持できることを確認している。<br><br>(イ) 新規規制基準の有効性評価において、水蒸気以外には、ジルコニウム-水反応により発生する水素、亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素、MCCIで生じる水素やCO、CO <sub>2</sub> などの非凝縮性ガスによる加圧も考慮してPCVへの影響を評価しており、PCVの過圧破損のおそれはないことを確認している。また、操作の不確かさにより水素発生量が増加した場合の感度を評価しており、PCVの過圧に対して有意な影響がないことを確認している。<br><br>(ウ) PCV破損防止対策は、AM対策当時も現在も放射性物質の大量放出防止が最も重要な目的であると考えている。そのうえでAM対策当時はPCVバウンダリの維持を最優先し、できるだけベントを遅延させることとしていた。新規規制基準の有効性評価において検討した結果、格納容器フィルタベント系によりベント時の放射性物質の放出量を低減できるようにした上で、適切なタイミングでベントできるよう、設備、手順、体制等に反映した。 | (1)-2                             | このことを踏まえると、事象進展に際したPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。  | ③    | 1. AM対策当時の状況<br>【島根1、2、3号機共通】<br>PCV破損防止対策として実施する耐圧強化ベントについて、PCVの隔離機能を阻害しないようPCVバウンダリを維持する考えから、(1)-1③に記載の設計としていた。<br><br>2. 現施設設への反映<br>【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、PCV破損に至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>新規規制基準の有効性評価(PCV破損防止)において、過圧・過温破損、DCH、FCI、水素燃焼、MCCIの各PCV破損モードについて対策の意義も考えながら検討しており、設備、手順、体制等に反映している。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 |
| (2)及び(3)関係<br>(ア)「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)について、以下の事項を回答すること。<br><br>i. アクシデントは、どのような考え方により想定されていたのか。<br>ii. アクシデントの想定に対して、どのような対策(設計、施工及び運用)を講じたのか。(対策方針ごとに示すこと)<br>iii. アクシデントの想定に対する対策方針を踏まえて、具体的にどのような対策を講じたのか。(対策方針ごとに示すこと)<br>iv. アクシデントの想定に対する対策は、どのような機能、効果を期待していたのか。(対策ごとに示すこと) | i. 島根原子力発電所のAM対策で考慮したアクシデントは、各号機の内的事象PSAの結果から抽出しており、炉心の健全性維持に対する寄与が大きいシーケンスとして、電源喪失、高圧注水・減圧失敗、未臨界確保失敗等、PCVの健全性維持に対する寄与が大きいシーケンスとして、貫通部過温、PCV雰囲気直接過熱等を抽出した。<br><br>ii. 抽出したシーケンスの事象発生を防止するために有効な機能として、電源供給、原子炉への注水機能、原子炉停止機能、PCVへの注水機能、PCVからの除熱機能に係るAM対策が有効であると考え、現有する設備を最大限に活用することを第一に考慮した検討を行った。なお、AM対策の実施にあたり、既存の安全機能への影響を確認している。<br><br>iii. 上記検討の結果、以下のAM対策を抽出し、整備した。<br>・原子炉停止機能:代替反応度制御<br>・原子炉及びPCVへの注水機能:代替注水設備、原子炉減圧の自動化<br>・PCVからの除熱機能:PCVからの代替除熱、残留熱除去系の復旧、耐圧強化ベント<br>・電源供給:電源融通、非常用ディーゼル発電機の復旧<br><br>iv. iii.で抽出したAM対策について、ii.で検討した機能、効果を確認するため、AM対策の整備前/整備後の状態でPSAを実施した。この結果、炉心及びPCVの健全性維持に対する寄与が大きいシーケンスについて、炉心損傷頻度が約7割、PCV破損頻度が約9割低減することを確認しており、AM対策を整備することで期待した電源供給、原子炉への注水機能、原子炉停止機能、PCVへの注水機能、PCVからの除熱機能が有効であることを確認した。<br><br>AM対策の検討において、PSAで抽出したシーケンス、AM対策及びAM対策における既存の安全機能への影響確認一覧を添付1に示す。   |                                   |  |      |  |

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答(2021年7月2日)   |   | (参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) |   |      |  |
|--|---|-----------------------------------|---|------|--|
| 事項   | 回答内容  | 番号                                | 事項  | 回答項目 | 回答内容、理由  |
| (2)-1③関係<br>(ア) 耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管との関係と同様の関係にあった系統は、他にどのようなものが存在していたのか。                     | 耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系のような異なる系統の接続例としては、AM対策として実施した消火系・復水輸送系と残留熱除去系(原子炉への注水又はPCVスプレイ)の接続がある。残留熱除去系との取合いについて、通常時は弁により隔離し、使用時のみ弁操作し系統構成することから、相互の系統に影響を及ぼすことはない。   | (2)-1                             | 「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネージメント対策(以下「AM対策」という。)の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス(核分裂生成物、水素等)の逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いている。 | ③    | <p>1. AM対策当時の状況<br/>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>耐圧強化ベントラインについては、窒素ガス制御系から分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁等はフェイルオープン(AO弁)で構成されており、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しうる系統構成であった。<br/>【島根2号機】<br/>耐圧強化ベントラインについては、SGTSから分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁はフェイルアスイズの電動駆動弁(以下「MO弁」という。)で構成されており、当該弁は通常時閉で、SGTS停止時にも閉となるため、自号機のSGTSフィルタには逆流しない系統構成であったが、SGTSからの分岐箇所の上流側に原子炉建物からの吸気ラインがあり、その隔離弁はフェイルオープン(AO弁)であるため、自号機の原子炉建物内へベントガスが逆流しうる系統構成であった。<br/>【島根3号機】(建設中)<br/>耐圧強化ベントラインについては、不活性ガス系から分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁はフェイルアスイズのMO弁で構成されており、当該弁は通常時閉で、SGTS停止時にも閉となるため、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しない系統構成であった。</p> <p>2. 現状施設への反映<br/>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br/>【島根2号機】<br/>格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの他系統との隔離について、以下の対策を実施することとしており、他系統に逆流しない設計としている。<br/>・格納容器フィルタベント系は、他系統との接続配管に隔離弁を2重で設置する設計としている。<br/>・耐圧強化ベントラインのSGTSからの分岐箇所を変更し、SGTSとの接続配管には隔離弁を2重で設置する設計としている。<br/>【島根3号機】(建設中)<br/>・格納容器フィルタベント系は、新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。<br/>・耐圧強化ベントラインは、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しない系統構成である。</p> <p>各号機の耐圧強化ベントラインの構成については添付参照。</p> |
| (2)-2③関係<br>(ア) 1. の「AM対策の共通的な考慮事項」に示されている起回事象(内的事象)を踏まえた設計(「既存設備を最大限に活用して対策を整備。」等)について、これらは設計にどのように反映されたのか。 | <p>AM対策の共通的な考慮事項に関して、耐圧強化ベントラインの設計に反映した事項を以下に示す。</p> <p>(1) 既存設備を最大限に活用して対策を整備<br/>PCVからの取り出しラインとして既存の窒素ガス制御系、排気ラインとして既存の非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)を活用することとし、新規ラインとしてSGTSフィルタをバイパスするラインを設置した。</p> <p>(2) シビアアクシデント時に想定される環境条件において実力的に機能が果たせる設計<br/>新規ラインを含めて最高使用圧力・最高使用温度はSGTSの設計条件とし、PCVの最高使用圧力の2倍・最高使用温度までの実力耐性があることを確認した。</p> <p>(3) 耐震クラスはCクラス設計。ただし、異なる耐震クラスとの接続がある場合には上位クラスに整合させる設計<br/>耐震クラスは接続するSGTSの耐震クラスに整合させ、耐震Sクラス(当時耐震Aクラス)とした。</p> <p>(4) 非常用電源から受電して所定の機能が果たせる設計<br/>耐圧強化ベントの際に必要な空気作動弁(以下「AO弁」という。)及び電動弁(以下「MO弁」という。)については、既存の非常用電源から受電して弁操作を行う設計とした。</p> | (2)-2                             | これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。  | ③    | <p>1. AM対策当時の状況<br/>【島根1、2、3号機共通】<br/>AM対策の整備に関しては、共通的な観点として以下を考慮していたが、非常用電源の長時間にわたる喪失(津波等の外部ハザード及びプラントの同時被災)については考慮していなかった。耐圧強化ベントラインについては、系統構成に必要な弁の操作について、非常用電源が使用可能な状態であることを前提条件として設計していた。<br/>【AM対策の共通的な考慮事項】<br/>起回事象として内的事象としたPSAの結果から、炉心損傷への害との大きいシーケンスの事象発生を防止するために有効な対策及びPCVの健全性を維持するために有効な対策を抽出し、抽出されたAM対策については、起回事象(内的事象)を踏まえて以下の設計としていた。<br/>・既存設備を最大限に活用して対策を整備。<br/>・シビアアクシデント時に想定される環境条件において実力的に機能が果たせる設計。<br/>・耐震クラスはCクラス設計。ただし、異なる耐震クラスとの接続がある場合には上位クラスに整合させる設計。<br/>・非常用電源から受電して所定の機能が果たせる設計。</p> <p>2. 現状施設への反映<br/>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br/>【島根2号機】<br/>格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの系統構成に必要な弁の操作について、以下の対策を実施することとしており、非常用電源が無い場合でもベントを実施可能な設計としている。<br/>・格納容器フィルタベント系の排出経路の隔離弁はMO弁であり、人力により容易かつ確実に操作可能な設計。<br/>・耐圧強化ベントラインの排出経路の隔離弁のうちフェイルクローズのAO弁については、原子炉建物付属棟内に設置した空気ポンペにより操作可能な設計。<br/>【島根3号機】(建設中)<br/>新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p>   |

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答(2021年7月2日)   |   | (参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) |  |      |   |
|--|---|-----------------------------------|--|------|---|
| 事項   | 回答内容  | 番号                                | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由   |
| <p>(3)-1③関係<br/>(ア) ベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計とするのは、BWR各社での共通認識であったか。</p> <p>(イ) 島根原子力発電所2号機建設時に同発電所1号機の設計から変更した際の検討経緯を示すこと。</p> <p>(ウ) 1. の「【島根2号機】【島根3号機】(建設中)」の1つ目のボツ「SGTS配管については、排気筒頂部高さから確実に排出するために排気筒に接続しない構成に変更。」について、どのように「確実に」排出されるようにしたのか。</p> | <p>(ア) SGTS配管を排気筒底部付近に接続し、SGTSの排気について排気筒を経由して排出する設計は、初期BWRの共通設計であったと考える。また、AM対策の整備にあたって、耐圧強化ベントラインとしてSGTS配管を流路として使用することについては、BWR各社の共通認識であったと考える。</p> <p>島根1号機のSGTS及び耐圧強化ベントラインの排気については、排気筒を経由して排出する設計としていた。</p> <p>(イ) 島根2号機建設時に、SGTS配管の独立性を考慮して設計変更を行うこととした。</p> <p>(ウ) SGTS配管を排気筒に沿わせて単独で排気筒頂部まで設置することとし、SGTS配管は耐震Sクラス(当時Aクラス)で設計するとともに、排気筒については耐震Sクラス(当時Aクラス)の間接支持構造物として設計した。</p>  | (3)-1                             | 1号機におけるベントは、AM対策により、ベントガスがSGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される設計、施工及び運用がされていた。   | ③    | <p>1. 建設時の状況<br/>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>SGTS配管は排気筒下部に接続され、排気筒を流路として排気する設計とし、排気筒については耐震Sクラス(当時Aクラス)で設計していた。<br/>【島根2号機】、【島根3号機】(建設中)<br/>SGTS配管は排気筒に沿わせて単独で排気筒頂部まで設置する設計としていた。SGTS配管の排気筒周りの構成については、島根2号機建設時に島根1号機の設計から以下の設計変更を実施している。<br/>・SGTS配管については、排気筒頂部高さから確実に排出するために排気筒に接続しない構成に変更。<br/>・排気筒については、耐震Sクラス(当時Aクラス)設計から耐震Oクラス設計に変更。<br/>・SGTS配管を排気筒に沿わせて設置するため、排気筒については耐震Sクラス(当時Aクラス)の間接支持構造物として設計。</p> <p>2. AM対策当時の状況<br/>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を経由し、排気筒を流路としてベントを実施する設計としていた。<br/>【島根2号機】、【島根3号機】(建設中)<br/>耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を経由し、排気筒頂部まで設置されているSGTS配管を流路としてベントを実施する設計としていた。</p> <p>3. 現状施設への反映<br/>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br/>【島根2号機】<br/>・格納容器フィルタベント系は、排気管を原子炉建物に沿わせて原子炉建物頂部まで設置する設計としている。<br/>・耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を経由して排気する設計であり、排気筒頂部まで設置されているSGTS配管を流路としてベントを実施する設計としている。<br/>【島根3号機】(建設中)<br/>・格納容器フィルタベント系は、新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。<br/>・耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を経由して排気する設計であり、排気筒頂部まで設置されているSGTS配管を流路としてベントを実施する設計としている。</p> |
| <p>(3)-2①関係<br/>(ア) 福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)のベントガスの挙動には、どのような特徴があったと考えるか。</p>  | <p>1Fの排気筒内ではベントガス流速が小さくなるため、セシウムを含むベントガスが滞留したと考えられるが、このベントガスの滞留については、排気筒からベントガスを放出する設計であった島根1号機でも同様に起る現象であったと考える。</p> <p>また、1Fのベントガスについては、排気筒の手前で自号機への逆流及び他号機への流入があったと考えられるが、このうち自号機への逆流については、フェイルオーバーの空気作動弁で隔離する設計であった島根1号機及び島根2号機においても同様に起る現象であったと考える。</p> <p>各号機の耐圧強化ベントラインの構成については添付2に示す。</p>   | (3)-2                             | 1/2号機共用排気筒内部では、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった。 | ①    | <p>無</p> <p>排気筒内ではベントガスが滞留し、排気筒頂部から放出される前に排気筒内部にセシウムを含む大量の放射性物質が蓄積したが、排気筒下部の高い汚染の原因となったことについて、異なる見解は無い。<br/>なお、排気筒内ではベントガス流速が小さいため、排気筒内で蒸気凝縮により発生するドレンをベントガスによって排気筒頂部から排出できず、気液対向流が発生し、排気筒内部に付着した放射性物質がドレンに随伴してローポイントに蓄積したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった可能性も考えられる。</p>   |
| <p>(3)-4③関係<br/>(ア) 貴社の現在の排気系統では、ベントガスはどのように挙動すると考えるか(最も滞留する可能性がある箇所はどこか、など)。</p>  | <p>島根2号機の現在の排気系統における水素ガスを含むベントガスの滞留に関する設計は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器フィルタベント系は、排気管を原子炉建物に沿わせて原子炉建物頂部まで設置する設計としており、また、排出経路の枝管のうち可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計としている。</li> <li>・耐圧強化ベントラインは、排気筒頂部まで設置しているSGTS配管を流路として排気する設計としており、また、排出経路の枝管にはベントガスが滞留する可能性が否定できない箇所があるものの、炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、ベント中に可燃限界濃度に達することはない。</li> <li>・格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの排出経路は、可搬式窒素供給装置により窒素パージを行うことが可能な設計としている。</li> </ul> | (3)-4                             | また、現行の原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動の考え方について確認する必要がある。                       | ③    | <p>【島根1号機】(廃止措置中)<br/>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br/>【島根2号機】<br/>格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインについては、排気筒に接続しておらず、排気筒内でベントガスが滞留しない系統構成としている。<br/>また、系統内における水素爆発防止に関しては、以下の対策を実施することとしている。<br/>・格納容器フィルタベント系は、排気筒内に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を窒素ガスで置換した状態で待機させ、ベント実施後においても可搬式窒素供給装置により窒素パージを行うことが可能な設計としている。排出経路の枝管のうち可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計としている。また、排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、フィルタ装置出口配管に可搬式の水素濃度測定設備を設置する設計としている。<br/>・耐圧強化ベントラインは、炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、ベント中に可燃限界濃度に達することはないが、系統内の水素濃度低下の観点で、窒素供給により系統内の排気及び不活性化を行うことが可能な可搬式窒素供給装置を確保している。<br/>【島根3号機】(建設中)<br/>新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p>   |



| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答(2021年7月2日)  |  | (参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) |  |      |   |
|---|--|-----------------------------------|--|------|---|
| 事項  | 回答内容   | 番号                                | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由   |
| (4) - 2③関係<br>(ア) 真空破壊弁の故障により、ドライウエル中の気体がスクラビングを経由しないで放出される経路が生じた場合、具体的にプラント挙動や事象進展にどのような影響があるか。  | LOCAや圧力容器の損傷によりPCV内に蒸気が漏洩した際に、真空破壊弁の開閉着等によりサプレッションチェンバの蒸気凝縮効果が得られない場合、蒸気凝縮効果が得られる場合と比較してPCV内の圧力及び温度が上昇する。<br>しかしながら、PCVスプレイの実施により圧力及び温度は抑制されるため、真空破壊弁の故障による長期的な影響は小さいと考えられる。<br>LOCAや圧力容器の損傷が無い場合、原子炉で生じる蒸気はSRV又原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)排気管を通じてサプレッションチェンバへ導かれることから、真空破壊弁の故障による影響は無い。<br>なお、PRAの高度化として、イベントツリーに真空破壊弁の開閉状態に係る分岐を設けることを検討している。  | (4) - 2                           | このため、当該経路を従来の重大事故等(以下「FSA」という。)時における漏えい経路に追加する必要がある。                             | ③    | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>被ばく評価及びセシウム等の放出量評価においては、D/Wベントによる評価も実施しており、D/W中の気体がサプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路を評価している。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。  |
| (5) - 1①関係<br>(ア) 爆燃が発生する水素濃度等について知見が必要との見解か。そうであれば、1F固有の問題ではないのではないか。  | 空気、水素、水蒸気の3元図によると、水素濃度8%程度は可燃領域に入るが爆轟領域には入っておらず、8%程度で爆燃にまで至るかについては知見拡充が必要であると考ええる。<br>中間取りまとめによると、1F3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷に至る圧力は300~500kPaであると試算されており、水素燃焼によりその圧力をもたらず水素濃度は8%より高かった可能性があると考えられる。   |                                   |  | ①    | 有<br>水素爆発時の映像分析から3号機の水素爆発は単純な非常に短時間での爆発ではないこと、原子炉建屋3階天井部の梁等の損傷状況及び爆発応答解析結果から原子炉建屋4階での水素の爆燃が示唆されていることについて、異なる見解は無い。<br>ただし、原子炉建屋4階の水素濃度が8%程度で爆燃が発生したのかについては知見拡充が必要である。   |
| (5) - 1③関係<br>(ア) オペレーションフロア以外のフロア(下階)の水素滞留対策をとるべきではないか。<br><br>(イ) 滞留する水素の濃度が均でない場合の対策をとるべきではないか。<br><br>(ウ) 第980回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合(2021年6月3日)資料1(島根原子力発電所2号炉 原子炉ウエル排気ラインの影響及び対策について)の3ページ(以下「水素ガスの挙動に与える影響」という。)の①に示されている内容が成立すると考えた根拠を示すこと。<br><br>(エ)「水素ガスの挙動に与える影響」の①に示された内容の信頼性が確保されない場合、「水素ガスの挙動に与える影響」の②及び③に示された内容を見直すことはあり得ると理解してよいか。 | 以下、島根2号機について回答する。<br>(ア) PCVのハッチ等のシール部からの水素ガスの漏えいを想定し、ハッチ等のシール材を改良EPDM製シール材へ変更するとともに、ハッチ等の付近には水素濃度計を設置し、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備しているため、原子炉建物4階(以下「オベフロ」という。)より下層階の水素爆発を防止できる設計としている。<br><br>(イ) 原子炉建物3階以下の局所エリアについては、滞留する水素の濃度が均一とならない可能性があると考えられるが、局所エリアには水素濃度計を設置しており、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備している。<br><br>(ウ) 原子炉ウエル排気ラインは原子炉棟空調換気系ダクトに接続し、当該ダクトは原子炉建物3階以下に向かう下向きのダクトの手前で、オベフロに開口する上向きのダクトを有することから、ドライウエル主フランジから原子炉ウエルに漏えいした高温のガスが原子炉ウエル排気ラインに流入する場合、流入するガスの密度は比較的小さいため、オベフロ側に向かう上向きの浮力が生じると考えられることから、この浮力によって原子炉建物3階以下に水素ガスが流入するとしても若干量であると考ええる。<br><br>(エ) 原子炉建物3階以下への水素ガスの流入量が若干量でない場合を想定すると、原子炉建物3階以下の原子炉ウエル排気ライン付近への水素濃度計の追加等の対策が必要となる可能性がある。<br>今回は原子炉ウエル排気ラインについて、原子炉ウエル隔離弁のフェイルクローズの空気作動弁への変更又は原子炉ウエル排気ラインの閉止の対策を実施することとしたが、原子炉建物内の水素ガスの挙動に関する新たな知見が確認された場合には、必要な対応を実施する。 | (5) - 1                           | 水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、原子炉建屋の破壊の主要因は、原子炉建屋内に滞留した水素の爆燃(水素濃度8%程度)によって生じた圧力による可能性が高い。 | ③    | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、原子炉建物内で水素爆発に至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>PCVのハッチ等のシール部からの水素ガスの漏えいを想定し、ハッチ等のシール材を改良EPDM製シール材へ変更するとともに、ハッチ等の付近には水素濃度計を設置し、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備しているため、オベフロより下層階の水素爆発を防止できる設計としている。<br>また、水素を含む高温のガスは開口(大物搬入口)を通じて上昇すると考えられることから、オベフロに静的触媒式水素処理装置(以下「PAR」という。)を設置することとしている。<br>なお、D/W主フランジからオベフロに水素ガスが漏えいすることを想定した場合には、オベフロから開口(大物搬入口)を通じて下層階に水素ガスが流入することも考えられるが、その場合でもオベフロにPARを設置することにより、各フロアの水素濃度が可燃限界未満となることを確認している。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 |
| (5) - 2②関係<br>(ア) 水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する調査にも協力可能と理解してよいか。<br><br>(イ) 可燃性ガスの発生源として原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構のケーブル等が考えられるが、ケーブルの量、塗装の種類等を踏まえて、炉内の温度上昇により、どのような可燃性ガスが生じると考えるか。   | (ア) 水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関して、ケーブルの量、塗装の種類等の調査について協力可能である。<br><br>(イ) ケーブル被覆等からCO等が発生することが考えられるが、現状では、水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)について詳細な知見は有していない。   | (5) - 2                           | また、3号機の水素爆発で生じている火災や爆燃については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高い。                              | ②    | 要<br>PCV内の水素ガス以外の可燃性ガスの発生が水素爆発を助長するものであったかの調査が必要である。<br>調査については、3号機の水素爆発の詳細な状況について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。   |

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答(2021年7月2日)   |   | (参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) |  |        |   |
|--|---|-----------------------------------|--|--------|---|
| 事項   | 回答内容  | 番号                                | 事項   | 回答項目   | 回答内容、理由   |
| (6)-1②関係<br>(ア) 中間取りまとめ別添15に示す検討内容を踏まえて、以下の協力は可能か。<br>i. 主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)に関する設計情報(設計図書、施工図面等)の共有<br>ii. SRVに関する作動原理(作動ロジック等)の共有<br>iii. SRVの作動に関する実証実験の実施<br><br>(イ) 上記以外に協力可能な内容はあるか。ある場合は、どのような協力が可能か。 | (ア) 当社として以下の協力が可能である。なお、「iii. SRVの作動に関する実証実験の実施」に関しては、協力内容について今後調整が必要であるとする。<br>i. SRVに関する設計情報(設計図書、施工図面等)の共有<br>ii. SRVに関する作動原理(作動ロジック等)の共有<br>iii. SRVの作動に関する実証実験の実施<br><br>(イ) SRVの不安定動作に関する協力内容は、現状上記以外には無いと考えられるが、今後、SRVの不安定動作に関する新たな知見が確認された場合には、必要な協力をを行う。   | (6)-1                             | 主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の逃がし弁機能の不安定動作(中途閉鎖状態の継続と開信号解除の不成立)が生じた原因が不明である。  | ②<br>要 | SRVの不安定動作について、逃がし弁機能の制御機構等の未解明要素に関する調査が必要である。<br>調査については、SRVの不安定動作について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。   |
| (6)-1③関係<br>(ア) 島根原子力発電所の各号機に設置されているSRVは東芝設計と異なるか。   | 島根1, 2, 3号機のSRVの設計内容(作動機構等)を添付3に示すが、東芝設計の詳細情報を有していないため、その差異については把握していない。  | (6)-1                             |  | ③      | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、SRV作動に至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>SRVの不安定動作の要因の一つとして推測される駆動用窒素の不足に関しては、以下のとおり対策を実施している。<br>・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系によりSRVに窒素を供給可能な設計とし、重大事故等の収束に必要な窒素ガス供給量を有する窒素ガスボンベ(15個)及び予備の窒素ガスボンベ(15個)を配備することとしている。<br>・ SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール部を改良EPDM製シール材に変更することとしている。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 |
| (6)-2②関係<br>(ア) シビアアクシデント(以下「SA」という。)環境下での健全性(耐環境性)の確認では、機器の不安定動作が生じた場合の影響をどのように考えているのか。   | SA環境下での健全性として、想定されるSAが発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、機器の耐環境性について確認している。<br>SRVに関しては、SRV本体、SRVシリンダ、SRV用電磁弁等についてSA環境下での耐環境性を確認しており、SRVの耐環境性向上対策として、SRVシリンダ及びSRV用電磁弁のシール部を改良EPDM製シール材に変更することとし、シール性能を蒸気暴露試験により確認している。<br>SRV以外で不安定動作の可能性がある機器に関しては、SA環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的要求がある機器として、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁及び逆止弁があるが、駆動源喪失時にはMSIV及びAO弁はフェイルクローズ、MO弁はフェイルアズイズとなり、それらの弁はSA環境下での健全性を確認していることから、不安定動作は発生しないと考えられる。<br>また、SA環境下で使用する計測機器については、耐環境試験等により、SA環境条件に対する耐環境性を有する設計とすることとしており、計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段についても整備している。 | (6)-2                             | このことを踏まえると、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)条件下でのSRVの逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系の隔離による影響(窒素圧の低下等)及び不安定動作が確認されたSRV以外の機器における不安定動作の可能性について、網羅的に把握する必要がある。 | ②<br>否 | SRV以外の機器における不安定動作の可能性については、島根原子力発電所ではPCV内のSA時に動的要求があるSRV以外の機器についてSA環境下での健全性を確認しているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)   |
| (6)-2③関係<br>(ア) 1FのSRVで不安定動作が生じたことを踏まえて、全交流動力電源喪失条件下では貴社のSRVにどのような不安定動作が生じると考えるか。<br><br>(イ) 不安定動作が生じる可能性がある機器として、SRV以外にどのような機器があるか。   | (ア) 1FのSRVの不安定動作の要因の一つとして推測される駆動用窒素の不足に関しては、逃がし安全弁窒素ガス供給系によりSRVに窒素を供給可能な設計としている。1FのSRVで不安定動作が生じた原因は特定されていないが、島根2号機のSRVはSA環境下での健全性を確認しており、現状想定しているSA環境下では不安定動作は生じないと考えられる。<br><br>(イ) SA時の環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的要求があるSRV以外の機器として、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁、逆止弁があるが、(6)-2②関係の回答のとおり、不安定動作は生じないと考えられる。   | (6)-2                             |  | ③      | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、SA状態に至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>SA時の環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的要求があるSRV以外の機器としては、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁及び逆止弁があるが、駆動源喪失時にはMSIV及びAO弁はフェイルクローズ、MO弁はフェイルアズイズとなり、それらの弁はSA環境下での健全性を確認しているため、不安定動作は発生しないと考えられる。<br>SA条件下における計測機器の信頼性については、(7)-3に記載する。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。         |

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答(2021年7月2日)   |  | (参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) |  |      |  |
|--|--|-----------------------------------|--|------|--|
| 事項   | 回答内容   | 番号                                | 事項   | 回答項目 | 回答内容、理由  |
| (7)-1①関係<br>(ア) SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下要因として、他にどのような要因が考えられるか。   | SRVの安全弁機能は、SRV上流側の原子炉圧力の上昇に伴いバネに打ち勝って、圧力が自動解放される単純な機構であり、バネの横弾性係数が低下したこと以外の要因としては、事故時の繰り返し作動により弁体シート面に顕著な荒れが生じることで、作動開始圧力が低下することが考えられる。  | (7)-1                             | SRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下していたなど、SA条件下では様々な機器が設計基準事故条件下とは異なる挙動をしている。                                      | ①    | 無<br>SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下については、PCV雰囲気温度上昇に伴い弁体押さえバネの温度が上昇し、バネの横弾性係数が低下したことが要因として考えられることについて、異なる見解は無い。   |
| (7)-2①関係<br>(ア) SA時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのように集積すべきと考えるか。  | SA時に想定される環境下での機器の挙動については、評価を行い、健全性を確認しているが、想定を超える環境下での機器の挙動については、1F事故調査で得られた知見に基づき、事業者及びメーカーにて対策への反映を検討するべきと考える。   | (7)-2                             | このため、SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要がある。  | ①    | 無<br>SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要があることについて、異なる見解は無い。   |
| (7)-2②関係<br>(ア) SA時の機器の実力値(作動回数の限界値等)を把握すべきではないか。  | 機器の設計においては、使用条件を想定した上で設計余裕を確保し、その余裕を把握することを基本としている。<br>SRVの作動回数に関して、逃がし安全弁窒素ガス供給系の窒素ガスポンプは、以下の①及び②を考慮した必要個数15個に加え、故障時及び保守点検時のバックアップとして5個以上確保することし、余裕を見て合計30個を確保する設計としている。<br>① 事故発生からRCICポンプが運転している間(8時間)の逃がし弁機能を動作させるために必要なポンプ個数<br>② SRVを7日間開保持するために必要なポンプ個数 |                                   |  | ②    | 要<br>SA時に機能を期待している機器のSA環境下における健全性については確認しているが、SA時の機器の挙動に関する知見について今後も調査が必要である。<br>調査については、SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下要因等について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。   |
| (9)-1①関係<br>(ア) 成功した2回以外のベント操作ではベントに成功しなかった要因として、どのようなことが考えられるか。<br>(イ) 成功した2回以外にベント成功と判断できるベント操作はあるか。 | (ア) 中間取りまとめ及び福島原子力事故調査報告書に記載のとおり、ベントに成功しなかった要因として、駆動用空気の漏えいや電磁弁の励磁回路の不具合によりベント弁が開できなかったこと、ドライウェルからの漏えいがあったことが考えられる。<br>(イ) 中間取りまとめ及び福島原子力事故調査報告書に記載のとおり、3号機のベントは2回以外には成功していないと考えられる。   | (9)-1                             | 3号機のベント成功回数は2回である。   | ①    | 無<br>ベント成功回数については、PCVの減圧速度等から2回と考えられるため、異なる見解は無い。  |
| (9)-2①関係<br>(ア) 40時間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因として、どのようなことが考えられるか。   | 1F3号機から4号機に水素ガスを含むベントガスが流入しているが、4号機の原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界到達後、水素爆発するまでの間、着火源が無かったことが要因として考えられる。  | (9)-2                             | 3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。                                  | ①    | 無<br>4号機原子炉建屋内における水素爆発については、水素ガスを大量に含む3号機のベントガスがSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、異なる見解は無い。  |
| (9)-3③関係<br>(ア) 建屋内の水素滞留について様々な対策を実施していることは承知したが、対策を実施しても、なお、建屋内に水素滞留が生じると仮定した場合、どのような対策が必要であると考えるか。   | 静的触媒式水素処理装置(PAR)による水素処理及びベントによる水素排出を実施した上で、原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合においては、原子炉建屋内から水素ガスを排出する設備が有効であると考えており、オペフロに設置するブローアウトパネルにより水素ガスを外部へ排出することとしている。<br>なお、ベント実施後に原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合には、緊急時対策委員がブローアウトパネルの開放操作を実施する手順を整備している。   | (9)-3                             | 同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえ、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。 | ③    | 【島根1号機】(廃止措置中)<br>廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、原子炉建物内で水素滞留に至る事象は考えられないため対策不要。<br>【島根2号機】<br>PCVからの漏えいが想定される箇所(原子炉建物原子炉棟4階、SRV補修室、CRD補修室、所員用エアロック室、トラス室)及びSGTS吸込配管近傍に水素濃度計を設置し、水素の漏えい状況を監視する設計としており、水素濃度計の指示値が上昇した場合には、PCVからの漏えいが考えられることから、運転員はベントによる水素排出及びPARIによる水素処理状況を確認する運用とする。<br>また、建物周辺(屋外含む)で作業を実施している緊急時対策委員については、水素濃度計の指示値が上昇した場合は、緊急時対策本部の指示に従って、ベント実施基準(2.5vol%)までに、安全確保のため緊急時対策所等に待避する運用とする。<br>【島根3号機】(建設中)<br>新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を今後実施する予定である。 |

## (2) 及び (3) 関係

第 1 表 島根 1, 2, 3 号機の AM 対策の抽出結果

| 項目         | 検討すべきシーケンス      | 有効な対策       | AM対策   | 対象号機                          |
|------------|-----------------|-------------|--|-------------------------------|
| 炉心健全性の維持   | 電源喪失            | 電源供給        | ・隣接プラントからの電源融通<br>・非常用ディーゼル発電機の復旧                                    | 島根 1, 2, 3 号機                 |
|            | 高圧注水・減圧失敗       | 原子炉への注水機能   | ・原子炉減圧の自動化   | 島根 1, 2 号機 <sup>※1</sup>      |
|            | 未臨界確保失敗         | 原子炉停止機能     | ・代替反応度制御 (再循環ポンプトリップ (RPT), 代替制御棒挿入 (ARI))                           | 島根 1, 2, (3) <sup>※2</sup> 号機 |
|            | LOCA 時の注水失敗     | 原子炉への注水機能   | ・復水輸送系, 消火系ポンプによる代替注水 <sup>※3</sup>                                  | 島根 1, 2, 3 号機                 |
|            | 高圧・低圧注水失敗       | 原子炉への注水機能   | (「LOCA 時の注水失敗」と同じ)   | 島根 1, 2, 3 号機                 |
|            | 崩壊熱除去失敗         | PCV からの除熱機能 | ・原子炉浄化系, ドライウェルクーラーを利用した代替除熱 <sup>※3</sup><br>・残留熱除去系の復旧<br>・耐圧強化ベント | 島根 1, 2, 3 号機                 |
| PCV 健全性の維持 | 貫通部過温           | PCV への注水機能  | (「LOCA 時の注水失敗」と同じ)   | 島根 1, 2, 3 号機                 |
|            |                 | PCV からの除熱機能 | (「崩壊熱除去失敗」と同じ)   | 島根 1, 2, 3 号機                 |
|            | PCV 雰囲気直接加熱     | 電源供給        | (「電源喪失」と同じ)  | 島根 1, 2, (3) <sup>※4</sup> 号機 |
|            | 未臨界確保失敗時の過圧     | 原子炉停止機能     | (「未臨界確保失敗」と同じ)   | 島根 1, 2, (3) <sup>※4</sup> 号機 |
|            | 水蒸気 (崩壊熱) による過圧 | PCV からの除熱機能 | (「崩壊熱除去失敗」と同じ)   | 島根 1, 2, 3 号機                 |
|            | 溶融物接触           | PCV への注水機能  | (「LOCA 時の注水失敗」と同じ)   | 島根 1 号機 <sup>※5</sup>         |

※1 島根 3 号機では高圧注水系を 3 系統設けているため, AM対策として自動減圧ロジックを追加していない。

※2 島根 3 号機では基本設計段階で代替反応度制御を採用している。

※3 島根 1, 2 号機における系統名称を示す。

※4 P S A の実施結果より, 島根 3 号機では「PCV 雰囲気直接加熱」及び「未臨界確保失敗時の過圧」は検討すべきシーケンスとして抽出されていない。

※5 原子炉格納容器の構造上, 島根 2, 3 号機では「溶融物接触」は検討すべきシーケンスとして抽出されていない。

第2表 AM対策における既存の安全機能への影響確認一覧（島根1，2号機）

| 設計上考慮すべき項目                       | 代替反応度制御<br>(RPT) | 代替反応度制御<br>(ARR) | 原子炉減圧の<br>自動化 | 代替注水 | 耐圧強化イベント | 隣接プラントからの<br>低圧電源融通等 | 実現方法  |
|----------------------------------|------------------|------------------|---------------|------|----------|----------------------|---|
| 1. 安全設備の多重性、独立性を阻害しないこと          | ○                | ○                | ○             | ○    | ○        | ○                    | 既存の安全機能を有する設備と新たに設置した設備との間では、機种的隔離、物理的分離がなされ、既存の安全機能に悪影響を与えない設計とした。   |
| 2. 原子炉冷却ポンプカウングリの耐圧、隔離設計を阻害しないこと | -                | -                | -             | -    | -        | -                    | （該当する設備変更を伴うAMがない）  |
| 3. 原子炉格納容器の機能、隔離設計を阻害しないこと       | -                | -                | -             | ○    | ○        | -                    | ベDESTAL注水ラインには隔離弁を設け、隔離弁までは原子炉格納容器カウングリと同じ設計とした。<br>耐圧強化イベントラインには隔離弁とともにラプチャーディスクを設け、原子炉格納容器内の気体が気泡として排出するのを防止するためのバックアップとした。   |
| 4. 既存システムの安全機能を阻害しないこと           |                  |                  |               |      |          |                      |   |
| (1) 安全保護系                        | ○                | ○                | ○             | -    | -        | -                    | 代替反応度制御及び原子炉減圧の自動化において、原子炉水位等のセンサーは安全保護系と共有するが、信号回路を現有の安全保護系と分離し、安全保護系に悪影響を与えない設計とした。   |
| (2) 原子炉停止系                       | -                | ○                | -             | -    | -        | -                    | 代替反応度制御で新設した計測用線路は、既設原子炉緊急停止系と分離する設計とした。<br>代替反応度制御で新設した電磁弁等の位置、構成は、原子炉緊急停止系の機能を阻害しない設計とした。   |
| (3) a. 非常用炉心冷却系                  | -                | -                | ○             | ○    | -        | -                    | 原子炉減圧の自動化で新設した計測用線路は、既設自動減圧系と分離する設計とした。<br>代替注水を行う際使用する配管のうち、残留熱除去系と復水輸送系の接続配管には隔離弁を設け、残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同じ設計とした。  |
| (3) b. 残留熱を除去する系統                | -                | -                | -             | ○    | -        | -                    | 代替注水を行う際使用する配管のうち、残留熱除去系と復水輸送系の接続配管には隔離弁を設け、残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同じ設計とした。   |
| (3) c. 原子炉格納容器除熱系                | -                | -                | -             | ○    | -        | -                    | 同上  |
| (3) d. 格納容器排気系を制御する系統            | -                | -                | -             | ○    | ○        | -                    | 代替注水を行う際使用する配管のうち、残留熱除去系と復水輸送系の接続配管には隔離弁を設け、残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同じ設計とした。<br>耐圧強化イベントラインは、非常用ガス処理系と接続することから、隔離弁等より上位クラスとの機能分離がなされる範囲まで非常用ガス処理系と同じ設計とした。   |
| (4) 最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統           | -                | -                | -             | -    | -        | -                    | （該当する設備変更がない）   |
| (5) 電源系                          | ○                | ○                | ○             | ○    | ○        | ○                    | 信号回路等の電源部は、遮断器等で分離するまでの間は接続する既存電源系と同等の設計とした。  |
| (6) その他                          | -                | -                | -             | ○    | -        | -                    | 代替注水を行う際使用する配管のうち、復水輸送系と消火系の接続配管には隔離弁を設けることにより、相互に悪影響を与えない設計とした。  |
| 5. 安全評価上悪影響を及ぼさないこと              | ○*               | ○*               | ○*            | ○    | ○        | ○                    | 自動起動する設備については、チャンネルの単一故障を想定し、論理回路を多重構成とすることにより誤動作の防止を図ったため、設計標準事象内での現行の安全評価事象に悪影響を与えない。又、現行の評価事象に遮断される。また、手動操作により動作する設備は、設計標準事象外の状態を検出して使用する手順としたことから、現行の安全評価に悪影響を与えない。電源の種別については電源の創製操作であるため、現行の安全評価に悪影響を与えない。 |

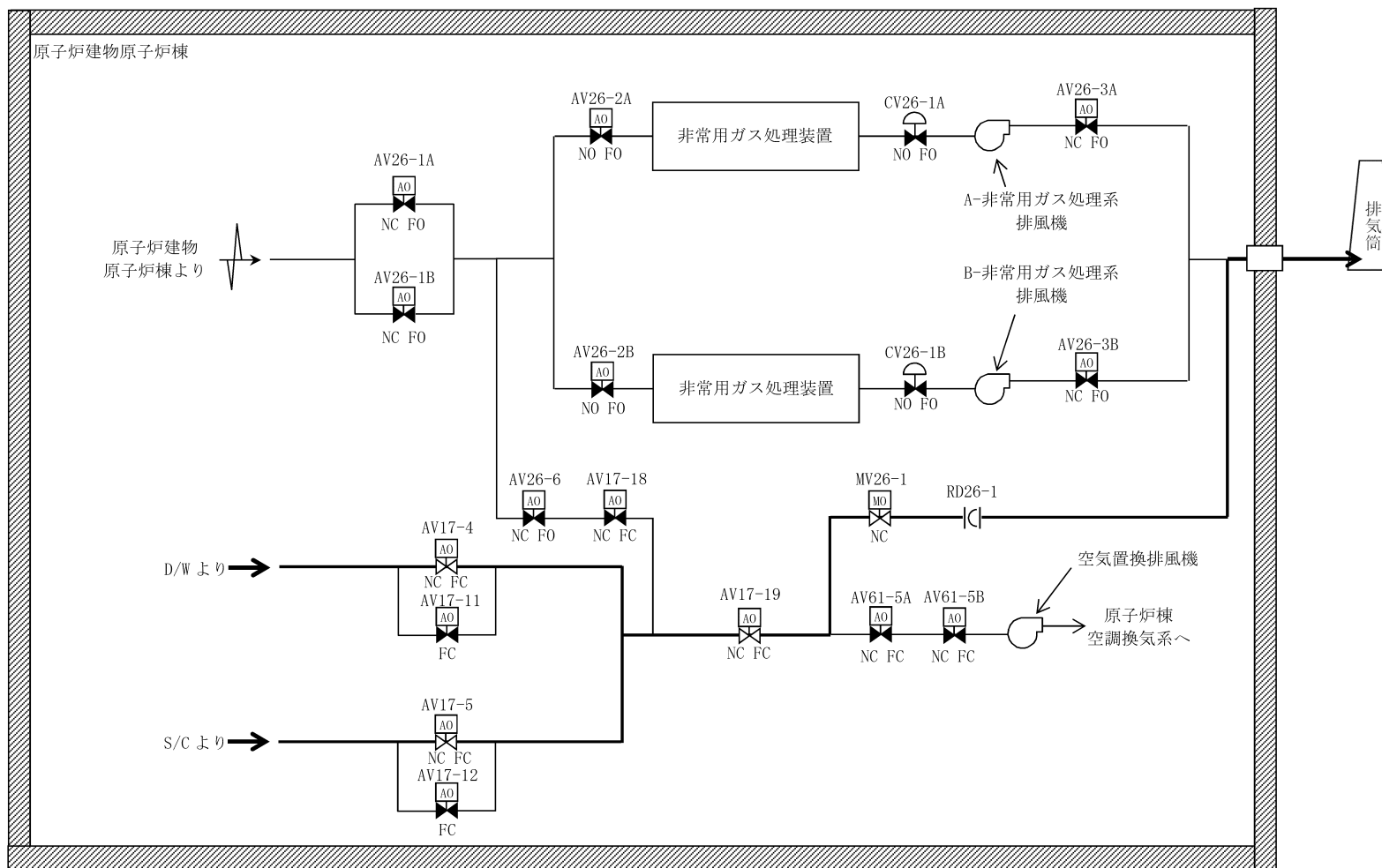
○：該当する設備変更あり    -：該当する設備変更なし    \*：自動起動する設備

第3表 AM対策における既存の安全機能への影響確認一覧（島根3号機）

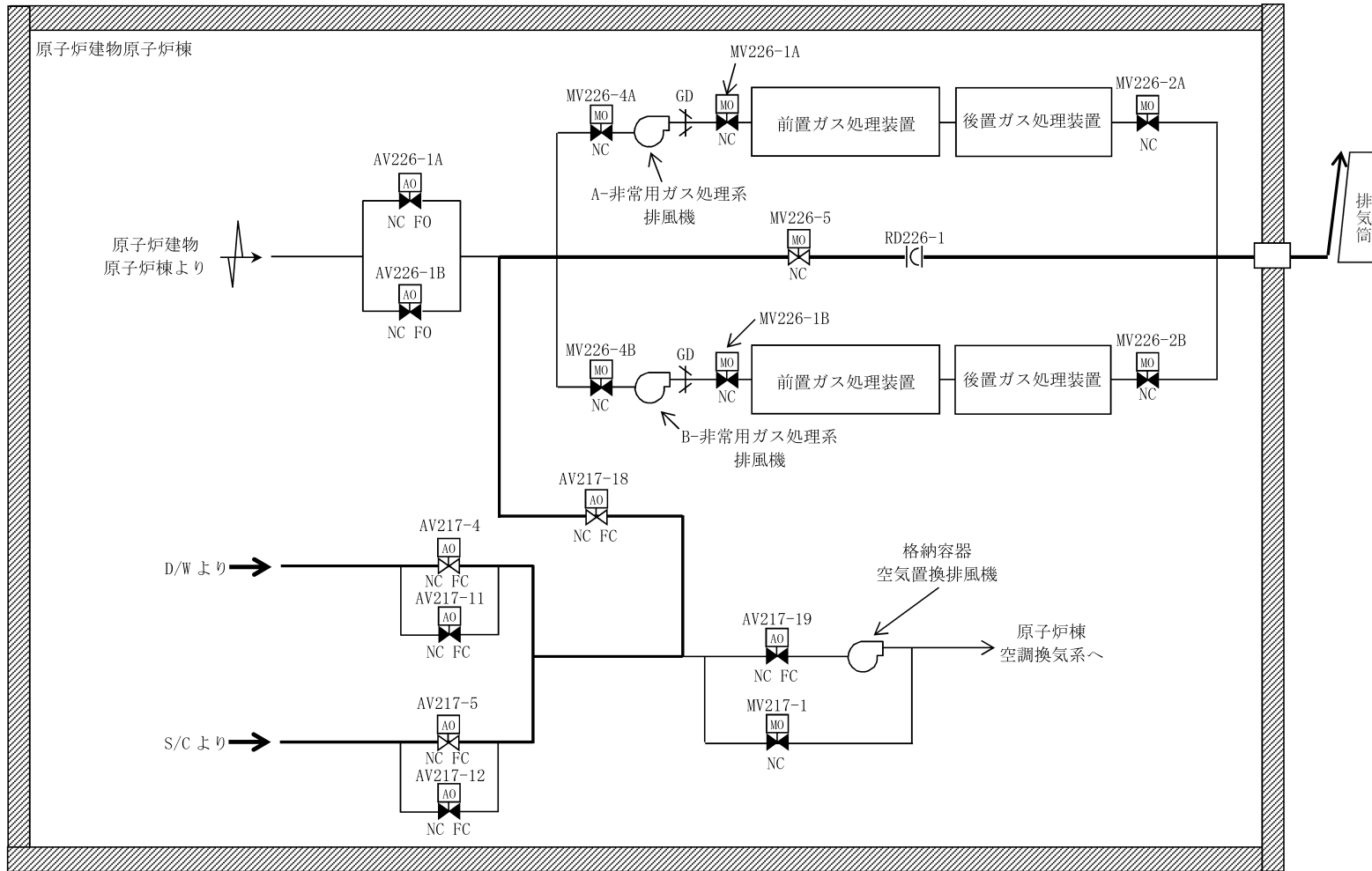
| 設計上配慮すべき項目                       | 代替注水 | 耐圧強化ベント | 隣接原子炉施設からの電源融通 | 対応方法  |
|----------------------------------|------|---------|----------------|---|
| 1. 安全設備の多重性，独立性を阻害しないこと          | ○    | ○       | ○              | 安全機能を有する設備とアクシデントマネジメントに関する設備との間では，機能的分離，物理的分離がなされ，安全機能に影響を与えない設計とする。   |
| 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリの耐圧，隔離設計を阻害しないこと | -    | -       | -              | (該当する設備変更を伴うアクシデントマネジメント策はない)   |
| 3. 原子炉格納容器の機能，隔離設計を阻害しないこと       | ○    | ○       | -              | 耐圧強化ベントラインには隔離弁を設け，隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同一の設計とする。<br>また，耐圧強化ベントラインの隔離弁以降にラプチャーディスクを設け，原子炉格納容器内の気体が大気に流出するのを防止するためのバックアップとする。このため，隔離弁からラプチャーディスクまでを原子炉格納容器バウンダリの最高使用圧力及び最高使用温度で設計する。<br>下部ドライウエル注水ラインには隔離弁を設け，隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同一の設計とする。 |
| 4. 安全機能を阻害しないこと                  |      |         |                |   |
| (1)安全保護系                         | -    | -       | -              | (該当する設備変更を伴うアクシデントマネジメント策はない)   |
| (2)原子炉停止系                        | -    | -       | -              | 同上  |
| (3)a. 非常用炉心冷却系                   | ○    | -       | -              | 代替注水を行う際に使用する配管のうち，残留熱除去系と復水補給水系の接続部配管には隔離弁を設け，残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同一の設計とする。   |
| b. 残留熱を除去する系統                    | ○    | -       | -              | 同上  |
| c. 原子炉格納容器除熱系                    | ○    | -       | -              | 同上  |
| d. 格納容器雰囲気制御する系統                 | ○    | ○       | -              | 代替注水を行う際に使用する配管のうち，残留熱除去系と復水補給水系の接続部配管には隔離弁を設け，残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同一の設計とする。<br>耐圧強化ベントラインは非常用ガス処理系に接続することから，ラプチャーディスクの上流側と下流側を非常用ガス処理系のそれぞれ接続する箇所と同一の設計とする。   |
| (4)電源系                           | ○    | ○       | ○              | 電源の接続部においては遮断器を設置することにより安全機能に影響を与えない設計とする。  |
| (5)その他                           | ○    | -       | -              | 代替注水を行う際使用する配管のうち，復水補給水系と消火系の接続部配管には隔離弁を設けることにより，相互に影響を与えない設計とする。   |
| 5. 安全評価上影響を及ぼさないこと               | ○    | ○       | ○              | 手動操作により動作する設備は，設計基準事象外の状態を検知して使用する手順とすること及びアクシデントマネジメントに係る設備に単一の故障等を想定した場合でも新たな異常状態は発生しないことから，安全評価に影響を与えない。また，電源の融通については電源の復旧操作であるため，安全評価に影響を与えない。  |

○：該当する設備変更有り    -：該当する設備無し

(3) - 2 ①関係

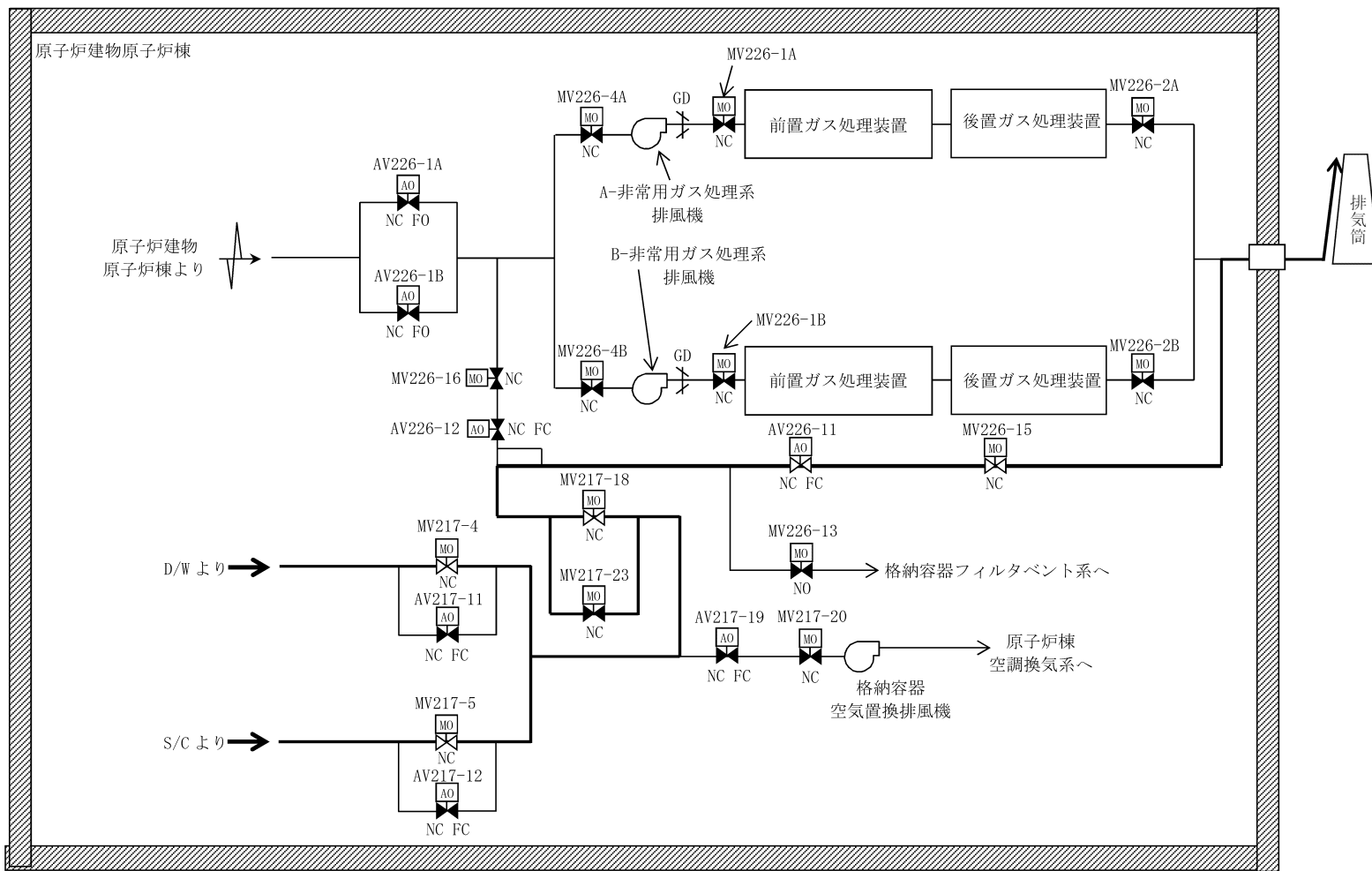


第 1 図 島根 1 号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (AM 対策当時)

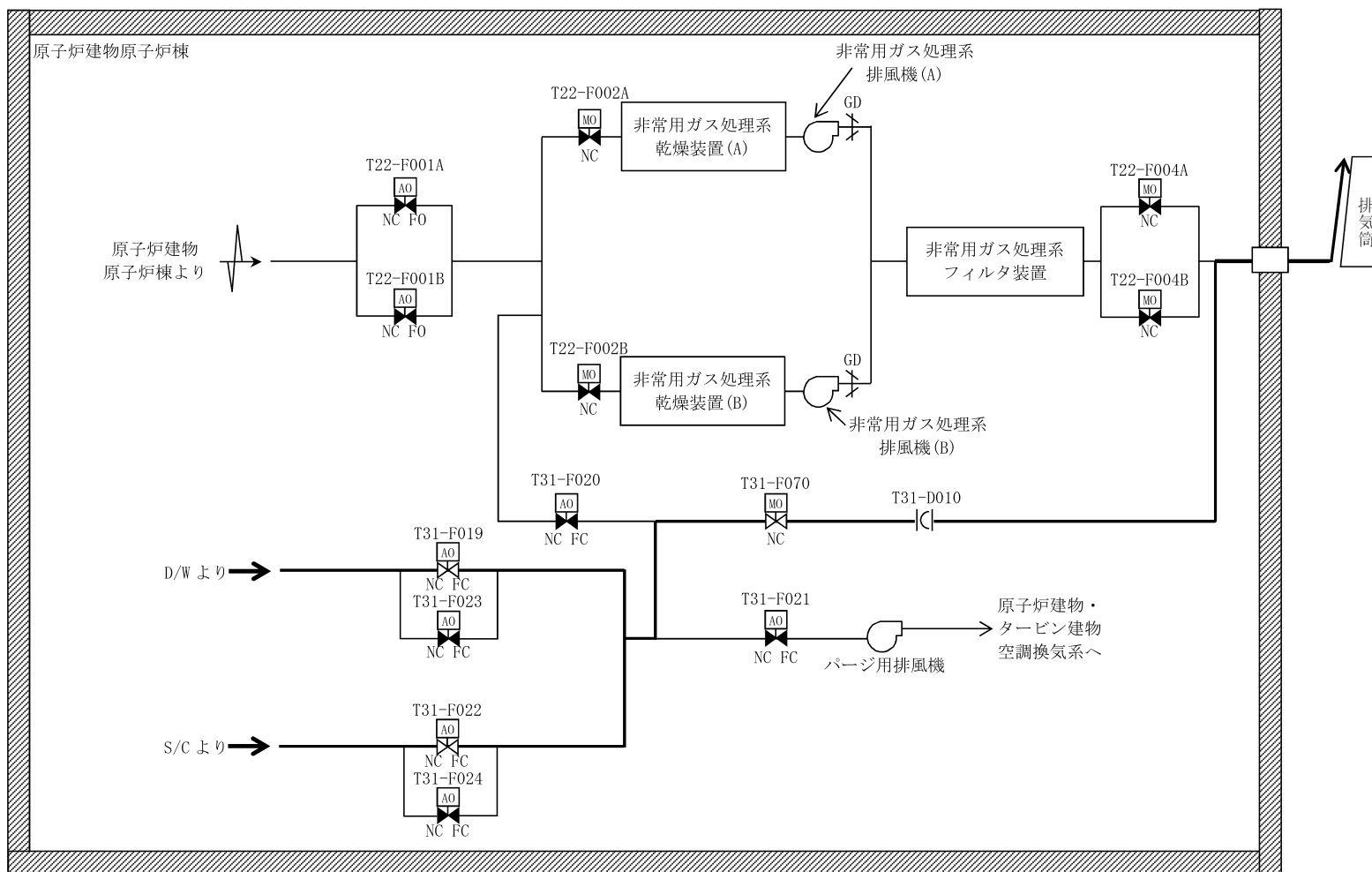


第2図 島根2号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (AM対策当時)





第3図 島根2号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (現状の設計)



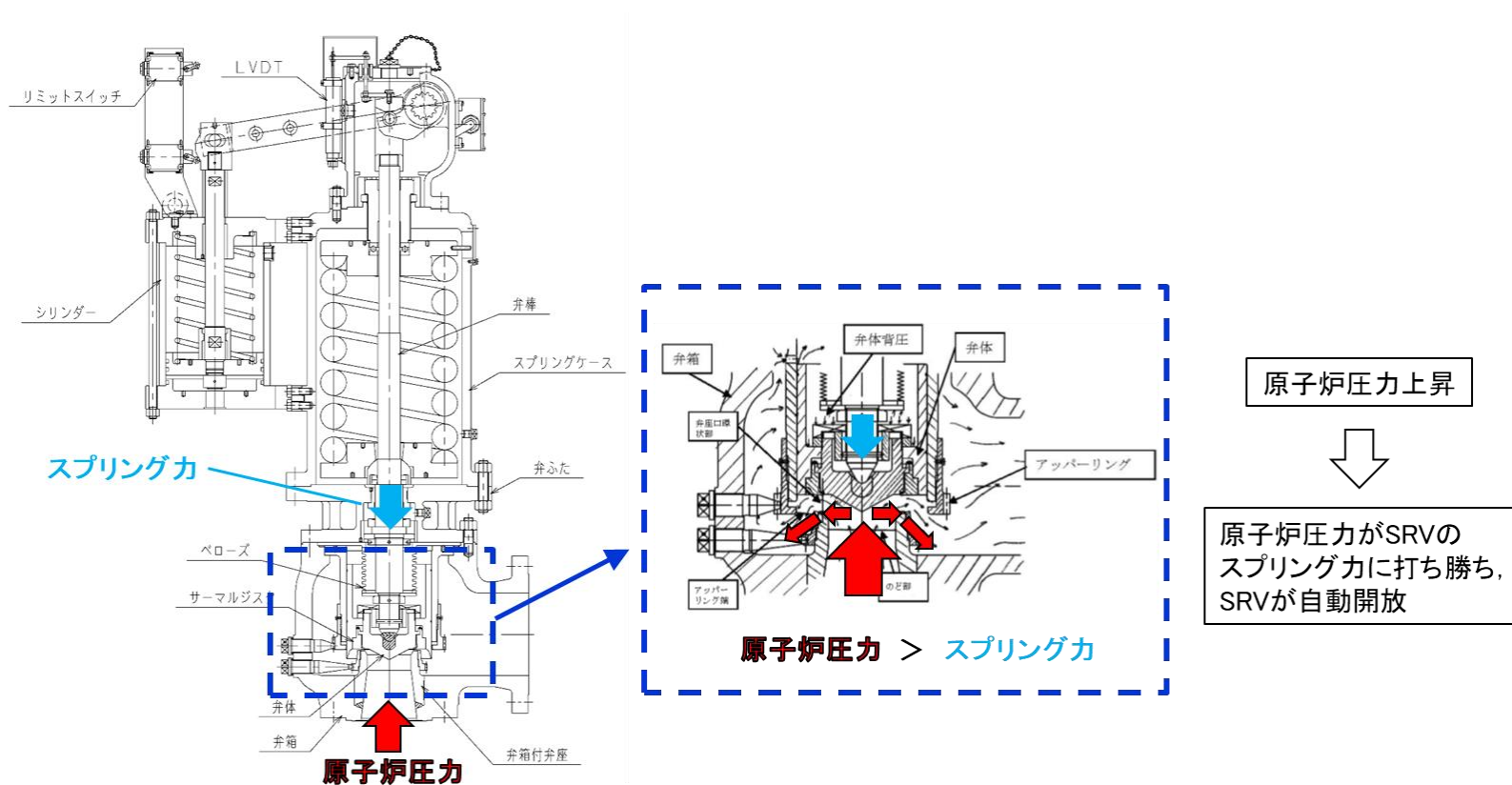
第4図 島根3号機 耐圧強化ベントライン系統概要図 (AM対策当時)

(6) - 1 ③関係

逃がし安全弁 (SRV) の 3つの機能に関する作動機構等は以下のとおり。

(1) 安全弁機能

原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、弁入口圧力 (原子炉圧力) が上昇し、スプリング設定値以上の圧力になった場合に、メカニカルに自動開放する。

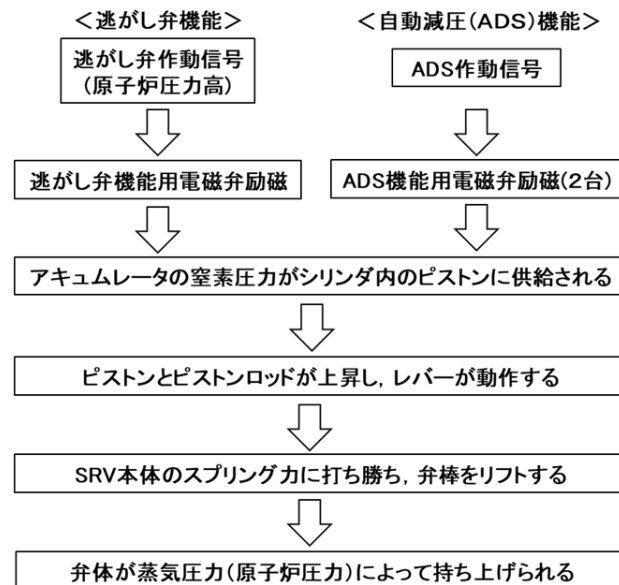
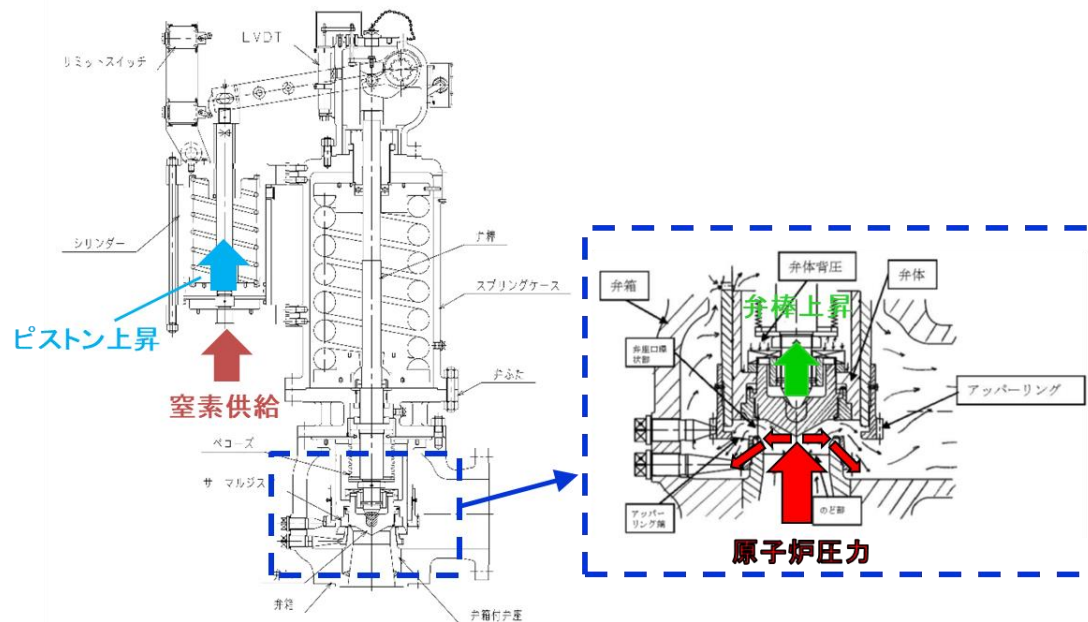


## (2) 逃がし弁機能

原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりシリンダ内のピストンを駆動して強制的に開放する。

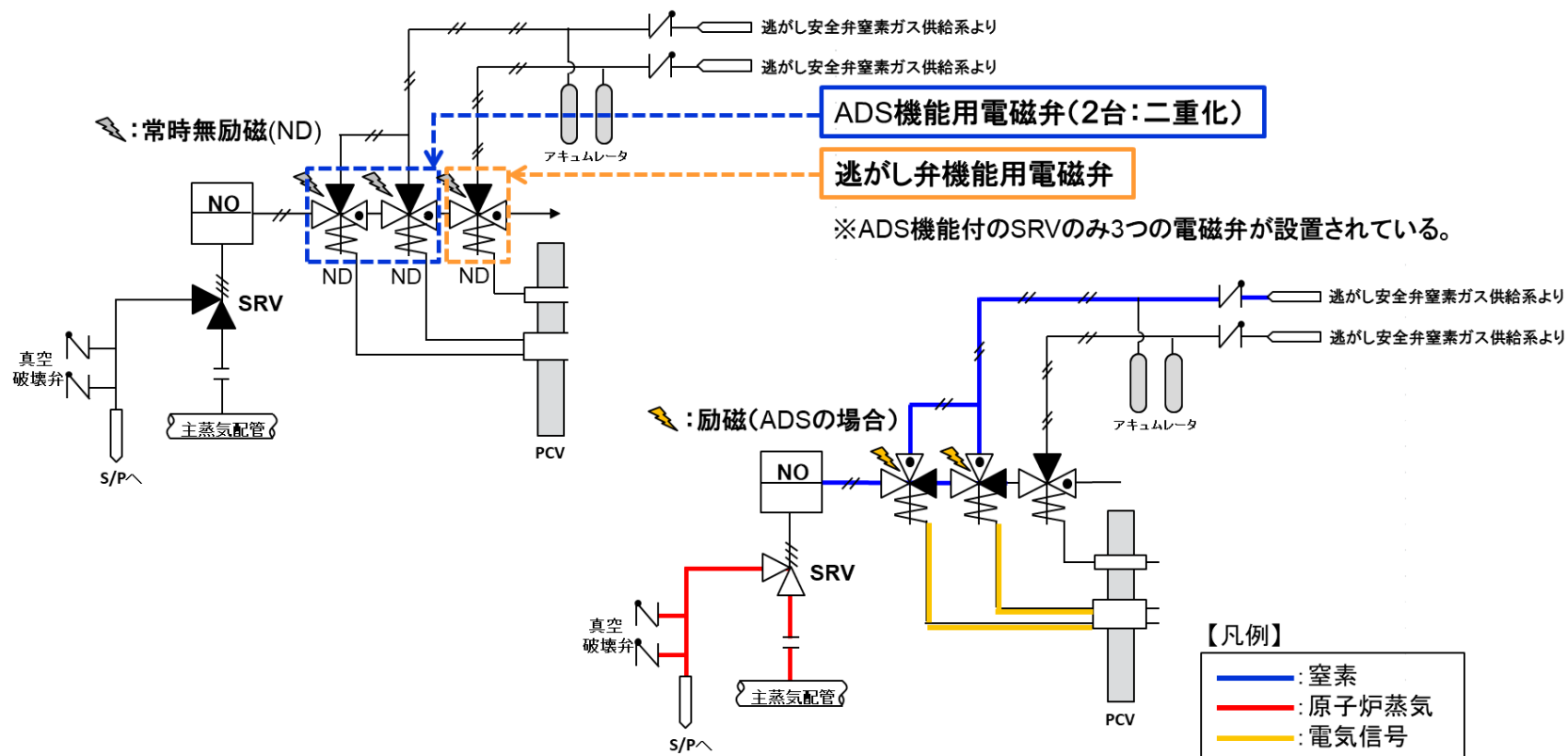
## (3) 自動減圧 (ADS) 機能

自動減圧 (ADS) 機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位低とPCV圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁を強制的に開放する。



(補足) 電磁弁の機能概要

逃がし弁機能若しくは自動減圧 (ADS) 機能の作動信号が入ると、電磁弁のポートが切り替わり、逃がし安全弁窒素ガス供給系よりSRVのシリンダに窒素が供給され強制的に弁を開放する。



# 現地調査の実施状況について

2021年7月8日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

( 1 ) 2号機タービン建屋内調査について

( 2021年6月25日 )

( 2 ) 4号機原子炉建屋内調査について

( 2021年6月24日 )

( 1 ) 2号機タービン建屋内調査について  
( 2021年6月25日 )



## ( 1 ) 2号機タービン建屋内調査の実施概要

### (1) 目的

2号機タービン建屋2階非常用ガス処理系(SGTS)室内に設置されているSGTSフィルタトレインの基部で漏えい痕が確認されている。SGTSフィルタトレインには、1号機の耐圧強化ベント時のベントガスが流入したと考えられており、フィルタトレイン内にはベントガスに含まれていた水蒸気が溜まり水として存在する可能性がある。なお、3号機及び4号機のSGTSフィルタトレイン内部では溜まり水が確認されている。

そのため、SGTSフィルタトレイン内部の溜まり水の可能性を検討するため、サーモカメラ による調査を行った。

また、当該調査区域は、線量率が高い区域のため、原子力規制庁において、遠隔調査用ローダーを製作し、遠隔操作による画像及び線量率の測定を試みた。

### (2) 場所

2号機タービン建屋2階SGTS室内(調査日:2021年6月25日)



赤外線サーモグラフィカメラ  
InfReC Thermo FLEX F50

## ( 1 ) 2号機タービン建屋内調査の実施概要

### (3) 調査日

2021年6月25日

### (4) 調査実施者

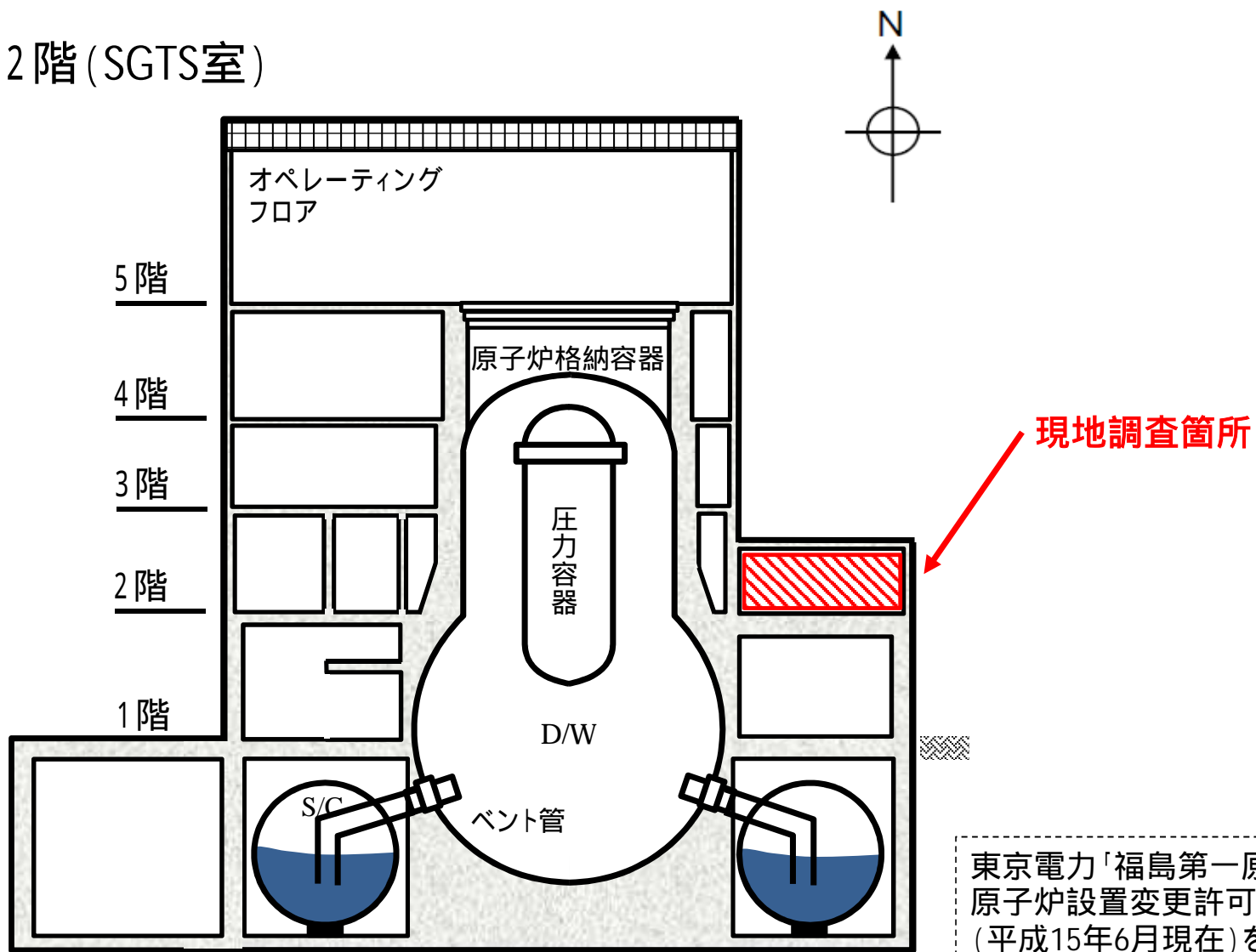
2021年6月25日 原子力規制庁職員 8名

### (5) 被ばく線量

2021年6月25日 最大:0.24 mSv、最小:0.04 mSv

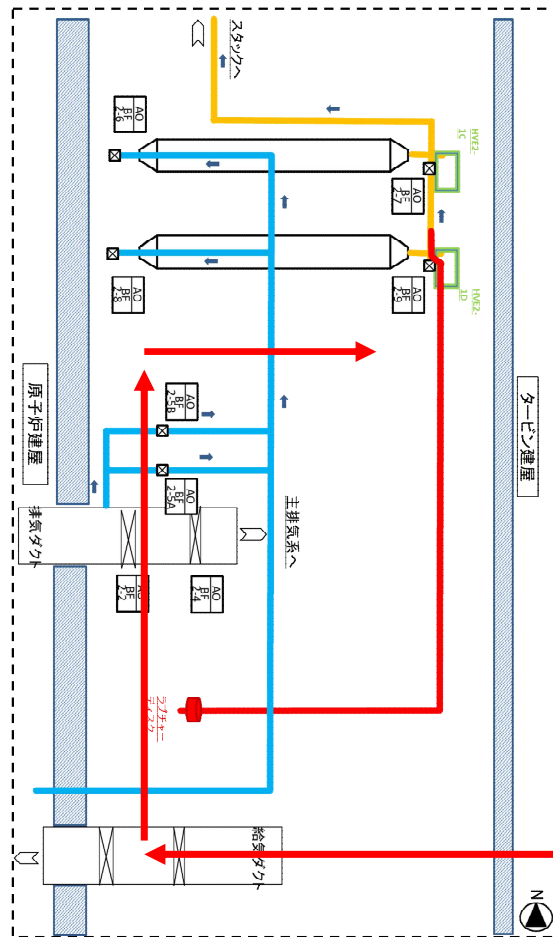
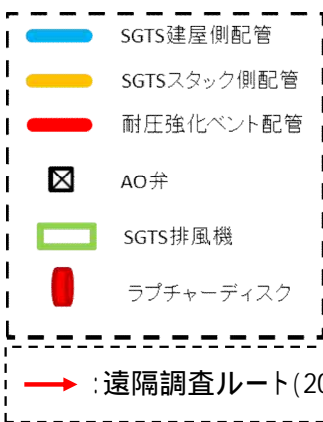
被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値(同日に複数の調査を実施した場合は、他の調査による被ばく線量との合算値)として示した。

2号タービン建屋2階(SGTS室)  
(東西断面)

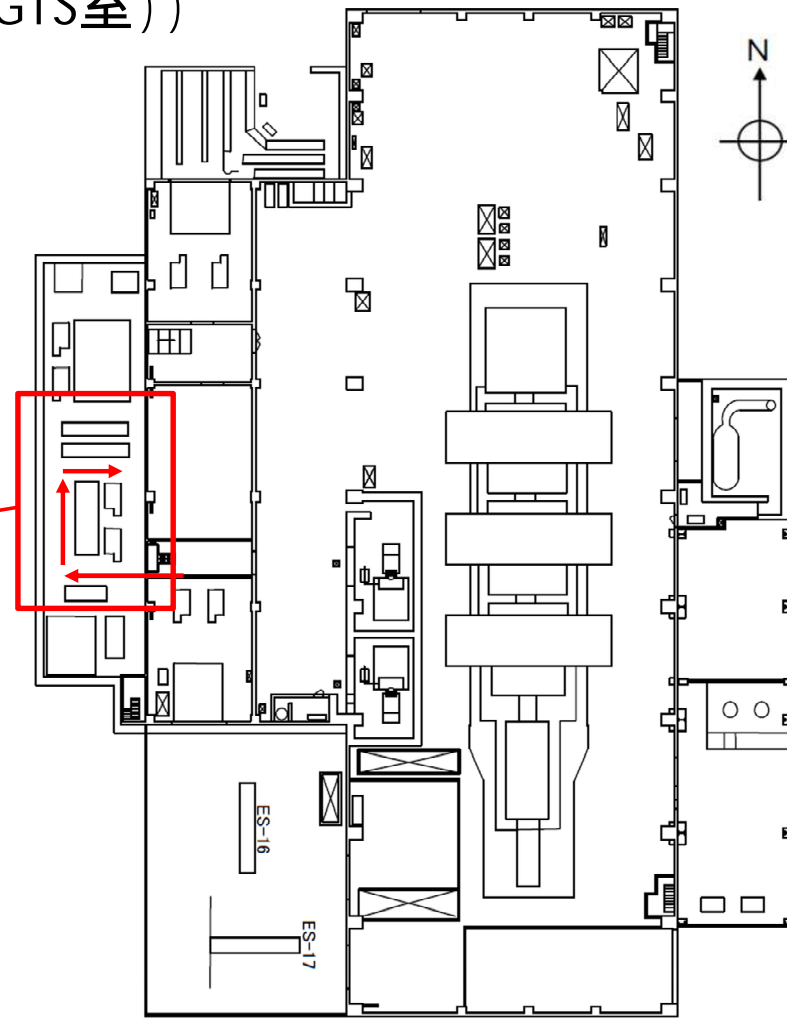


# 遠隔調査ルート (2号機タービン建屋2階(SGTS室))

遠隔調査用ローダーを用いて、遠隔操作により画像及び線量率の測定を実施。



SGTS室



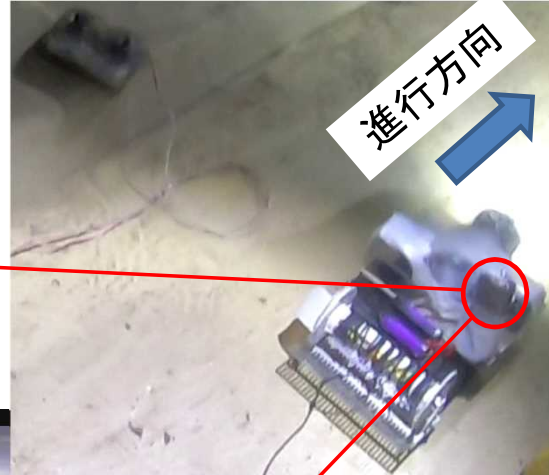
タービン建屋2階

## 2号機SGTS室内概要図

【360°カメラ(走行動画)】  
資料3 - 2: 2号機SGTS室の現地調査時の動画  
(令和3年6月25日原子力規制庁撮影)参照  
<https://www.youtube.com/watch?v=EWd2wkTYG6w>



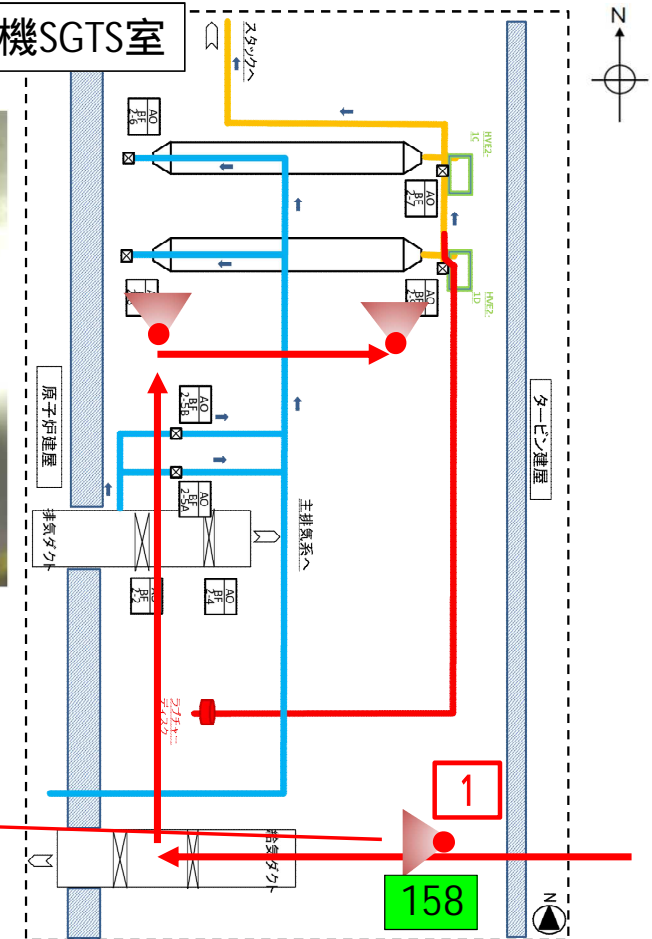
## 遠隔調査用ローダー



進行方向

360°カメラ

## 2号機SGTS室



360°カメラ  
(走行画像)

操作画面



進行方向

00:00:01:20

FUKUSHIMA DAIICHI NPS  
UNIT 2 SGTS

線量率計

- SGTS建屋側配管
- SGTSスタック側配管
- 耐圧強化ベント配管
- AO弁
- SGTS排風機
- ラプチャーディスク

→ : 遠隔調査ルート(2021年6月25日)

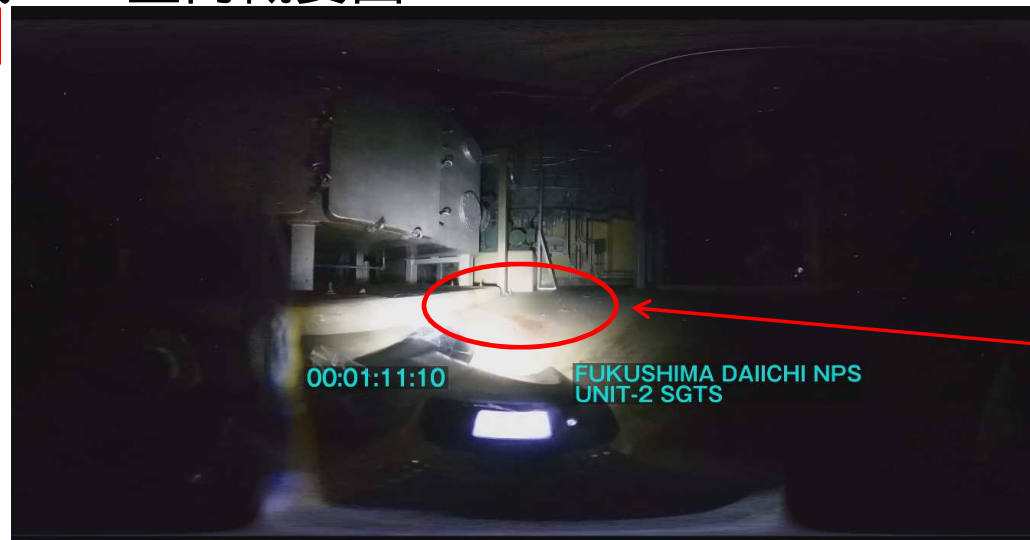
■ : 原子力規制庁による測定結果(2021年6月25日)

| 線量率計仕様 |                          |
|--------|--------------------------|
| 品名     | CsI(Tl)シンチレーションガイガーカウンター |
| 測定範囲   | 0.01 μSv/h ~ 10Sv/h      |



## 2号機SGTS室内概要図

2  
360°カメラ  
(走行画像)

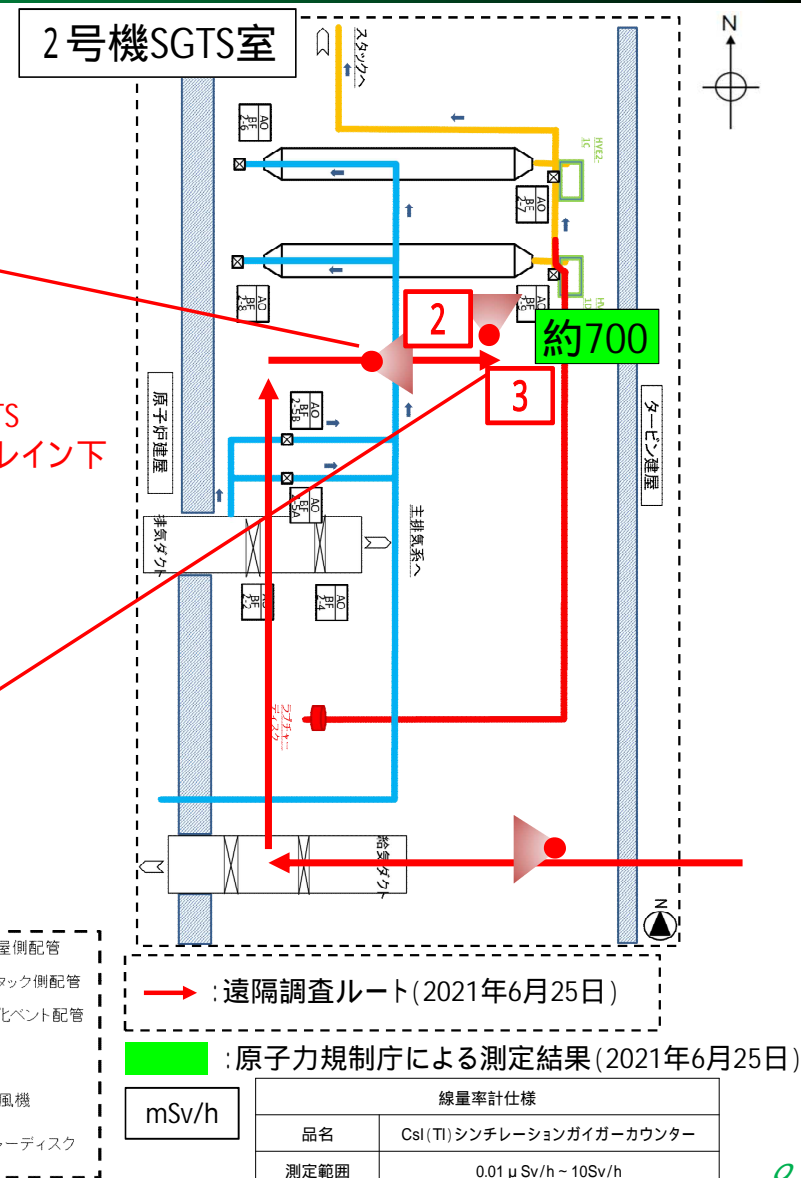


2号機SGTS  
フィルタトレイン下  
漏えい痕

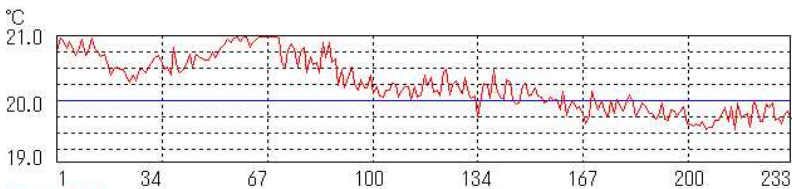
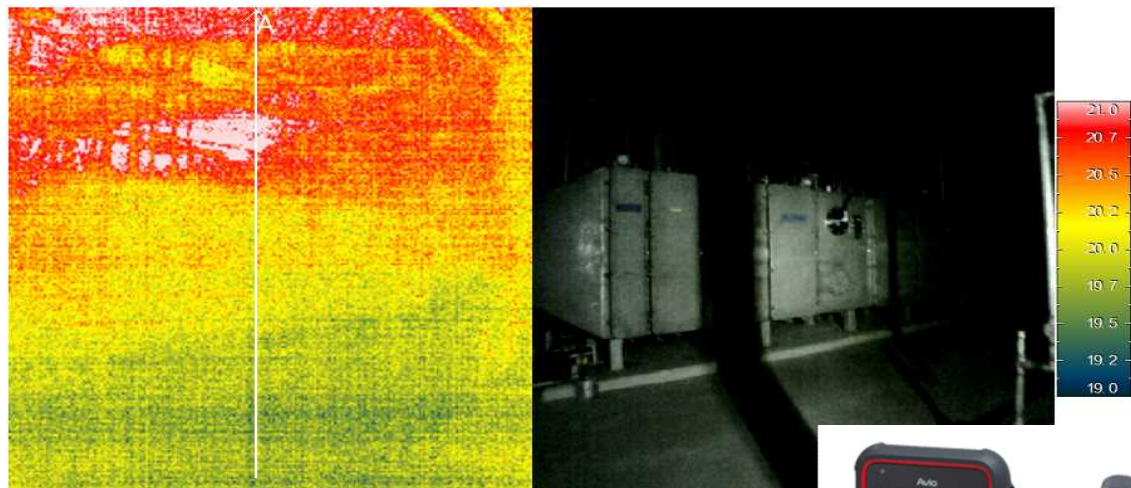
3  
360°カメラ  
(走行画像)



色調調整後



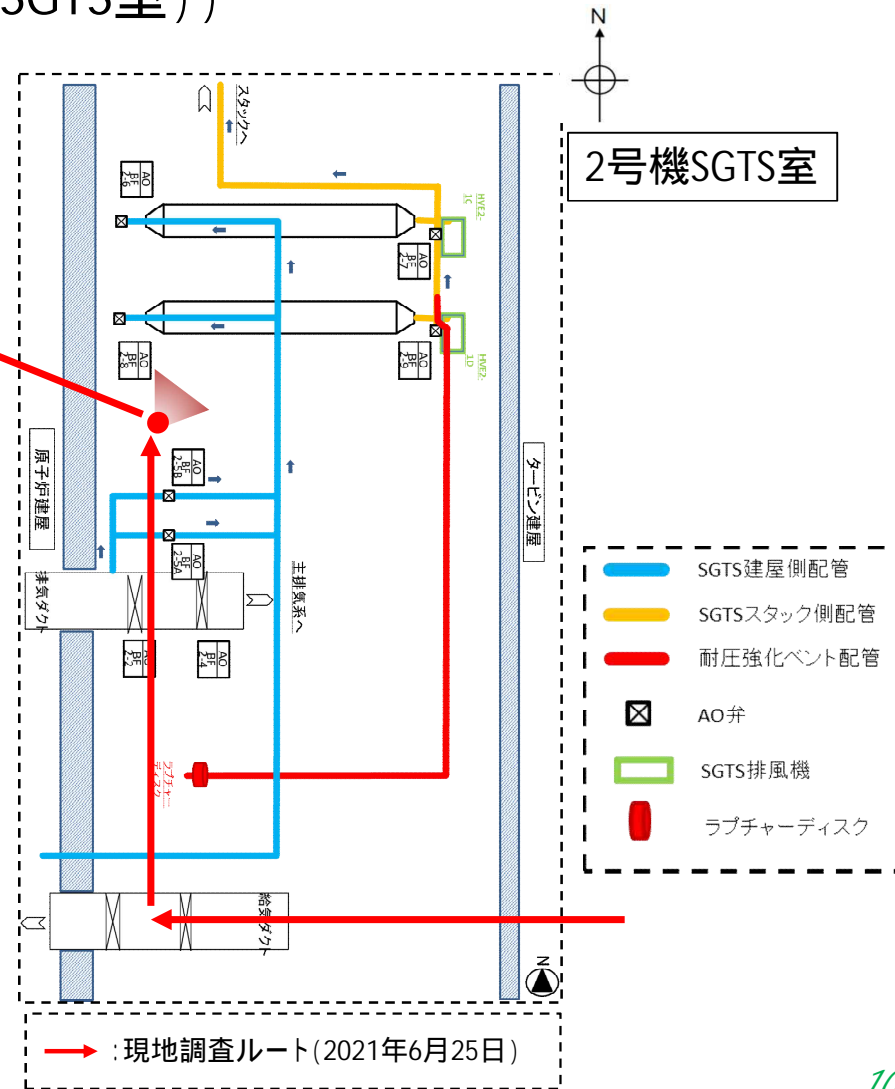
# サーモグラフィカメラ画像 (2号機タービン建屋2階(SGTS室))



ファイル名: T0000000411R.JPG  
 測定日: 2021/06/25  
 測定時間: 11:36:54  
 コメント:  
 カメラ型式: F50x-ONL  
 レンジ: 1(-40.0°C~150.0°C)  
 ズームx1.00  
 外部レンズ: 標準  
 放射率: 1.00  
 環境温度: 30.6°C

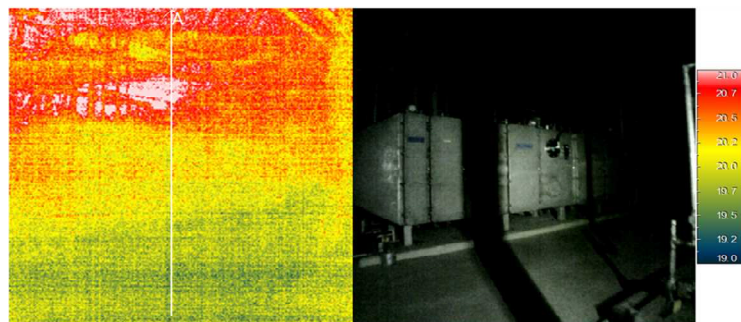


赤外線サーモグラフィカメラ  
InfReC Thermo FLEX F50

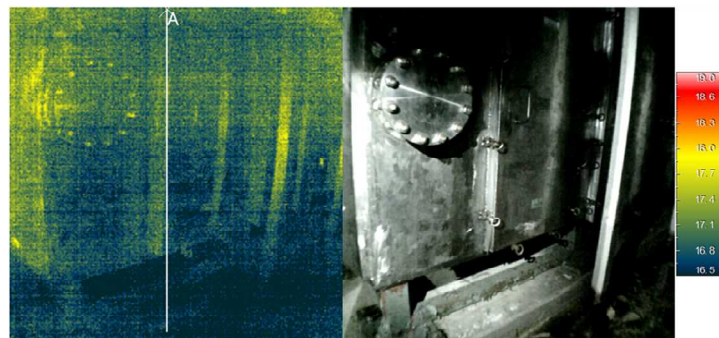




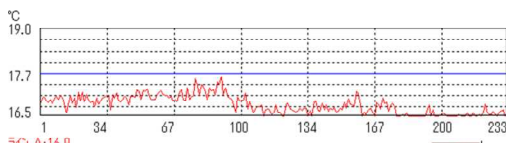
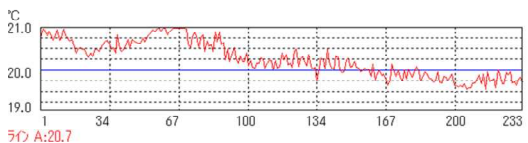
# サーモグラフィカメラ画像の比較



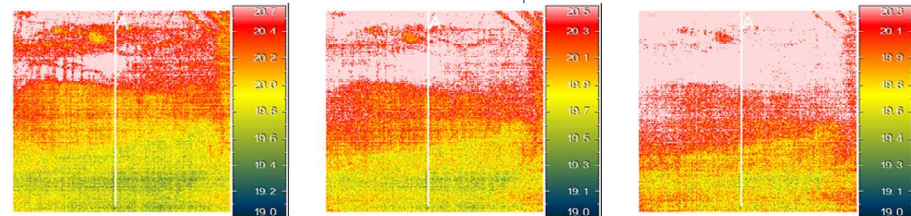
2号機  
SGTSフィルタトレイン  
室温: 25°C(手元)  
周辺環境: Dry  
加温等: なし



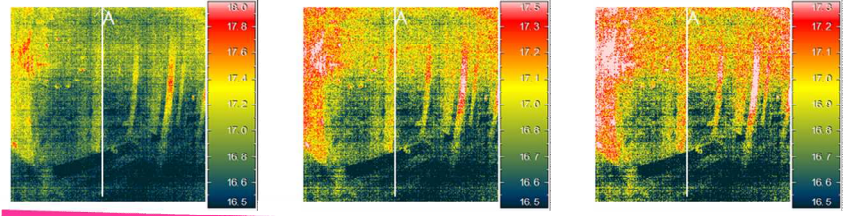
4号機  
SGTSフィルタトレイン  
室温: 未測定  
周辺環境: wet(床面に水たまり)  
加温等: なし



ファイル名: T0000000411R.JPG  
測定日: 2021/06/25  
測定時間: 11:36:54  
コメント:  
カメラ型式: F50x-ONL  
レンズ: 1(-40.0°C~150.0°C)  
ズームx1.00  
外部レンズ: 標準  
放射率: 1.00  
環境温度: 30.6°C

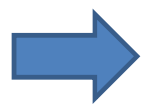


ファイル名: T0000000371R.JPG  
測定日: 2021/06/24  
測定時間: 14:18:45  
コメント:  
カメラ型式: F50x-ONL  
レンズ: 1(-40.0°C~150.0°C)  
ズームx1.00  
外部レンズ: 標準  
放射率: 1.00  
環境温度: 31.7°C



上限温度を徐々に下げる → フィルタトレインも上部の方が温度が高い

上限温度を徐々に下げる → フィルタトレインも上部の方が温度が高い



2号機及び4号機のSGTSフィルタトレインの上部と下部で温度差が確認された。  
測定手法や機器周辺の環境状況を踏まえ、更なる検討を進める。



( 2 ) 4号機原子炉建屋内調査について  
( 2021年6月24日 )

## ( 2 ) 4号機原子炉建屋内調査の実施概要

### (1) 目的

これまでの現地調査等において、1号機及び2号機のリアクターキャビティ差圧調整ダクトについては、原子炉ウェルから原子炉建屋4階への直接の漏えい経路の可能性が示唆されている。

4号機は、事故当時、原子炉運転中ではなかったため、当該差圧調整ダクトは使用されていなかったと考えられるが、当該差圧調整ダクト及び空気作動弁の状況の確認を行った。あわせて、原子炉建屋4階の3Dレーザースキャナーによる測定を実施した。

### (2) 場所

4号機原子炉建屋4階(現地調査日:2021年6月24日、25日)

## ( 2 ) 4号機原子炉建屋内調査の実施概要

### ( 3 ) 調査日

2021年6月24日、25日

### ( 4 ) 調査実施者

2021年6月24日 原子力規制庁職員 8名

2021年6月25日 原子力規制庁職員 3名

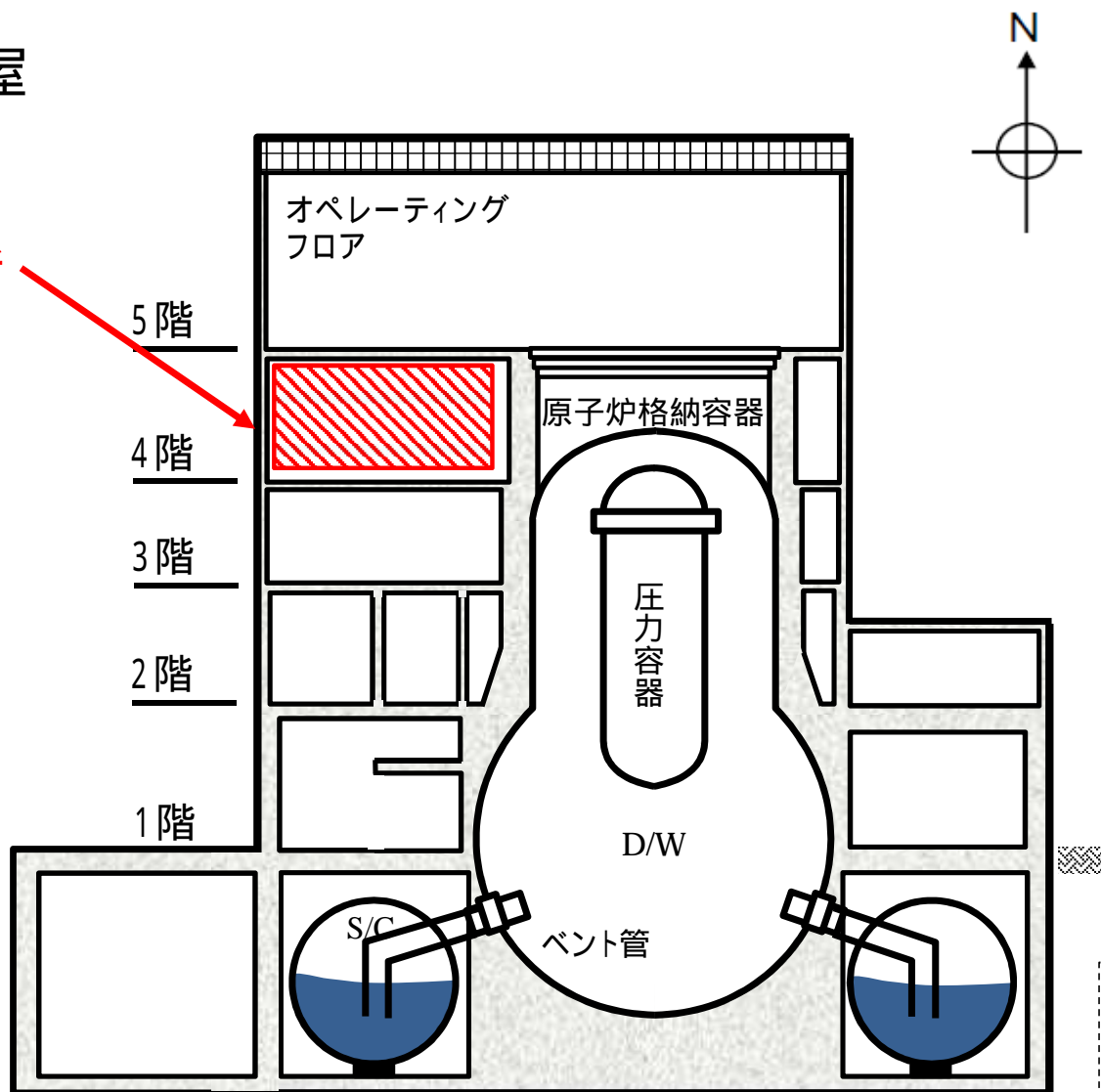
### ( 5 ) 被ばく線量

最大:0.10 mSv、最小:0.04 mSv

被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値(同日に複数の調査を実施した場合は、他の調査による被ばく線量との合算値)として示した。

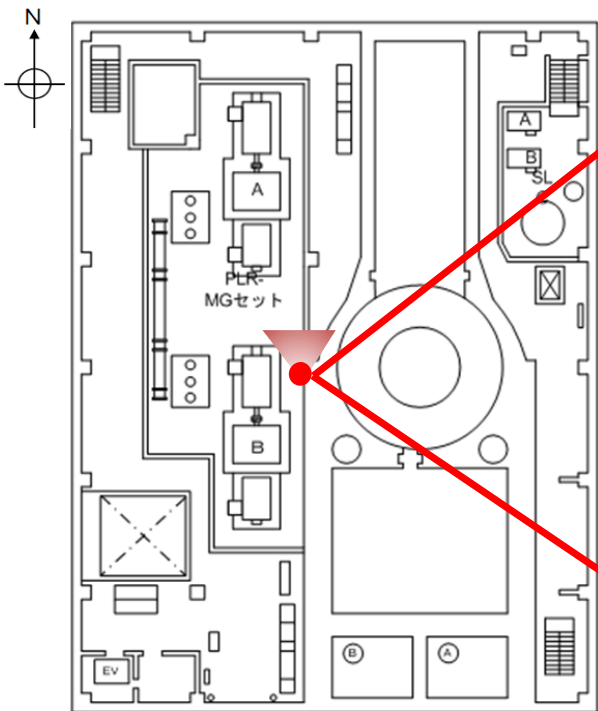
# 4号機原子炉建屋 (東西断面)

現地調査箇所



東京電力「福島第一原子力発電所  
原子炉設置変更許可申請書」  
(平成15年6月現在)を基に作成

# 4号機原子炉建屋4階



4階

写真は、2021年6月24日  
原子力規制庁撮影

図面は東京電力資料及び政府事故調報告書より  
抜粋一部加工



原子炉ウェルの排気を行う  
配管(リアクターキャビティ  
差圧調整ダクト)  
及び空気作動弁



## リアクターキャビティ差圧調整ダクトの比較(2号機及び4号機)

2021年5月20、24日  
の東京電力の調査  
において、当該弁が  
「開」状態を確認。



写真は、2020年10月8日  
原子力規制庁撮影

2号機

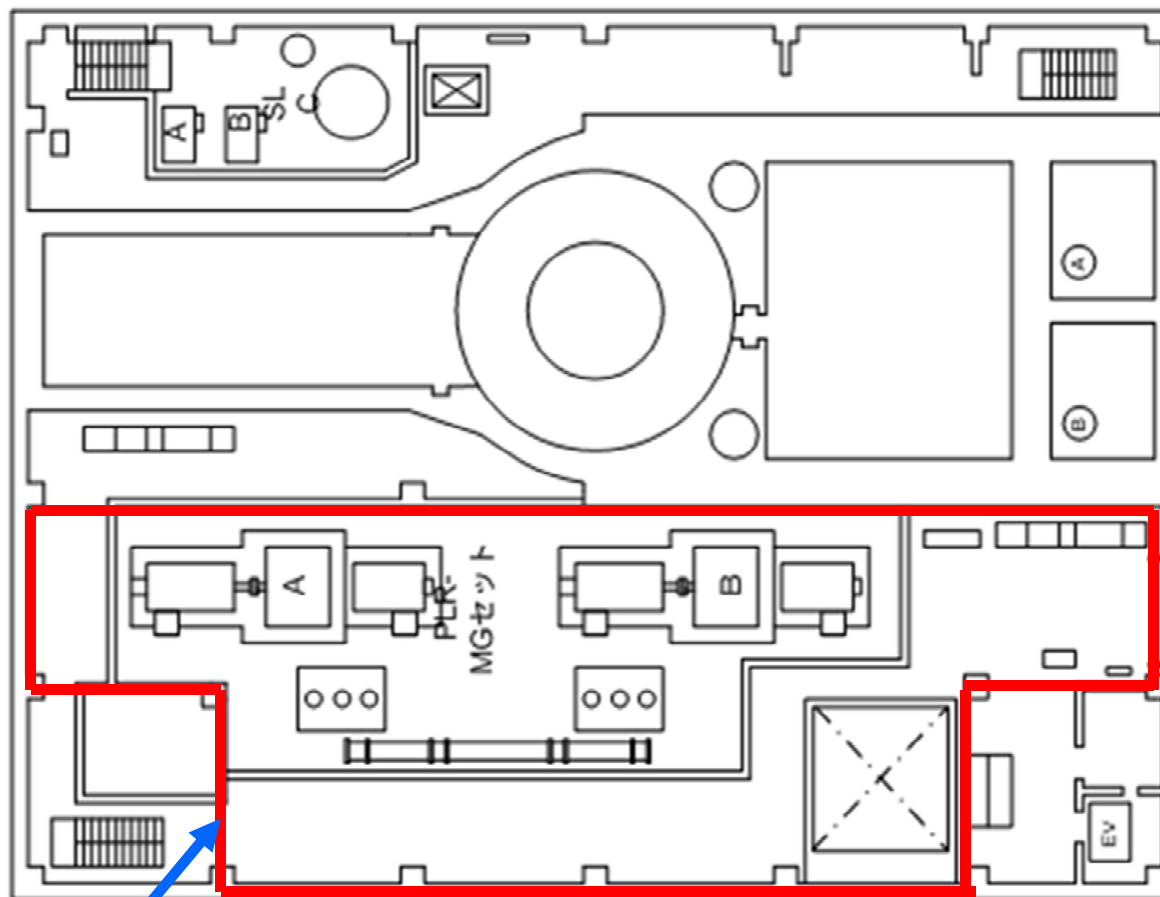
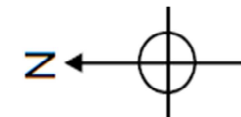
2号機の「開」状態の弁とは  
位置が180°異なる。



写真は、2021年6月24日  
原子力規制庁撮影

4号機

### 4号機原子炉建屋4階(平面図)



3Dスキャナの測定範囲  
(令和3年6月24日、25日)

図面は、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10回会合資料3より抜粋、一部加工



## 4号機原子炉建屋4階の状況(北西側天井付近(画像))

天井 梁

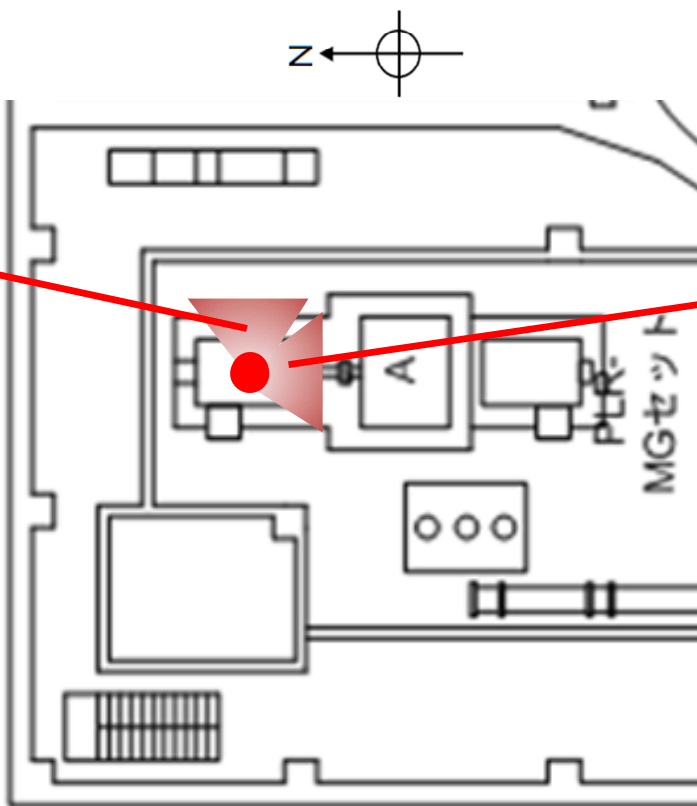


令和2年7月2日

天井 梁



令和3年6月24日



写真は、いずれも原子力規制庁撮影

天井



令和2年7月2日

天井 梁



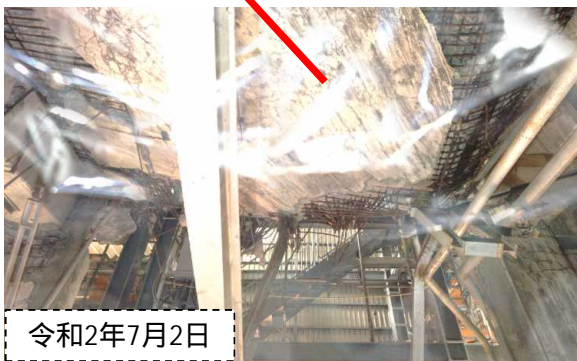
令和3年6月24日

図面は、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10回会合資料3より抜粋、一部加工

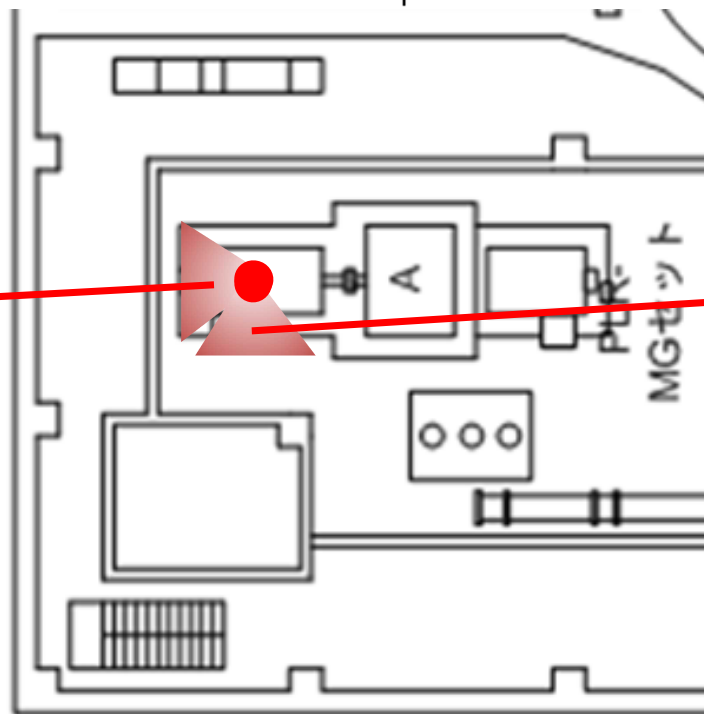
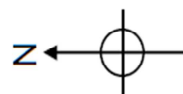


## 4号機原子炉建屋4階の状況(北西側天井付近(画像))

天井



天井



梁

天井



梁

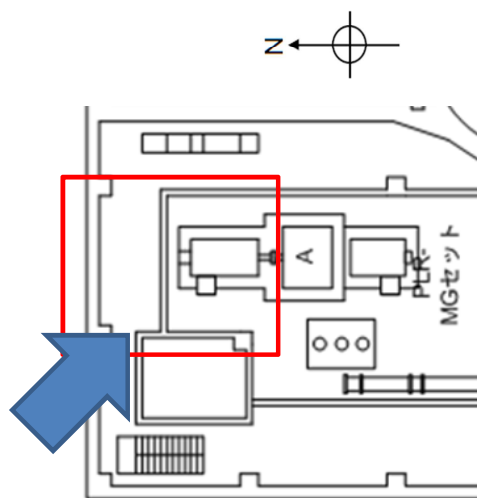
天井



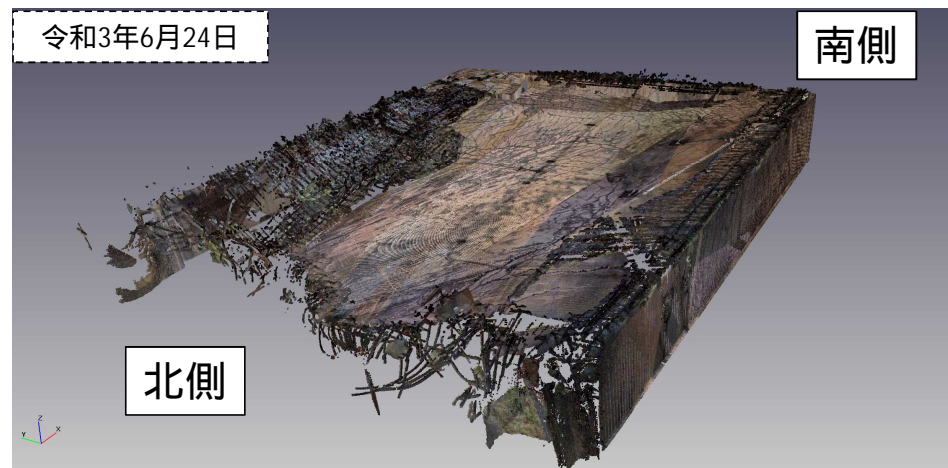
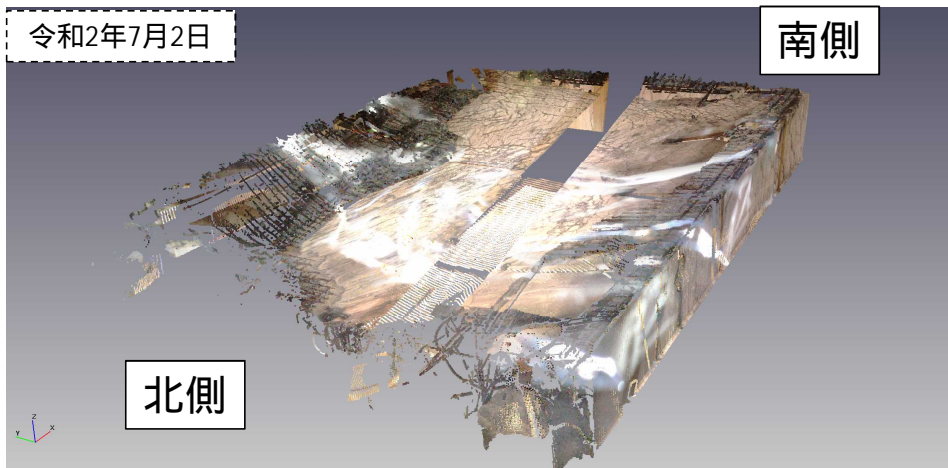
写真は、いずれも原子力規制庁撮影

図面は、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10回会合資料3より抜粋、一部加工

## 4号機原子炉建屋4階の状況(北西側天井(点群データ))

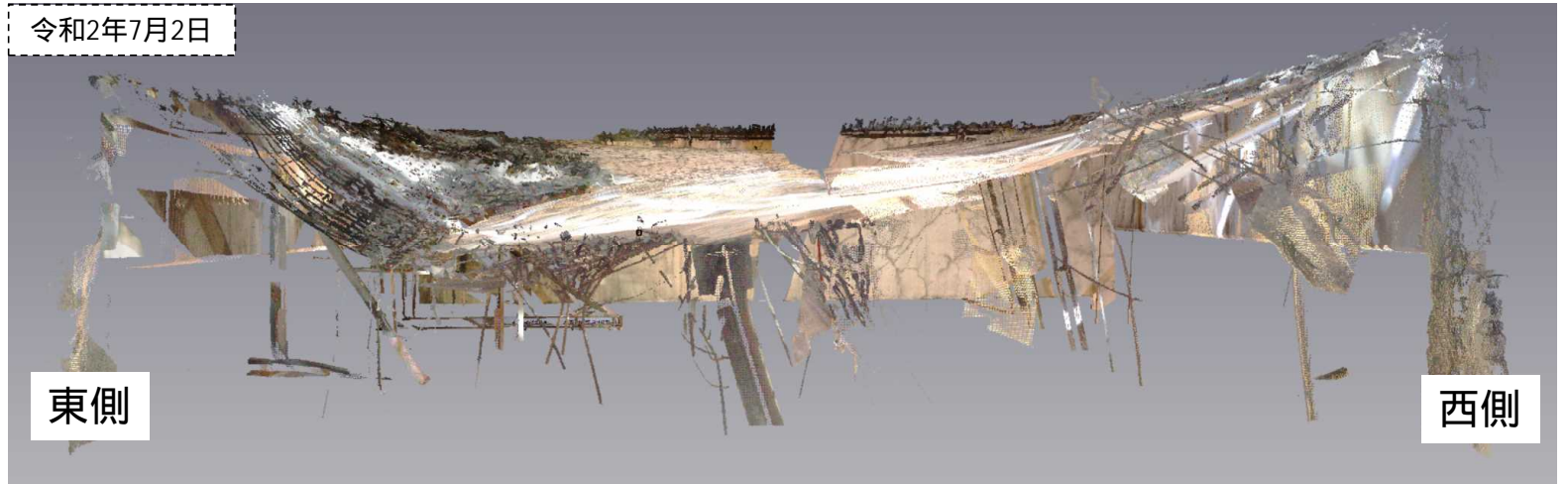


いずれも原子力規制庁にてデータ取得

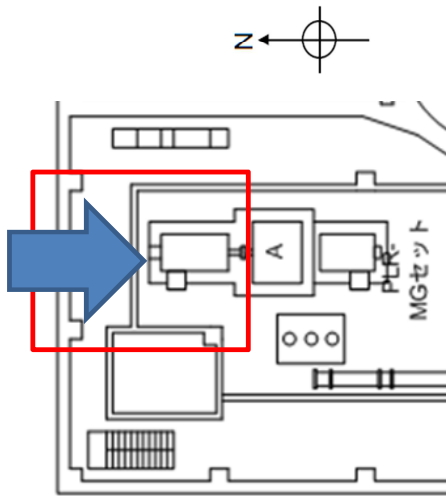
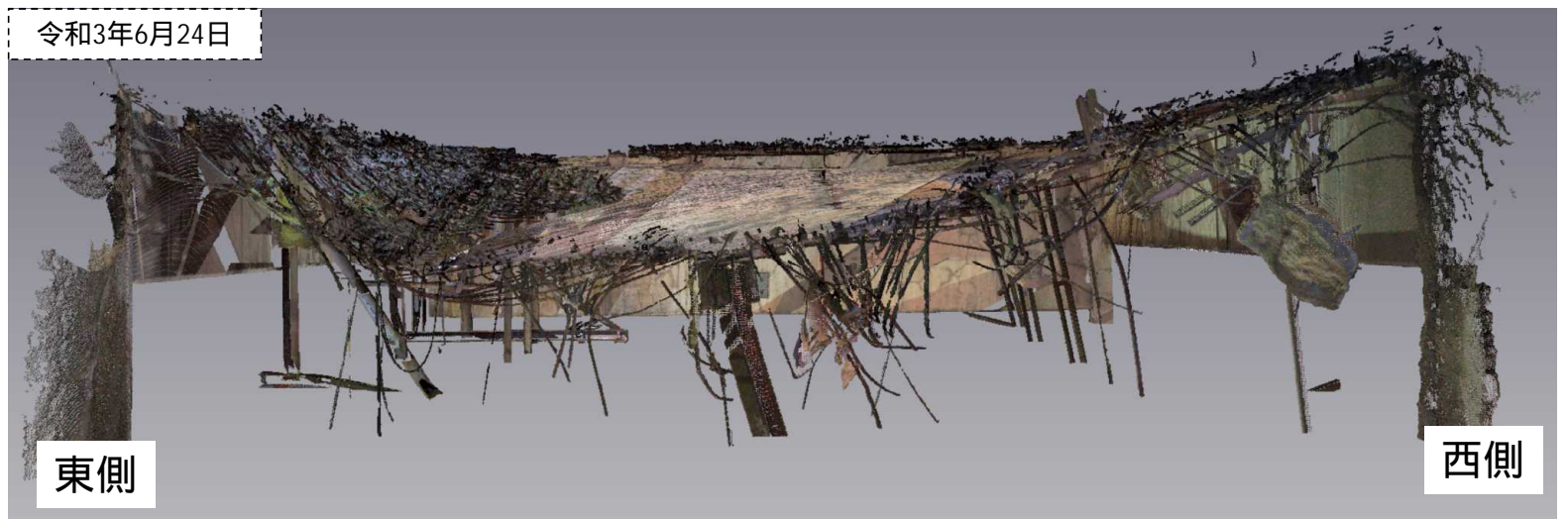


## 4号機原子炉建屋4階の状況(北西側天井(点群データ))

令和2年7月2日



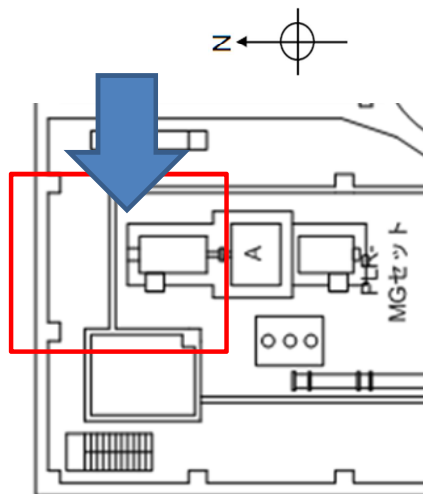
令和3年6月24日



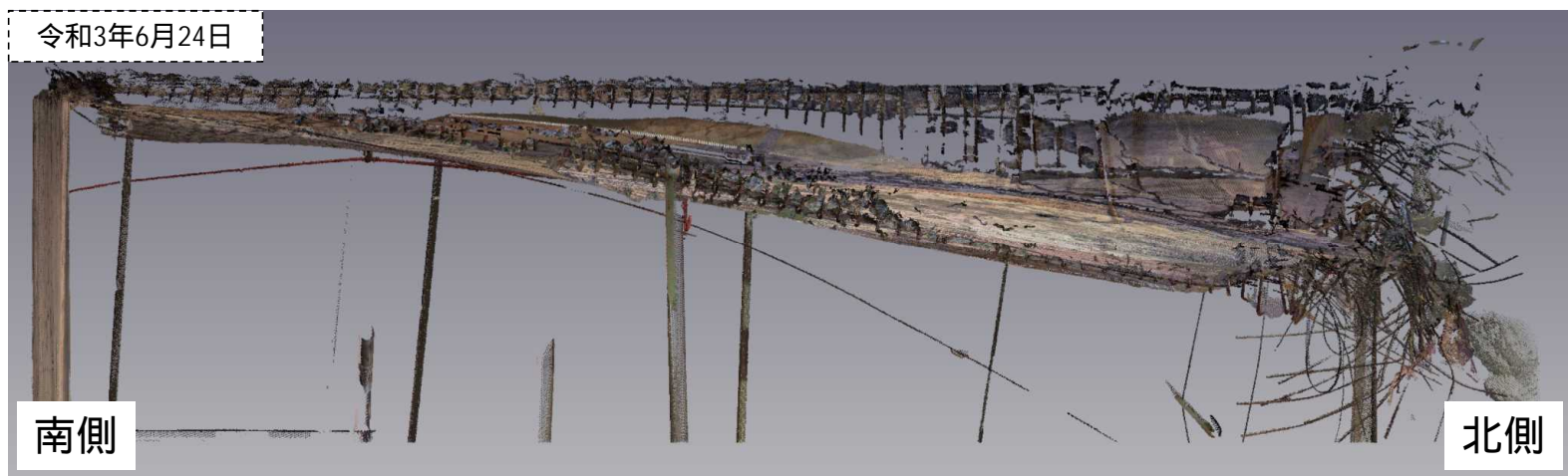
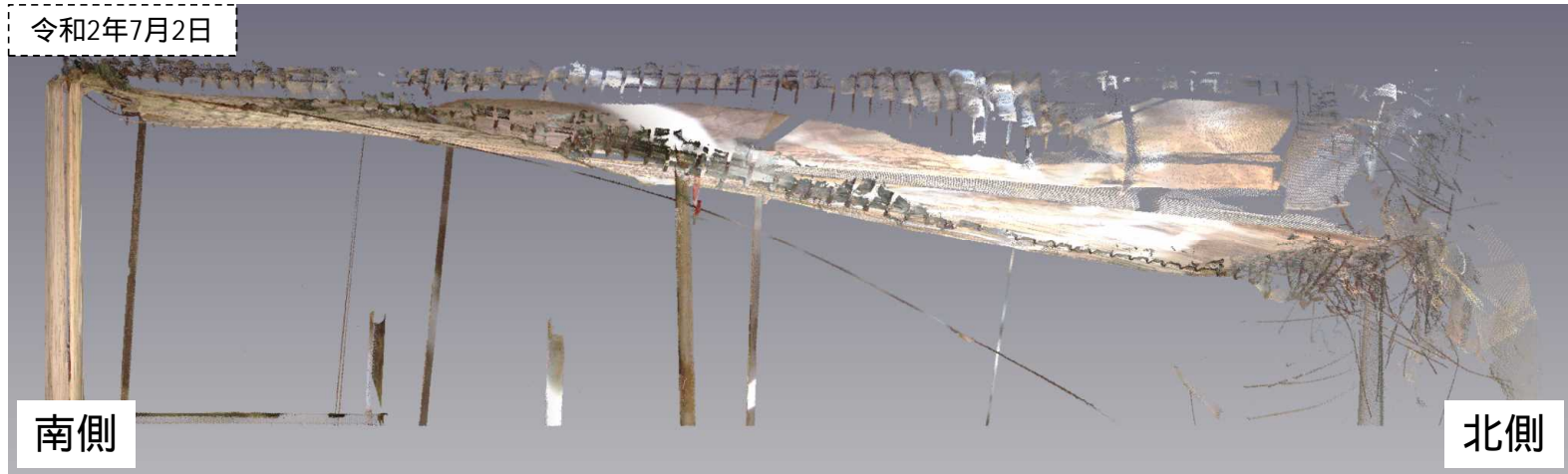
いずれも原子力規制庁  
にてデータ取得



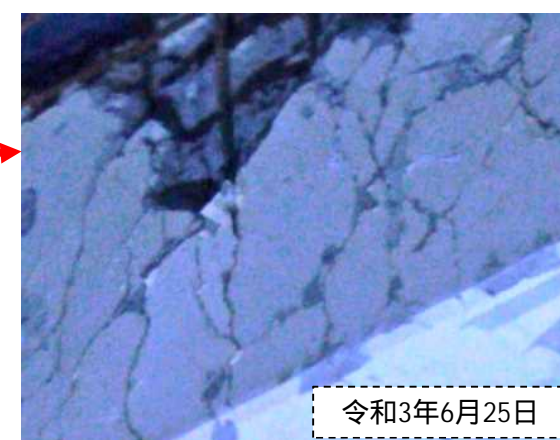
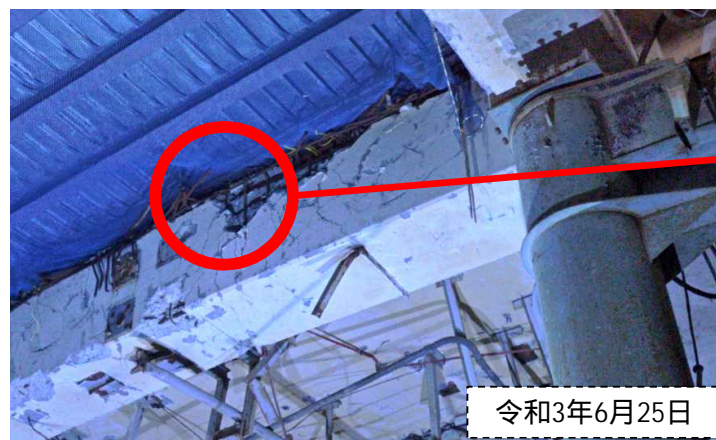
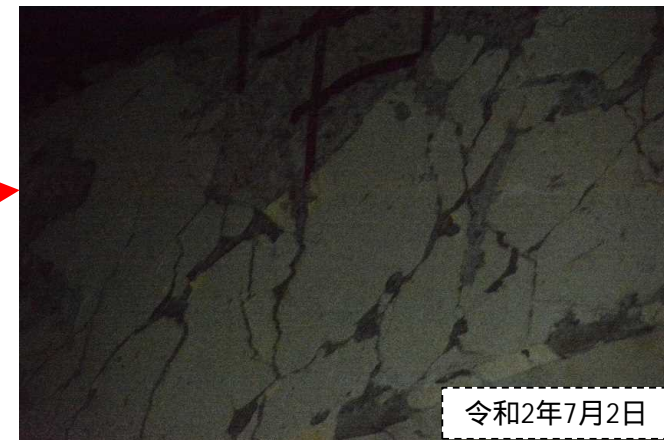
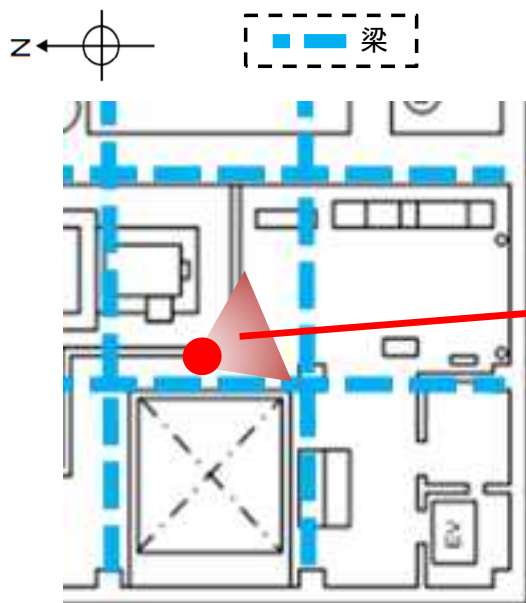
## 4号機原子炉建屋4階の状況(北西側天井(点群データ))



いずれも原子力規制庁  
にてデータ取得



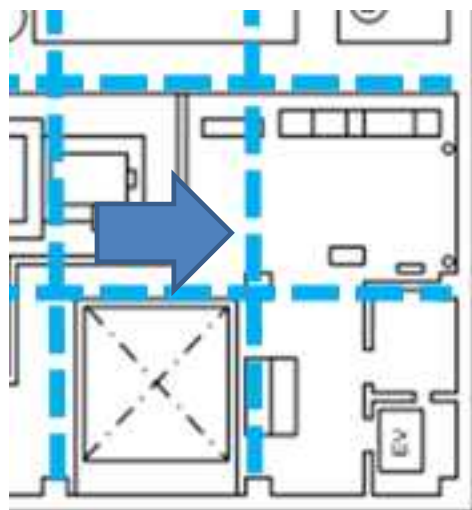
## 4号機原子炉建屋4階の状況(南西側の梁(写真))



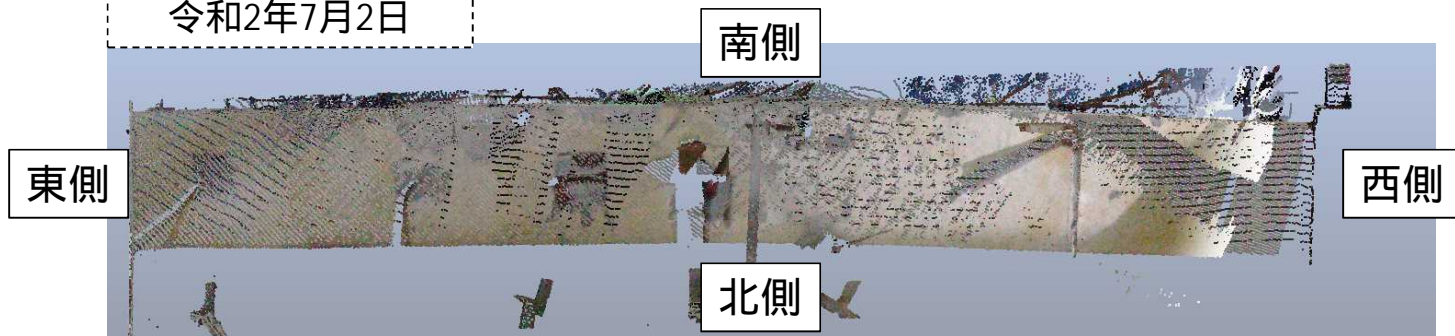
写真はいずれも原子力規制庁撮影



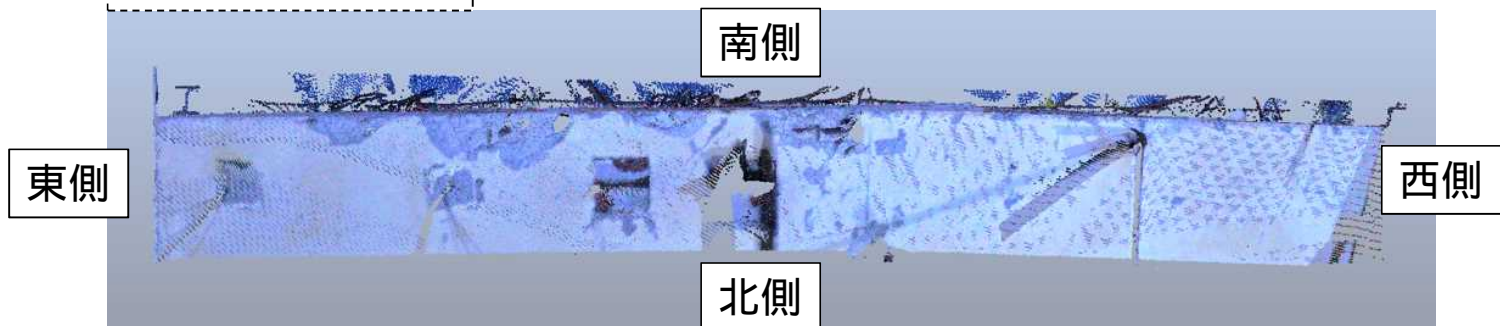
## 4号機原子炉建屋4階の状況(南西側の梁:下から見た状況)



令和2年7月2日



令和3年6月25日



いずれも原子力規制庁にてデータ取得

## < 3Dスキャナを用いた測定に係る今後の取り組み >

- 4号機原子炉建屋4階について、前回(2020年7月)の測定から今回(2021年6月)の測定の間の変化(天井・梁等の変形、建屋全体のゆがみ(面的な変形))の有無などについて、点群データを活用した分析(可視化等)を試みる。
- 同一箇所に対して、定期的な測定を実施することにより、経年変化状況を把握し、今後の事故分析に活用する。
- 4号機原子炉建屋4階以外の階及び他号機について、3Dスキャナによる測定を進め、建屋形状、損傷状況等に係るデータを蓄積し、今後の事故分析に活用する。

# 2号機シールドプラグ上段と中 段の隙間に沈着している Cs-137放射能の推定

2021年7月8日

1F事故対策室

平山英夫 近藤健次郎 鈴木征四郎 林克己  
吉田善行 岩永宏平



# これまでの測定で 明らかになっていること

- 東京電力ホールディングン株式会社（以下、「東電」という。）が実施した測定結果で、シールドプラグ上部の線量当量率が他の床面より1桁程度高い（3ページ掲載東電資料より）
  - オペフロ空間での周辺線量当量率
  - コリメータ付 $\gamma$ 線線量計による床面の表面 $\gamma$ 線線量率
- 一方、オペフロ床表面の汚染密度は、シールドプラグ上部と他の床面で大きな違いは無い
  - 東電によるスミア測定結果：ロボットで採取した濾紙を、Ge検出器で測定し、Cs-137の汚染密度を評価
  - 東電の協力を得て行った規制庁による $\beta$ 線個人線量計(NRF54)による測定結果：表面 $\beta$ 線線量当量率（ $\beta$ 線による70マイクロメートル線量当量率）から汚染密度を評価

【参考1】空間線量率①

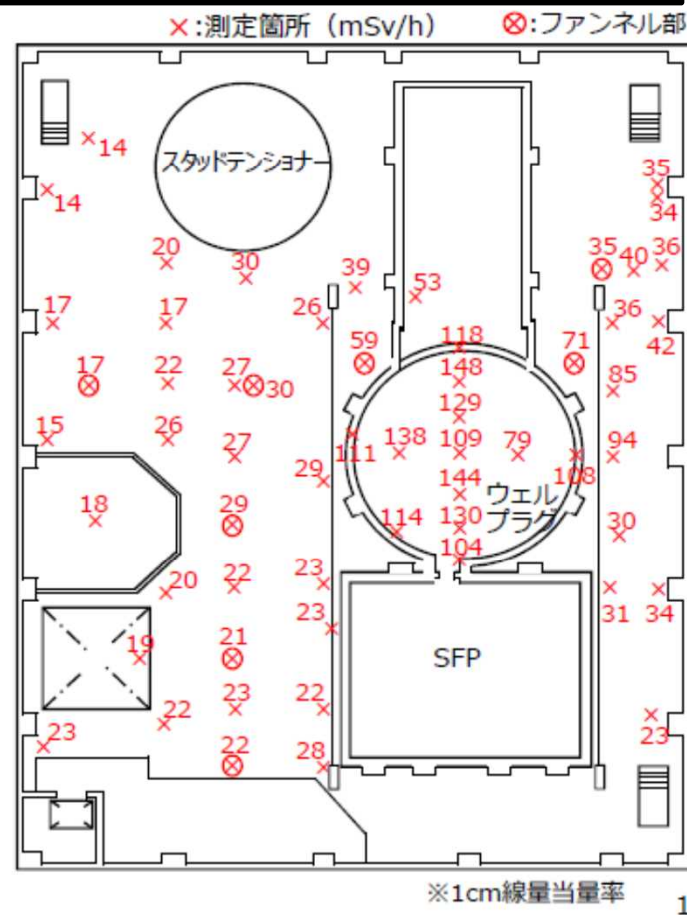
■ 空間線量率 (γ線線量率※) の測定結果

- 測定高さ：床面から1.5m高さ
- 線量分布：右図参照
- 主要線源：

ウェルプラグ上の線量率が高く、離れるにしたがって線量が低くなる傾向があるため、主な線源はウェルプラグと推定。

2012年度の調査では、ウェルプラグ上で880 mSv/hを確認しており、当時より空間線量率が大幅に低下している状況。線量率が低下している要因としては自然減衰のほか、建屋に流入した雨水の影響、残置物の移動・片付実施による影響も要因の一つとして推測される。

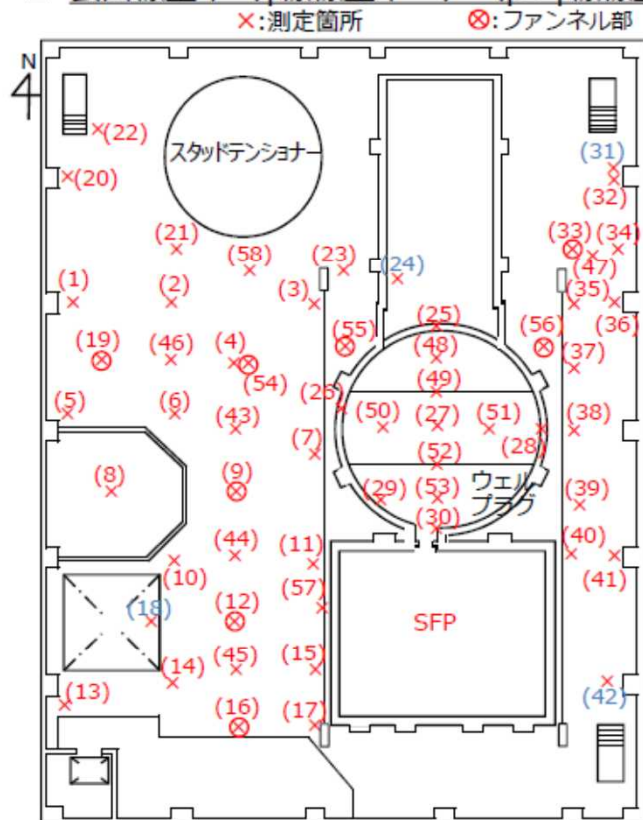
シールドプラグ床面とそれ以外の床における線量率



2号機原子炉建屋オペフロ内残置物移動・片付け後調査の結果について  
東京電力ホールディング株式会社 (2019年2月28日)

【参考2】表面線量率① <床面>

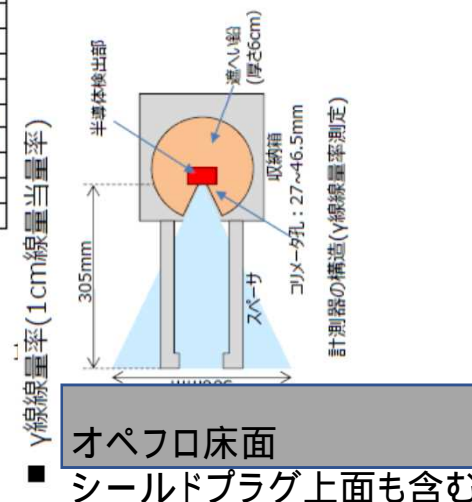
■ 表面線量率 (γ線線量率※1) (β+γ線線量率※2) の測定結果



| 測定箇所 | γ <sup>※1</sup> | β+γ <sup>※2</sup> | 備考     |
|------|-----------------|-------------------|--------|
| (1)  | 0.2             | 40                |        |
| (2)  | 0.2             | 17                |        |
| (3)  | 0.3             | 57                |        |
| (4)  | 0.2             | 86                |        |
| (5)  | 0.4             | 79                |        |
| (6)  | 0.3             | 74                |        |
| (7)  | 1.9             | 46                |        |
| (8)  | 0.1             | 18                |        |
| (9)  | 1.8             | 306               | ファンネル部 |
| (10) | 0.5             | 74                |        |
| (11) | 0.3             | 58                |        |
| (12) | 3.6             | 312               | ファンネル部 |
| (13) | 0.5             | 62                |        |
| (14) | 0.6             | 135               |        |
| (15) | 0.3             | 77                |        |
| (16) | 0.4             | 24                | ファンネル部 |
| (17) | 0.9             | 11                |        |
| (18) | 1.0             | 45                |        |
| (19) | 1.9             | 126               | ファンネル部 |
| (20) | 0.3             | 40                |        |
| (21) | 0.3             | 184               |        |
| (22) | 0.3             | 74                |        |
| (23) | 1.8             | 139               |        |
| (24) | 2.5             | 165               |        |
| (25) | 6.4             | 645               | 隙間部    |
| (26) | 8.0             | 1030              | 隙間部    |
| (27) | 12              | 1410              |        |
| (28) | 1.0             | 317               | 隙間部    |
| (29) | 2.0             | 926               |        |
| (30) | 3.7             | 625               | 隙間部    |

| 測定箇所 | γ <sup>※1</sup> | β+γ <sup>※2</sup> | 備考     |
|------|-----------------|-------------------|--------|
| (31) | 1.0             | 73                |        |
| (32) | 3.9             | 343               |        |
| (33) | 4.5             | 156               | ファンネル部 |
| (34) | 3.2             | 102               |        |
| (35) | 0.6             | 58                |        |
| (36) | 0.6             | 106               |        |
| (37) | 2.3             | 133               |        |
| (38) | 5.2             | 302               |        |
| (39) | 0.3             | 42                |        |
| (40) | 1.1             | 98                |        |
| (41) | 2.2             | 105               |        |
| (42) | 0.5             | 42                |        |
| (43) | 0.5             | 130               |        |
| (44) | 0.2             | 45                |        |
| (45) | 0.2             | 62                |        |
| (46) | 0.1             | 68                |        |
| (47) | 1.5             | 204               |        |
| (48) | 12              | 930               |        |
| (49) | 13              | 3060              | 隙間部    |
| (50) | 7.1             | 1220              |        |
| (51) | 8.0             | 247               |        |
| (52) | 15              | 2720              | 隙間部    |
| (53) | 5.0             | 508               |        |
| (54) | 6.0             | 769               | ファンネル部 |
| (55) | 3.0             | 281               | ファンネル部 |
| (56) | 8.6             | 503               | ファンネル部 |
| (57) | 1.1             | 79                |        |
| (58) | 0.6             | 173               |        |

※1 : 1cm線量当量率、床上@30.5cmコリメート付線量計で測定  
 ※2 : 70μm線量当量率、床上@0.5cmコリメート付線量計で測定  
 注 : 青字は既設機器との干渉により測定箇所から離れて測定した箇所



2号機原子炉建屋オペフロ内残置物移動・片付け後調査の結果について  
 東京電力ホールディング株式会社 (2019年2月28日)

# NRF54による表面汚染密度の測定



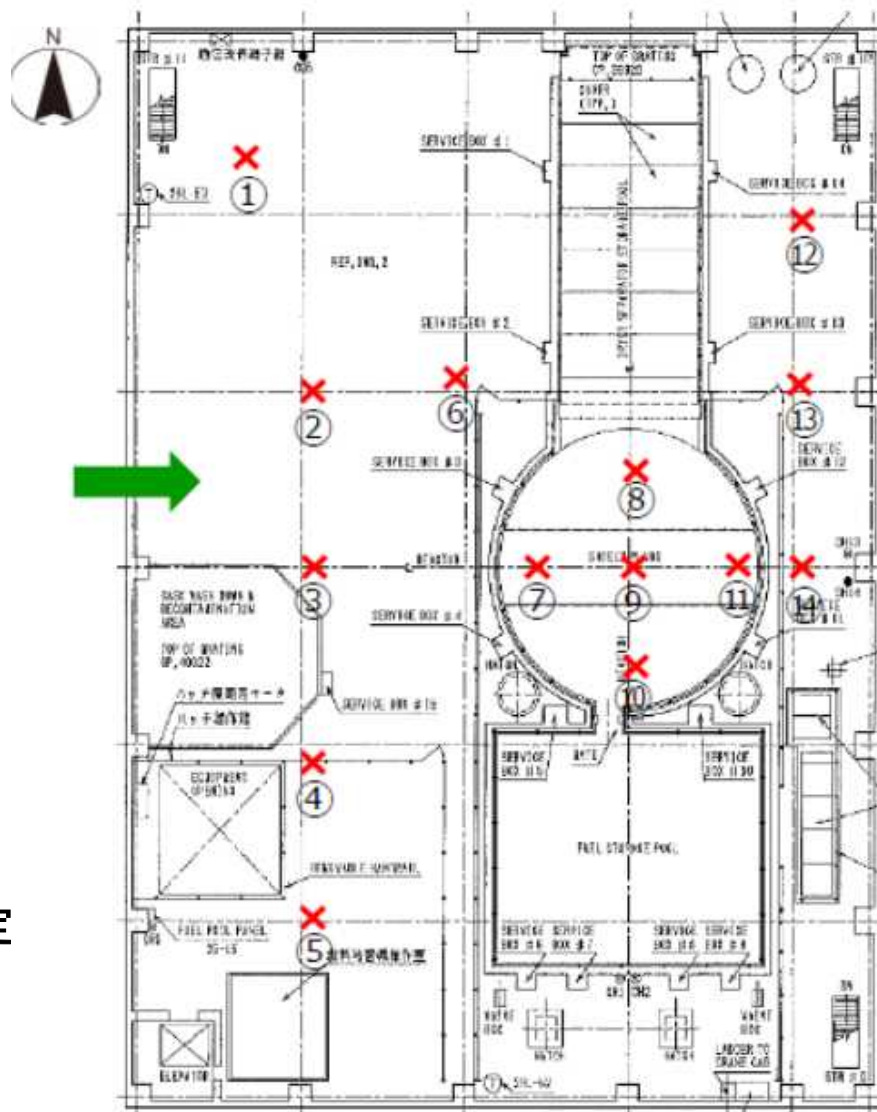
70マイクロメートル線量当量率用個人線量計 NRF54

カバー無しの測定:  $\beta+\gamma$

2 mmのプラスチックカバー付測定:  $\gamma$

両者の差:  $\beta$ 線による表面線量当量率

原子力規制庁が東京電力の協力を得て測定  
(2021.4.14)



➡: ロボットアクセス位置    X: 測定点



# オペフロ床表面汚染密度の測定結果の比較

|        |         | NRF54              | スミア             |
|--------|---------|--------------------|-----------------|
|        |         | (NRA2021.0414測定)   | (東電2019.5.20報告) |
| 測定点    |         | Cs-137汚染密度         |                 |
|        |         | Bq/cm <sup>2</sup> |                 |
| No. 1  | 西側床     | 3.3E+04            | 3.3E+05 位置(8)   |
| No. 3  |         | 1.2E+04            |                 |
| No. 4  |         | 3.7E+04            |                 |
| No. 6  |         | 6.2E+04            | 6.5E+05 位置 (1)  |
| No. 7  | シールドプラグ | 8.3E+04            | 6.7E+05 位置 (11) |
| No. 8  |         | 1.2E+04            | 6.4E+05 位置 (12) |
| No. 9  |         |                    | 9.7E+05 位置 (12) |
| No. 10 |         |                    | 5.1E+05 位置 (15) |
| No. 11 |         |                    | 8.2E+05 位置 (13) |
| No. 12 | 東側床     | 1.0E+05            | 1.0E+06 位置 (16) |
| No. 13 |         |                    | 2.0E+05 位置 (17) |
| No. 14 |         | 3.6E+04            | 2.9E+06 位置 (18) |
|        |         | ()は引用資料内位置番号       |                 |

NRF54:表面β線線量当量率から評価

スミア：ろ紙をGe検出器で測定で、遊離性の汚染(拭き取り効率は、一律0.1)

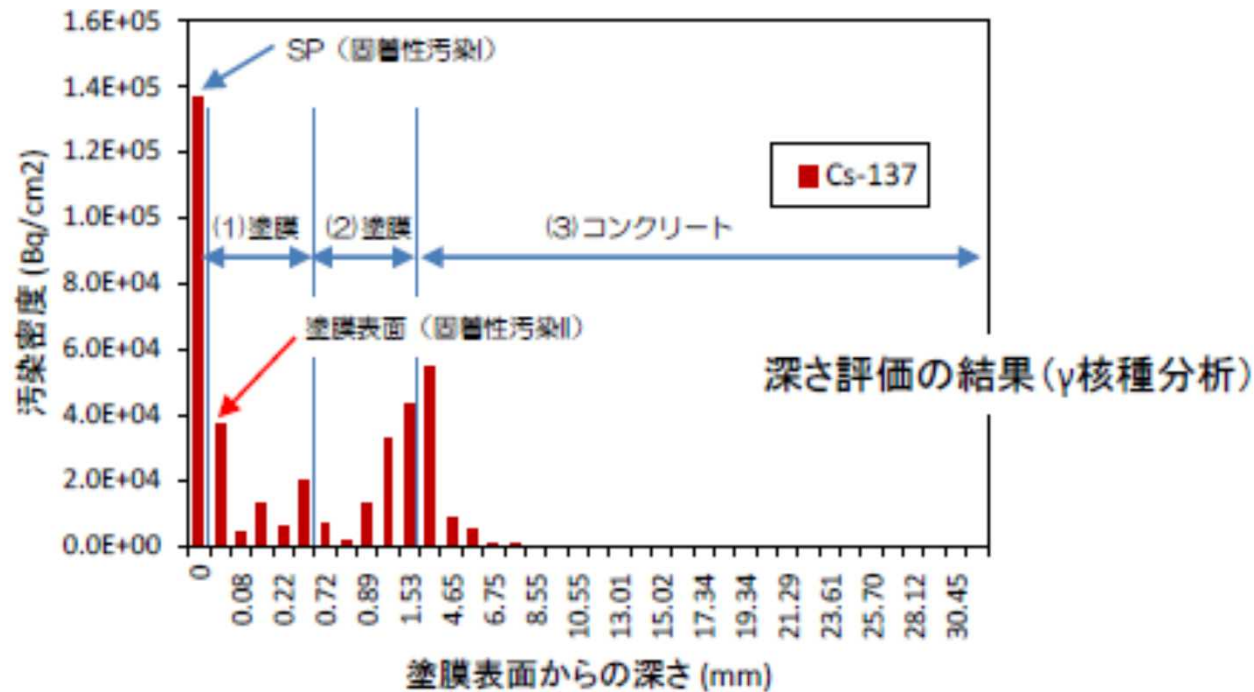
## これまでに行なった推定

- 3号機の場合と異なり、シールドプラグ以外の床面の情報を使うことができる
  - 床表面の汚染による線量当量率は、シールドプラグ上とほぼ同じ
- シールドプラグ上での測定結果から、他の場所での測定結果を引いた線量当量率は、「シールドプラグ上段と中段の隙間 (61 cm のコンクリート下部) で上段の下面と中段の上面に沈着しているCs-137等による線量当量率とする
- オペフロでの周辺線量当量率からの推定
  - $5.1\text{E}+10 \sim 7.8\text{E}+10 \text{ Bq/cm}^2$  (58 ~ 88 PBq)
- コリメータ付 $\gamma$ 線表面線量計の測定結果からの推定
  - $3.2\text{E}+10 \sim 4.0\text{E}+10 \text{ Bq/cm}^2$  (36 ~ 45 PBq)

## 3号機での測定結果から

- 3号機のシールドプラグ表面の汚染については、当時の除染作業において、シールドプラグ上部の主要な線源がシールドプラグ等の床表面の汚染であると想定して、表面5 mm程度をハツリ等により除去することでCs-137、Cs-134を除去した。この点については、その後の2号機のシールドプラグ表面汚染に対するIRIDが行った表面の汚染調査において、抜いたコアの観察から汚染は表面から5 mmより深いところには到達していないことからも確認されており、表面の除染は十分に行われた
- しかし、シールドプラグ上の線量率だけは大きく低減しなかった。
- シールドプラグ上部の線量当量率が下がらなかったことから、「3層のシールドプラグの上部と中間部の隙間に大量のCs-137、Cs-134が沈着しており、主要な線源となっている可能性が高い」と考えた
  - 60 cm程度のコンクリートを透過することから、Cs-137から放出される0.662 MeV $\gamma$ 線よりもコンクリート中で散乱されたよりエネルギーの低い散乱線の寄与が大きいと推測した除染されていない領域からの寄与を除く厚い鉛遮蔽内部で、波高分布を測定することにより確認できる
  - 波高分布の全エネルギー吸収ピーク計数率からCs-137の放射能を推定できる可能性がある

## シールドプラグ上部のCs-137汚染は表面から 5 mm まで



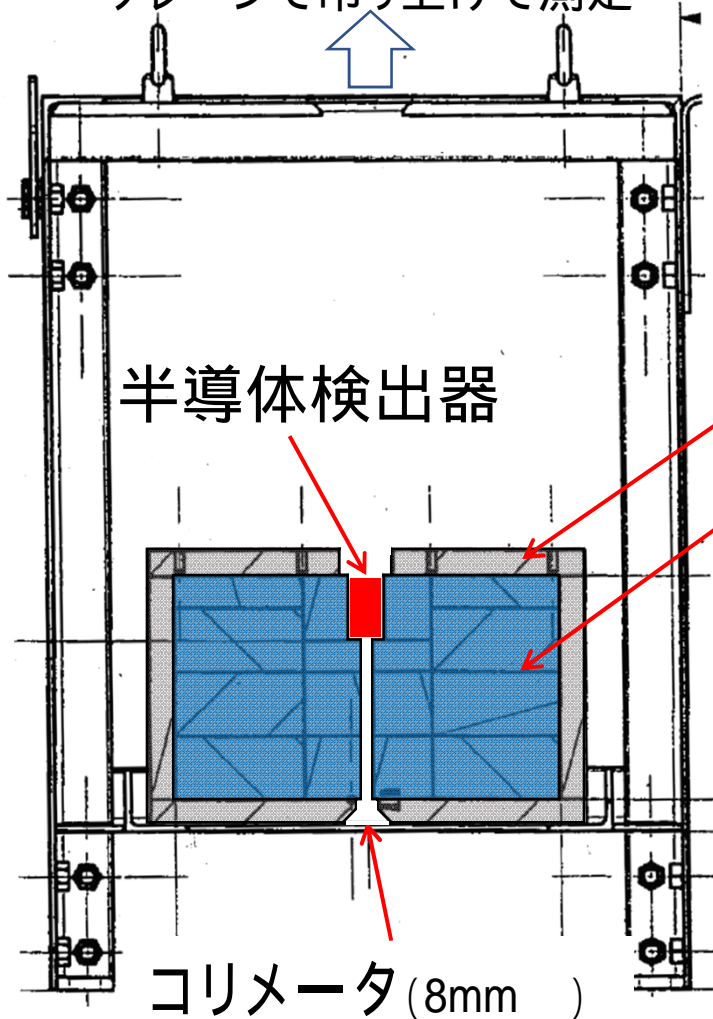
エポキシ塗膜には、採取時のものを除いて顕著な損傷はみられなかった。塗膜が剥離した部分に汚染がみられたが、コンクリート内部への有意な汚染の浸透はみられなかった。（塗膜の部分的な剥離は、コアサンプル採取時に生じたものと推定）。塗膜表面には固着性汚染が付着（固着性汚染II）。

原子炉建屋内汚染サンプルの分析、平成27年3月11日  
 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構



高エネルギー加速器研究機構製作  
のコリメータ

クレーンで吊り上げて測定



鉄 (2cm厚)

鉛  
(30cm × 30cm  
× 17.5cm高)

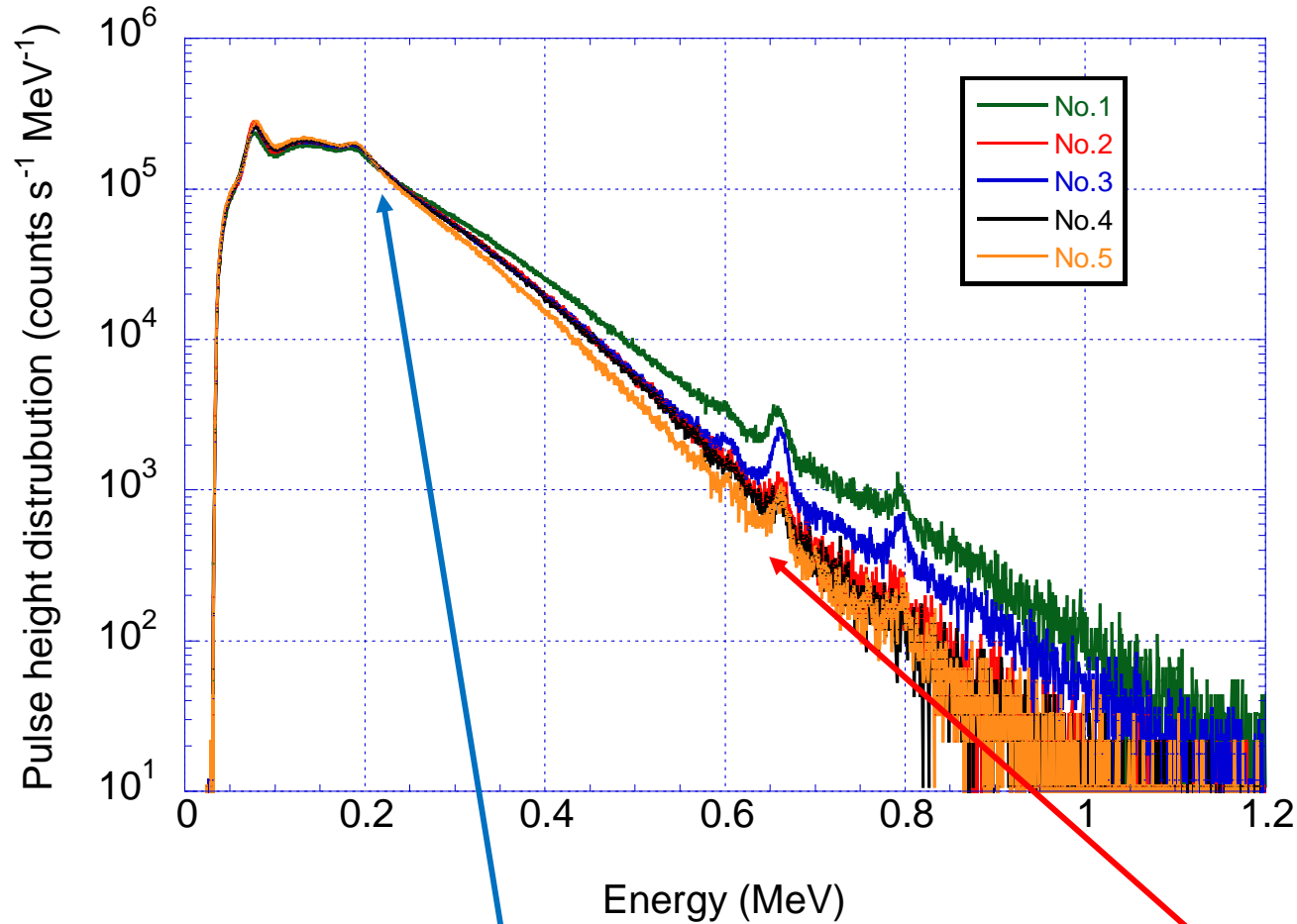
大型クレーンにより測定点に  
移動し、オペフロ上の様々な  
場所で測定

東京電力、東芝及び鹿島JVの関  
係者の協力で、2015年11月19日  
に実施

下方からきた 線のための  
スペクトルを測定可能

重量: 約300kg



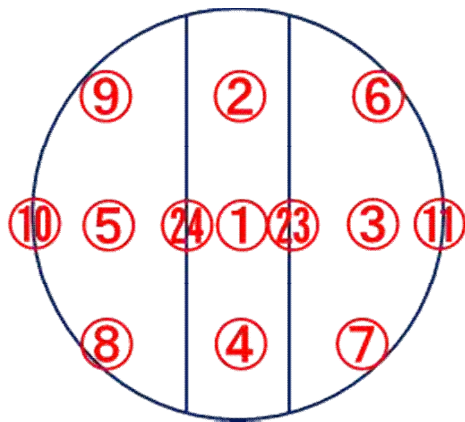


場所により、直接線に  
 対応したピークの高さ  
 が変わっているのは、  
 シールドプラグ隙間の  
 汚染密度にばらつき  
 があるためと思われる

(a) Above the shield plugs (1)

Cs-137から放出されコンクリート中で散乱されなかった(直接線)に  
 対応した全エネルギー吸収ピークは、  
 エネルギーの低い散乱線に対応した領域に比べて遙かに少なく  
 予想通りの結果であることを確認

直接線に対応した「全エネルギー吸収ピークの検出効率」を用いて、上部と中間部の隙間のCs-137放射能を推定



| Point                 | Peak count rates (cps) | Concentration (Bq/cm <sup>2</sup> ) |
|-----------------------|------------------------|-------------------------------------|
| No. 1                 | 32.8 ± 13.4            | 5.7E+10                             |
| No. 2                 | 7.19 ± 8.13            | 1.2E+10                             |
| No. 3                 | 23.4 ± 10.7            | 4.0E+10                             |
| No.4                  | 4.72 ± 7.46            | 8.1E+09                             |
| No. 5                 | 8.67 ± 7.46            | 1.5E+10                             |
| Average concentration |                        | 2.7E+10                             |

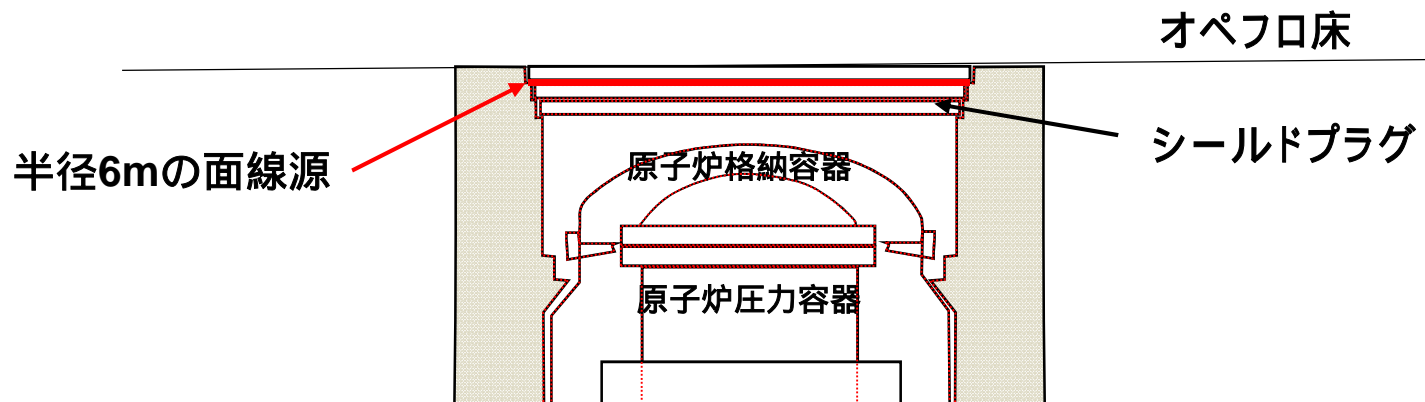
3つに分割されたコンクリートの隙間や端の部分を除いた からの 5箇所の平均は、 $2.7 \times 10^{10}$  Bq/cm<sup>2</sup>  
 半径6 mの隙間全体での Cs-137 は、30 PBq (9.2 ~ 64 PBq)

## 2号機と3号機の比較

- 2号機では、3号機のように水素爆発は起きなかったが、原子炉格納容器からシールドプラグの隙間を経由して放射性核種を含む高圧・高温の蒸気がオペフロに出たという状況は同じであると推定される。
- オペフロ上部の建屋が水素爆発により破損した3号機では、水素爆発後はシールドプラグは雨ざらしの状況に加え、表面を掘削し除染を行っている。
- 2号機ではオペフロ上部の屋根や壁が健全であったので、シールドプラグが雨ざらしとなることもなく、掘削するような除染は行っていない。
- よって、2号機ではシールドプラグ上部を含め床面に汚染が残っているため、仮に3号機と同じ様な測定が出来たとしても、床面とシールドプラグ下部からの寄与を分けることができない
- シールドプラグ上部と中間部の隙間のCs-137放射能を知るためには、シールドプラグ表面の汚染や、他の床面や壁と天井の汚染の寄与を見積もることが不可欠

## シールドプラグ周辺の構造

- シールドプラグは、61cm厚さのコンクリート製の上段、中段、下段の3層構造であり、線源としては、上段と中段の隙間(上段の下面と中段の上面)、中段と下段の隙間(中段の下面と下段の上面)、ウエル内面を含む下段の下部表面が考えられる
  - 上段と中段の隙間から床面の間には61 cm、中段と下段の隙間から床面の間には122 cm、下段表面から床面の間には183 cmのコンクリートが存在する
  - 61 cmのコンクリートは、Cs-137の0.663 MeV 線による線量当量率を3桁近く減衰させる遮蔽能力を持っている
  - 今回の東電のウエル調査により、下段の下部表面近くでの線量当量率が、オペフロ上部と同等以下であることが確認されたので、中段と下段と隙間の線源がオペフロ上部へ寄与することは無い
  - 「上段と中段の隙間と床面の間」と「中段と下段の隙間と下段下部の間」には同じ厚さのコンクリートが存在している



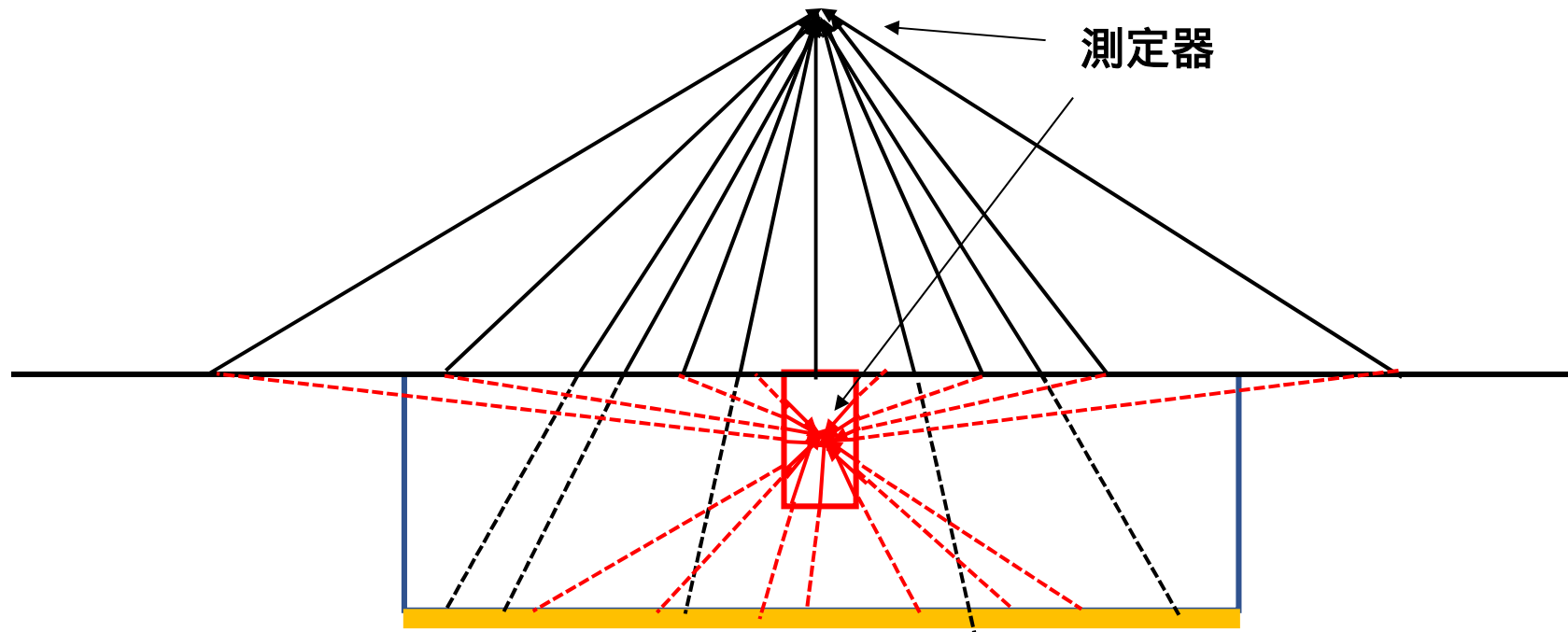
## 2号機においてこれまで行った推定と課題

- 床表面の汚染による寄与を考慮しなければならない
  - 3号機のように、Cs-137が付着しているコンクリート表面を5 mm削除して、除染する工程は、考えられていない
- 推定に使用されるシールドプラグ以外の場所での測定結果は場所により変動しており、その扱いが推定結果の不確かさに直接影響する



# 床表面の汚染による寄与を除く方法

- シールドプラグにドリリングにより細い穴を開け、その内部で周辺線量当量率を測定する手法
- オペフロ床面の汚染の寄与
  - 床面上部での測定では、表面汚染がある広い領域が線量当量率に寄与する
  - ドリリングで空けた穴の中では、周囲のコンクリートが遮蔽となり、床面上部での測定より床汚染による線量当量率の寄与が減少する
  - シールドプラグ床面の汚染は、シールドプラグの表面近くに限定されており、内部まで到達していないことはIRIDの測定で確認されている
- シールドプラグの上段と中段の隙間の汚染による寄与
  - 床面での測定では、最小でも61 cmのコンクリート遮蔽がある状況
  - ドリリングで空けた穴の中では、測定点がシールドプラグ内となるので、線源からの距離と遮蔽の役割をしている線源から評価点までのコンクリートの厚さが減少し、その分線量当量率が増加する
- 穴の内部の測定では、両者の寄与の違いが増大し、床表面の汚染による寄与が無視できる可能性がある



実線：空気中を透過・散乱  
点線：コンクリート中を透過・散乱

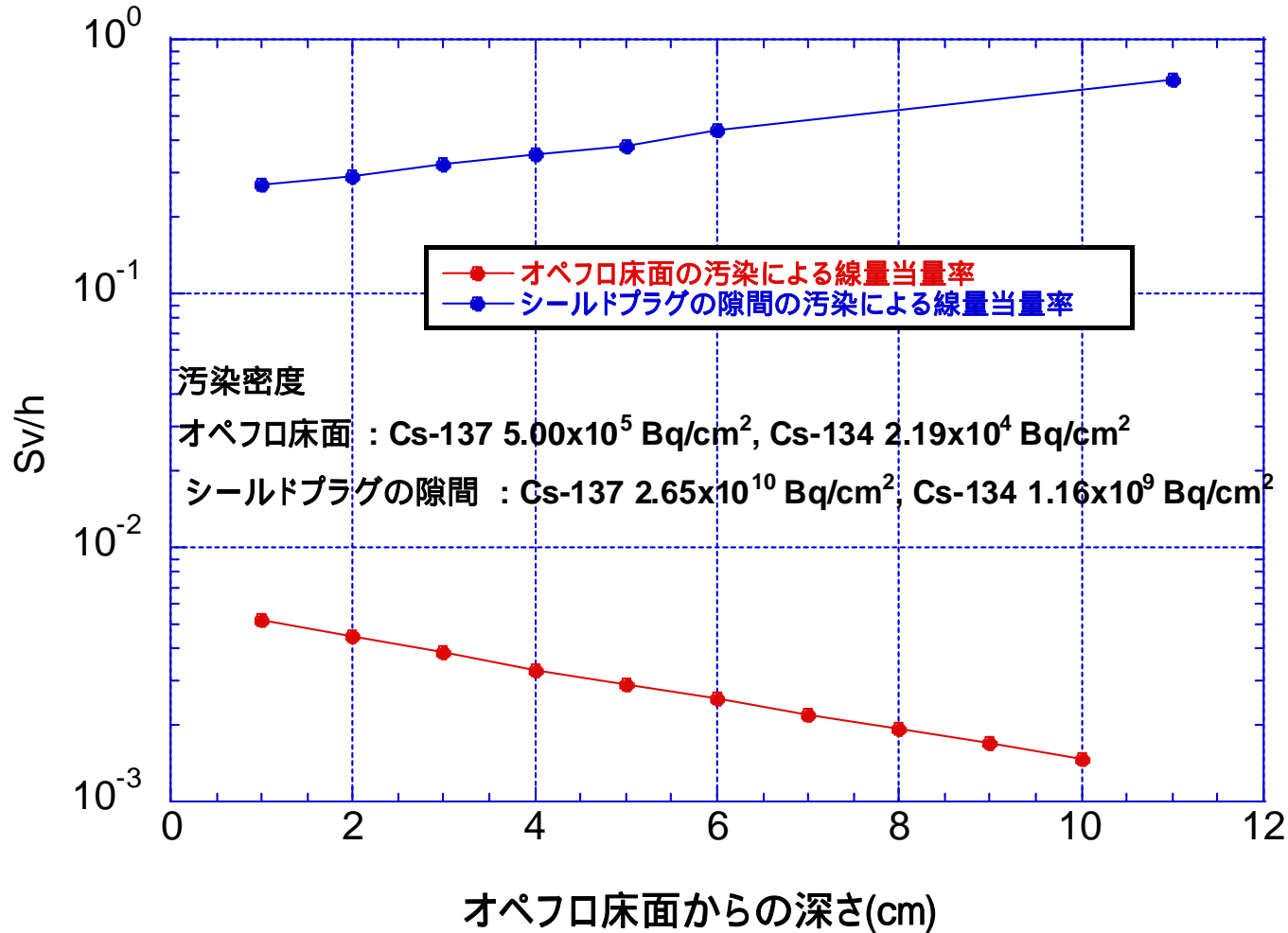
床面上部：床面の線源から遮蔽無しで寄与  
シールドプラグ隙間からは、最低61 cmのコンクリート  
穴内部：床面の線源は、穴中心からの距離と共にコンクリートの厚さが増大  
シールドプラグ隙間からは、距離と透過・散乱するコンクリートの厚さが減少



# egs5を使った計算による検討

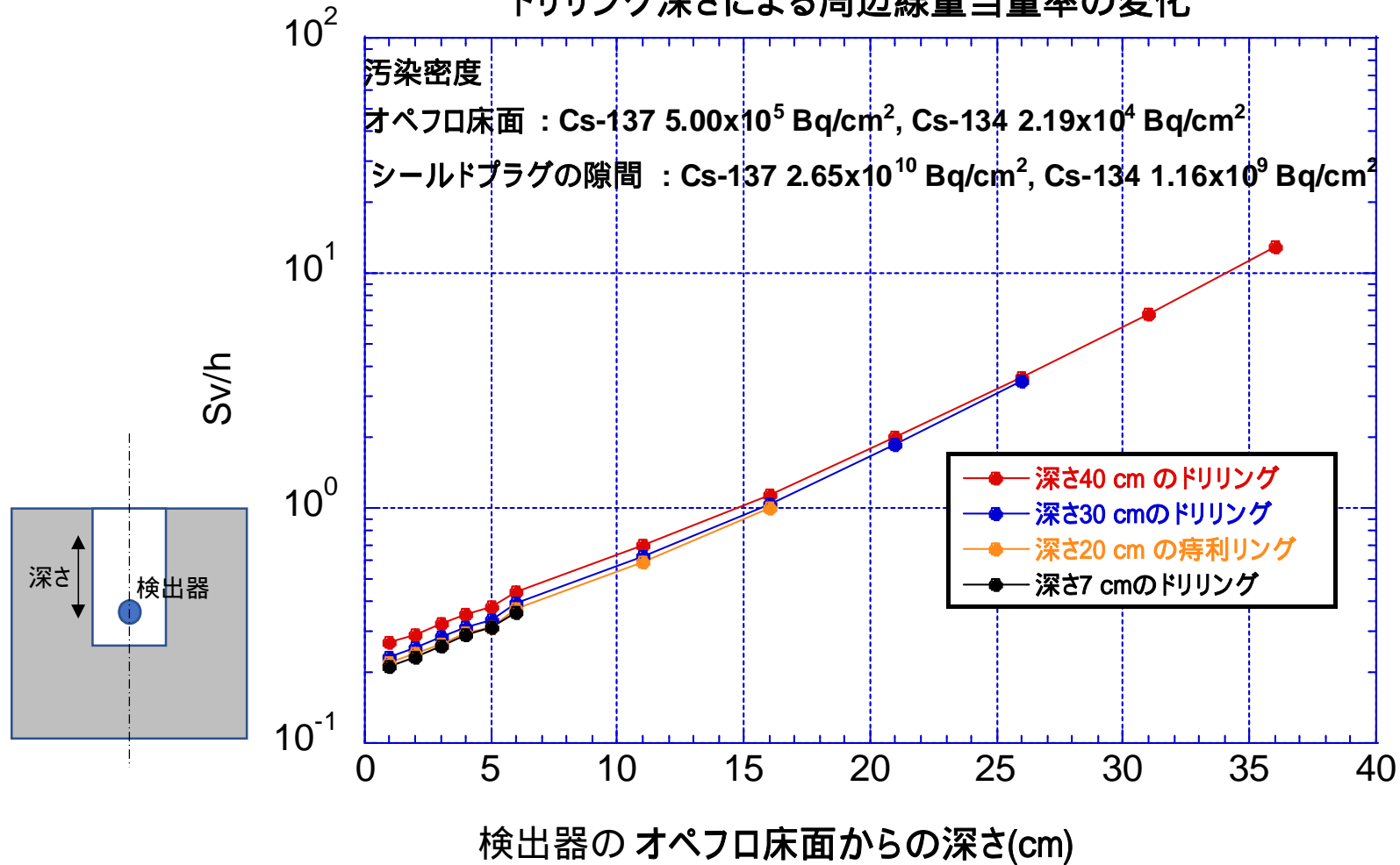
- 上段シールドプラグに開けられる円筒状の穴の直径は 5 cm とする
- 床面及び上段と中段のシールドプラグ隙間共に、汚染は一様な密度であるとして、上段下面と中段上面を合計した  $1 \text{ Bq/cm}^2$  当たりの周辺線量当量率を計算する
  - オペフロ床面からの各深さで、直径 5 cm の円盤内での平均線量当量率
  - 計算結果から、穴の中心から半径 1 m 以内の汚染（床表面汚染、シールドプラグ隙間の汚染）が線源として寄与している - > 穴の中心から半径 1 m の領域の状況を反映
- 事故時は、Cs-134とCs-137の放射能は同じであったとして、現在のCs-134放射能は、Cs-137放射能の 4.4 % であるとする
- 床面でのCs-137の汚染密度は平均値より高い  $5 \times 10^5 \text{ Bq/cm}^2$  で、シールドプラグ隙間は推測値の最小より低い  $2.65 \times 10^{10} \text{ Bq/cm}^2$  (30 PBq) として、両者の寄与を比較する

直径5cmで深さ 20 cm のドリリングを行った場合の  
オペフロ床間面からの深さによる線量当量率の変化



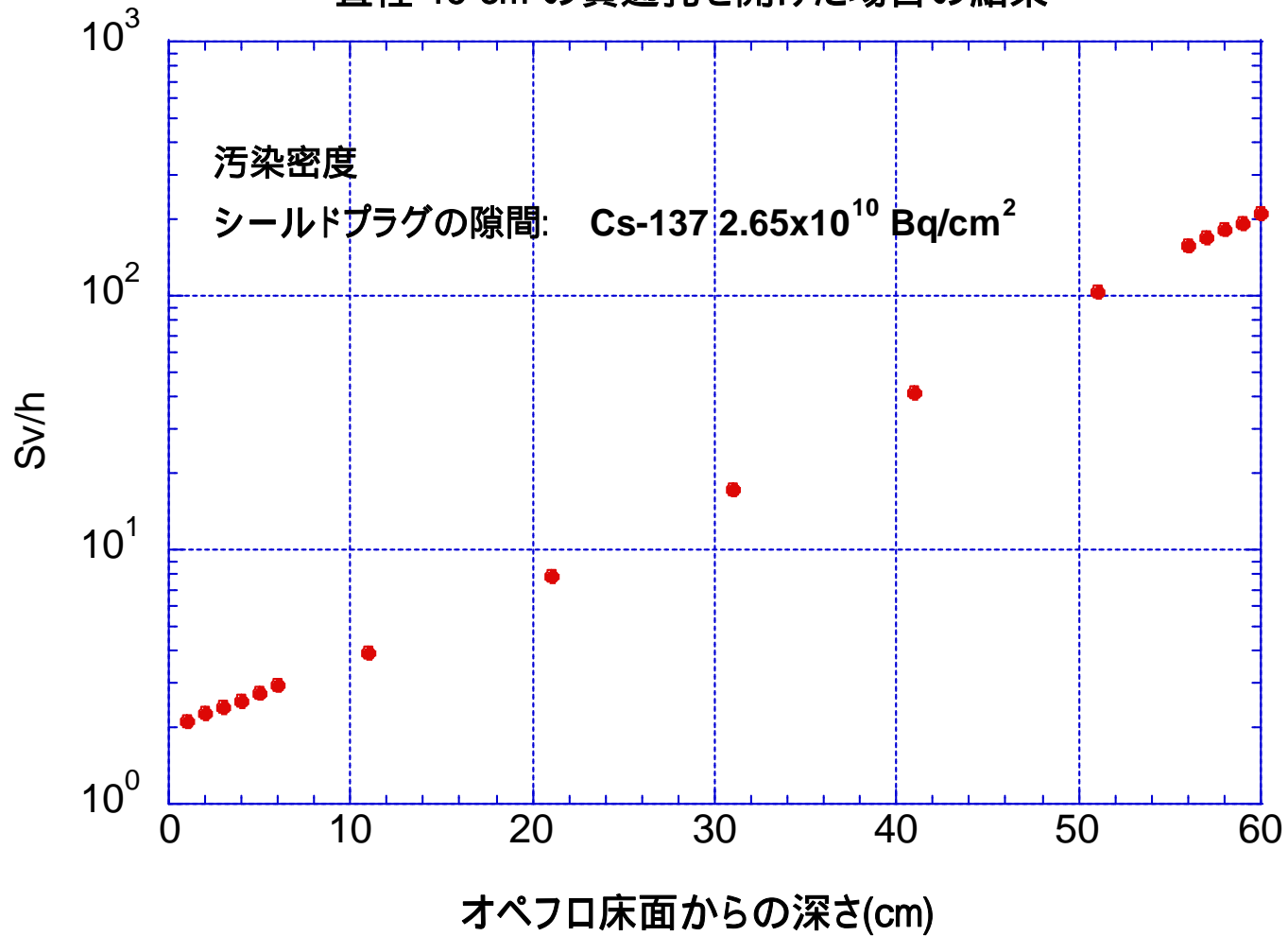
シールドプラグ隙間からの寄与がオペフロ床面からの深さにより増加するのは、深くなると共に、評価点までのコンクリートの厚さが減少するため  
 床面からの寄与は、オペフロ床面から1 cm の深さでは上段と中段の隙間からの寄与の1.9 %、4 cm より深い位置では1 %以下で、床面からの深さと共に寄与の割合は減少する

直径5 cmのドリリング  
ドリリング深さによる周辺線量当量率の変化



ドリリングの深さが浅くなると除去されるコンクリートが少なくなるので、同じ深さでも線量当量率は低くなるが、深さによる線量当量率の変化傾向はほぼ同じ

シールドプラグ上段(61 cm) に  
直径 15 cm の貫通孔を開けた場合の結果



穴の部分では、オペフロ床面でも Cs-137 だけで 2 Sv/h となる

# まとめ

- 2号機オペフロでのこれまでの測定結果から
  - シールドプラグ上部の線量当量率が他の場所より1桁程度高い
  - 床面での表面汚染密度は、シールドプラグ上部と他の場所で大きな違いはない
  - 壁や天井の表面汚染による線量当量率は、シールドプラグ上部と他の場所で大きな違いはない
  - 従って、シールドプラグ上部の高線量率は、下部の線源によるものである
- シールドプラグは、上段、中段、下段の3層構造となっている
  - それぞれ61 cm厚さのコンクリート製である
  - 線源となる可能性のある場所は、上段と中間の隙間(上段の下面と中段の上面)、中段と下段の隙間(中段の下面と下段の上面)、ウエル内面を含む下段の下部表面がある
  - 今回の東電のウエル調査で、下段の下部近くでの線量当量率が、オペフロ上部と同等か低いことが確認されたので、中段と下段と隙間の線源がオペフロ上部へ寄与することは無い
    - 中段と下段の隙間からオペフロ上部の間には120 cmのコンクリートが存在する
- 以上のことから、シールドプラグ上部の高線量率は、3号機の場合と同じ様に、3層のシールドプラグの上段と中段の隙間に沈着したCs-137等によるとしか考えられない

# まとめ

- シールドプラグ上部の高線量率は、3層のシールドプラグの上段と中段の隙間(上段の下面と中段の上面)に沈着したCs-137等によるとして、これまでにオペフロ空間での周辺線量当量率及びコリメータ付き線量計による表面 $\gamma$ 線線量当量率の測定結果から、隙間に沈着しているCs-137放射能を推定してきた
  - これまでの推定では、シールドプラグ以外の場所での測定値を、シールドプラグ上部での床面の汚染による線量当量率として使用していた
  - シールドプラグ以外の床面でも、場所による測定値のばらつきがかなりあり、結果の不確かさに直接影響していた
  - 床面の汚染の影響が無い測定が望ましい
- シールドプラグにドリリングで直径5 cmの穴を開け、その中で測定を行なうことにより、床面汚染の寄与を無視した測定ができる可能性が高い
  - 穴の深さは、可能な限り深い方が望ましい
  - 上部のシールドプラグに直径15 cmの貫通孔を空ける工法は、オペフロ床面での線量当量率が2 Sv/h以上となる可能性が高いので、実施しない方が良いと考えられる

## 追加説明資料

- 現地調査の実施状況について[第14回会合(2020年10月16日)資料3]の訂正
- 追加説明資料 リアクターキャビティ差圧調整ダクトの空気作動弁の状況[第15回会合(2020年11月12日)資料6 - 1]の訂正



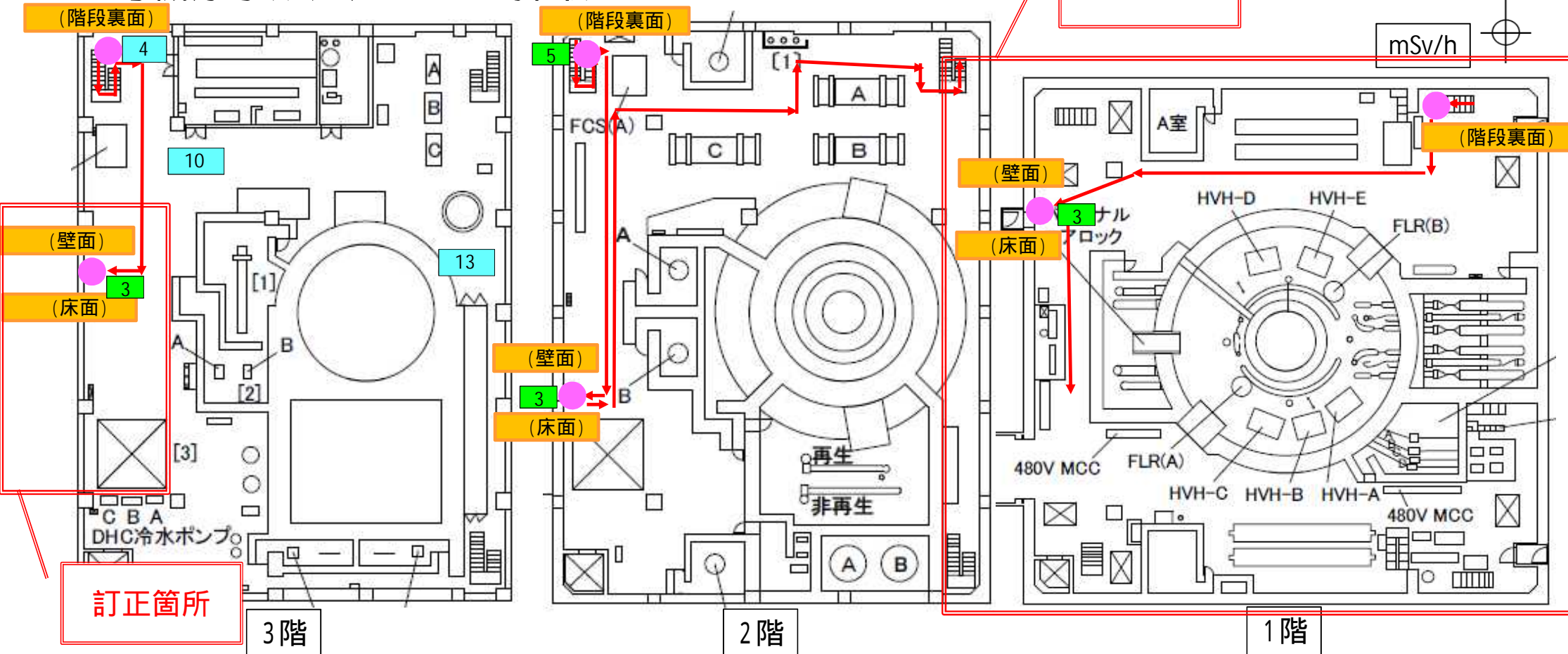
➤ 現地調査の実施状況について[第14回会合(2020年10月16日)  
資料3]の訂正

～ 2号機原子炉建屋のスミア採取の採取位置等の訂正～

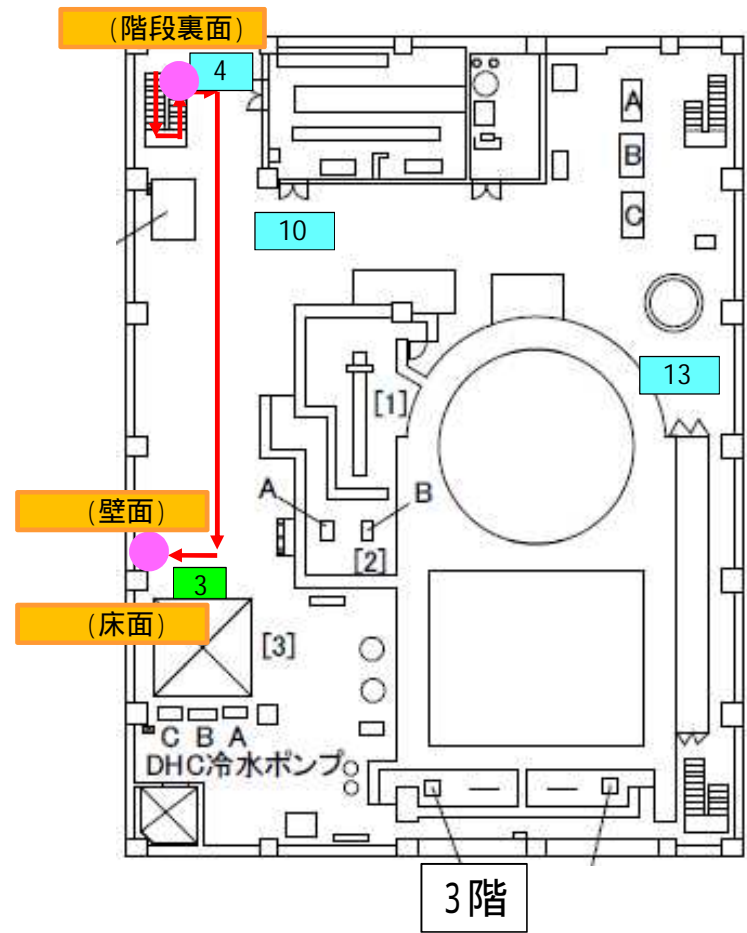
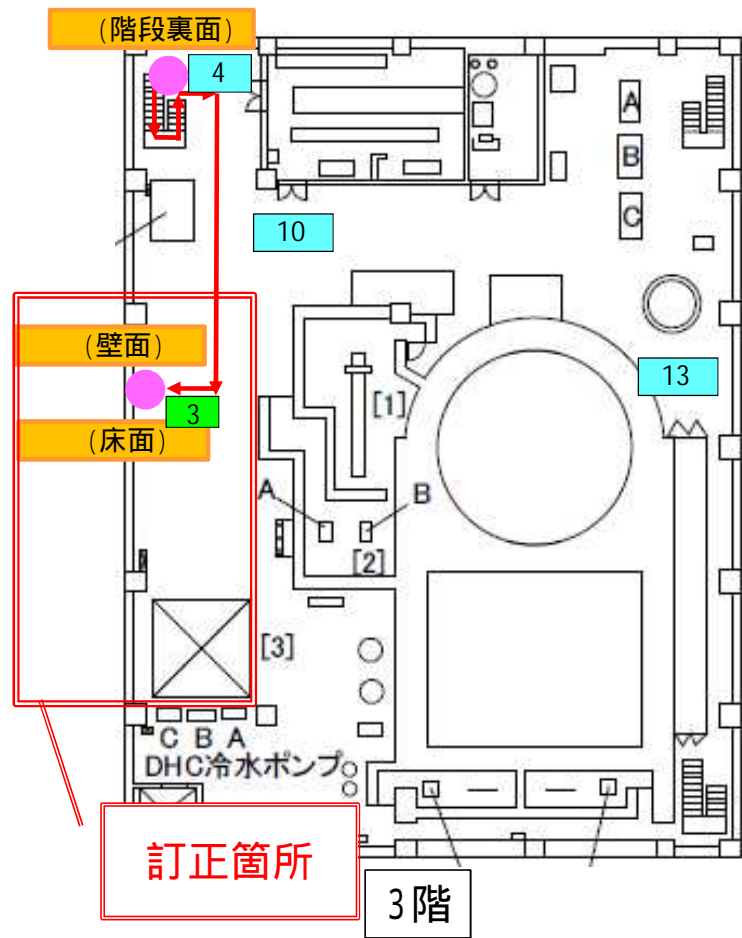
2号機原子炉建屋のスミア採取については、令和2年10月8日の原子力規制庁による調査を踏まえて、原子炉建屋1階から5階までのスミア試料の採取位置を示していたが、現地調査時の動画を確認した結果、**1階及び3階の採取位置**に誤記があったため訂正する。

## 2号機原子炉建屋 スミア採取

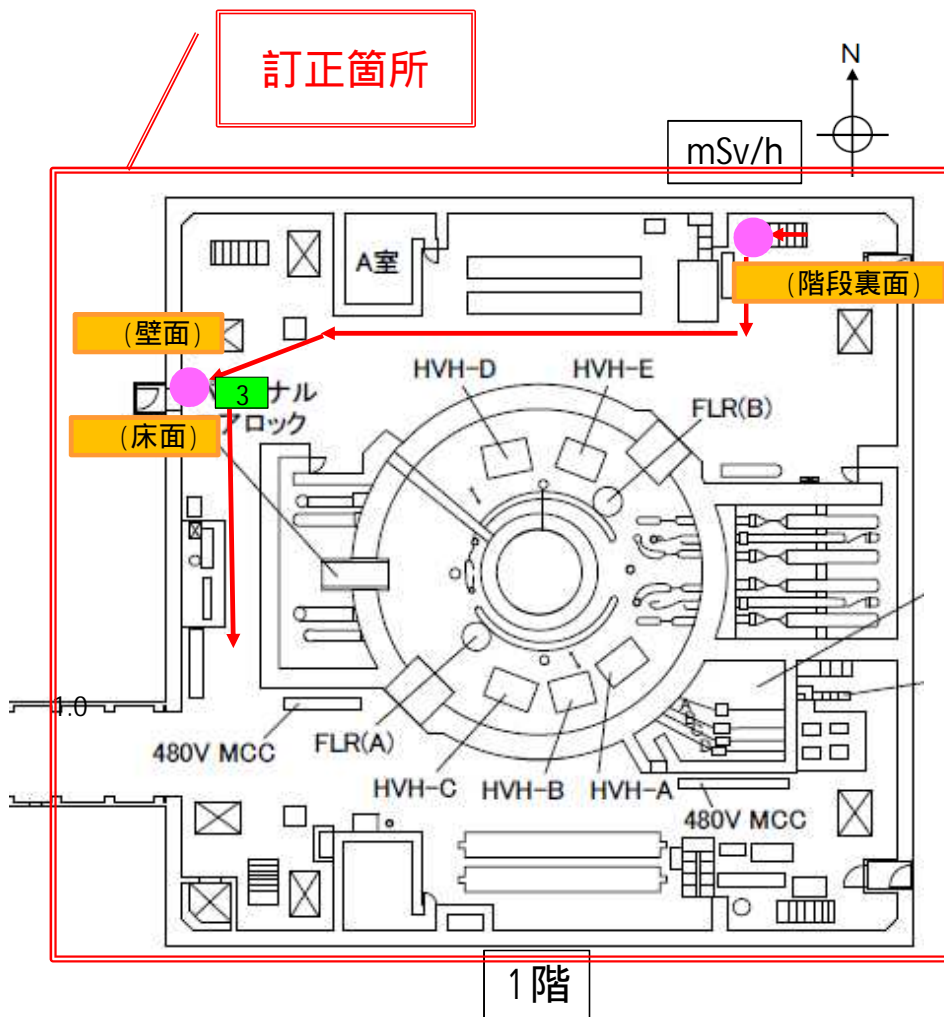
東京電力福島第一原子力発電所における  
事故の分析に係る検討会 第14回会合  
資料3



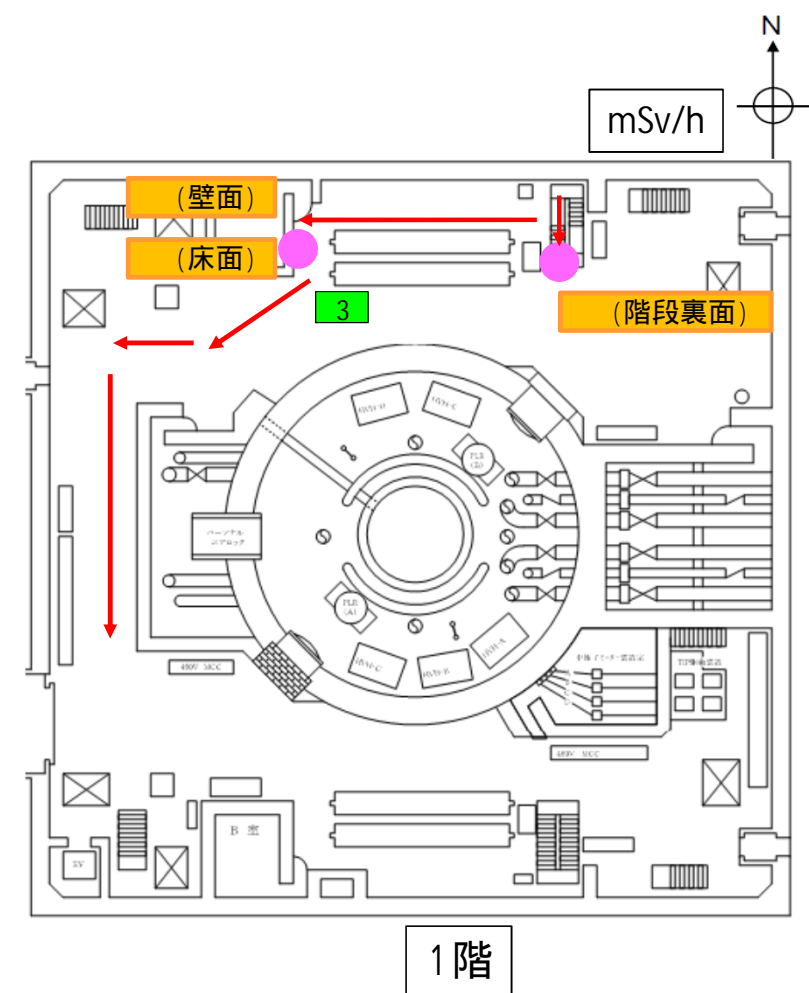
● : スミア採取箇所  
   : スミア試料番号 (実際の試料番号を記載)  
   : 原子力規制庁による測定結果 (令和2年9月10日)  
   : 原子力規制庁による測定結果 (令和2年10月8日)  
 図面は東京電力資料及び政府事故調報告書より抜粋一部加工



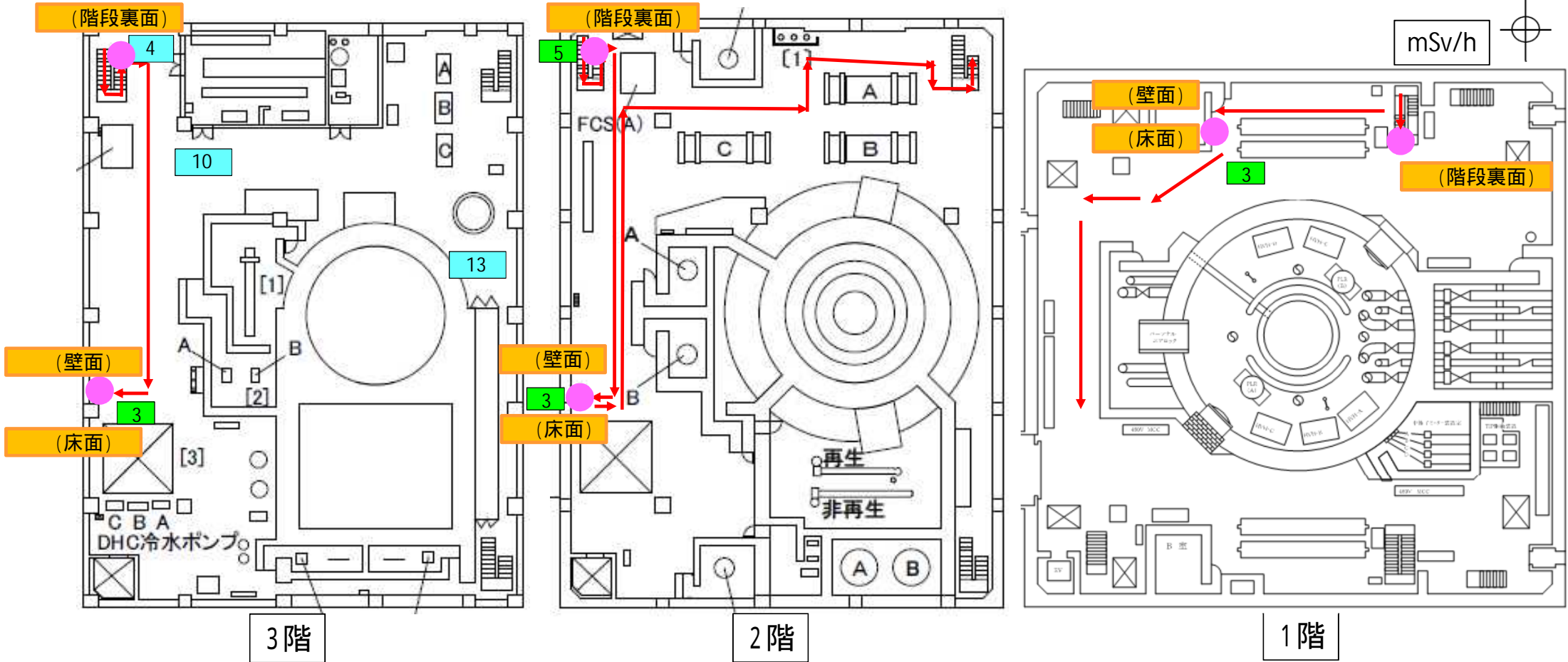
訂正箇所



訂正



## 2号機原子炉建屋 スミア採取



● : スミア採取箇所  
   : 原子力規制庁による測定結果(令和2年9月10日)  
   : スミア試料番号(実際の試料番号を記載)  
   : 原子力規制庁による測定結果(令和2年10月8日)  
 図面は東京電力資料及び政府事故調報告書より抜粋一部加工



➤ 追加説明資料 リアクターキャビティ差圧調整ダクトの空気作動弁の状況[第15回会合(2020年11月12日)資料6-1]の訂正

～ 2号機リアクターキャビティ差圧調整ダクトの空気作動弁の開閉状態の訂正～

2号機のリアクターキャビティ差圧調整ダクトの空気作動弁(AO弁)については、令和2年10月18日の原子力規制庁による現地調査の結果を踏まえて、『AO弁上部の手動ハンドルが「閉」状態にされていることを確認。』としていたが、確認を行った弁が異なっていたこと、また、2021年5月20日、24日に東京電力ホールディングス株式会社が行った調査において、当該弁の「開」状態が確認されたことから、『2021年5月20、24日の東京電力の調査において、当該弁が「開」状態であることを確認。』に訂正する。

## 調査・分析に係る資料等のリスト（抜粋）

| No.  | 調査・分析に必要な資料等(東京電力HD依頼リスト)   | 伝達日       | 対応状況        |
|------|---|-----------|-------------|
| 31-2 | < 建屋DF > 1～3号機のリアクターキャビティ差圧調整ダクトは、AO弁が通常時開、異常時閉の設計だが、各号機で弁の設計が異なっている。各号機で電源断、及び空気断時の挙動の情報。(異常時閉後に制御空気がなくなること<br>で開に戻る設計となっていないかの確認) | 8/5<br>追加 | 現地調査等の状況を整理 |

リアクターキャビティ差圧調整ダクトの空気作動弁（AO弁）については、

- 1号機は、東京電力HDの現地作業時に弁「閉」の状態が確認されている。
- 2号機は、原子力規制庁の現地調査時に手動ハンドルによって弁「閉」の状態が確認されている。
- 3号機は、当該配管・弁が設置されている原子炉建屋4階西側フロアは高線量であり、弁の作動状態の確認は困難な状態である。

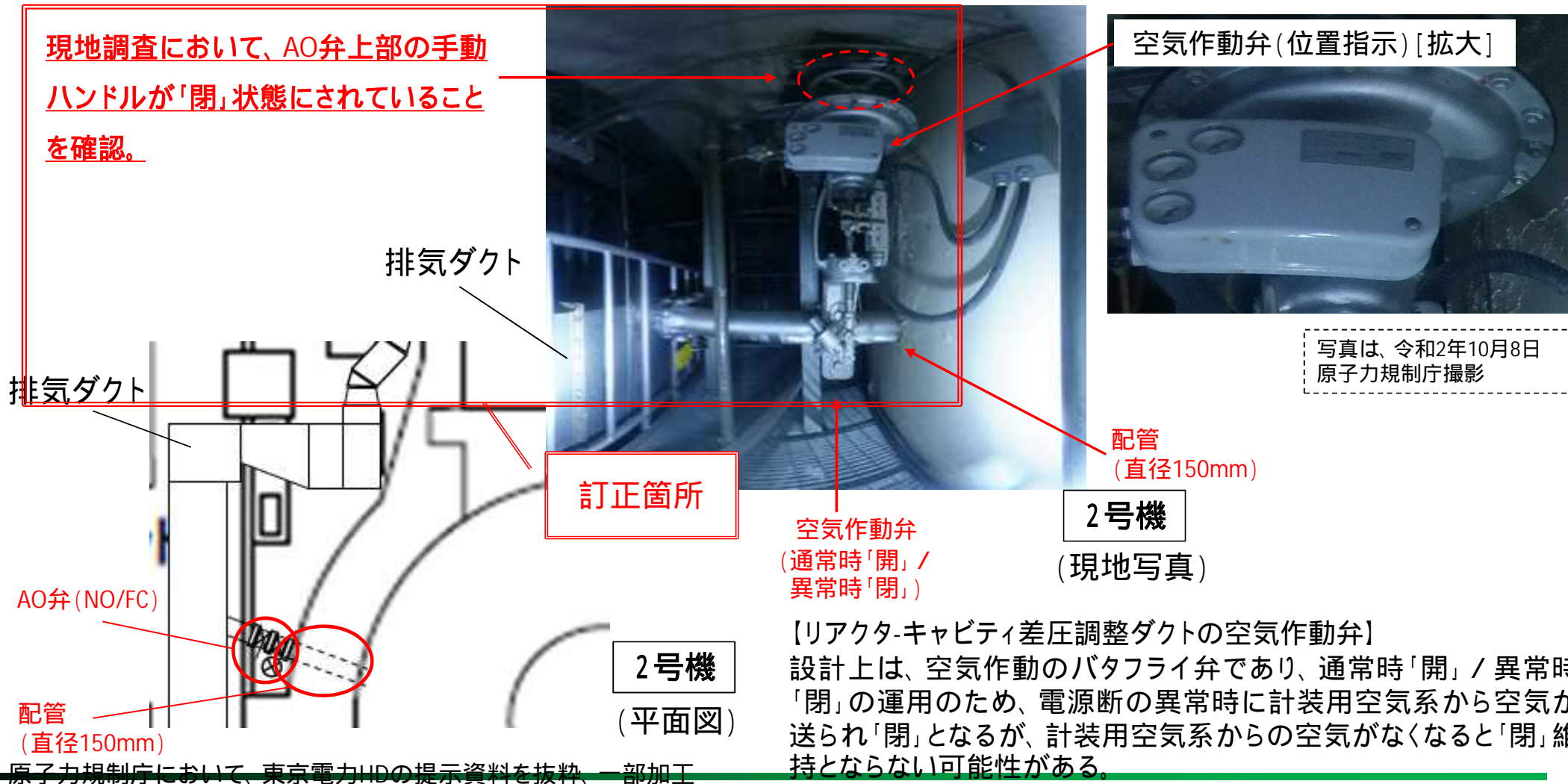
訂正箇所

1号機原子炉格納容器上蓋の状況確認について（2019年11月28日東京電力ホールディングス株式会社）を参照



## 2号機リアクターキャビティ差圧調整ダクトの配管の設計(原子炉建屋4階西側)

現地調査において、AO弁上部の  
手動ハンドルが「閉」状態に  
されていることを確認。



空気作動弁(位置指示)[拡大]

写真は、令和2年10月8日  
原子力規制庁撮影

配管  
(直径150mm)

2号機  
(現地写真)

空気作動弁  
(通常時「開」/  
異常時「閉」)

訂正箇所

2号機  
(平面図)

【リアクターキャビティ差圧調整ダクトの空気作動弁】  
設計上は、空気作動のバタフライ弁であり、通常時「開」/異常時「閉」の運用のため、電源断の異常時に計装用空気系から空気が送られ「閉」となるが、計装用空気系からの空気がなくなると「閉」維持とならない可能性がある。

原子力規制庁において、東京電力HDの提示資料を抜粋、一部加工

## 調査・分析に係る資料等のリスト (抜粋)

| No.  | 調査・分析に必要な資料等(東京電力HD依頼リスト)   | 伝達日       | 対応状況        |
|------|---|-----------|-------------|
| 31-2 | < 建屋DF > 1～3号機のリアクターキャビティ差圧調整ダクトは、AO弁が通常時開、異常時閉の設計だが、各号機で弁の設計が異なっている。各号機で電源断、及び空気断時の挙動の情報。(異常時閉後に制御空気がなくなること<br>で開に戻る設計となっていないかの確認) | 8/5<br>追加 | 現地調査等の状況を整理 |

リアクターキャビティ差圧調整ダクトの空気作動弁(AO弁)については、

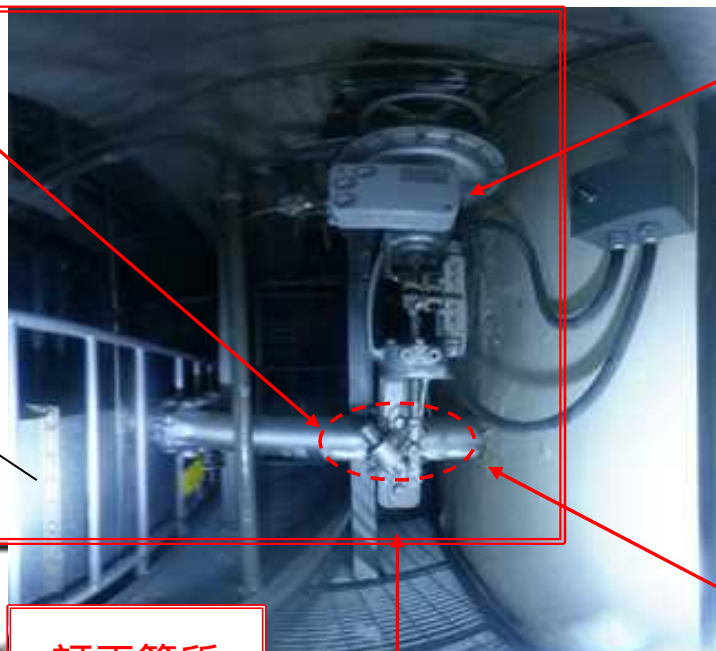
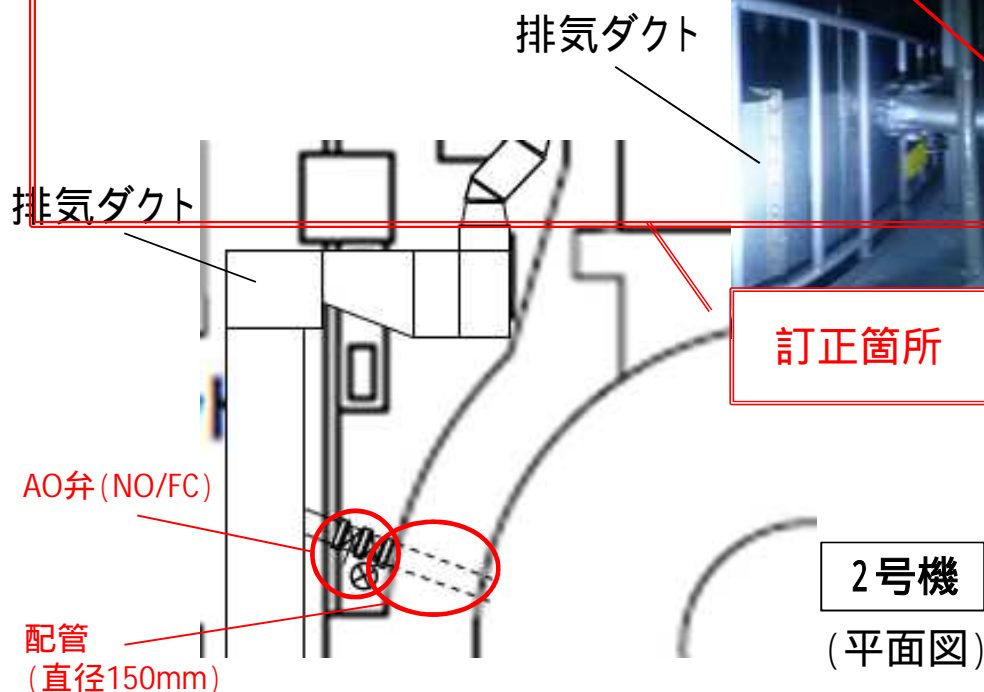
- 1号機は、東京電力HDの現地作業時に弁「閉」の状態が確認されている。
- 2号機は、原子力規制庁の現地調査時に手動ハンドルによって弁「開」の状態が確認されている。
- 3号機は、当該配管・弁が設置されている原子炉建屋4階西側フロアは高線量であり、弁の作動状態の確認は困難な状態である。

訂正箇所

1号機原子炉格納容器上蓋の状況確認について(2019年11月28日東京電力ホールディングス株式会社)を参照

## 2号機リアクターキャビティ差圧調整ダクトの配管の設計(原子炉建屋4階西側)

2021年5月20、24日の東京電力の調査  
において、当該弁が「開」状態であるこ  
とを確認。



写真は、令和2年10月8日  
原子力規制庁撮影

配管  
(直径150mm)

2号機

(現地写真)

空気作動弁  
(通常時「開」/  
異常時「閉」)

2号機

(平面図)

【リアクターキャビティ差圧調整ダクトの空気作動弁】  
設計上は、空気作動のバタフライ弁であり、通常時「開」/異常時  
「閉」の運用のため、電源断の異常時に計装用空気系から空気が  
送られ「閉」となるが、計装用空気系からの空気がなくなると「閉」維  
持とならない可能性がある。

# JAEAにおける試料分析の状況

- 中間とりまとめ未掲載の令和2年度成果 -

2021年7月8日

日本原子力研究開発機構  
安全研究センター

# 報告内容

---

- (1) 1号機及び2号機共用スタック基部ドレンサンプル水試料(試料ID: U12SDW)に関する Pu、Am、I-129、Moの分析結果
- (2) 2号機原子炉建屋スミヤ試料の採取位置情報(前回検討会資料への情報追加)

## 分析の概要

---

### ○目的

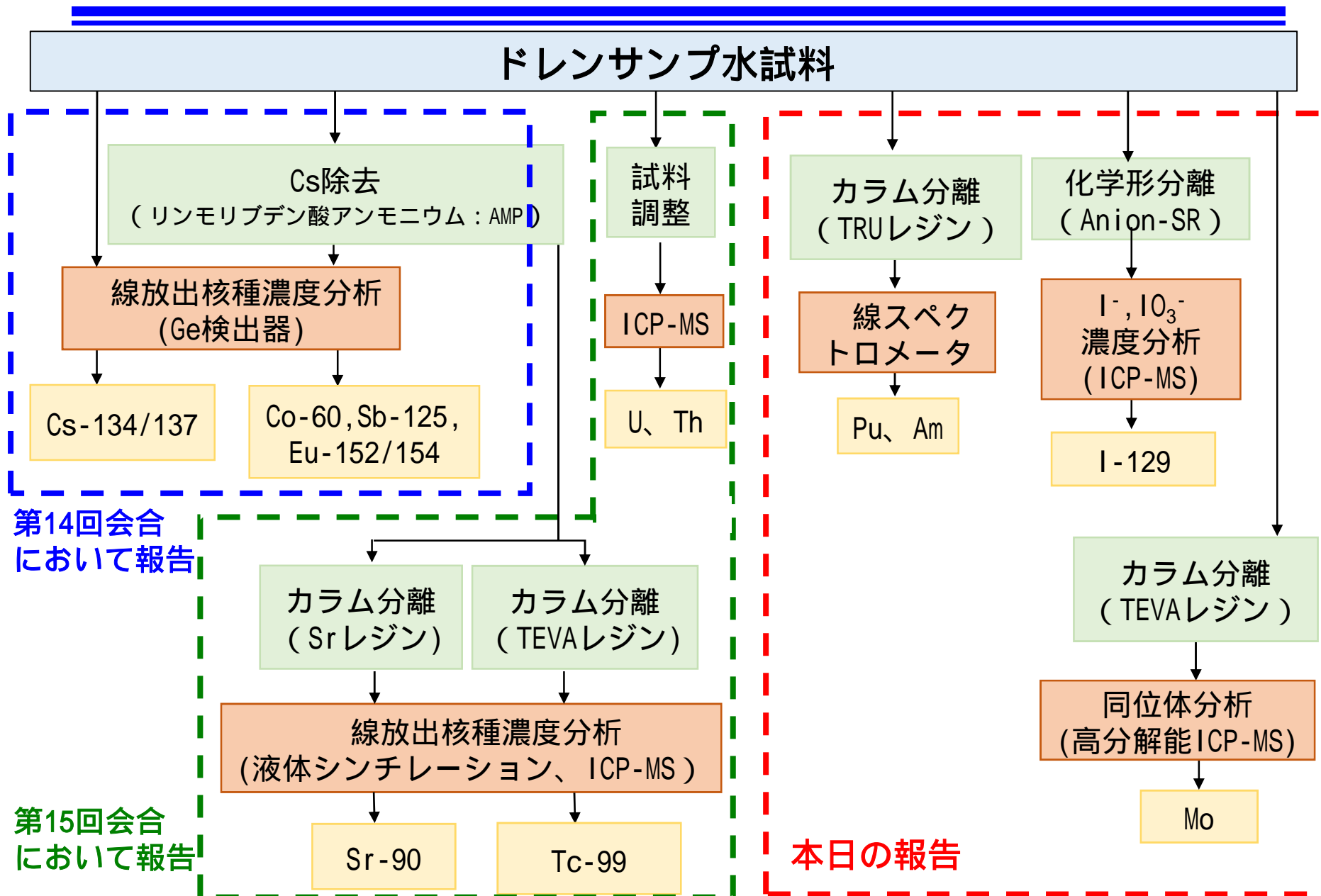
1 / 2号機共用スタックのドレンサンプル水試料の分析を通じて1号機の格納容器ベント時に共用スタックに流入した放射性物質の組成や化学形の推定に有用な情報を取得する。

- Csの化学形は原子炉容器内の雰囲気依存し得る(原子炉容器内に水蒸気が十分にある酸化雰囲気条件下で事故が進展した場合、Moが燃料から放出されやすくなり、 $\text{Cs}_2\text{MoO}_4$ がCsの主要な化学形になる可能性がある)。
- MCCIIにより中・難揮発性の放射性物質(Srや 核種)がエアロゾルとして放出される可能性がある。
- I-129(長半減期)の濃度が判ると、健康影響評価上重要なI-131(短半減期)の放出量を概略評価できる可能性がある。

### 着目核種

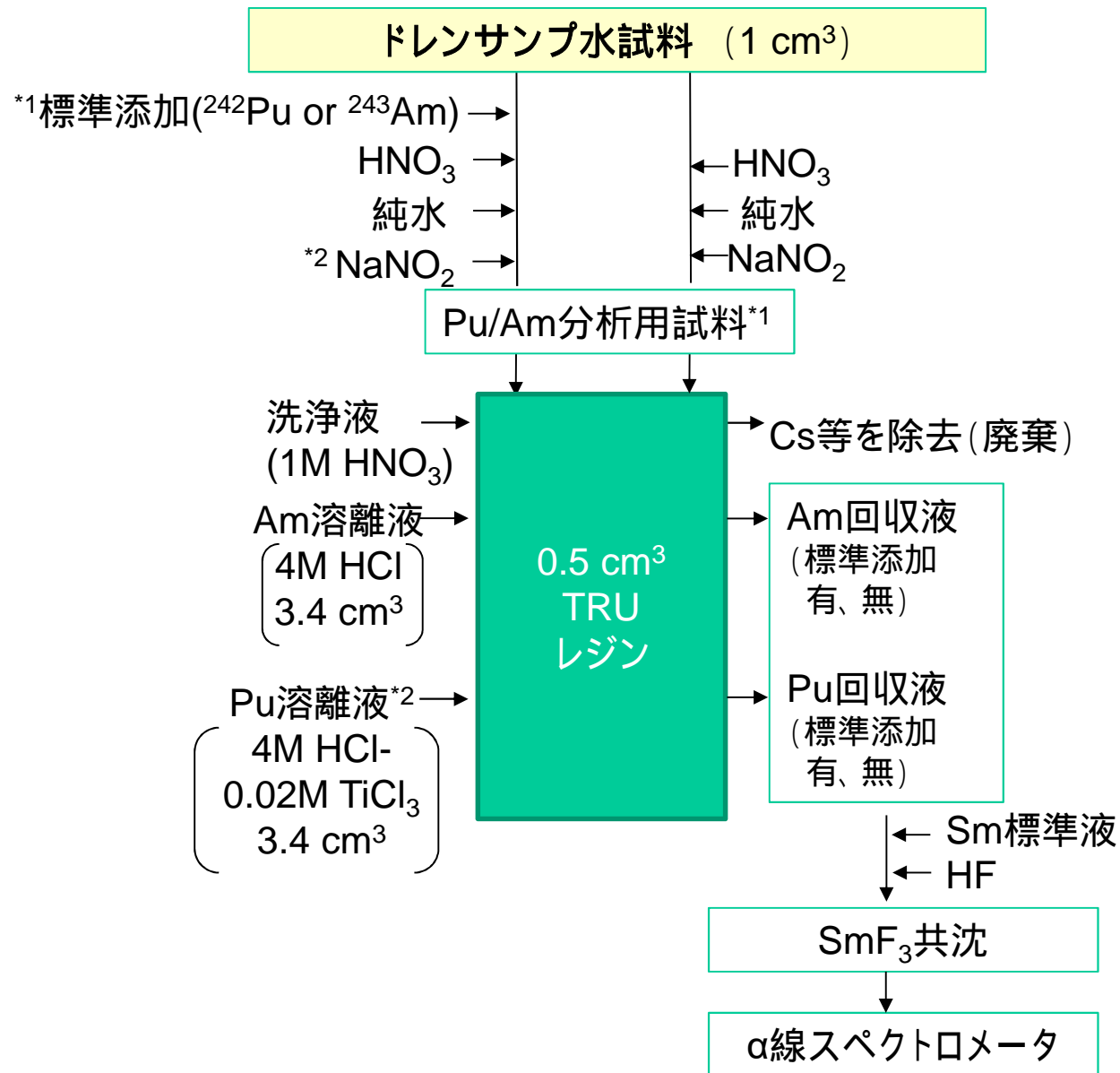
Cs-134/137、Sr-90、Tc(Mo)-99、I-129、核種(Th、U、Pu、Am)、他

# 分析フロー





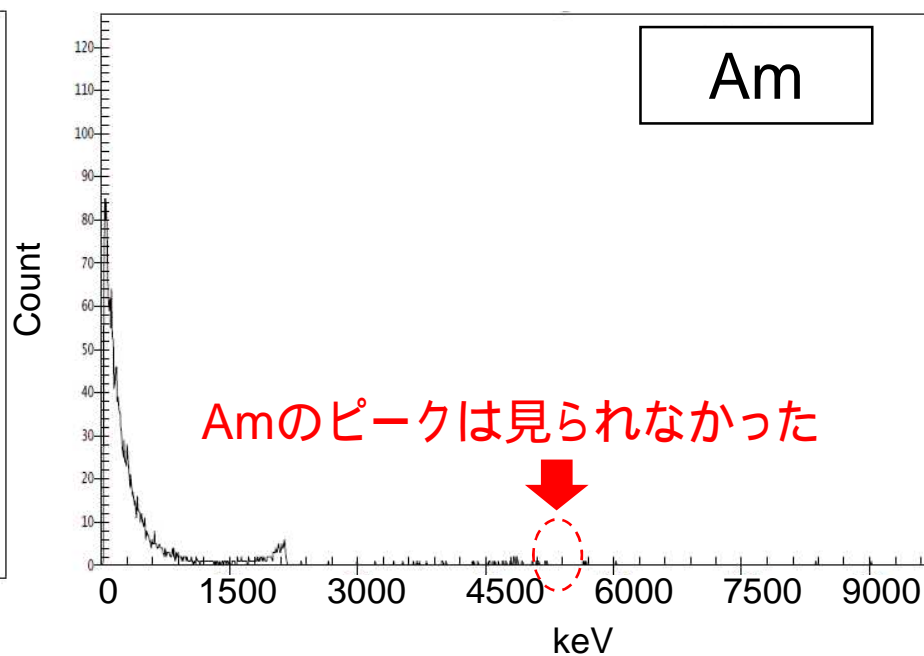
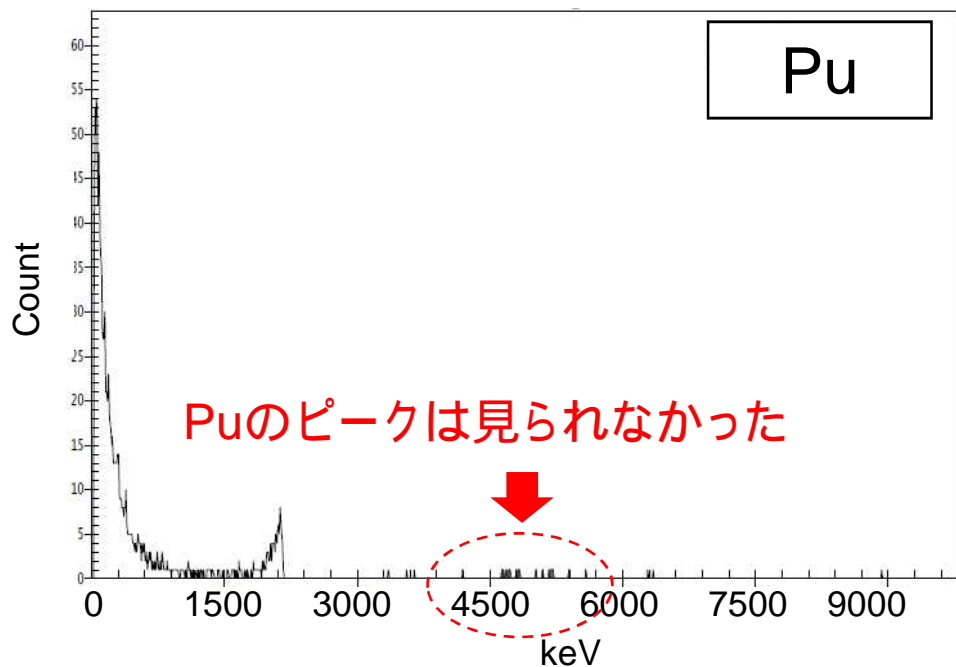
# Pu、Amの分析フロー



\*1: PuまたはAm標準を添加した試料(2試料)および添加していない試料(1試料)を調整  
 \*2: Puを4価に調整  
 \*3: 還元剤(TiCl<sub>3</sub>)によりPuを3価に調整して溶離

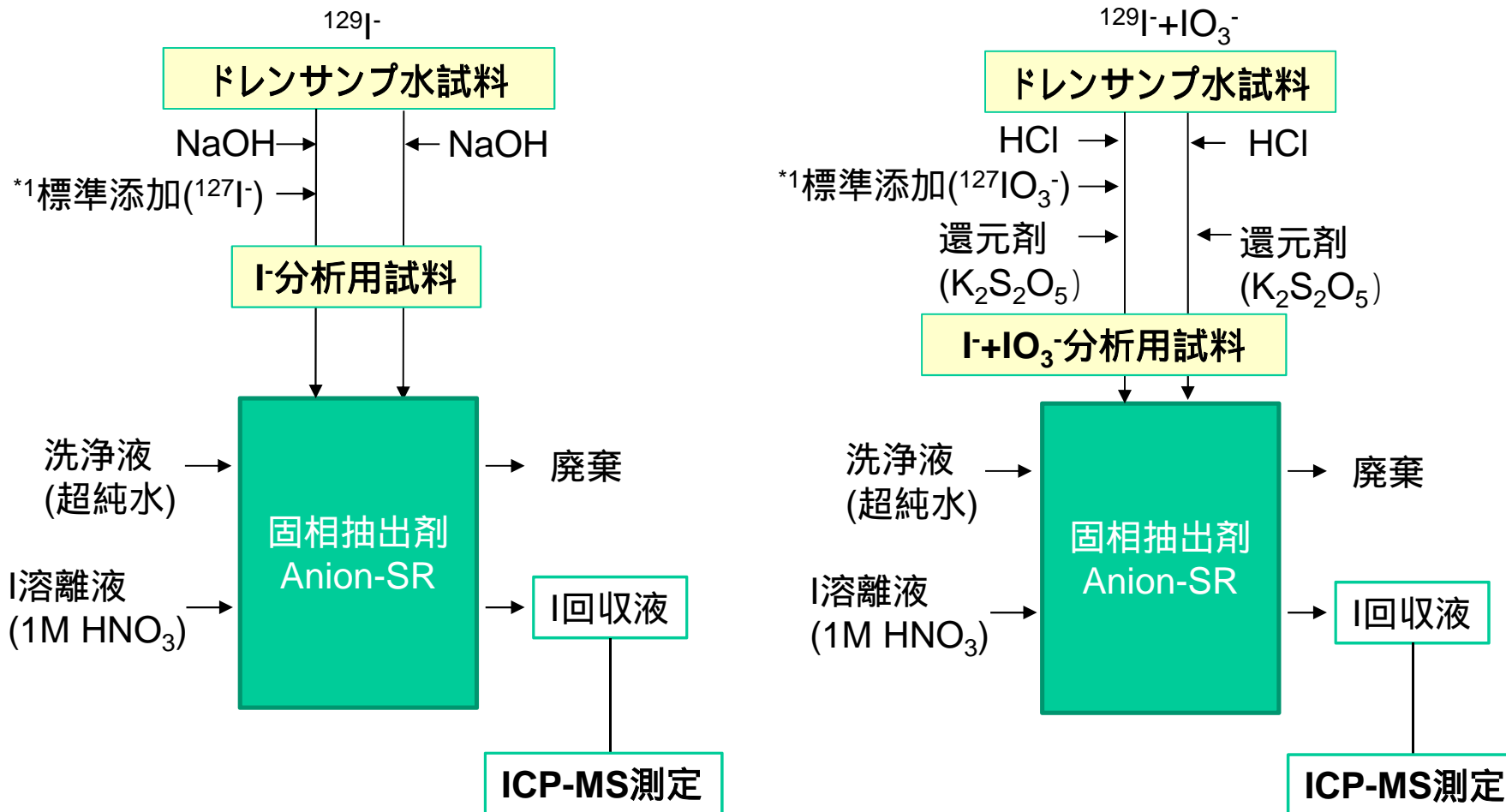
## Pu、Amの分析結果 (試料ID: U12SDW)

- ドレンサンプル水試料: U12SDW
- α線測定時間: 20万秒



Pu及び Am濃度 : 検出下限値 (2mBq cm<sup>-3</sup>) 以下

# $^{129}\text{I}$ の分析フロー



\*1: 標準を添加した試料および  
添加していない試料を調整

## $^{129}\text{I}$ の分析結果 (試料ID: U12SDW)

➤  $^{129}\text{I}$  濃度<sup>\*1</sup> :  $1.6 \times 10^{-10} \text{ mol cm}^{-3}$

$$\left( \begin{array}{l} ^{129}\text{I}^- : 1.5 \times 10^{-10} \text{ mol cm}^{-3} \\ ^{129}\text{IO}_3^- : 1.9 \times 10^{-11} \text{ mol cm}^{-3} \end{array} \right)$$

➤  $^{137}\text{Cs}$ 濃度<sup>\*2</sup> :  $1.4 \times 10^{-10} \text{ mol cm}^{-3}$   
(第14回会合で報告)

I及びCsの元素濃度を、 $^{129}\text{I}$ 及び $^{137}\text{Cs}$ 濃度と1号機炉心内の同位体存在率から算出。

✓  $I_{(\text{total})} : 2.1 \times 10^{-10} \text{ mol cm}^{-3}$

✓  $\text{Cs}_{(\text{total})} : 3.4 \times 10^{-10} \text{ mol cm}^{-3}$

1号機炉心内の同位体存在率<sup>\*3</sup>

| I          |              | Cs         |              |
|------------|--------------|------------|--------------|
| 質量数        | 存在率 (mol%)   | 質量数        | 存在率 (mol%)   |
| 127        | 18.13        | 133        | 41.12        |
| <b>129</b> | <b>78.69</b> | 134        | 2.60         |
| 130        | 0.00         | 135        | 15.99        |
| 131        | 2.40         | 136        | 0.01         |
| 132        | 0.04         | <b>137</b> | <b>40.27</b> |
| 133        | 0.55         |            |              |
| 134        | 0.03         |            |              |
| 135        | 0.16         |            |              |



ドレンサンプル水中の元素濃度比<sup>\*4</sup> :  $I_{(\text{total})} / \text{Cs}_{(\text{total})} = 0.6$

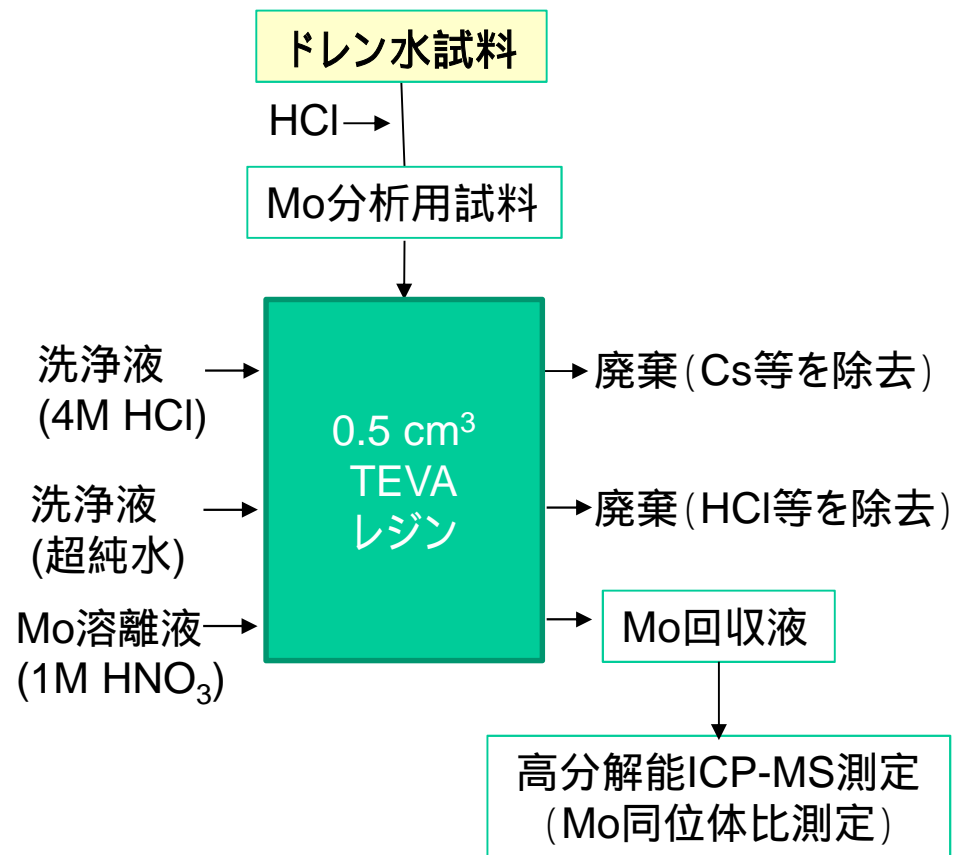
\*1 :  $^{129}\text{I}$ は長半減期(1570万年)のため、事故時から現在までの減衰を無視

\*2 : 事故時に減衰補正した値

\*3 : ORIGEN2による推定値 (JAEA-Data-Code-2012-018)

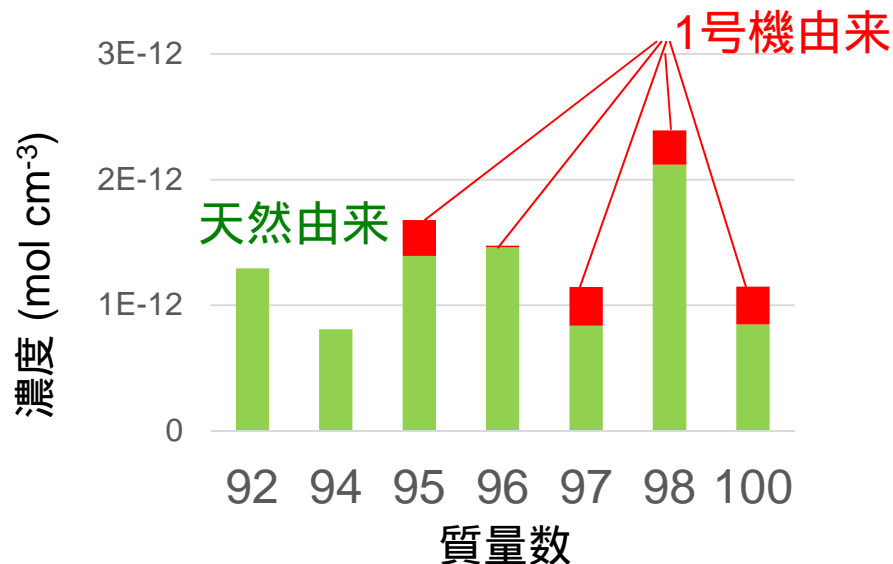
\*4 : 現在までにヨウ素が揮発している可能性があるため、事故時の値は現在の値より高い可能性がある

# Moの分析フロー

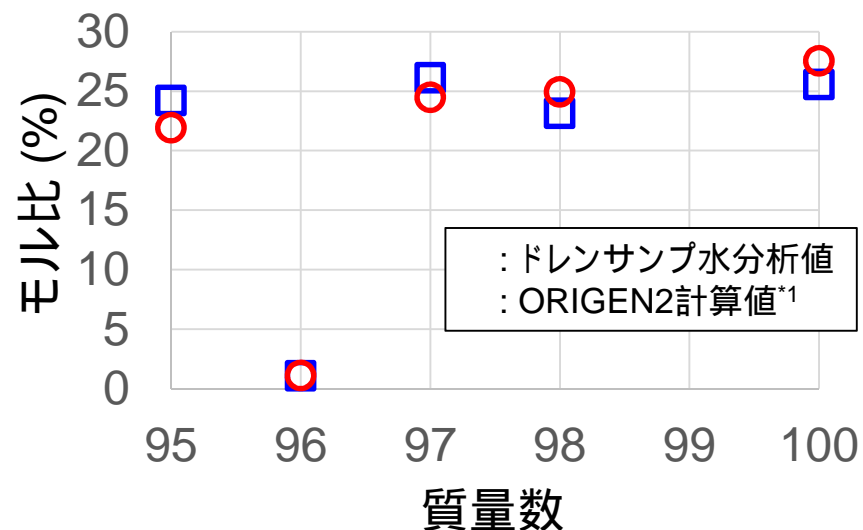


## Moの分析結果 (試料ID: U12SDW)

➤ ドレンサンプル水中Mo同位体濃度



➤ 1号機由来のMo同位体比<sup>\*1</sup>



- ・ドレンサンプル水中には天然(雨水等)由来及び1号機由来のMoが混在  
 →炉内でほとんど生成しない<sup>92</sup>Moを全量天然由来とみなし、<sup>92</sup>Mo濃度と天然同位体比から、ドレンサンプル水中の天然由来のMo同位体濃度を算出  
 →ドレン水中Mo濃度から天然由来Mo濃度を引き、1号機由来のMo同位体濃度を算出
- ・得られた1号機由来のMo同位体比は、ORIGIN2計算<sup>\*1</sup>による1号機炉心のMo同位体比と整合

\*1 : ORIGIN2による推定値 (JAEA-Data-Code-2012-018)

## Mo濃度とCs濃度の比 (試料ID: U12SDW)

➤ Mo濃度 ( $\text{Mo}_{(\text{total})}$ )<sup>\*1</sup> :  $1.3 \times 10^{-12} \text{ mol cm}^{-3}$

✓ Cs元素濃度 ( $\text{Cs}_{(\text{total})}$ )<sup>\*2</sup> :  $3.4 \times 10^{-10} \text{ mol cm}^{-3}$

➡ ドレンサンプル水中の元素濃度比:  
 $\text{Mo}_{(\text{total})} / \text{Cs}_{(\text{total})} = 0.004$

✓ Csに対してMoの量が極めて低いことから、1号機の炉心溶融が進展した期間においては $\text{Cs}_2\text{MoO}_4$ の生成が抑制される条件が支配的であったことが示唆された。

1号機炉心内の同位体存在率<sup>\*2</sup>

| Mo  |                        |               |
|-----|------------------------|---------------|
| 質量数 | 半減期                    | 同位体存在率 (mol%) |
| 92  | stable                 | 0             |
| 94  | stable                 | 0             |
| 95  | stable                 | 21.91         |
| 96  | stable                 | 1.09          |
| 97  | stable                 | 24.47         |
| 98  | stable                 | 24.92         |
| 99  | 2.7 日                  | 0.08          |
| 100 | $8.5 \times 10^{18}$ 年 | 27.54         |

\*1 : Moはほぼ安定のため、事故時から現在までの減衰を無視

\*2 : 事故時に減衰補正した値

\*3 : ORIGEN2による推定値 (JAEA-Data-Code-2012-018)

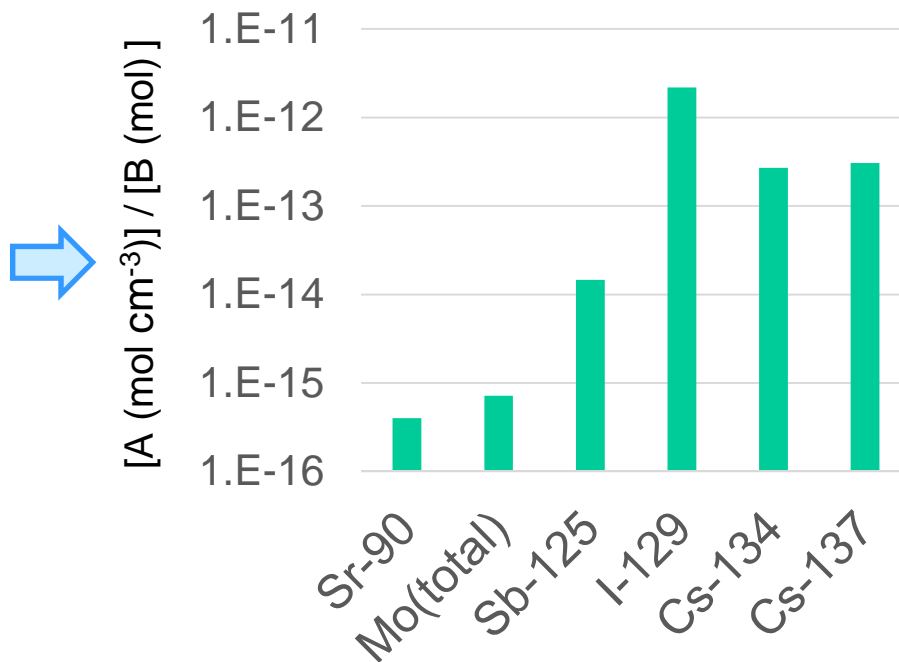


## 核種濃度分析結果まとめ

➤ ドレンサンプル水中核種濃度及び1号機炉心インベントリ\*2

(試料ID: U12SDW)

| 核種                    | 濃度<br>(mol cm <sup>-3</sup> )*1 [A] | 初期インベントリ<br>(mol)*2 [B] |
|-----------------------|-------------------------------------|-------------------------|
| <sup>90</sup> Sr      | 1.3 x 10 <sup>-13</sup>             | 3.3 x 10 <sup>2</sup>   |
| Mo <sub>(total)</sub> | 1.3 x 10 <sup>-12</sup>             | 1.8 x 10 <sup>3</sup>   |
| <sup>125</sup> Sb     | 3.3 x 10 <sup>-14</sup>             | 2.3 x 10 <sup>0</sup>   |
| <sup>129</sup> I      | 1.6 x 10 <sup>-10</sup>             | 7.3 x 10 <sup>1</sup>   |
| <sup>134</sup> Cs     | 8.0 x 10 <sup>-12</sup>             | 3.0 x 10 <sup>1</sup>   |
| <sup>137</sup> Cs     | 1.4 x 10 <sup>-10</sup>             | 4.6 x 10 <sup>2</sup>   |



(<sup>99</sup>Tc, Th, U, Pu, Am < D.L.)

✓ 1号機炉心インベントリ\*2に対するドレンサンプル水中濃度の比:

$$^{129}\text{I} > ^{134}\text{Cs} = ^{137}\text{Cs} > ^{125}\text{Sb} > \text{Mo} > ^{90}\text{Sr}$$

\*1 : 事故時に減衰補正した値

\*2 : ORIGEN2による推定値 (JAEA-Data-Code-2012-018)



## (1) ドレンサンプル水試料

# 令和2年度分析結果のまとめ

---

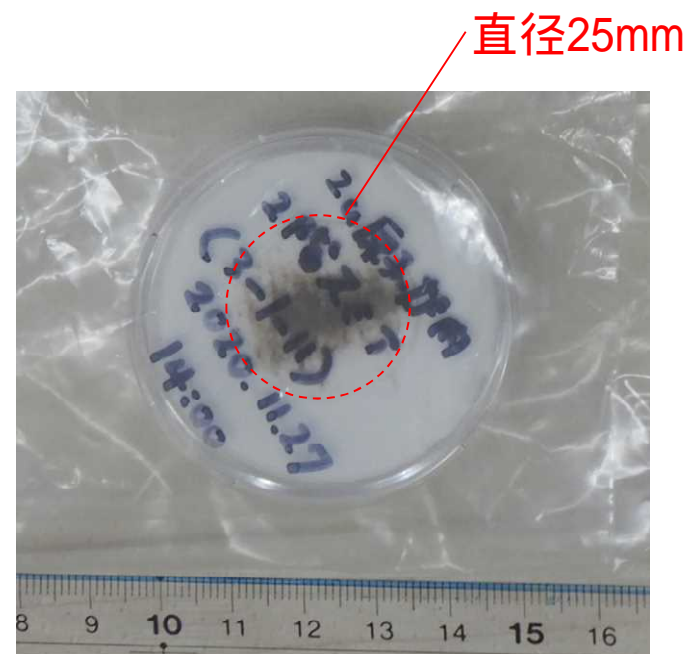
### ➤ ドレンサンプル水試料 (U12SDW) の分析結果

$^{90}\text{Sr}$ :  $1.3 \times 10^{-13}$  mol cm<sup>-3</sup>、 $^{125}\text{Sb}$ :  $3.3 \times 10^{-14}$  mol cm<sup>-3</sup>、  
 $\text{Mo}$ :  $1.3 \times 10^{-12}$  mol cm<sup>-3</sup>、 $^{129}\text{I}$ :  $1.6 \times 10^{-10}$  mol cm<sup>-3</sup>、  
 $^{134}\text{Cs}$ :  $8.0 \times 10^{-12}$  mol cm<sup>-3</sup>、 $^{137}\text{Cs}$ :  $1.4 \times 10^{-10}$  mol cm<sup>-3</sup>  
( $^{99}\text{Tc}$ 、Th、U、Pu、Amは検出限界以下)

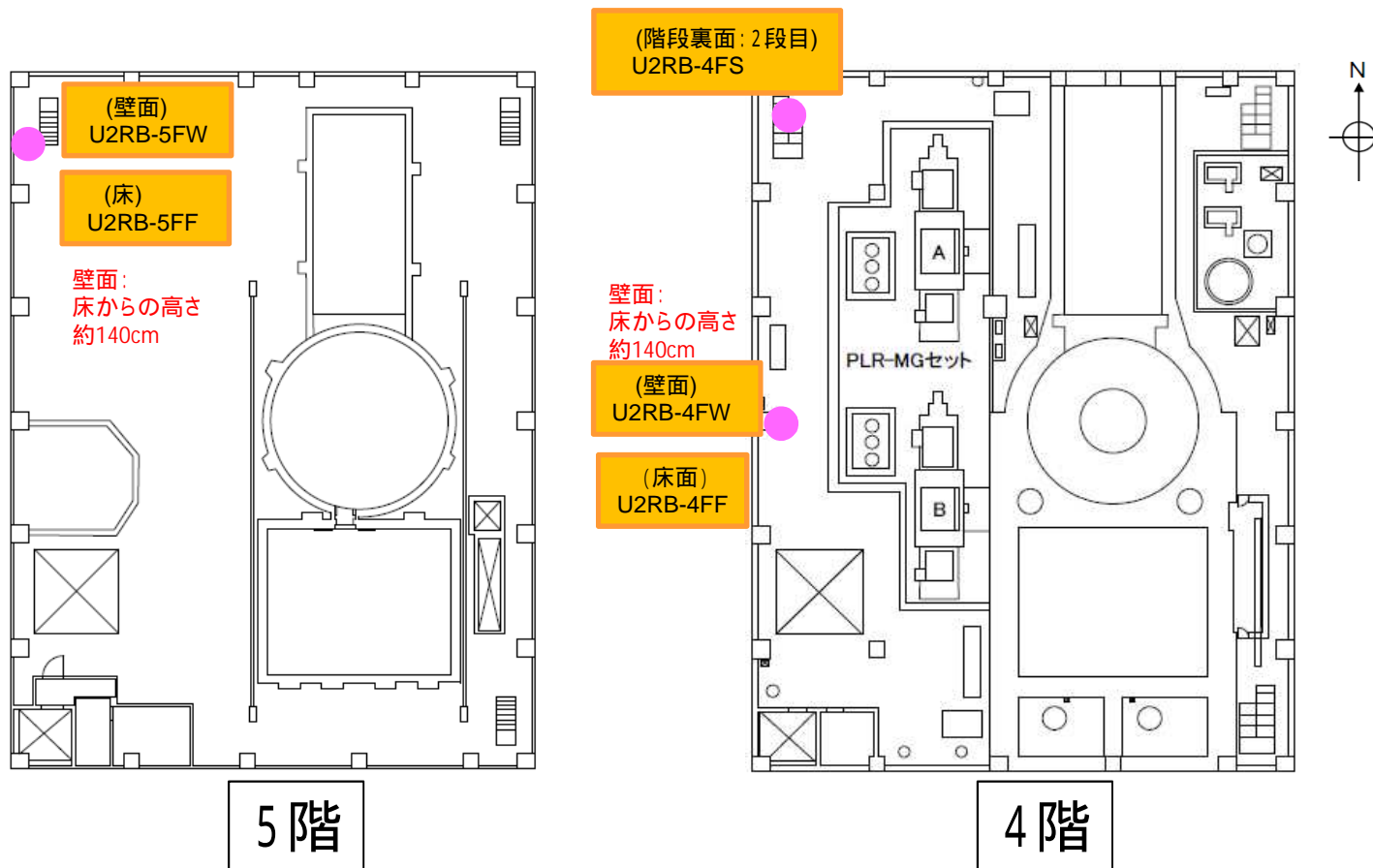
## 規制庁採取スミヤ試料の概要

2号機原子炉建屋の壁、床、階段裏から採取されたスミヤ試料(2020/10/8採取)：14試料

| 試料番号     | 採取場所   |
|----------|--------|
| U2RB-5FW | 5階壁面   |
| U2RB-5FF | 5階床面   |
| U2RB-4FW | 4階壁面   |
| U2RB-4FF | 4階床面   |
| U2RB-4FS | 4階階段裏面 |
| U2RB-3FW | 3階壁面   |
| U2RB-3FF | 3階床面   |
| U2RB-3FS | 3階階段裏面 |
| U2RB-2FW | 2階壁面   |
| U2RB-2FF | 2階床面   |
| U2RB-2FS | 2階階段裏面 |
| U2RB-1FW | 1階壁面   |
| U2RB-1FF | 1階床面   |
| U2RB-1FS | 1階階段裏面 |



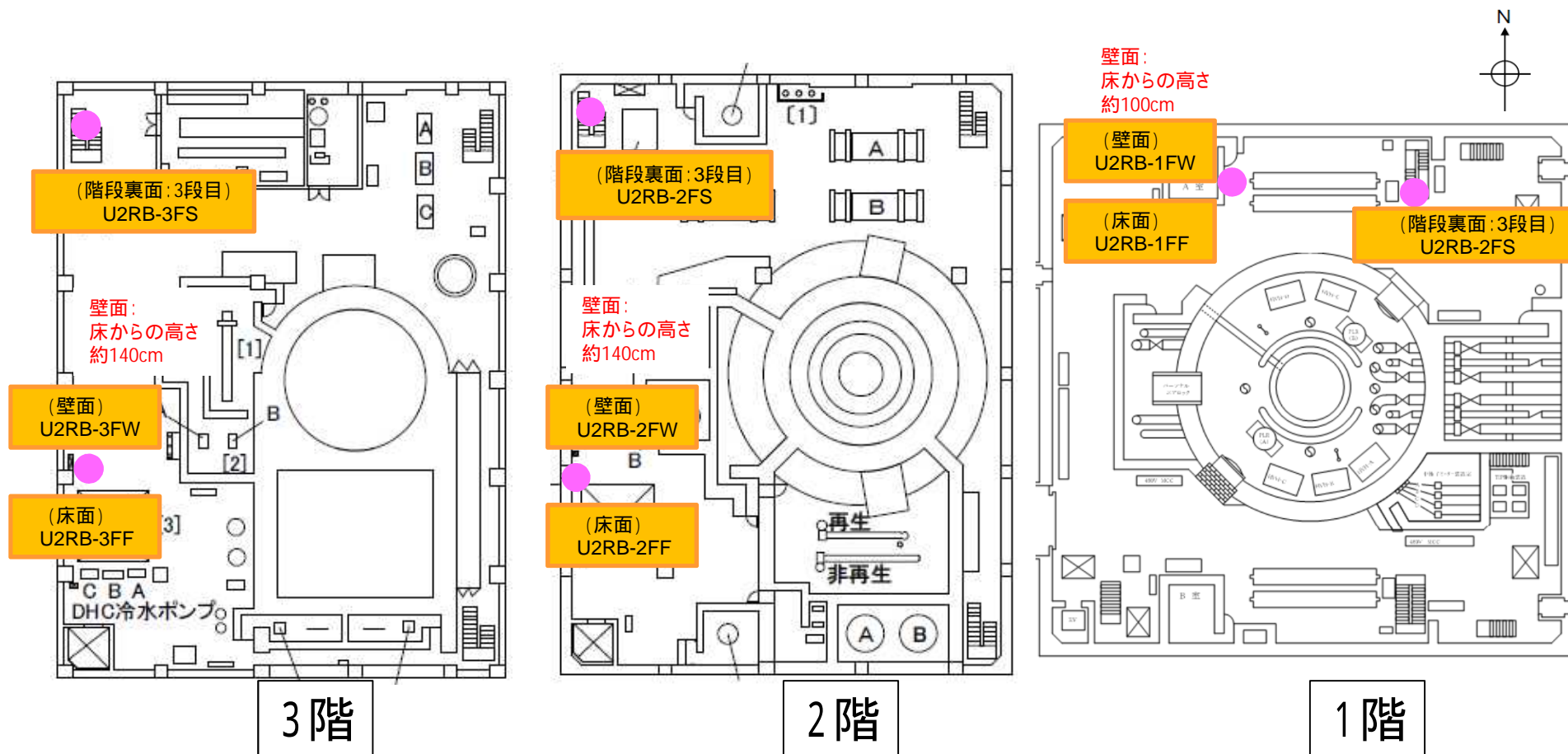
# 試料採取位置(1)



- : スミヤ採取箇所
- : スミヤ試料番号

※ 図面は第14回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資料3から抜粋一部加工

# 試料採取位置(2)



(採取場所修正)

- : スミヤ採取箇所
- : スミヤ試料番号

※図面は第14回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資料3から抜粋一部加工

## 今後の分析予定

---

### ➤ 令和2年度輸送スミヤ試料

- 2号機原子炉建屋 (14試料)
- 1/2号機SGTS配管内部 (1試料)
- 3号機SGTSフィルタ (23試料)

試料の優先順位及び試料毎の分析項目を設定し、効率的に分析を進める。

### ➤ その他の試料

今後、新たな試料の取得が見込まれる。  
既存試料を含めて優先順位を常に見直し、柔軟に対応する。

これらにより、検討会での議論に必要なデータを適時提供する。

# 参考資料

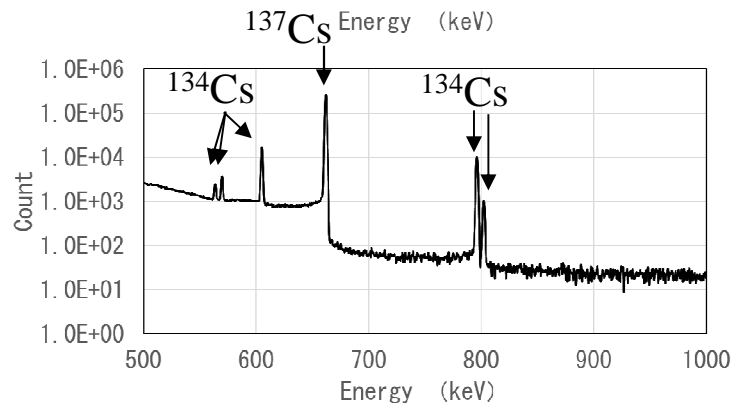
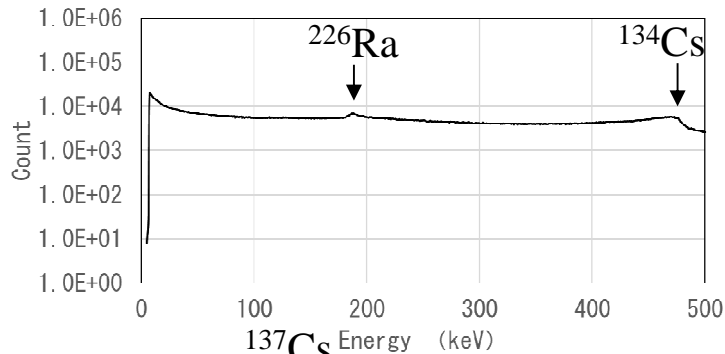
---

第14回会合資料4 - 2及び  
第15回会合資料5の抜粋



# ドレンサンプル水試料(未処理)の定量分析結果

➤ ドレンサンプル水の $\gamma$ 線測定(7万2千秒)を実施

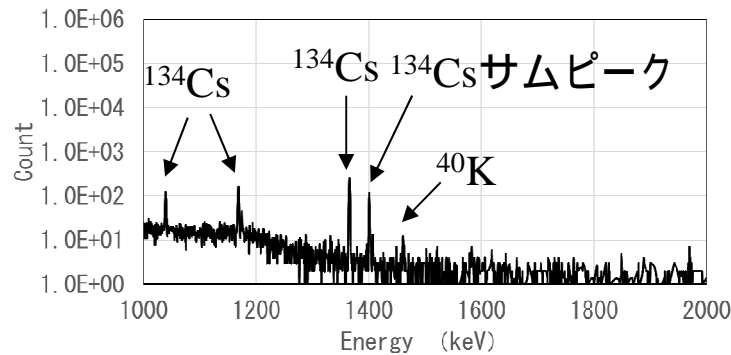


✓  $^{134}\text{Cs}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ の定量分析

$^{134}\text{Cs}$ :  $2.4 \times 10^3$  Bq/ml ( $5.1 \times 10^4$  Bq/ml )

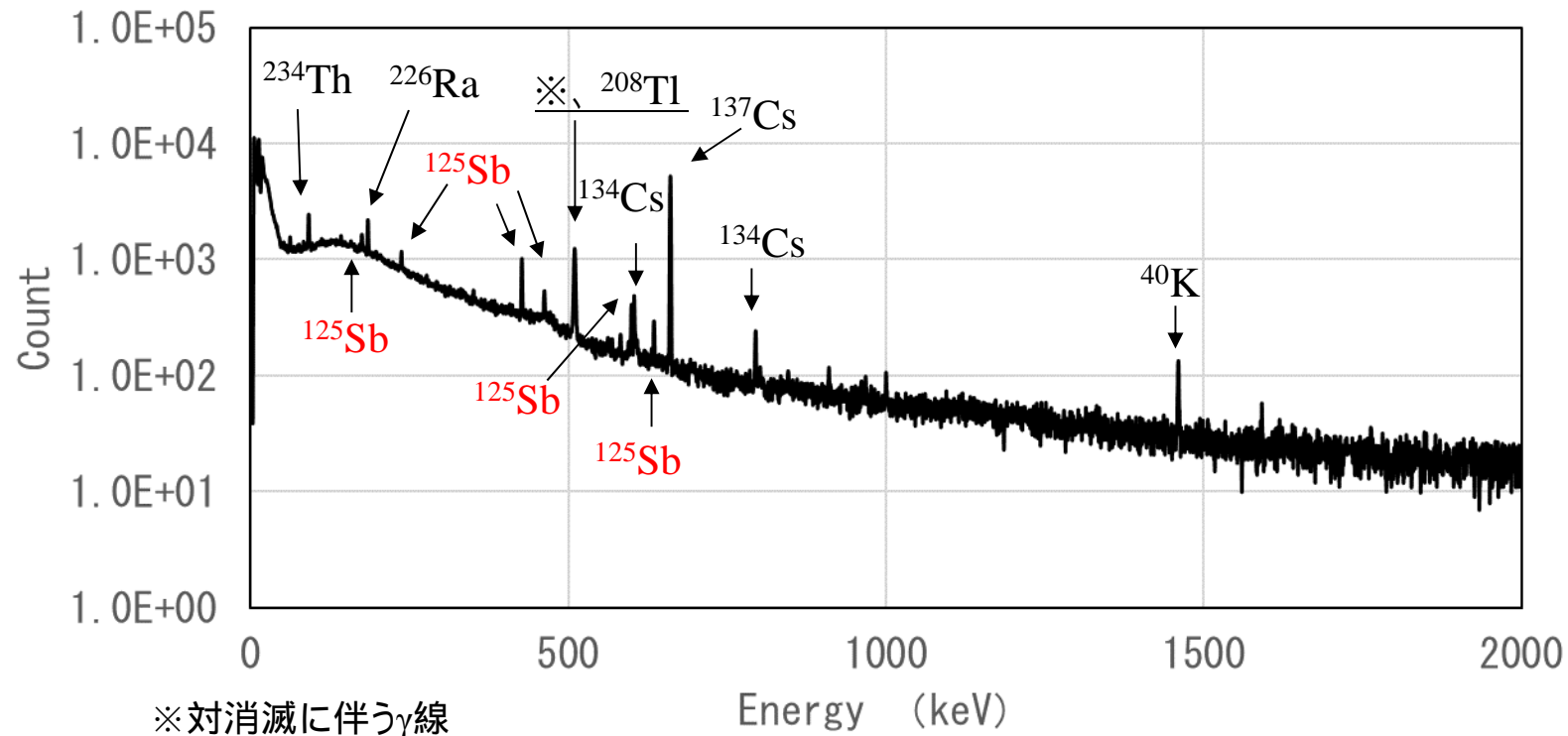
$^{137}\text{Cs}$ :  $4.8 \times 10^4$  Bq/ml ( $5.9 \times 10^4$  Bq/ml )

:半減期を考慮して推定した事故当時の値



# Cs除去液の定量分析結果

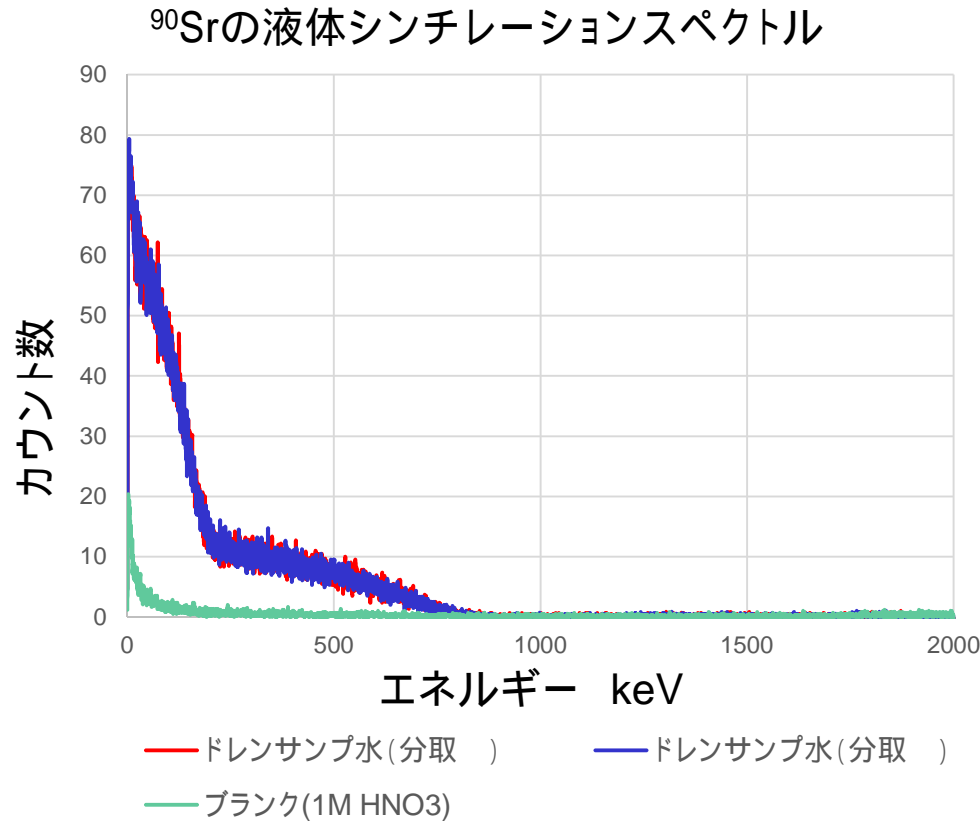
- Cs除去液で検出された<sup>125</sup>Sbおよび<sup>60</sup>Coの濃度を定量するため、線測定(約120万秒)を実施



- ・<sup>125</sup>Sb: 14 Bq/ml (  $1.5 \times 10^2$  Bq/ml )
- ・<sup>60</sup>Co: 検出限界 (0.68 Bq/ml) 未満

: 半減期を考慮して推定した事故当時の値

# ドレンサンプル水試料の分析結果 (Sr)

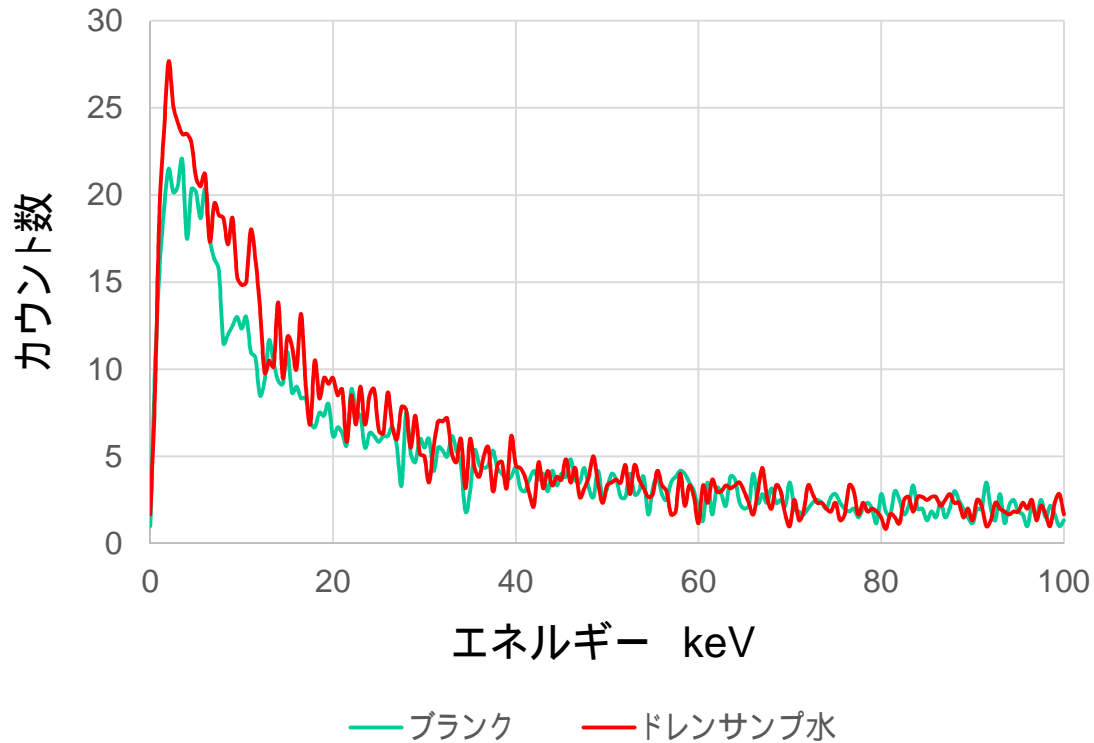


- ✓ Srの回収率:  $92 \pm 8 \%$
- ✓ 回収率補正後の<sup>90</sup>Sr濃度:  
 $47 \pm 4 \text{ Bq/ml}$   
 $(51 \pm 4 \text{ Bq/ml}^{*1}, 59 \pm 5 \text{ Bq/ml}^{*2})$   
 $1.3 \times 10^{-13} \text{ mol/ml}^{*2}$

\*1 : 半減期を考慮して推定した試料採取時  
(2016年9月12日)の値  
 \*2 : 半減期を考慮して推定した事故当時の値  
 \*3 : ORIGEN2による評価  
(JAEA-Data-Code-2012-018)

- ✓ 第14回会合で報告した<sup>134</sup>Cs、<sup>137</sup>Cs、<sup>125</sup>Sbの濃度:  
<sup>134</sup>Cs:  $5.1 \times 10^4 \text{ Bq/ml}^{*2}$  ( $8.0 \times 10^{-12} \text{ mol/ml}$ )、<sup>137</sup>Cs:  $5.9 \times 10^4 \text{ Bq/ml}^{*2}$  ( $1.4 \times 10^{-10} \text{ mol/ml}$ )  
<sup>125</sup>Sb:  $1.5 \times 10^2 \text{ Bq/ml}^{*2}$  ( $3.3 \times 10^{-14} \text{ mol/ml}$ )
- ✓ <sup>137</sup>Csを基準としたモル比  $^{137}\text{Cs} : ^{134}\text{Cs} : ^{90}\text{Sr} : ^{125}\text{Sb} = 1.0 : 5.9 \times 10^{-2} : 9.5 \times 10^{-4} : 2.4 \times 10^{-4}$   
 (1号機初期インベントリのモル比<sup>\*3</sup>  $^{137}\text{Cs} : ^{134}\text{Cs} : ^{90}\text{Sr} : ^{125}\text{Sb} = 1.0 : 6.5 \times 10^{-2} : 7.1 \times 10^{-1} : 4.9 \times 10^{-3}$ )

# ドレンサンプル水試料の分析結果 (Tc)



✓ ドレンサンプル水試料のカウント数はブランクと同程度

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

2021年7月8日

---

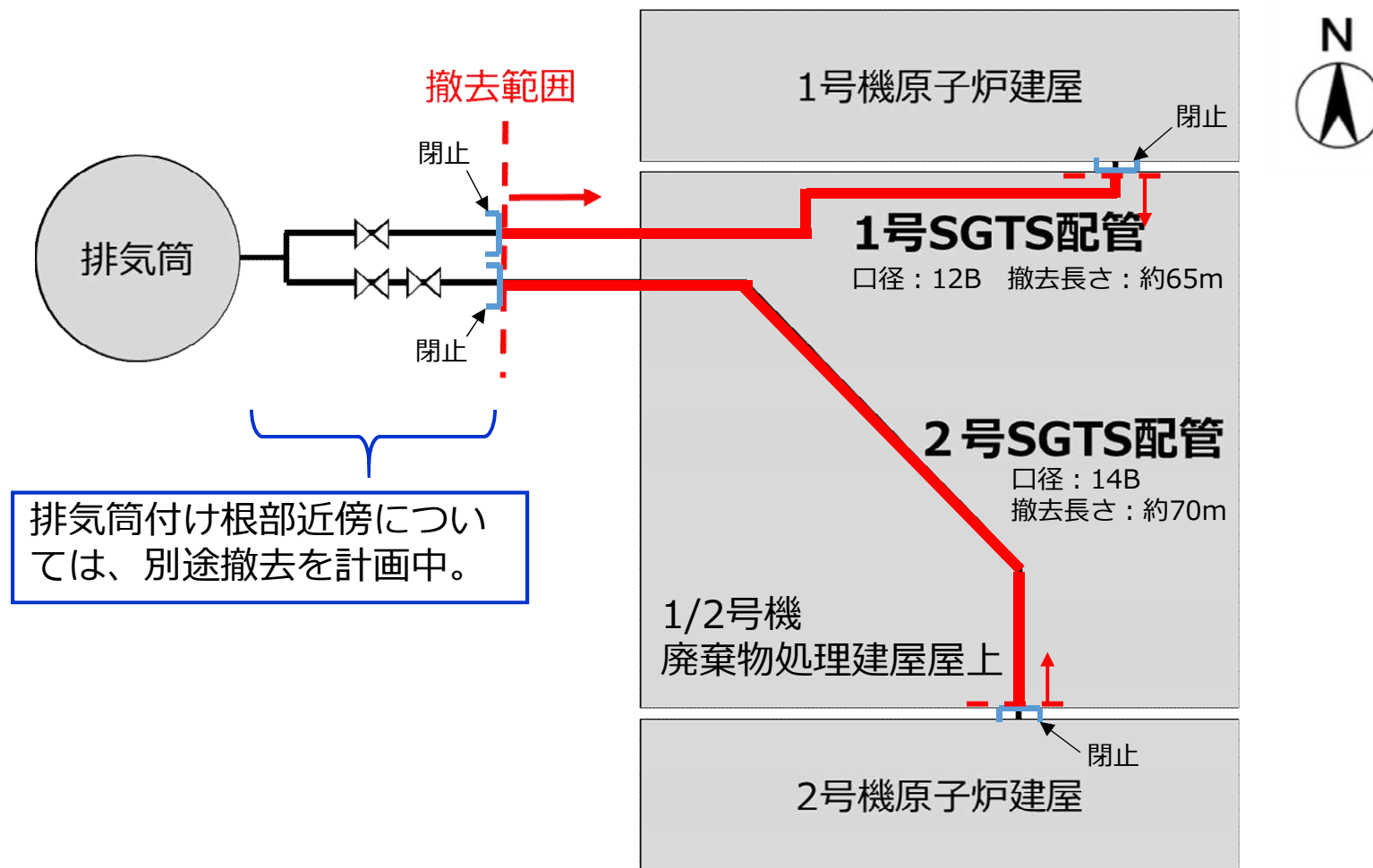
**TEPCO**

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

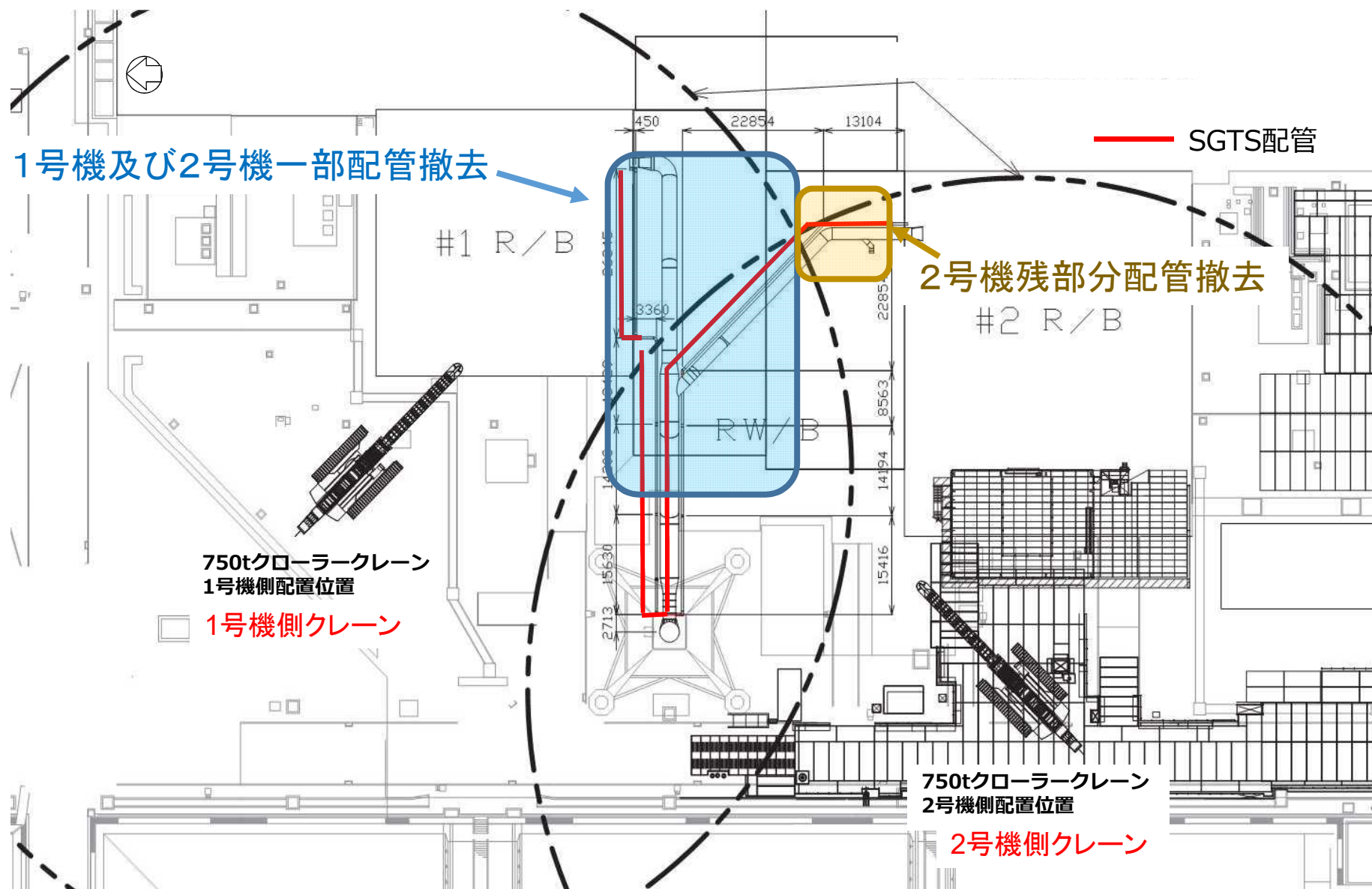
- ✓ 1号機及び2号機非常用ガス処理系配管（以下、SGTS配管）のうち屋外に敷設されている配管については、1/2号機廃棄物処理建屋雨水対策工事及び1号原子炉建屋大型カバー設置工事に干渉することから配管の一部撤去を実施する。



## 2. 1 / 2号SGTS配管撤去工程（予定）







### 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、事前に切断箇所での線量情報を取得。  
（実施期間：2021年5月12日～2021年5月24日）

今回報告

#### (2)ガンマカメラ測定

- 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。（γカメラ機種については今後調整を実施）

#### (3)スミア測定（モックアップで測定手順を確認予定）

- γカメラで高汚染が確認された箇所のスミア測定を行う。（測定治具は検討中）

#### (4)配管サンプル採取（モックアップで採取手順を確認予定）

- 切断配管の中で比較的高汚染を確認した部分で目づ、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、撤去配管とは識別する。

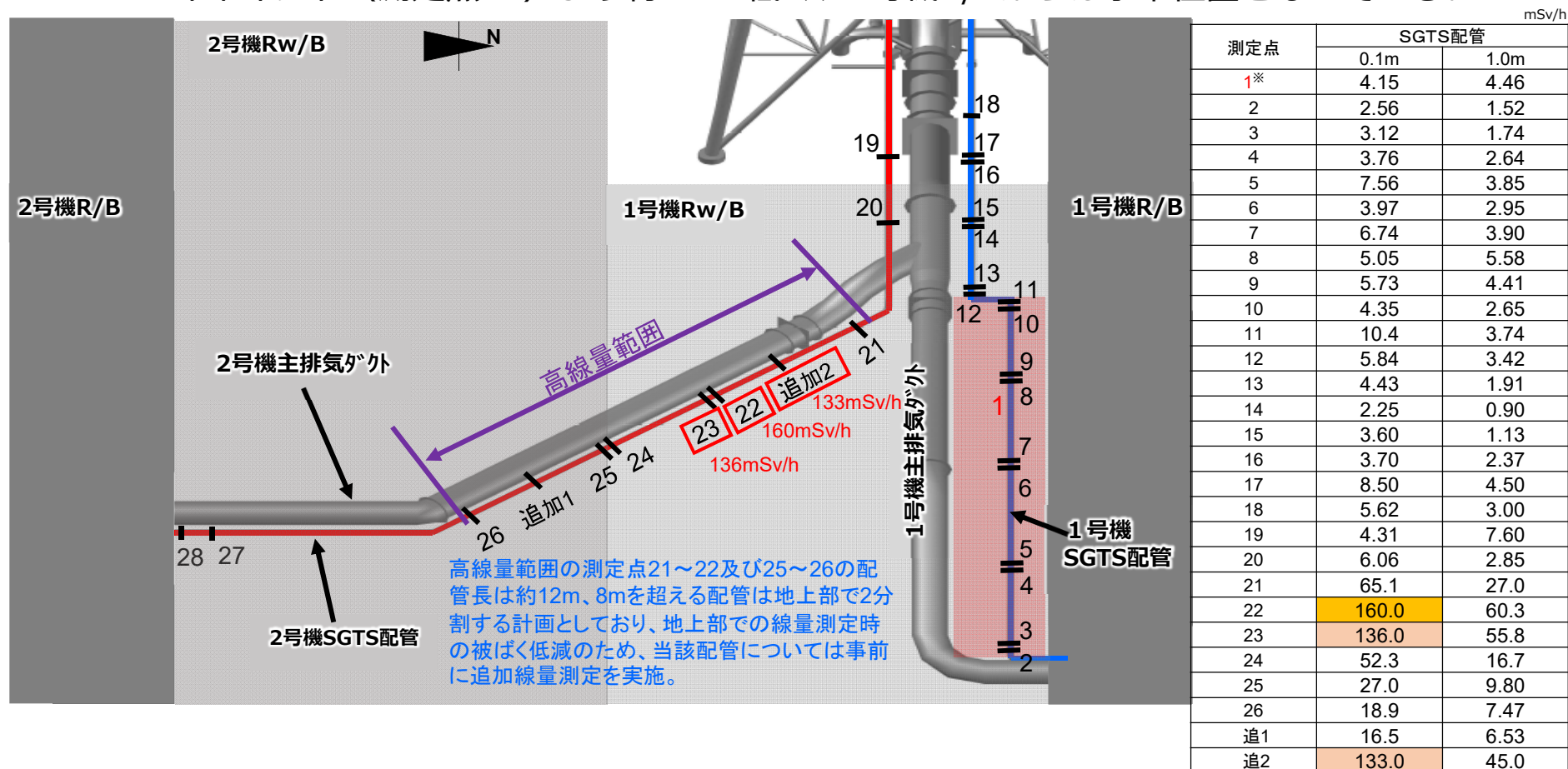
#### (5)スミア測定／配管サンプル分析

- スミア分析及び配管サンプル分析にあたっては、1F構内に設置中のJAEA第一棟運用開始後に分析を計画しているが、東海・大洗研究所も視野に入れ今後調整する。

## 4. 放射線量率測定結果について

### (1) SGTS配管線量調査結果

- ・線量分布の傾向としては、昨年と同様に2号機側が高く1号機側低い結果となった。
- ・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。



※赤枠内上部3.0m付近において最も高線量箇所

## 参考資料

## <参考> 1/2号機SGTS配管線量調査 (1/3)

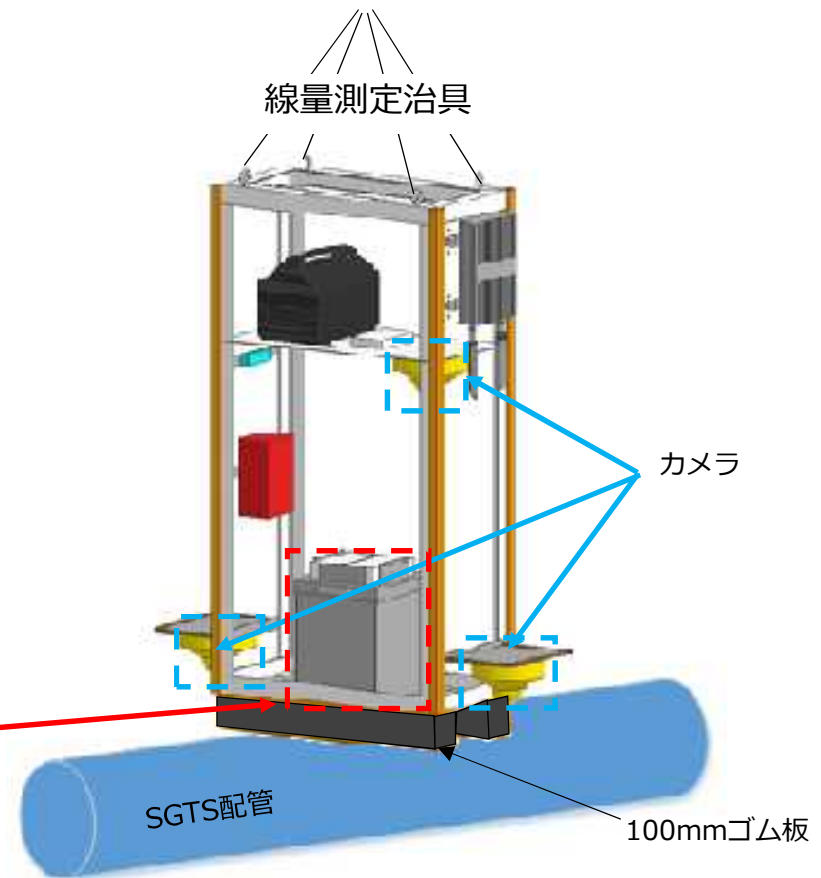
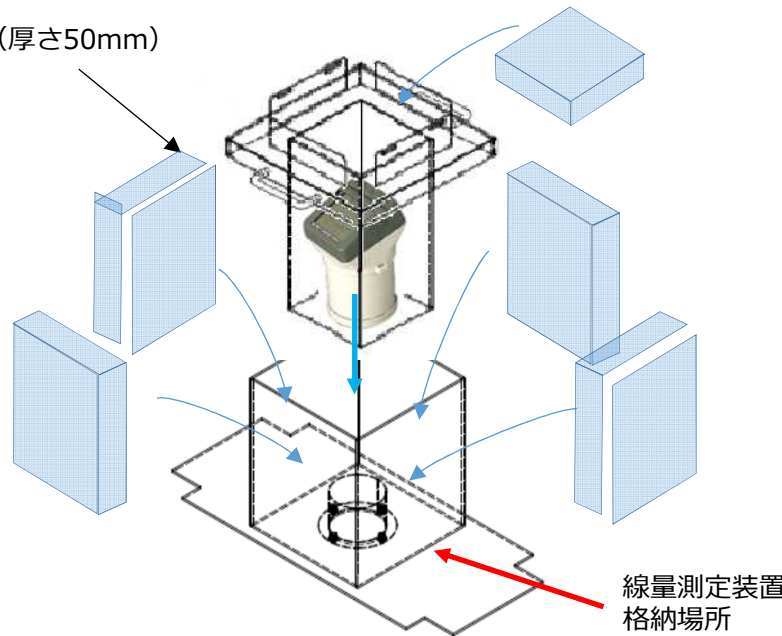
### ○ 実施内容

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、750tクローラクレーンにて吊上げSGTS配管直上0.1m及び1m高さの線量調査を実施。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

2020年5月14日（木）、5月15日（金）

鉛（厚さ50mm）



SGTS配管外面線量測定イメージ図

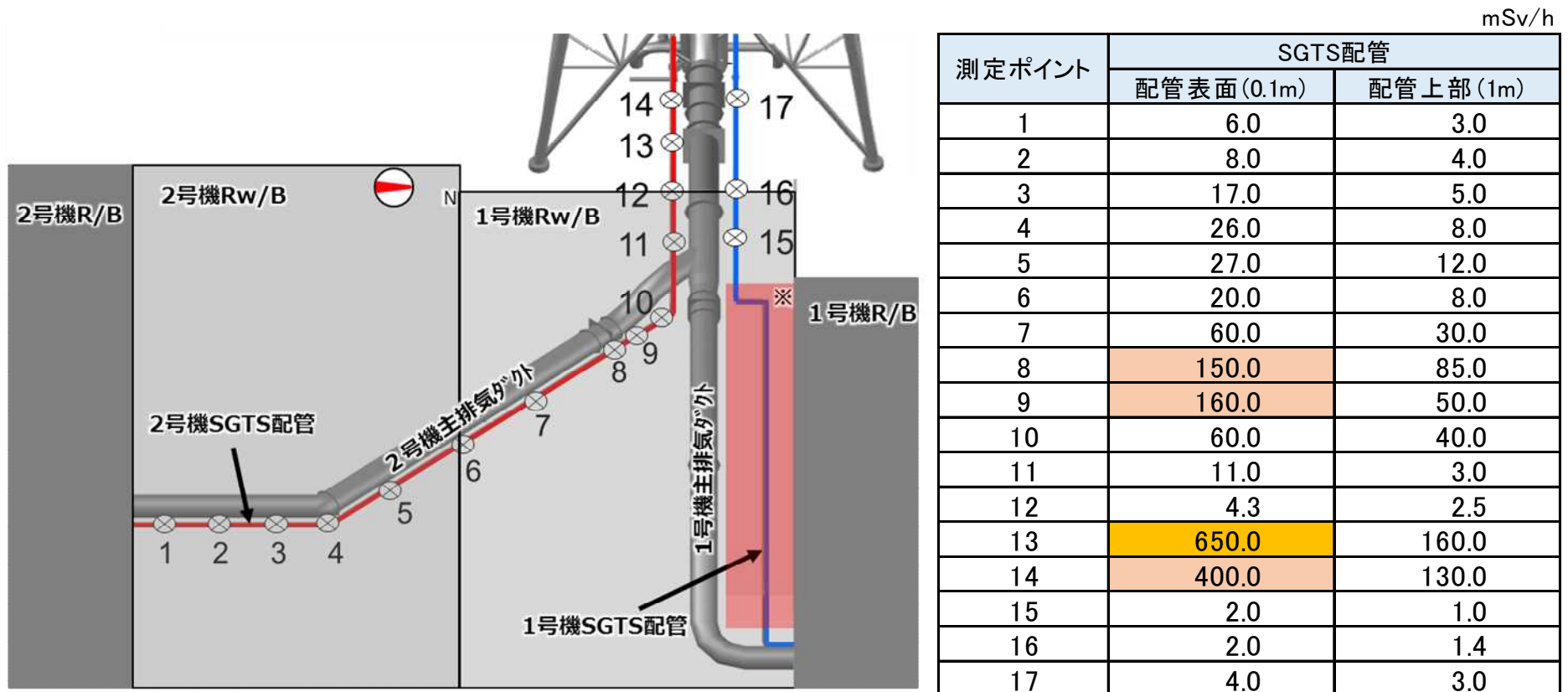
| 線量計仕様 |                   |                           |
|-------|-------------------|---------------------------|
| 品名    | 電離箱式サーベイメーター(ICW) | 電離箱式サーベイメーター(デジタル表示)(ICS) |
| 測定範囲  | 0.001~1000mSv/h   | 0.001~300mSv/h            |



## <参考> 1/2号機SGTS配管線量調査(2/3)

### (1) SGTS配管近傍線量調査結果

- ・ 1号及び2号Rw/B上部のSGTS配管近傍の放射線量を概ね3～5m間隔で測定を実施。
- ・ 測定ポイントのうち比較的高い放射線量はNo.8、No.9、No.13、No.14にみられ、最も高い値は、No.13の2号機SGTS配管表面から高さ0.1mの位置で約650mSv/hであった。



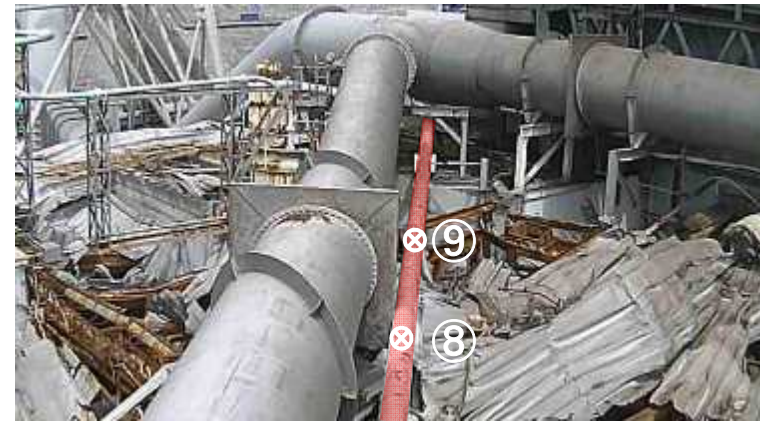
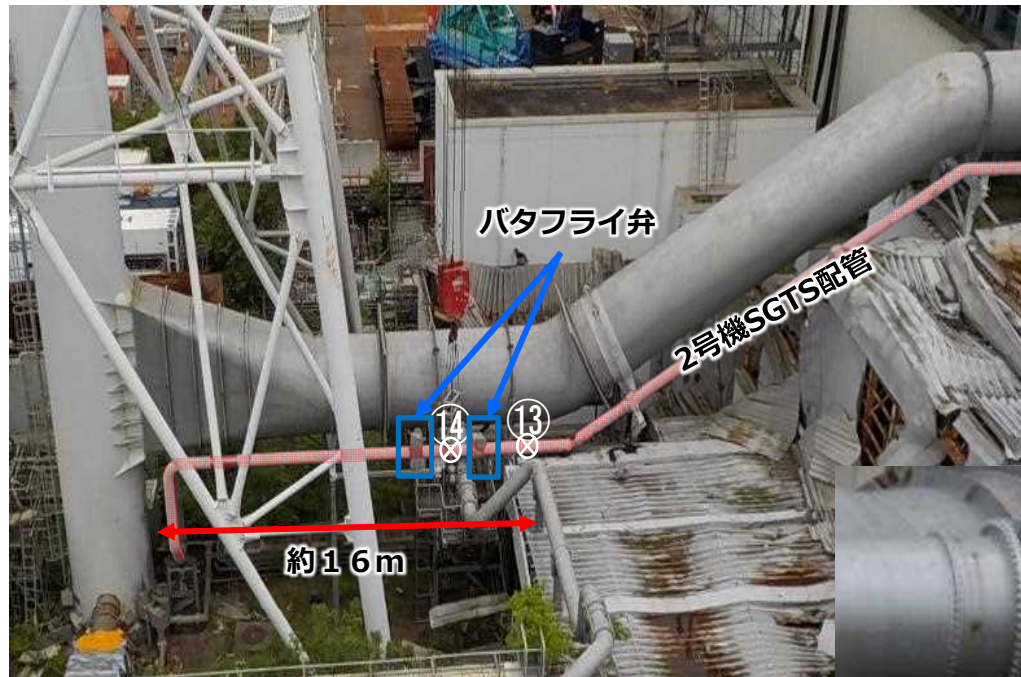
※ 1号機原子炉建屋カバー架構下部のため、クレーンによる線量測定不可

※ 排気筒下部最大線量: 4350mSv/h

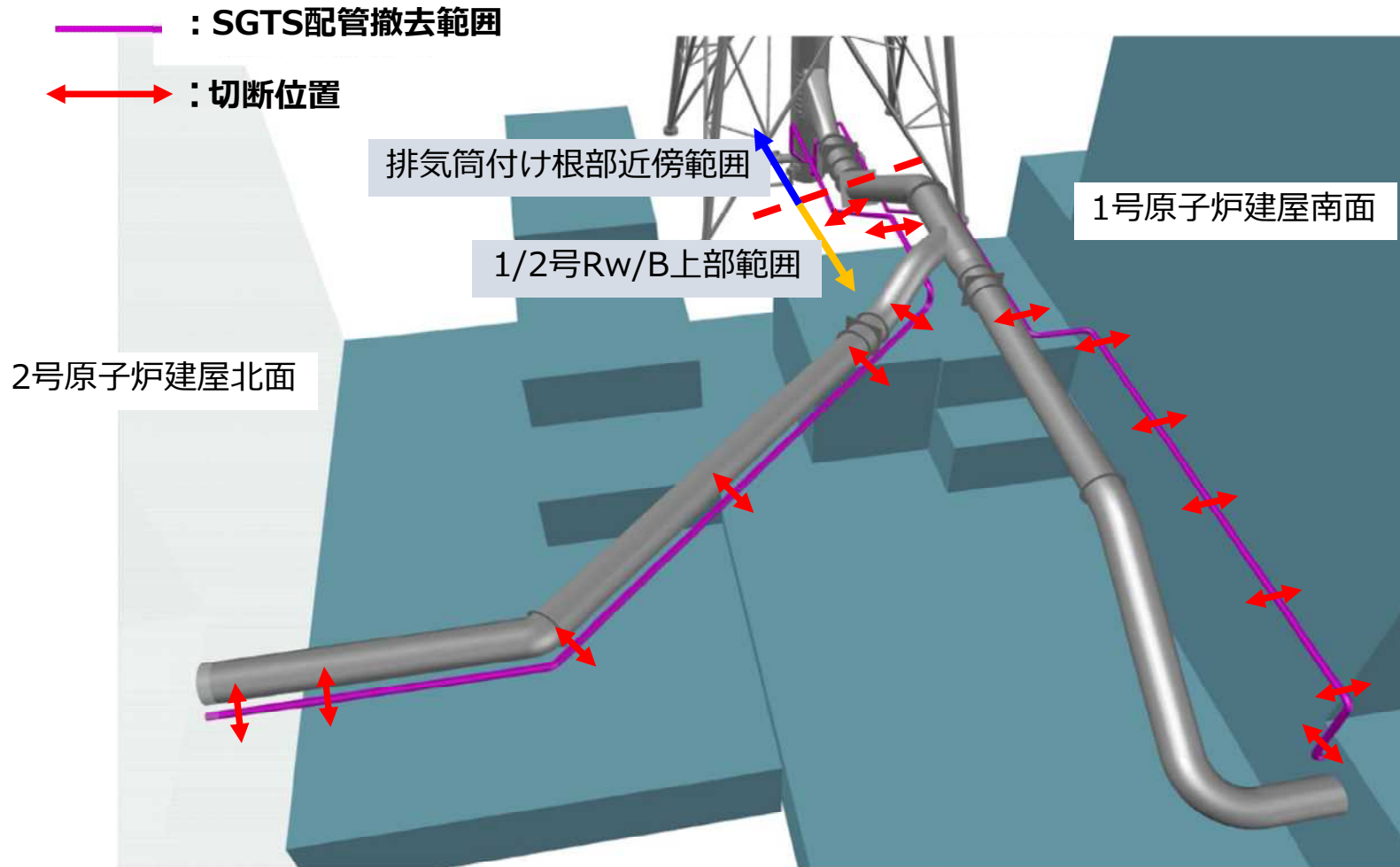
## <参考>1/2号機SGTS配管線量調査(3/3)

### (2) 高線量箇所について

- ・ 高い放射線量が確認された、No.13(650mSv/h)及びNo.14(400mSv/h)付近にはバタフライ弁が設置されているため、放射性物質が止まりやすい環境も考えられる。
  - ・ 一方、No.8/9(⑧150mSv/h、⑨160mSv/h) に関しては水平配管部分であった。
- ※周辺からの影響を低減するためコリメートして測定。(測定方法はP7参照)



■ 撤去対象配管について（東側から見る）



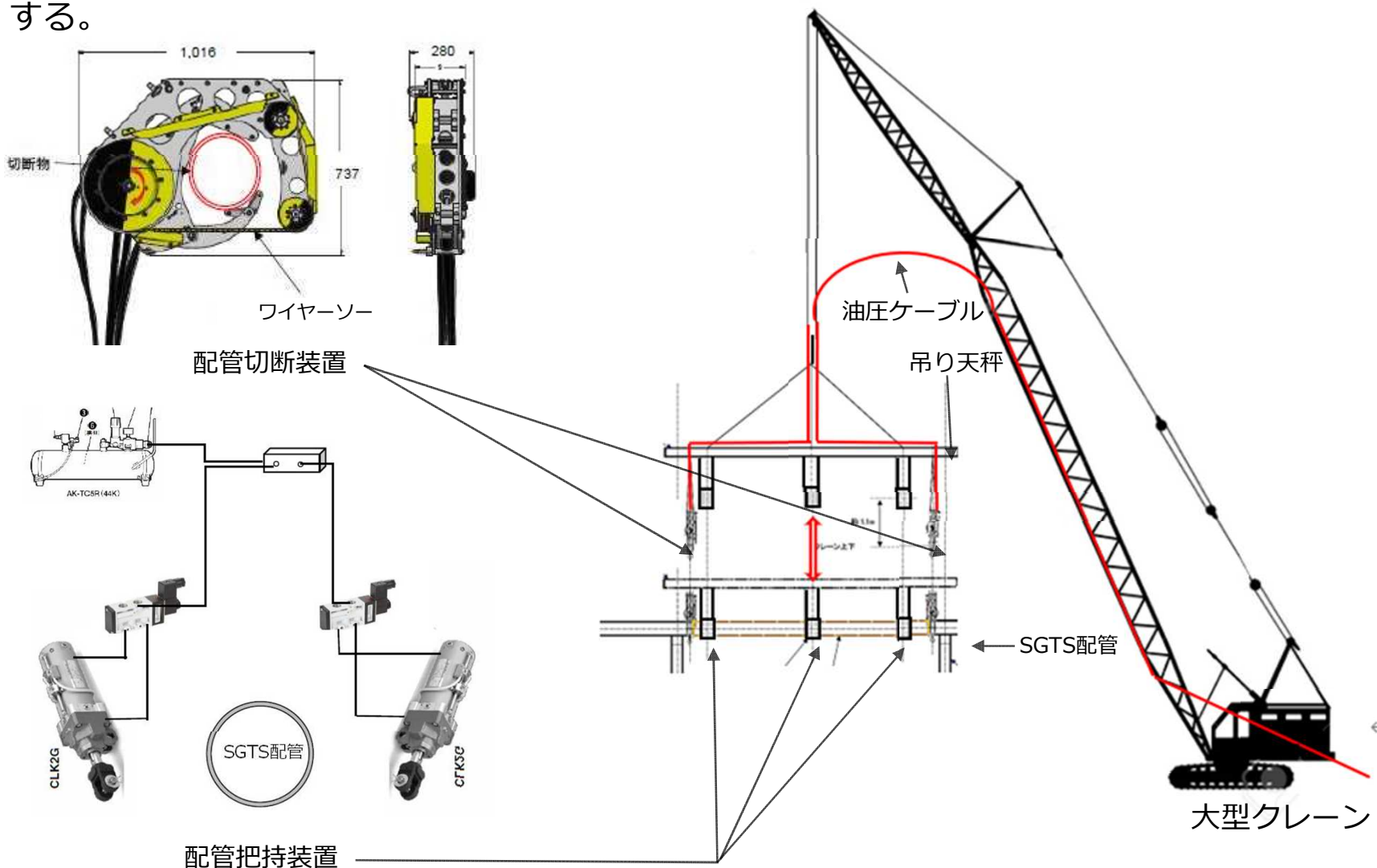


# 〈参考〉 構外モックアップ施設



# 〈参考〉配管切断装置概要

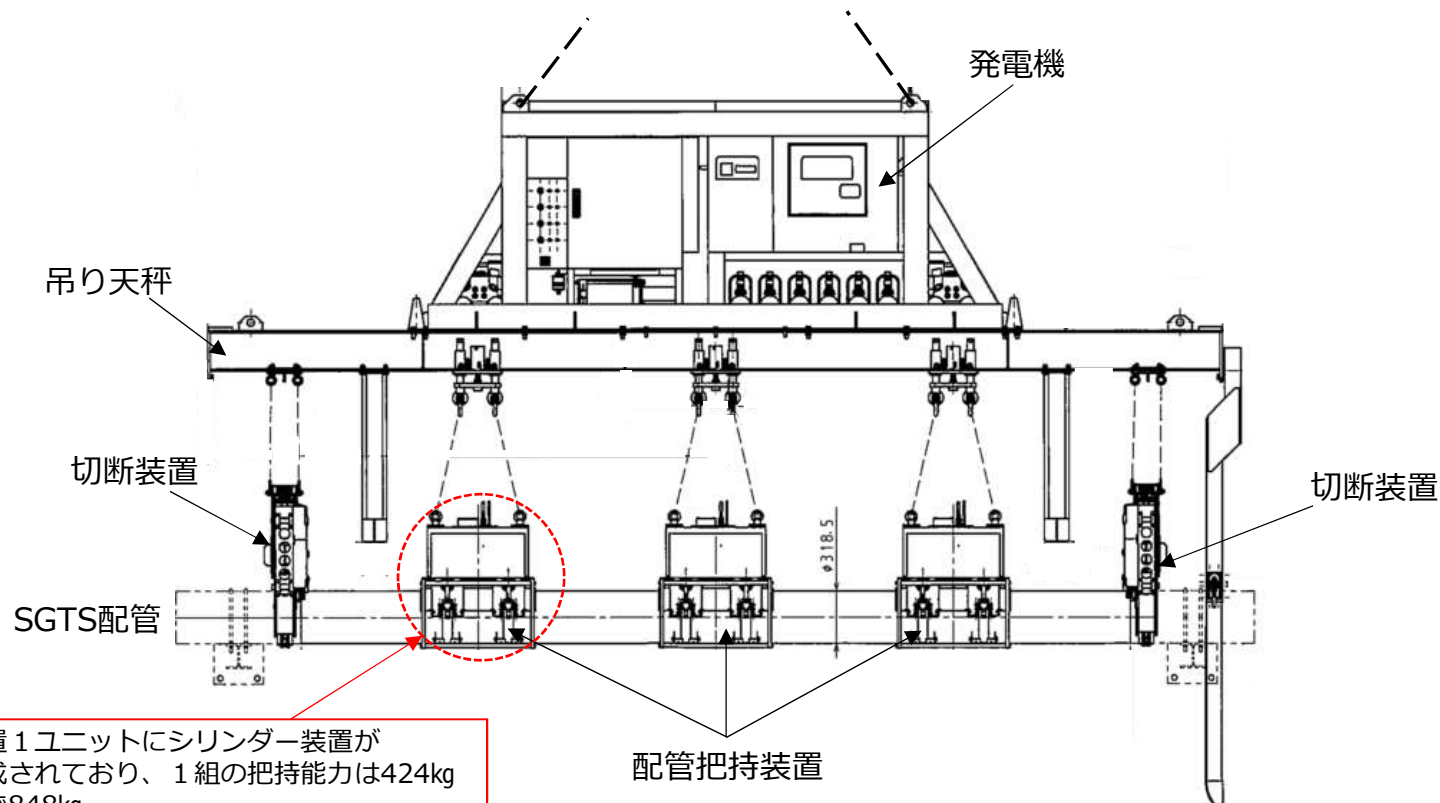
吊り天秤に配管切断装置、配管把持装置を搭載し、大型クレーンで吊り、切断箇所に装置を合わせて遠隔操作にて配管を把持、切断を行う。切り出した配管はそのまますべてクレーンで移動する。





## 〈参考〉吊り天秤概要

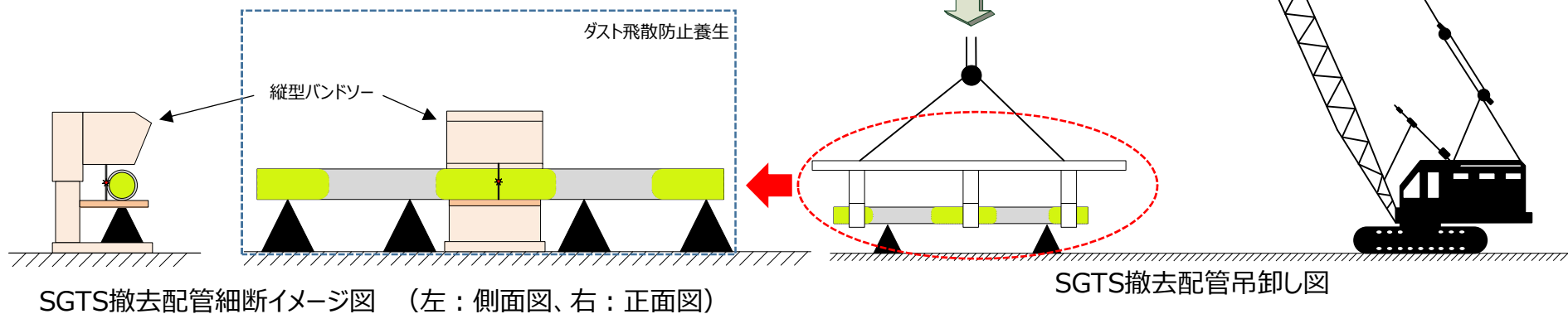
- 吊り天秤は切断するスプール長や配管の取り回し（短尺管、長尺管、クランク部、縦管）によって4種類準備する。
- 吊り天秤には発電機、通信装置、切断装置（ワイヤーソー）、配管把持装置が取り付けられる。なお、配管把持装置は切断するスプール長によって取り付ける数が変わる。
- 配管把持装置1ユニットには、シリンダー装置が2組構成されており、1組の把持能力は約420kgである。したがって、配管把持装置1ユニットの把持能力は約840kgとなる。



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

## 〈参考〉吊降ろし後の配管小割概要

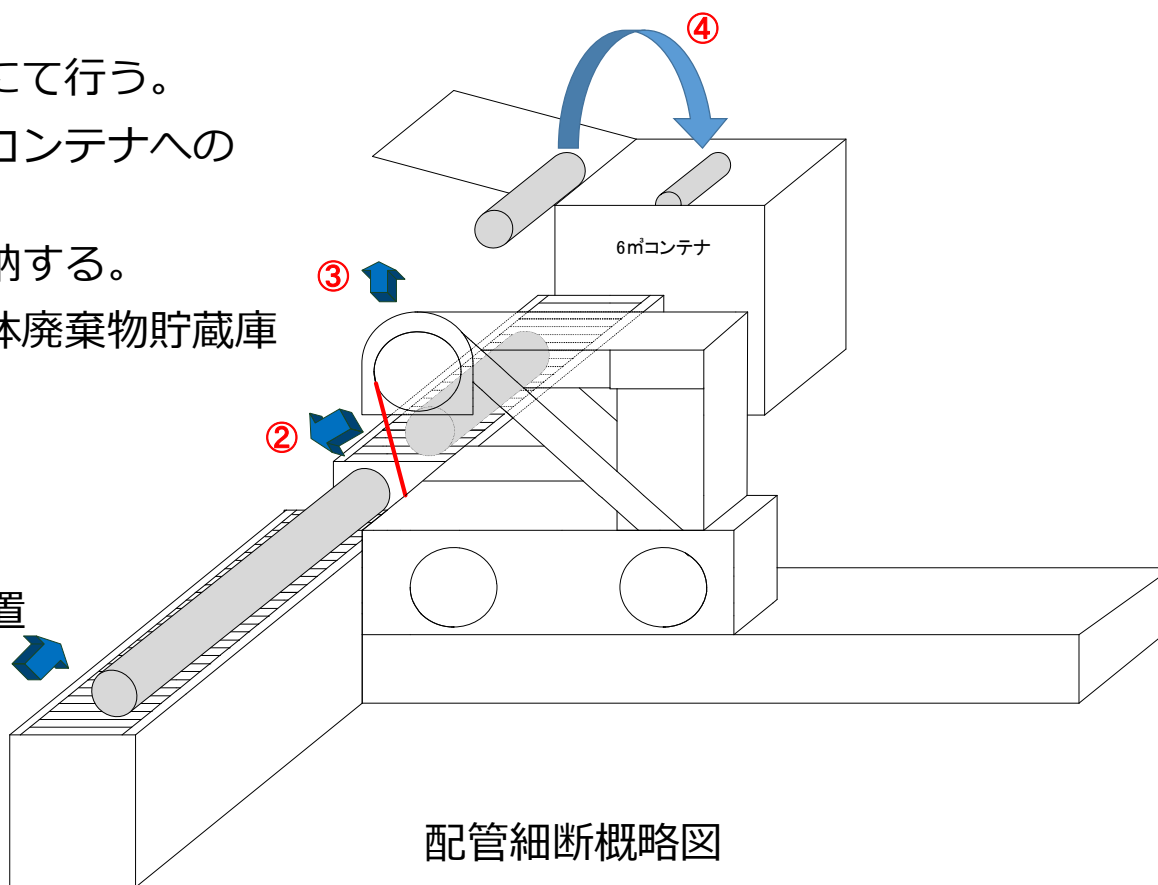
- SGTS配管吊り降ろし後、8 m以上の長尺配管は輸送車輛に積載するために小割を行う。
- なお、小割箇所には予め発泡ウレタン注入済で細断は縦型バンドソーを用いて行う。
- また、小割については全体を養生してダストが外部に放出されない措置を取って行う。
- 配管の養生内への搬入、切断装置へのセッティング、小割後の配管端部への閉止キャップの取り付けを作業員で行う。
- 吊降ろし後の細断は1号機で2箇所、2号機で5箇所の計画。
- 細断後、10tトラックにて4号機カバー建屋へ運搬



- 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



# 1-4号機SGTS室調査の結果について

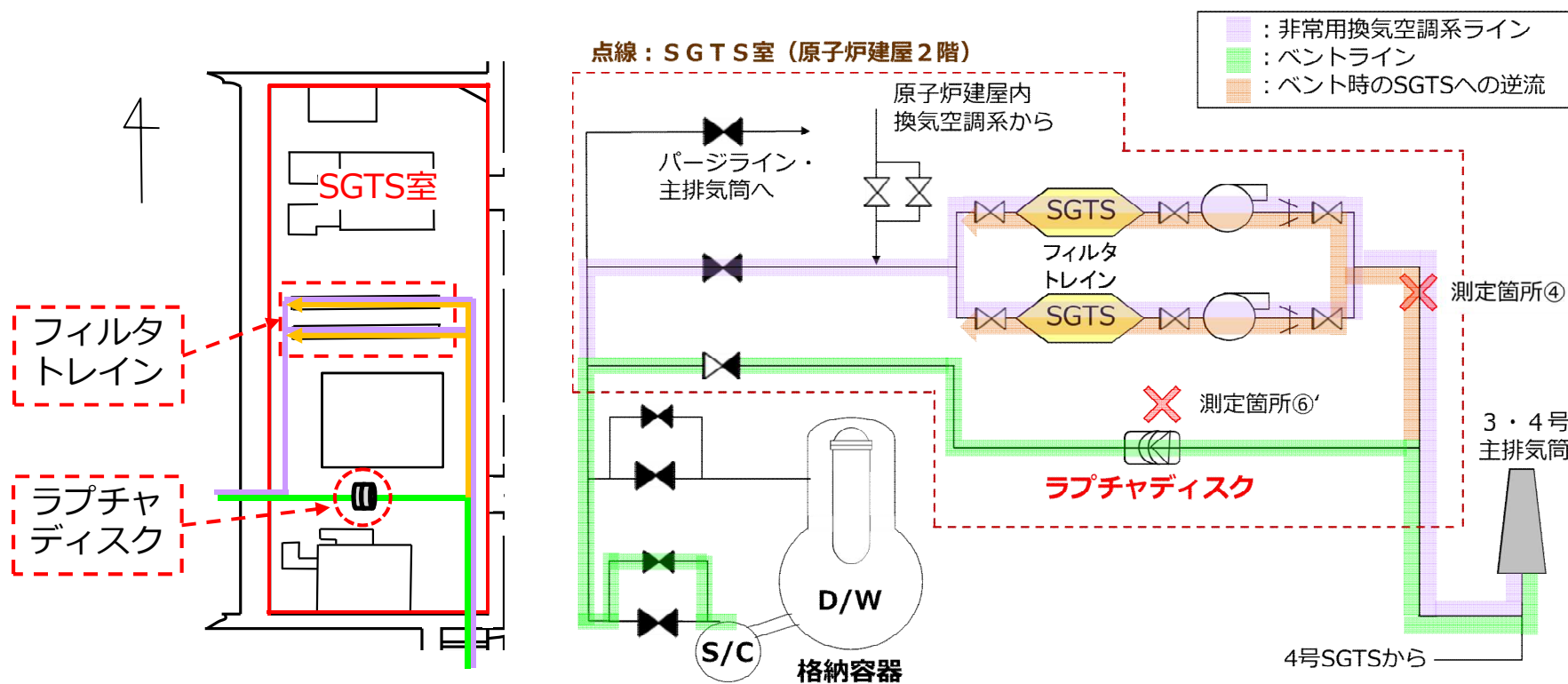
2021年7月8日



東京電力ホールディングス株式会社

# 1. 概要

- 当社は「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討」として、事故進展の解明にかかる取組みを継続。
- 事故進展にかかる多くの情報は廃炉作業の進捗とともに取得していくが、それに加え事故の痕跡を留める場所の調査を行うことで、検討に役立てることを計画。
- 1～4号機の非常用ガス処理系（SGTS）室内の機器や配管は、事故時の状態を留めており、現在廃炉作業との干渉が少ない。格納容器ベントに伴う放射性物質の放出挙動と関係している、当該室内の機器や配管を詳細に調査実施。

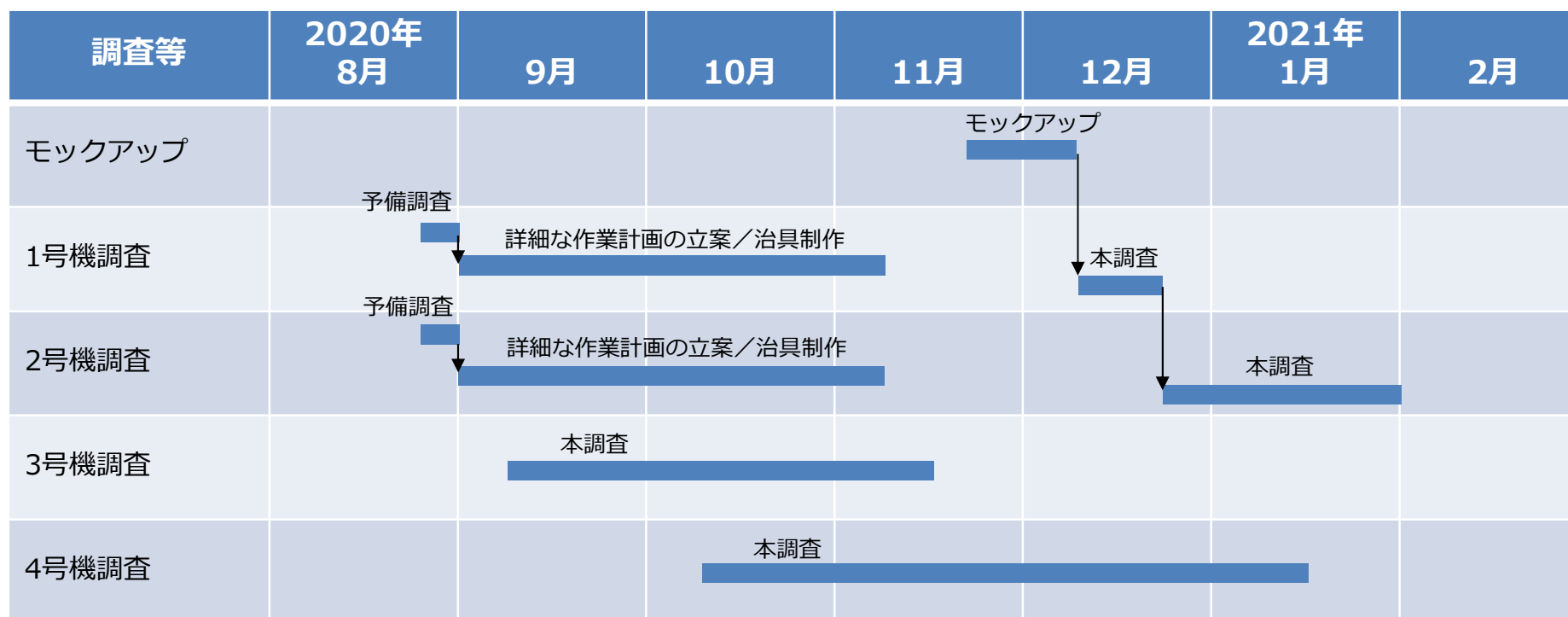


3号機SGTS室内の配管引き回し（左）と概略系統構成（右）



## 2. 調査工程

- 調査は、2020年8月～2021年2月にかけて各号機順次実施した。
- 1、2号機についてはSGTS室内の空間情報、線量情報を取得する予備調査を8月下旬に実施し、12月からの本調査にてγイメージャを用いた測定を実施した。
- 3号機は9月、4号機は10月から本調査を開始し、γイメージャを用いた測定を実施した。また、フィルタトレインを開放し汚染確認を実施した。



### 3. 過去の主な調査状況の概要と調査の目的

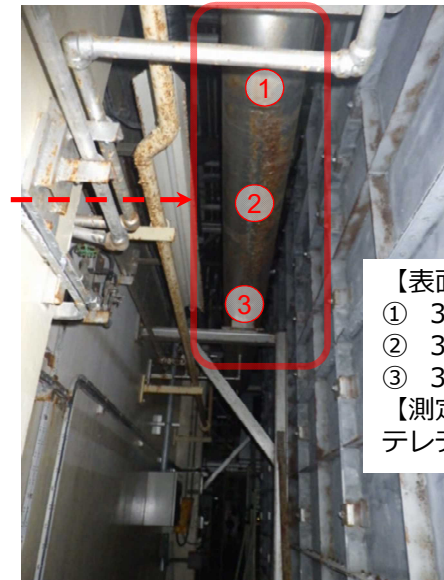
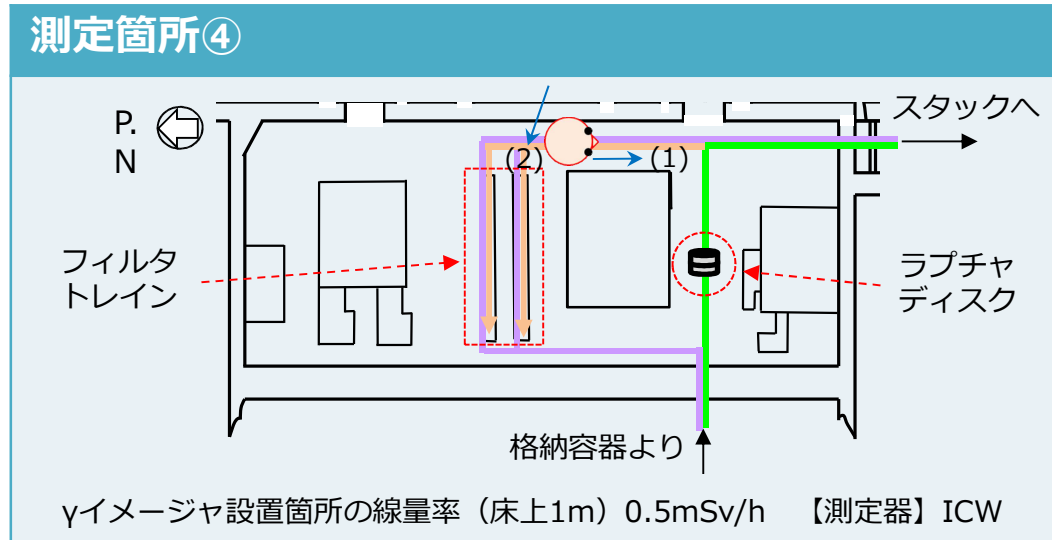
#### 過去の主な調査状況の概要

- 1号機：SGTS室入口で5[Sv/h]以上の線量率を確認（2011年）  
（SGTS室内の情報に限定的であり、詳細な情報取得は初めての試み）
- 2号機：SGTSフィルタトレインにおいて1[Sv/h]程度の線量率、ラプチャディスク周辺に汚染無しを確認（2014年）
- 3号機：SGTSフィルタトレイン周辺の線量率を測定（2011年）
- 4号機：SGTSフィルタトレイン周辺の線量率を測定（2011年）  
（3、4号機は1、2号機と比較して線量率が低い。3号機の格納容器ベントガスが4号機に逆流した徴候を確認）

#### 調査の目的

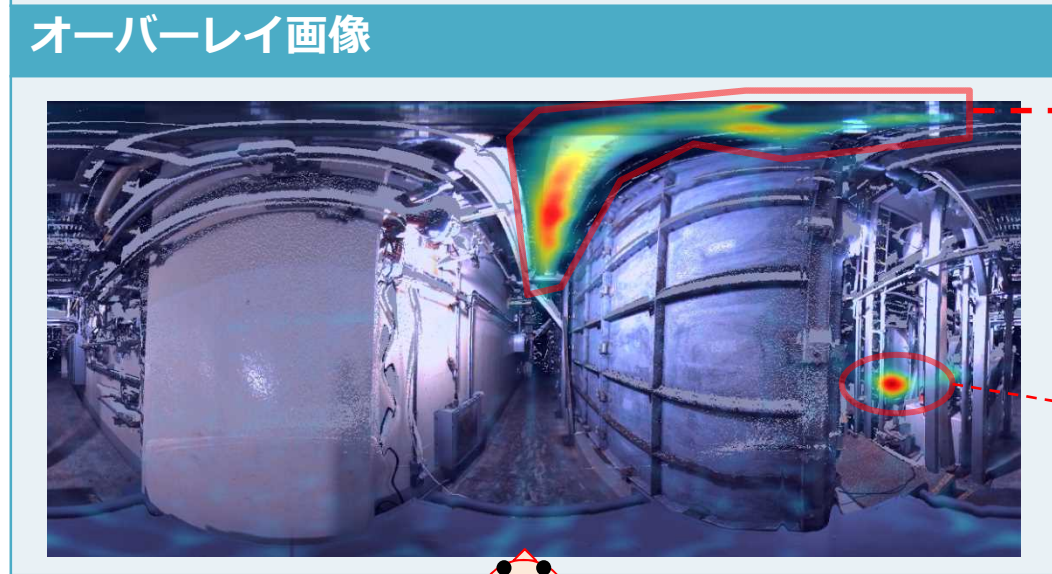
- 1、2号機のSGTS室内において、予備調査にてSGTS室内のロボットの可動範囲を確認する。併せて、現時点におけるSGTS室内の雰囲気線量を測定する。  
予備調査の結果を踏まえて、本調査にてγイメージャを用いた撮影を実施し、SGTS室内の線量分布を確認する。
- 3、4号機のSGTS室内の複数点にてγイメージャを用いた撮影を実施し、SGTS室内の線量分布を確認する。
- 3、4号機のSGTSフィルタトレインを開放し、汚染状況を確認する。

# 4. 3号機の測定結果 (室内その1)



【表面線量率】  
① 3.3mSv/h  
② 3.7mSv/h  
③ 3.3mSv/h  
【測定器】  
テレテクター

矢視(1)



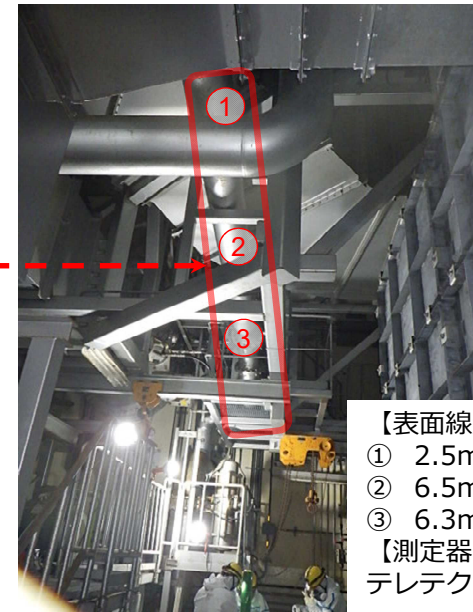
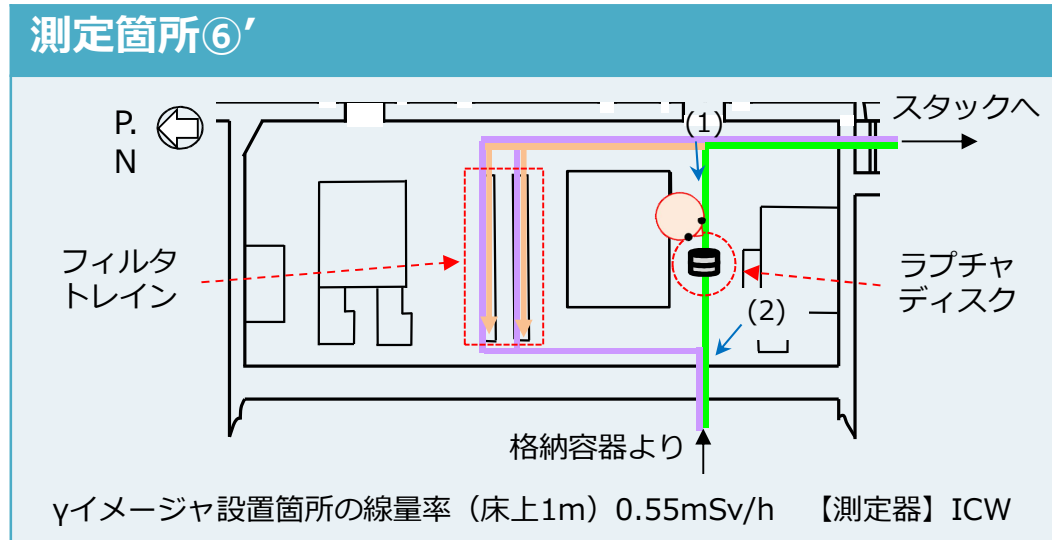
【表面線量率】  
4.5mSv/h  
【測定器】  
ICW

矢視(2)

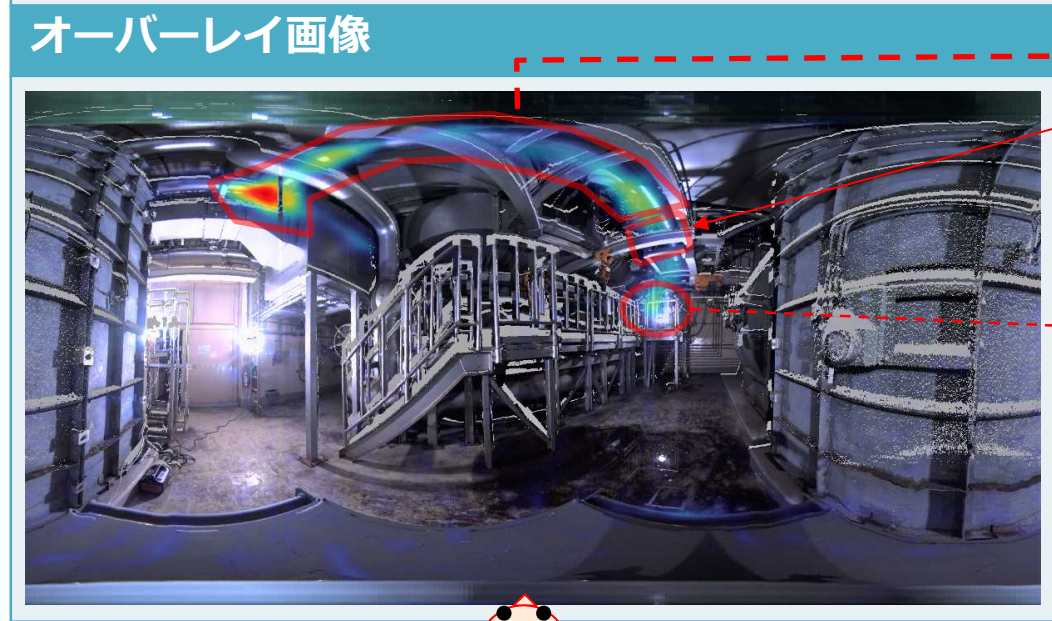




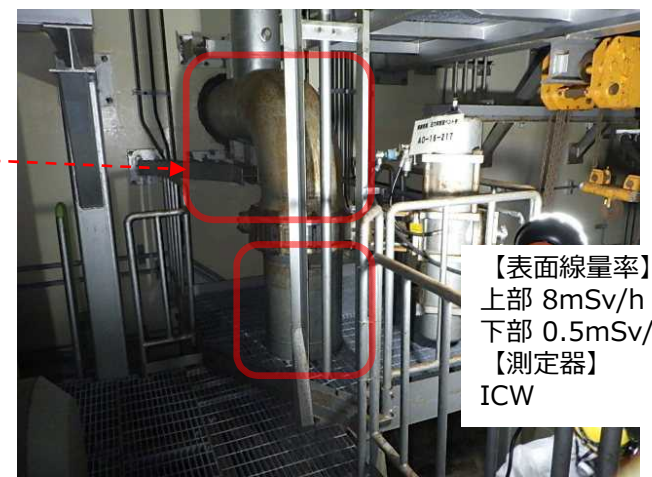
## 4. 3号機の測定結果 (室内その2)



【表面線量率】  
① 2.5mSv/h  
② 6.5mSv/h  
③ 6.3mSv/h  
【測定器】  
テレテクター



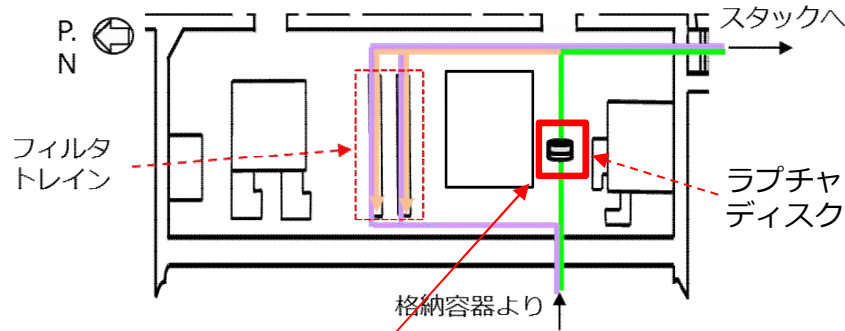
ラプチャディスク 矢視(1)



【表面線量率】  
上部 8mSv/h  
下部 0.5mSv/h  
【測定器】  
ICW

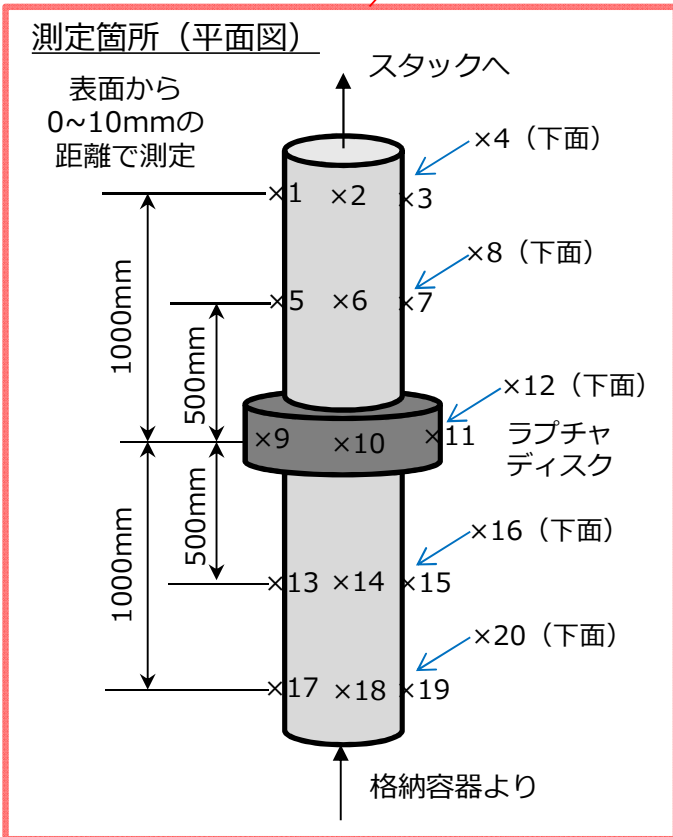
矢視(2)

## 4. 3号機の測定結果 (ラブチャディスク)



| 線種<br>No | 表面線量当量率(mSv/h) |      | 線種<br>No | 表面線量当量率(mSv/h) |      |
|----------|----------------|------|----------|----------------|------|
|          | γ線             | γ+β線 |          | γ線             | γ+β線 |
| ×1       | 26             | -    | ×11      | 2.5            | -    |
| ×2       | 32             | -    | ×12      | 2.0            | -    |
| ×3       | 9.0            | -    | ×13      | 6.0            | -    |
| ×4       | 18             | -    | ×14      | 5.0            | -    |
| ×5       | 10             | -    | ×15      | 6.0            | -    |
| ×6       | 30             | -    | ×16      | 6.0            | -    |
| ×7       | 15             | -    | ×17      | 7.0            | -    |
| ×8       | 30             | -    | ×18      | 9.0            | -    |
| ×9       | 2.5            | -    | ×19      | 8.0            | -    |
| ×10      | 5.0            | -    | ×20      | 7.0            | -    |

測定器  
 ×1～×4 : テレテクター  
 ×5～×20 : ICW



ラブチャディスクの周辺においては、測定線量率は  
 ラブチャディスク

　　<ラブチャディスク上流

　　<ラブチャディスク下流

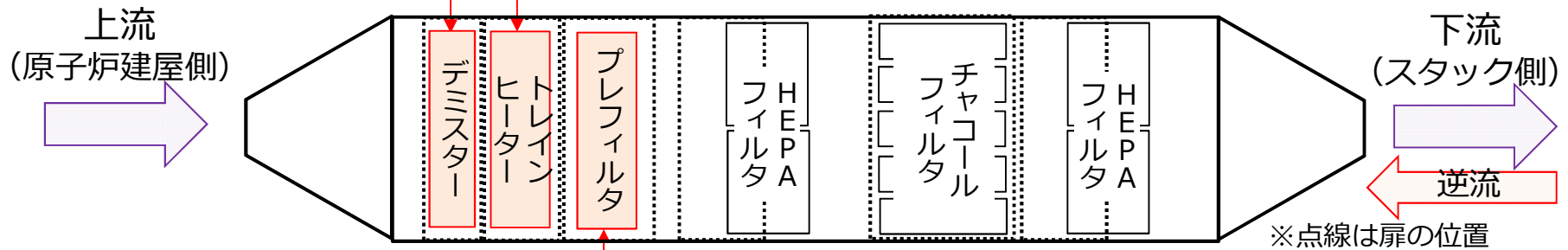
という関係にあることが分かった。  
 これは、ベントができていない2号機において、  
 ラブチャディスク（不動作で閉）の周辺に  
 ほとんど汚染が見られないことと大きく異なる。

# 5. 3号機SGTSフィルタトレインA系内部① (11/9撮影)



デミスター

トレインヒーター



プレフィルタ

| 測定箇所        | 表面線量当量率 (mSv/h) |     |              |      |
|-------------|-----------------|-----|--------------|------|
|             | フィルタ表面 (11/9測定) |     | 扉表面 (8/19測定) |      |
|             | γ               | β+γ | γ            | β+γ  |
| デミスター       | 1.2             | 3.5 | -            | -    |
| トレインヒーター    | 0.40            | 1.2 | 0.55         | 0.55 |
| プレフィルタ (上流) | 2.0             | 2.5 | 0.80         | 0.80 |
| プレフィルタ (下流) | 2.0             | 2.0 |              |      |



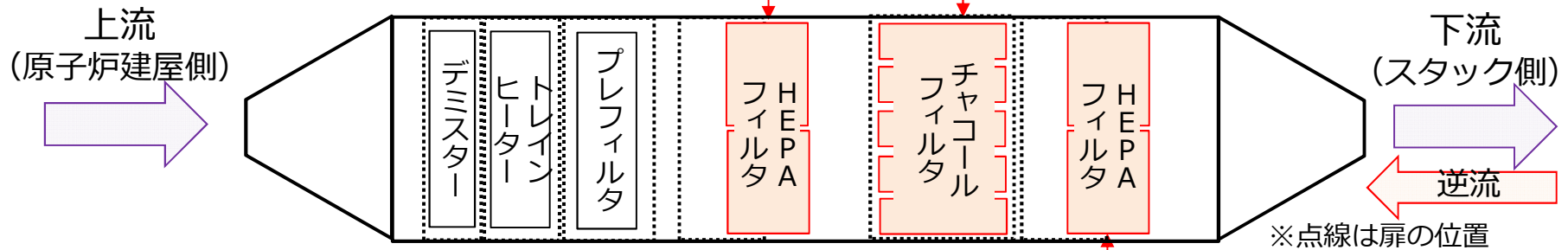
# 5. 3号機SGTSフィルタトレインA系内部② (11/9撮影)



HEPAフィルタ (No.3)



チャコールフィルタ



HEPAフィルタ (No.1)

| 測定箇所            | 表面線量当量率 (mSv/h) |     |              |      |
|-----------------|-----------------|-----|--------------|------|
|                 | フィルタ表面 (11/9測定) |     | 扉表面 (8/19測定) |      |
|                 | γ               | β+γ | γ            | β+γ  |
| HEPAフィルタ (No.3) | 4.0             | 4.0 | 1.1          | 1.1  |
| チャコールフィルタ       | 0.50            | 1.0 | 0.30         | 0.30 |
| HEPAフィルタ (No.1) | 1.0             | 4.0 | 0.40         | 0.40 |



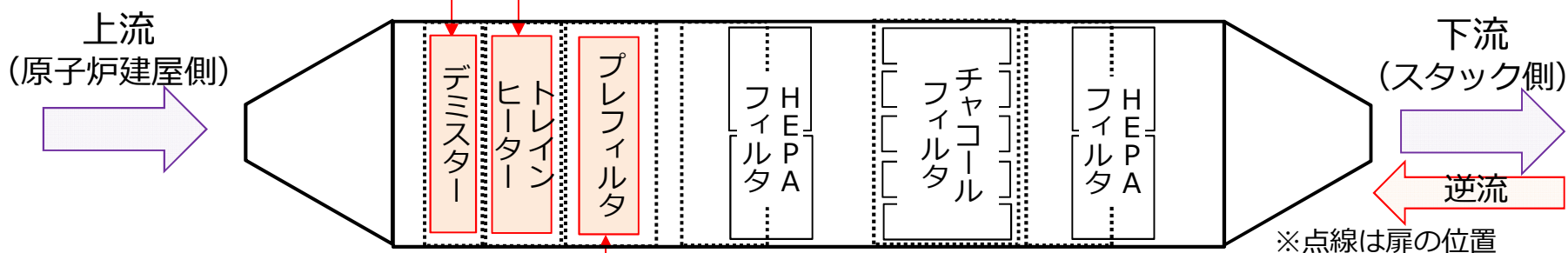
# 5. 3号機SGTSフィルタトレインB系内部① (11/16撮影)



デミスター



トレインヒーター



プレフィルタ

| 測定箇所        | 表面線量当量率 (mSv/h)  |      |              |      |
|-------------|------------------|------|--------------|------|
|             | フィルタ表面 (11/16測定) |      | 扉表面 (8/19測定) |      |
|             | γ                | β+γ  | γ            | β+γ  |
| デミスター       | 2.2              | 25.0 | -            | -    |
| トレインヒーター    | 0.5              | 0.8  | 0.50         | 0.50 |
| プレフィルタ (上流) | 0.7              | 2.5  | 0.50         | 0.50 |
| プレフィルタ (下流) | 0.5              | 2.0  |              |      |

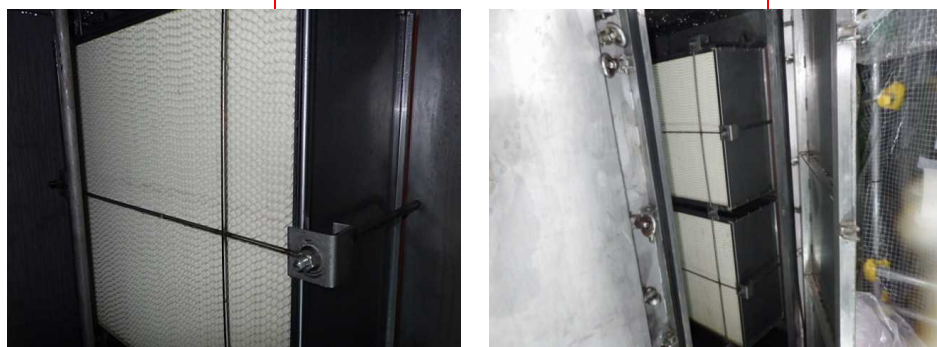
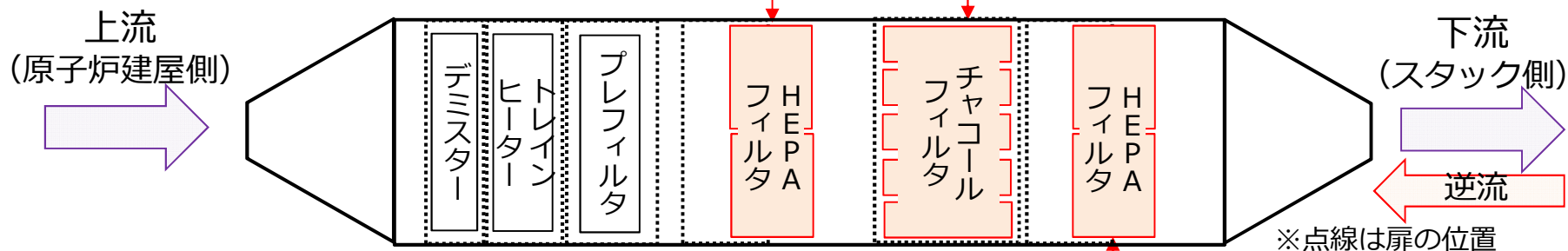
# 5. 3号機SGTSフィルタトレインB系内部② (11/16撮影)



HEPAフィルタ (No.3)



チャコールフィルタ



HEPAフィルタ (No.1)

| 測定箇所            | 表面線量当量率 (mSv/h)  |      |              |      |
|-----------------|------------------|------|--------------|------|
|                 | フィルタ表面 (11/16測定) |      | 扉表面 (8/19測定) |      |
|                 | γ                | β+γ  | γ            | β+γ  |
| HEPAフィルタ (No.3) | 4.0              | 12.0 | 0.90         | 0.90 |
| チャコールフィルタ       | 0.9              | 0.9  | 1.6          | 1.6  |
| HEPAフィルタ (No.1) | 1.8              | 2.5  | 1.3          | 1.5  |

## 6. 3号機トレイン開放作業におけるその他トピックス

### ■ 被ばく線量実績等

| 個人被ばく線量 (mSv) |      |      |
|---------------|------|------|
|               | A系   | B系   |
| 平均            | 0.58 | 0.66 |
| 最大            | 0.64 | 0.83 |

| 水素濃度  |       |
|-------|-------|
| A系    | B系    |
| 水素未検出 | 水素未検出 |

| 連続ダストモニタ指示値 (Bq/cm <sup>3</sup> ) |   |   |
|-----------------------------------|---|---|
|                                   | A系  | B系  |
| α                                 | ~ 6.77×10 <sup>-8</sup>                       | ~ 1.33×10 <sup>-8</sup>                       |
| β                                 | 4.31×10 <sup>-5</sup> ~ 5.14×10 <sup>-4</sup> | 2.85×10 <sup>-5</sup> ~ 7.37×10 <sup>-4</sup> |

※全面マスク着用基準：2.0×10<sup>-4</sup> Bq/cm<sup>3</sup>

### ■ B系トレイン内部にたまり水を確認

- 扉開口部高さより内部の水位が高かった。開放時に流出した水（約50L）については、一部を袋で回収した。

残水はトレイン内部に留まっている。（目視にて底部から5~10cm程度の水位）

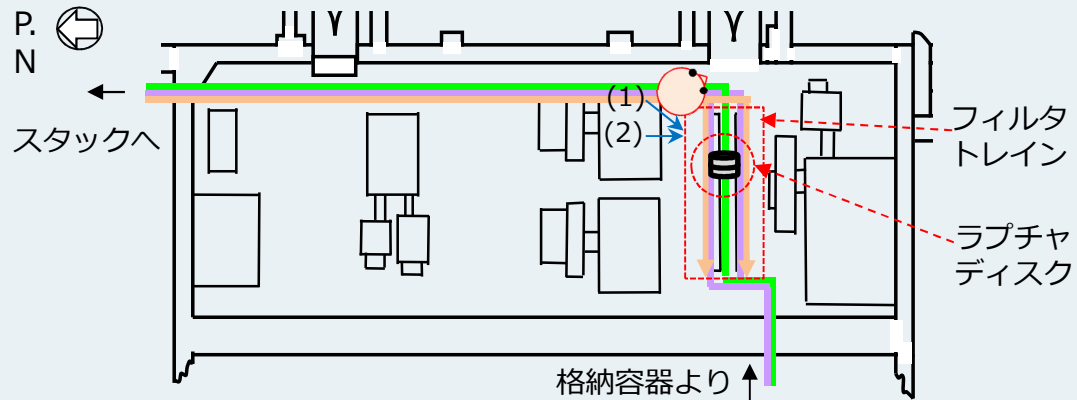
⇒袋内の水及びトレイン内部の水をサンプル採取し、残水は汲み取りを行い既設ファンネルから排水済（2021/3/30実施）。

- たまり水の仮設ハウス外への流出なし、作業員の身体汚染なし。
- A系トレインでは扉の内側や内壁等に少量の水滴を確認（約3L）。



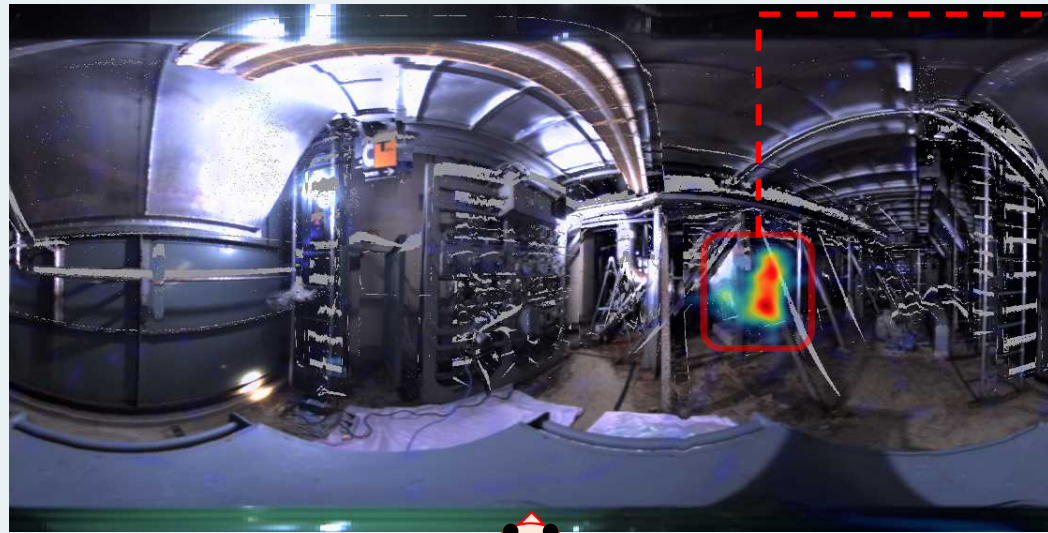
# 7. 4号機の測定結果 (室内その1)

## 測定箇所①



γイメージャ設置箇所の線量率 (床上1m) 0.05mSv/h 【測定器】 PM1704M

## オーバーレイ画像



矢視(1)

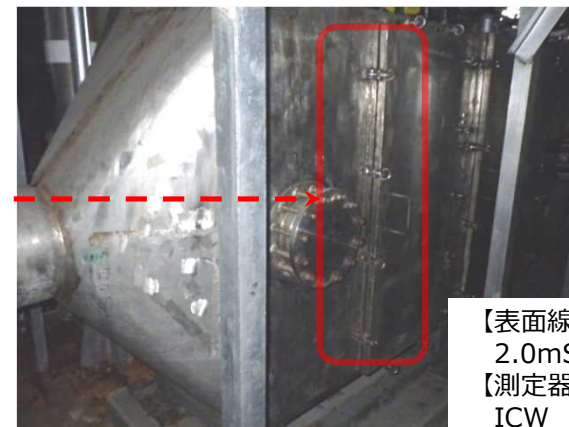
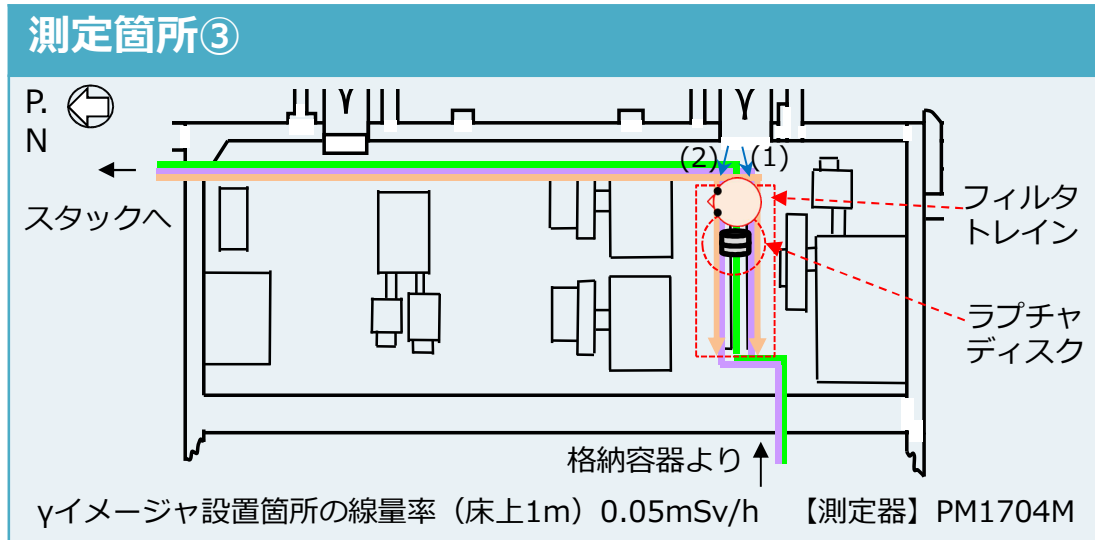


【表面線量率】  
1.5mSv/h  
【測定器】  
ICW

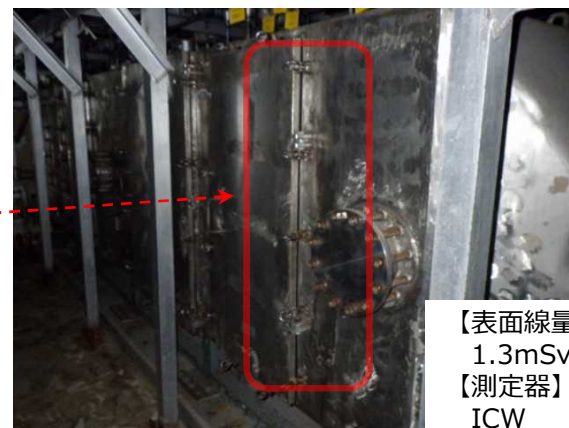
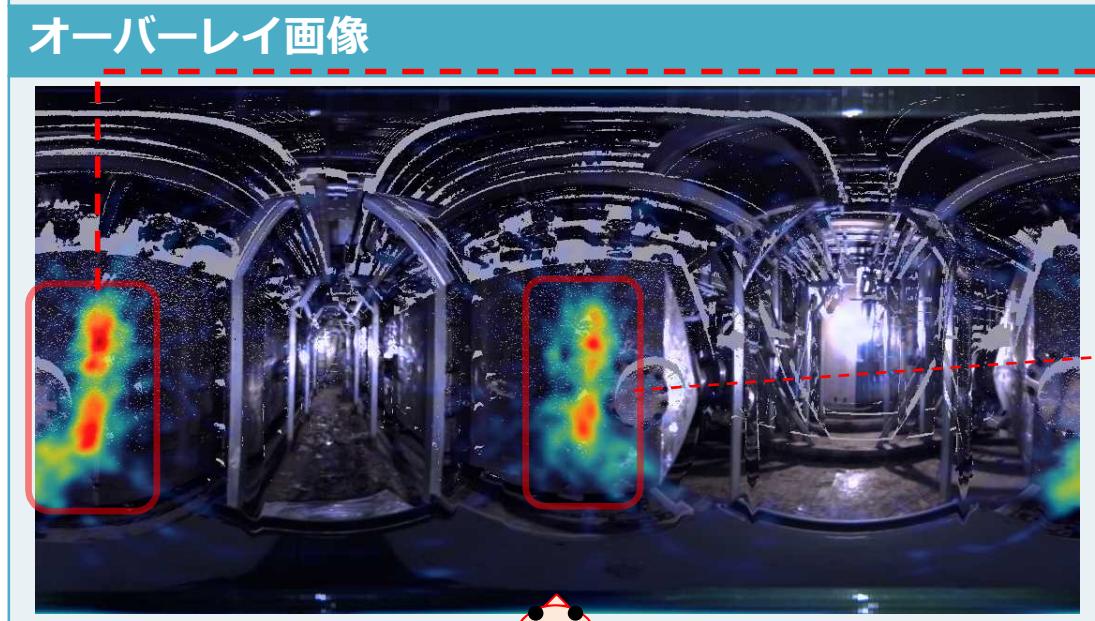
矢視(2)



# 7. 4号機の測定結果 (室内その2)



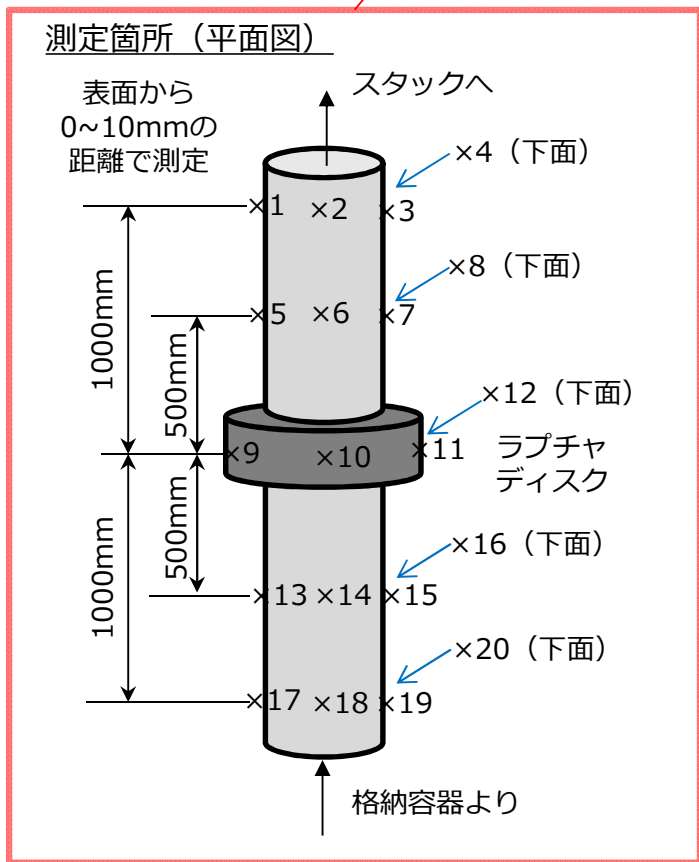
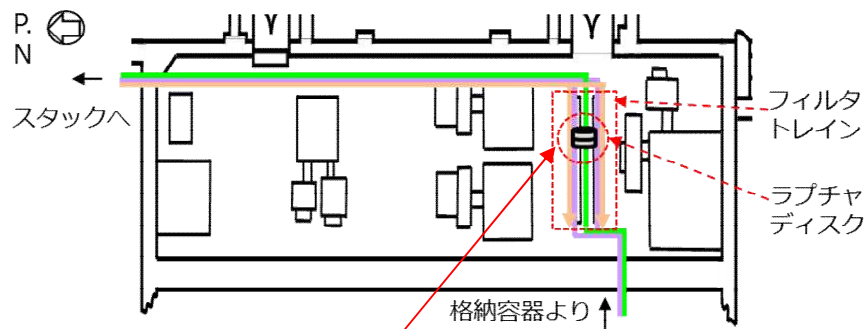
矢視(1)



矢視(2)



# 7. 4号機の測定結果（ラブチャディスク）



| No. | 表面線量当量率 (mSv/h) |  | No. | 表面線量当量率 (mSv/h) |  |
|-----|-----------------|--|-----|-----------------|--|
|     | γ線              |  |     | γ線              |  |
| ×1  | 0.030           |  | ×11 | 0.030           |  |
| ×2  | 0.020           |  | ×12 | 0.040           |  |
| ×3  | 0.030           |  | ×13 | 0.040           |  |
| ×4  | 0.040           |  | ×14 | 0.020           |  |
| ×5  | 0.025           |  | ×15 | 0.040           |  |
| ×6  | 0.020           |  | ×16 | 0.050           |  |
| ×7  | 0.040           |  | ×17 | 0.040           |  |
| ×8  | 0.040           |  | ×18 | 0.020           |  |
| ×9  | 0.040           |  | ×19 | 0.045           |  |
| ×10 | 0.010           |  | ×20 | 0.050           |  |

測定器：ICW

ラブチャディスク（停止中のため不動作）の周辺には汚染は確認されなかった。

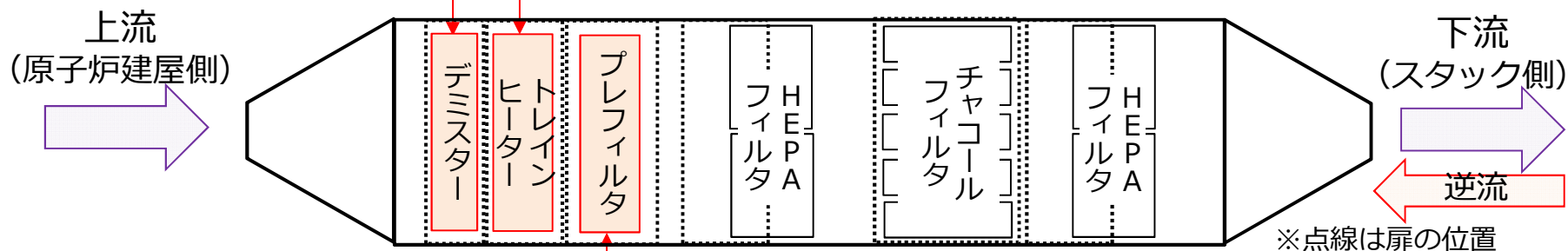


# 8. 4号機SGTSフィルタトレインA系内部①

デミスター (1/6撮影)



トレインヒーター (1/7撮影)



プレフィルタ (1/7撮影)

| 測定箇所        | 表面線量当量率 (mSv/h)  |       |              |       |
|-------------|------------------|-------|--------------|-------|
|             | フィルタ表面 (1/6,7撮影) |       | 扉表面 (8/19測定) |       |
|             | γ                | β+γ   | γ            | β+γ   |
| デミスター       | 0.014            | 0.014 | -            | -     |
| トレインヒーター    | 0.017            | 0.017 | 0.030        | 0.030 |
| プレフィルタ (上流) | 0.025            | 0.030 | 0.040        | 0.040 |
| プレフィルタ (下流) | 0.030            | 0.030 |              |       |



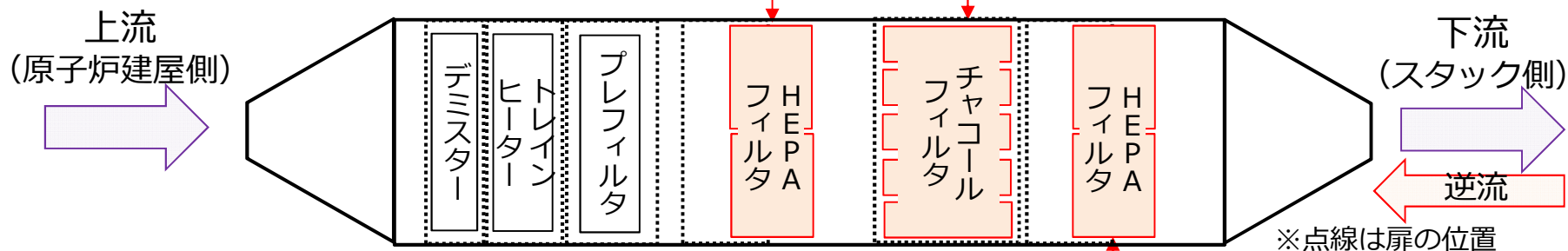
# 8. 4号機SGTSフィルタトレインA系内部② (1/6撮影)



HEPAフィルタ (No.3)



チャコールフィルタ



HEPAフィルタ (No.1)  
底部に少量の溜まり水を確認

| 測定箇所            | 表面線量当量率 (mSv/h) |       |              |       |
|-----------------|-----------------|-------|--------------|-------|
|                 | フィルタ表面 (1/6測定)  |       | 扉表面 (8/19測定) |       |
|                 | γ               | β+γ   | γ            | β+γ   |
| HEPAフィルタ (No.3) | 0.050           | 0.050 | 0.050        | 0.050 |
| チャコールフィルタ       | 1.0             | 3.0   | 0.30         | 0.30  |
| HEPAフィルタ (No.1) | 5.0             | 9.0   | 1.2          | 1.2   |

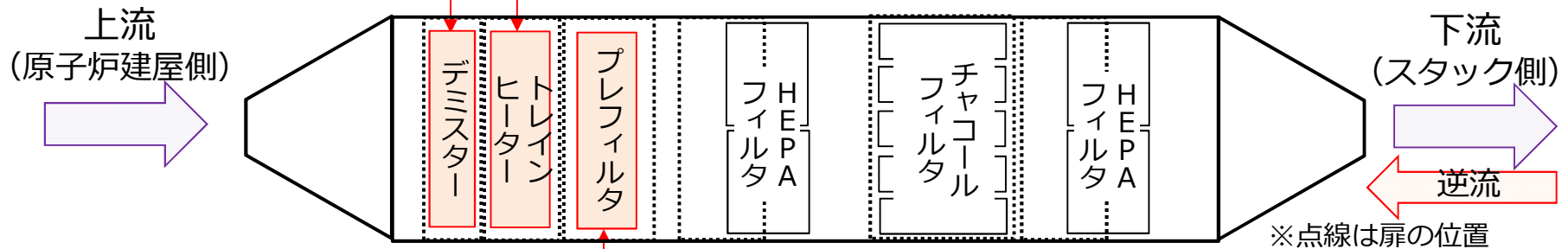
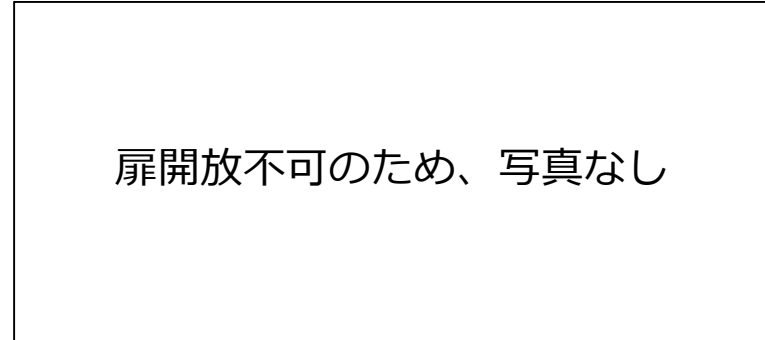
# 8. 4号機SGTSフィルタトレインB系内部① (1/7撮影)



デミスター



トレインヒーター



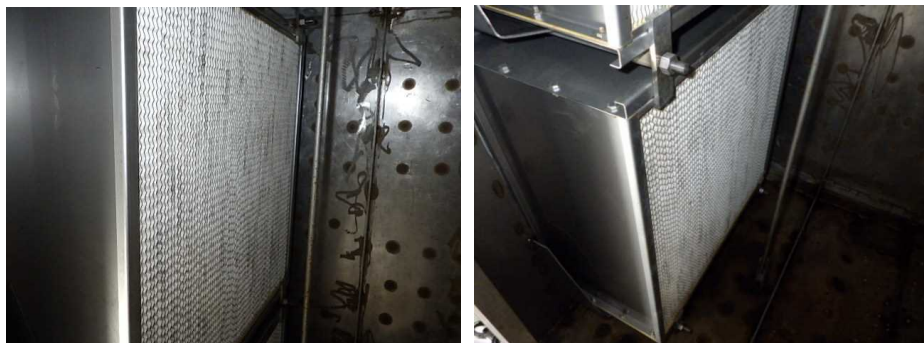
プレフィルタ (扉開放不可のため下流側から撮影)

| 測定箇所        | 表面線量当量率 (mSv/h) |       |              |       |
|-------------|-----------------|-------|--------------|-------|
|             | フィルタ表面 (1/7測定)  |       | 扉表面 (8/19測定) |       |
|             | γ               | β+γ   | γ            | β+γ   |
| デミスター       | 0.024           | 0.030 | -            | -     |
| トレインヒーター    | -               | -     | 0.030        | 0.030 |
| プレフィルタ (上流) | -               | -     | 0.045        | 0.045 |
| プレフィルタ (下流) | 0.090           | 0.25  |              |       |

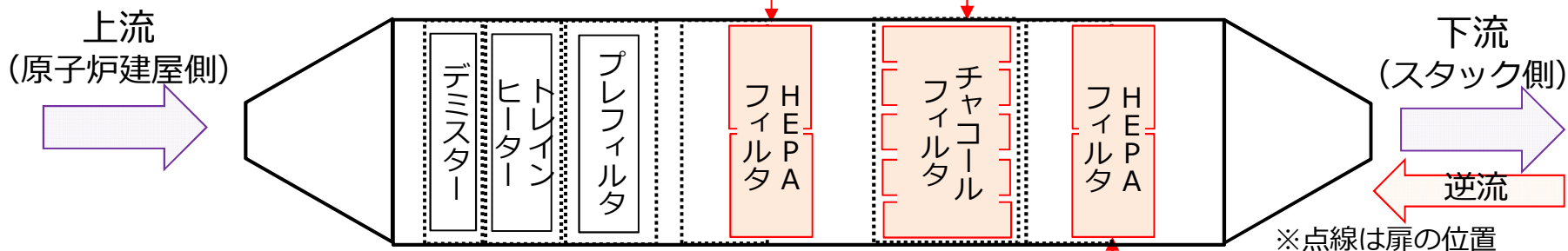
# 8. 4号機SGTSフィルタトレインB系内部② (1/7撮影)



HEPAフィルタ (No.3)



チャコールフィルタ

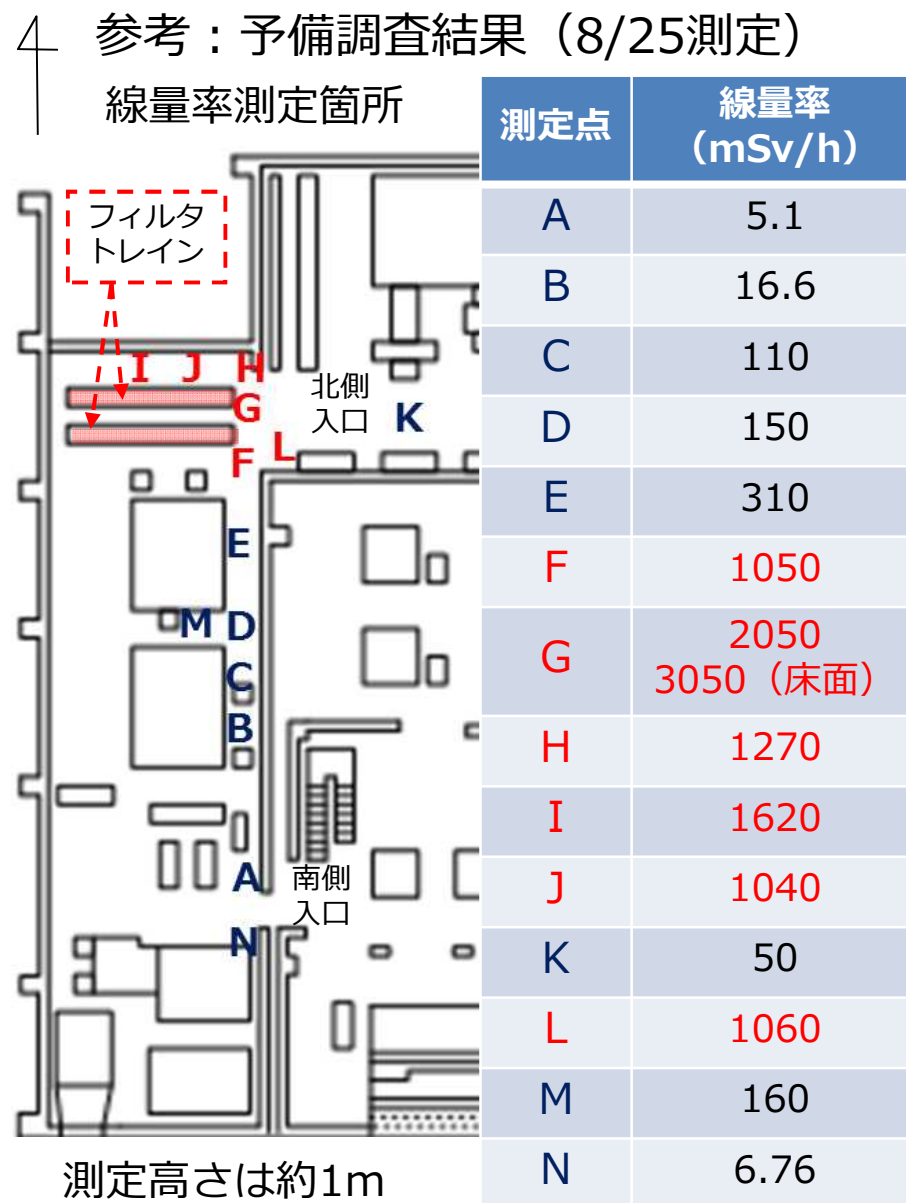
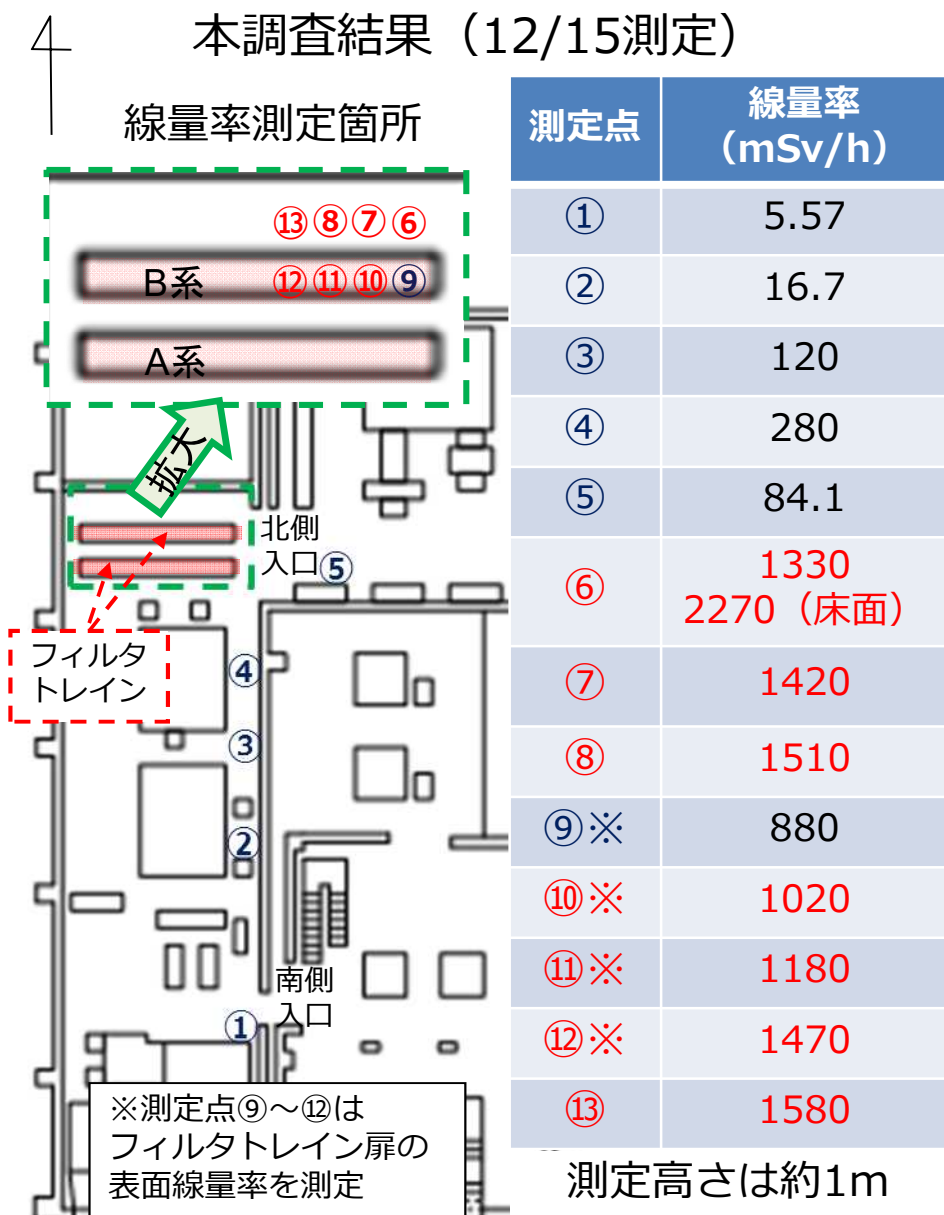


HEPAフィルタ (No.1)

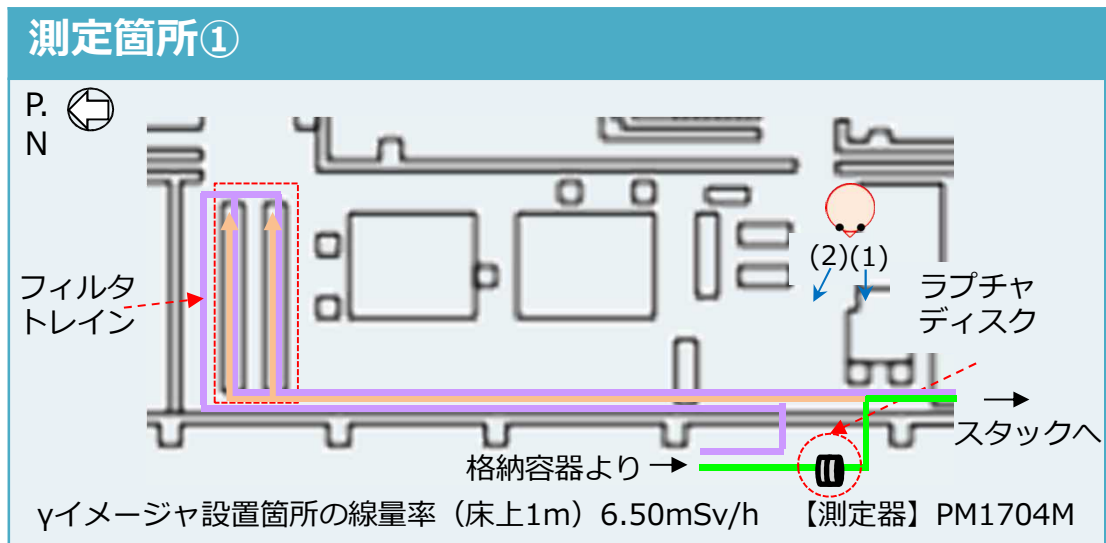
| 測定箇所            | 表面線量当量率 (mSv/h) |      |              |       |
|-----------------|-----------------|------|--------------|-------|
|                 | フィルタ表面 (1/7測定)  |      | 扉表面 (8/19測定) |       |
|                 | γ               | β+γ  | γ            | β+γ   |
| HEPAフィルタ (No.3) | 0.12            | 0.30 | 0.055        | 0.055 |
| チャコールフィルタ       | 0.50            | 2.0  | 0.25         | 0.25  |
| HEPAフィルタ (No.1) | 4.5             | 20   | 1.1          | 1.1   |



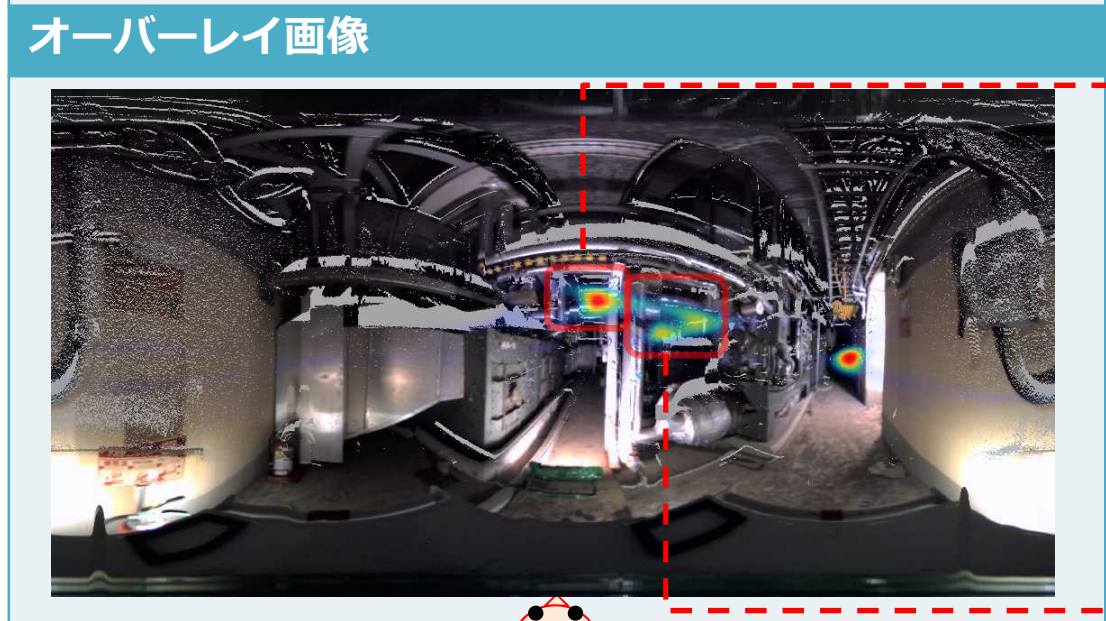
# 9. 1号機の測定結果（線量率）



# 9. 1号機の測定結果 (室内その1)



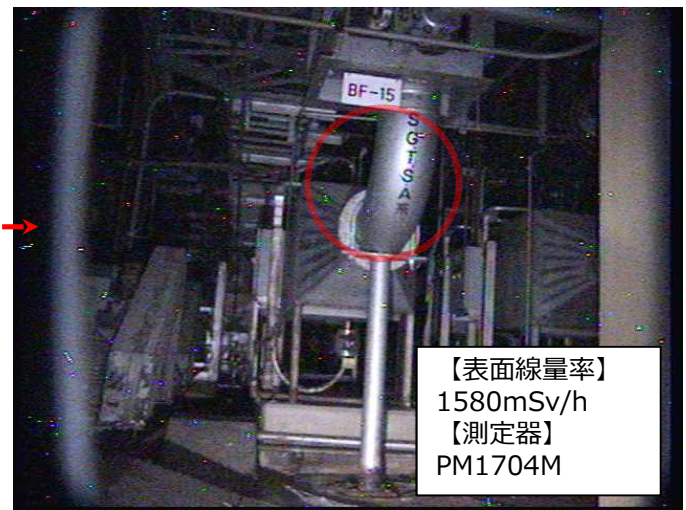
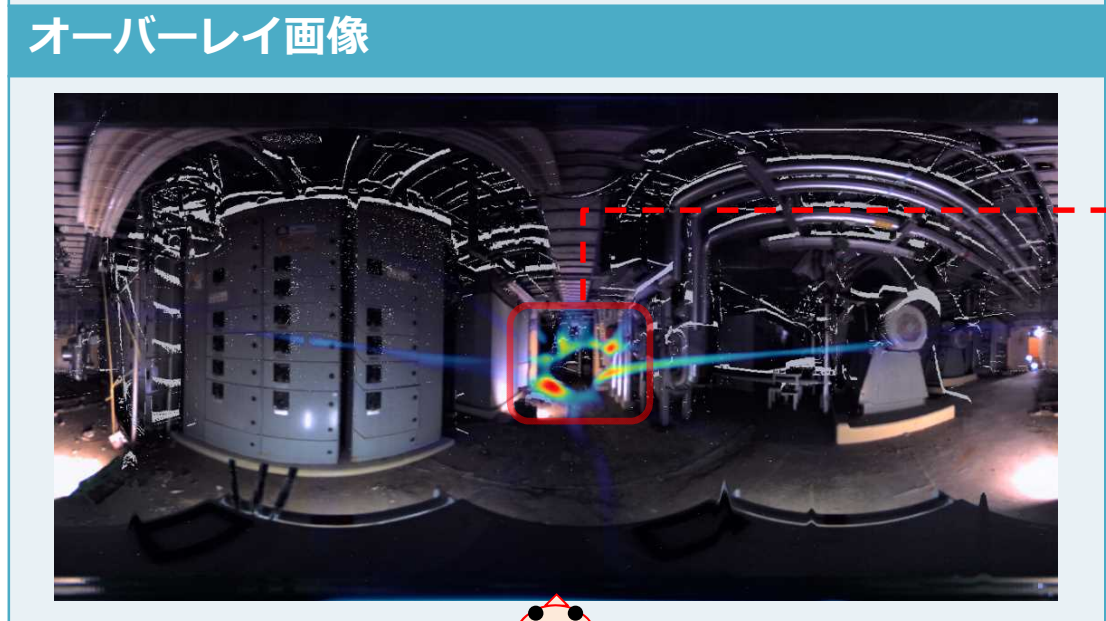
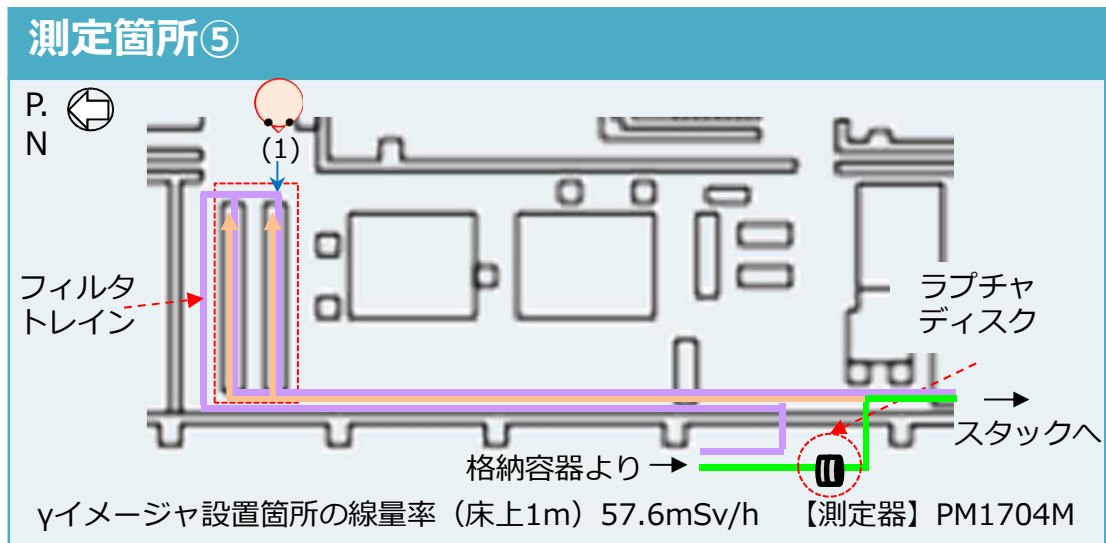
矢視(1)



矢視(2)

※ロボット進入不可エリアのため  
当該箇所の表面線量率測定は未実施

# 9. 1号機の測定結果 (室内その2)



矢視(1)

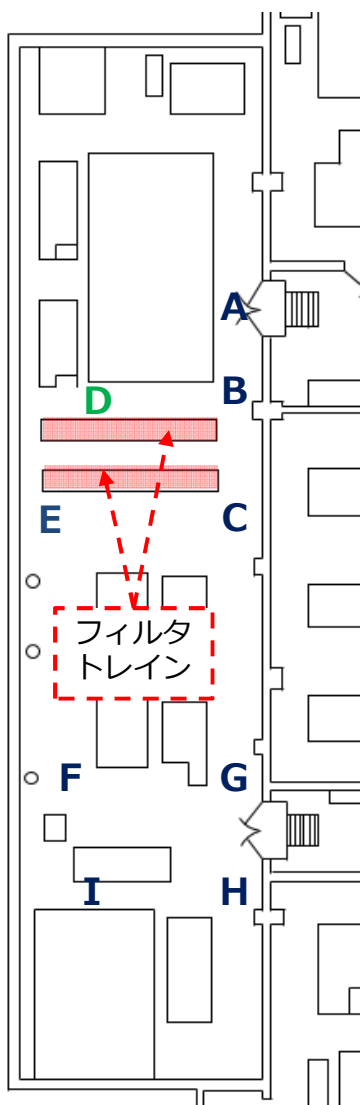




# 10. 2号機の測定結果（線量率）

本調査結果（1/20測定）

線量率測定箇所

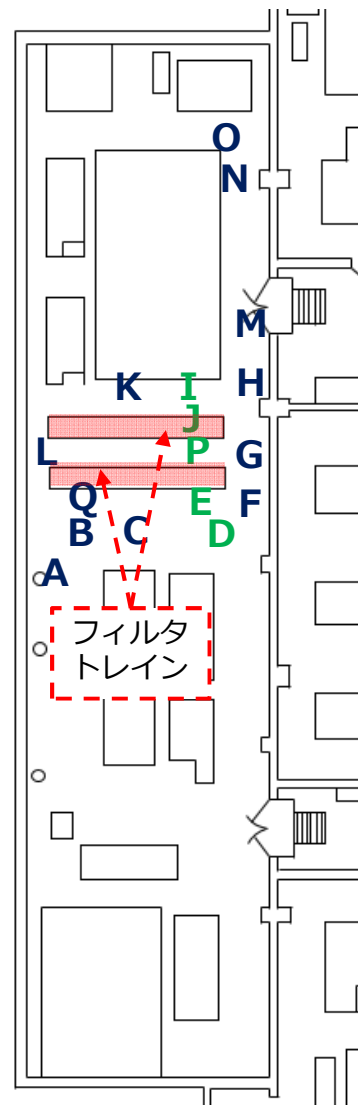


| 測定点 | 線量率 (mSv/h) |
|-----|-------------|
| A   | 17.0        |
| B   | 71.5        |
| C   | 61.8        |
| D   | 140         |
| E   | 12.6        |
| F   | 0.52        |
| G   | 0.18        |
| H   | 0.094       |
| I   | 0.17        |

測定高さは約1m

参考：予備調査結果（8/27測定）

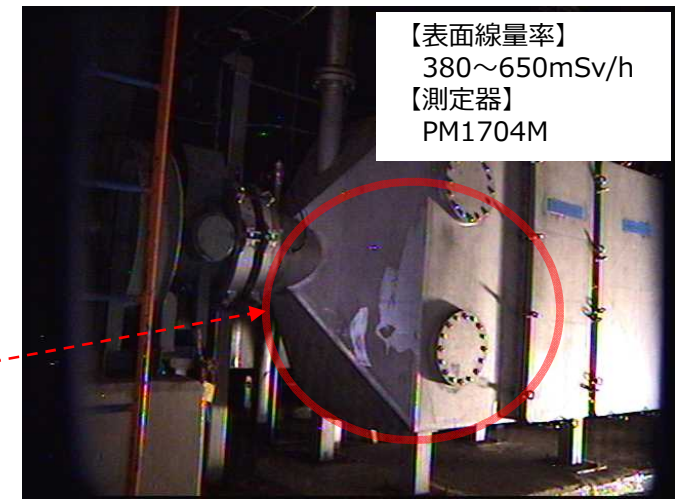
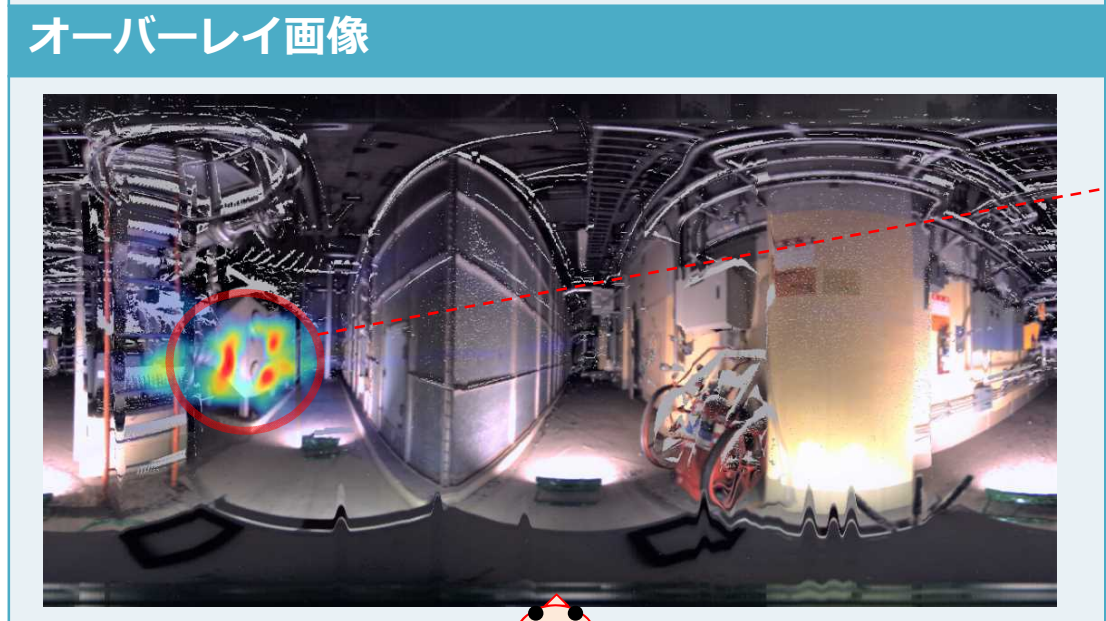
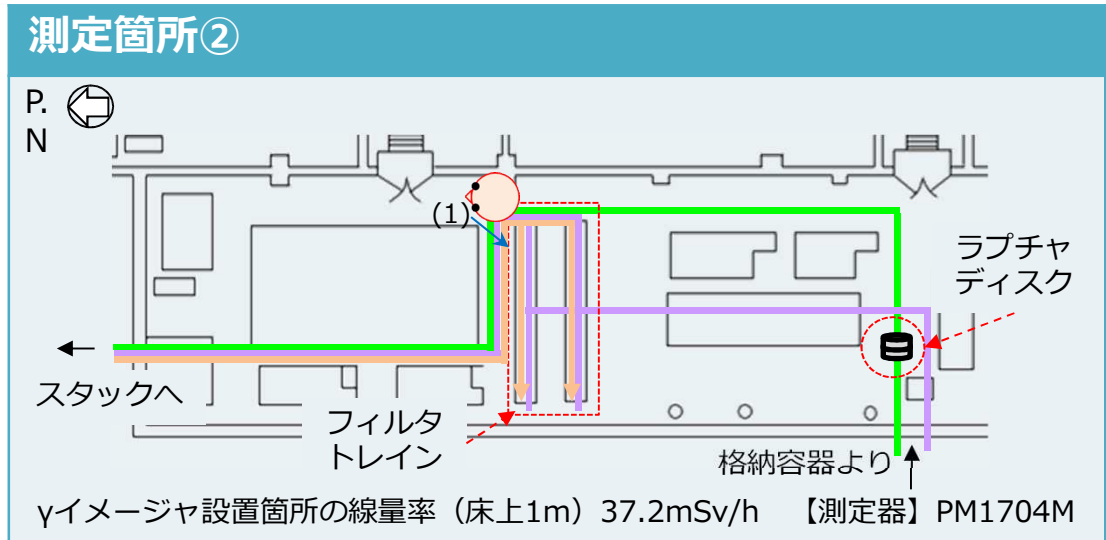
線量率測定箇所



| 測定点 | 線量率 (mSv/h) |
|-----|-------------|
| A   | 8.9         |
| B   | 12.4        |
| C   | 36.5        |
| D   | 170         |
| E   | 640         |
| F   | 28.3        |
| G   | 56.9        |
| H   | 63.5        |
| I   | 410         |
| J   | 560         |
| K   | 96.6        |
| L   | 26.0        |
| M   | 8.01        |
| N   | 5.1         |
| O   | 4.66        |
| P   | 300         |
| Q   | 13.5        |

測定高さは約1m

# 10. 2号機の測定結果（室内その1）

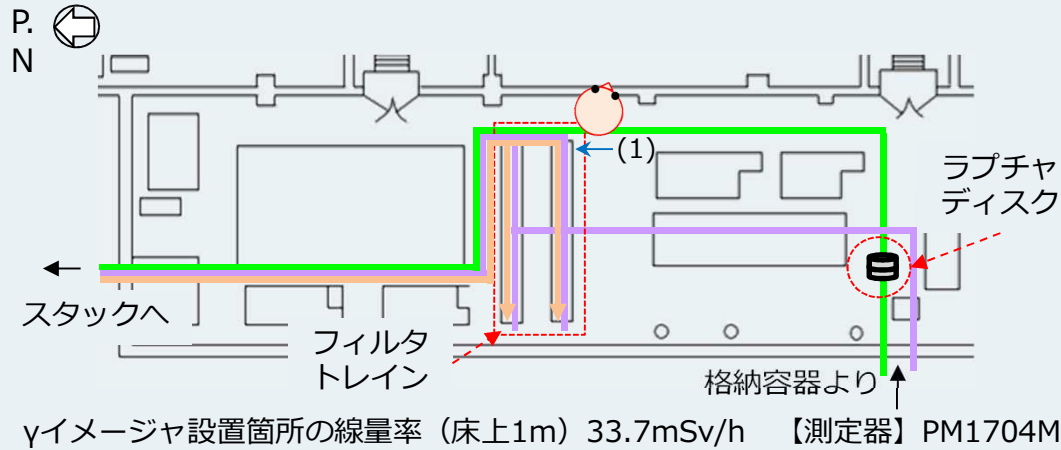


矢視(1)

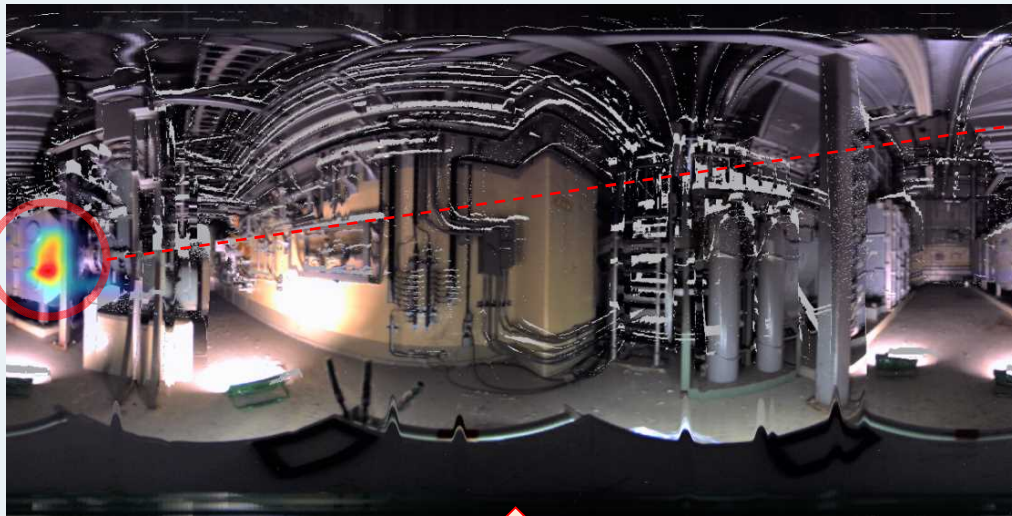


# 10. 2号機の測定結果（室内その2）

## 測定箇所③



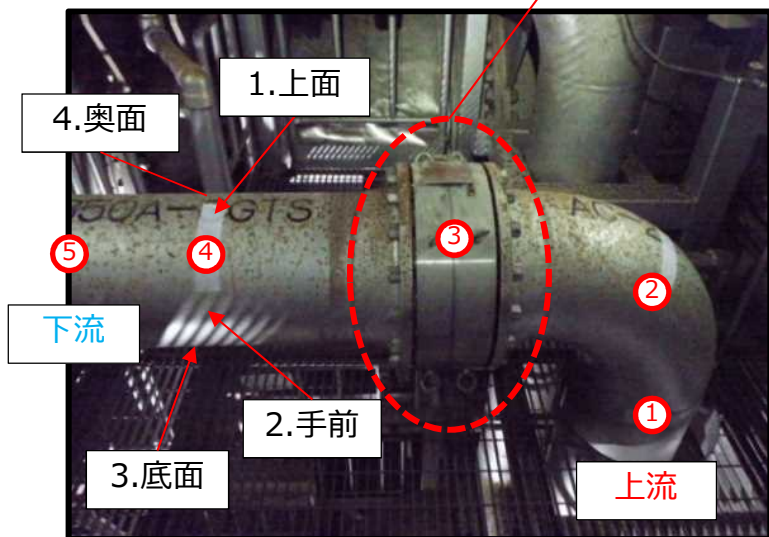
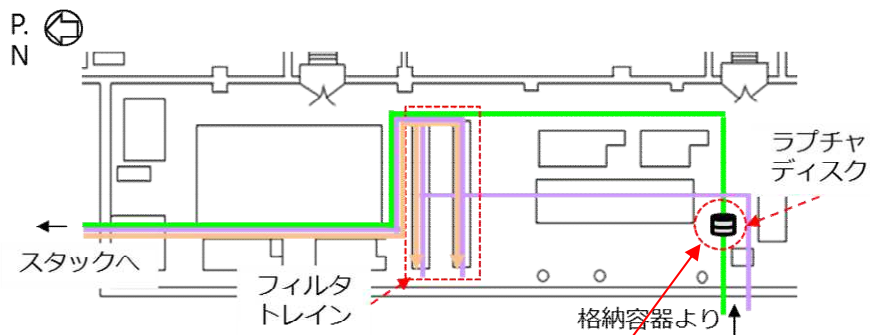
## オーバーレイ画像



矢視(1)



# 10. 2号機の測定結果（ラプチャディスク）



※①～⑤の位置は500mm間隔で設定

| No. | 表面線量当量率<br>(mSv/h) | No. | 表面線量当量率<br>(mSv/h) |
|-----|--------------------|-----|--------------------|
|     | γ線                 |     | γ線                 |
| ①-1 | 0.10               | ④-1 | 0.20               |
| ①-2 | 0.10               | ④-2 | 0.15               |
| ①-3 | 0.15               | ④-3 | 0.10               |
| ①-4 | 0.050              | ④-4 | 0.10               |
| ②-1 | 0.10               | ⑤-1 | 0.15               |
| ②-2 | 0.15               | ⑤-2 | 0.20               |
| ②-3 | 0.15               | ⑤-3 | 0.15               |
| ②-4 | 0.050              | ⑤-4 | 0.10               |
| ③-1 | 0.20               |     |                    |
| ③-2 | 0.25               |     |                    |
| ③-3 | 0.15               |     |                    |
| ③-4 | 0.050              |     |                    |

測定器：ICW

ベントができていない2号機において、ラプチャディスク（不動作で閉）の周辺にはほとんど汚染が見られない。

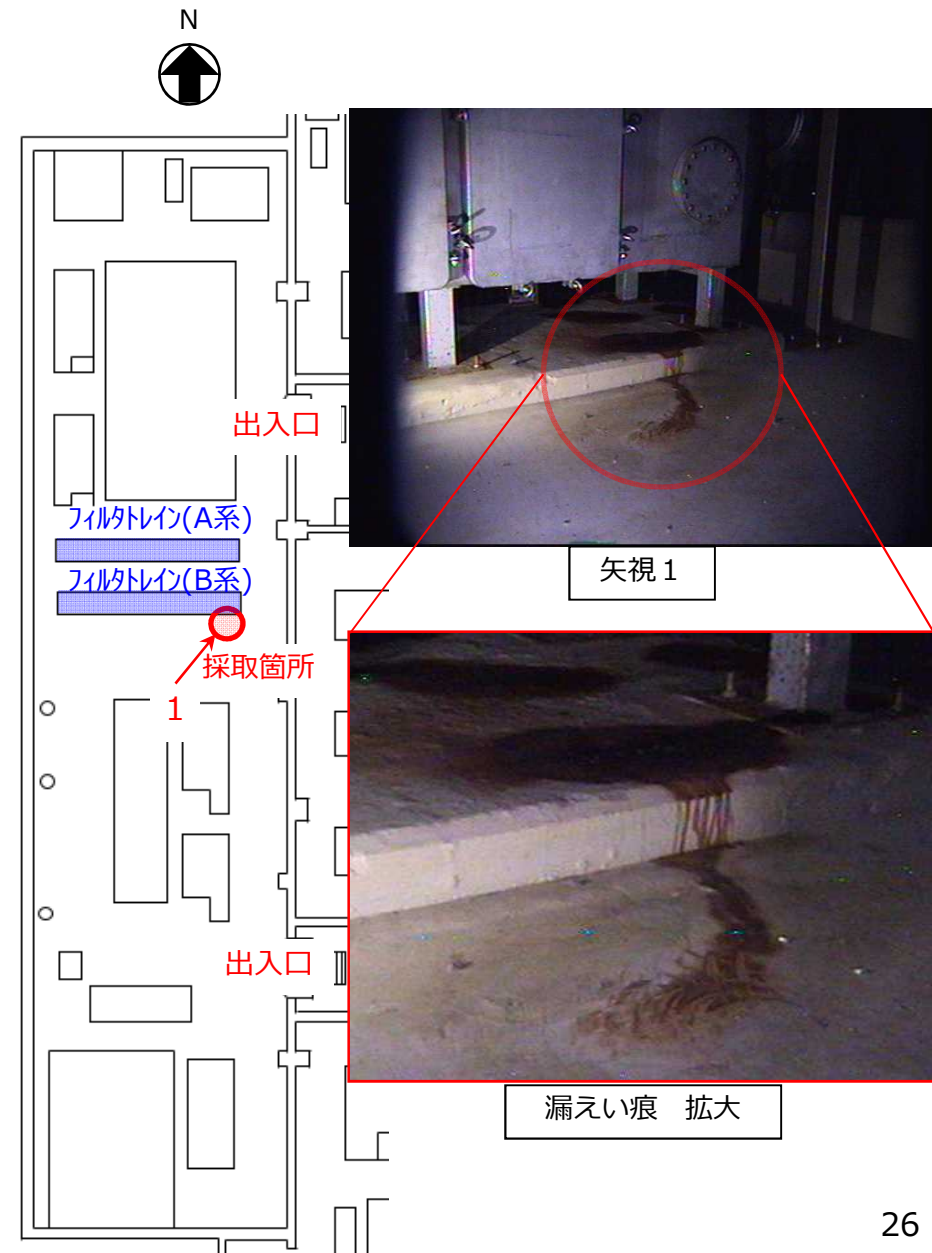


# 1 1. 2号機SGTS室の漏えい痕箇所のスミア採取について

- 2号機SGTS室フィルタトレイン(B系) 下流側の南側通路上に漏えい痕と思われる箇所があり、スミア採取を実施した。

| 採取箇所    | $\gamma$ | $\beta+\gamma$ |
|---------|----------|----------------|
| 漏えい確認箇所 | 2.5      | > 100          |

- 漏えい痕の位置より、フィルタトレインからの漏えいと推定( $\alpha$ 汚染はなし)。
- 現時点で漏えいは発生しておらず、漏えい痕自体も湿った状態ではない。
- ただし、3/4号機同様フィルタトレイン内に汚染水が残存している可能性あり。
- また、1号機SGTS室調査においても、漏えい源は特定できないが軽微な $\alpha$ 汚染を含む床面の汚染が確認されている。
- このような汚染情報は、今後の廃炉作業に活用する予定。



## 12. まとめ

- 1号機：ロボットによる調査の結果、SGTSフィルタトレイン周辺で高線量を確認し、ベントガスの自号機への逆流があったことが明確になった。
- 2号機：ロボットによる調査の結果、過去の調査と同じくSGTSフィルタトレイン周辺で高線量を確認し、1号機ベントガスの逆流があったことが明確になった。また、SGTSフィルタトレインからの漏えいと考えられる漏えい痕を確認し、スミア採取を実施した。
- 3号機：SGTS室内の複数点にてγイメージャを用いた線量分布を測定した。SGTSフィルタトレインにつながる配管に汚染を確認し、ベントガスの自号機への逆流があったことが明確になった。また、SGTSフィルタトレインを開放し、フィルタの線量測定及びスミア採取を実施した。
- 4号機：SGTS室内の複数点にてγイメージャを用いた線量分布を測定した。SGTSフィルタトレイン下流側に3号機ベントガスの逆流と考えられる汚染を確認した。また、SGTSフィルタトレインを開放し、フィルタの線量測定及びスミア採取を実施した。



以下、参考資料

### ■ 調査に使用したロボット：PackBot等



- ・サイズ：全長820mm、全幅770mm、全高180mm
- ・重量：23.9kg
- ・メーカー：FLIR社（米国）
- ・型式（名称）：PackBot
- ・カメラ、線量計、γイメージャー等を搭載

### ■ 線量測定に使用する機器：γイメージャー（ガンマカメラ）等

#### ○γイメージャー

- ・サイズ：外径110mm、高さ700mm
- ・重量：約15kg
- ・メーカー：Createc社（英国）
- ・型式（名称）：Gamma Imager
- ・測定範囲：0.05mSv/h～1Sv/h
- ・γ線の3次元線量分布が取得可能（γ線測定結果と3Dスキャン情報の組み合わせ）



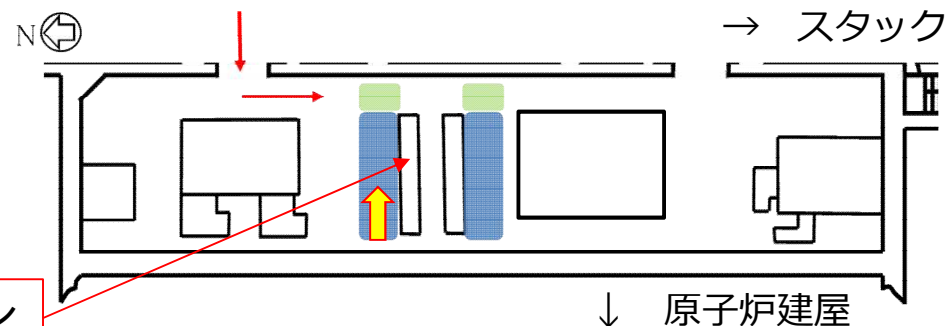
#### ○線量計

- ・サイズ：130mm×60mm×46mm
- ・重量：350g
- ・メーカー：POLIMASTER社
- ・型式（名称）：PM1704M
- ・測定範囲：0.01μSv/h～13Sv/h



## (参考) トレイン開放時の汚染拡大防止対策

- 仮設ハウスの設置 (3号機SGTSフィルタトレインA系の例)
- フィルタトレインの扉を囲む形でハウスを設置し、トレイン開放時の汚染拡大を防止



ハウス入り口

フィルタトレイン

↓ 原子炉建屋



フィルタ4箇所

プレフィルタ

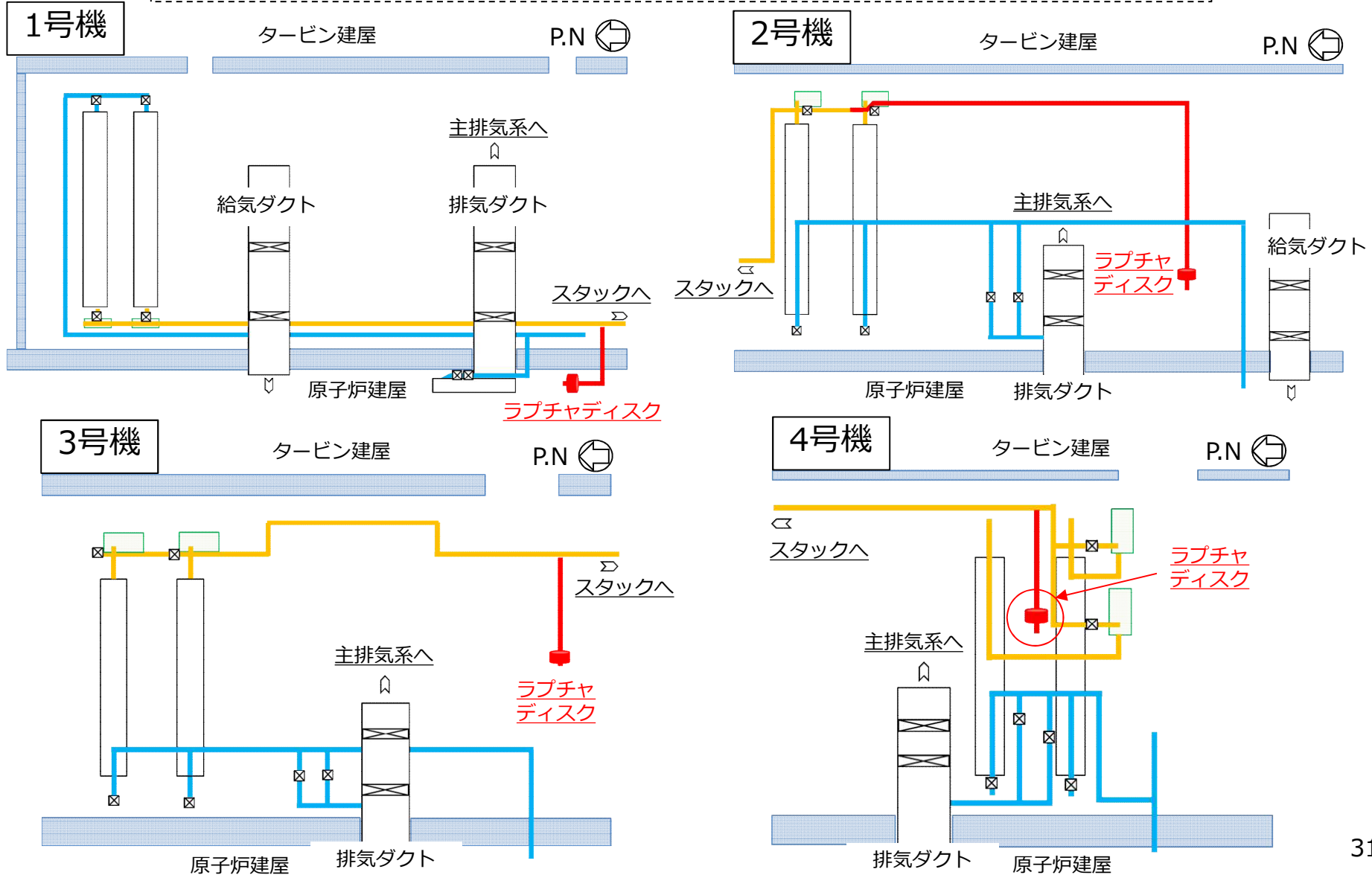
↓  
高性能フィルタ

↓  
チャコールフィルタ

↓  
高性能フィルタ

について、各フィルタの上流側及び下流側からスミア採取を実施。

# (参考) 1-4号機SGTSフィルタトレイン周りの系統構成



## 2号機シールドプラグ高濃度汚染への対応状況について

2021年7月8日

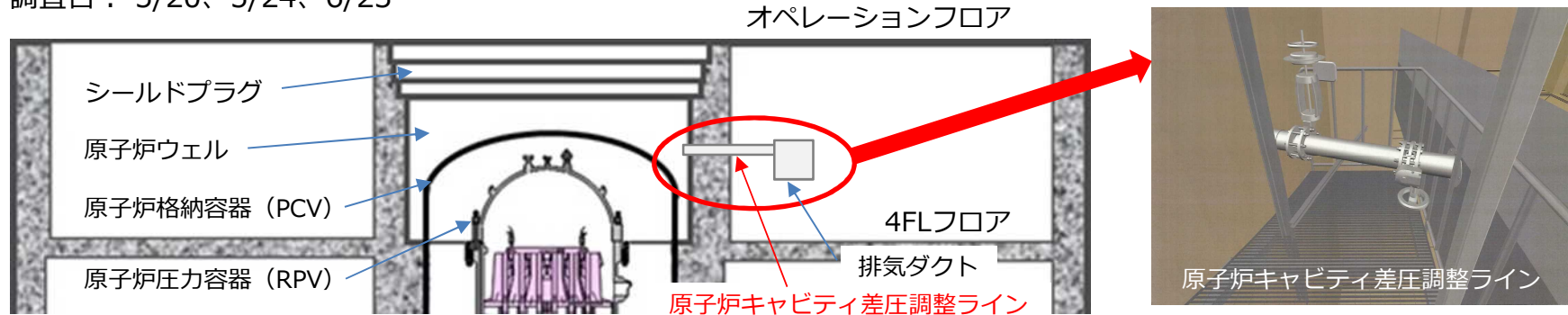


東京電力ホールディングス株式会社

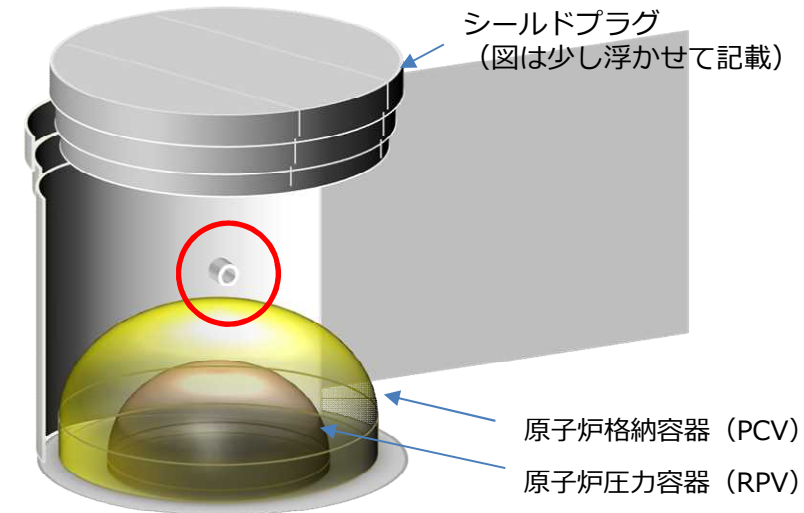
# 1. 原子炉ウェル内調査について

- 事故分析および廃炉作業への知見拡充を目的に、原子炉キャビティ差圧調整ラインを用いて、2号機シールドプラグ下部の原子炉ウェル内の調査を実施。

調査日： 5/20、5/24、6/23



1号機 ウェル除染風景（事故前の定検中）



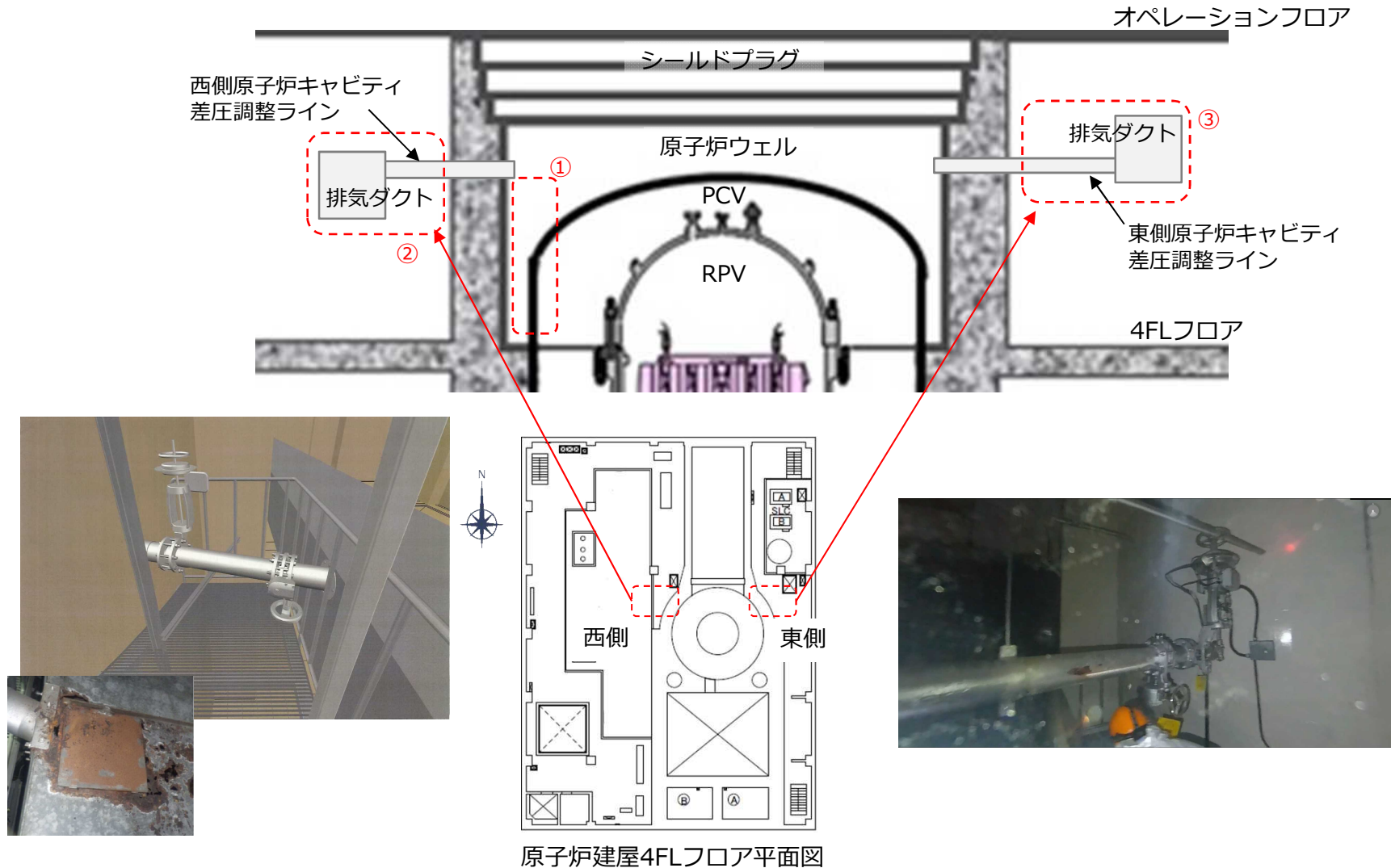
原子炉キャビティ差圧調整ラインの設置位置イメージ図

※原子炉キャビティ差圧調整ライン： 運転中に原子炉キャビティ（原子炉ウェル）とオペレーションフロアの差圧を調整するラインで、原子炉建屋換気空調系の排気ダクトに接続されている



## 2. 原子炉ウェル内調査の実施概要

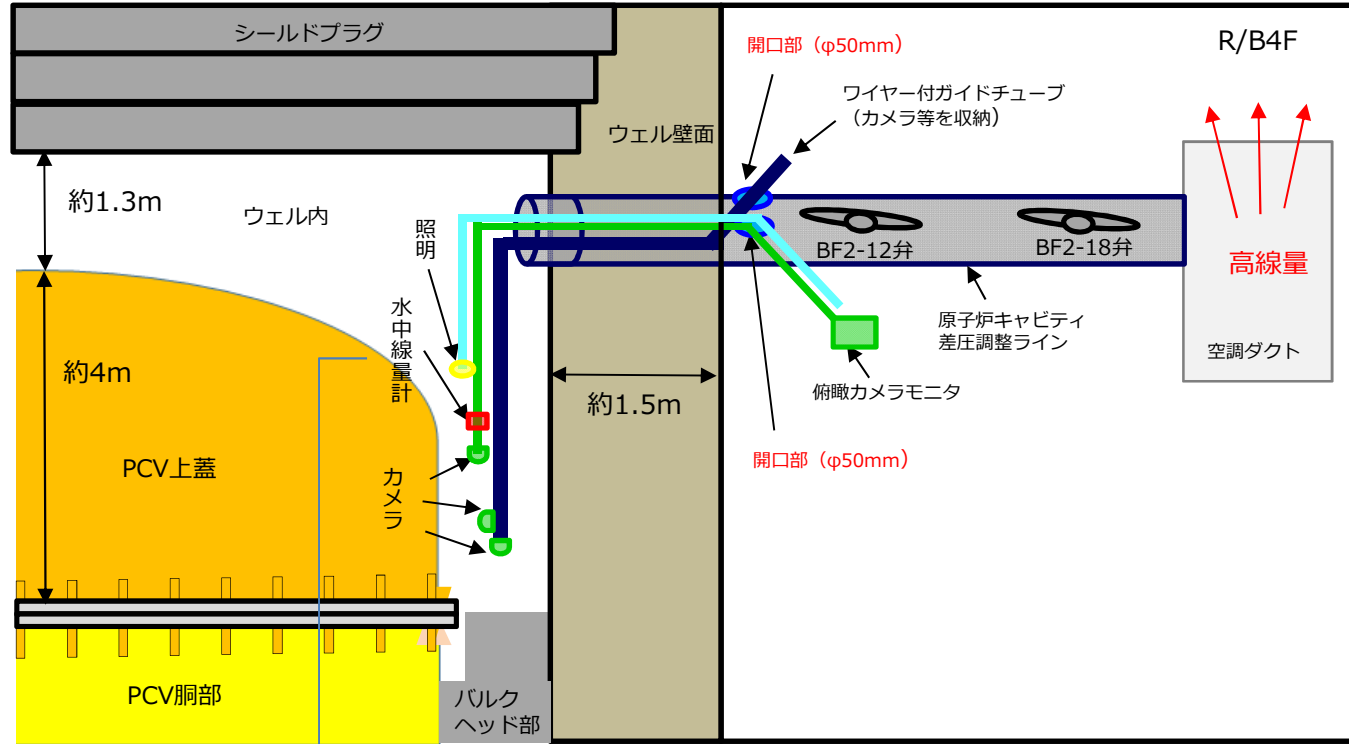
- ① 原子炉ウェル内の映像取得および線量測定を実施
- ② 西側の原子炉キャビティ差圧調整ラインの配管内部の調査および配管内の堆積物やダクト腐食部のサンプル採取を実施
- ③ 東側の原子炉キャビティ差圧調整ラインおよびダクトの腐食等の外観調査を実施



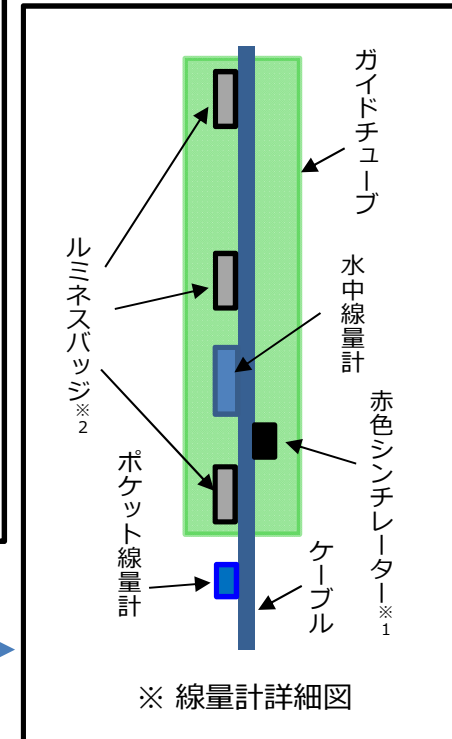
### 3-①. 原子炉ウェル調査 (内容・方法)

- 原子炉キャビティ差圧調整ラインから原子炉ウェル内に線量計・カメラを投入し線量、状況等を調査。

5/20、24調査時



6/23調査時

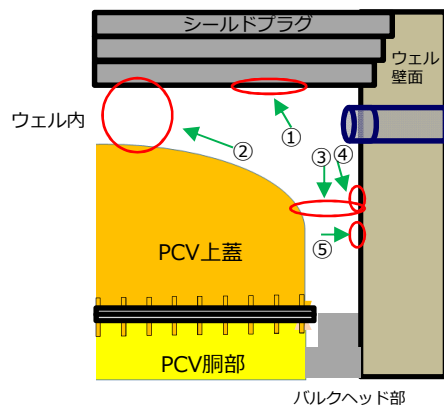


5/20に実施した調査では水中線量計のみで計測したが、6/23の再調査では、線量計の種類を増やして計測

- ※1 東北大学(英知事業)、CLADS (JAEA)、東電が開発中の線量計
- ※2 ガラスバッジのようなもの

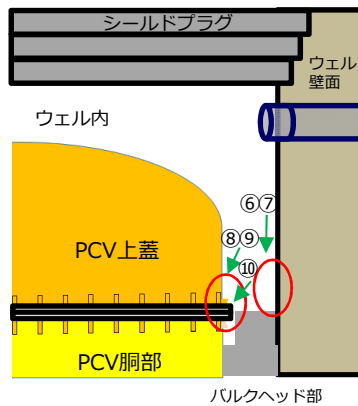
### 3-① . 原子炉ウェル調査結果 (状況確認 (1))

■ ウェル内の状況をカメラにて確認した。(シールドプラグ、PCV上蓋、ウェル壁面等)



### 3-① . 原子炉ウェル調査結果 (状況確認 (2))

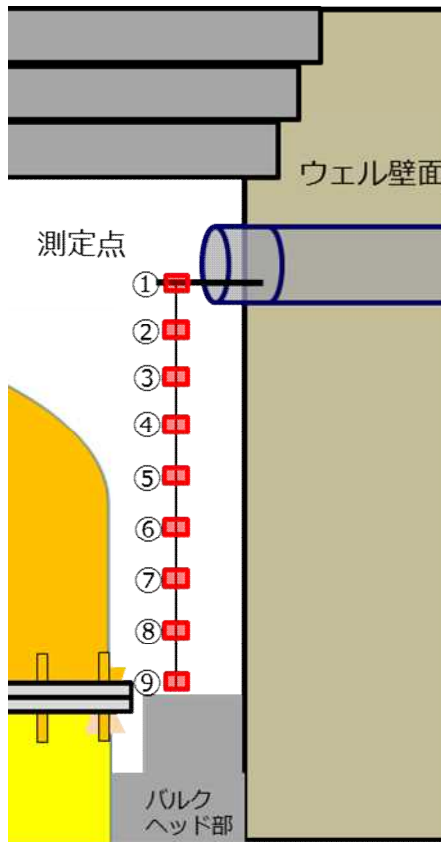
■ ウェル内の状況をカメラにて確認した。(バルクヘッド部、PCVフランジ部)



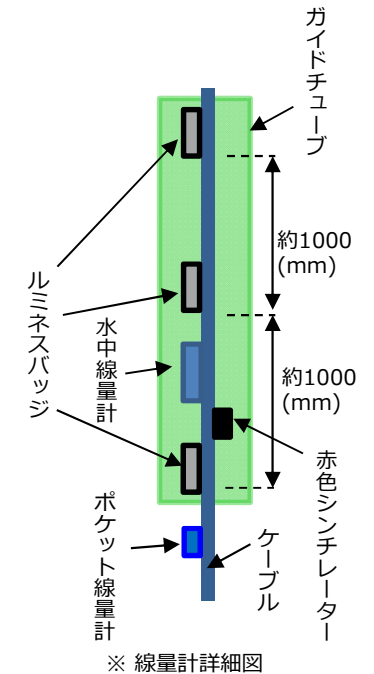


### 3 - ①. 原子炉ウェル調査結果（線量測定結果）

- 水中線量計で測定したウェル内の線量については、最大で530mSv/hであった。
- ポケット線量計およびルミネスバッジは、累積線量をウェル内滞在時間で換算した値であるため、参考値ではあるが、概ね水中線量計と同等の値であることを確認した。なお、赤色シンチレーターの測定値については、現在評価を行っている。
- ウェル内の線量はウェル上部（測定点①）からウェル床面（測定点⑨）に向かって徐々に高くなる傾向であった。



| 測定ポイント | 距離 (mm) | 水中線量計           | 赤色シンチレーター  | ポケット線量計    | ルミネスバッジ       |
|--------|---------|-----------------|------------|------------|---------------|
|        |         | 線量当量率 (mSv/h)   |            |            |               |
|        |         | 5月20、24日測定      | 6月23日測定    |            |               |
| ①      | 0       | 74.6            | -          |            |               |
| ②      | 500     | 150             | -          |            |               |
| ③      | 1000    | 330             | -          |            |               |
| ④      | 1500    | <b>300</b>      | <b>280</b> | <b>評価中</b> | <b>上：約220</b> |
| ⑤      | 2000    | 310             | -          |            | <b>中：約270</b> |
| ⑥      | 2500    | 380             | -          |            | <b>下：約360</b> |
| ⑦      | 3000    | 440             | -          |            |               |
| ⑧      | 3500    | <b>530 (最大)</b> | <b>370</b> | <b>評価中</b> |               |
| ⑨      | 4000    | 350             | -          |            |               |

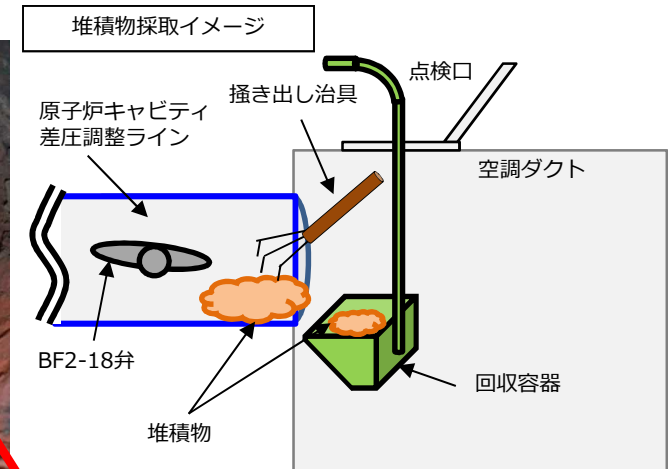
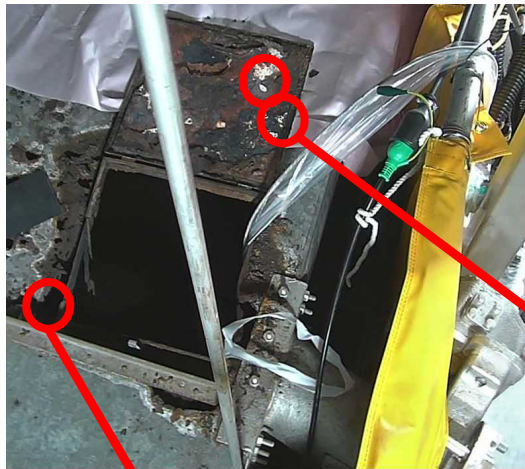


### 3-②. 西側原子炉キャビティ差圧調整ライン調査 (サンプル採取)



■ 事故調査の観点から、下記箇所のサンプル採取を実施した。

- ・ ダスト上部の劣化部分
- ・ ダクト点検口裏のゴムパッキン部分
- ・ 配管内堆積物



ダクト劣化部  
 $\gamma$ : 0.1mSv/h  
 $\beta + \gamma$ : < 1.0mSv/h



ゴムパッキン  
 $\gamma$ : 0.2mSv/h  
 $\beta + \gamma$ : 5.0mSv/h

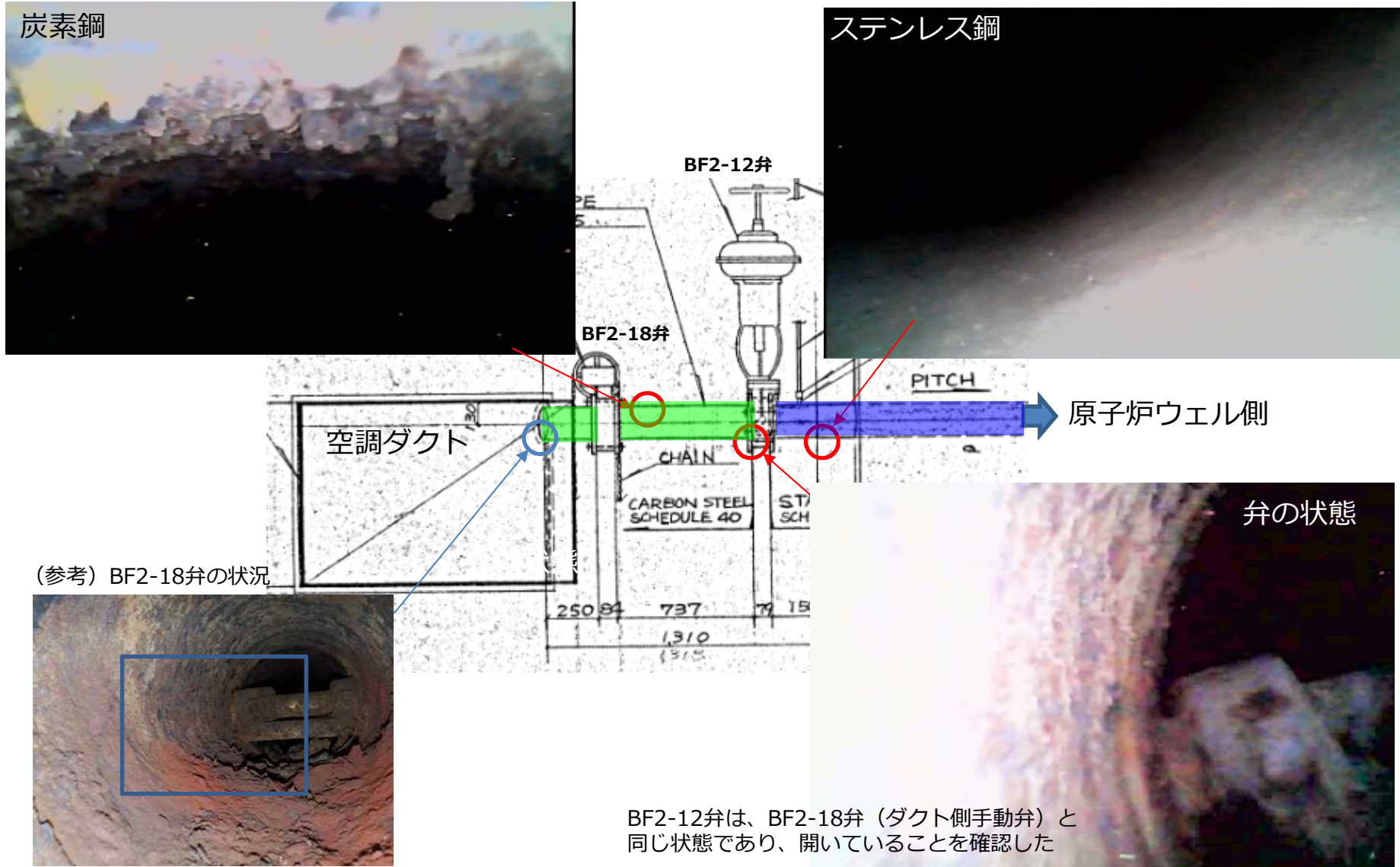


配管内堆積物  
 $\gamma$ : 9.0mSv/h  
 $\beta + \gamma$ : 200mSv/h



### 3-②. 西側原子炉キャビティ差圧調整ライン調査（配管内部調査）

- BF2-12弁上流側配管（SUS）には、配管・弁箱（炭素鋼）にある肌荒れや堆積物は確認されなかった。
- BF2-12弁については、開状態であることを確認した。

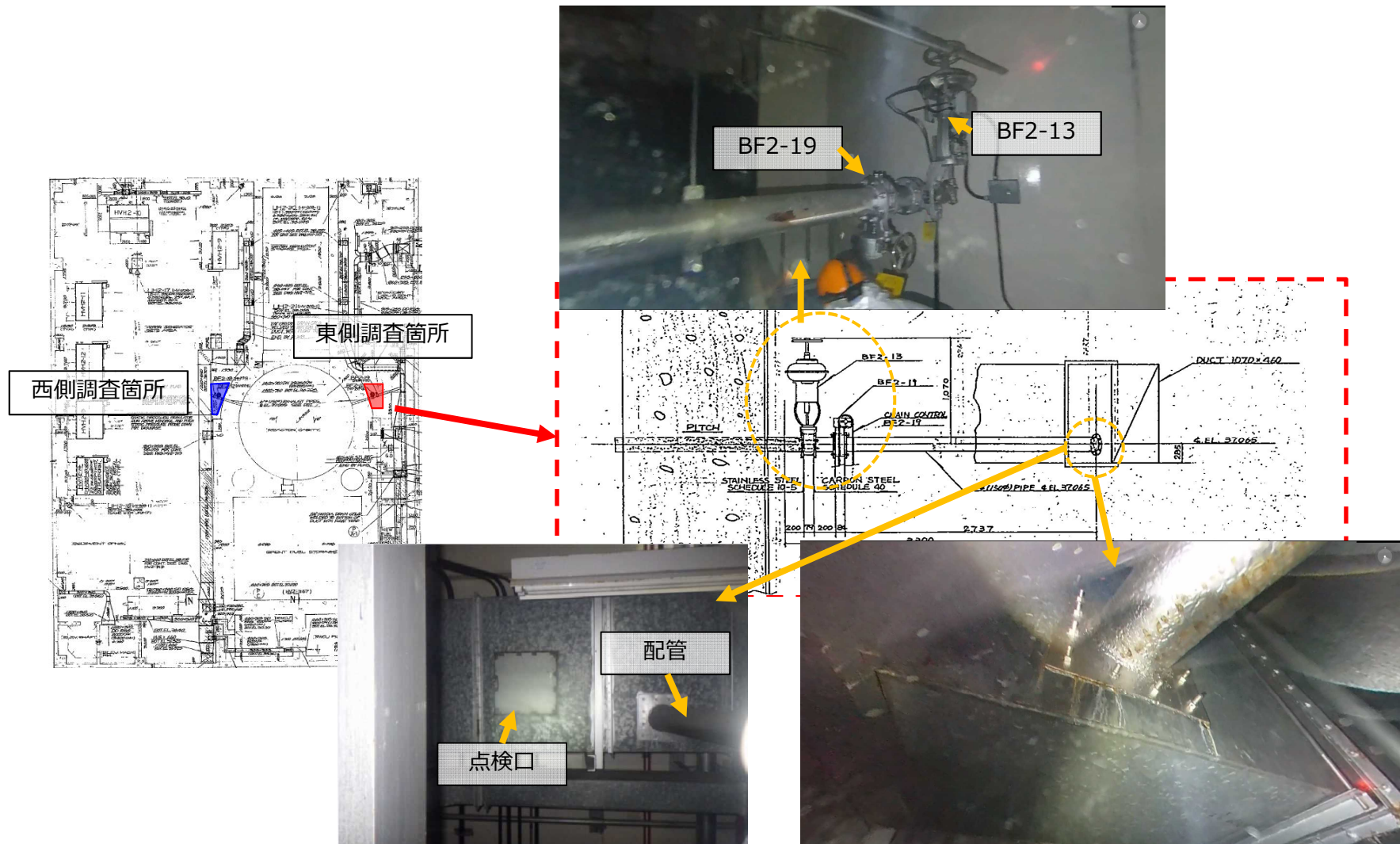


BF2-12弁は、BF2-18弁（ダクト側手動弁）と同じ状態であり、開いていることを確認した

### 3-③. 東側原子炉キャビティ差圧調整ライン調査（外観調査）



- 東側に敷設された原子炉キャビティ差圧調整ラインについて、現場調査を実施した。
  - 作業エリア（グレーチング）上の空間線量は約10mSv/hであった。※西側：約12mSv/h
  - BF2-13弁は、西側と同様に開状態であった。
  - ダクト側面、下部および点検口に、西側のような劣化は確認されなかった。

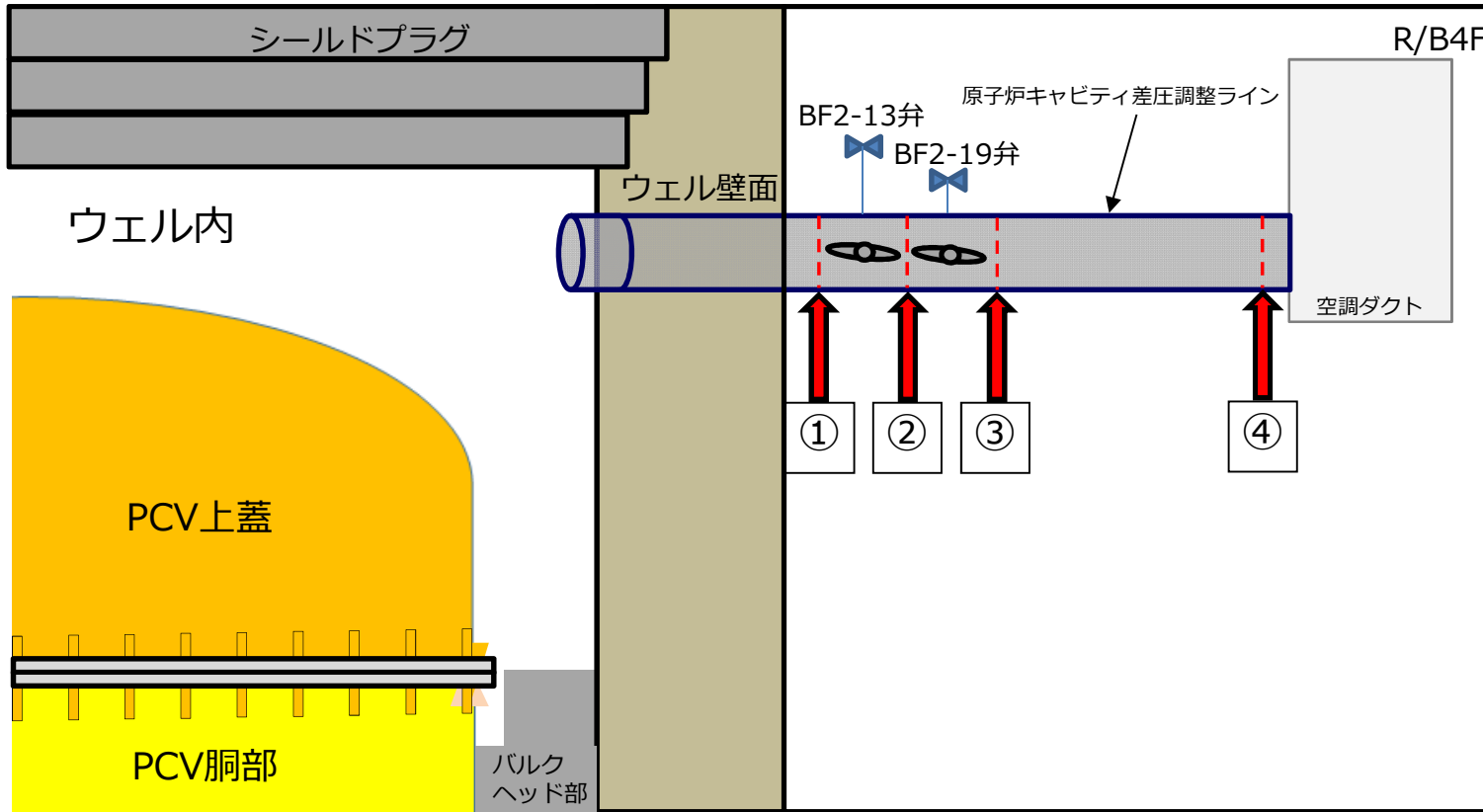


### 3-③. 東側原子炉キャビティ差圧調整ライン調査（線量調査）



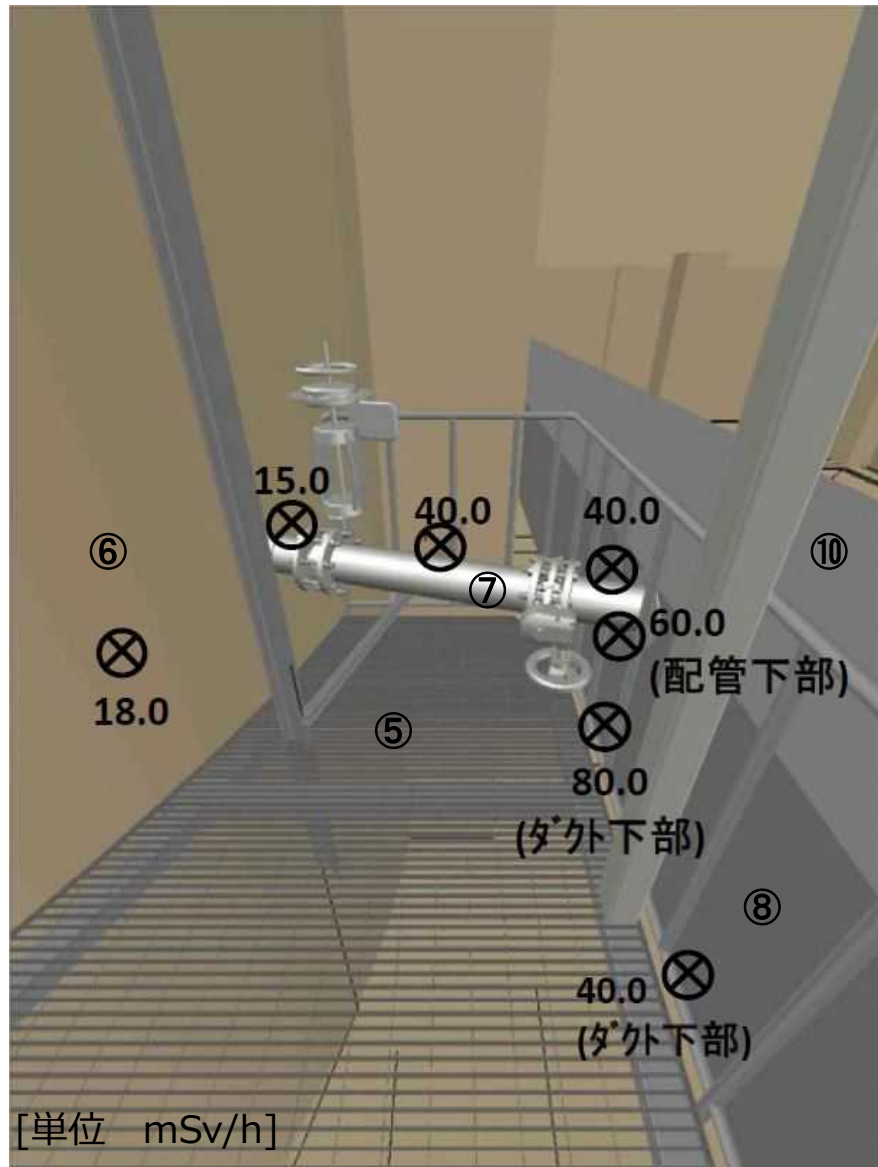
■ 線量測定結果は以下の通り。

➤ 測定ポイント②の配管下部に、最大線量：51mSv/hを確認した。



| 測定ポイント |           | ①              | ②               | ③            | ④     |
|--------|-----------|----------------|-----------------|--------------|-------|
|        |           | PCV壁面～BF2-13弁間 | BF2-13～BF2-19弁間 | BF2-19弁～ダクト間 | ダクト近傍 |
| 配管     | 上部(mSv/h) | 13             | 41              | 25           | 18    |
|        | 下部(mSv/h) | 13             | 51              | 37           | 20    |

(参考) サーベイデータ (原子炉キャビティ差圧調整ライン (西側))



測定日 : 2021/3/5

使用測定器

ICW,ICWBL,ICWBH,GMAD, $\alpha$

| スミヤ採取場所 | $\beta$ (cpm) | $\alpha$ (cpm) | $\gamma$ (mSv/h) | $\beta+\gamma$ (mSv/h) |
|---------|---------------|----------------|------------------|------------------------|
| ⑤       | >100000       | 0              | 0.15             | 10.0                   |
| ⑥       | >100000       | 30             | 0.14             | 5.0                    |
| ⑦       | >100000       | 50             | 0.16             | 12.0                   |
| ⑧       | >100000       | 0              | 0.15             | 8.0                    |
| ⑩       | >100000       | 0              | 0.14             | 7.0                    |

# 4. 工程 (案)

|           | 2020年度                |   |   | 2021年度             |                     |                             |   |   |   |
|-----------|-----------------------|---|---|--------------------|---------------------|-----------------------------|---|---|---|
|           | 1                     | 2 | 3 | 4                  | 5                   | 6                           | 7 | 8 | 9 |
| 2号機ウェル内調査 | 現場調査、遮蔽<br>[Redacted] |   |   | 準備作業<br>[Redacted] | ウェル調査<br>[Redacted] | サンプル分析 (1F構内)<br>[Redacted] |   |   |   |
|           |                       |   |   | 分析項目調整中            |                     |                             |   |   |   |



(参考) シールドプラグ下部

TEPCO











(参考) PCV上蓋上部及びシールドプラグ下部



(参考) ウェル壁面およびPCV上蓋





(参考) ウェル壁面





(参考) ウェル壁面



(参考) ウェル壁面およびバルクヘッド部



(参考) ウェル壁面およびバルクヘッド部

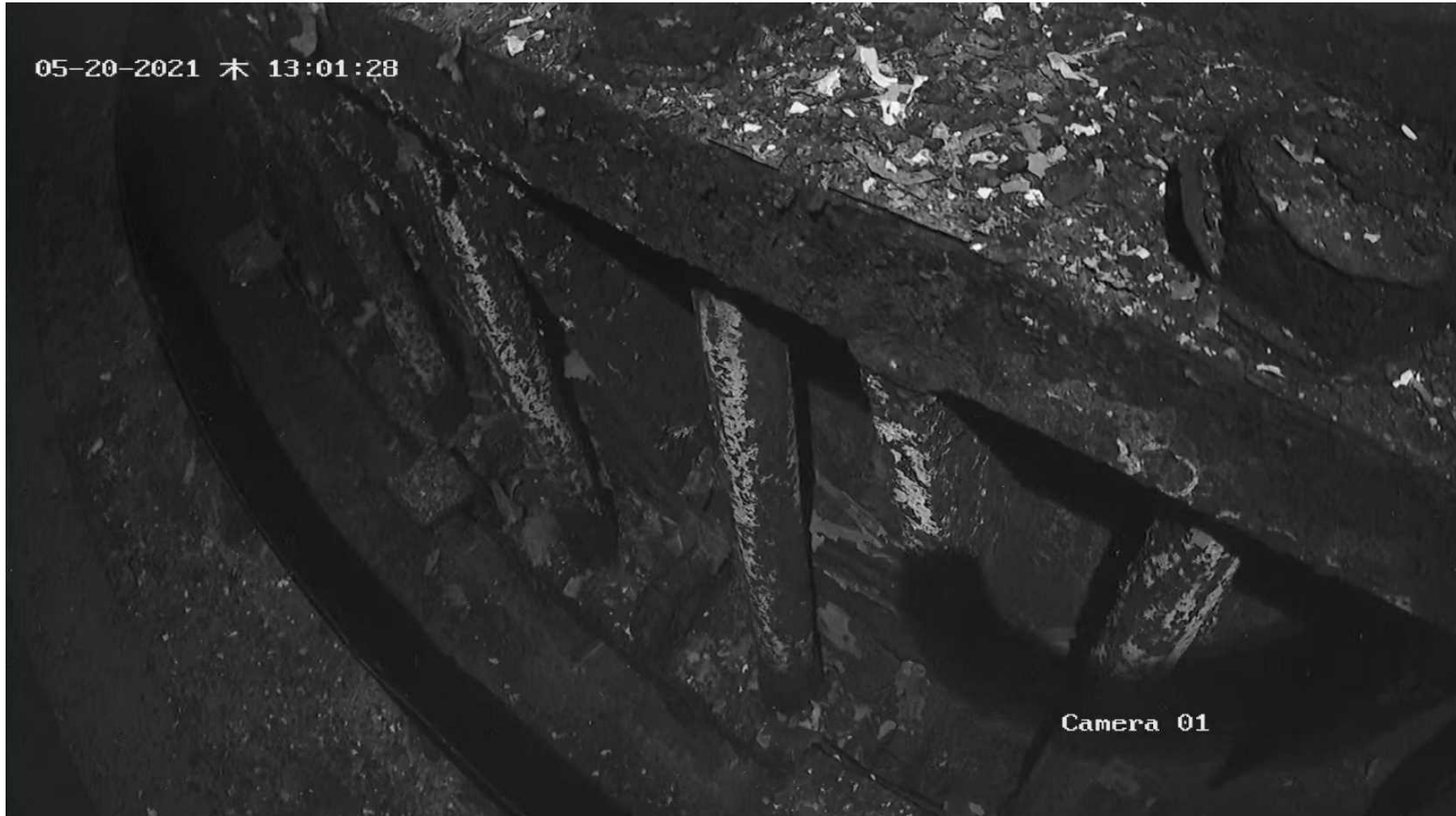


(参考) ウェル壁面およびバルクヘッド部





# (参考) PCV上蓋ボルト

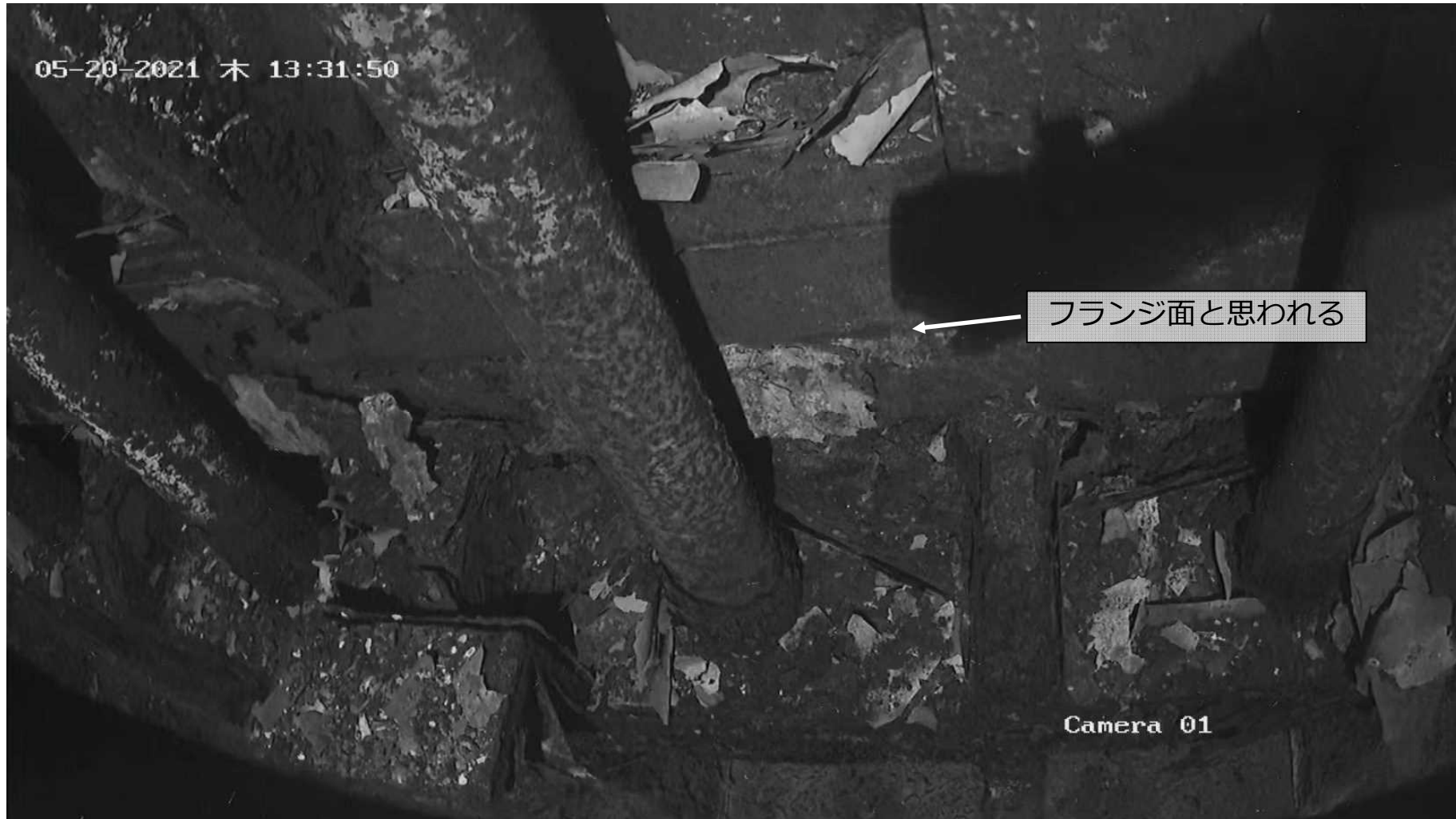


# (参考) PCV上蓋ボルト





# (参考) PCV上蓋フランジ部



(参考) PCV上蓋フランジ部



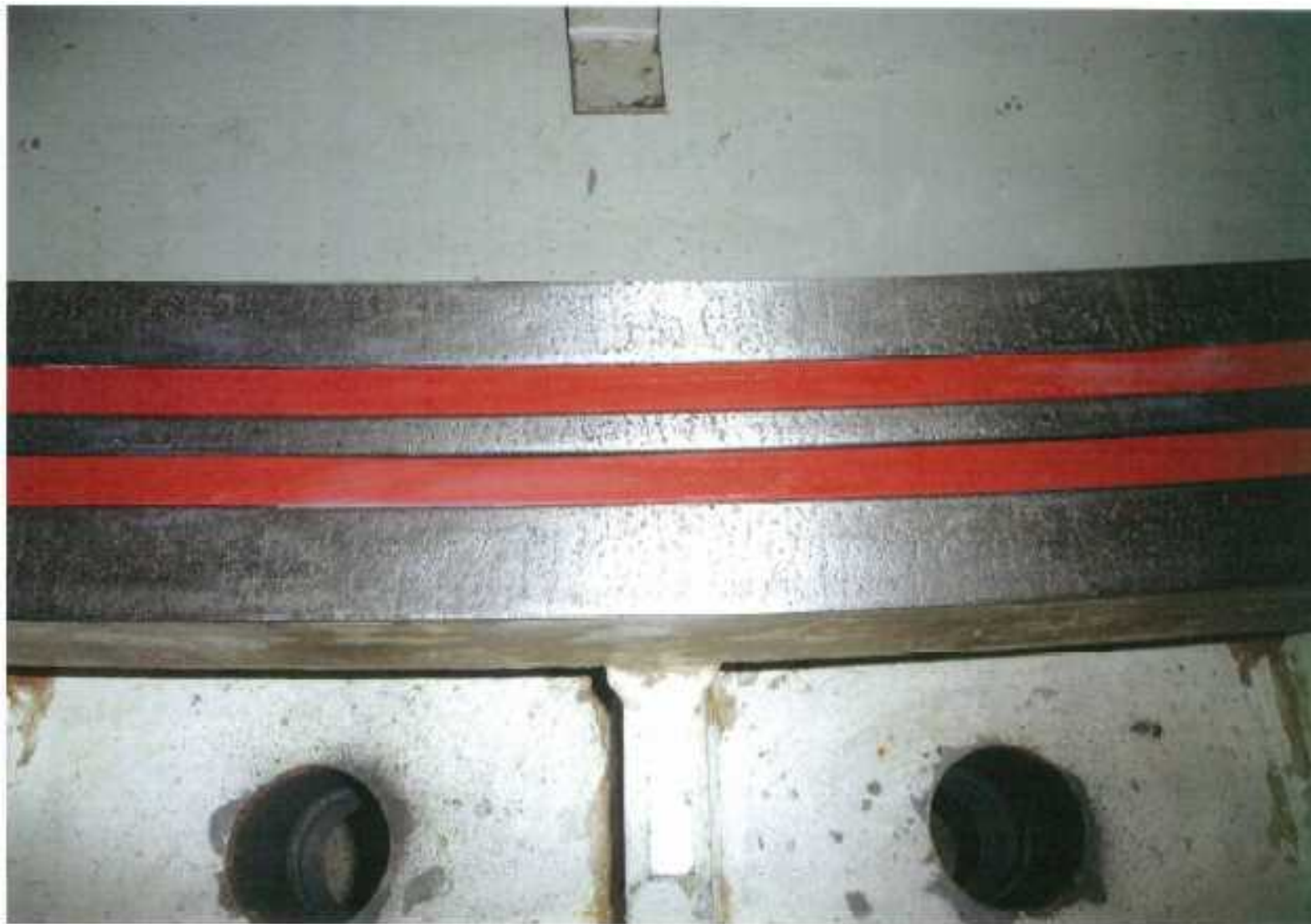


(参考) PCV上蓋フランジ部



(参考) 事故前のPCV上蓋







(参考) 4階東側 グレーチング上





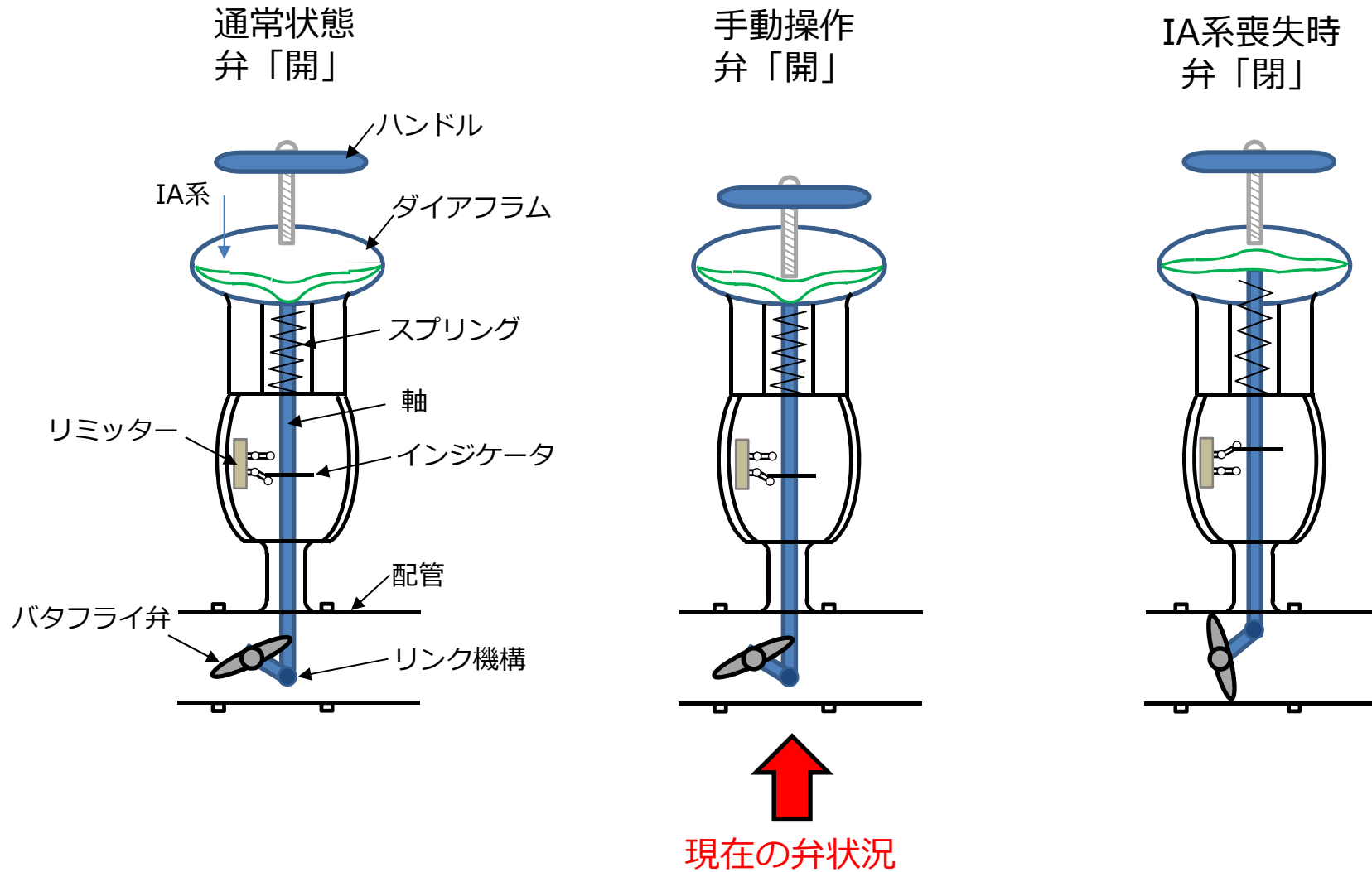
(参考) 4階東側 ダクト状況



(参考) 4階東側 配管、ダクト接続部

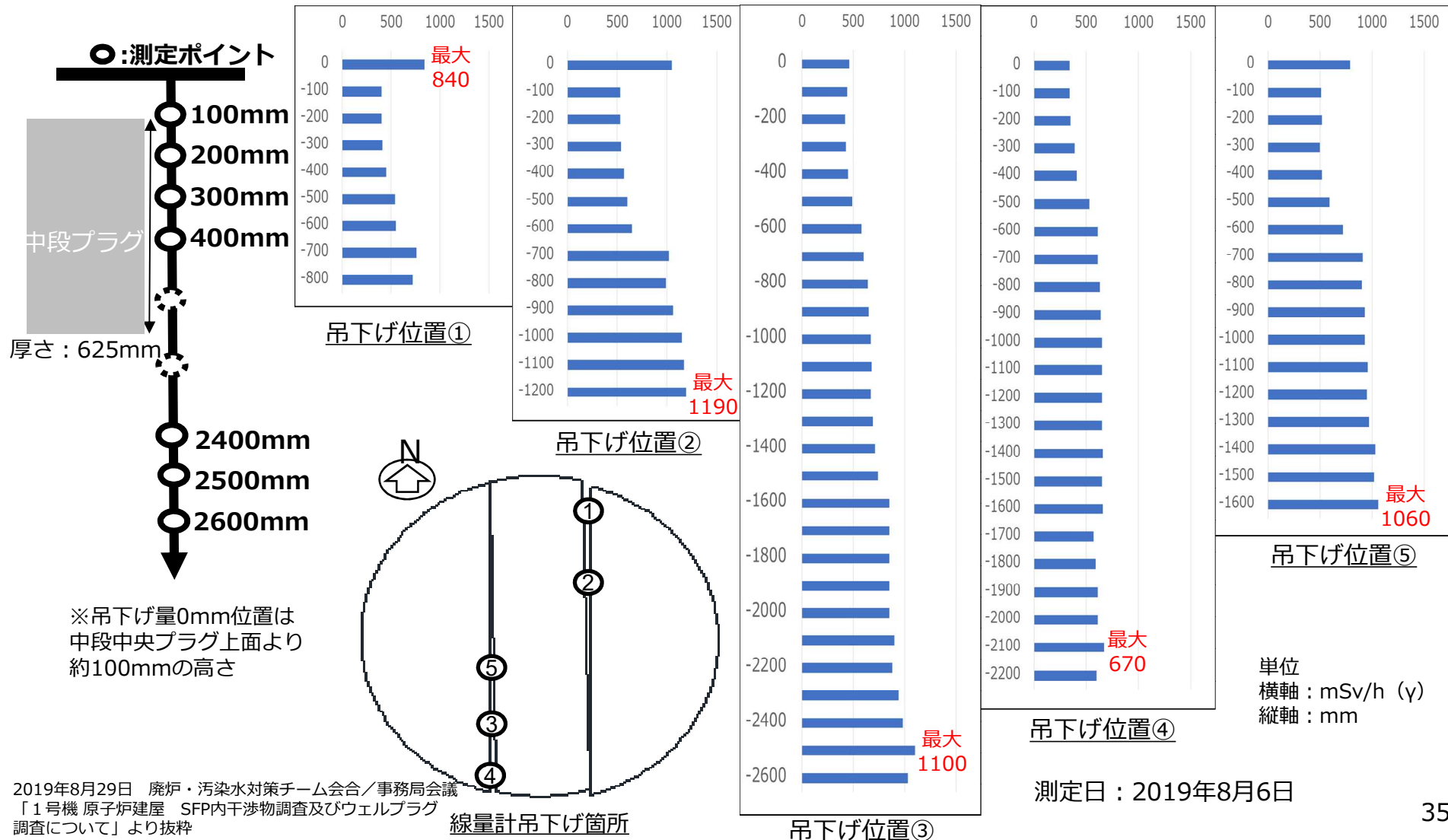


(参考) BF2-12弁 イメージ図

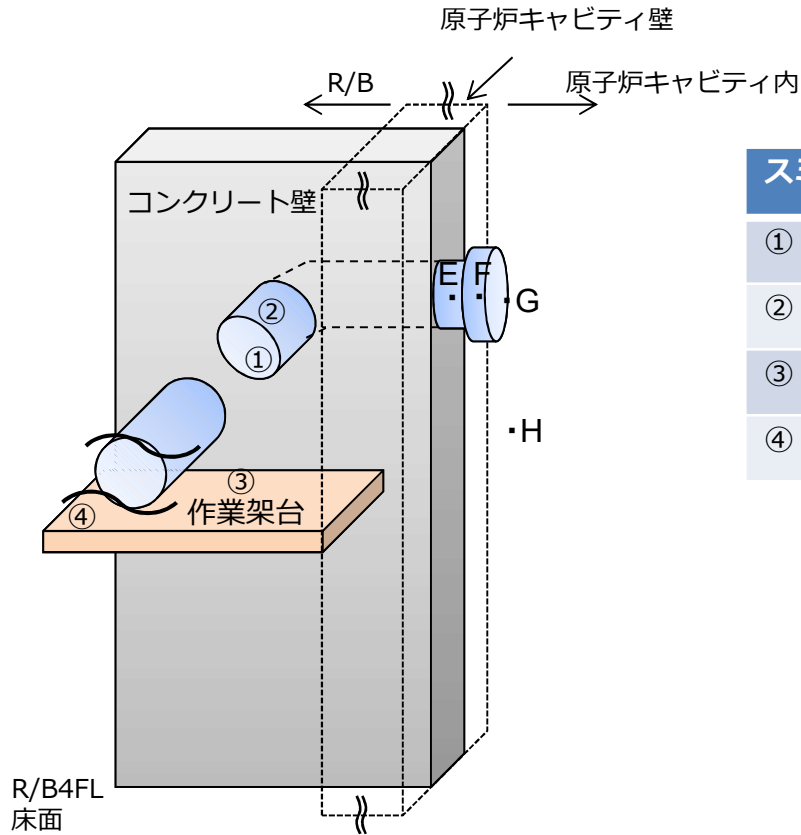


## (参考) 1号機中段プラグ下線量測定結果

- 測定位置 (①~⑤) において、下段のプラグやガレキに接触しない範囲で線量計を吊下げて100mm毎に空間線量率を測定。
- 線量測定の結果、各測定位置共に、中段プラグより下側で高くなる傾向を確認。



(参考) 1号機原子炉キャビティ差圧調整ラインのスミア・線量測定結果 **TEPCO**



原子炉キャビティ差圧調整ライン  
のスミア採取・線量測定箇所

スミア結果 (Bq/cm<sup>2</sup>)

| スミア箇所 | α放出核種           | B+γ放出核種             | 備考           |
|-------|-----------------|---------------------|--------------|
| ①     | $1.1 \times 10$ | $1.8 \times 10^2$   | 配管内面(切断部近傍)  |
| ②     | $3.5 \times 10$ | $> 2.6 \times 10^2$ | 配管内面(エルボ部近傍) |
| ③     | 検出限界値未満         | $> 2.6 \times 10^2$ | 作業架台床面(配管直下) |
| ④     | 検出限界値未満         | $> 2.6 \times 10^2$ | 作業架台床面       |

配管出口部周辺線量測定結果

| 測定箇所 | 線量測定値 [mSv/h] | 備考           |
|------|---------------|--------------|
| E    | 400           | 配管出口より10cm内部 |
| F    | 700           | 配管出口より10cm内部 |
| G    | 1100          | 配管出口         |
| H    | 2600          | 配管出口下50cm    |

# 2号機オペレーティングフロア調査

## シールドプラグ穿孔の検討状況について

2021年7月8日

---

**TEPCO**

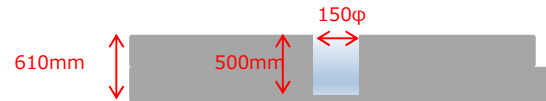
東京電力ホールディングス株式会社



# 1. 2号機シールドプラグ穿孔の検討状況

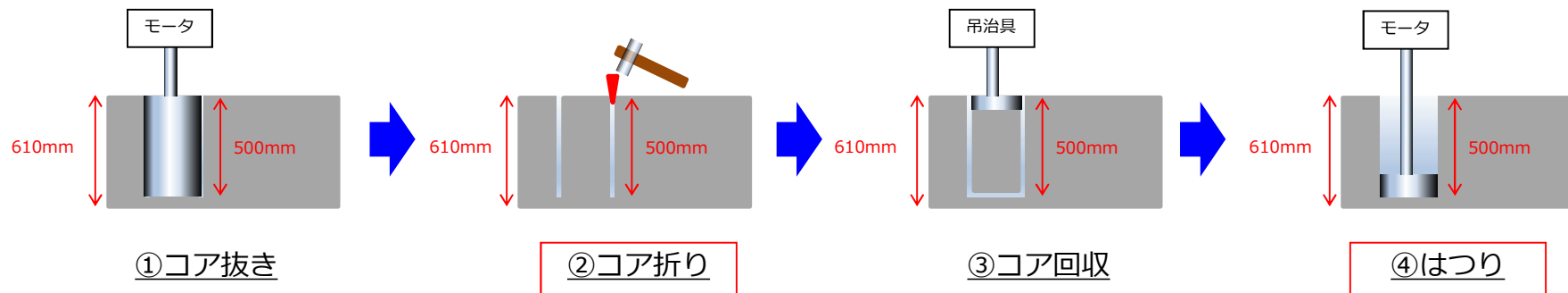
## ▶ 検討事項

- ✓ 調査する箇所は貫通孔とせず，可能な限り深い方が望ましいことから，610mmのシールドプラグ厚さに対して500mmの穿孔を検討。
- ✓ コア径が小さいとコアが破損するリスクが高いため，150φの穿孔を検討。



## ▶ 検討結果

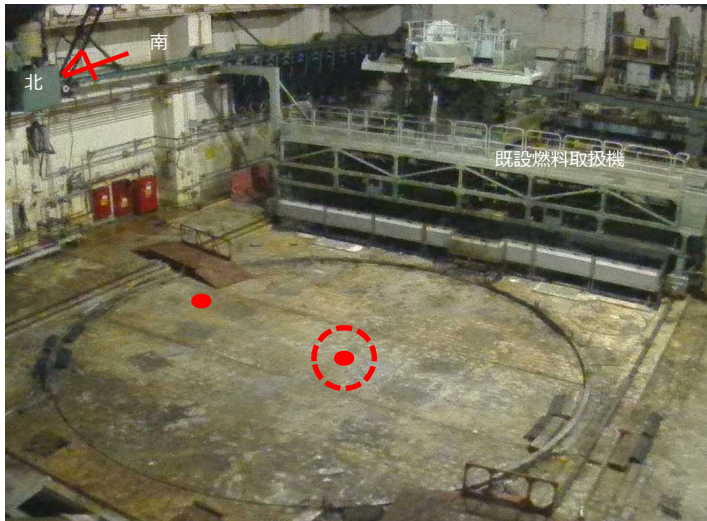
- ✓ 乾式工法で切断することは可能であり，コア抜き/コア回収は，既存技術を組み合わせ，遠隔操作の装置製作が可能。
- ✓ コアを折る作業及びコアを折った面の仕上げは，技術的には可能であるが，遠隔操作での装置コンセプトからの検討が必要であり，開発期間を要する。



作業イメージ

## 2 - ①. 2号機シールドプラグ既存穿孔箇所を用いた調査の提案 TEPCO

- IRIDが2014年2月にオペフロの穿孔作業を実施している。早期の測定が可能な方法として、今回の調査に既存穿孔箇所を活用した測定を提案する。調査結果に応じてシールドプラグ鉄筋のかぶり厚さ（100mm程度）分の穿孔を検討する。



既存穿孔箇所配置 ●: 既存穿孔箇所



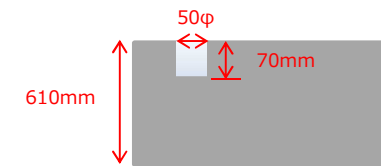
部拡大現場状況

### 既存穿孔箇所の情報

穴径：50φ

深さ：70mm

※穿孔してから養生は実施していない



穿孔箇所イメージ

- 前回実施したオペフロ汚染密度の調査同様、計測器の準備については、規制庁側で準備頂き、遠隔操作機器の操作を当社が実施する協働調査とする。



Kobra



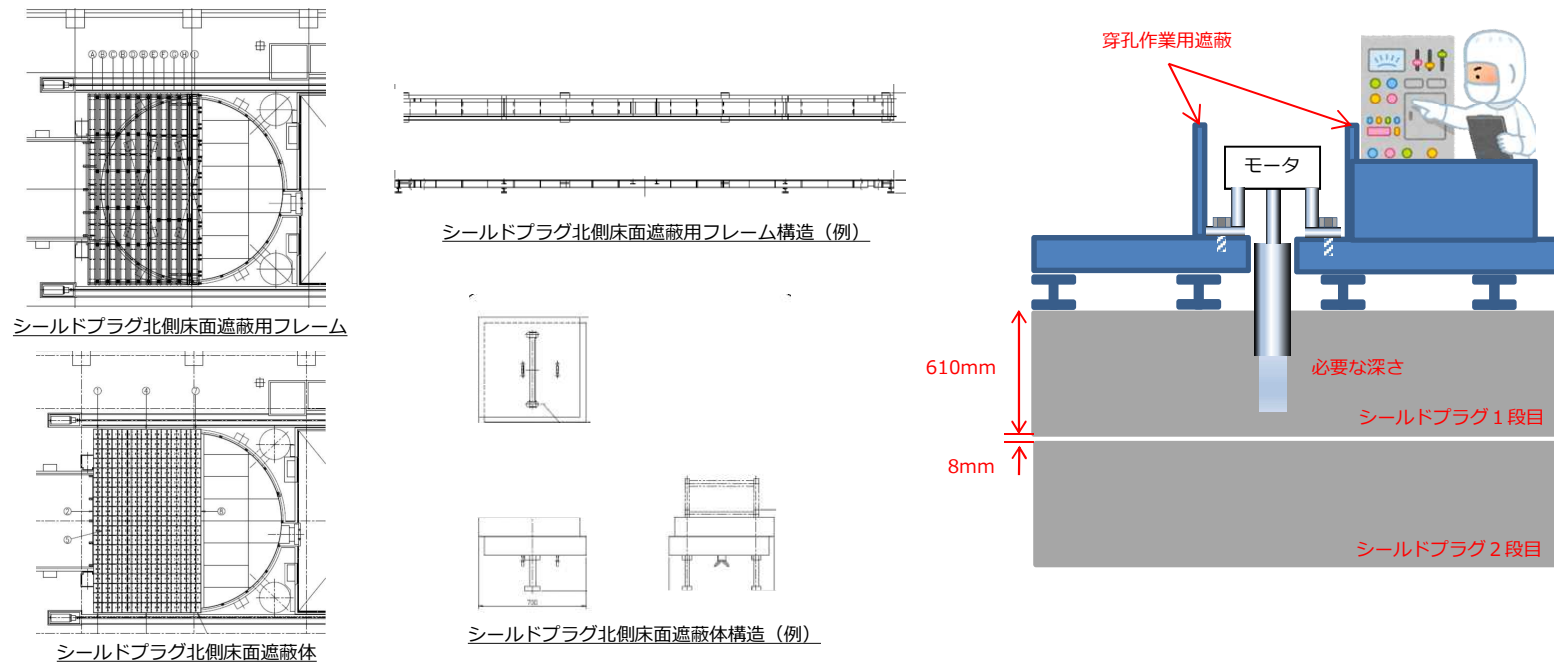
Packbot

### 調査方法

- 計測器をKobraで把持し、穿孔箇所へ挿入する。
- PackBotは、穿孔箇所へのアクセス状態の確認及び挿入作業状態を監視し、遠隔作業をサポートする。

## 2-②. 2号機シールドプラグ穿孔の提案

- ▶ 更なる調査を必要とする場合は、遠隔操作での穿孔，コア折り，コア回収，仕上げのステップを実施するため，検討状況（P1）で述べた通り開発要素が多く，時間を要し廃炉作業側への工程影響があることから，2号機オペフロの線量低減対策完了後に有人作業での調査を提案する。
- ▶ オペフロに敷設する遮蔽の構造はフレームに遮蔽体を載せる構造としているため，一部を取り外し，作業エリアを別の遮蔽体で区画することにより，有人での対応は可能と考える。



### 3. 2号機燃料取り出しに向けた今後のスケジュール

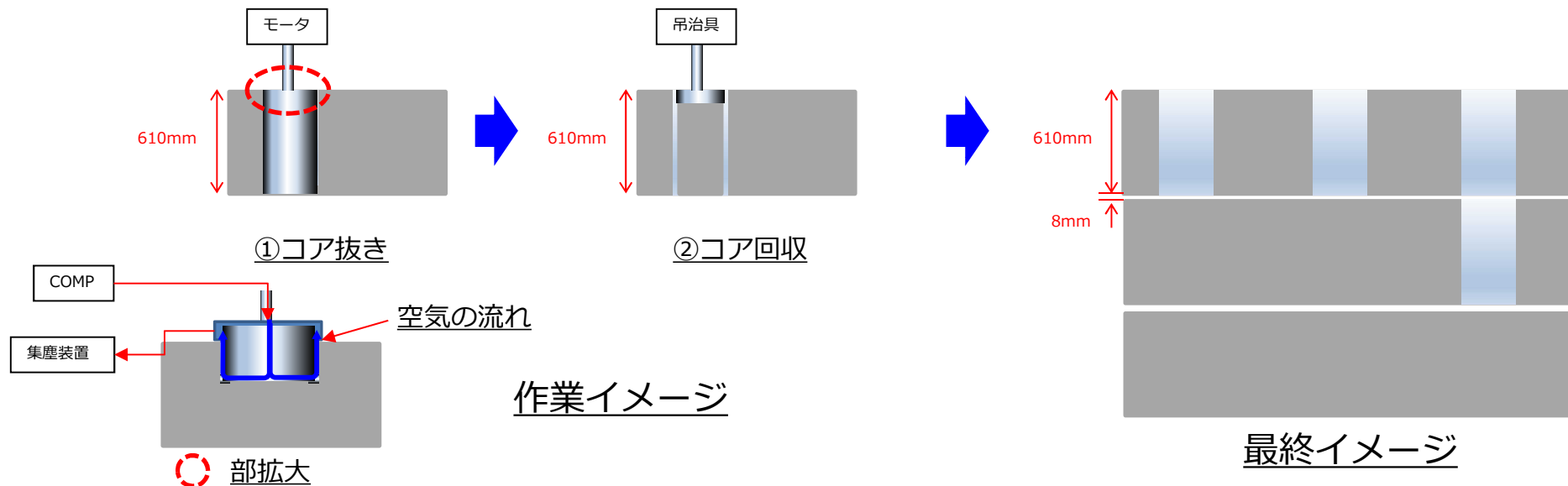
|             | 2020年度                | 2021年度                         |    |                   |    |                |    |                     |    | 2022年度                         | 2023年度以降                        |  |  |
|-------------|-----------------------|--------------------------------|----|-------------------|----|----------------|----|---------------------|----|--------------------------------|---------------------------------|--|--|
|             | 4Q                    | 4月                             | 5月 | 6月                | 7月 | 8月             | 9月 | 3Q                  | 4Q |                                |                                 |  |  |
| オペフロ内線量低減対策 | オペフロ調査 (その3)<br>[Bar] | 除染 (その1) モックアップ<br>[Bar]       |    | 除染 (その1)<br>[Bar] |    |                |    | 遮蔽設置 (その1)<br>[Bar] |    | 干渉物撤去 (オペフロ内)<br>[Bar]         | 除染 (その2)<br>遮蔽設置 (その2)<br>[Bar] |  |  |
| 事故調査        |                       | 既存穿孔箇所を活用した調査期間<br>[Red Arrow] |    |                   |    |                |    |                     |    | シールドプラグ穿孔作業 (有人)<br>[Red Star] |                                 |  |  |
| 干渉物撤去工事     | 地中埋設物等撤去<br>[Bar]     |                                |    |                   |    |                |    |                     |    |                                |                                 |  |  |
| OFケーブル撤去工事  | [Bar]                 |                                |    |                   |    |                |    |                     |    |                                |                                 |  |  |
| 地盤改良工事等     |                       | 地下工作物内充填<br>[Bar]              |    | 地盤改良試験施工<br>[Bar] |    | MMS施工<br>[Bar] |    | 地盤改良<br>[Bar]       |    |                                |                                 |  |  |
| 構台設置工事      |                       |                                |    |                   |    |                |    |                     |    | [Bar]                          |                                 |  |  |

※工程の進捗により変更する可能性有

## 参考①. 2号機シールドプラグコア抜きの検討状況

▶ シールドプラグ穿孔を検討した結果、コア抜きであれば乾式工法で切断することは可能である。また、以下の工法を適用することでシールドプラグ間の状態変化への影響を少なくできる見通しである。しかしながら、150φのコア抜きを実施するとオペフロ環境への線量影響が大きいことが評価されたため、検討対象から除外する。

- ✓ コアドリル回転速度：約1200rpm (150φ)  
：コアが抜けた際には、電流値で抵抗（切削）を確認できるため、電流値が下がった段階でコアドリル停止
- ✓ 切削粉回収方法：パルスエアーを供給し、集塵装置（HEPAフィルタ付）で回収  
：給気流量約2.0m<sup>3</sup>/min 排気流量約10.0m<sup>3</sup>/min  
モックアップの中で給排気停止のタイミングを確認する。





## 参考②. オペフロ線量低減の設計状況

- 2018年度に実施したオペフロ調査結果から、遮蔽体設置工法及び除染の仕様について現在詳細な検討を進めている。
- 除染及び遮蔽設置後の評価結果より、原子炉建屋内の有人作業は限定的な作業ではあるが、可能であると評価している。想定している有人作業は以下の通り。
  - 設備設置時：SFP近傍へのITV及び照明設置，非常用注水配管設置，ランウェイガード設置
  - 設備不具合時：ITV故障，燃料取扱機油圧系統不具合等
- 今後実施する線量低減作業時にホールドポイント（除染・遮蔽完了後等）を設け、線量低減効果の確認を行い、追加線量低減対策の要否を検討する計画。

