

## 炉心・格納容器内の状態推定に関連する調査状況

## 1. はじめに

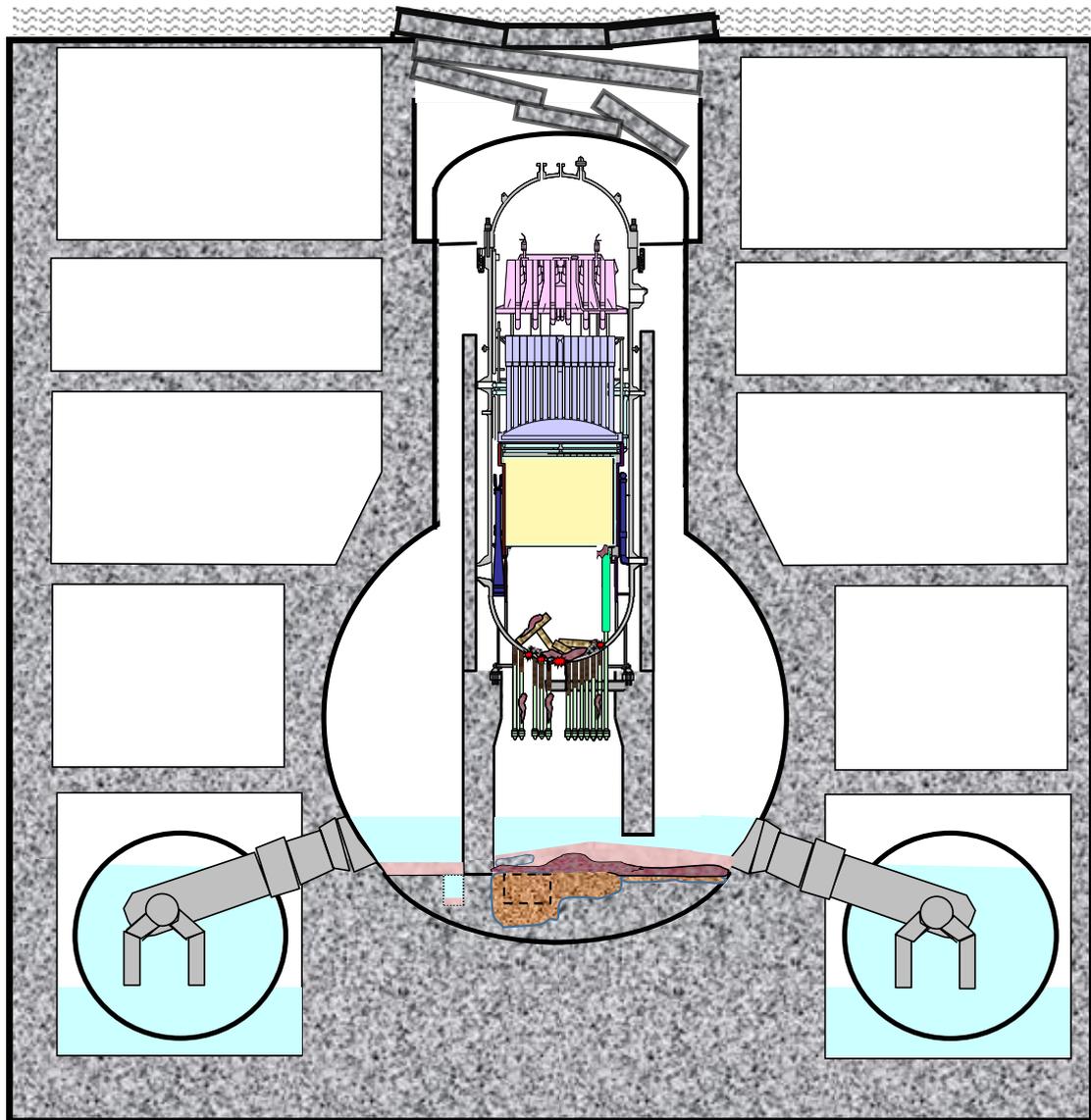
2011年11月30日に開催された、福島第一原子力発電所1～3号機の炉心損傷状況の推定に関する技術ワークショップ（旧原子力安全・保安院）にて、2、3号機の炉心スプレイ系からの注水による温度変化等、その時点までに得られた情報を総合的に判断することにより、圧力容器の状況と損傷・溶融した燃料の落下状態を推定した。

以降、当社は炉心・格納容器内の状態推定を継続し、知見の蓄積等を反映して推定を更新してきた。さらに2016年度からは技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）およびエネルギー総合工学研究所（IAE）が取組む「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」事業と協働で、1～3号機の燃料デブリ分布を推定した。事業終了後も引き続き当社にて検討を進めている。

炉心・格納容器内の状態推定に関して、事故進展にかかる分析や現場調査等により得られた知見を反映した各号機の状態推定図を図1-1～1-3に記載する。

なお、本添付資料の別冊として、2011年11月30日で示した状態推定図からどのように推定を更新してきたか、その変遷をまとめた（別冊2「福島第一原子力発電所事故発生後の原子炉圧力容器内・格納容器内の状態推定について」）。

次節以降では、2011年11月30日以降、現場で取得した情報を整理した。

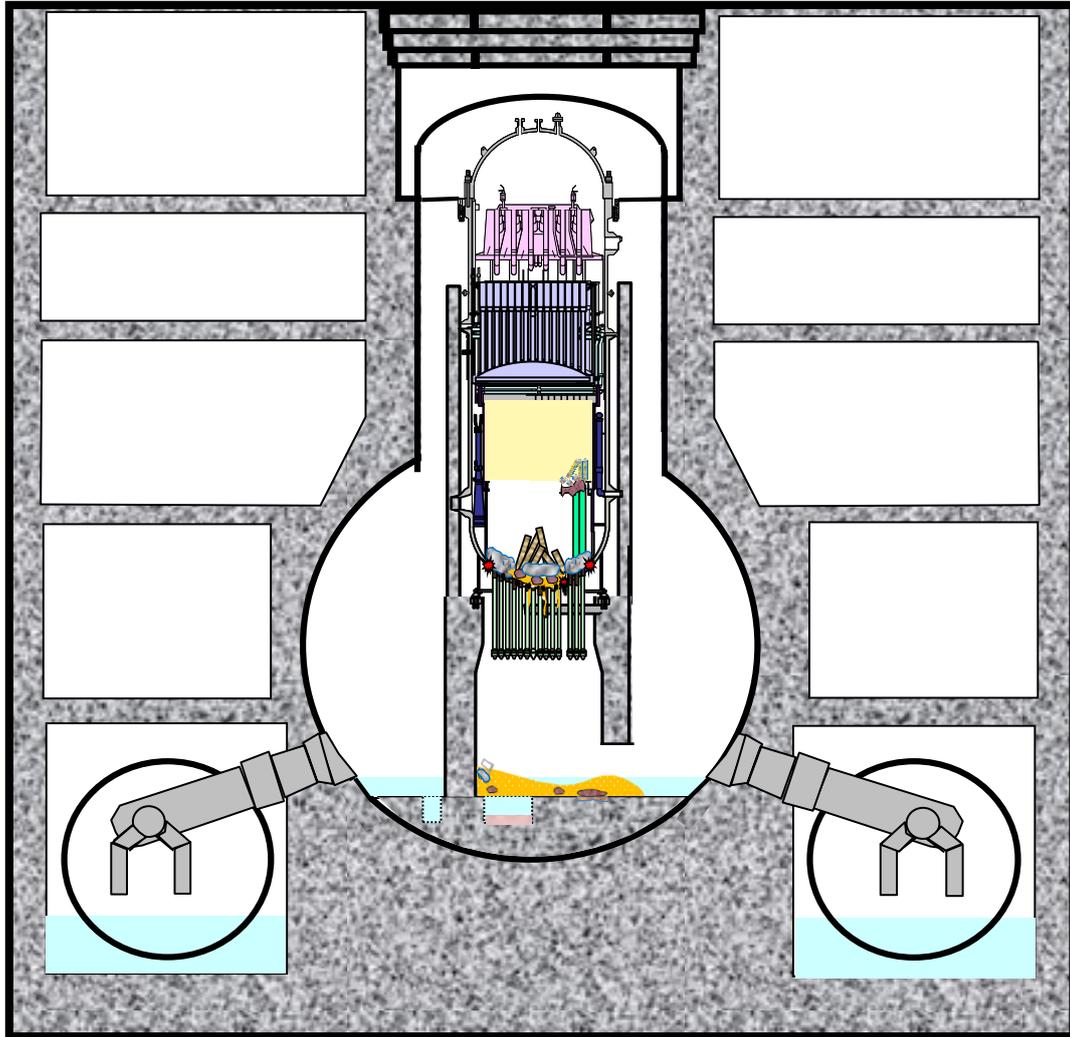


凡例

- |  |  |   |
|--|--|---|
|  酸化物デブリ (多孔質) |  粒子状デブリ     |  コンクリート混合デブリ |
|  CRGT         |  破損したCRGT   |  CRD         |
|  CRD (内部にデブリ) |  シュラウド      |  破損したシュラウド   |
|  RPV破損口       |  堆積物 (材質不明) |   |

図 1-1 1号機の炉心・格納容器の状況推定図

(注) なお、ここで示した図はイメージであり、燃料デブリの大きさ等について定量的な実態を表すものではない。

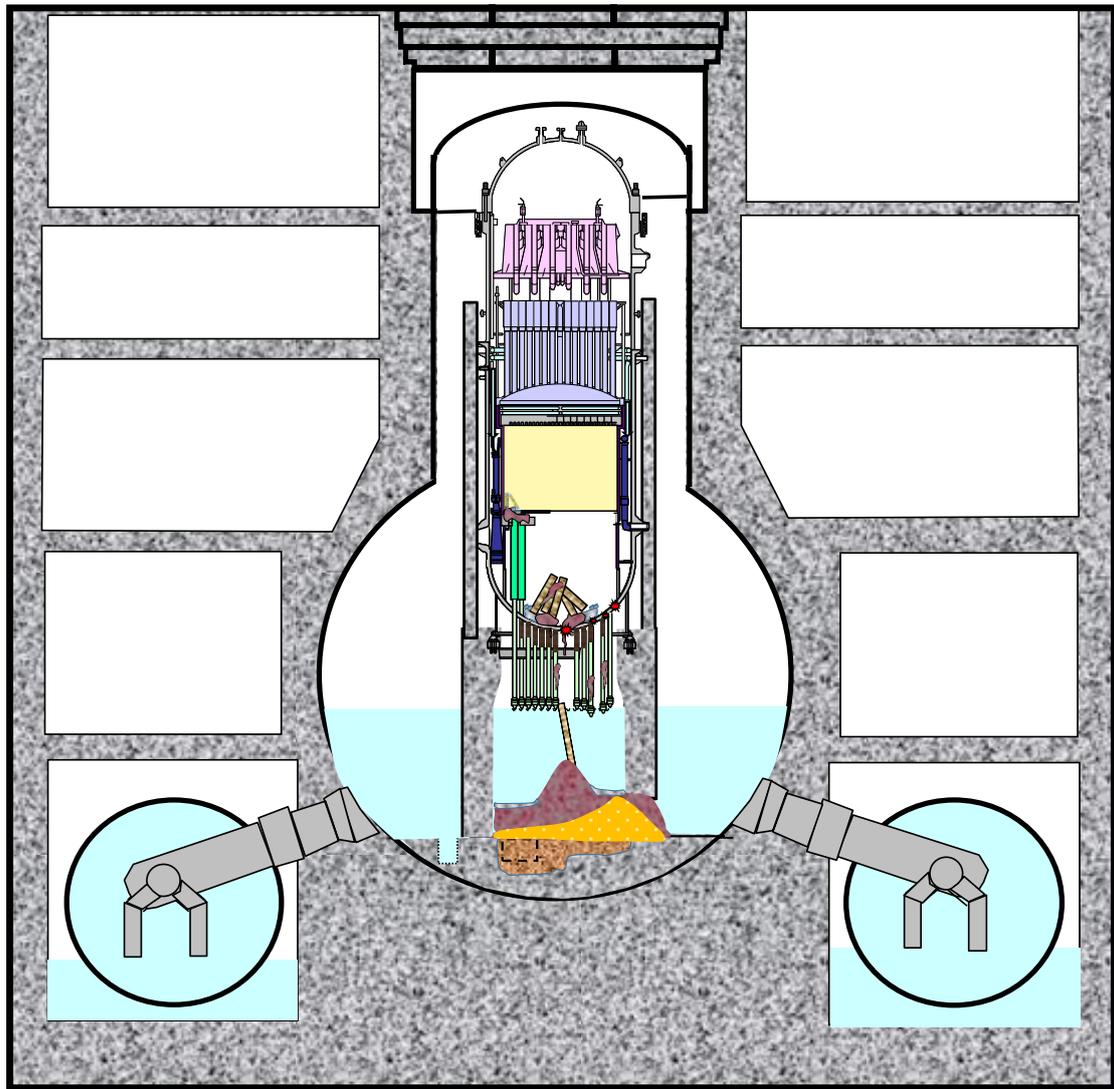


凡例

- |                |             |             |
|----------------|-------------|-------------|
| 残留燃料棒及びその残骸    | 酸化物デブリ（多孔質） | 粒子状デブリ      |
| 燃料デブリ（金属を多く含む） | コンクリート混合デブリ | CRGT        |
| 破損したCRGT       | CRD         | CRD（内部にデブリ） |
| シュラウド          | ペレット        | RPV破損口      |
| 上部タイプレート       | 堆積物（材質不明）   |             |

図 1-2 2号機の炉心・格納容器の状況推定図

(注) なお、ここで示した図はイメージであり、燃料デブリの大きさ等について定量的な実態を表すものではない。



凡例

- |                 |              |              |
|-----------------|--------------|--------------|
| 残留燃料棒及びその残骸     | 酸化物デブリ (多孔質) | 粒子状デブリ       |
| 燃料デブリ (金属を多く含む) | コンクリート混合デブリ  | CRGT         |
| 破損したCRGT        | CRD          | CRD (内部にデブリ) |
| シュラウド           | ペレット         | RPV破損口       |

図 1-3 3号機の炉心・格納容器の状況推定図

(注) なお、ここで示した図はイメージであり、燃料デブリの大きさ等について定量的な実態を表すものではない。

## 2. 1号機の炉心・格納容器の状態について

### (1) 格納容器内水位の測定結果

2012年10月に実施した1号機格納容器内部調査では、格納容器貫通部(X-100B(原子炉建屋1階))に孔を開け、調査装置を挿入することにより、カメラによる内部撮影や、格納容器内滞留水水位の確認、線量率・温度測定、滞留水の採取・分析等を実施した。[2-1]

ここで、格納容器内の滞留水水位は、CCDカメラがグレーチング上部から滞留水水面に接触するまでのケーブル送り長さにより測定し、ドライウェル(D/W)床上約2.8m(2012年10月10日時点)であることが確認された(図2-1)。

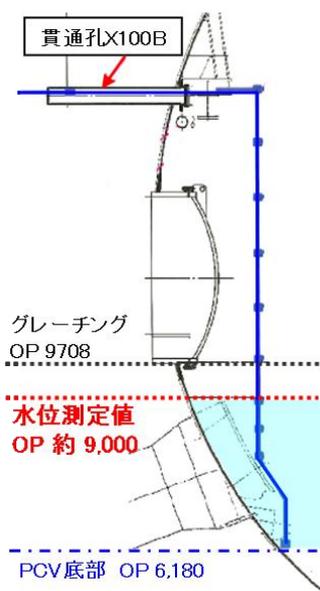


図2-1 1号機格納容器内滞留水水位測定結果

### (2) 圧力抑制室への窒素封入試験結果

2012年9月に実施した圧力抑制室(S/C)への窒素封入試験により、S/C内の上部に事故初期のKr-85と水素が残留し、S/C内水位を押し下げると真空破壊装置管を経由してD/Wに放出されるとした推定メカニズムを実証した。これにより、現状のS/C内の水位はほぼ満水(真空破壊装置管下端部付近)であることが確認された。[2-2](図2-2)

当試験は、2012年4月以降、1号機格納容器ガス管理設備で測定する水素濃度及びKr85放射能濃度が間欠的に上昇する事象を受けて、メカニズム検証のため実施したものである。この間欠的上昇は、S/C内水位が低下すると、S/C上部の閉空間内に残留するガスが真空破壊装置管を経てD/Wへ排出され、S/C上部のガスが排出されると、再びS/C内水位が上昇し、

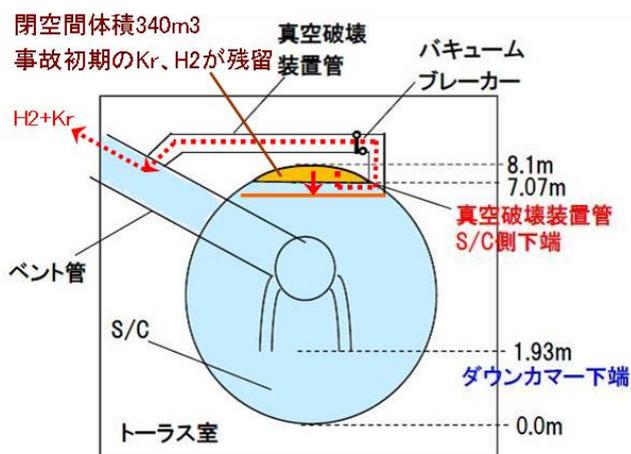


図2-2 1号機S/C内気相部閉空間の状況

[2-1] 1号機原子炉格納容器(PCV)内部調査の結果について、政府・東京電力中長期対策会議運営会議 第11回会合配布資料、2012年10月22日

[2-2] 1号機S/Cへの窒素封入について、政府・東京電力中長期対策会議運営会議 第9,10回会合配布資料、2012年8月27日、2012年9月24日

再度閉空間となって流出が止まることで発生しているものと推定した。ここで、**Kr-85** は長半減期の核分裂性生成物であり、自発核分裂等で新たに生成される量としては説明がつかない量であることから、事故初期の残留物由来であると考えられた。

メカニズム検証のため実施した試験では、**S/C** への窒素封入開始後、**S/C** 圧力（既設計器の測定値）が上昇したのち、時間遅れを伴って格納容器ガス管理設備で測定する水素濃度及び **Kr-85** 放射能濃度が上昇を開始し、窒素封入を停止すると各濃度は低下を始めた。これは、**S/C** への窒素封入により、**S/C** 上部の閉空間内が加圧され **S/C** 内水位を押し下げ、真空破壊装置管から **D/W** へのガスの流れが形成されると、閉空間内の残留ガスが封入された窒素により **D/W** へ押し出されるという挙動を反映したものと考えられる。

なお、2012年10月から実施した **S/C** 内への連続窒素封入により、**S/C** 内の事故初期の残留水素の大部分はページされた。現在は、**S/C** 内での水の放射線分解による水素発生への寄与について検証を行っている。

### （3）トールス室調査結果

2013年2月に実施した1号機トールス室調査では、原子炉建屋1階北西床面にあけたφ200の孔より、温度計・線量計・カメラを挿入し、トールス室内の撮影や、線量率・温度測定、滞留水の採取・分析等を実施した。<sup>[2-3]</sup>

**S/C** の液相漏えい箇所については特定されていないが、カメラ映像によると、**S/C** の真空破壊弁（8個あるうちの1個）のフランジからの漏水はないことが確認された（図2-3）。



図2-3 1号機トールス室内 **S/C** 真空破壊弁のカメラ映像（抜粋）

[2-3]福島第一原子力発電所1～4号機の廃炉措置等に向けた取り組みの進捗状況、廃炉対策推進会議事務局打合せ配布資料、2013年3月7日

(4) トーラス室ベント管下部調査結果

2013年11月に実施した1号機トーラス室調査では、原子炉建屋1階北西床面にあけた直径510mmの孔より、カメラ・線量計を搭載した小型ボートをトーラス室内に投下し、ドライウェルと圧力抑制室を接続する箇所にあるベント管スリーブ端部からの水の流れの有無およびサンドクッションドレン管の外観確認、線量率測定を実施した。[2-4]

カメラ映像による確認の結果、以下の箇所からの流水を確認した(図2-4)。

- ・ X-5B ベント管 (図中①) : 外れたサンドクッションドレン管\*から水が流出
- ・ X-5E ベント管 (図中④) : ベント管の両脇から S/C 表面をつたって水が流下

※ 図中①のサンドクッションドレン管は塩化ビニル製の配管(ドレン管とドレンファンネルをつなぐ配管で、差込構造の継手にて接続されたもの)が外れていたため流水が確認できたが、②~⑧のドレン管では外れていなかったため流水の有無は判別できなかった。また、サンドクッションドレン配管下のコンクリート継目が全周に渡り濡れている様子が確認された。

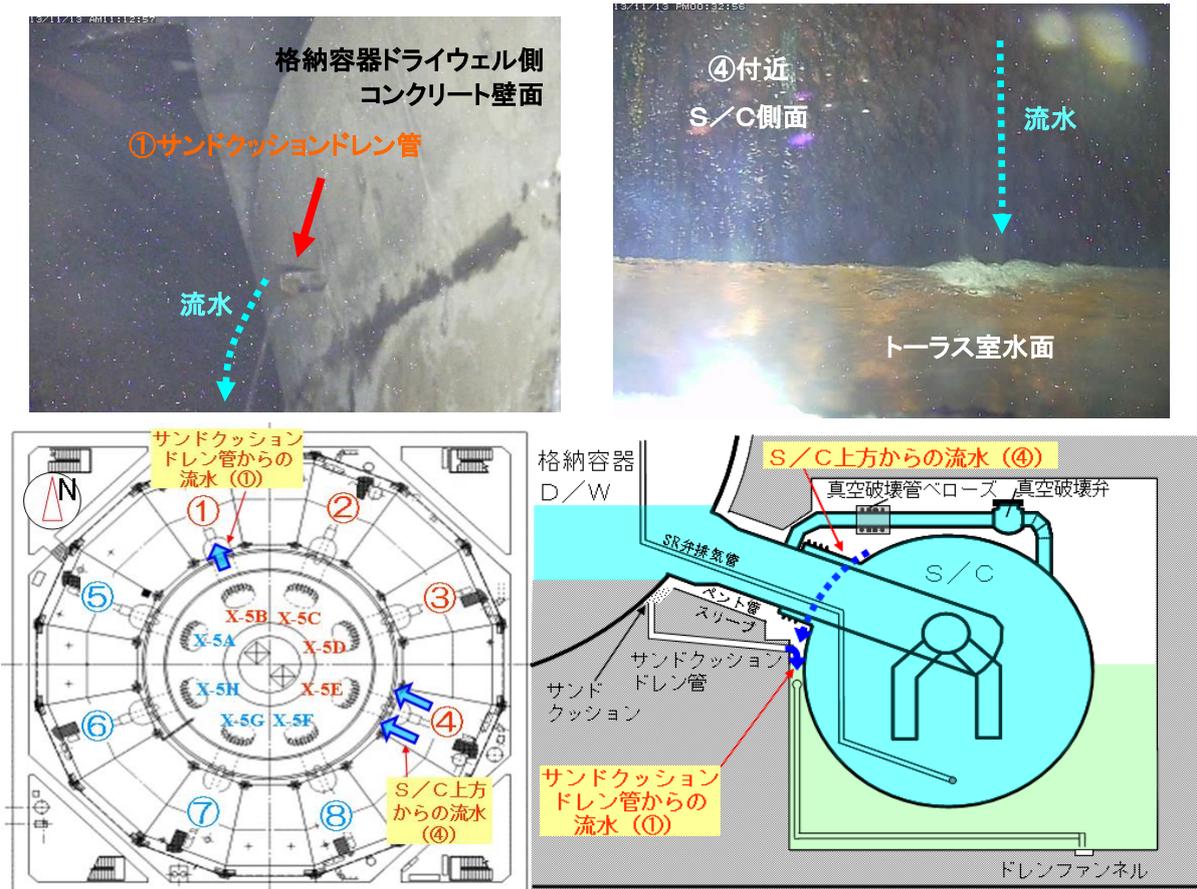


図2-4 1号機トーラス室ベント下部調査でのカメラ映像(抜粋)

[2-4]福島第一原子力発電所 福島第一原子力発電所1号機ベント管下部周辺の調査結果 1号機ベント管下部周辺の調査結果について、廃炉対策推進会議第10回事務局会議配布資料、2013年11月28日

サンドクッション部へ水が浸入するのはドライウェル部から直接の漏えいがある場合であり、その漏えい箇所はドライウェルの水面以下の低い位置（例えば格納容器シェル部や配管貫通部など）にあると考えられる。ドライウェルの低い位置に漏えい箇所があるということは、格納容器に落下した燃料の影響を受けた可能性を示していると考えられることから、炉心・格納容器の状態を推定する上で非常に重要な情報である。

また、X-5E ベント管の両脇から S/C 表面をつたって流水していることから、ベント管の真上にある真空破壊管（例えば真空破壊管ベローズなど）から漏えいしていることが推測される。なお、2011年5月に原子炉への注水量を増加させ格納容器内を冠水させようとした際に、窒素封入圧力から換算した格納容器水位の上昇が止まり横ばい傾向となった高さ（OP.約7500mm）、すなわち漏えい口が存在すると考えられていた高さともほぼ一致している（図2-5）。<sup>[2-5]</sup>

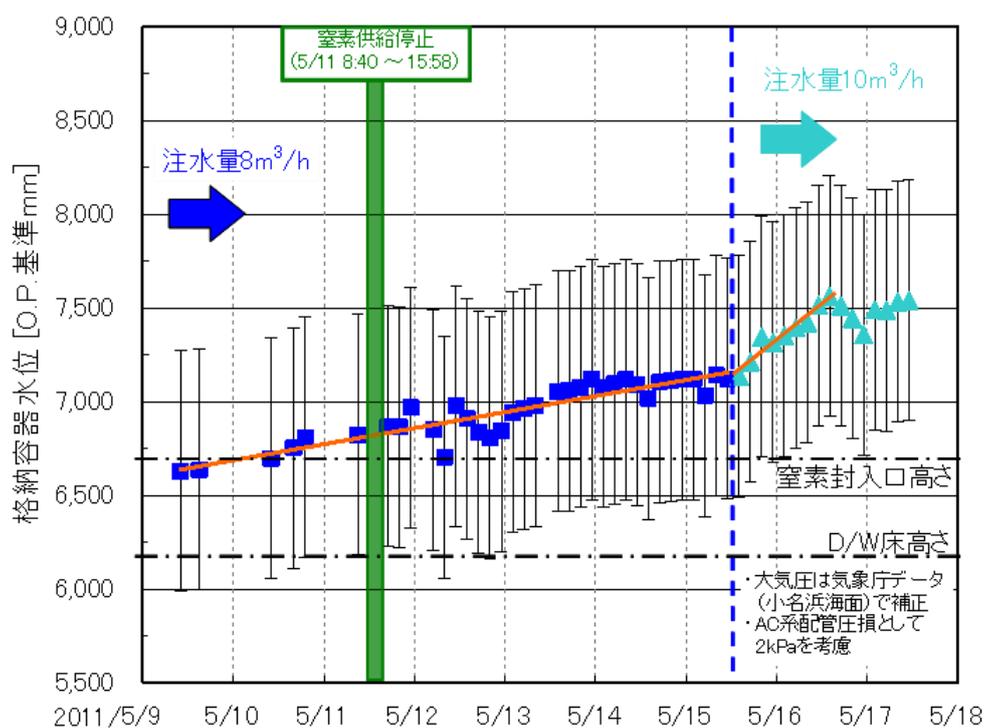


図 2-5 1号機格納容器冠水操作時の格納容器水位（推定）の推移

なお、2013年11月の調査で、ボートを投下した際に測定した高さ方向の線量率分布は、概ね2013年2月に測定した高さ方向の分布（トラス外側位置）と同じ傾向であり、また、航行ルート上の測定線量率は概ね1~2Sv/hで、南東部が最も高い傾向であった（図2-6）。

[2-5]特別プロジェクト長期冷却構築チーム配布資料、2011年5月19日

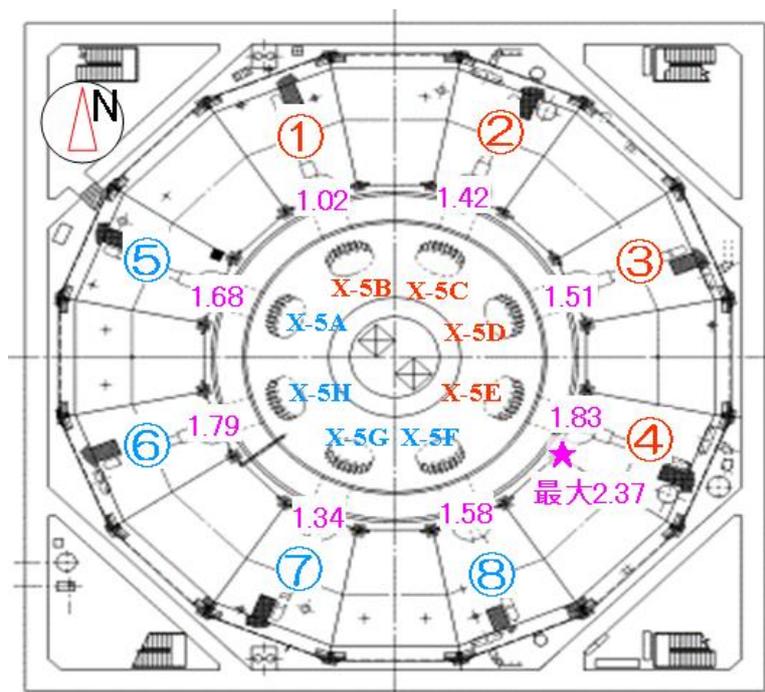


図 2-6 1号機トラス室ベント下部調査で測定された線量率分布

2011年6月に原子炉建屋1階南東床の配管貫通部から蒸気の噴出を確認していることから推測されるとおり、事故後放射性物質を含む蒸気がトラス室内に充満したことで、壁や構造物表面に放射性物質が付着していると考えられ、トラス室内の線量率はこれらの汚染線源の重ね合わせと考えられる。なお、トラス室内滞留水（2013年2月22日サンプリング測定結果：Cs-134=7.3×10<sup>4</sup>Bq/cm<sup>3</sup>、Cs-137=1.5×10<sup>5</sup>Bq/cm<sup>3</sup>）から推定される水面上の線量率は100mSv/h程度であり、滞留水からの放射線は測定値1～2Sv/hの支配因子にはなっていない。<sup>[2-6]</sup>

つづいて、2014年5月には、流水が確認されたベント管X-5E近傍の漏えい箇所の特定制を行うため、S/C上部調査装置を1号機原子炉建屋1階北西床面の穿孔箇所から投入し、外側キャットウォークを走行させベント管X-5E近傍の映像調査を実施したところ、真空破壊ラインの伸縮継手保護カバーのからの漏えいを確認した。また、当該ライン上の真空破壊弁、トラスハッチ、SHC系配管、AC系配管に漏えいは確認されなかった（図2-7）。<sup>[2-7]</sup>

[2-6] 1号機トラス室内線量測定結果に対する考察について、特定原子力施設監視・評価検討会（第7回）配布資料、2013年3月29日

[2-7] 研究開発「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」にて開発中のS/C（圧力抑制室）上部調査装置実証試験の実施について、廃炉・汚染水対策チーム会合第1回事務局会議配布資料、2014年5月29日

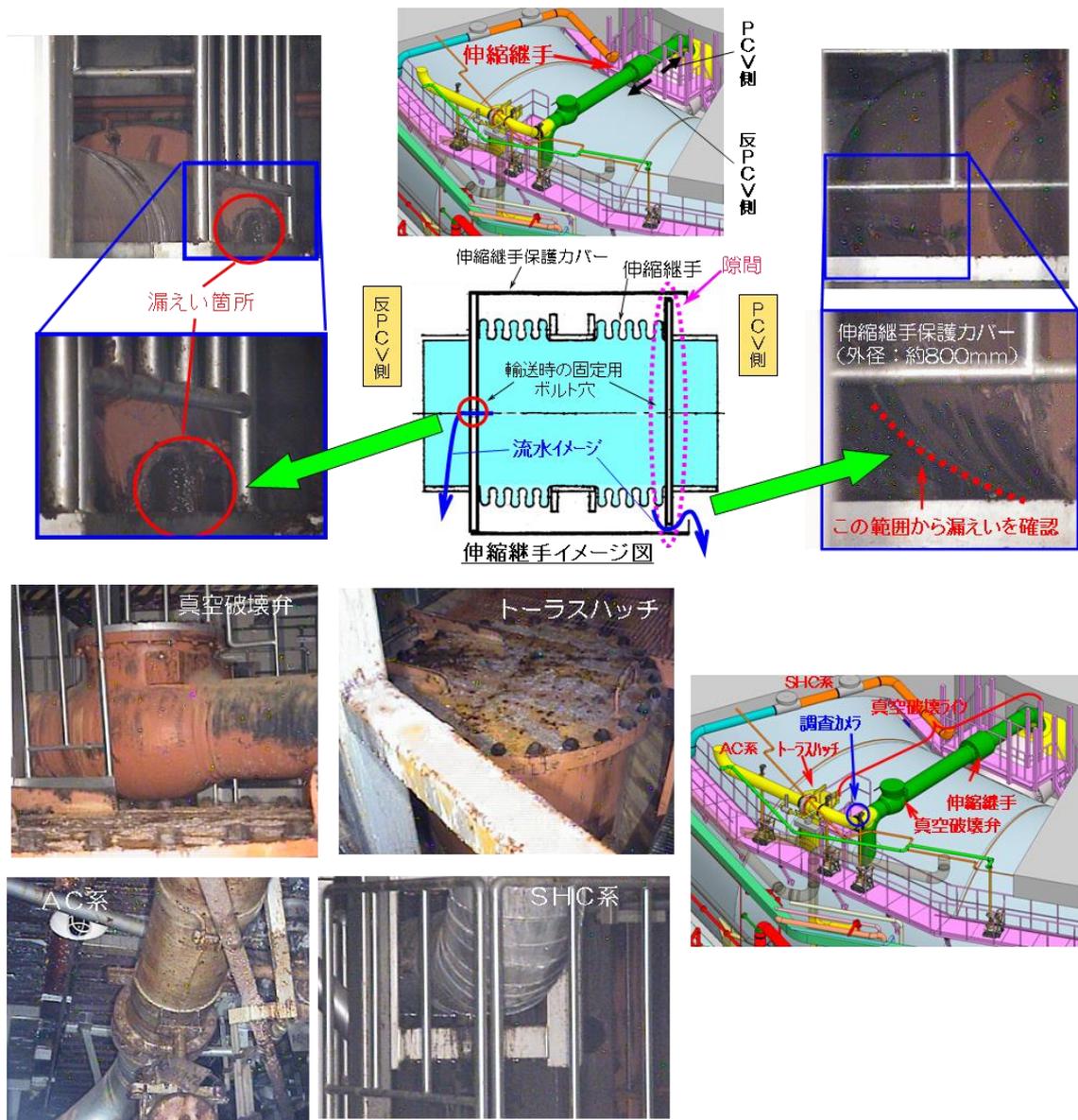
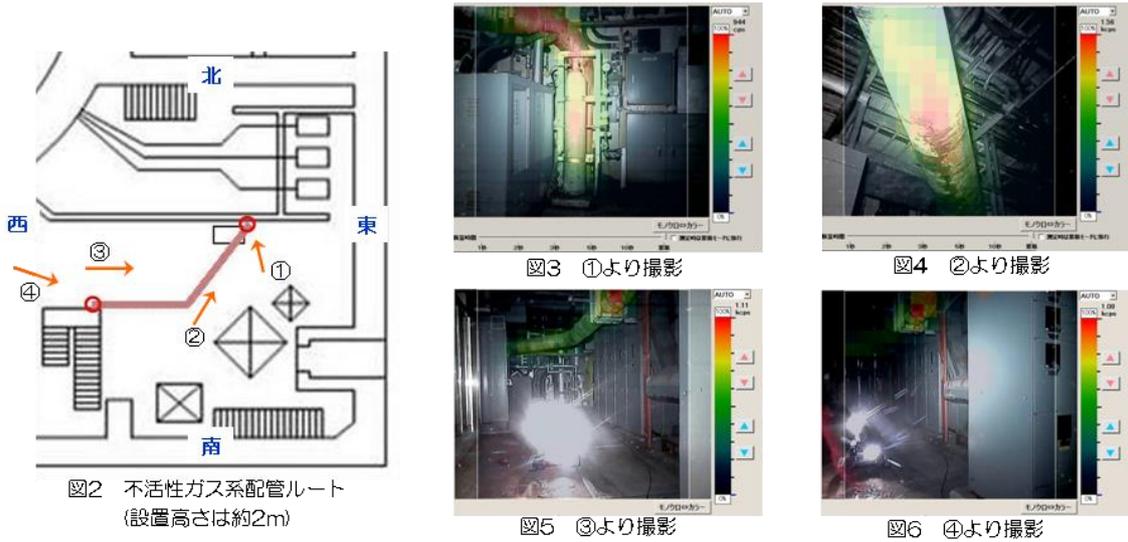


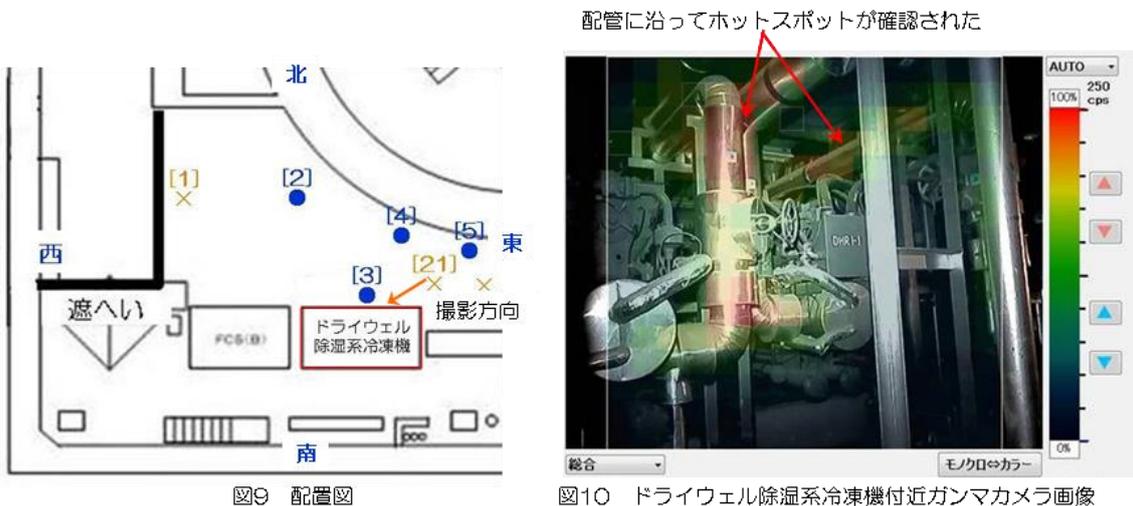
図 2-7 1号機 S/C 上部調査 (ベント管 X5E 周辺) でのカメラ映像 (抜粋)

(5) 原子炉建屋1階汚染状況調査

2013年12月に1号機原子炉建屋1階南側の汚染状況調査として、ロボットにて線量率測定及びガンマカメラ撮影を実施した結果、不活性ガス系（AC）配管やドライウェル除湿系（DHC）配管の汚染レベルが比較的高いことが確認された（図2-8）。<sup>[2-8]</sup>



(原子炉建屋1階不活性ガス系配管のガンマカメラ測定結果)



(原子炉建屋1階ドライウェル除湿系配管のガンマカメラ測定結果)

図2-8 1号機原子炉建屋1階南側ガンマカメラ撮影結果（抜粋）

[2-8]国プロ「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋1階南側の調査結果について（速報）、廃炉・汚染水対策チーム会合第2回事務局会議配布資料、2014年1月30日

AC系配管は事故時のウェットウェル (W/W) ベントの実施によって蒸気が通過した配管であり、既に高線量率であることが確認されている非常用ガス処理系 (SGTS) トレイン室入り口付近や、主排気筒につながる SGTS 配管近傍などと同様に、ベント流の影響による汚染と考えられる。

DHC系配管は原子炉補機冷却水系 (RCW) と配管が繋がっており、既に高線量率であることが確認されている RCW 系配管と同様なメカニズムにより汚染している可能性が考えられる。(添付資料 1-9 参照)

#### (6) 1号機ペDESTAL外側1階グレーチング上調査

2015年4月10日～18日に1号機ペDESTAL外側の1階グレーチング上の調査を行った。格納容器 X-100B ペネトレーションからロボットを挿入し、反時計回りと時計回りに、格納容器の約半周を走行させ、既設設備などの構造物の損傷状況や障害物の有無の確認などを行った。反時計回りと時計回りに走行した際に撮影した写真の一部を図 2-9、図 2-10 に示す。図 2-9 の写真にあるとおり、走行路の一部に落下物が確認されたものの、HVH、PLR 配管、ペDESTAL 壁面、PCV 内壁面などの構造物に大きな損傷は確認されなかった。

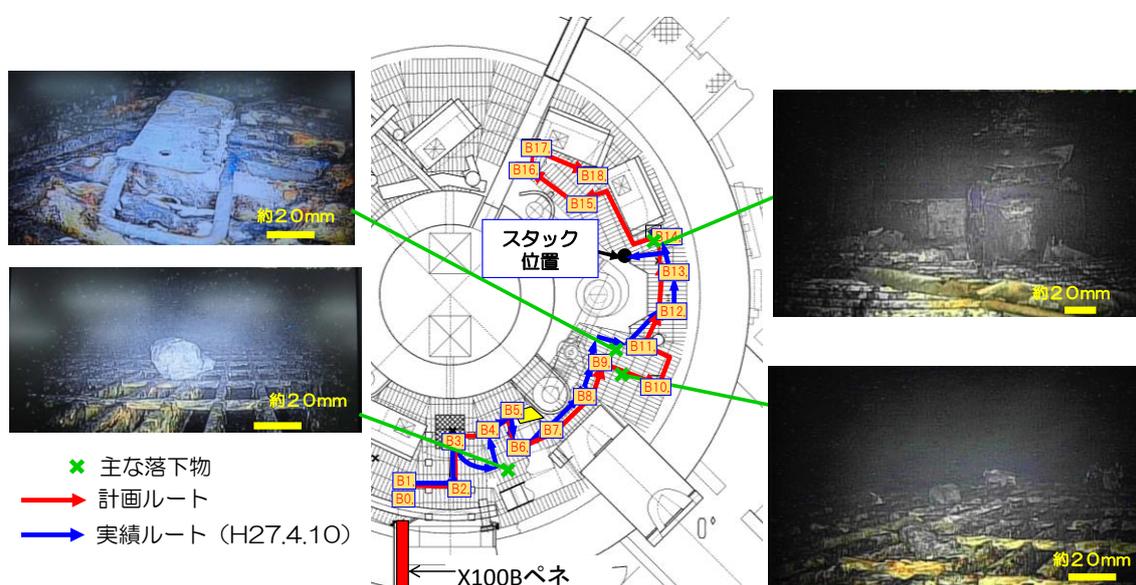


図 2-9 反時計回りに走行した際の写真<sup>[2-9]</sup>

[2-9] 「原子炉格納容器内部調査技術の開発」ペDESTAL外側\_1階グレーチング上調査 (B1調査) の現地実証試験の結果について、廃炉・汚染水対策チーム会合第17回事務局会議配付資料、2015年4月30日

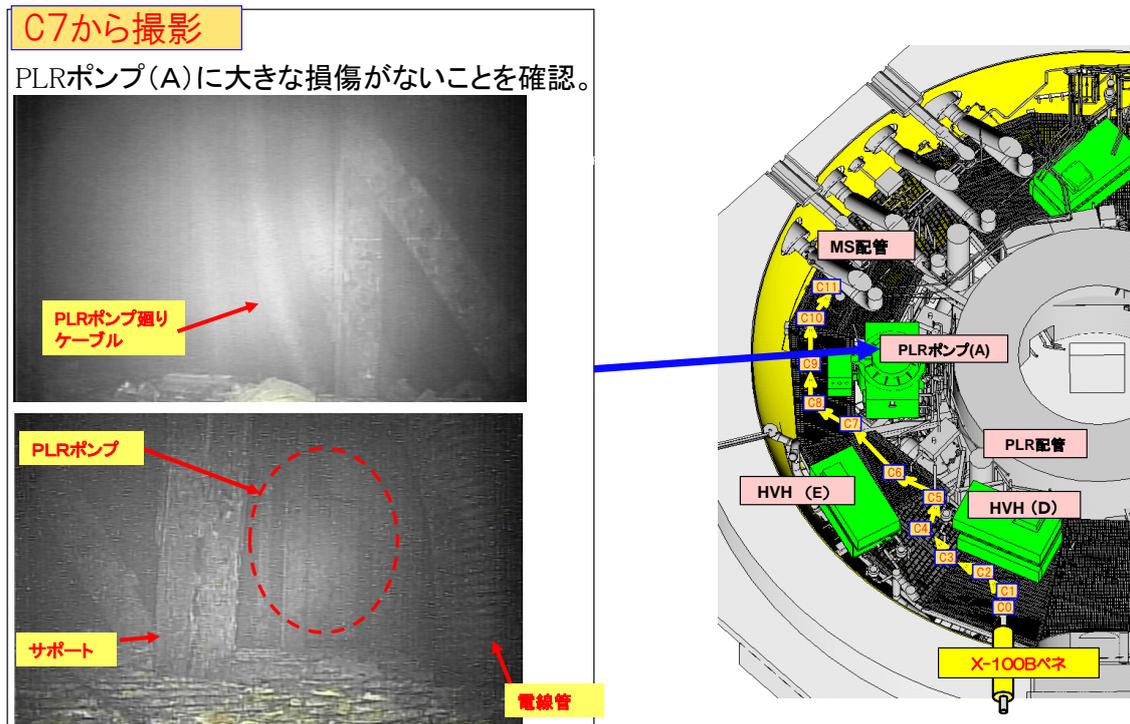


図 2- 10 時計回りに走行した際の写真<sup>[2-9]</sup>

(7) 1号機ミュオン測定装置による調査  
 資源エネルギー庁の「平成25年度廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業（原子炉内燃料デブリ検知技術の開発）として、IRID 及び高エネルギー加速器研究機構による、宇宙線由来のミュオンを用いた原子炉透視技術（透過法）の開発が進められた。測定地点 1、2 での測定を、2015 年 2 月 9 日～5 月 21 日の 96 日間、測定地点 3 での測定を 2015 年 5 月 25 日～9 月 7 日の 106 日間実施し、取得したデータから原子炉内の状態についての評価を行った。測定地点について、図 2- 11 に示す。

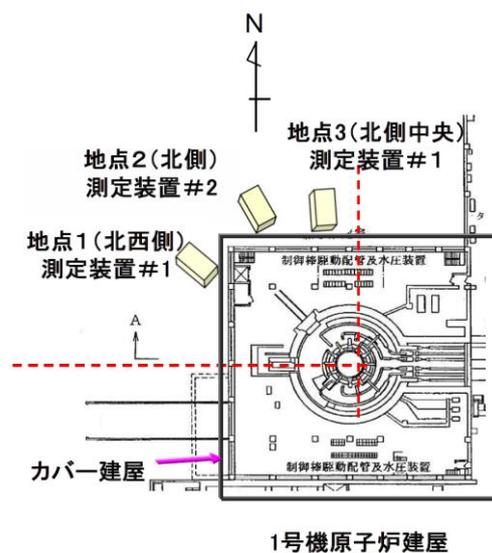


図 2- 11 測定装置設置位置<sup>[2-10]</sup>

図 2- 12 に設計図面に基づき算出した、

[2-10]平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉内燃料デブリ検知技術の開発）完了報告、2015 年 12 月

測定地点 1 におけるシミュレーション画像と、同じ地点での 96 日分のデータを用いた実際のミュオン測定画像を示す。ミュオン透過法による測定の基本的な原理はレントゲンと同じであり、密度の高い物質が存在するところで多くのミュオンが吸収されるため、当該部分は黒く表示される。燃料が健全と仮定した推定画像では、原子炉内の炉心位置に黒い部分が現れている。一方実際に測定した画像では、燃料プールや非常用復水器など、見えることが期待される機器は確認されるものの、元々の炉心位置には高密度の物質、つまり燃料を確認することができなかった。

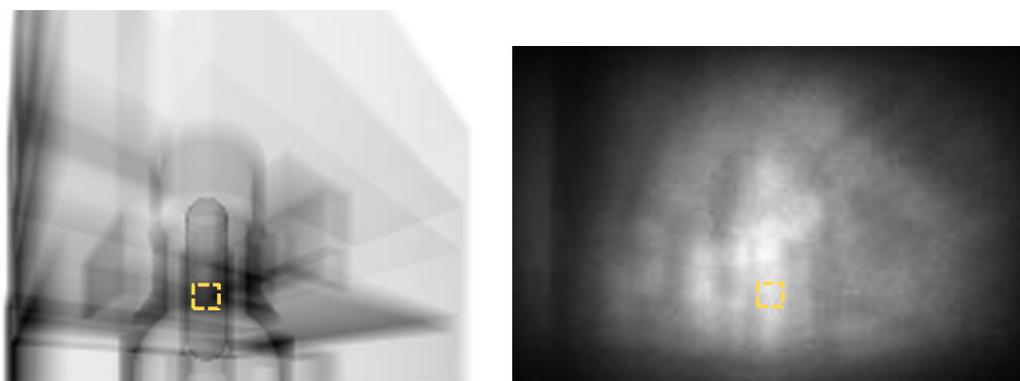


図 2-12 測定地点 1 におけるシミュレーション画像（左）と測定地点 1 の実測値を用いたミュオン測定画像（右）（破線部は炉心位置を示す） [2-11]

複数の測定装置による測定結果を合成すると、3 次元的に再構成した情報が得られる。測定装置 3 台の測定結果に基づく原子炉建屋の各高さ断面における高密度物質の分布図を図 2-13 に示す。分布図において、3 台ともに高密度と推定する場所は赤色を示している。分布図から、燃料プール位置には高密度物質の存在が確認できるが、炉心位置では確認できなかった。

これらの結果から、1 号機の炉心部には燃料が残っていないものと推定され、当社が公表している原子炉・格納容器状態の推定と基本的に一致していることが確認された。

[2-11]原子炉内燃料デブリ検知技術の開発測定作業の完了報告（速報）、廃炉・汚染水対策チーム会合第 18 回事務局会議配付資料、2017 年 5 月 28 日

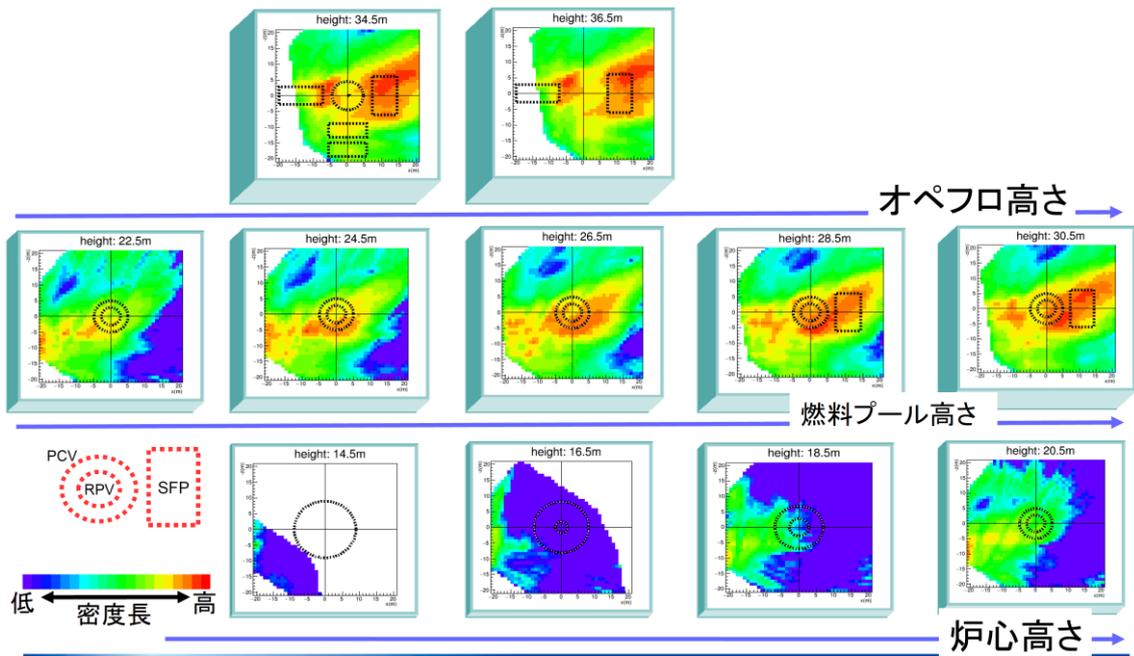


図 2- 13 各高さ断面における高密度物質の分布図<sup>[2-10]</sup>

#### (8) 1号機 TIP 室調査

2015年9月24日～10月2日に1号機原子炉建屋1階にあるTIP(Traversing In-core Probe：移動式炉心内計測装置)室の調査を実施した。格納容器X-6ペネトレーション部周辺の線量低減、格納容器下部の止水、格納容器補修等が実施可能であるかを検討するため、本調査を行った。

TIP室内の空間線量率の測定結果とγカメラの画像を図2-14、図2-15に示す。X-31、32、33ペネトレーション部を中心に、格納容器ペネトレーション近傍で100mSv/h以上の高い線量率が確認された一方で、チェンバーシールドよりタービン建屋側は2mSv/h未満と低い結果が得られた。γカメラの画像から、X-31、32、33ペネトレーション部で線源を確認し(図2-15中Region1)た。また、図2-15中では一部カメラ視野外となっているX-35A～Dのペネトレーション部(図中破線部)も含め、X-31、32、33ペネトレーション部以外の場所では顕著な線源は見られなかった。

光学カメラを用いて格納容器ペネトレーション部や配管等の外観を調査した結果、図2-16に示すX-35Aペネトレーション部から流れ跡のような茶色のしみを確認した。ただし上述の通り、このX-35A～Dペネトレーション部で線源は確認されていない。一方、線源が確認されたX-31、32、33ペネトレーション部を含め、その他のペネトレーション部や配管等では漏えいの痕跡は確認されなかった。

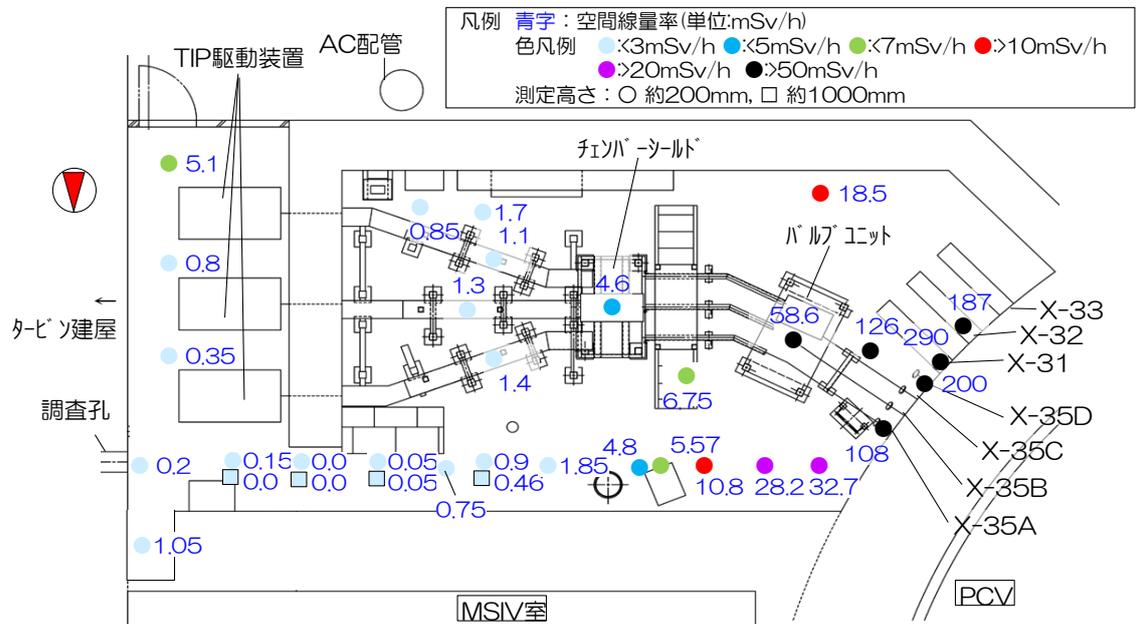


図 2-14 TIP 室内空間線量率測定結果<sup>[2-12]</sup>

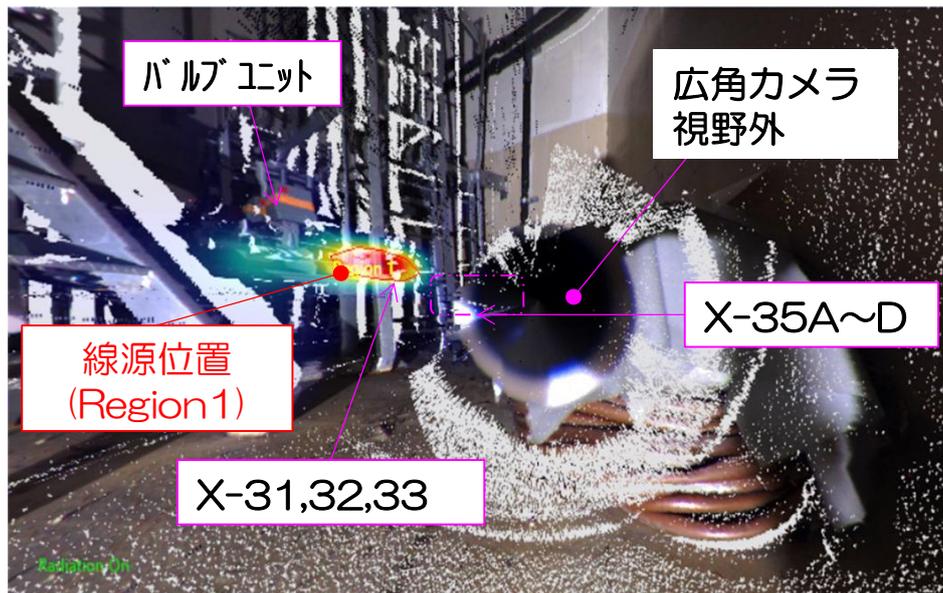


図 2-15 TIP 室内 $\gamma$ カメラ画像<sup>[2-12]</sup>

[2-12] 1号機原子炉建屋1階小部屋調査のうちTIP室調査結果について、廃炉・汚染水対策チーム会合第23回事務局会議配付資料、2015年10月29日

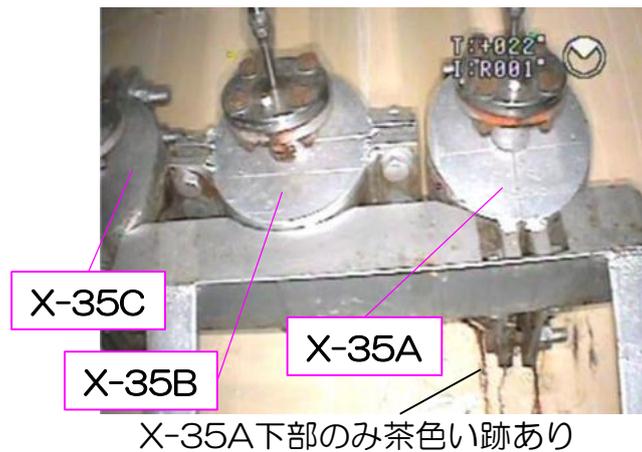


図 2-16 X-35 ペネトレーション部の光学カメラ画像<sup>[2-12]</sup>

(9) 1号機格納容器内部（ペDESTAL外地下階）調査

2017年3月にペDESTAL外地下階への燃料デブリの広がり状況及び格納容器シェルへの燃料デブリの到達の有無を確認する目的で、自走式調査装置による調査を実施した。調査範囲及び調査の模式図を図 2-17 に示す。自走式調査装置を1階グレーチング上で移動させ、図 2-18 に示す各点でカメラおよび線量計をつり下ろし、格納容器底部を含むペDESTAL外を調査した。

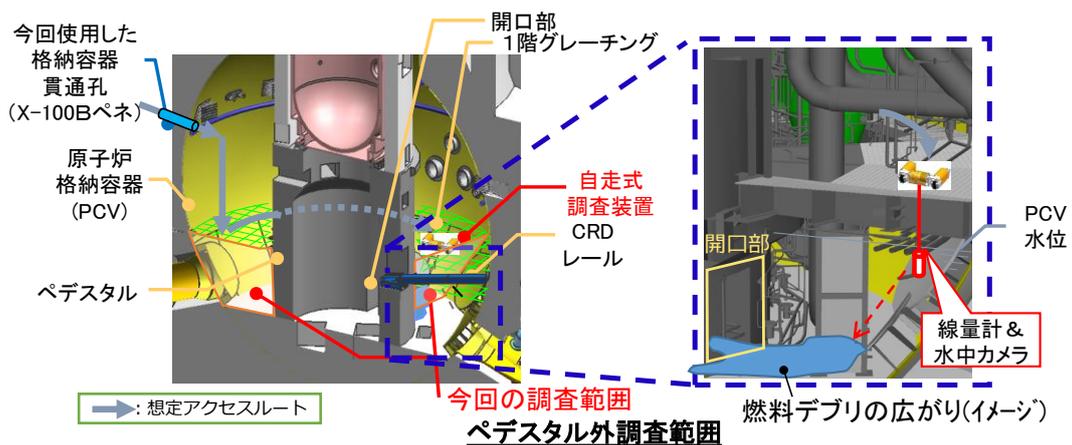


図 2-17 調査範囲及び調査の模式図<sup>[2-13]</sup>

[2-13]原子炉格納容器内部調査の計画について、特定原子力施設監視・評価委員会（第 53 回）配付資料、2017年5月22日

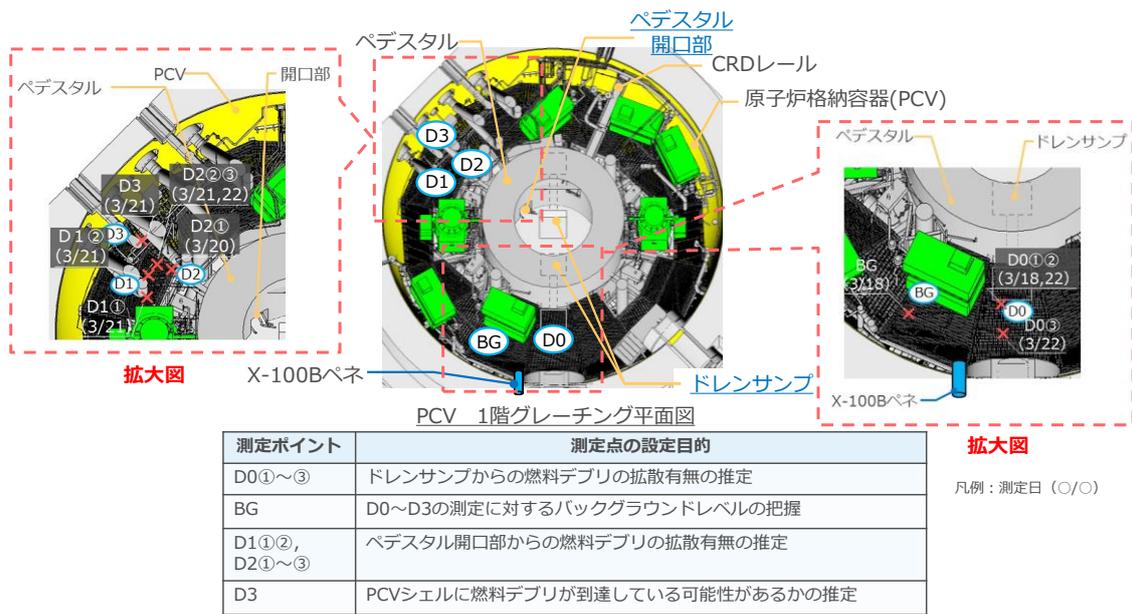


図 2-18 調査ポイント [2-14]

ペDESTAL外のドレンサンプポンプに近い D0 ポイント付近のカメラ観察の結果を図 2-19 に示す。ドレンサンプ周辺の構造物に大きな損傷や倒壊がないことが確認できる。

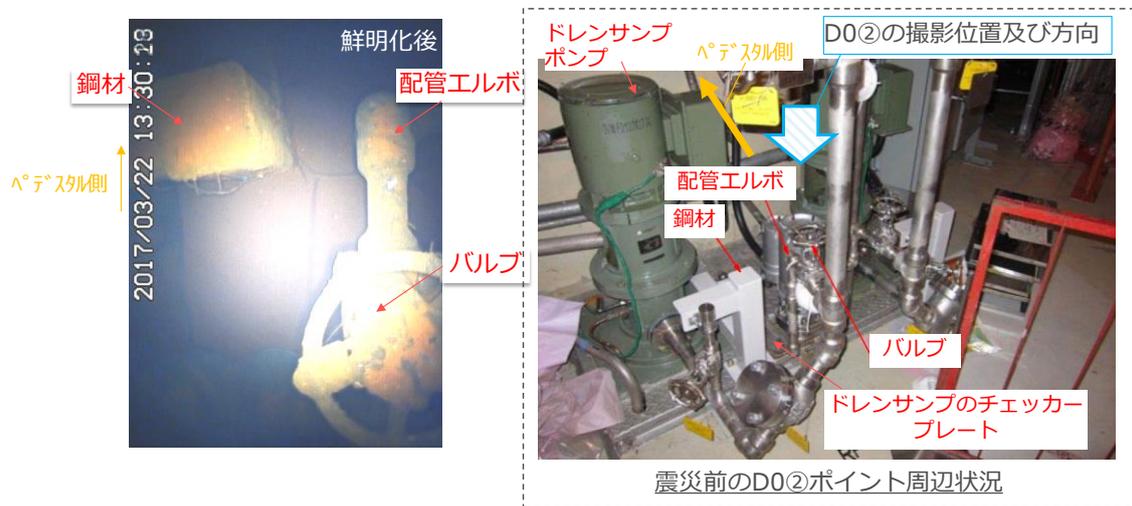
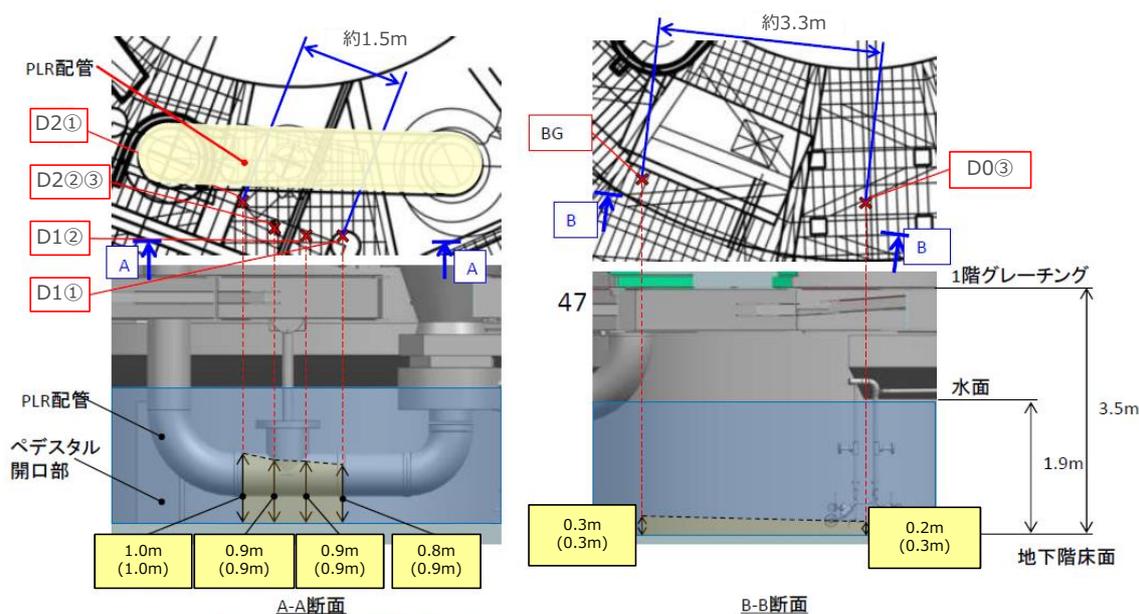


図 2-19 D0②ポイントの観察結果 [2-14]

[2-14] 1号機原子炉格納容器内部調査について～映像データ及び線量データの分析結果～、廃炉・汚染水対策チーム会合第44回事務局会議配布資料、2017年7月27日

自走式調査装置のセンサ降下量と、カメラ画像を分析し算出したセンサと堆積物表面間の距離から、格納容器底部の堆積物表面の高さを評価した(図 2-20)。ペDESTAL開口部に近い、D1、D2 ポイントでは 0.8m~1.0m、開口部から比較的遠い BG、D0 ポイントでは 0.2m~0.3m であり、ペDESTAL開口部に近い測定点ほど堆積物表面高さが高いことが確認された。



※センサの接近により計測した高さ

※1：SFM(Structure from Motion)により、センサと堆積物表面間の距離を算出し、センサ降下量を合わせて堆積物表面の高さを評価。

- ・黄色枠内の数値は画像解析により算出した堆積物表面の推定高さ
- ・( )内の数値はセンサの吊下げ最下点高さ
- ・なお、堆積物表面より下の堆積物厚さについては確認できていない

図 2-20 堆積物高さの評価結果[2-14]

線量率測定では、格納容器底部の堆積物下部にデブリが存在するかを確認するため、堆積物表面からの距離と、距離により減衰する線量率との関係に着目した測定を実施している。測定結果を図 2-21 に示す。図 2-21 左の BG ポイントでの線量率の測定結果(青点)は、堆積物表面に Cs-137 の線源が存在し、かつ堆積物の下面に燃料デブリが存在しないとした場合の解析結果(赤線)とよく一致していることが確認された。したがって、堆積物の下に燃料デブリは存在しない、又は存在したとしても少量であると推定される。同様の傾向は、D0③ポイントにおいても確認された。

次に、図 2-21 右には D2③ポイントでの線量率の測定結果と燃料デブリの上に堆積物(厚さ 0.9m、0.3m、0.1m)が存在していると仮定した解析結果を示し

ている。解析結果の堆積物厚さの違いによる減衰傾向の変化に注目すると、堆積物厚さを 0.1m と 0.3m と仮定した場合の減衰傾向の違いは顕著であるが、堆積物厚さを 0.3m と 0.9m と仮定した場合の減衰傾向の違いは僅かである。このため、堆積物の下に燃料デブリが存在するかどうかについては判断ができなかった。同様の傾向は、D1、D2 の各測定ポイントにおいても確認された。

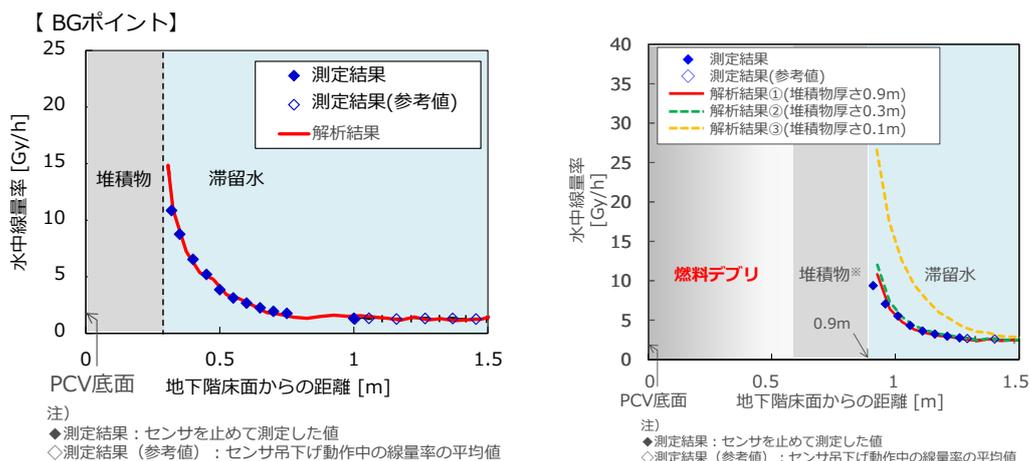


図 2- 21 線量率測定結果 (BG ポイント (左)、D2③ポイント (右)) [2-14]

また、格納容器底部堆積物の採取を実施している (図 2- 22)。γ 線核種分析の結果を表 2-1 に示す。簡易蛍光 X 線分析を実施した結果、堆積物の成分として、炉内構造物や保温材等に使用されるステンレス鋼に含まれる Fe や Ni、塗装に含まれる Zn、遮へい材に含まれる Pb といった元素が確認された。

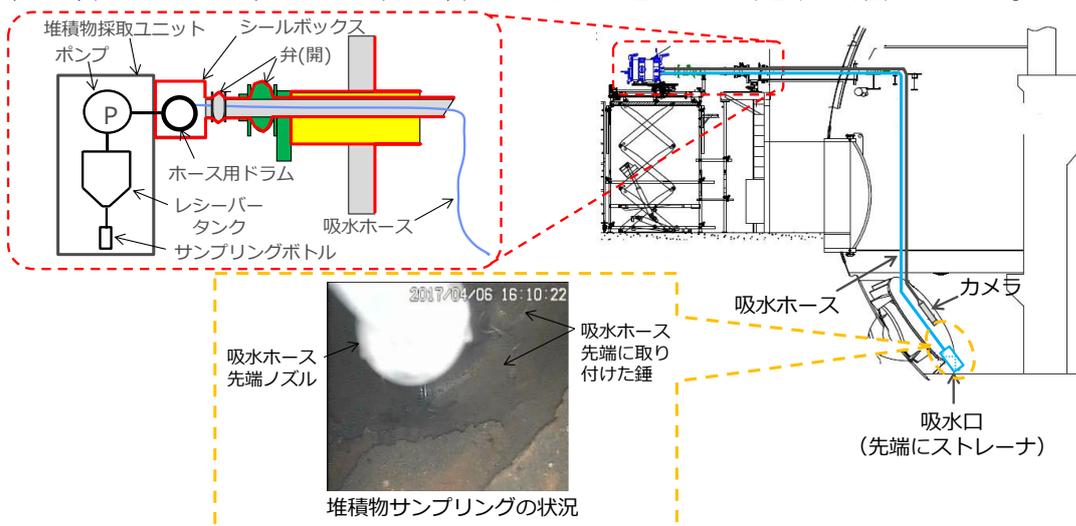


図 2- 22 堆積物採取の概要図[2-15]

[2-15] 1号機原子炉格納容器内部調査について～堆積物の分析結果～、廃炉・汚染水対策チーム会合第 42 回事務局会議配布資料、2017年5月25日

表 2-1  $\gamma$ 線核種分析結果<sup>[15]</sup>

検出された $\gamma$ 線核種	放射エネルギー [Bq/g]
Cs-134	3.5E+06
Cs-137	2.7E+07
Co-60	1.1E+05
Sb-125	7.0E+05

(10) 1号機原子炉建屋オペレーティングフロア調査 (その1)

2016年11月よりオペレーティングフロア北側の調査において原子炉ウェルプラグの調査を実施している。ウェルプラグは上段、中段、下段の3層構造であり、各層は3枚のコンクリート製の板で構成されている。

オペレーティングフロア上でのウェルプラグ損傷状況の確認結果を図 2-23 に示す。調査で取得した画像を分析した結果、各ウェルプラグは、図 2-24 のように移動していると推定された。図 2-25 のとおり、ウェルプラグ上段北が西よりに 720mm 移動していることが確認された。また上段中央のウェルプラグが最大 155mm、上段北側のウェルプラグが最大 84mm 下側へたわんでいることが確認された。

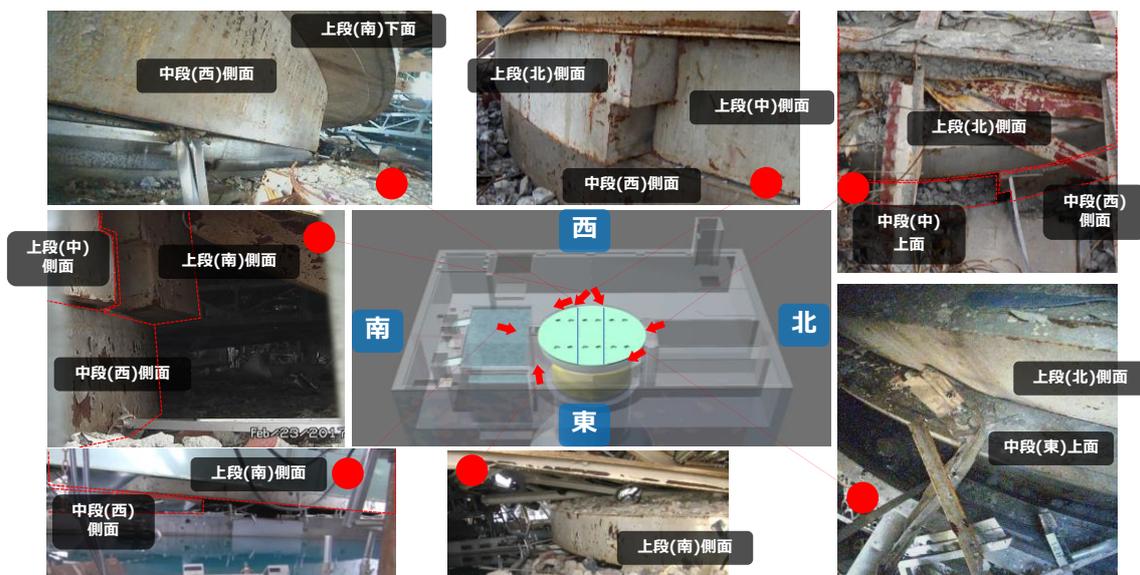


図 2-23 オペレーティングフロア上でのウェルプラグ状況確認結果<sup>[2-16]</sup>

[2-16]福島第一原子力発電所 1号機オペレーティングフロア調査結果 (中間) について、廃炉・汚染水対策チーム会合第 40 回事務局会議配布資料、2017年3月30日



図 2- 24 調査結果を元に作成したイメージ図[2-17]

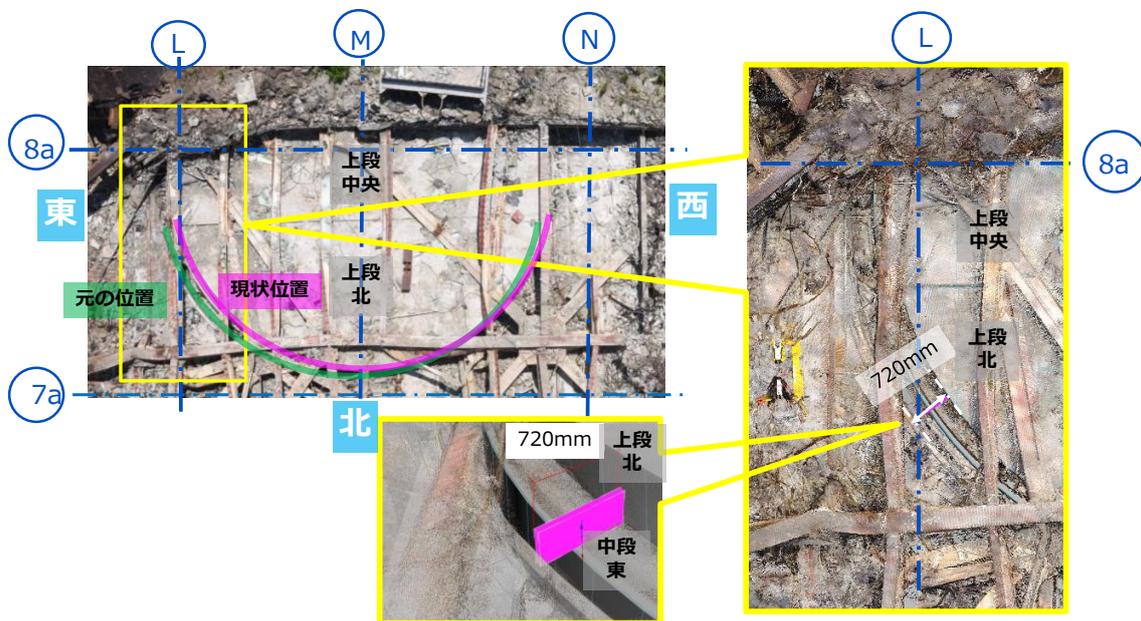


図 2- 25 ウェルプラグのずれの確認状況[2-17]

また、線量率測定を実施しており、結果を図 2- 26 に示す。ウェルプラグ上では中央付近の線量率が高いこと、ウェルプラグ外周では北側の線量率が高いことが確認された。

[2-17]1 号機原子炉建屋オペレーティングフロアにおけるガレキ状況調査結果（追加調査）について、廃炉・汚染水対策チーム会合第 46 回事務局会議配布資料、2017 年 9 月 28 日

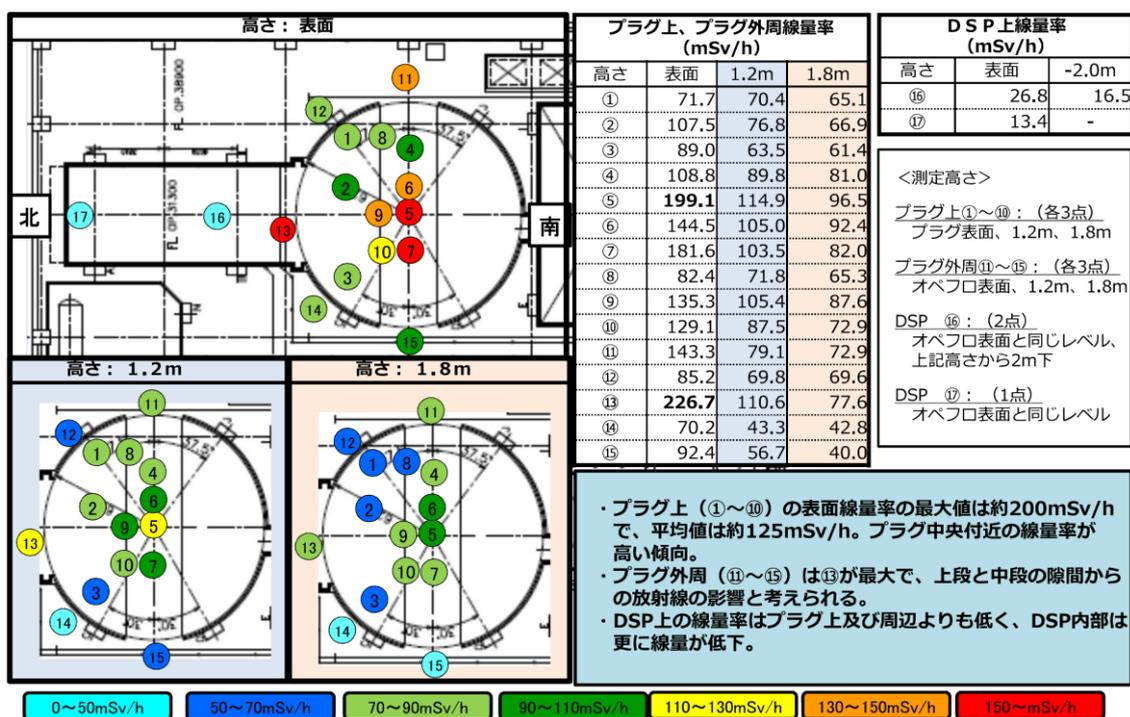


図 2- 26 オペレーティングフロア線量率測定結果[2-18]

(1 1) 1号機原子炉建屋オペレーティングフロア調査 (その2)

【UPDATE】

2019年7月~8月にかけて原子炉建屋オペレーティングフロアで原子炉ウェルプラグの保持状態や汚染状況を確認するため遠隔操作ロボットを用いた調査を実施した (図 2- 27)。



図 2- 27 遠隔操作ロボット[2-19]

調査はウェルプラグが傾斜している箇所からのカメラの吊り降ろし、3D計測、線量率測定及びスミア採取を実施した。調査の結果、中段プラグ及び下段プラグ

[2-18]1号機原子炉建屋オペレーティングフロアにおける放射線測定結果 (追加調査) について、廃炉・汚染水対策チーム会合第44回事務局会議配布資料、2017年7月27日

[2-19]1号機原子炉建屋 SFP 内干渉物調査及びウェルプラグ調査について、廃炉・汚染水対策チーム会合第69回事務局会議配布資料、2019年8月29日

の状況を確認した。図 2-28 及び図 2-29 の確認結果により、上段プラグと中段プラグの位置関係、プラグが傾斜していること及び下段プラグの状況を確認できた。また、上段プラグ下面、中段プラグ上面及び下段プラグ西側の一部について可能な範囲で 3D 計測を実施した結果、プラグにたわみ等の変形があることを確認した（図 2-30）。

調査ロボットが中段プラグ上面を走行し、アクセス可能な範囲でスミア採取及び線量率測定を実施した（図 2-31、図 2-32、図 2-33）。

空間線量率測定では、中段プラグ中央付近が高く、外周部に向かうにつれて低くなる傾向がある。一方、表面線量率はバラつきが大きい。これは、上段プラグの隙間からがれきが落下したことや雨水侵入によるプラグ下部への流出が寄与したものと推定される（図 2-32、図 2-33）。

図 2-34 では線量計を中段プラグの隙間に吊り下げて空間線量率を測定している。各測定位置共に中段プラグ下方で線量率が高くなる傾向であった。

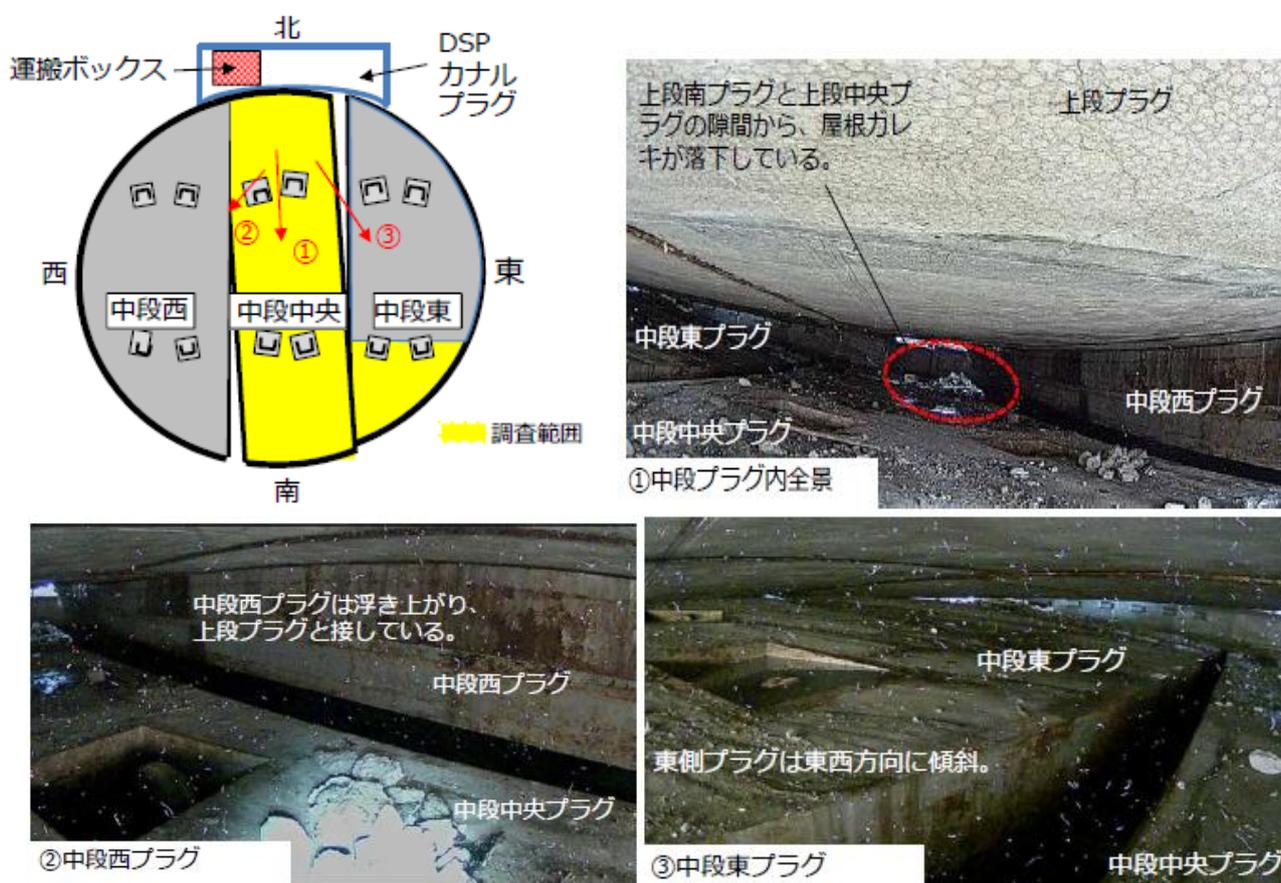


図 2-28 中段プラグ状況確認<sup>[2-19]</sup>

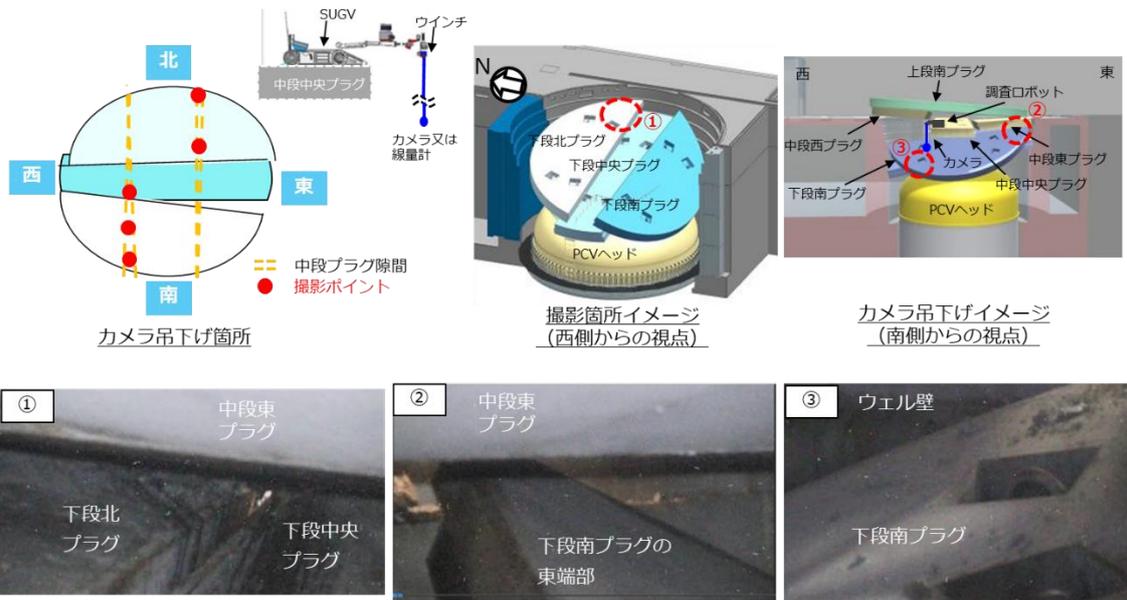


図 2-29 下段プラグ状況確認[2-19]

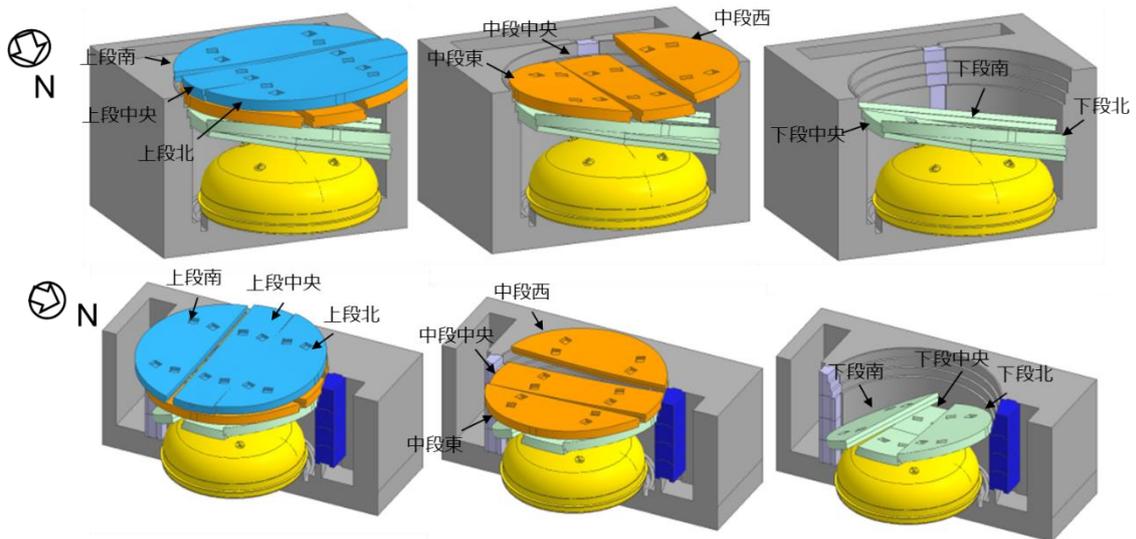


図 2-30 ウェルプラグの 3D 計測結果[2-20]

[2-20] 1号機原子炉建屋ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について、廃炉・汚染水対策チーム会合第70回事務局会議配布資料、2019年9月26日

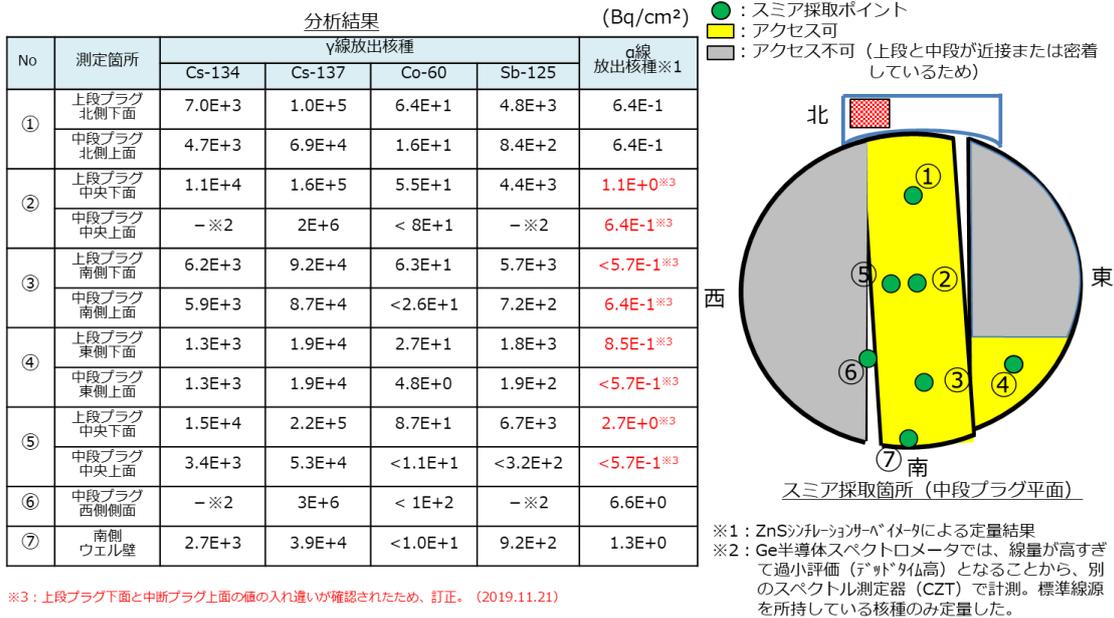


図 2-31 中段プラグ上スミア測定[2-20]

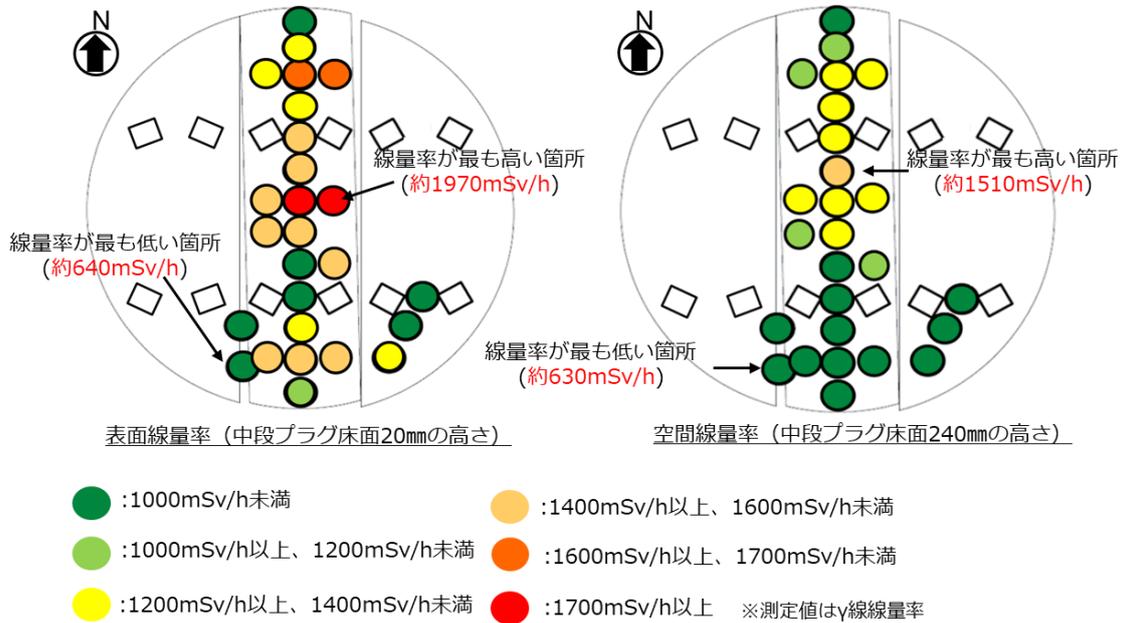


図 2-32 中段プラグ上線量率測定結果[2-20]

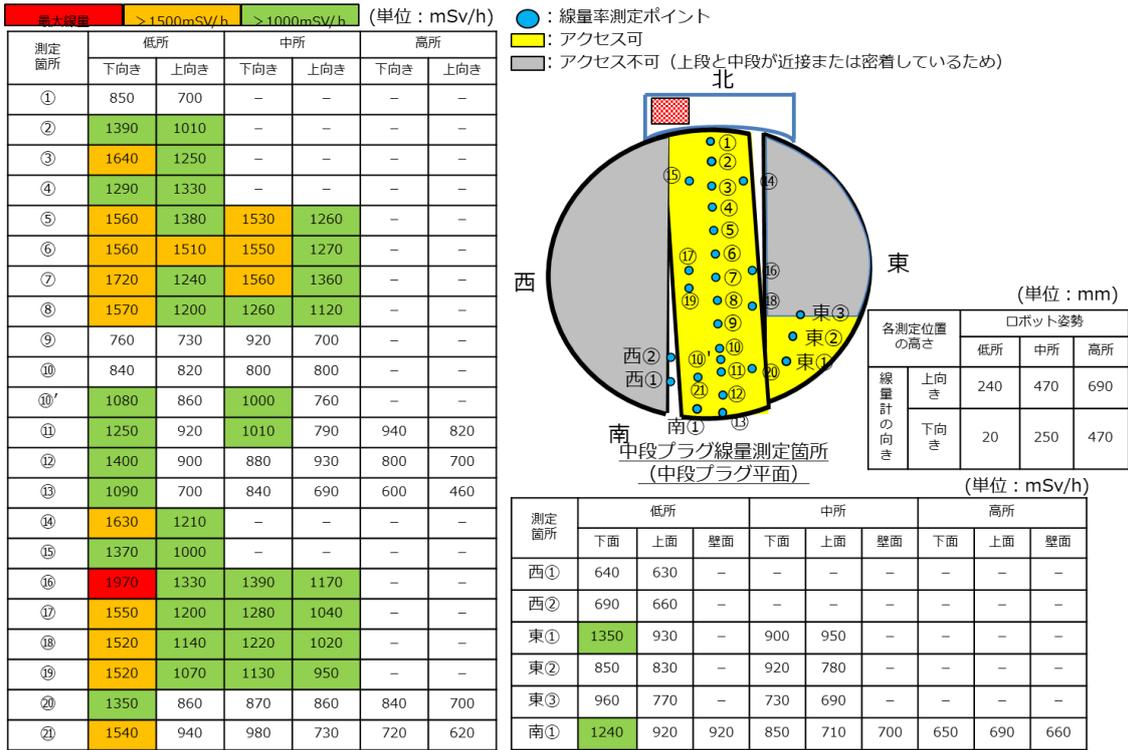


図 2-33 上段プラグ～中段プラグ間の線量率測定結果[2-20]

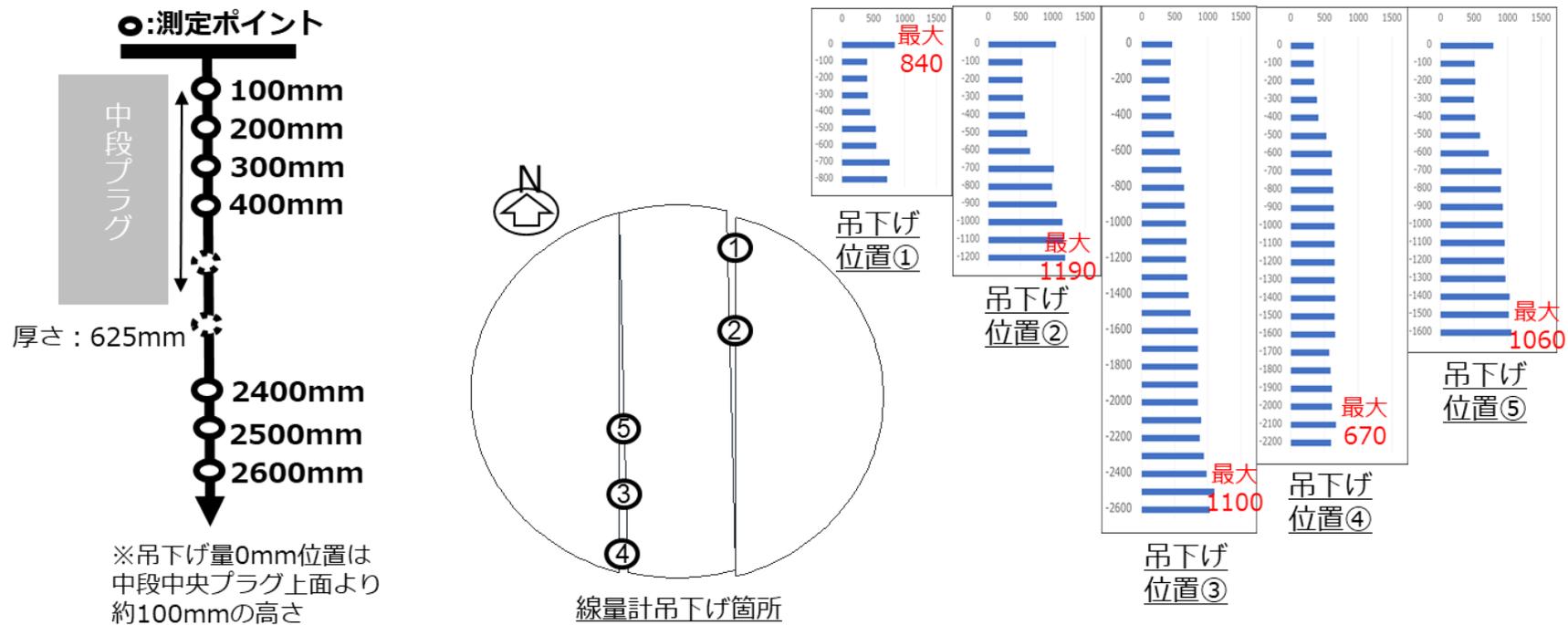


図 2-34 中段プラグ～下段プラグ間の線量率測定結果<sup>[2-20]</sup>

(12) 1号機原子炉建屋 X-2 ペネトレーション内部調査結果【UPDATE】

2019年4月～5月にかけて X-2 ペネトレーション外扉の穿孔を実施し、内部の状況を確認した。その結果、X-2 ペネトレーション内扉前には、塗装が剥げて堆積したと推定されるものが確認された (図 2-35)。

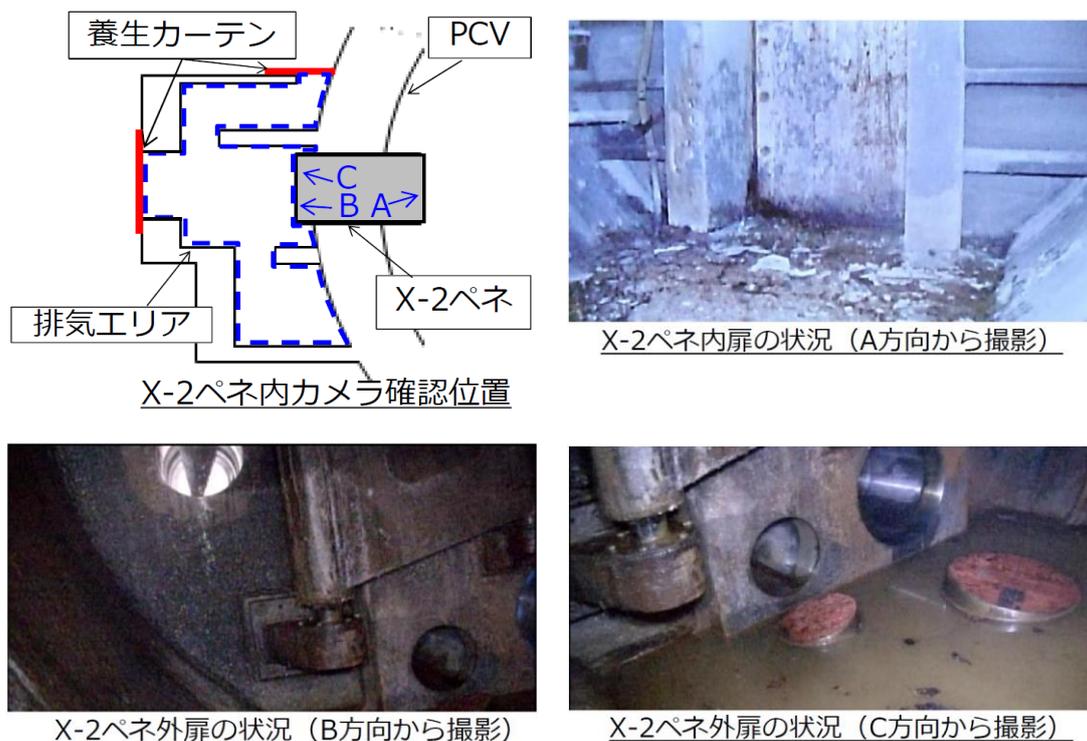


図 2-35 X-2 ペネ内の状況<sup>[2-21]</sup>

(13) 1号機格納容器トップヘッドの調査結果【UPDATE】

1号機格納容器内部調査のアクセスルート構築のための作業と並行し、事故時に主要な漏えい経路となったと推定されている PCV 上蓋のフランジ部の状況確認を 2018年11月に実施した。原子炉キャビティ (ウェル) 内の状況について映像を取得し、PCV 上蓋等の著しい損傷は確認されなかった (図 2-36)。フランジ部についても、塗装の劣化はあるものの、著しい損傷や大きな変形は確認されなかった (図 2-37)。また、映像中のホワイトノイズからは高い汚染が推定されるため、事故時の高い PCV 圧力の条件下ではフランジ部からの漏えいがあったものと考えられる。

[2-21]1号機 X-2 ペネトレーションからの原子炉格納容器内部調査 アクセスルート構築作業の実施状況について、廃炉・汚染水対策チーム会合第 66 回事務局会議配布資料、2019年5月30日

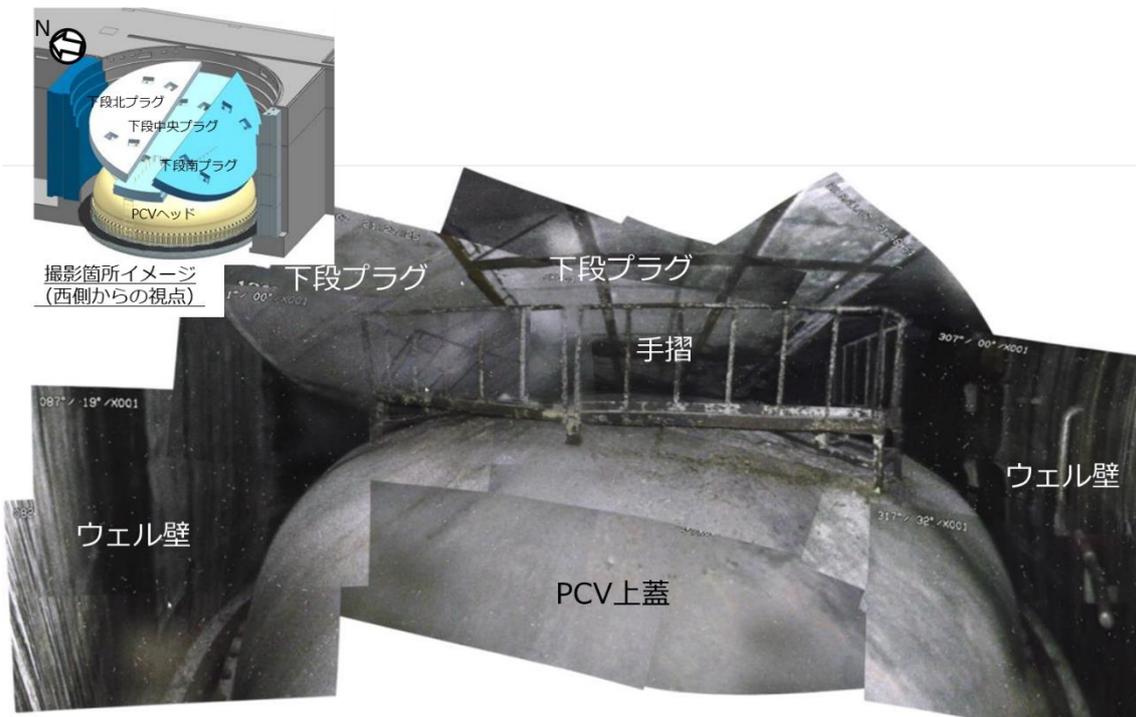


図 2- 36 PCV 上蓋上部状況（複数の写真を重ね合わせたもの）  
：東側からの視点[2-22]

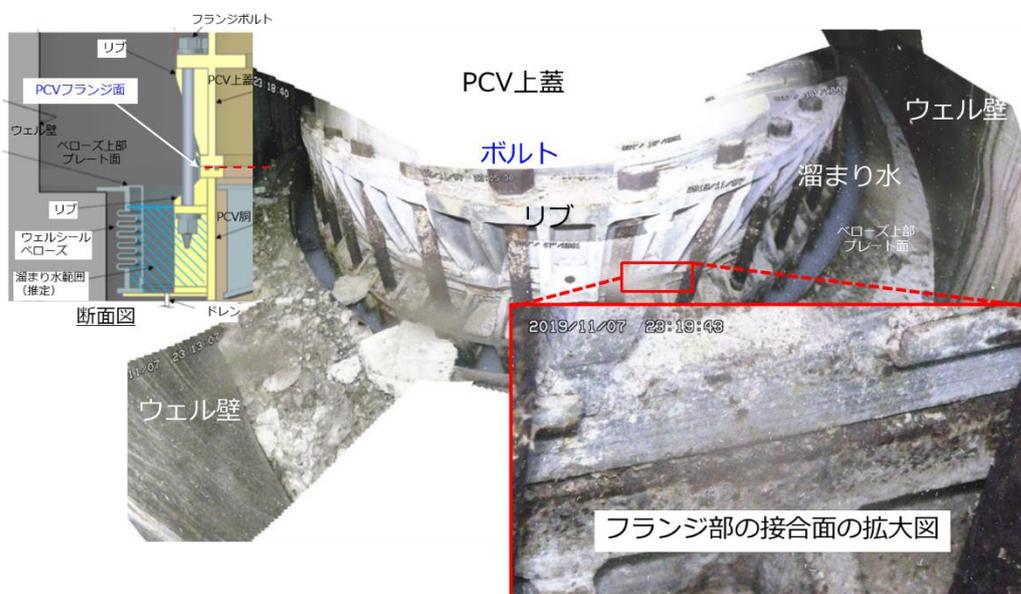


図 2- 37 PCV フランジ状況（複数の写真を重ね合わせたもの） [2-22]

[2-22]1号機原子炉格納容器上蓋の状況確認について、廃炉・汚染水対策チーム会合第72回事務局会議配布資料、2019年11月28日



図 2- 38 事故前の PCV 蓋のフランジ部の状況<sup>[2-22]</sup>

#### (14) 1号機 SGTS 室の調査結果【UPDATE】

課題 1号機-10 に関連した調査として、2020 年 12 月に遠隔操作ロボットを用いて 1号機 SGTS 室内及びフィルタトレインの線量率測定を実施した。室内の線量率測定の結果、フィルタトレイン近傍で 1500mSv/h 程度の高い空間線量率を確認し、フィルタトレイン扉の表面線量率はトレインの下流側に向かうにつれて上昇することを確認した (図 2- 39)。また、γイメージャ測定の結果、ベントラインと接続している SGTS 配管に沿った汚染を確認した (図 2- 40)。これらの結果から、1号機は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。

なお、2022 年 1 月に原子力規制庁が実施した調査では、SGTS 室内で最大 3380mSv/h、フィルタトレイン近傍で 1140mSv/h の線量率を確認した。<sup>[2-23]</sup>

<sup>[2-23]</sup> 4号機及び5号機原子炉建屋内調査等の状況について (4号機原子炉建屋火災関係、2号機シールドプラグ変形調査関係 (福島第一5号機、島根1号機調査含む)、PCV内ケーブル調査関係 (福島第一5号機、島根1号機調査含む) 等)、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28回会合配布資料、2022年2月28日

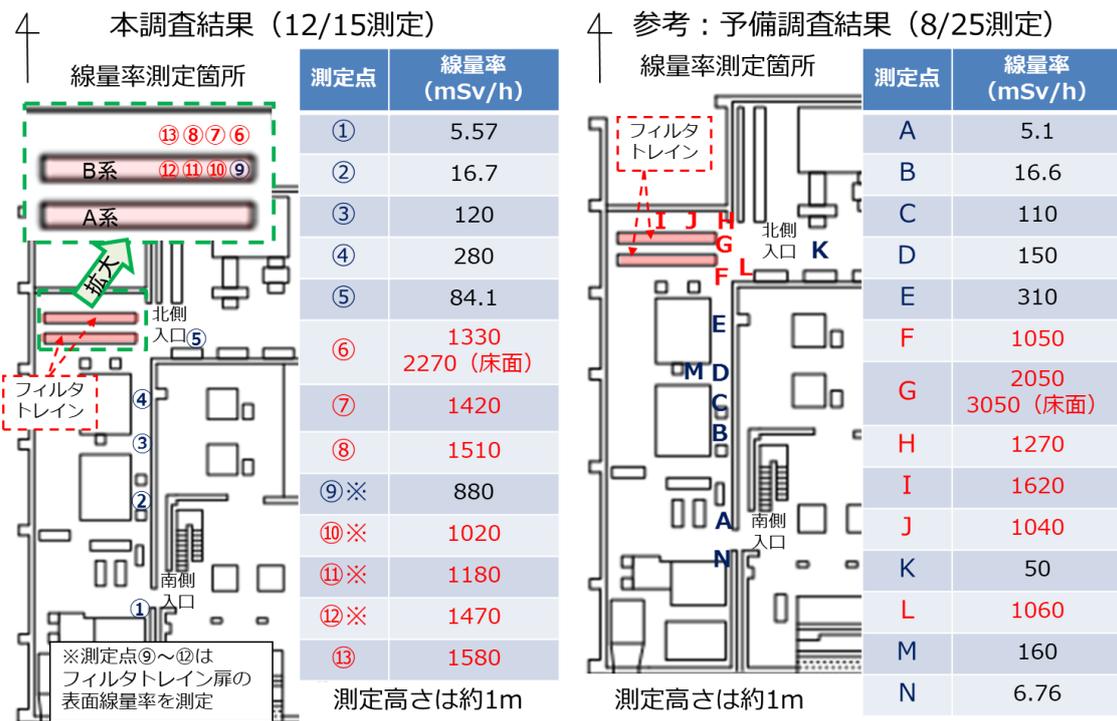


図 2- 39 SGTS 室内の空間線量率測定結果<sup>[2-24]</sup>

[2-24]1-4号機 SGTS 室調査の結果について、廃炉・汚染水対策チーム会合第 88 回事務局会議配布資料、2021 年 3 月 25 日

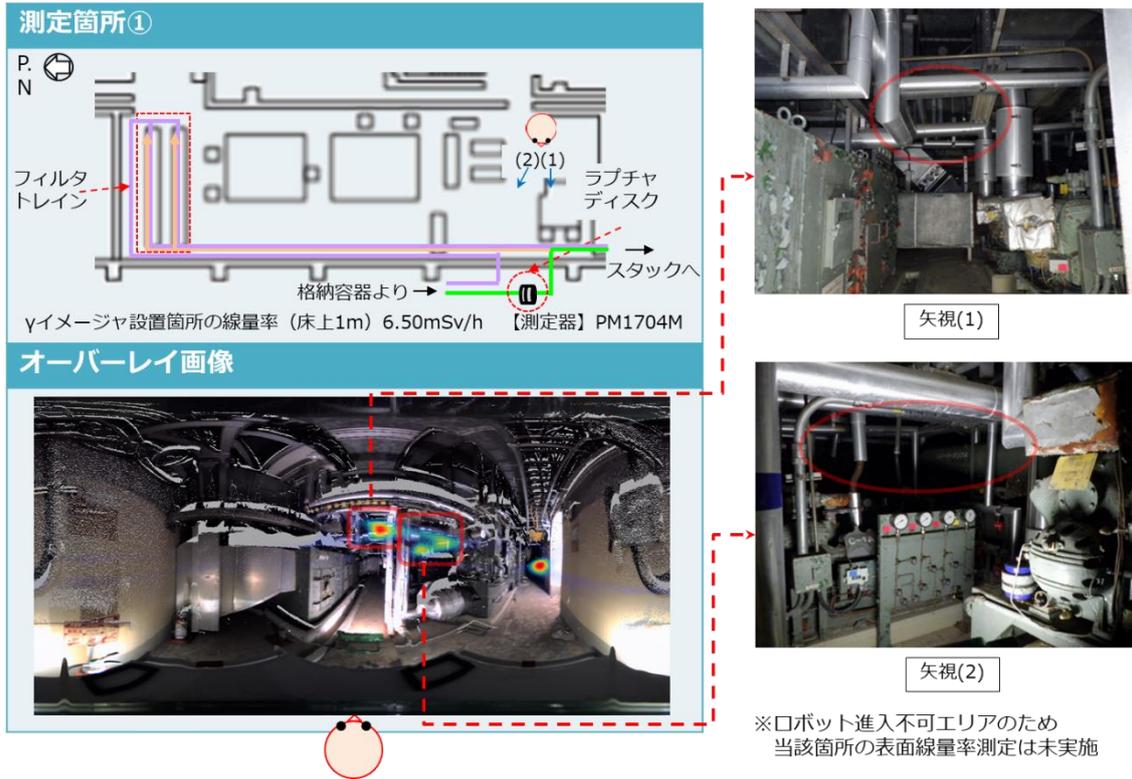


図 2- 40 SGTS 室内のγイメージャ測定結果 (その 1) [2-24]

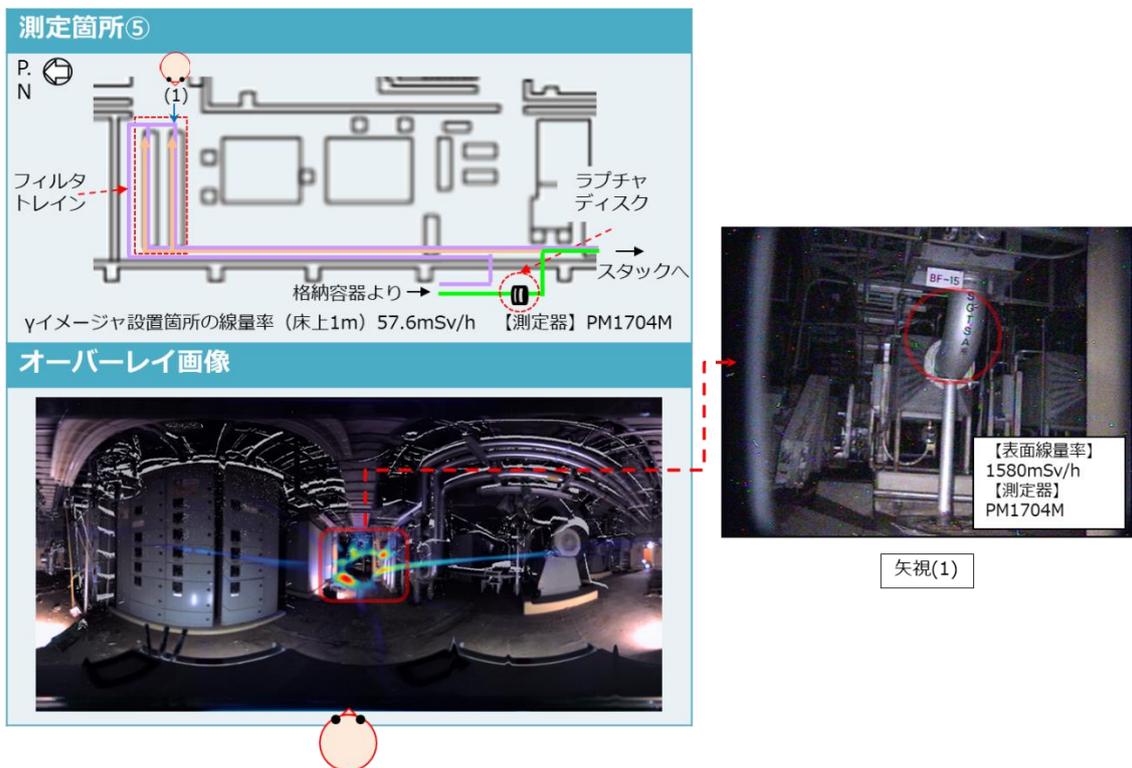


図 2- 41 SGTS 室内のγイメージャ測定結果 (その 2) [2-24]

(15) 1/2号排気筒下部及びSGTS配管の調査結果【UPDATE】

1/2号機排気筒下部及び排気筒下部に接続されているSGTS配管は、廃炉作業との干渉や現場作業の環境改善（線量低減）の観点から、撤去作業を実施中である。2020年4～6月にかけて、撤去工法の検討を行うため、排気筒内部の確認及びSGTS配管近傍の線量率測定を実施した。

排気筒内部を確認した結果、底部にスラッジ等の堆積物を確認した（図2-42）。この堆積物は、経年的に劣化した排気筒内部のライニング辺や錆、砂礫等であると考えられる。



図 2- 42 排気筒底部の状況<sup>[2-25]</sup>

SGTS配管近傍の線量率測定の結果、最も高い値として、2号機SGTS配管表面から高さ0.1mの位置で約650mSv/hを確認した（図2-43 測定ポイントNo.13）。高い線量率が確認された測定ポイントNo.13及びNo.14付近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であると考えられる。一方、次に高い線量率が確認されたNo.8及びNo.9は水平配管部分であった（図2-44）。

[2-25]1/2号機SGTS配管撤去に向けた今後の調査方針について、特定原子力施設監視・評価検討会第82回配布資料、2020年7月20日

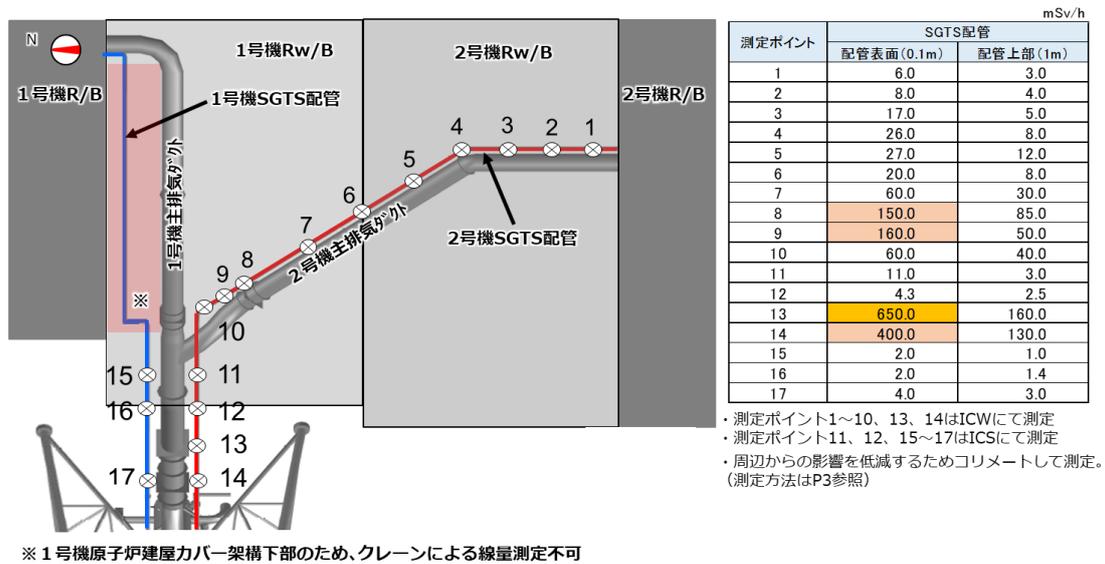


図 2- 43 SGTS 配管近傍線量率調査結果（2020 年に実施） [2-25]



図 2- 44 SGTS 配管近傍で高線量率が確認された箇所  
（図中の番号は図 2-43 の測定ポイントと対応） [2-25]

2021 年 5 月に再度 SGTS 配管の線量率調査を実施した結果、2020 年の調査結果と同様に 2 号機側が高く 1 号機側が低い結果となった（図 2- 45）。この傾向は、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（フィルタ、ラブチャーディスク等）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。

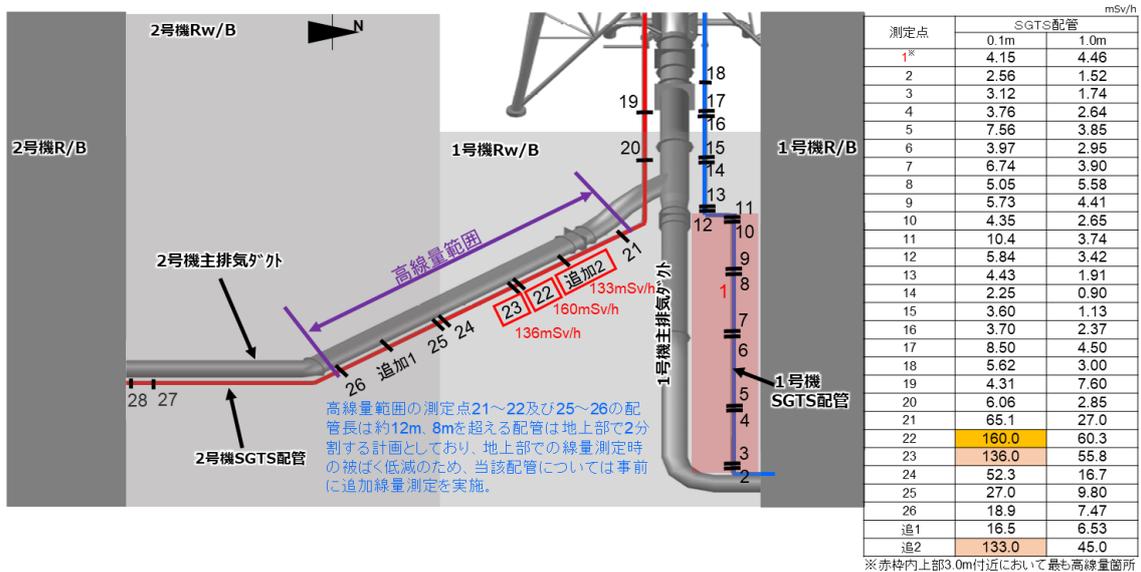


図 2- 45 SGTS 配管線量率調査結果（2021 年に実施） [2-26]

（1 6） 1 号機原子炉建屋内調査結果【UPDATE】

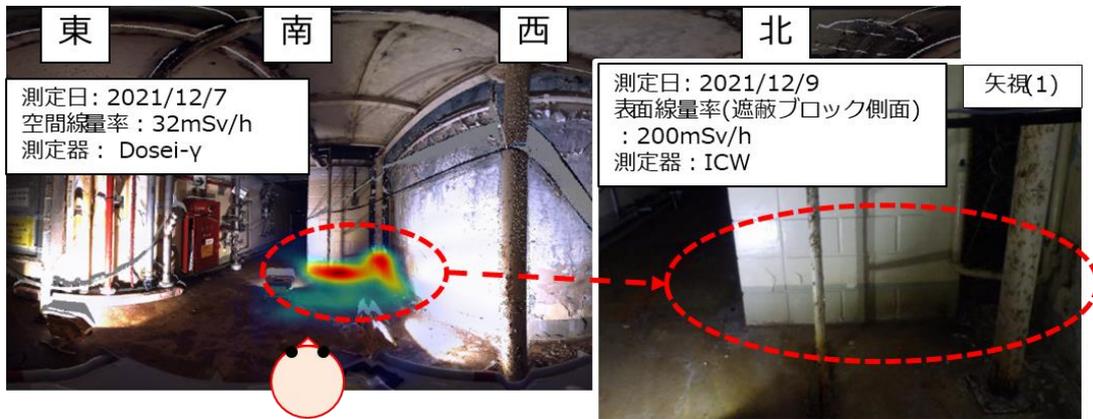
2021 年 11 月～12 月にかけて、今後の原子炉建屋内の調査計画立案に向けて原子炉建屋内（地上階）の詳細な空間情報（アクセス性等）や線量率情報を得るため、 $\gamma$ イメージャ、3D スキャン装置及び線量計を用いて調査を実施した。

$\gamma$ イメージャによる測定の結果、3 階東側の AC 配管（D/W ベント配管）及び D/W ベント弁が設置されている遮蔽ブロック内側の床面にホットスポットが確認された（図 2- 46）。ホットスポットとなる原因として、水素発生に伴う D/W 圧力上昇や高温などにより、D/W 内の気体が PCV 貫通部又は D/W ベント弁から建屋側に漏れ出し、遮へいブロック内側で凝縮して放射性物質が床面に付着した可能性が考えられる。

また、3 階東側にある D/W ベント配管は事故時に使用した S/C ベント配管と接続しており、過去の調査で配管表面に錆を確認していることから、配管の状態や汚染の状況を確認した（図 2- 47）。確認の結果、配管に沿って線量率が高いことが確認されたため、配管内が汚染していると推定した。汚染の原因として、D/W ベント弁は閉じていたものの、D/W 圧力上昇や高温の影響などにより、D/W 内の気体の一部が弁の下流側に漏出した可能性や、S/C ベントガスの一部が配管内に流入した可能性があるかと推定した。また、周辺の

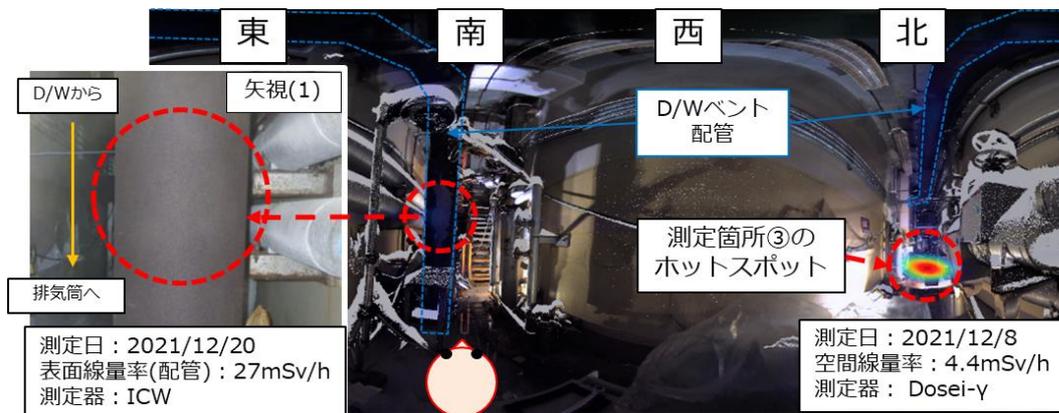
[2-26]福島第一原子力発電所 1 号機及び 2 号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第 21 回会合配布資料、2021 年 7 月 8 日

配管と異なり、D/W ベント配管表面全体に錆を確認した。錆の原因として、高温の気体の通過や内面に付着した放射性物質の発熱により、配管の塗装が劣化して錆が発生した可能性がある」と推定した。



※画像内における線源強度の最大値（赤色）を基準とし、最大値の10%（青色）までの強度分布を相対的に表示。

図 2-46 γイメージャ測定結果（3階東側 遮へいブロック内側） [2-27]



※画像内における線源強度の最大値（赤色）を基準とし、最大値の10%（青色）までの強度分布を相対的に表示。

図 2-47 γイメージャ測定結果（3階東側 AC 配管（D/W ベント配管）） [2-27]

1号機は事故の影響で RCW 系統に汚染が拡大したものと推定しており（添付資料 1-9 参照）、2013 年 4 月～2014 年 2 月の調査において、4 階南西にある RCW サージタンク周辺で 90mSv/h の線量率を確認している [2-28]。

[2-27]1～2号機原子炉建屋上部階調査の結果について、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合第 99 回事務局会議配布資料、2022 年 2 月 24 日

[2-28]建屋内の空間線量率について、東京電力、2014 年 3 月 27 日

今回、再度 RCW サージタンク周辺の調査を行った結果、改めて周辺の線量率が高いことを確認した（図 2-48）。

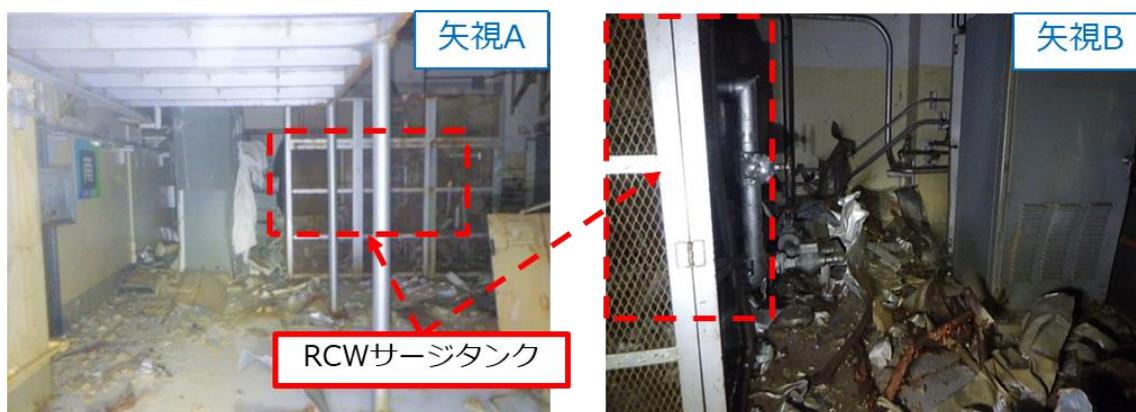
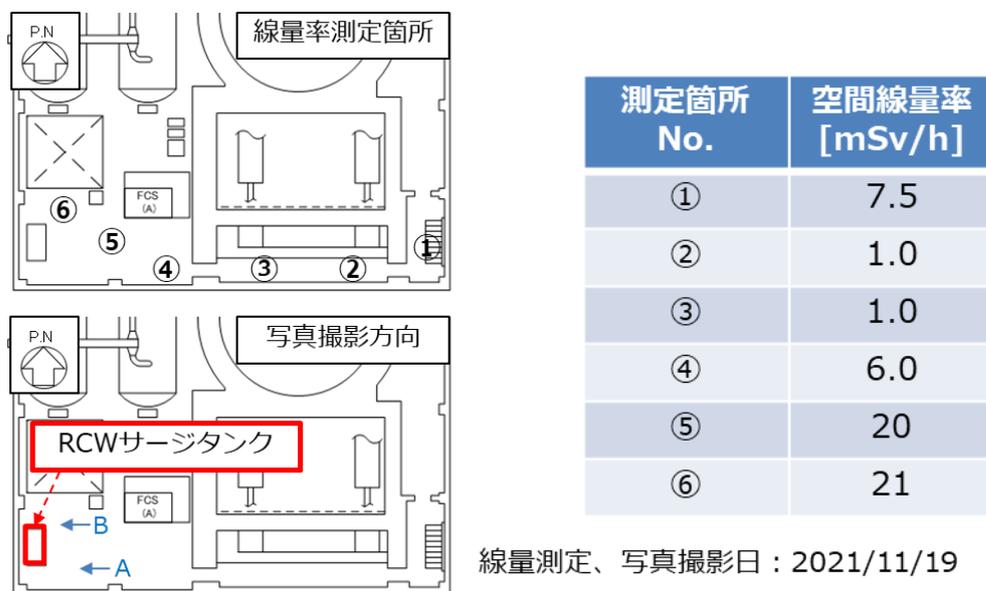
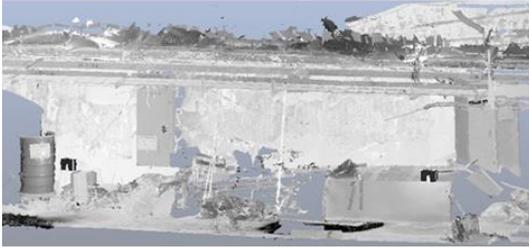
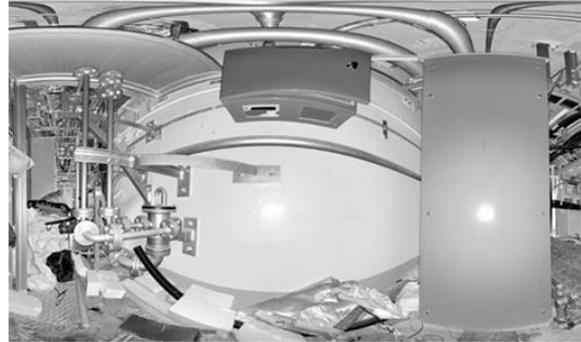


図 2-48 4 階西側 RCW サージタンク周辺の状況<sup>[2-27]</sup>

さらに、原子炉建屋の健全性評価に資する情報取得のため、3 階西側、北側、及び東側の原子炉シェル壁並びに 4 階南西側のプール壁において、状況調査や 3D スキャン装置による点群データの取得を実施した（図 2-49）。調査の結果、一部箇所で塗装の剥がれやひび割れが確認されたが、耐震性能の低下に繋がるような損傷、経年劣化の兆候（表面コンクリートの剥落や錆汁等）は確認されなかった。



3階シェル壁北面（点群データ）



3階シェル壁南西面（写真）



4階プール壁西面（写真）

図 2- 49 原子炉シェル壁及びプール壁の調査結果<sup>[2-27]</sup>

#### （17）1号機格納容器内部調査結果【UPDATE】

PCV 内にある堆積物の回収手段ならびに回収する設備の検討を行うこと等を目的に、遠隔操作ロボット（水中 ROV）を用いて堆積物の量や由来などの情報を得る調査を 2022 年に開始した。

2022 年 2 月に、調査に先駆けて水中 ROV-A を用いてガイドリング（水中 ROV のケーブル絡まりを防止するリング）を設置した。その際、水面の浮遊物や PCV 底部の堆積物を確認した（図 2- 50、図 2- 51）。さらに、ペDESTAL 開口部付近から開口部内部の状況を確認したところ、塊状の堆積物および鉄筋らしきものを確認した（図 2- 52）。

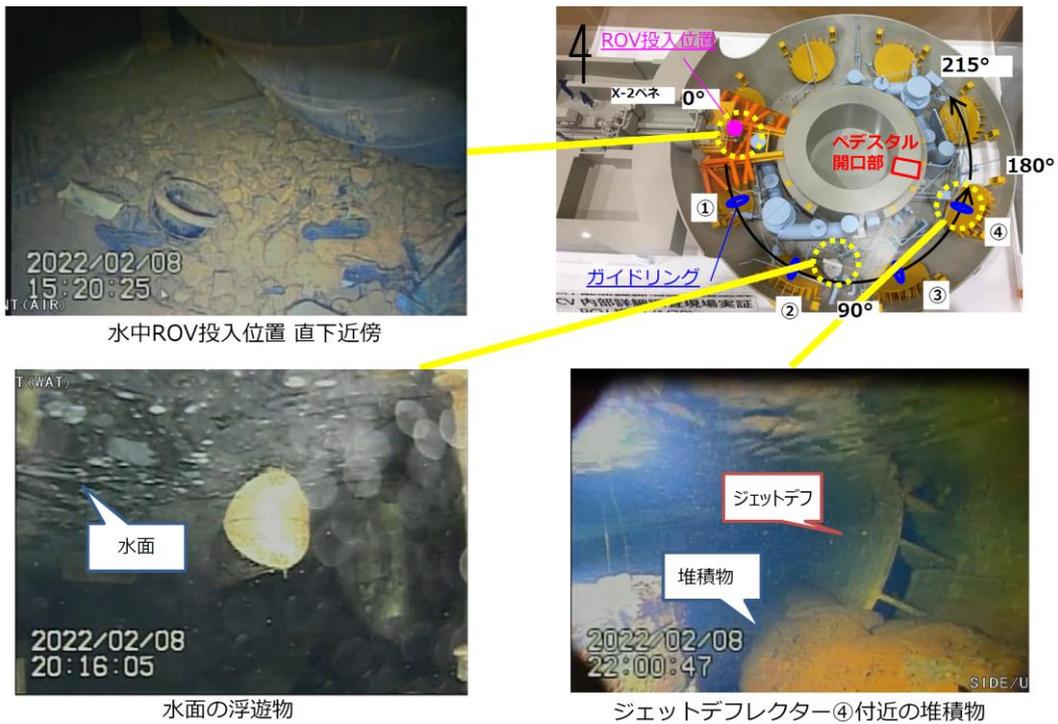


図 2- 50 水中 ROV-A で確認した PCV 内部の状況 [2-29]

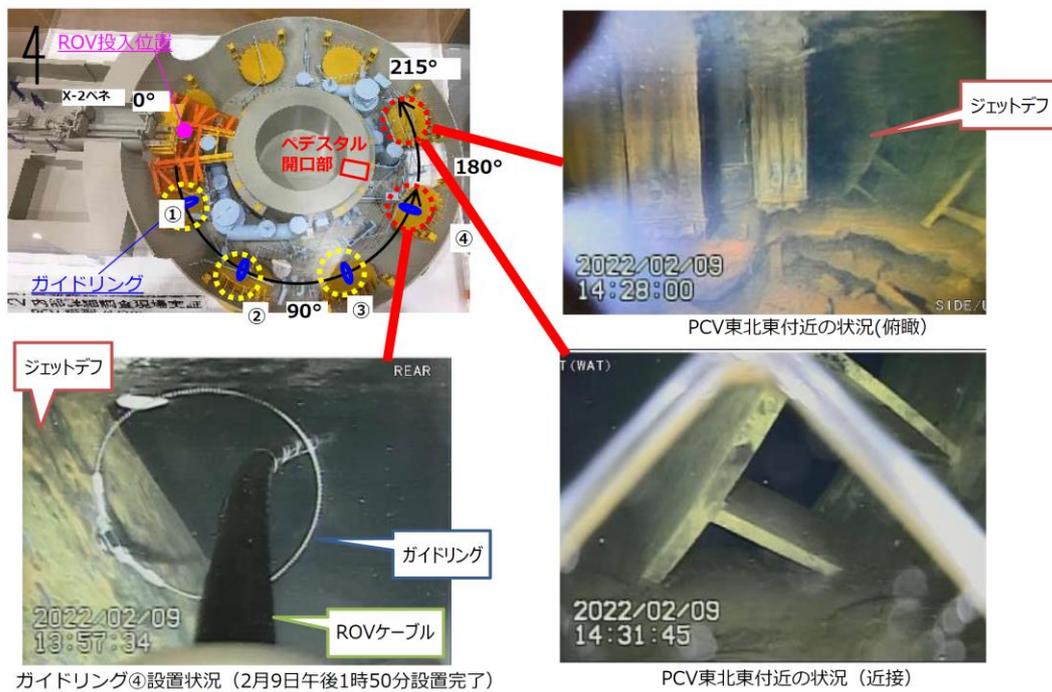


図 2- 51 ガイドリング④設置状況および PCV 東北東(215° )付近の状況 [2-30]

[2-29]福島第一原子力発電所 1号機原子炉格納容器内部調査の実施状況 (2月9日時点)、東京電力ホールディングス株式会社、2022年2月9日

[2-30]福島第一原子力発電所 1号機原子炉格納容器内部調査の実施状況 (2月10日時点)、東京電力ホールディングス株式会社、2022年2月10日

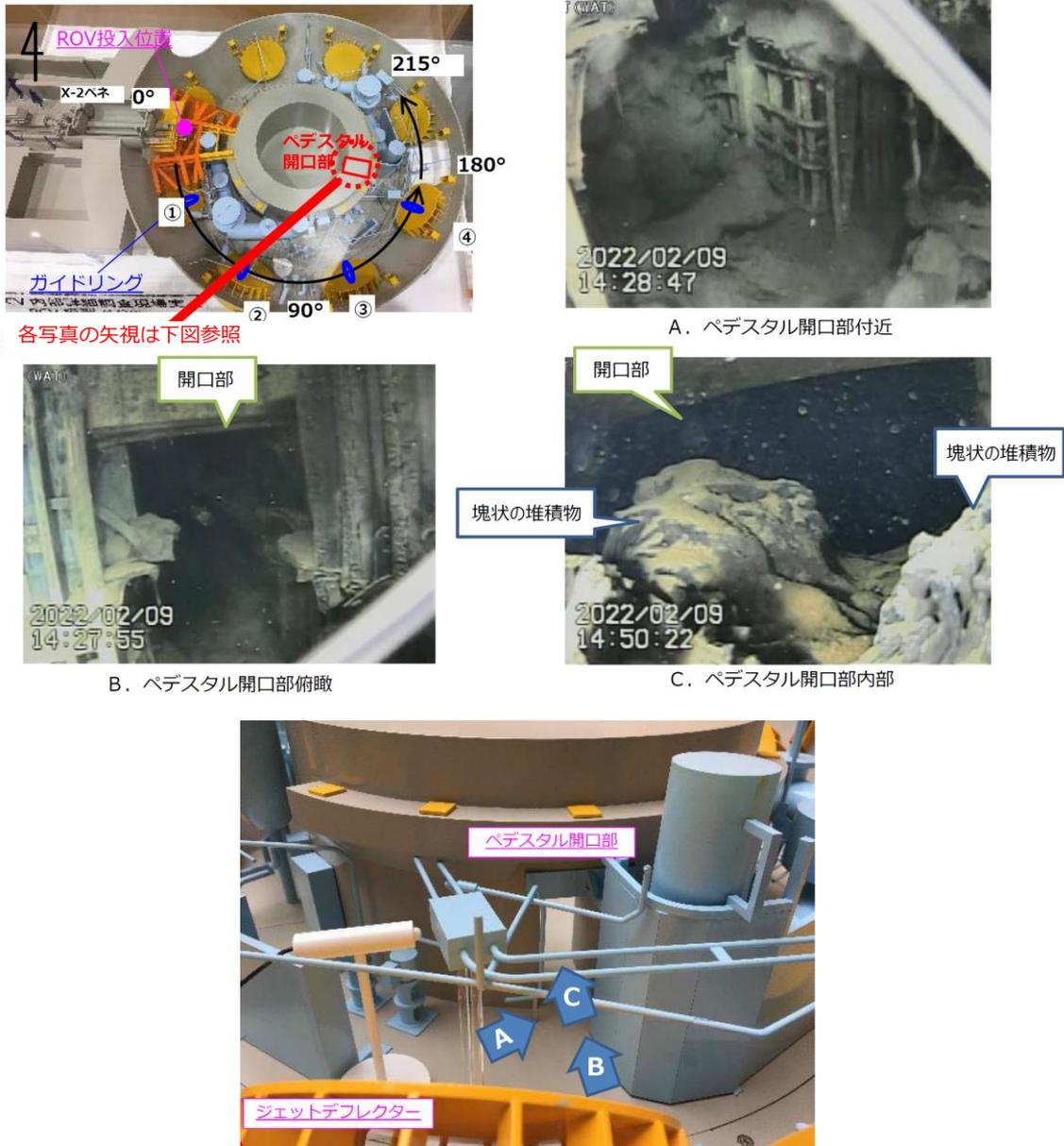


図 2- 52 ペデスタル開口部付近調査状況<sup>[2-30]</sup>

2022年3月から5月にかけて、水中 ROV-A2 を用いてペデスタル外周部の既設構造物の状態確認、堆積物の広がり状況等の確認及び堆積物上の中性子束測定を実施した。調査範囲を図 2- 53 に示す。

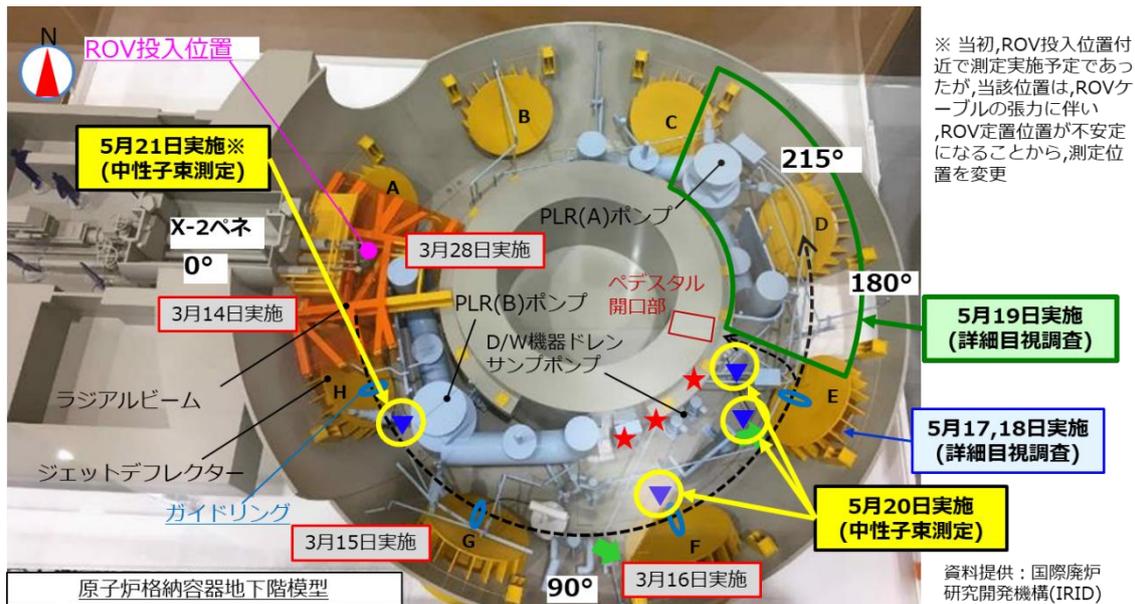


図 2- 53 水中 ROV-A2 による調査範囲<sup>[2-31]</sup>

水中 ROV-A2 による調査結果から、以下の情報が得られた。

- ・ 原子炉再循環系 (PLR) (B)配管・ポンプやジェットデフレクター、ペDESTAL基礎部等の既設構造物において、外観上で大きな損傷は確認されなかった (図 2- 54～図 2- 61)
- ・ PLR(B)入口弁付近にある鉛毛マットの下部 (PCV 底部) およびジェットデフレクター(F)付近において、塊状の堆積物を確認 (図 2- 54 写真 3、図 2- 59 写真 2)
- ・ ジェットデフレクター(H,G,F,E,D)裏側 (圧力抑制室側) において、堆積物を確認 (図 2- 55、図 2- 56、図 2- 58、図 2- 65、図 2- 70)
- ・ ジェットデフレクター(F)裏側 (圧力抑制室側) において、圧力抑制室と繋がるベント管から、気泡のようなものが連続的に出てくる状況を確認 (図 2- 58 写真 2)
- ・ ジェットデフレクター(G)付近において干渉物を確認 (図 2- 56、図 2- 57)
- ・ ジェットデフレクター(A)は下面が見えており、付近の堆積物の高さは作業員アクセス口と比較して低いことを確認 (図 2- 60 写真 2)
- ・ ペDESTAL開口部付近において、RCW 系統配管が設置されていたと推定される位置に配管がなくなっていることを確認 (図 2- 62)

[2-31]1 号機 PCV 内部調査の状況について、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合第 102 回事務局会議配布資料、2022 年 5 月 26 日

- ・ 機器ドレンサンプ付近にある PCV 底部の堆積物が上下の層を形成し、内部が空洞になっていることを確認 (図 2- 63、図 2- 64、図 2- 66～図 2- 68)
- ・ ペデスタル開口部 (基礎部) 付近のコンクリートについて、ペデスタルの鉄筋およびインナースカートがむき出しになっていることを確認 (図 2- 64、図 2- 66～図 2- 69)
- ・ ペデスタル開口部 (基礎部) にある堆積物は上下の層をなし、内部が空洞となっているが、その空洞部分においてペデスタル基礎部の鉄筋がむき出しとなっている状況。堆積物の上層より上では、ペデスタル基礎部が残った状態であることを確認 (図 2- 59、図 2- 64、図 2- 68)
- ・ ペデスタル開口部 (内部手前) において、塊状の体積物を複数確認 (図 2- 69)
- ・ ジェットデフレクター(C)付近において、堆積物を確認 (図 2- 70)

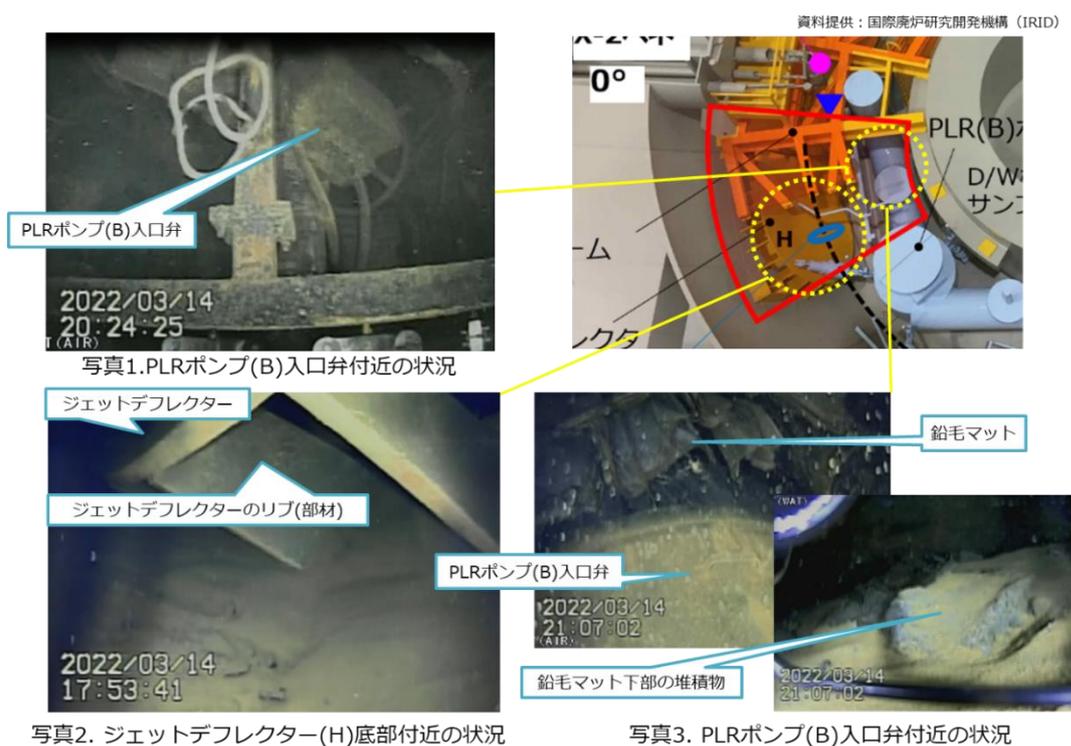


図 2- 54 PLR ポンプ(B)付近およびジェットデフレクター(H)付近の状況<sup>[2-32]</sup>

[2-32]福島第一原子力発電所 1 号機原子炉格納容器内部調査 (ROV-A2) の実施状況 (3月14～16 日の作業状況)、東京電力ホールディングス株式会社、2022 年 3 月 24 日

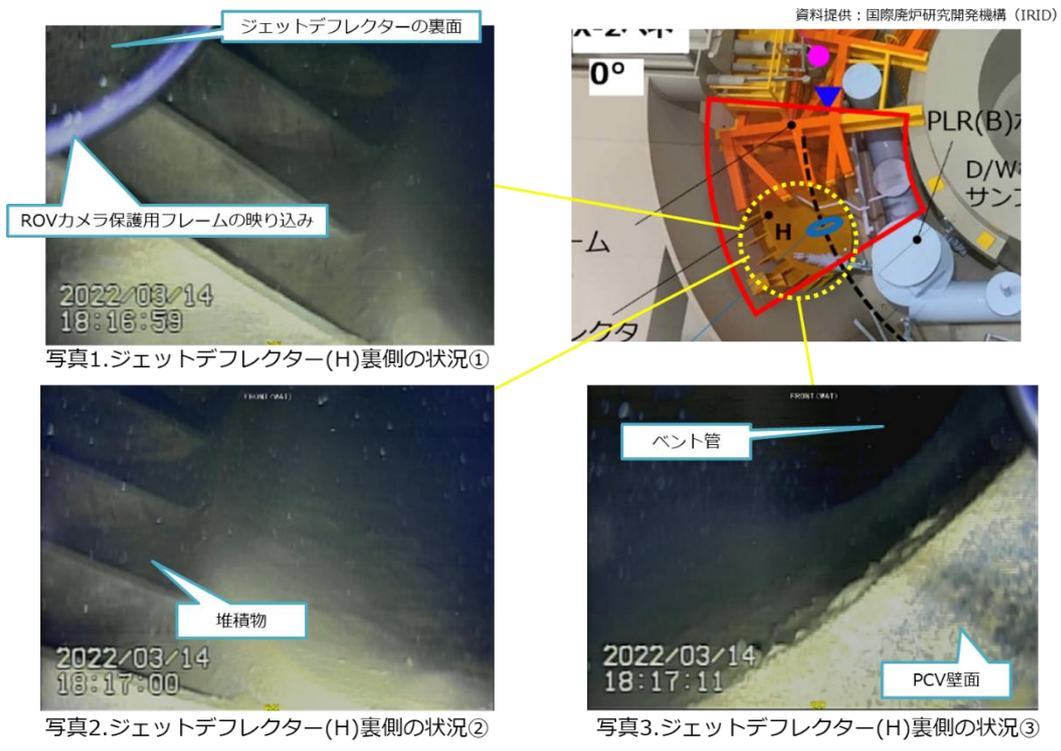


図 2- 55 ジェットデフレクター(H)付近の状況[2-32]

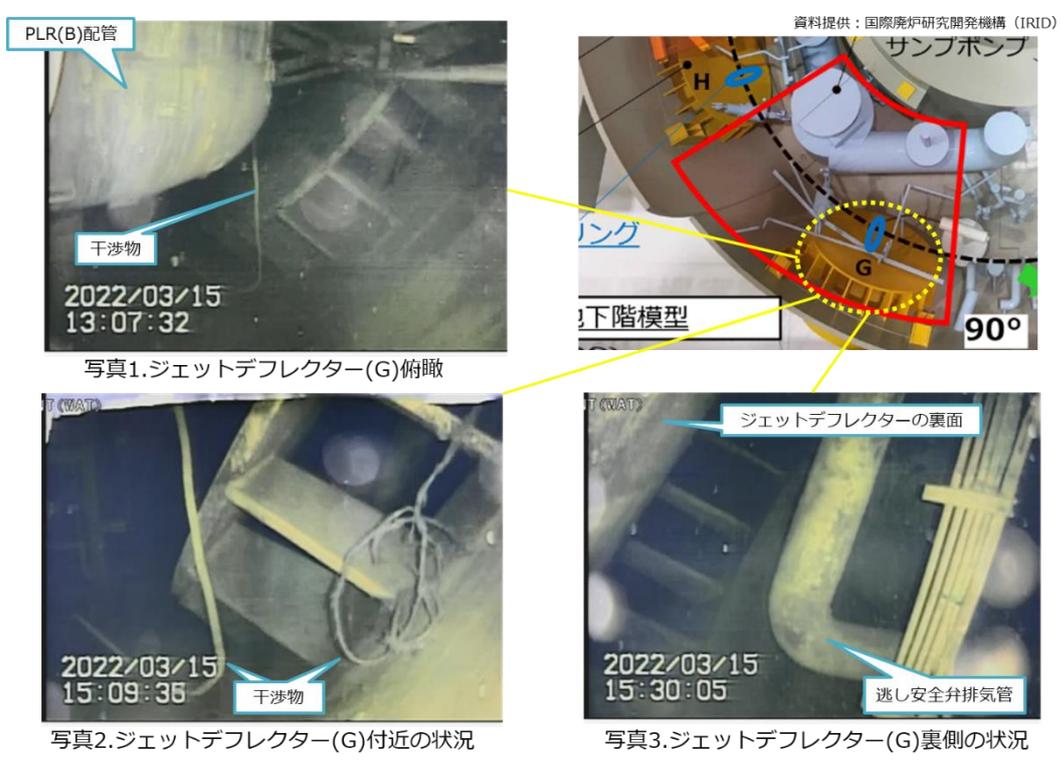


図 2- 56 ジェットデフレクター(G)付近の状況[2-32]



図 2-57 PLR ポンプ(B)付近および  
ジェットデフレクター(G)付近の状況[2-32]

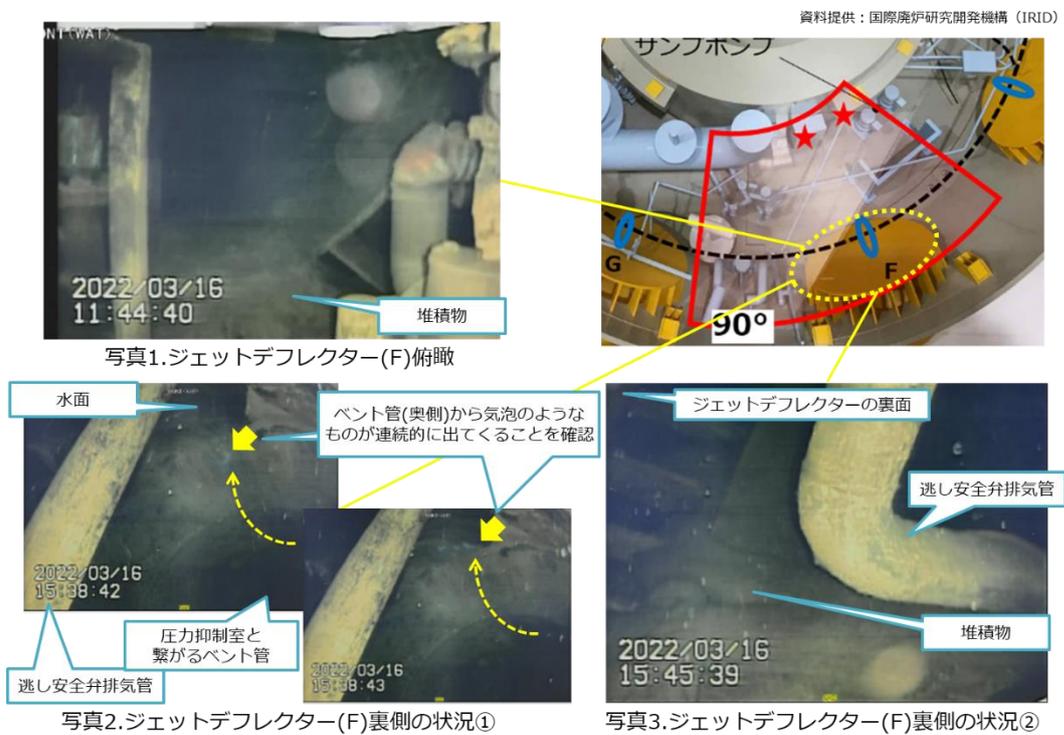


図 2-58 ジェットデフレクター(F)付近の状況[2-32]



図 2-59 ペDESTAL付近およびジェットデフレクター(F)付近の状況[2-32]

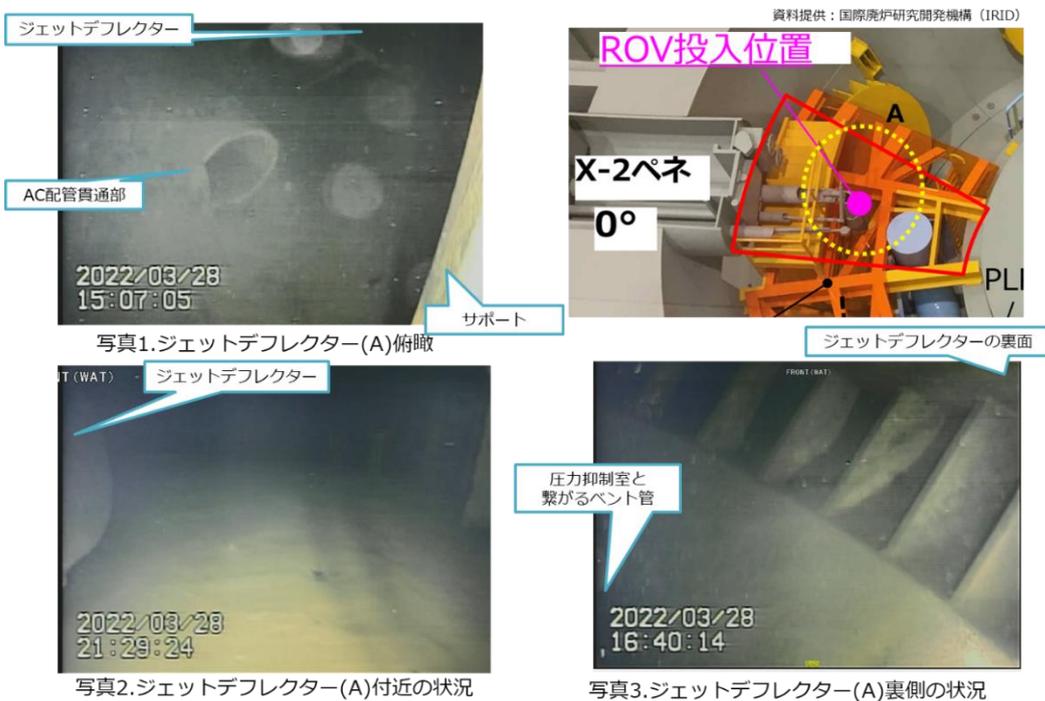


図 2-60 ジェットデフレクター(A)付近の状況[2-33]

[2-33] 1号機 PCV 内部調査の状況について、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合第100回事務局会議配布資料、2022年3月31日

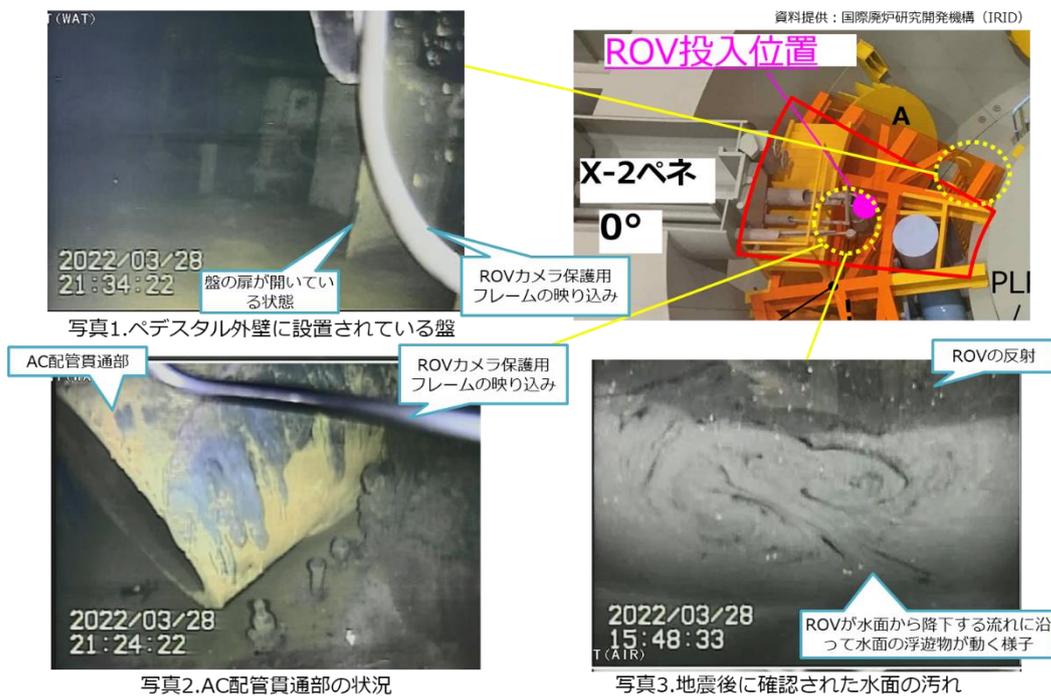


図 2- 61 ジェットデフレクター(A)付近の既設構造物等の状況[2-33]

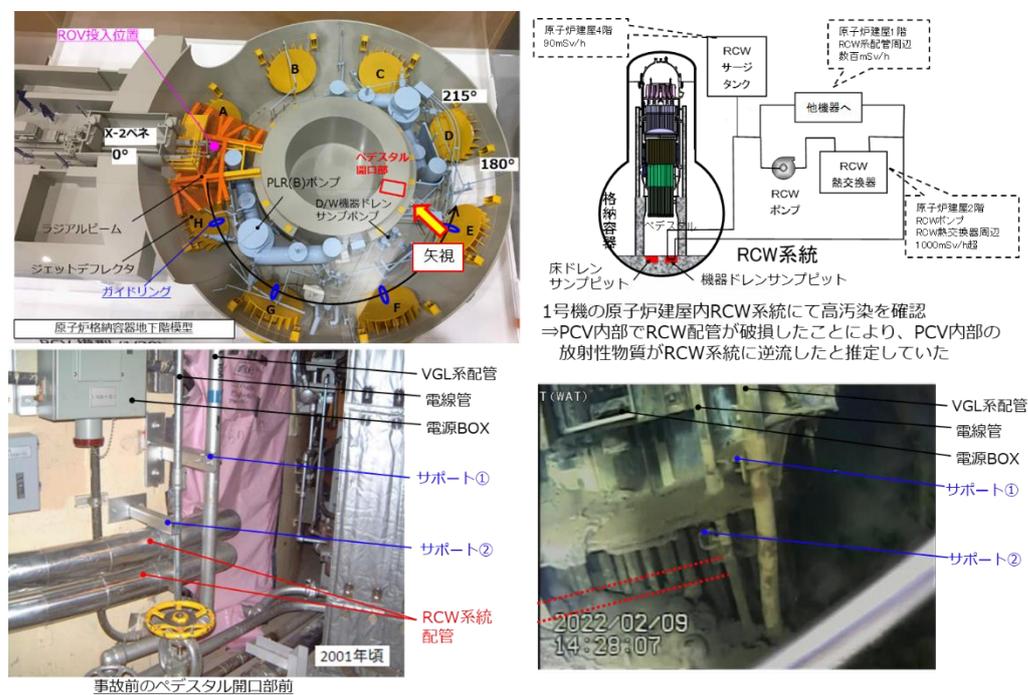


図 2- 62 ペDESTAL開口部付近の RCW 系統配管[2-34]

[2-34]1号機 PCV 内部調査の状況について、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 29 回会合配布資料、2022 年 4 月 26 日

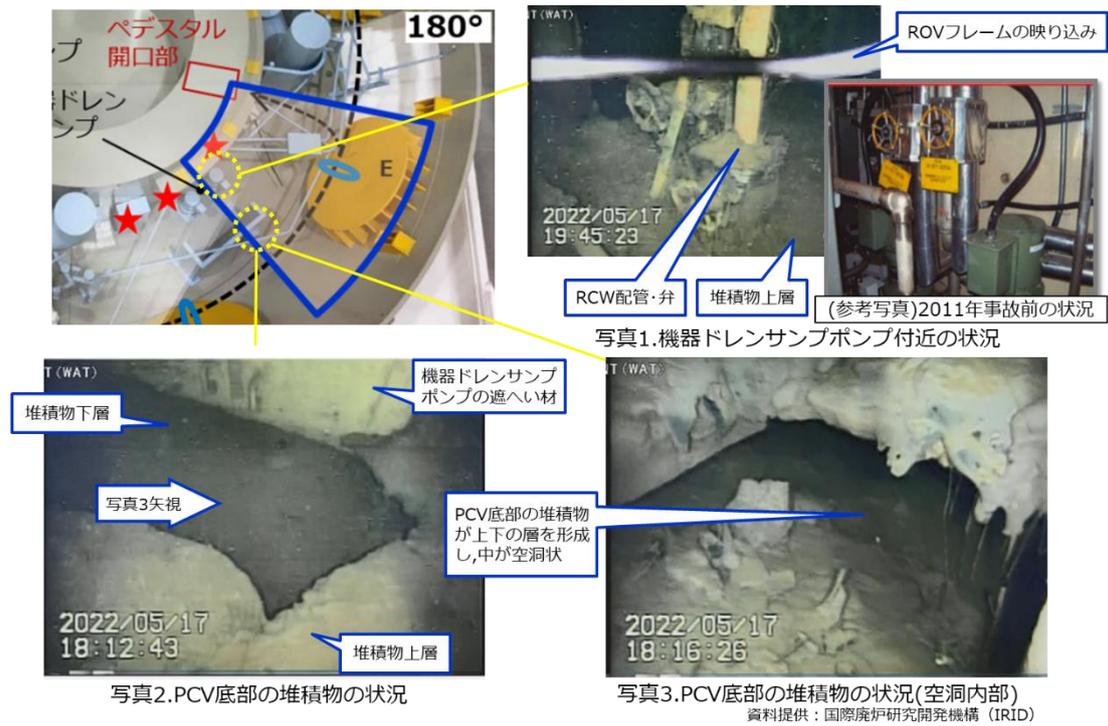


図 2- 63 機器ドレンサンプ付近および PCV 底部の状況[2-31]

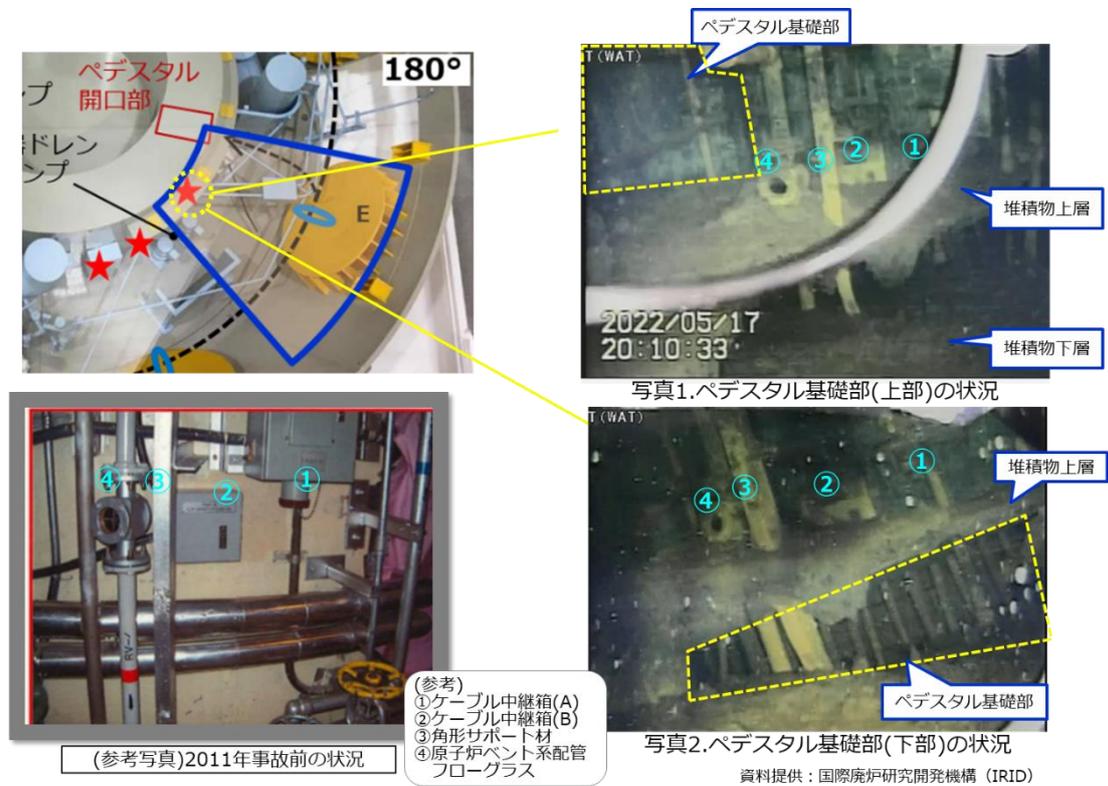


図 2- 64 ペDESTAL付近の状況[2-31]

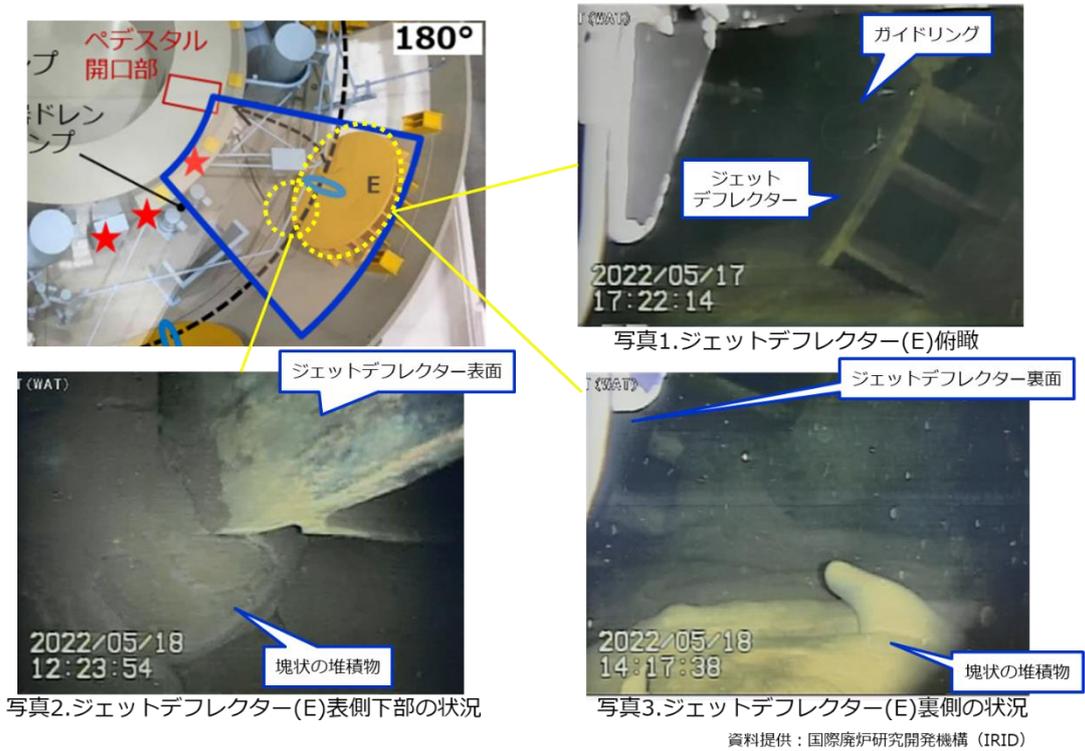


図 2-65 ジェットデフレクター(E)付近の状況[2-31]

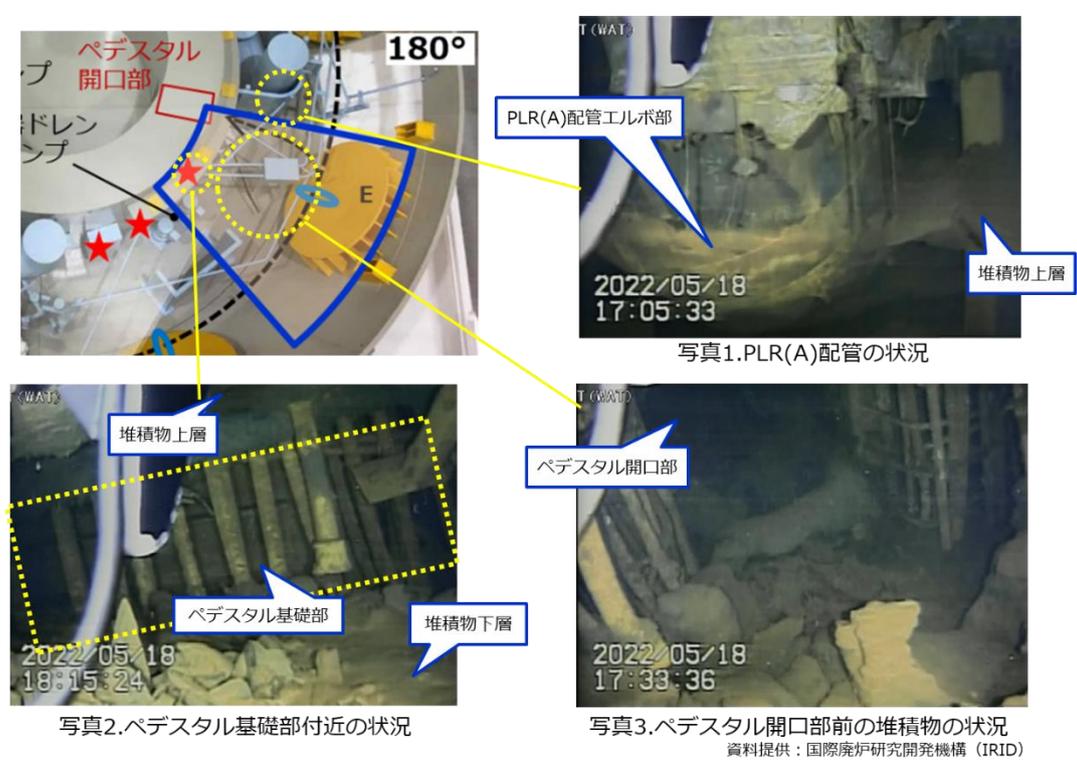


図 2-66 PLR(A)配管およびペDESTアル付近の状況[2-31]

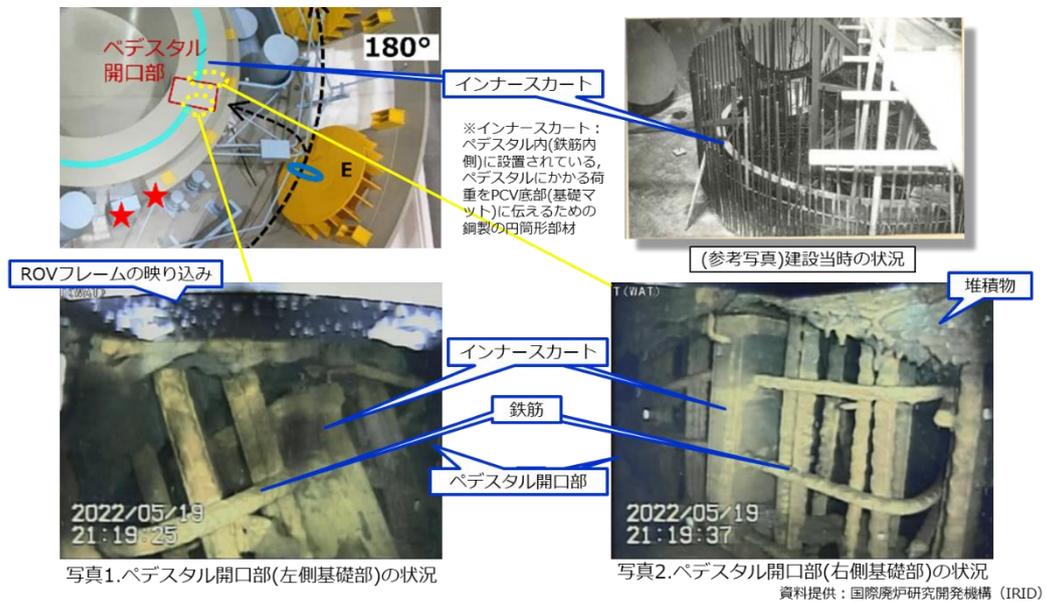


図 2- 67 ペDESTAL開口部 (基礎部) の状況 [2-31]



図 2- 68 ペDESTAL開口部 (基礎部) 付近の状況 [2-31]

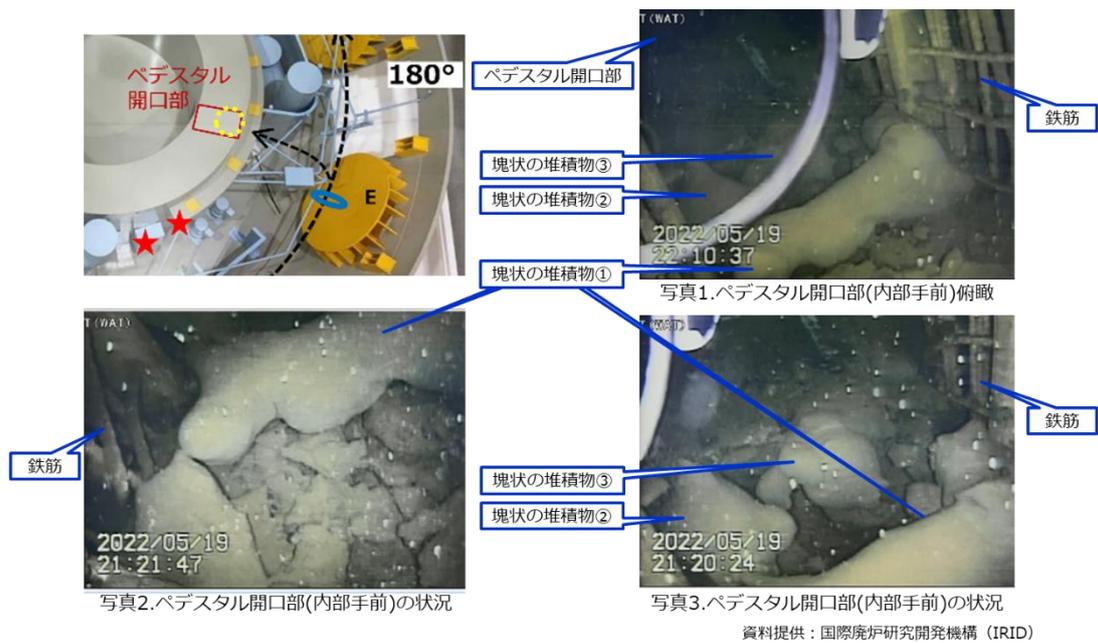


図 2- 69 ペデスタル開口部（内部手前）付近の状況<sup>[2-31]</sup>

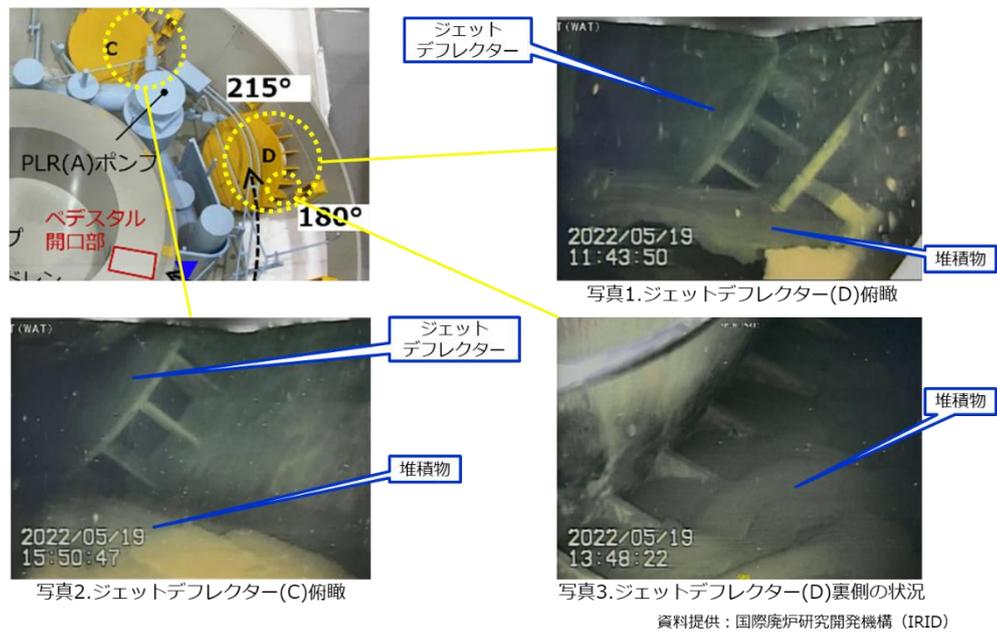
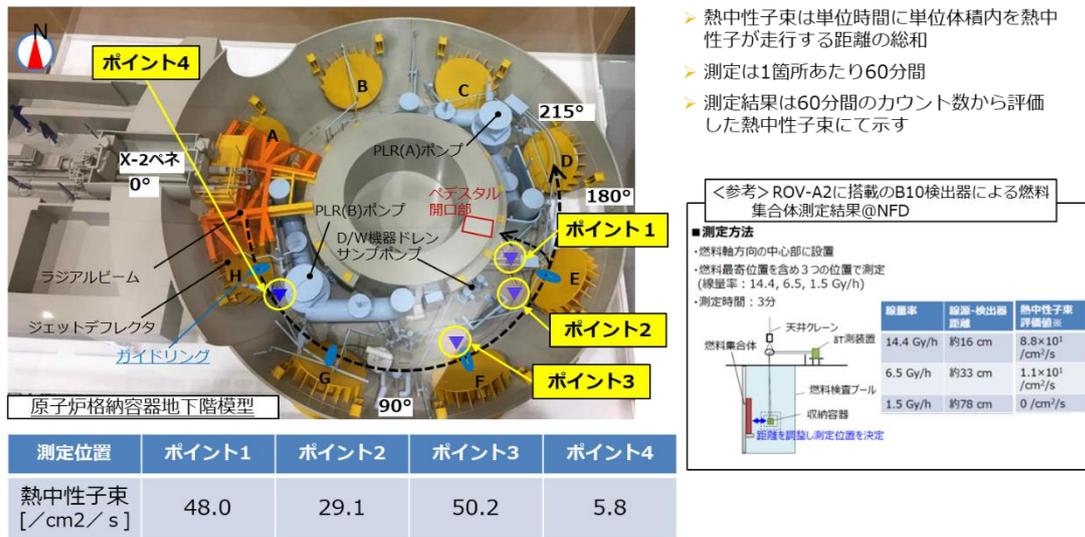


図 2- 70 ジェットデフレクター(C,D)付近の状況<sup>[2-31]</sup>

2022年5月に水中 ROV-A2 に搭載した中性子検出器を用いて堆積物上の中性子束測定を実施し、測定ポイント全てにおいて熱中性子束を確認した。(図 2- 71)。



資料提供: 国際廃炉研究開発機構 (IRID)

図 2- 71 中性子束測定結果[2-31]

2022年6月には水中 ROV-C を用いて取得した超音波測定データと、測定位置の映像・既設構造物の位置情報を比較し、水面から堆積物までの距離や堆積物厚さを推定した。推定結果を図 2- 72 に示す。

超音波測定データ及び水中 ROV-C・A2 の調査時の映像から、粉状・泥状の堆積物厚さは想定より薄いと評価した。また、堆積物（粉状・泥状および板状・塊状の堆積物含む）内部の状態（空洞の存在等）については、この調査結果からは評価できなかった。PCV 底部からの堆積物厚さについては、ペデスタル開口部付近が比較的高く、水中 ROV 投入位置である X-2 ペネ付近に近づくにつれて徐々に低くなっていることを確認した。

なお、ペデスタル開口部前の堆積物が一部低くなっている（図 2- 72 青点線囲い部）が、調査時の映像から、堆積物が崩れているためと推定した。

堆積物の状態が特徴的な調査ポイントとして、図 2- 72 図中⑬-⑭では調査映像より空洞部が確認されており、測定結果についても空洞部の段差を確認した（図 2- 73）。図 2- 72 図中⑯-⑰では調査映像より堆積物が崩れた状態が確認されており、測定結果についても崩れた堆積物の凹凸を確認した（図 2- 74）。

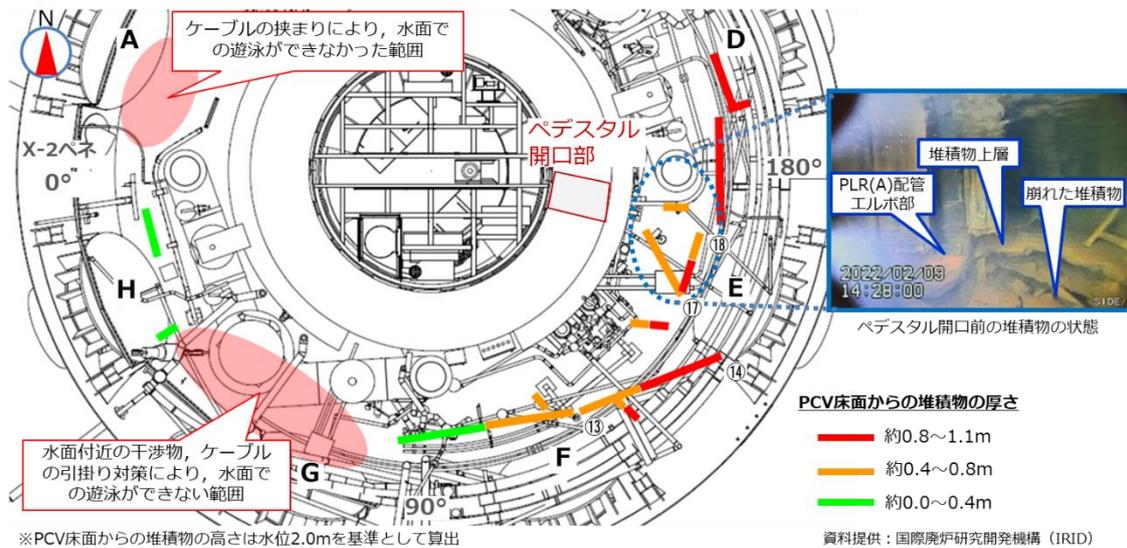


図 2-72 ROV-C による堆積物厚さ推定結果[2-35]

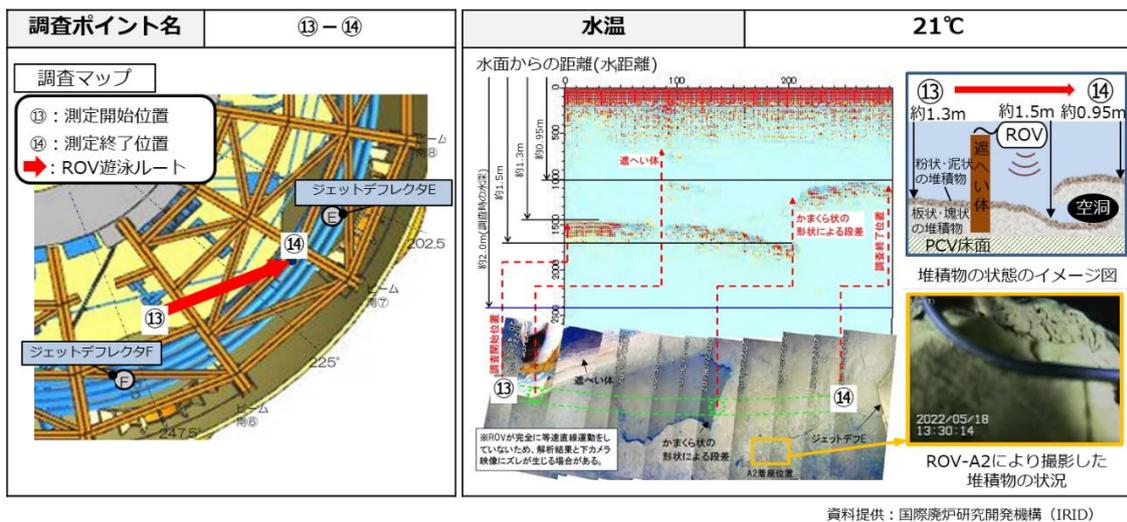


図 2-73 調査ポイント⑬-⑭の評価結果[2-35]

[2-35]1号機 PCV 内部調査の状況について、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合第 104 回事務局会議配布資料、2022 年 7 月 28 日

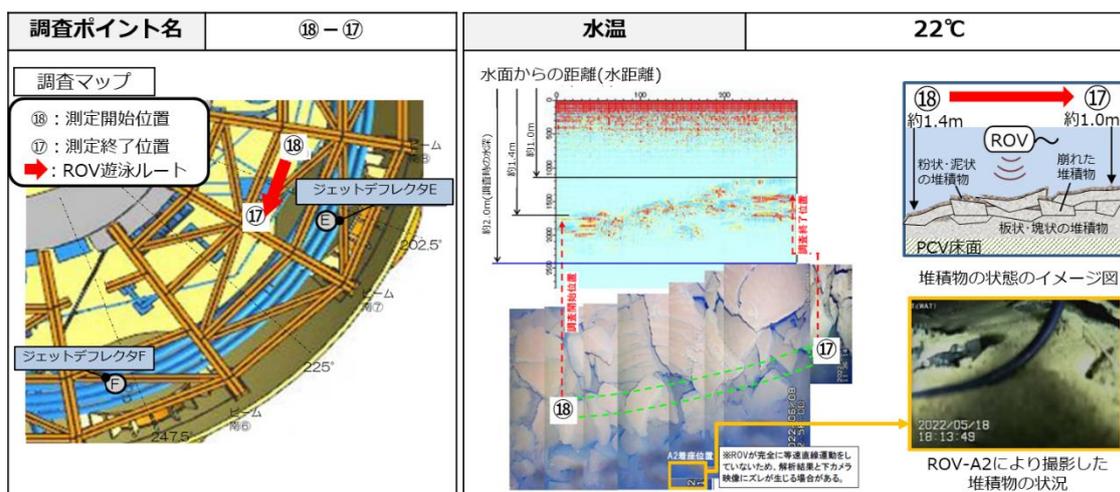


図 2-74 調査ポイント⑱-⑰の評価結果[2-35]

(18) 1号機 CS (A) 系テストライン他の配管表面線量率の測定結果【UPDATE】

1号機 S/C 取水設備設置に向けた S/C 内包水のサンプリングのため、2022年6月に取水口の候補である CUW 配管及び周辺の線量率測定等の現場調査を実施した。CUW 配管に近接する CS 配管の表面線量率を測定したところ、CS (A) 系テストライン (CS-24) で約 50mSv/h、CS (A) 系ポンプ出口ライン (CS-9) で約 25mSv/h を確認した (図 2-75)。

当該配管が高線量率である要因として、RPV または S/C からの核分裂生成物 (FP) の移行が想定されるが、RPV から FP が移行しやすい CS-9※より CS-24 が高線量率であるため、S/C からの FP 移行が考えられる (図 2-76)。

※：CS-9・CS-24 分岐部から CS-9 の線量率測定箇所までは、仕切弁が無い

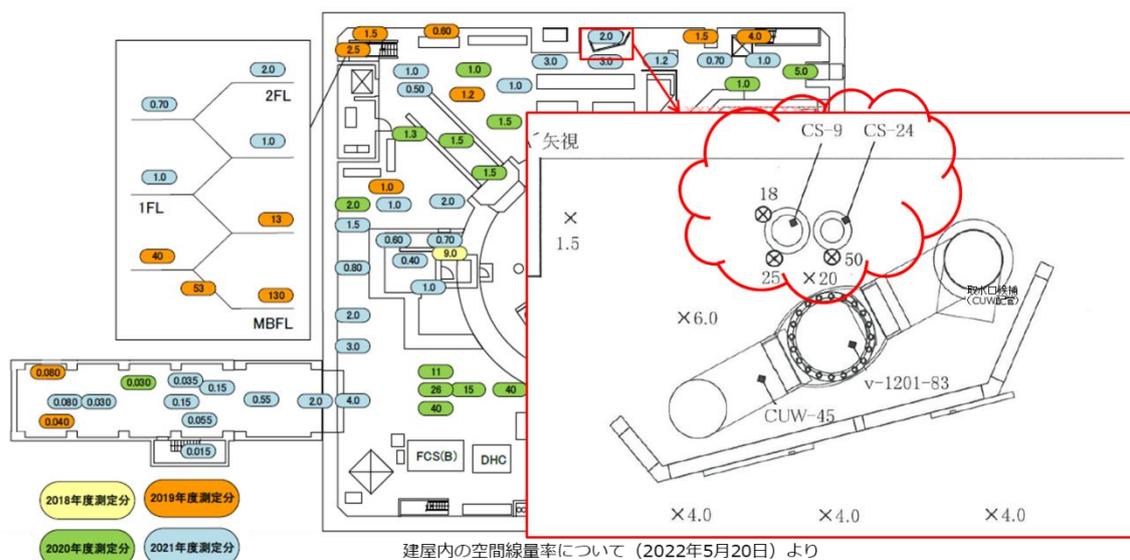


図 2-75 CUW 配管及び周辺の線量測定結果[2-36]

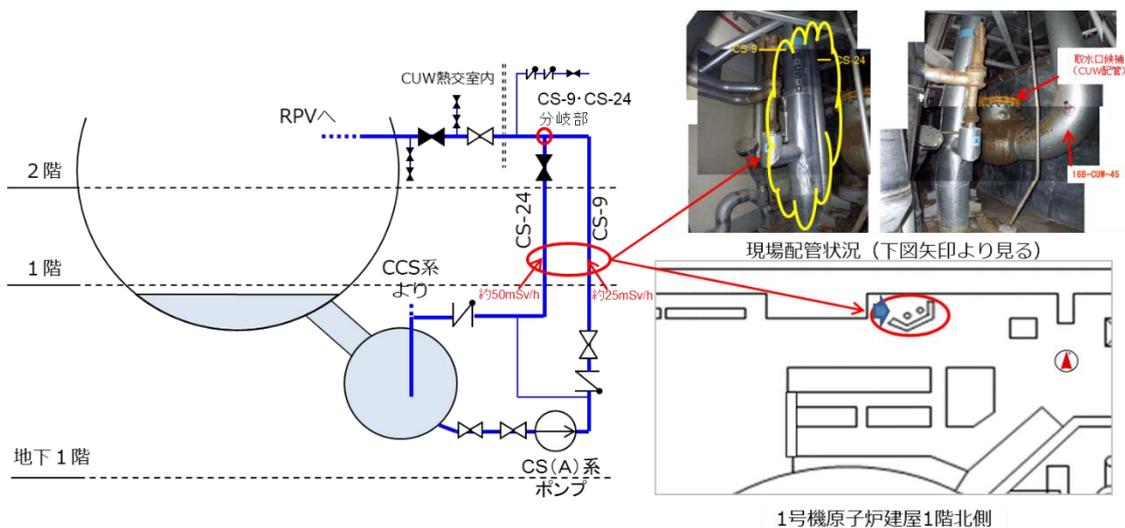


図 2-76 CS (A) 系配管の系統状態[2-36]

[2-36]1号機 CS (A) 系テストライン他の配管表面線量の測定結果について、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第30回会合配布資料、2022年3月30日

### 3. 2号機の炉心・格納容器の状態について

#### (1) 格納容器内水位の測定結果

2012年3月に実施した2号機格納容器内部調査では、格納容器貫通部(X-53(原子炉建屋1階))に孔を開け、調査装置を挿入することにより、カメラによる内部撮影や、格納容器内滞留水水位の確認、線量率・温度測定等を実施した。[3-1]

ここで、滞留水水位は、ビデオイメージスコープにより、D/W 床上約60cm(2012年3月26日時点)であることが確認された(図3-1)。

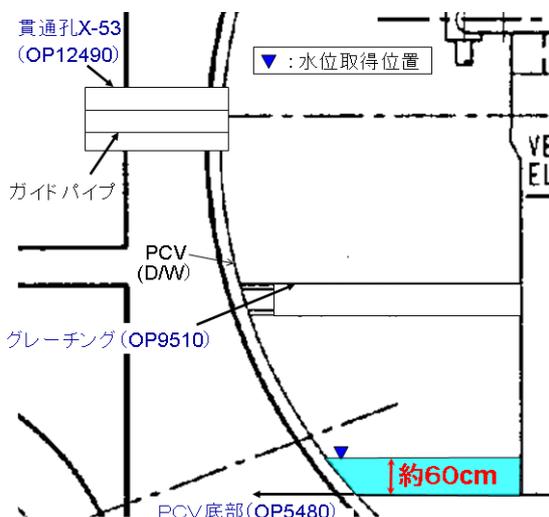


図3-1 2号機格納容器内滞留水水位測定結果

#### (2) 格納容器内ペDESTAL開口部付近の調査結果

2013年7、8月に実施した2号機格納容器内部調査では格納容器貫通部(X-53(原子炉建屋1階))から調査装置を挿入し、制御棒駆動機構(CRD)交換レール及びペDESTAL開口部近傍について、カメラによる内部撮影、線量率・温度測定を実施した(図3-2)。[3-2]

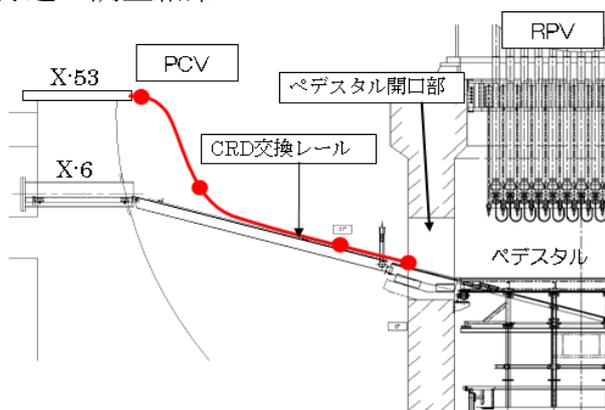


図3-2 2号機格納容器内部調査範囲

ペDESTAL開口部からペDESTAL内部を撮影した画像について、ノイズ除去ならびにコントラスト強調のための画像処理をした結果、ペDESTAL開口部から奥の上部に制御棒位置指示系(PIP)用ケーブルが確認されたが、開口部下部の状況は不鮮明であった(図3-3)。

また、線量計によりCRD交換レール上部までの線量率データが得られ、測定できた範囲では約45~80Sv/hであった。参考としてカメラの画像ノイズからの線量率推定を実施したところ、CRD交換レール着座位置で約30Sv/h、ペDESTAL開口部近傍で約36Sv/hであり、CRD交換レール上ペDESTAL開口部に近づ

[3-1]格納容器内部調査結果及び漏洩経路の特定に向けた調査計画、東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に関する技術ワークショップ、2012年7月24日

[3-2]2号機PCV内部再調査結果について、廃炉対策推進会議第7回事務局会議配布資料、2013年8月29日

いても、燃料デブリへの接近を示唆するような急激な線量率上昇はみられなかった。



(参考) 5号機ペDESTAL開口部

図 3-3 ペDESTAL開口部からのペDESTAL内部の画像(画像処理後)

### (3) 圧力抑制室への窒素封入試験結果

2013年5月に実施したS/Cへの窒素封入試験により、S/C圧力が3kPag(2013年5月14日時点)であることが確認された。S/C内水位が満水に近い状況であれば相応の水頭圧がかかることから、S/C内水位の正確な絶対値は不明であるが、窒素封入口(OP.3780)程度であることが示された。D/W内水位が低いことと合わせて、原子炉への注水はD/Wからベント管を経由してS/Cへ流入、S/C下部から原子炉建屋へ漏れいしていると推定され、この場合、現状のS/C内水位はトラス室内の滞留水水位と同程度と推定される(図3-4)。<sup>[3-3]</sup>

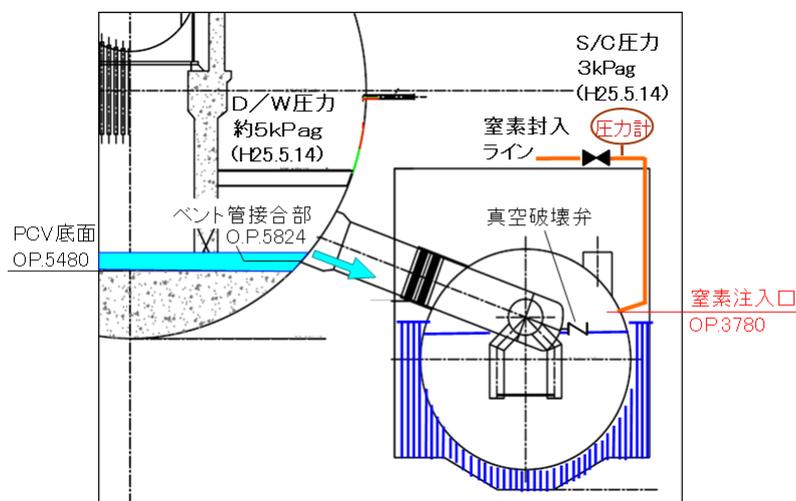


図 3-4 2号機 S/C 内気相部閉空間の推定

[3-3] 【資料3】個別の計画毎の検討・実施状況、廃炉対策推進会議第3回事務局会議配布資料、2013年

当試験は、2011年12月以降、D/W 圧力減少操作に伴い、2号機格納容器ガス管理設備で測定する水素濃度及びKr-85放射能濃度が上昇する事象を受けて、1号機と同様に、S/C 内に事故初期の水素と Kr-85 が残留するかどうかを確認するために実施した。

なお、試験の結果、窒素封入前後の S/C 圧力は、封入開始前の 3kPag から封入終了後に 7kPag となり、封入する毎に徐々に加圧され、S/C へ窒素が封入されていることが確認されたものの、格納容器ガス管理設備で測定する水素濃度、Kr-85 放射能濃度に応答は見られなかった。S/C から D/W へ流れが形成されていない可能性と、流れが形成されたものの既に S/C 内の残留水素の濃度が低く、応答が出なかった可能性とが考えられ、検証のための追加試験を実施した。

2013年7月には D/W へ窒素を封入し、D/W 圧力の上昇とそれに追従して S/C 圧力が僅かに上昇することを確認した。また、2013年10月には再度 S/C へ窒素を封入し、S/C 圧力が上昇し D/W 圧力と一致した後は、両圧力は連動して上昇する傾向を示した。また、S/C への窒素封入停止後に、S/C 圧力が D/W 圧力に追従して低下した。<sup>[3-4]</sup>

以上から、S/C へ封入した窒素は D/W へ流れていること、一方格納容器ガス管理設備で測定する水素濃度には応答が見られなかったことから、既に S/C 内に水素は残留していないことを確認した。なお、試験期間中の原子炉建屋地下階水位は OP.3400 程度以下であり、S/C 内水位はトーラス室水位と連動（トーラス室水位－内圧押し込み分）すると考えられることから、この際、S/C 内の真空破壊弁（OP.3305）は水没しておらず、当該弁を経由して窒素が流れているものと推定される。

#### （4）トーラス室調査結果

2013年4月に実施した2号機トーラス室調査では、ロボットによりトーラス室内の回廊にアクセスし、可能な範囲内で、動画撮影や、線量率測定、音響確認等を実施した。<sup>[3-5]</sup>

S/C の液相漏えい箇所については特定されていないが、カメラ映像によると、S/C のマンホールのフランジ等からの漏水はないことが確認された（図 3-5）。

---

5月30日

[3-4]福島第一・2号機 S/C 水素パージのための窒素封入試験（2回目）の実施状況について（結果）、廃炉・汚染水対策チーム会合第1回事務局会議配布資料、2013年12月26日

[3-5]2号機原子炉建屋地下階トーラス室内調査、政府・東京電力中長期対策会議第5回運営会議配布資料、2012年4月23日

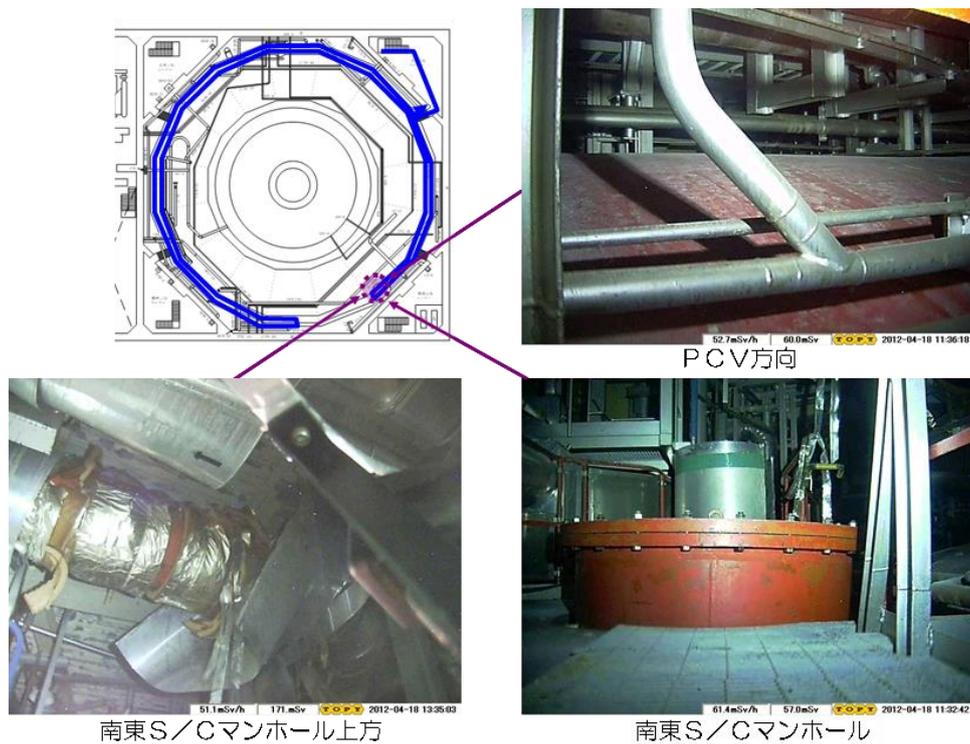


図 3- 5 2号機トーラス室内カメラ映像（抜粋）

#### (5) トーラス室ベント管下部調査結果

2012年12月、2013年3月に実施した2号機トーラス室調査では、ロボットによりベント管下部周辺の調査を行った。ここでは、4足歩行ロボットのアーム先端に取り付けた小型走行車をS/C上に着座させて、ベント管付近まで移動し、画像を取得している。<sup>[3-6]</sup>

S/Cの液相漏えい箇所については特定されていないが、確認できる範囲内ではベント管下部からの漏水はないことが確認された（図3-6）。

[3-6]2号機ベント管下部周辺調査結果について、廃炉対策推進会議第1回事務局会議配布資料、2013年3月28日

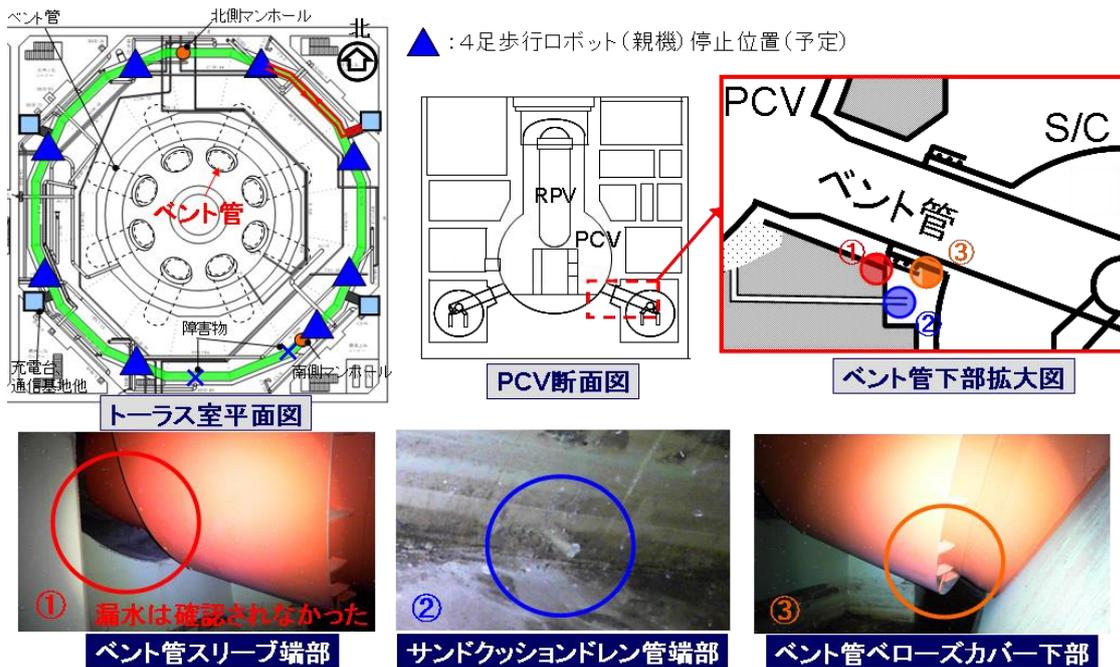


図 3-6 2号機トラス室内ベント管下部カメラ映像（抜粋）

(6) S/C内水位測定結果

2014年1月に、遠隔操作でS/C内水位をS/C外面より超音波で測定する技術を用いて、S/C内部構造物（反対側壁面を含む）の反射波を連続的に測定し、その消失位置から水位を特定する方法によりS/C内水位を測定した（図3-7）。[3-7]

S/C内水位は、S/Cへの窒素封入試験により推測されたとおり、トラス室内滞留水とほぼ同レベルで連動しており、S/C内の下部（配管含む）から液相漏えいが発生していることが確認された。

測定日	1月14日	1月15日	1月16日
S/C内水位	約OP3, 210	約OP3, 160	約OP3, 150
トラス室滞留水水位（参考）	約OP3, 230	約OP3, 190	約OP3, 160
水位差	約20mm	約30mm	約10mm
測定方法	水中構造物の直接距離計測		

【補足】S/C内の水位は、トラス室滞留水水位の変化の影響を受けると考えられる。

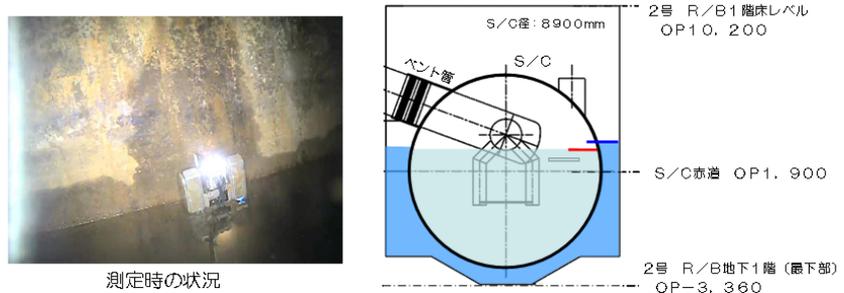


図 3-7 2号機 S/C 内水位測定結果

[3-7] 2号機S/C内水位測定結果、廃炉・汚染水対策チーム会合第2回事務局会議配布資料、2014年1月30日

(7) 2号機 SGTS 室ラプチャディスク関連調査【UPDATE】

課題 2号機-9 を解明するための調査として、2014年11月に2号機 SGTS 室内に設置されているラプチャディスク、および、非常用ガス処理系 (SGTS) フィルタの線量率測定を実施した

図 3-8 に格納容器から 1・2 主排気筒へと繋がるベント関連の配管系統図を示す。緑で示すラインは、格納容器圧力が設計圧力以上となった場合に格納容器から気体を放出するベントラインである。ベントラインは建設時から設置されている非常用換気空調系ラインの SGTS フィルタをバイパスする形で設置されている。また、この系統はパージライン、原子炉建屋内換気空調系ラインとも接続されている。図中のそれぞれの弁の開閉状態については、全閉の場合は黒、全開の場合は白と書き分けている。なお、ラプチャディスクの直上流の弁 (MO-271) は 3月13日に 25%中間開状態に操作されたことが記録されており、現在もその状態が保持されている。また、格納容器の S/C 側の直下流の弁は、3月14日までに大弁小弁の開操作がなされたものの、ラプチャディスクの設定圧に到達した時点での開閉状態は不明となっている。

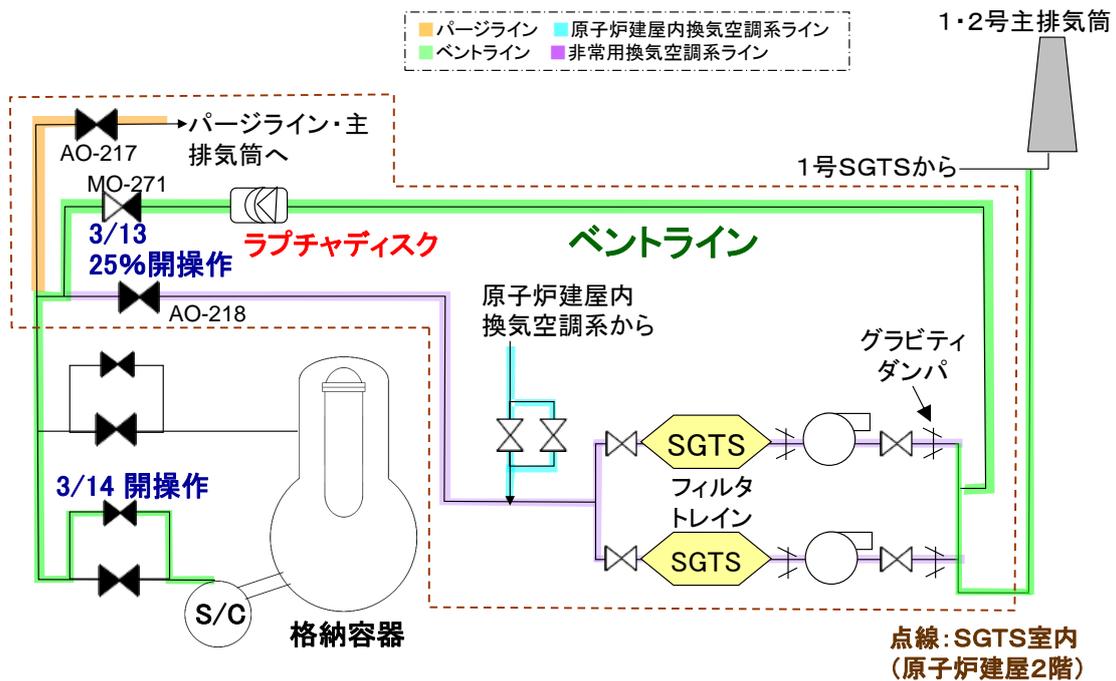


図 3-8 ラプチャディスク関連系統図

図 3-9 に 2014年10月8日に実施した、ラプチャディスク周辺の線量率調査結果を示す。ラプチャディスクの線量率測定結果は北面から測定した場合 0.30mSv/h、南面から測定した場合 0.08mSv/h であった。これは、ラプチャデ

ディスク上流の 0.30mSv/h(北面),0.12mSv/h(南面)、および、同下流の 0.30mSv/h(北面),0.16mSv/h(南面)と比較してほぼ同等であり、また、1号機のベントラインで観測されたような、多量の放射性物質を含むガスが通過した場合に予想される汚染状態にはなっていないものと考えられる。

また、北面が高く南面が低いという特徴が周辺の線量率に一貫してあらわれていることが確認できた。これは、北側に存在している高線量の物体の影響を受けている可能性を示唆していると考えられる。すなわち、配管が遮へい体として機能し、北面では高線量物体を遮へいなしで、南面では高線量物体を配管により遮へいした状態で測定しているものである可能性が高い。したがって、ラプチャディスク周辺配管は、ラプチャディスクも含めて、ほとんど汚染していない可能性が高い。

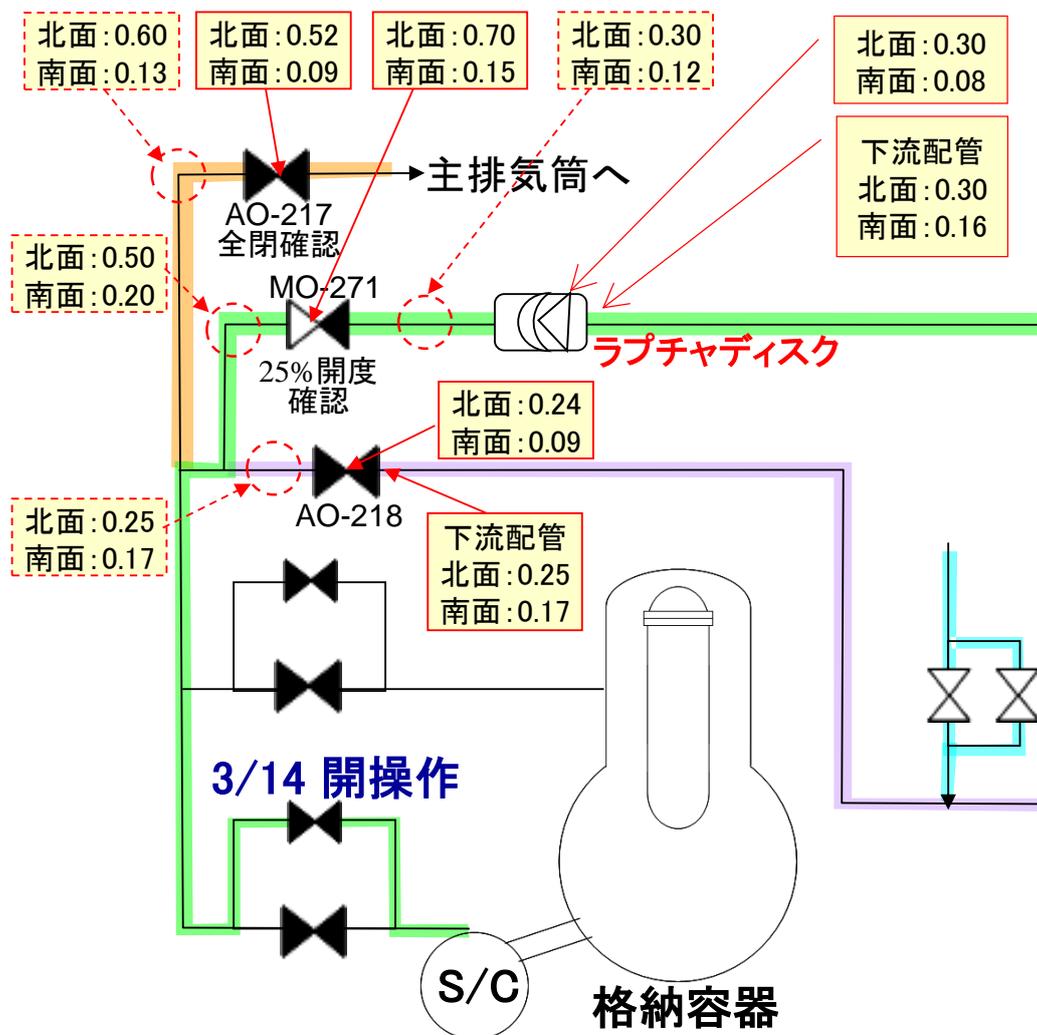


図 3-9 ラプチャディスク周辺線量率測定結果 (単位 : mSv/h)

前述の通り、北側に存在している高線量物体の線量率は相当高いことが予想されたため、SGTS 室北側についてはロボットを用いた線量率測定を実施した（2014年11月12日）。

図 3-10、図 3-11 にそれぞれ SGTS フィルタ (A) (B) 周辺の線量率測定結果を示す。(A) (B) とともに、最大約 1Sv/h の非常に高い線量率となっていることが確認された。また、その汚染の最大値は SGTS フィルタ出口側の HEPA フィルタで観測されている。通常、SGTS フィルタは入口に近いところから放射性物質を捕捉していくものであるため、この観測結果は、放射性物質を含む気体が SGTS フィルタを逆流したことを示唆している。図 3-8 から明らかなように、SGTS フィルタを逆流する経路は、2号機のベントラインから逆流する経路と1号機のベントラインから逆流する経路（3号機から4号機へと水素が逆流したのと同じ状況）の2つが考えられる。

今回の調査では、ラブチャディスク周辺では汚染は確認できなかったものの、2号機ラブチャディスクの作動の有無を特定することはできなかった。

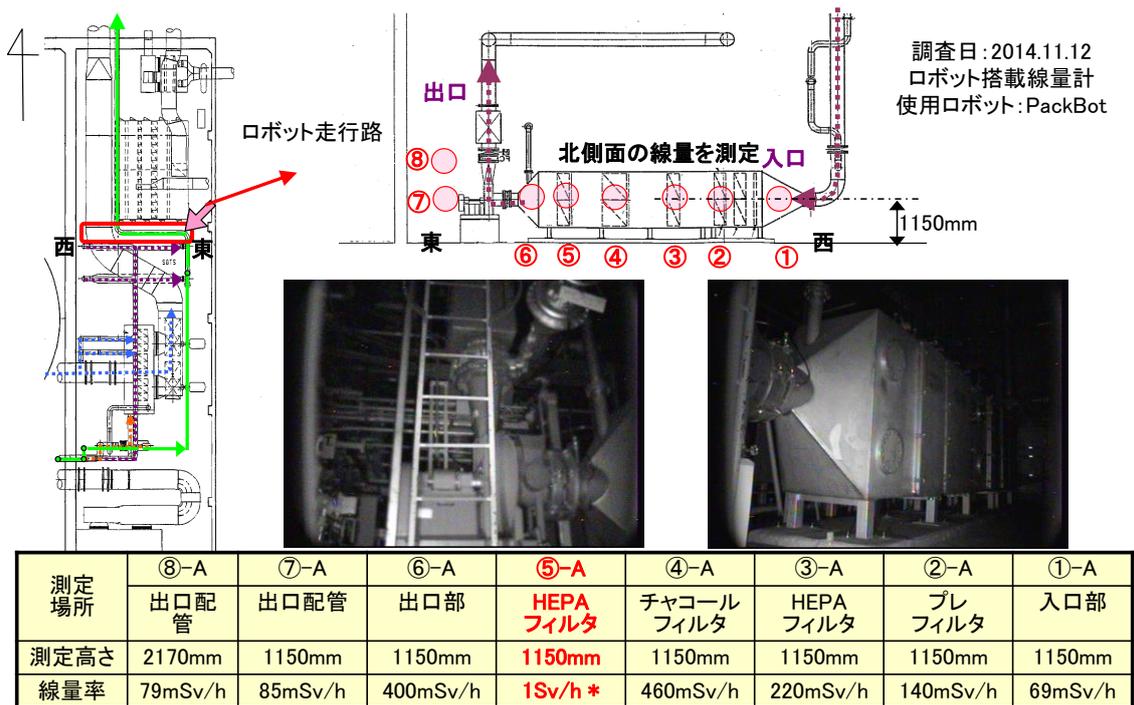
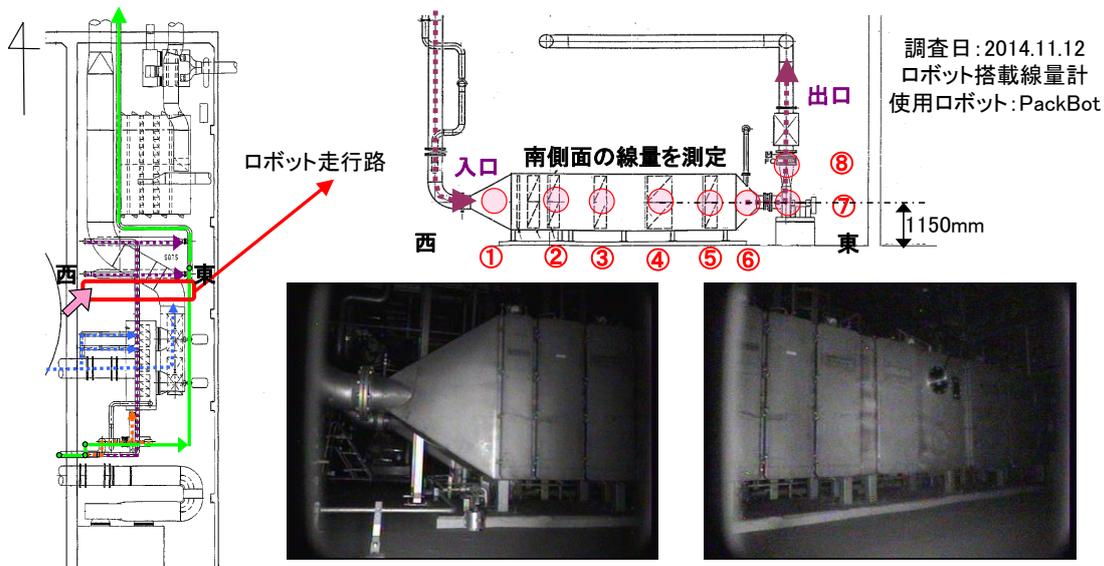


図 3-10 SGTS フィルタ (A) の線量率測定結果



測定場所	①-B	②-B	③-B	④-B	⑤-B	⑥-B	⑦-B	⑧-B
	入口部	プレフィルタ	HEPAフィルタ	チャコールフィルタ	HEPAフィルタ	出口部	出口配管	出口配管
測定高さ	1150mm	1150mm	1150mm	1150mm	1150mm	1150mm	1150mm	2170mm
線量率	15mSv/h	29mSv/h	44mSv/h	160mSv/h	850mSv/h *	500mSv/h	210mSv/h	120mSv/h

\*) フィルタトレイン表面から約20cm離れた位置(フィルタ中心面より約65cm)で測定した線量値

図 3- 11 SGTS フィルタ (B) の線量率測定結果

そのため、2020年12月～2021年1月にかけて、遠隔操作ロボットを用いて2号機SGTS室内、フィルタトレイン、及びラプチャディスク周辺の線量率測定を実施した。室内の線量率測定の結果、フィルタトレインの下流側近傍で空間線量率が高くなり、最大640mSv/hを確認した(図3-12)。γイメージャ測定の結果から、フィルタトレインの下流側に汚染があることを確認した(図3-13、図3-14)。ラプチャディスク周辺の線量率測定の結果、ラプチャディスク周辺にはほとんど汚染が見られないことを確認した(図3-15)。これらの結果から、2号機はラプチャディスクが作動しておらずベントは成功していないものと判断した。また、フィルタトレインの汚染は排気筒を共有している1号機からの逆流によるものであることが明らかになった。

フィルタトレインB系下流側の通路上に漏えい痕と思われる箇所を確認した(図3-16)。確認時点では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かった。3,4号機ではフィルタトレイン内に溜まり水が確認されたことから、2号機も同様に、フィルタトレイン内に溜まり水が残存しそれが通路上に漏えいした可能性があると考えられる。なお、2021年7～8月に原子力規制庁も同室の調査を実施しており、漏えい痕とフィルタトレインのドレン配管が位置的に異なっていることから、フィルタトレインからの漏えいではない可能性

が高いとの見解が示されている。[3-8]

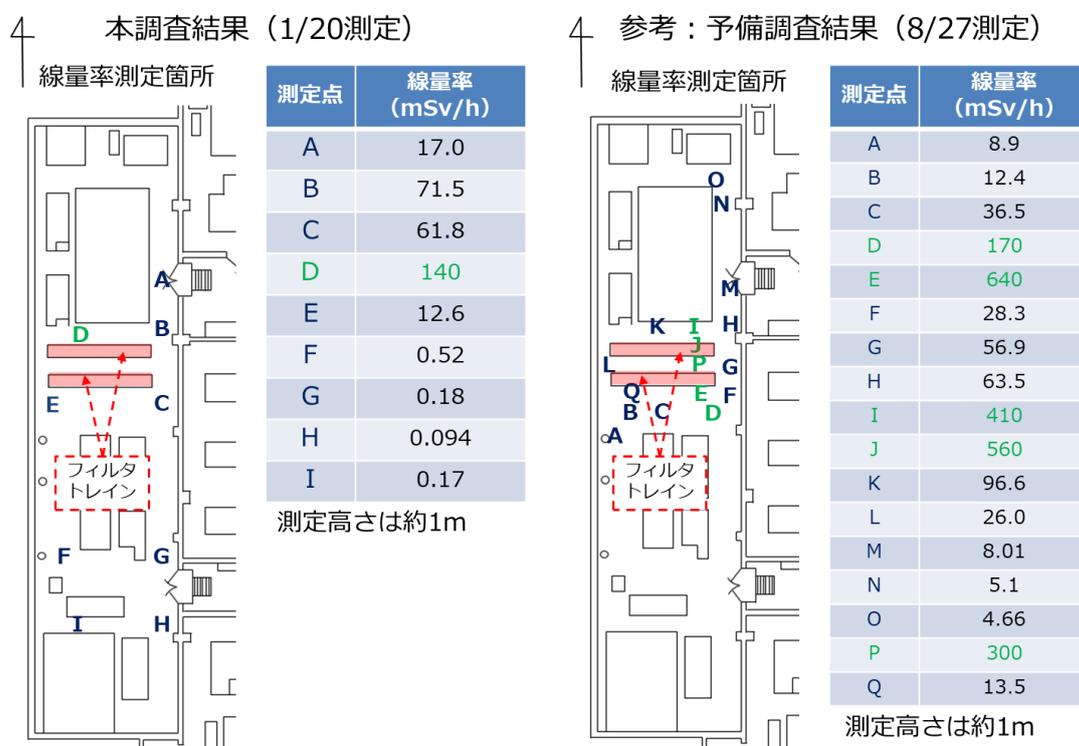
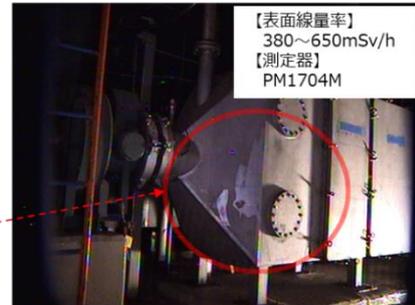
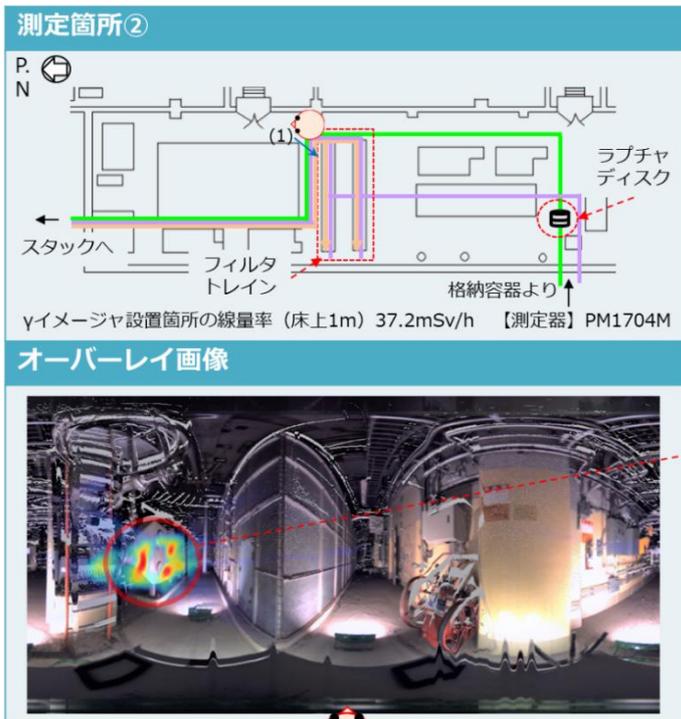


図 3-12 SGTS 室内の空間線量率測定結果[3-9]

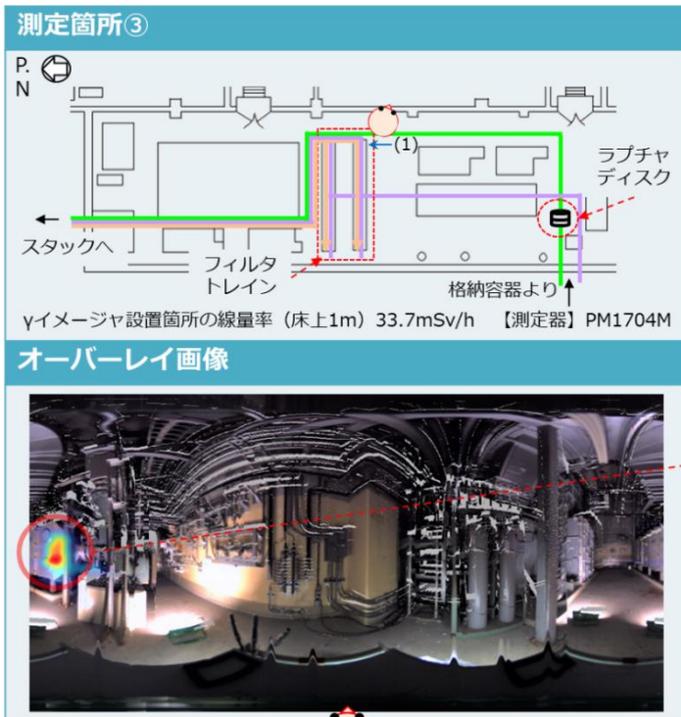
[3-8]現地調査の実施状況について、東京電力福島第一原子力発電所における事故分析に係る検討会第 22 回配布資料、2021 年 9 月 14 日

[3-9]1-4 号機 SGTS 室調査の結果について、廃炉・汚染水対策チーム会合第 88 回事務局会議配布資料、2021 年 3 月 25 日



矢視(1)

図 3-13 SGTS 室内のγイメージャ測定結果 (その1) [3-9]



矢視(1)

図 3-14 SGTS 室内のγイメージャ測定結果 (その2) [3-9]

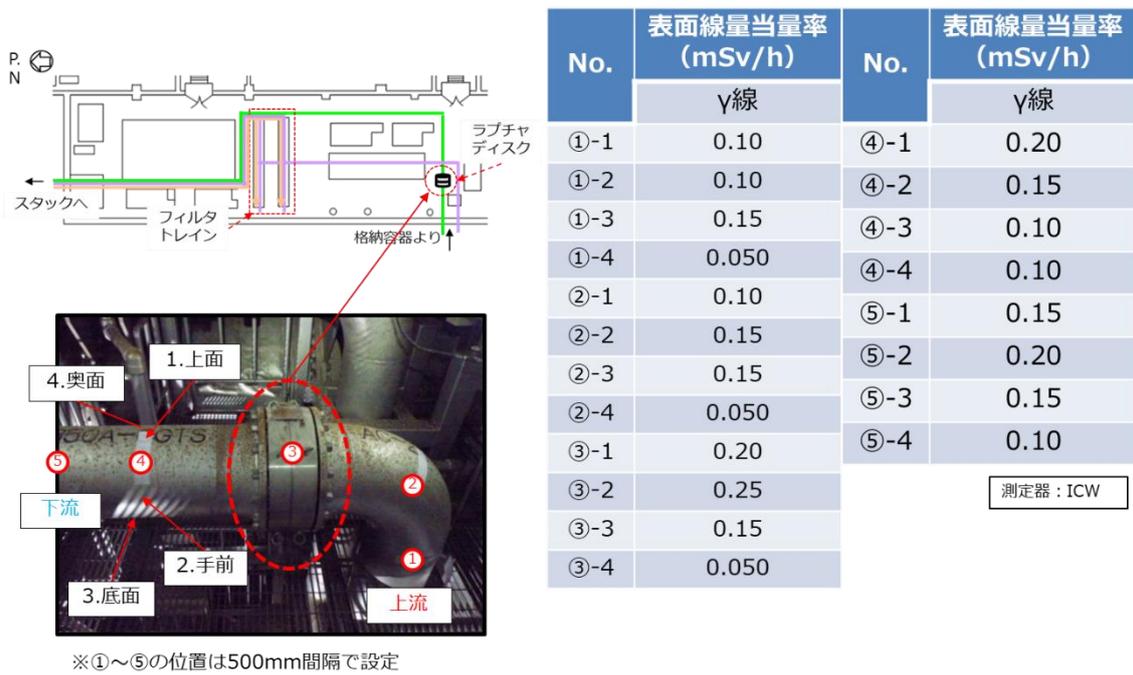


図 3-15 ラプチャディスク周辺の線量率測定結果<sup>[3-9]</sup>



図 3-16 フィルタトレイン B 系下流側で確認された漏えい痕<sup>[3-9]</sup>

(8) 格納容器 X-6 ペネトレーション部の調査結果【UPDATE】

格納容器・ペデスタルの内部調査に先立ち、アクセス経路として選定している X-6 ペネトレーション部（図 3-17 建屋配置図参照）の前に設置している遮蔽用ブロックおよび鉄板の撤去作業を行った（2015 年 6 月 11 日～10 月 1 日）。撤去作業時にペネトレーション部の調査を行ったところ、ペネトレーションフランジ部と床面に何らかの溶融物と 1000mSv/h を超える高い線量率が確認された。

確認された溶融物の写真を図 3-18 に示す。溶融物はペネトレーションのフランジ部から垂れ下がり、床面に広がって存在している。溶融物は、ペネトレーション内部に保管されていた CRD 交換機用のケーブル被覆材か、ペネトレーションフランジシール用の O リングと推定している。床面の溶融物のはぎ取りを実施したところ、溶融物は固化しており、ヘラ等で容易にはぎ取れることが確認された。

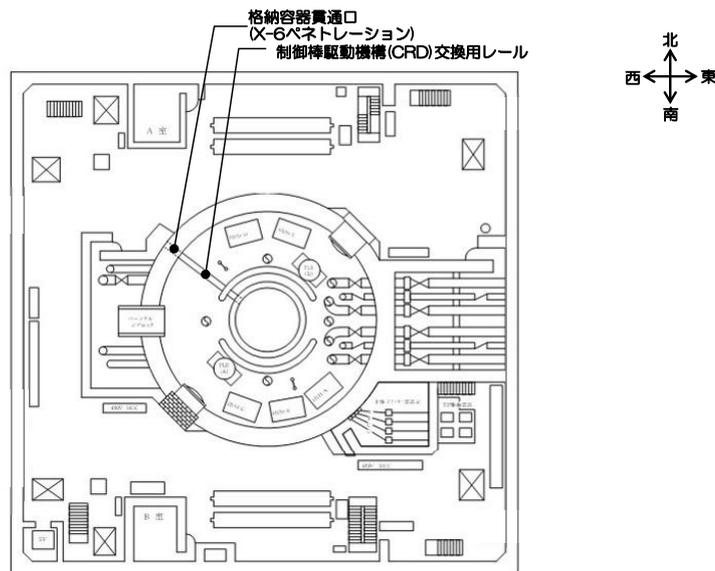


図 3-17 2号機原子炉建屋1階 配置図（抜粋） [3-10]

[3-10] 「原子炉格納容器内部調査技術の開発」 2号機原子炉格納容器内部調査(A2 調査) X-6 ペネ用遮へいブロック撤去の進捗状況について、廃炉・汚染水対策チーム会合第 19 回事務局会議配付資料、2015 年 6 月 25 日



図 3-18 ペネトレーションフランジ部の溶融物の写真<sup>[3-11]</sup>

表面線量率測定結果を図 3-19 に示す。表面線量率は、天井<中央<床面の順で大きくなる傾向があり、特にブロック撤去後の溝部で高い線量率が確認された。汚染は溶融物付近から溝に向かって形成されていると考えている。X-6 ペネトレーション部と壁面の表面線量率の差を X-6 ペネトレーション内部からの線量率寄与と仮定すると、X-6 ペネトレーション内部からの寄与は最大 1Sv/h 程度と推定している。

[3-11]2号機原子炉格納容器内部調査 ペDESTAL内側 プラットホーム上調査(A2調査) X-6 遮へいブロック撤去の検討状況および X-6 周辺調査の実施について、廃炉・汚染水対策チーム会合第 21 回事務局会議配付資料、2015 年 8 月 27 日

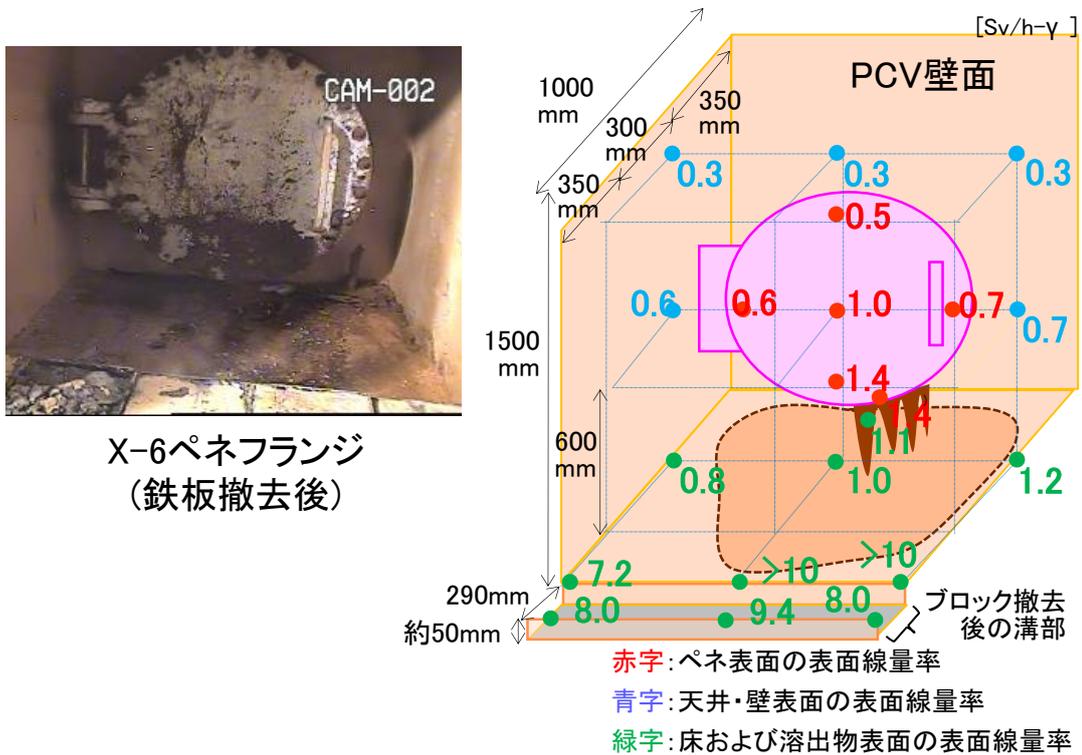


図 3-19 表面線量率測定結果<sup>[3-12]</sup>

また、PCV 内部調査及び試験的取り出し作業において干渉物となる X-6 ペネ内堆積物の除去に向けて詳細な堆積状況に関する情報を取得するため、2020 年 10 月に X-6 ペネ蓋の貫通孔から調査装置を挿入し、堆積物の接触調査及び 3D スキャンを実施した。調査の概要を図 3-20 に示す。

接触調査の結果、堆積物は接触により形状が変化すること、ケーブルは固着しておらず持ち上がることを確認した (図 3-21)。また、堆積物、ケーブルの状況及び X-6 ペネハッチくり抜き部を映像により確認した (図 3-22)。3D スキャンの結果、X-6 ペネ内の堆積物は、原子炉建屋側からペデスタルに向かって斜面上に堆積していることを確認した (図 3-23)。

[3-12]2 号機 X-6 ペネ汚染調査結果並びに今後の対応について、廃炉・汚染水対策チーム会合第 23 回事務局会議配付資料、2015 年 10 月 29 日

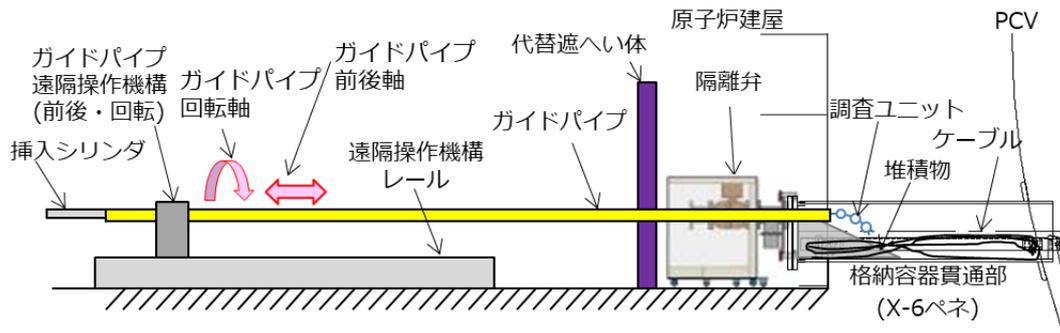


図 3-20 表面線量率測定結果<sup>[3-13]</sup>

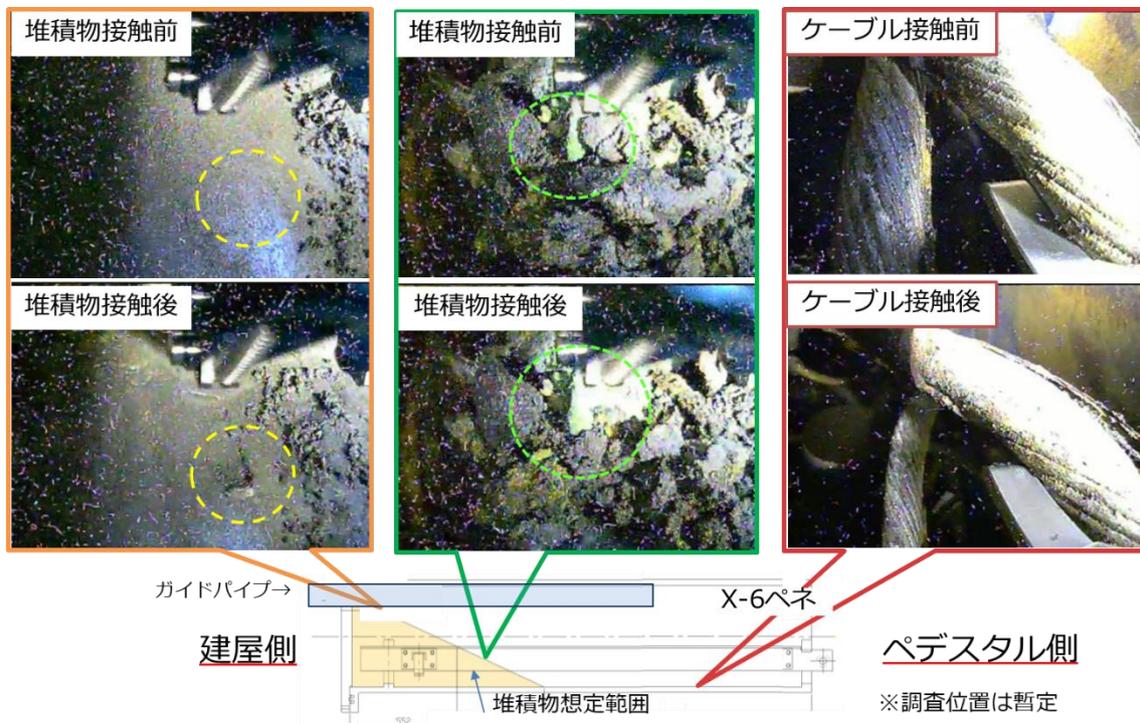


図 3-21 X-6 ペネ内堆積物の接触調査結果①<sup>[3-13]</sup>

[3-13]2号機 PCV 内部調査及び試験的取り出しの準備状況 X-6 ペネ内堆積物調査の結果、廃炉・汚染水対策チーム会合第 84 回事務局会議配付資料、2020 年 11 月 26 日



図 3-22 X-6 ペネ内堆積物の接触調査結果②<sup>[3-13]</sup>

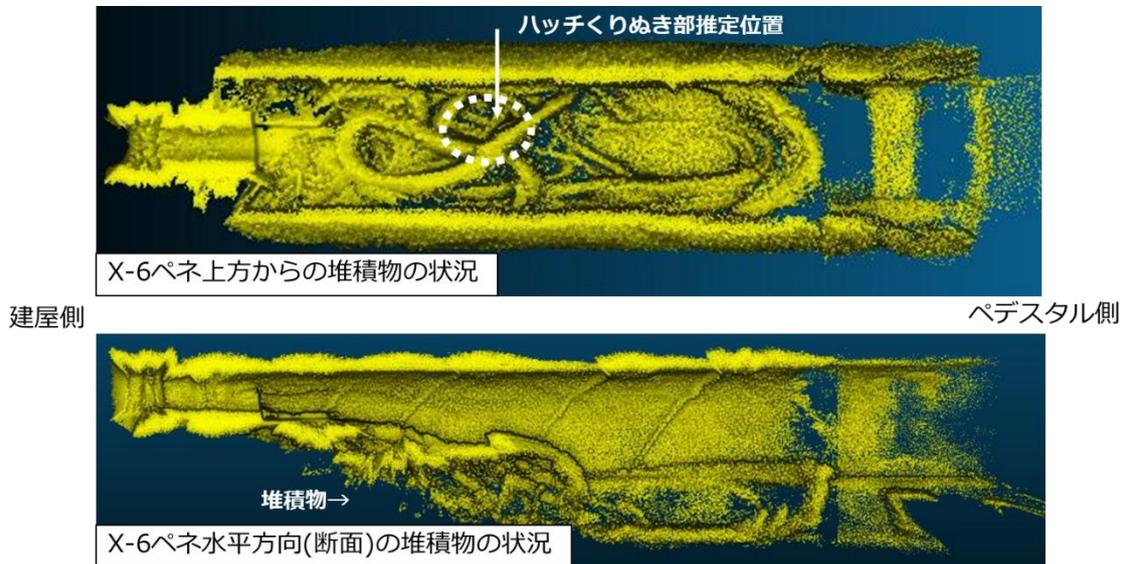


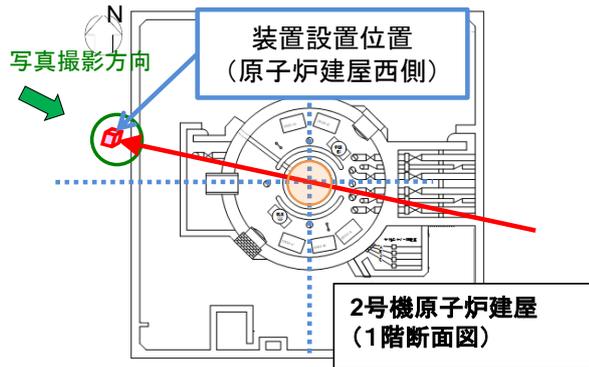
図 3-23 X-6 ペネ内堆積物の 3D スキャン調査結果<sup>[3-13]</sup>

(9) 2号機ミュオン測定装置による調査

2016年3月～7月に小型ミュオン測定装置を用いたミュオン測定を実施し、原子炉内の状態についての評価を行った。ミュオン測定は、1号機のものと同様の測定原理を用いる小型装置を用いた。図3-24にミュオン測定装置の写真、図3-25にミュオン測定装置の設置位置を示す。



ミュオン測定装置設置  
(小型装置, 約1m×1m×高さ1.3m)



測定装置設置位置  
(原子炉建屋西側)

図3-24 ミュオン測定装置<sup>[3-14]</sup>

図3-25 測定装置設置位置<sup>[3-14]</sup>

ミュオン測定結果から物質質量(密度長)の分布を評価したものを図3-26左に、圧力容器下部を拡大したものを図3-26右に示す。格納容器や使用済燃料プール内の燃料などに加え、原子炉圧力容器下部にも高密度物質を示す影が確認された。なお、検出方法の特性として、O.P.約15m以下の低い部分では検出されるミュオンの数が減少し、評価が難しくなる領域ではあるものの、圧力容器の下部の影については、同程度の高さの格納容器の影が確認されていることから、有意なものと考えられる。

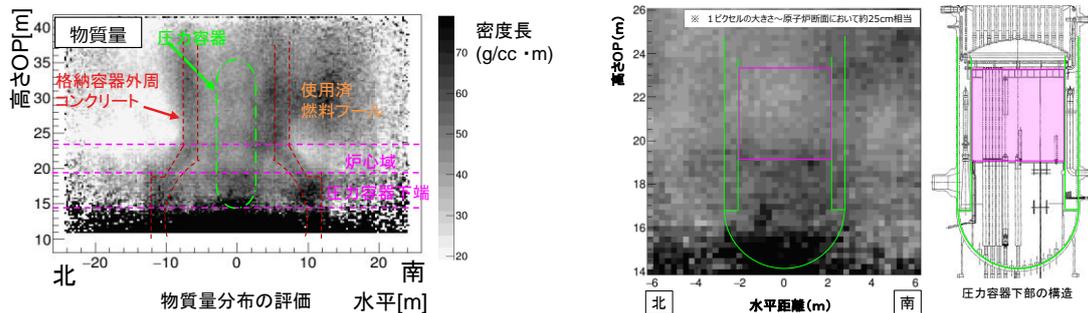


図3-26 ミュオン測定による物質質量分布図  
(左：全体図、右：原子炉圧力容器下部) <sup>[3-14]</sup>

[3-14]福島第一原子力発電所 2号機ミュオン測定による炉内燃料デブリ位置把握について、廃炉・汚染水対策チーム会合第32回事務局会議配布資料、2016年7月28日

また、測定結果とシミュレーションの結果の比較を図 3-27 に示す。シミュレーションでは、評価領域毎に原子炉压力容器内に燃料を模した高密度物質（2g/cc, 6g/cc）を設定した場合と設定しない場合の評価を実施した。シミュレーション結果と実測値の比較により、実測値が高密度物質の存在を仮定したシミュレーション結果に近い領域である、炉心下部の外周部、压力容器下部に燃料が存在するものと推定した。

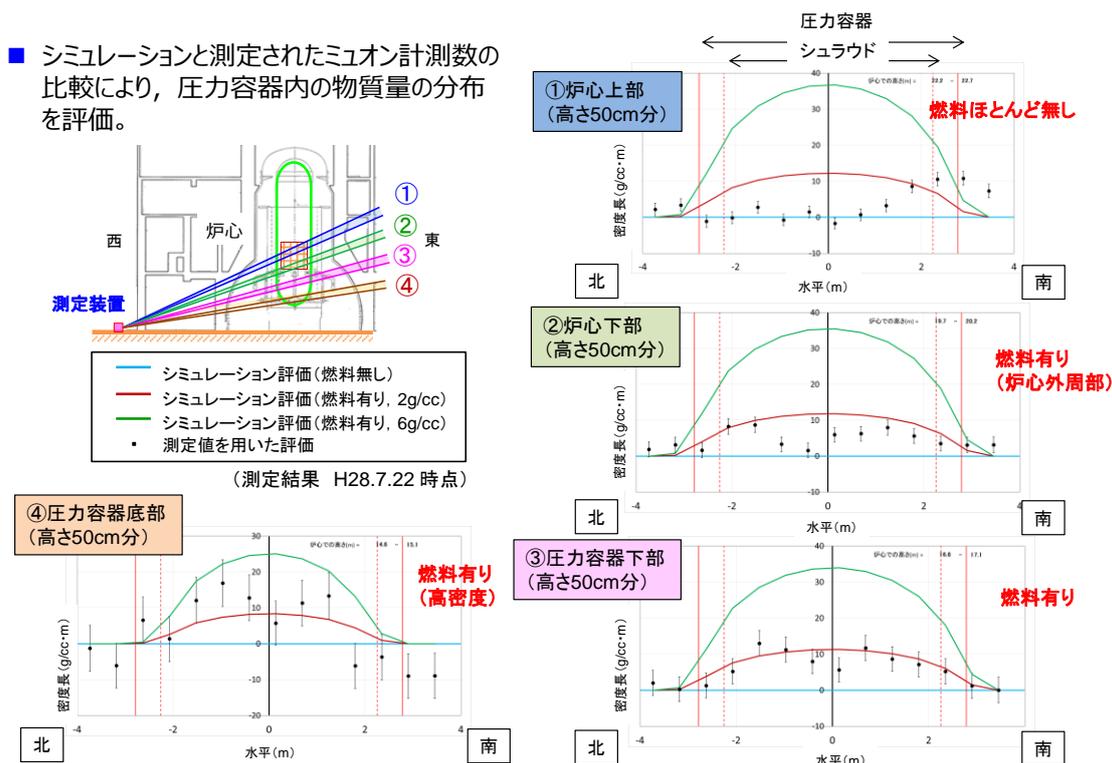
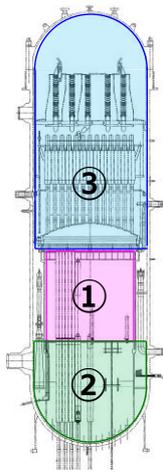


図 3-27 原子炉压力容器内の物質分布<sup>[3-14]</sup>

压力容器内の定量評価結果を図 3-28 に示す。事故前の物質量との比較により、燃料デブリの大部分が原子炉压力容器底部に存在していると推定した。



<定量評価結果>

(測定結果 H28.7.22 時点)

	評価結果 [ton]		(参考) 事故前の物質質量※ [ton]
① 炉心域 (シュラウド内)	約20~50	評価結果の 不確かさ ~数十トン程度	約160 (燃料集合体) 約15 (制御棒)
② 圧力容器底部	約160		約35 (構造物) 水の影響は非考慮
合計 (①+②)	約180~210		約210
(参考) ③ 圧力容器上部	約70~100		約80 (構造物)

※ 設計上の重量。簡便のため、一部考慮していない構造物あり。  
また、ミュオン測定は実際には斜めに見上げる方向に測定しているため、正確に一致するものではない。

図 3-28 原子炉圧力容器内の物質質量分布の定量評価結果<sup>[3-14]</sup>

(10) 2号機格納容器内部調査の結果(その1)

2015年1月30日に、自走式調査装置での調査のための事前調査として、ガイドパイプに取り付けたパンチルトカメラによるペDESTAL内の観察を実施した。撮影された写真を画像処理して鮮明に見えるようにし、つなぎ合わせたものを図3-29に示す。同図左側に掲載した5号機の写真と比較すると、グレーチングが脱落している箇所を確認できる。またグレーチング上には、ケーブル状の落下物や移動式炉心内計装(TIP)案内管と思われる落下物が確認されている。

ペDESTAL内上部の写真を図3-30に示す。局所出力領域モニタ(LPRM)又は制御棒位置指示装置(PIP)ケーブルが損傷している部位が確認され、またPIPケーブルやLPRMケーブルの位置が特定出来る範囲と特定出来ない範囲があることが確認された。これら、ペDESTAL内の損傷状況、ペDESTAL内上部のケーブルの確認状況などをまとめたものを図3-31に示す。

その後、2017年2月7日～9日に堆積物除去装置により制御棒駆動機構(CRD)交換用レール上の堆積物の除去を試みた。堆積物除去装置のカメラで撮影された画像を図3-32に示す。堆積物は、黒いペースト状のものと、薄い破片状の物体や小石状の物体が混ざり合っており、格納容器壁側からペDESTAL側に進むにつれ固着が強く除去が困難であった。また、2017年2月16日には自走式調査装置による調査を実施し、ペDESTAL内には到達しなかったものの、温度、線量率、周辺構造物の状況を調査した。

図3-33に、本調査で測定した4点の線量率を示す。ペDESTAL開口部周辺では、ペDESTAL外に比べ、ペDESTAL内の線量率が低いことが確認された。



図3-29 ペDESTAL内確認結果[3-15]

[3-15]2号機原子炉格納容器内部調査について～画像解析による追加報告～、廃炉・汚染水対策チーム会合第40回事務局会議配布資料、2017年3月30日

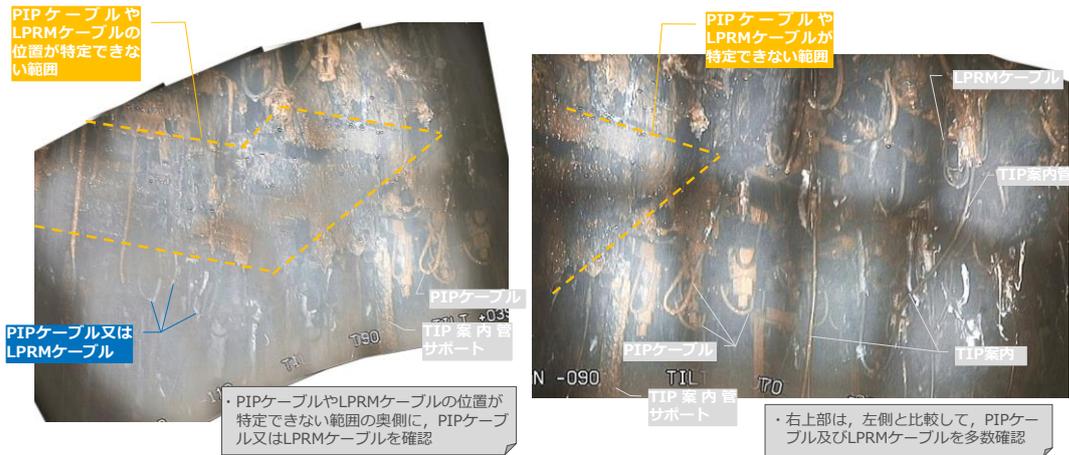


図 3-30 ペDESTAL内確認結果（上部） [3-15]

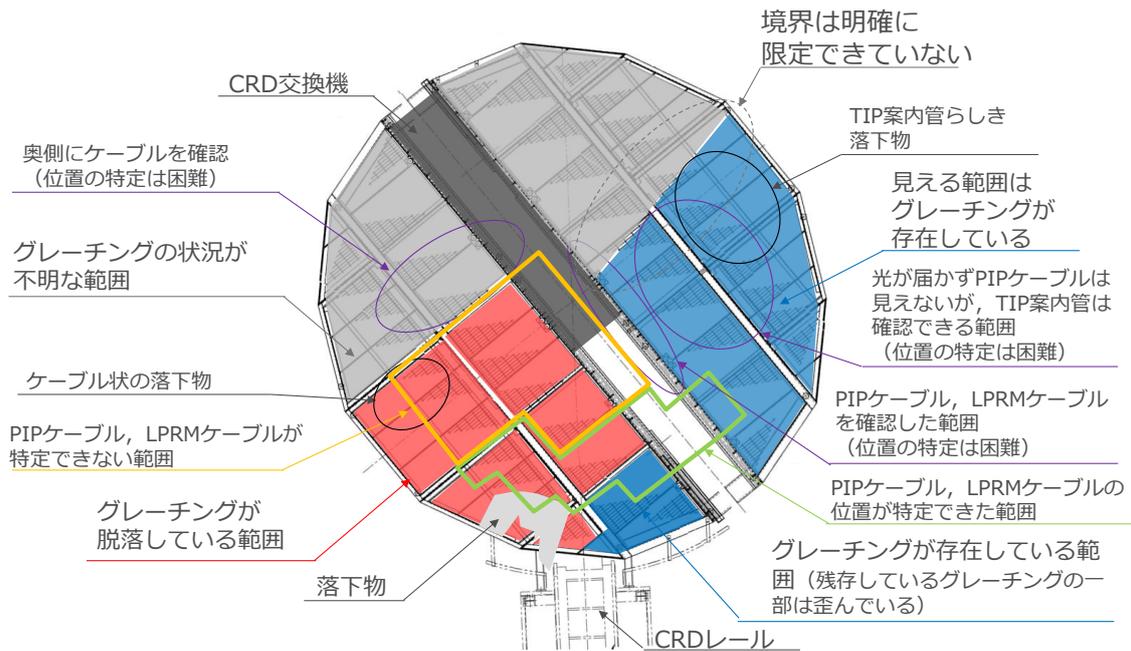


図 3-31 ペDESTAL内確認結果（集約） [3-15]

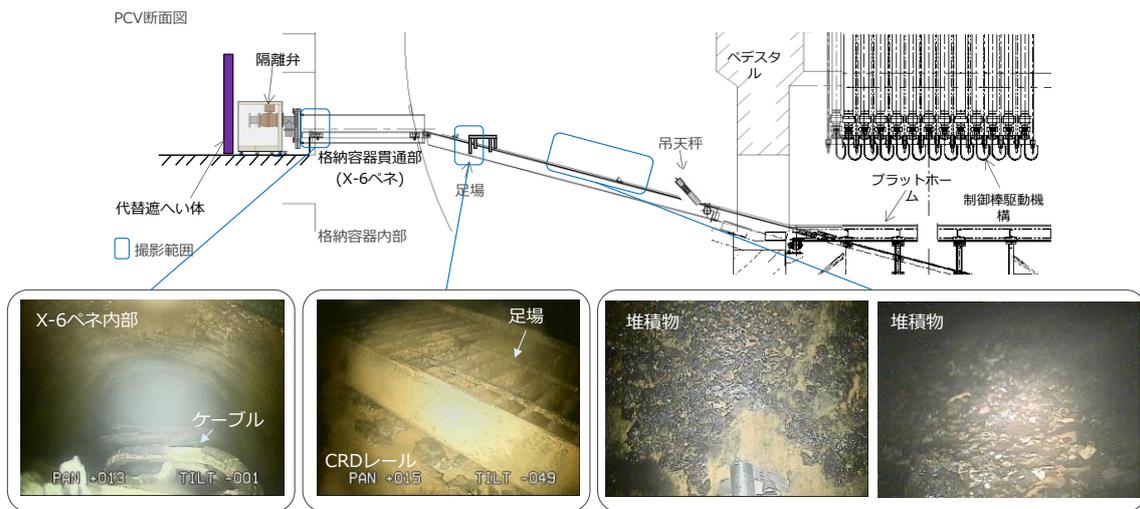


図 3-32 X-6 ペネトレーション～CRD レール上の画像<sup>[3-16]</sup>

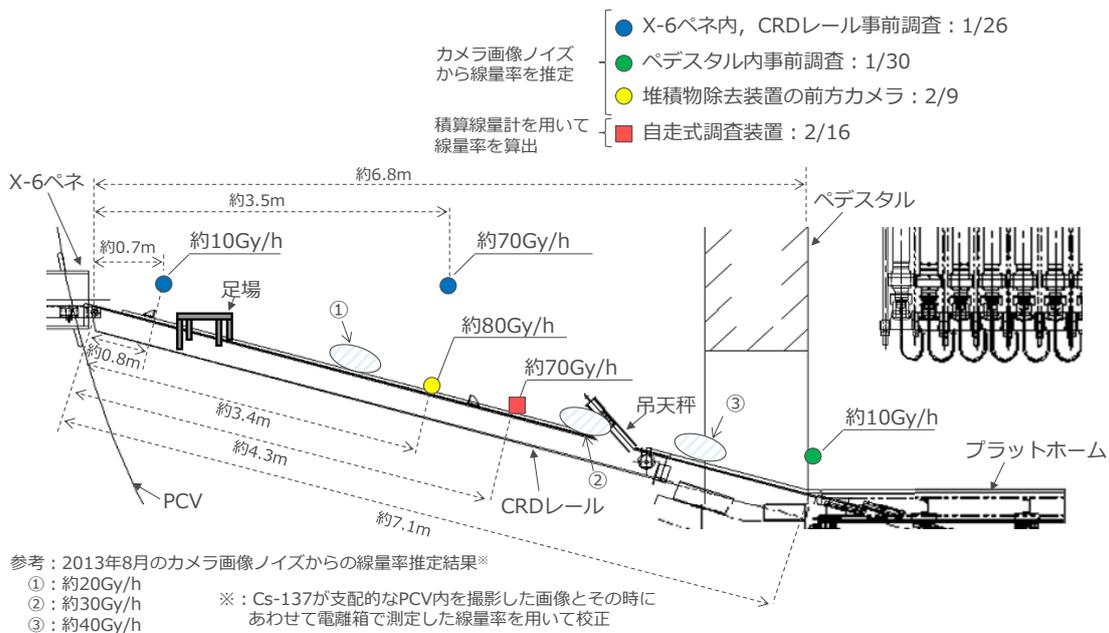


図 3-33 線量率確認結果<sup>[3-17]</sup>

(11) 2号機格納容器内部調査の結果(その2)【UPDATE】

2018年1月19日に、PCV内部調査として格納容器貫通孔X-6ペネよりペDESTAL内へアクセスし、グレーチングの脱落部からカメラ、線量計及び温度計を吊り降し、ペDESTAL底部までの調査を実施した。グレーチング脱落部から吊り

[3-16]2号機原子炉格納容器内部調査について、廃炉・汚染水対策チーム会合第39回事務局会議配布資料、2017年2月23日

[3-17]2号機原子炉格納容器内部調査～線量率確認結果について～、廃炉・汚染水対策チーム会合第44回事務局会議配布資料、2017年7月27日

降ろした線量計及び温度計の計測結果は、測定高さに係わらず、ほぼ一定の値であった。また線量率については、ペDESTAL外よりペDESTAL内が低い傾向であった（図 3- 34、図 3- 35）。使用した調査装置の概要について図 3- 36 に示す。

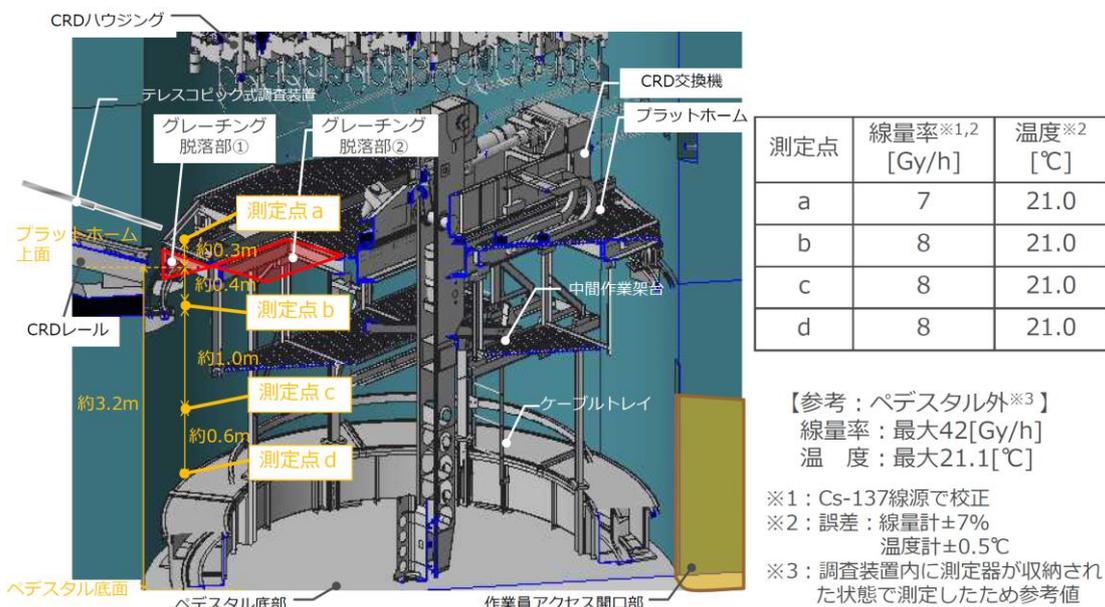


図 3- 34 PCV 内部調査範囲[3-18]

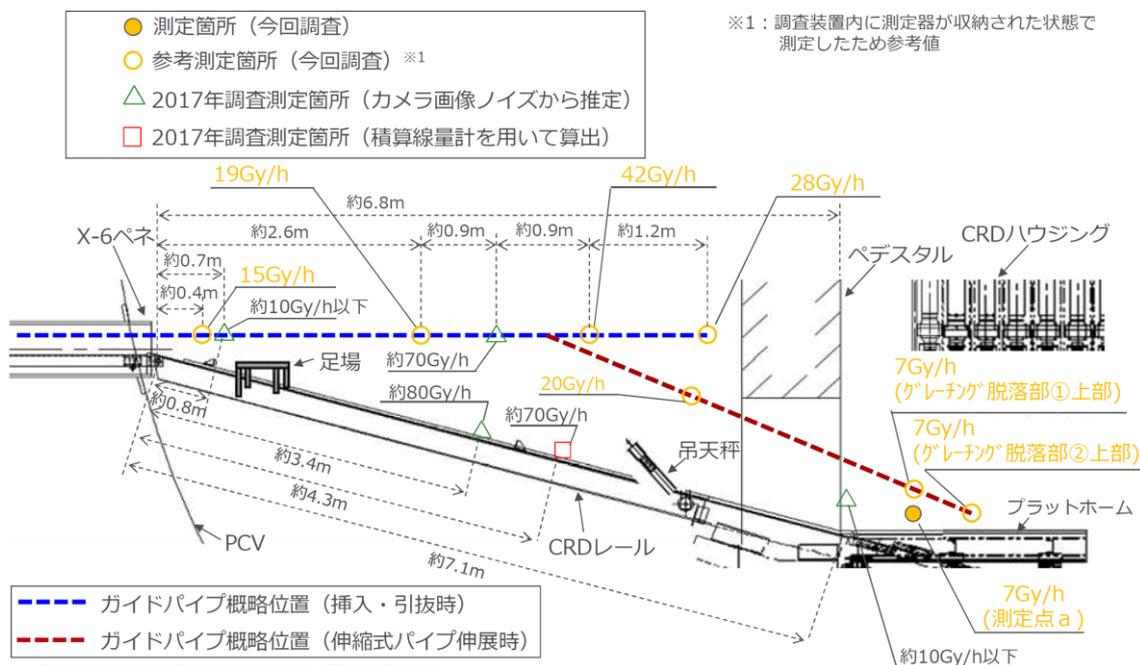


図 3- 35 ペDESTAL挿入前線量率[3-18]

[3-18]福島第一原子力発電所 2号機 原子炉格納容器内部調査 実施結果、廃炉・汚染水対策チーム会合第50回事務局会議配布資料、2018年2月1日

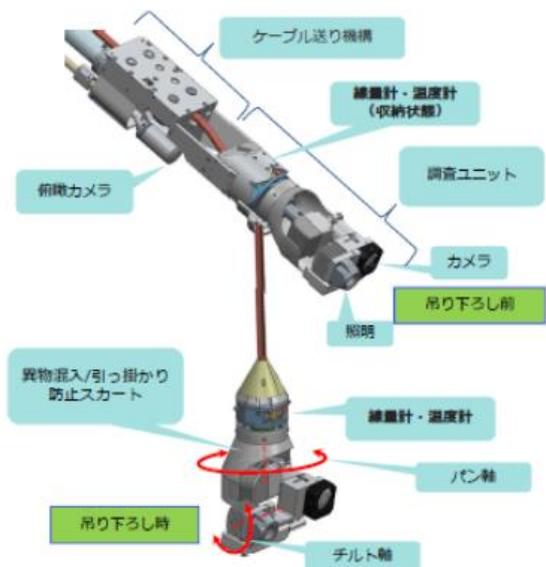


図 3-36 調査装置先端部概要<sup>[3-18]</sup>

①プラットホーム上調査結果

2017年1月の調査と同様に、CRD交換機、プラットホームフレーム等の構造物に大きな変形や損傷は見られなかった。また、ペDESTAL内壁面損傷は確認されなかった。カメラ手前側のTIP案内管、PIPケーブル及びグレーチング等の損傷や脱落が確認されており、プラットホームフレーム上の付着物も比較的多いため、燃料デブリの落下経路となった可能性がある。プラットホーム上の調査結果について取得された画像を加工したものを図3-37に示す。

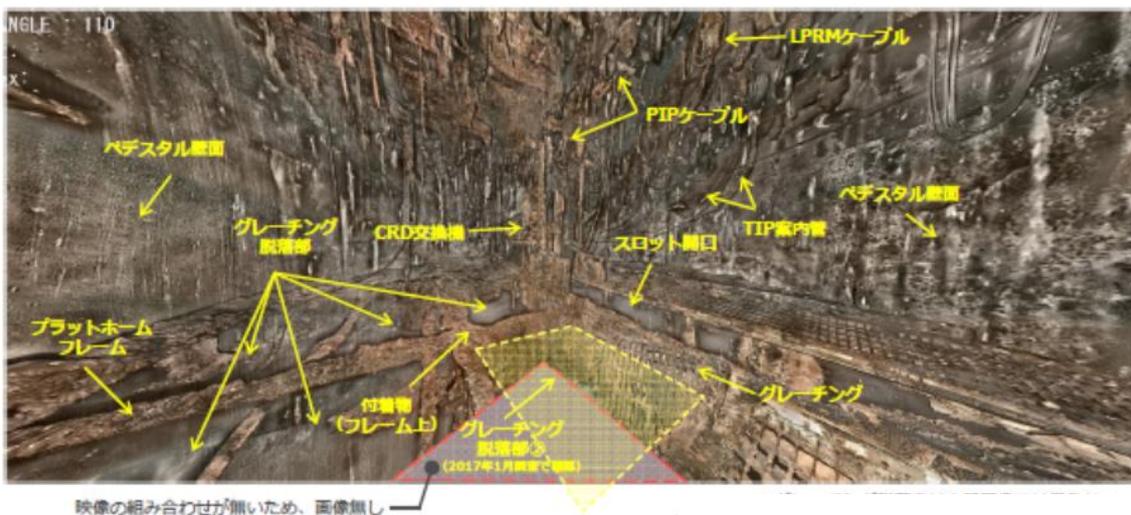


図 3-37 プラットホーム上調査結果<sup>[3-19]</sup>

[3-19]福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内部調査結果について、廃炉・汚染水対策チーム会合第53回事務局会議配布資料、2018年4月26日

## ②CRDハウジング周辺調査結果

確認できる範囲ではCRDハウジングサポートの脱落は見られなかった。しかし付着物によりTIP案内管及びPIPケーブル、LPRMケーブルが確認できない箇所があり、その直下のグレーチングは脱落していることが確認された。取得した画像を加工したものを図3-38に示す。

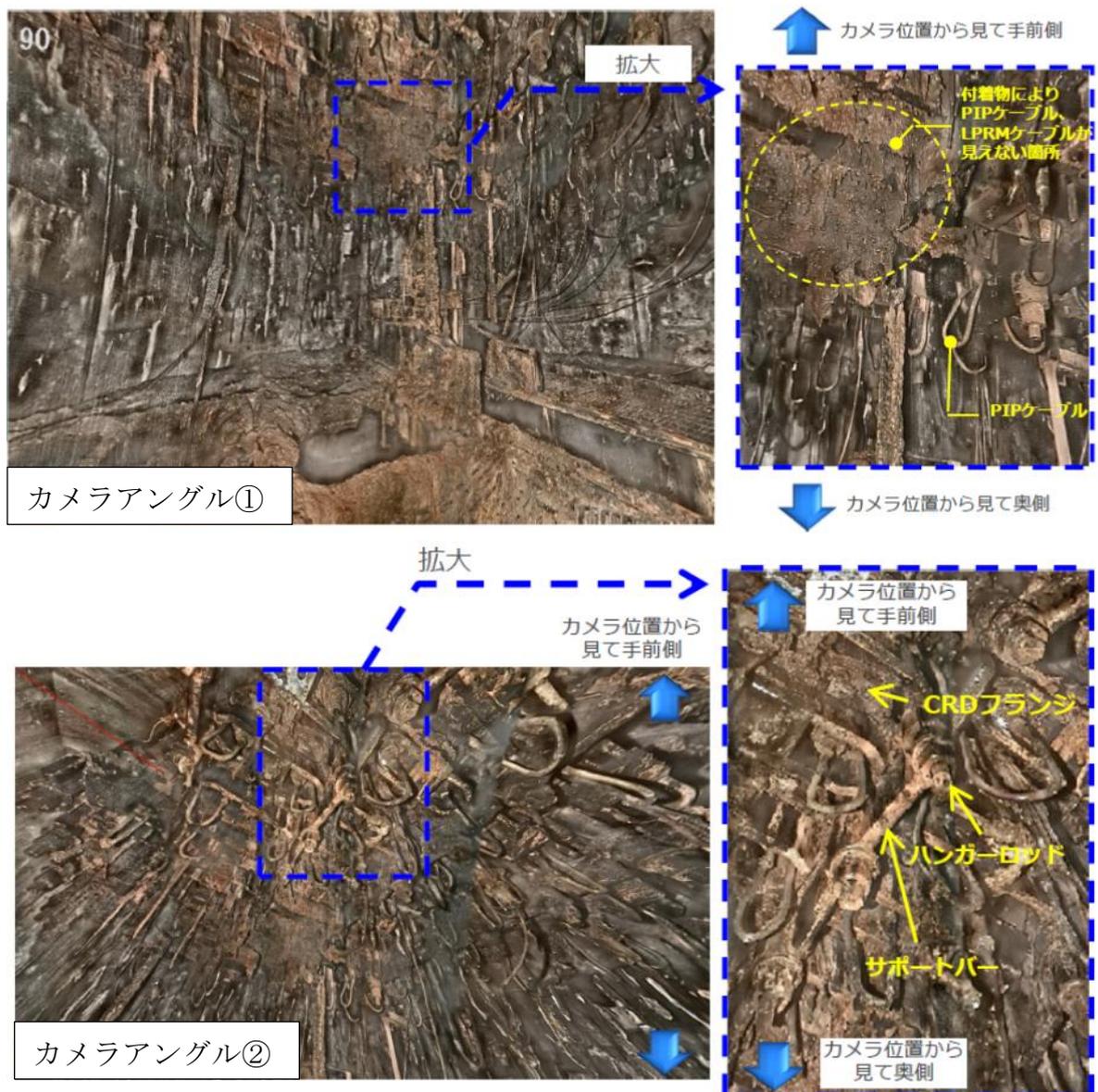


図 3- 38 CRD ハウジング周辺調査画像<sup>[3-19]</sup>

### ③中間作業架台調査結果

カメラ吊り降り位置から見て中間作業架台の位置ではプラットホームと同様にグレーチングは脱落している箇所が確認されたが、中間作業架台フレームの大きな損傷は見られなかった（図 3-39）。

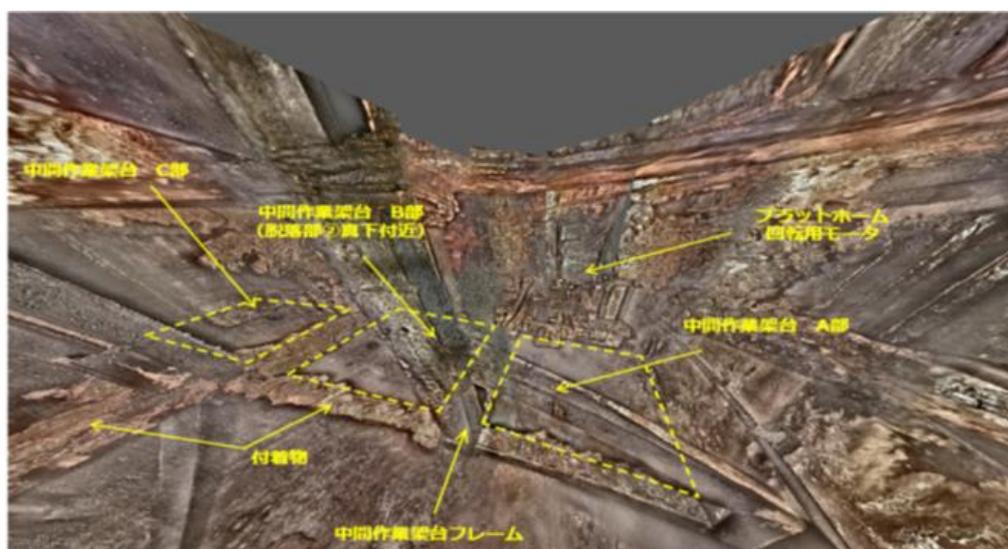


図 3-39 中間作業架台調査画像<sup>[3-19]</sup>

### ④ペDESTAL底部調査結果

カメラによるペDESTAL底部の調査の結果、CRD 交換機回転フレーム、中間作業架台フレーム、支柱、ケーブルトレイ等の構造物について、大きな変形や損傷がないことを確認した（図 3-40）。また、小石状、岩状に見える堆積物がペDESTAL底部全体に堆積していることを確認した。ケーブルトレイの変形が確認されていないため、ケーブルトレイ（ステンレス鋼、厚さ 4mm）の上に堆積し始めた際の堆積物温度は、ケーブルトレイに熱変形を生じさせる温度ではなかった可能性がある。堆積物の高さはカメラから左側のケーブルトレイ付近で 70cm を超える程度、CRD 交換機昇降台車周辺で、40~50cm 程度と考えられる。

さらに、堆積物の中に上部タイプレート等の落下物が確認された（図 3-41）。圧力容器内部の構造物が落下してきているため、圧力容器底部は損傷しており、上部タイプレートが落下するほどの穴が開いたものと考えられる。

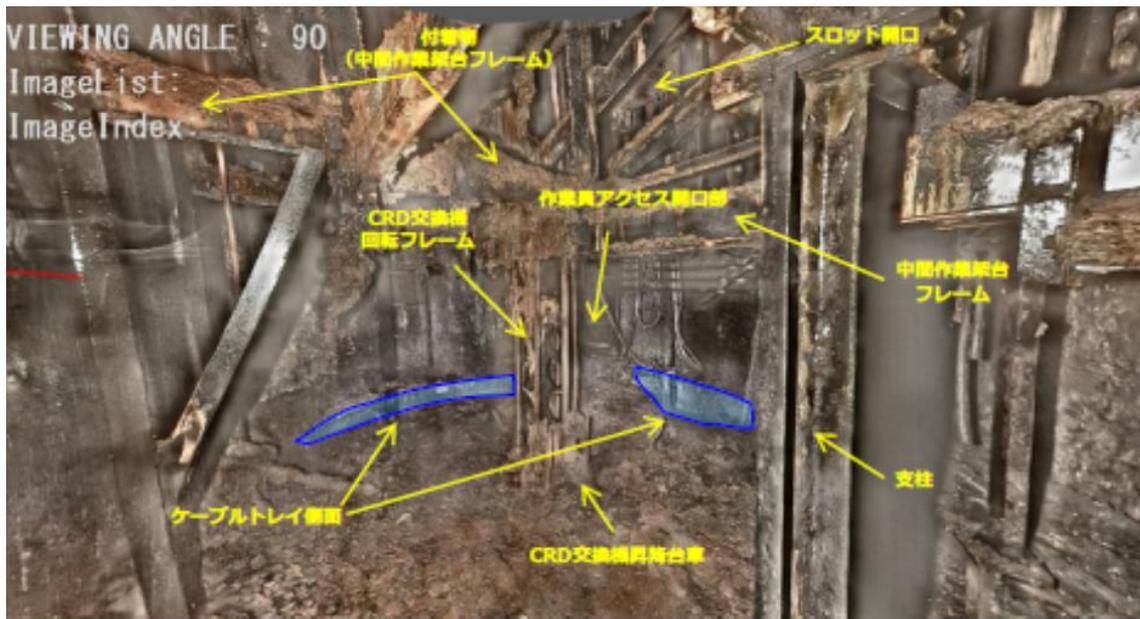


図 3- 40 ペDESTAL底部堆積物<sup>[3-19]</sup>



図 3- 41 堆積物と上部タイププレート<sup>[3-19]</sup>

2号機ペDESTAL内の全体像を把握しやすくするため、取得した映像からパノラマ合成を実施した。合成したグレーチング上の画像を図 3- 42 に、合成したペDESTAL底部の画像を図 3- 43 に示す。

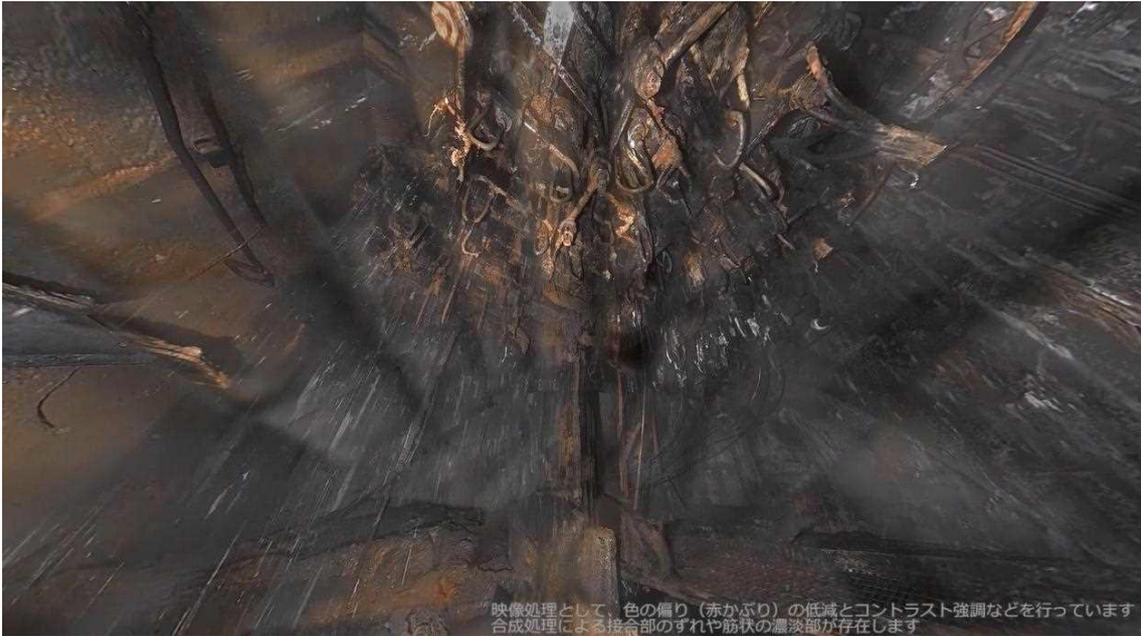


図 3- 42 合成したグレーチング上の画像[3-20]



図 3- 43 合成したペDESTAL底部の画像[3-20]

[3-20]福島第一原子力発電所 2号機 原子炉格納容器内部調査（2018年1月）取得映像の画像処理について、廃炉・汚染水対策チーム会合第63回事務局会議配布資料、2019年2月28日

(12) 2号機格納容器内部調査の結果(その3)【UPDATE】

2019年2月に、2018年1月の調査と同じ箇所に調査ユニットを吊り降し、ペDESTAL底部の堆積物に接触する調査を行った。この時の温度及び線量率について図3-44に、接触調査をした範囲を図3-45に示す。温度については測定高さに係わらずほぼ一定の値であったが、線量率についてはペDESTAL底部に近づくとも上昇する傾向を確認した。堆積物については小石状のもの、岩状のもの、構造物の一部と推定されるものの3つに分類し、それぞれの接触調査の結果を図3-46～図3-48に示す。今回の調査により、小石状、構造物状の堆積物を把持して動かせること、把持できない硬い岩状の堆積物が存在する可能性があることを確認した。また、堆積物にカメラをより接近させることで、堆積物の輪郭や大きさの推定に資する映像を取得することが出来た。

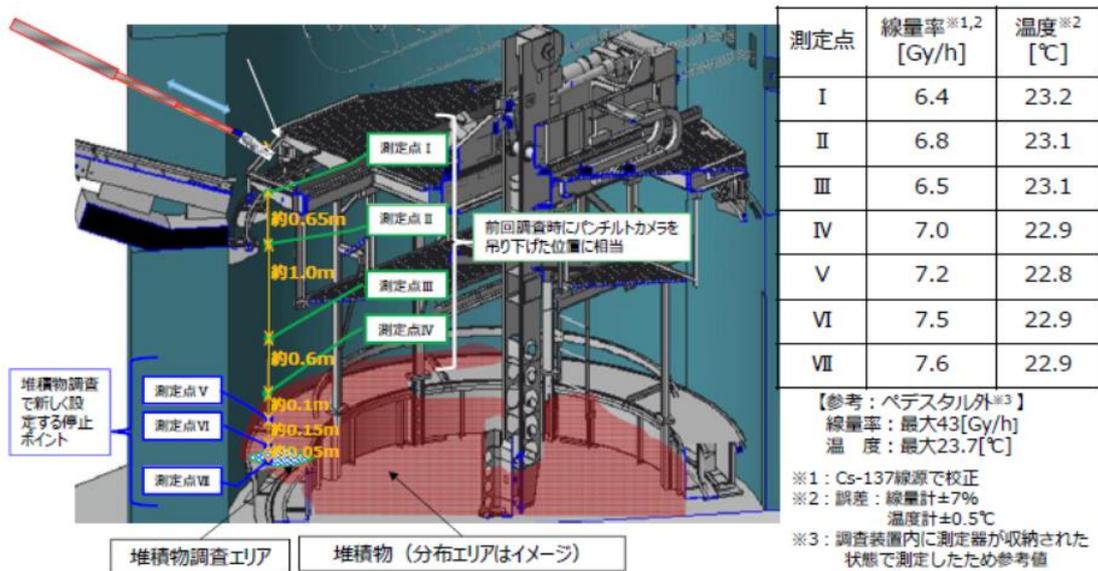


図3-44 堆積物調査時の線量率及び温度[3-21]

[3-21]福島第一原子力発電所 2号機 原子炉格納容器内部調査 実施結果、廃炉・汚染水対策チーム会合第63回事務局会議配布資料、2019年2月28日

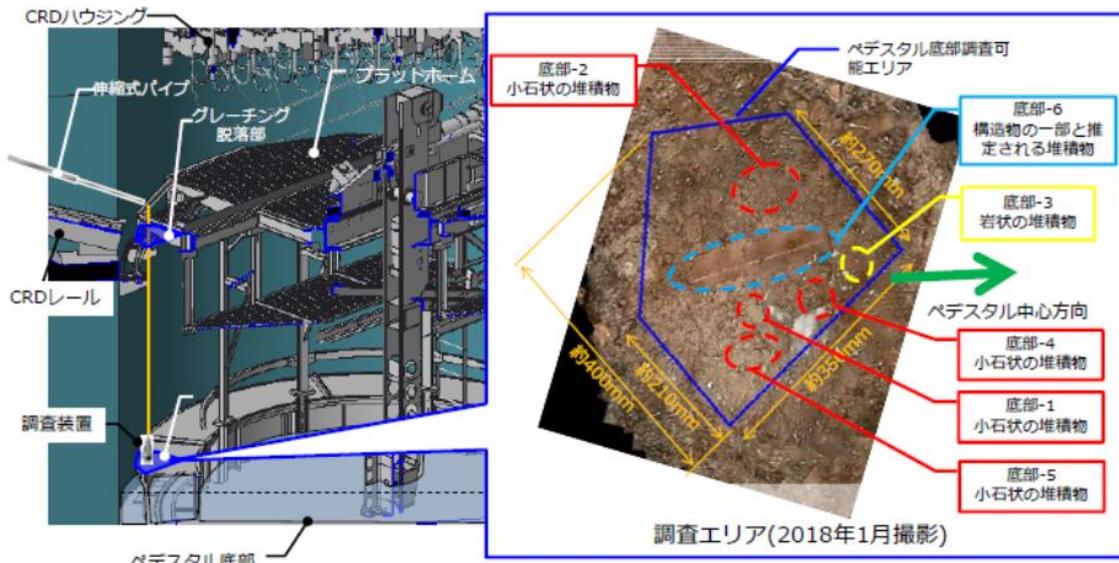


図 3-45 ペDESTAL底部堆積物接触調査範囲[3-21]

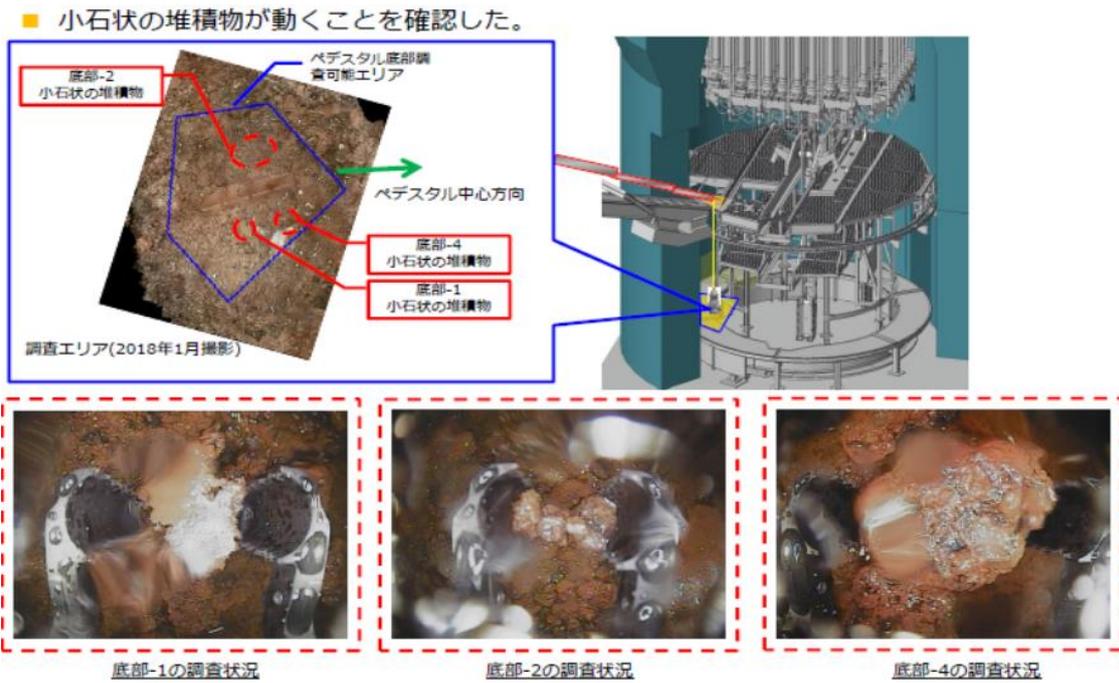


図 3-46 ペDESTAL底部堆積物接触調査結果 (1) [3-21]

■ 小石状の堆積物、構造物の形状をした堆積物が動くことを確認した。

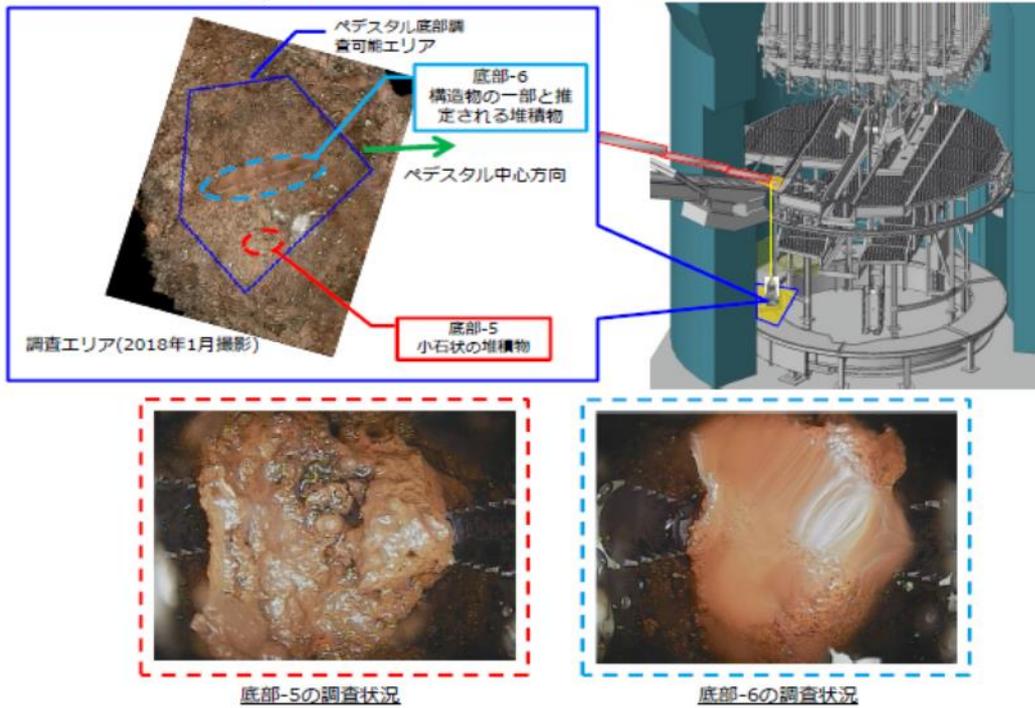


図 3-47 ペDESTAL底部堆積物接触調査結果（2） [3-21]

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

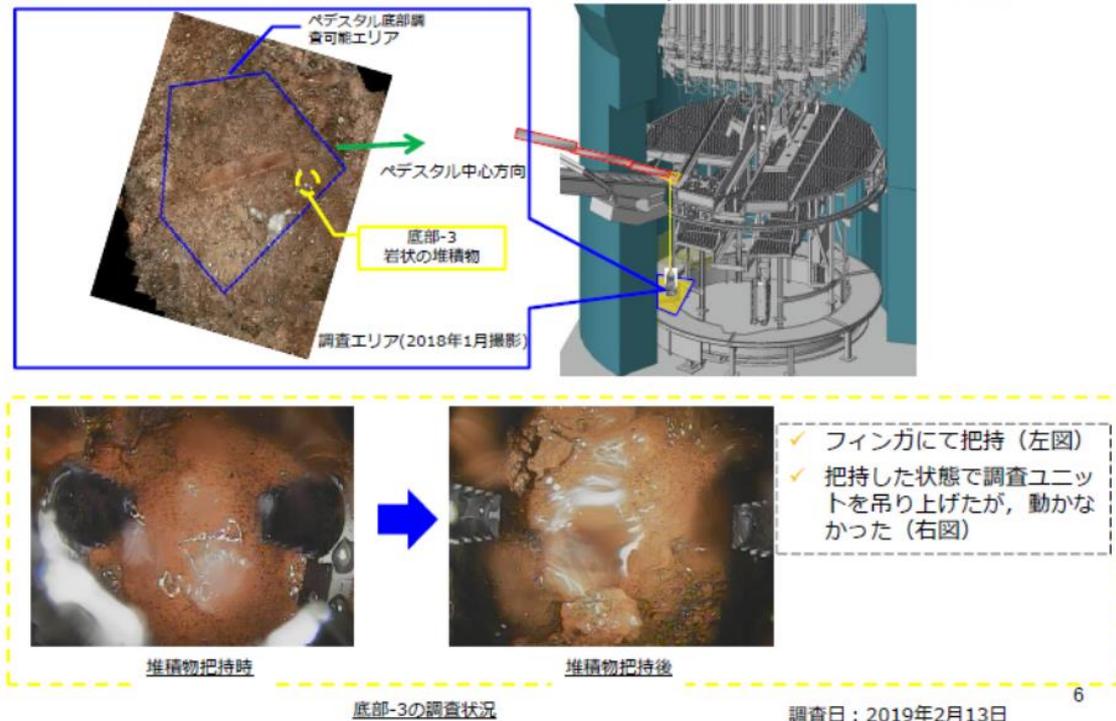


図 3-48 ペDESTAL底部堆積物接触調査結果（3） [3-21]

また、ペデスタル底部と同様にプラットフォーム上にある堆積物についても接触調査を実施した（図 3- 49～図 3- 51）。

■ 小石状の堆積物，構造物の形状をした堆積物が動くことを確認した。

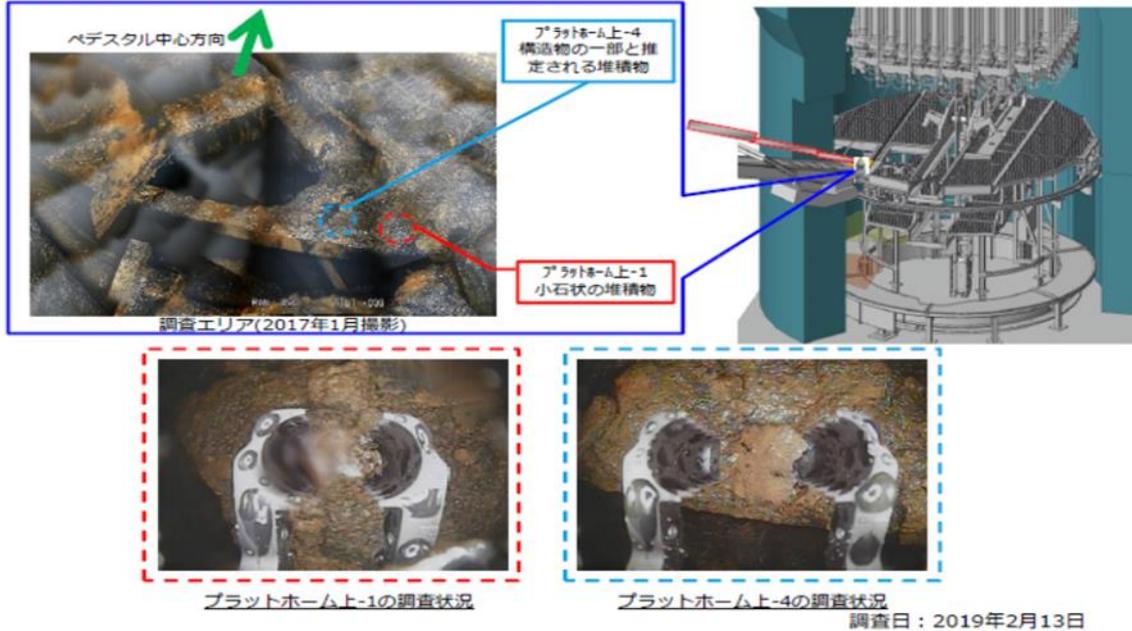


図 3- 49 プラットホーム上堆積物接触調査結果（1） [3-21]

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



図 3- 50 プラットホーム上堆積物接触調査結果（2） [3-21]

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

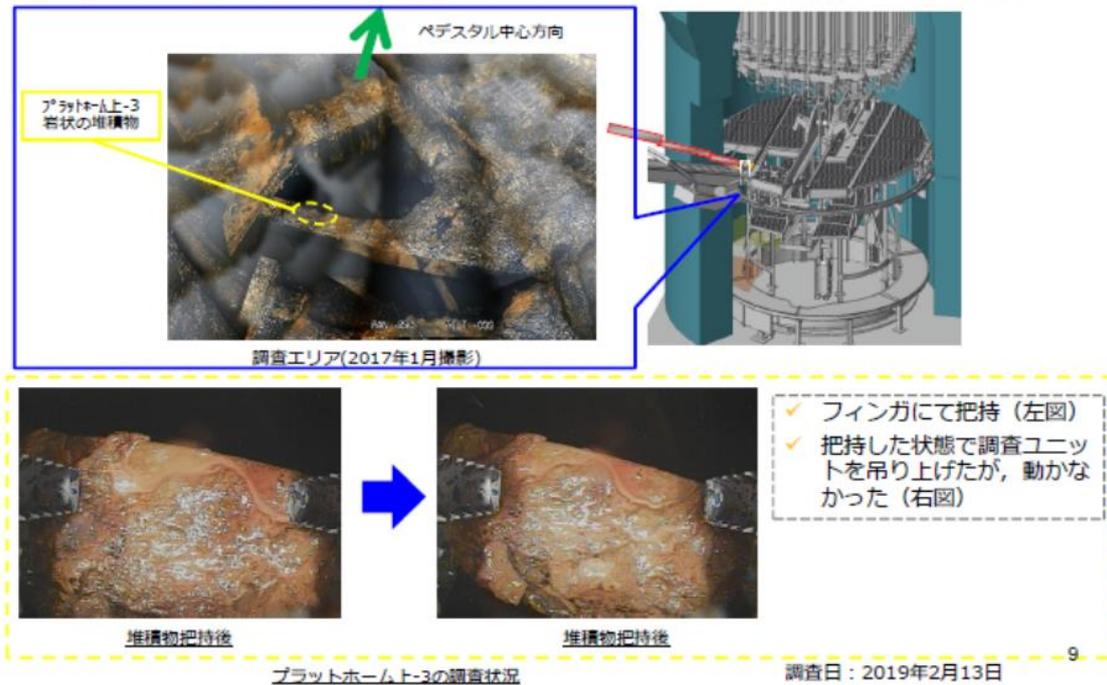


図 3- 51 プラットホーム上堆積物接触調査結果 (3) [3-21]

(13) 2号機原子炉キャビティ差圧調整ライン及び原子炉ウェル内調査結果【UPDATE】

2号機シールドプラグ下部の原子炉ウェル内調査に向けて西側の原子炉キャビティ差圧調整ラインを用いた調査を計画するため、2021年1～3月にかけて現場調査を実施した。図 3- 52 に原子炉キャビティ差圧調整ラインの概略図を示す。

現場調査の結果、西側の原子炉キャビティ差圧調整ラインに設置されている弁は開いており、排気ダクトへの直線上の部分が劣化していることが確認された(図 3- 53)。また、ダクト内部の底部及び側面には黄色の付着物が確認された(図 3- 54)、配管内部に堆積物が確認された(図 3- 55)。線量率測定の結果、ダクト下部には高線量箇所が存在し(図 3- 56)、ダクト下部(4m下)の床面付近にも高線量箇所を確認した(図 3- 57)。

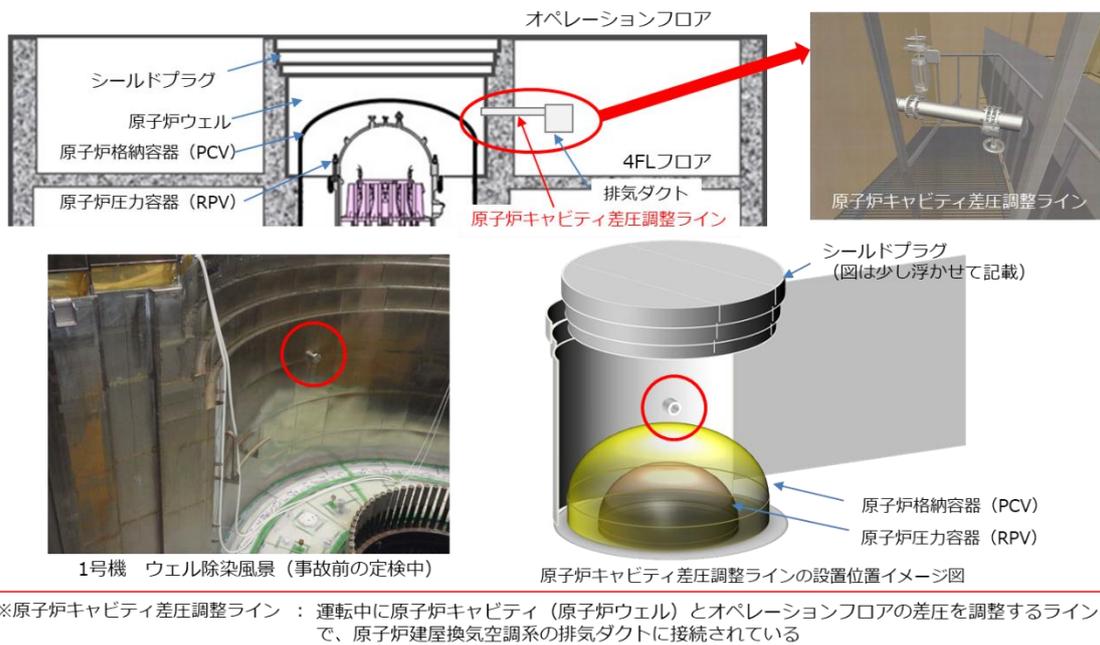


図 3- 52 原子炉キャビティ差圧調整ラインの概略図<sup>[3-22]</sup>

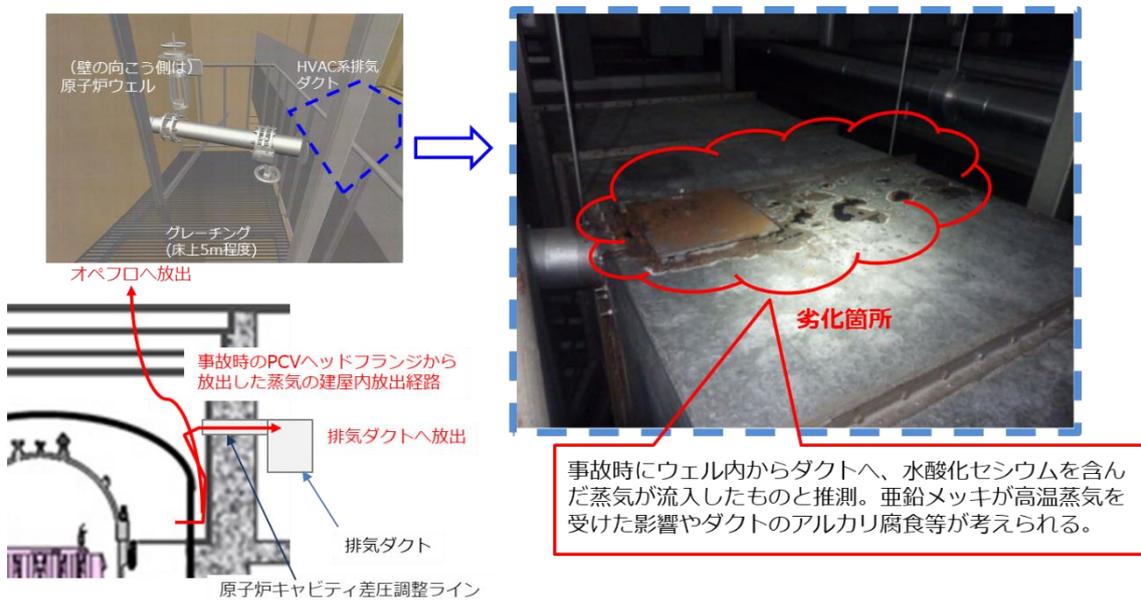


図 3- 53 排気ダクトの劣化箇所<sup>[3-22]</sup>

[3-22]2号機のシールドプラグ高濃度汚染の調査について（作業箇所の線量測定結果等の速報）、廃炉・汚染水対策チーム会合第88回事務局会議配布資料、2021年3月25日

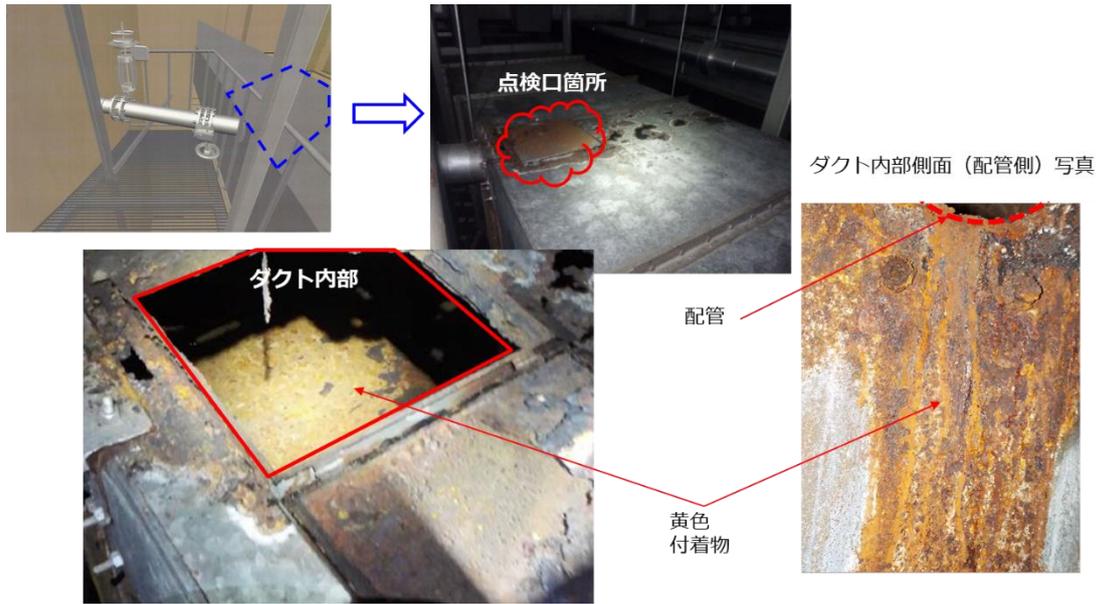


図 3-54 排気ダクトの劣化箇所[3-23]

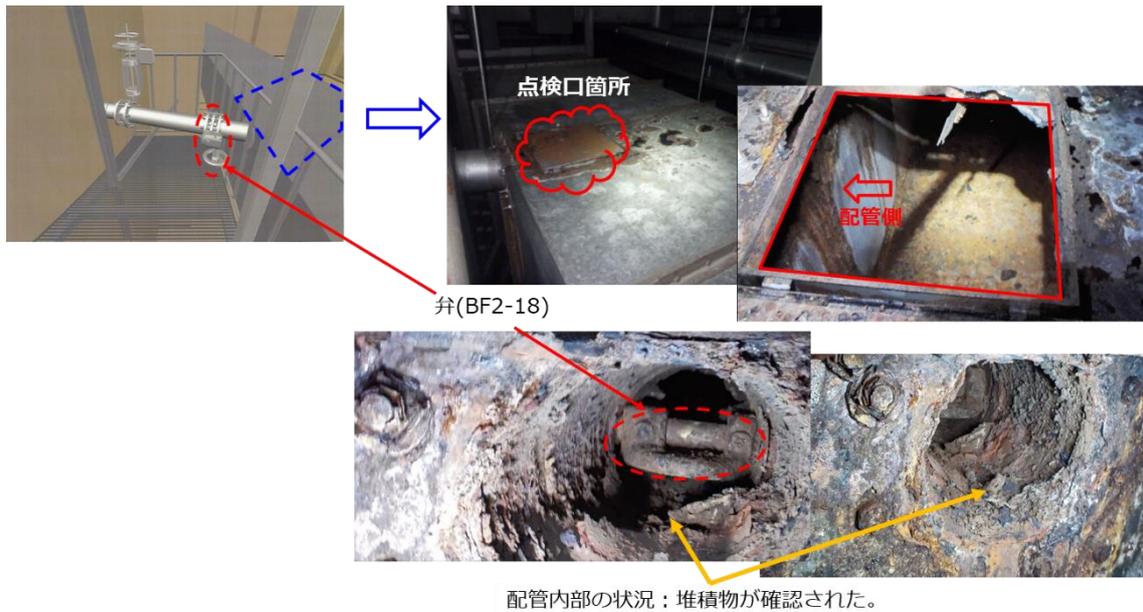
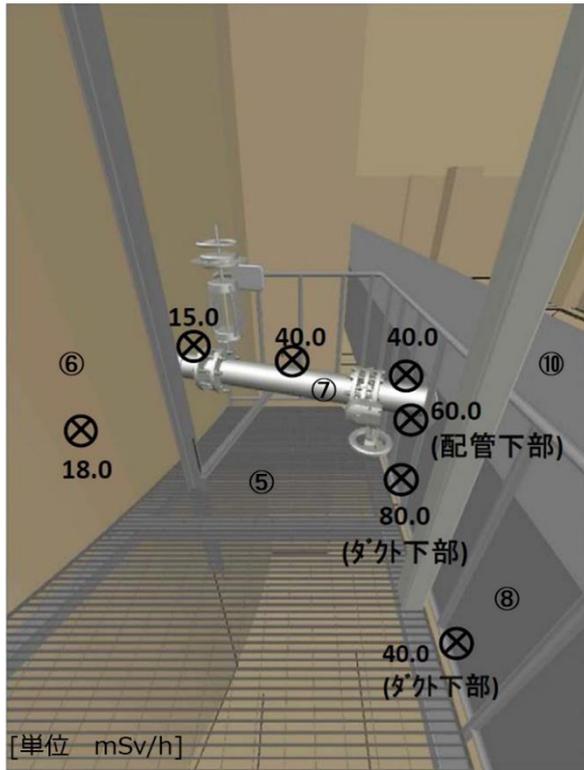


図 3-55 配管内の堆積物[3-23]

[3-23]2号機シールドプラグ高濃度汚染への対応状況および今後の計画について、特定原子力施設監視・評価検討会（第90回）配布資料、2021年4月19日

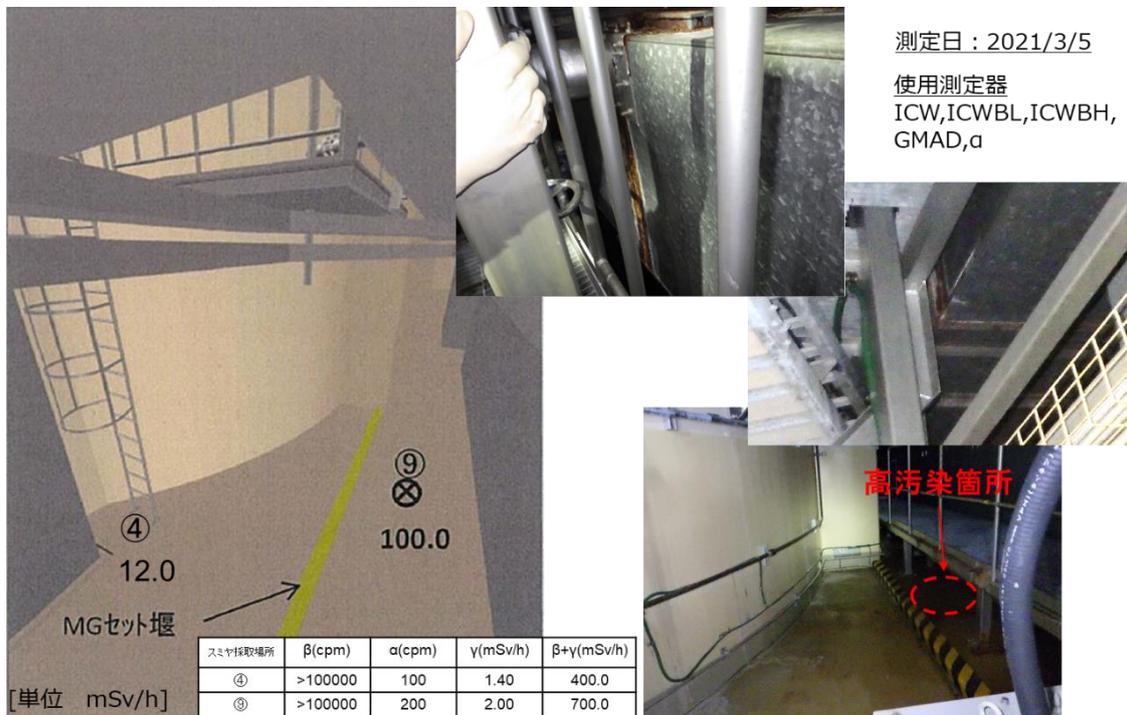


測定日 : 2021/3/5

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

図 3- 56 原子炉キャビティ差圧調整ライン周辺の線量率測定結果<sup>[3-23]</sup>



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)
④	>100000	100	1.40	400.0
⑨	>100000	200	2.00	700.0

図 3- 57 ダクト下部の床面の線量率測定結果<sup>[3-23]</sup>

続いて、2021年5月に、西側の原子炉キャビティ差圧調整ラインから線量計やカメラを原子炉ウェル内に入れ、ウェル内の線量率、状況等の調査を実施した。図3-58に調査の概要図を示す。

ウェル内の状況をカメラで確認した結果、PCV上蓋等に大きな損傷がないことを確認した(図3-59、図3-60)。線量率測定の結果、PCVフランジ付近で最大530mS/hを確認した(図3-61)。また、原子炉キャビティ差圧調整ラインの配管内部の調査を実施し、BF-2-12弁が開状態であり、弁の上流側配管(SUS)には、配管・弁箱(炭素鋼)で見られた肌荒れや堆積物がないことを確認した(図3-62)。

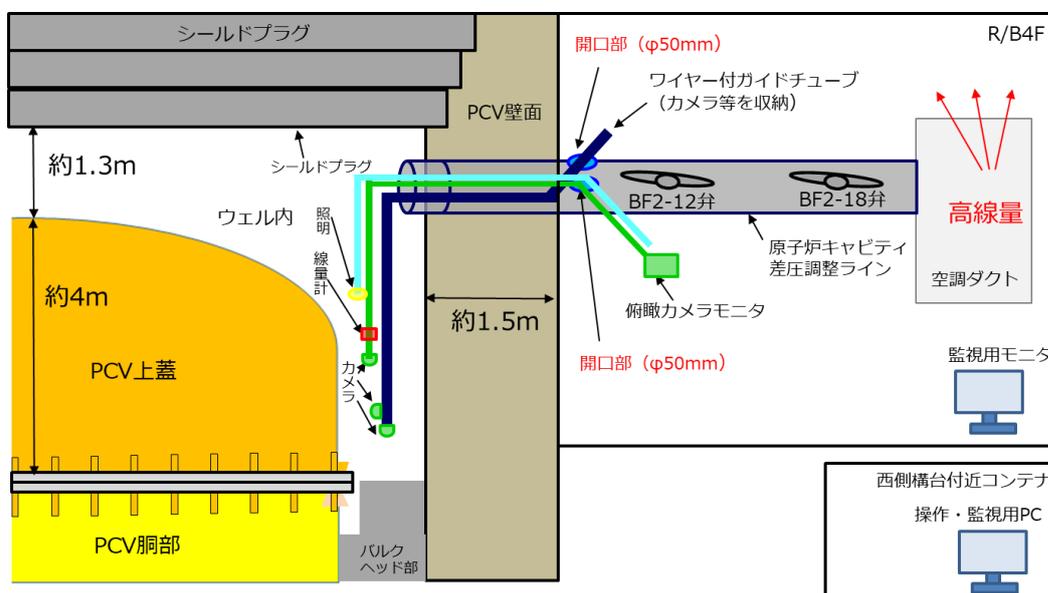


図3-58 原子炉ウェル内調査の概要[3-24]

[3-24] 【速報】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、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合第90回事務局会議配布資料、2021年5月27日

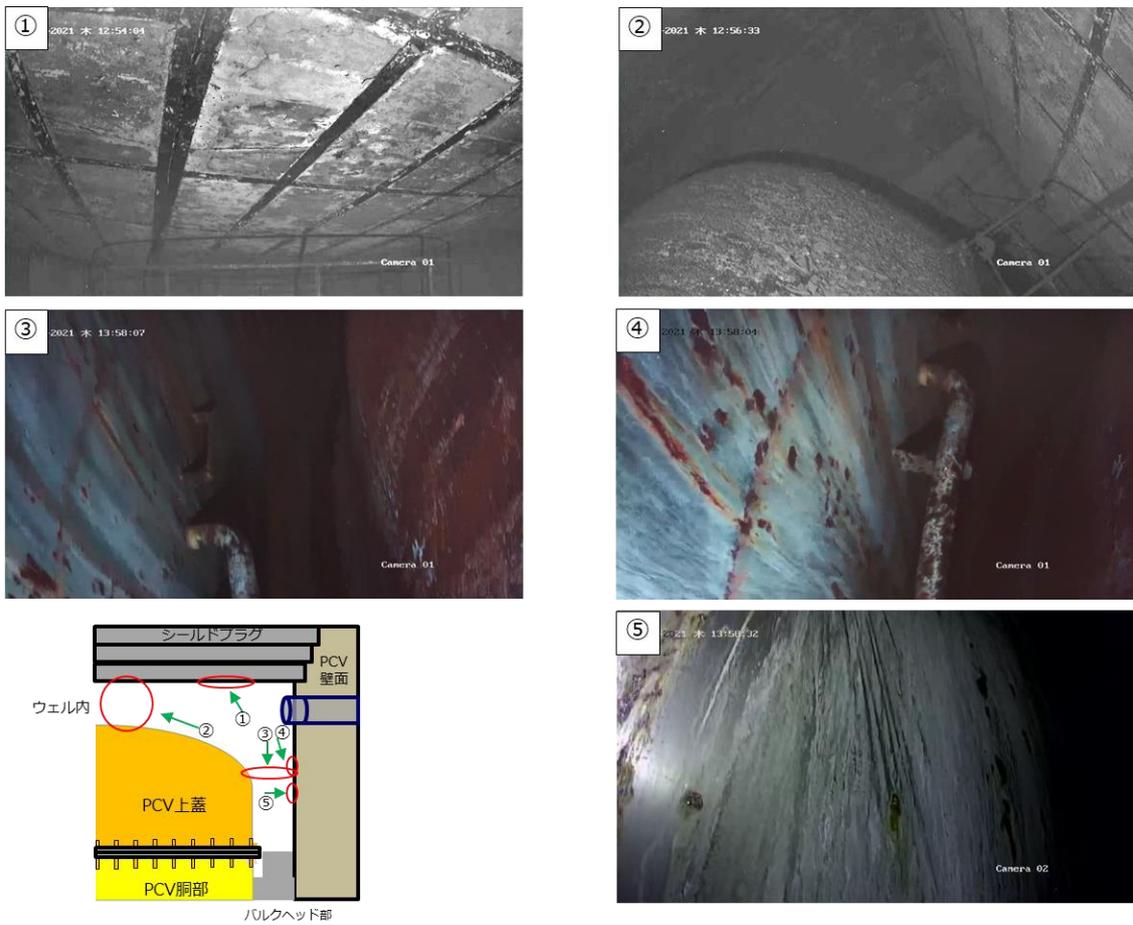


図 3-59 原子炉ウェル内の状況①<sup>[3-24]</sup>

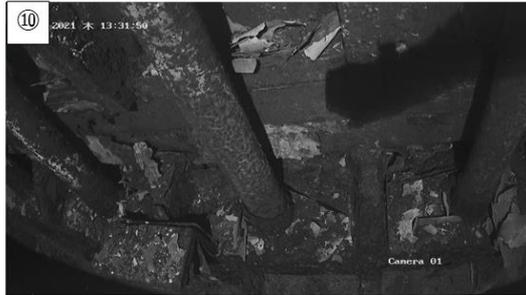
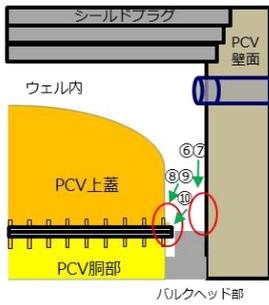
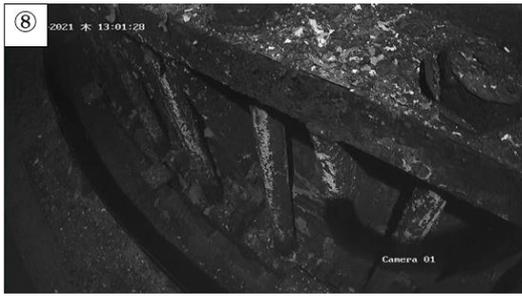


図 3- 60 原子炉ウェル内の状況②[3-24]

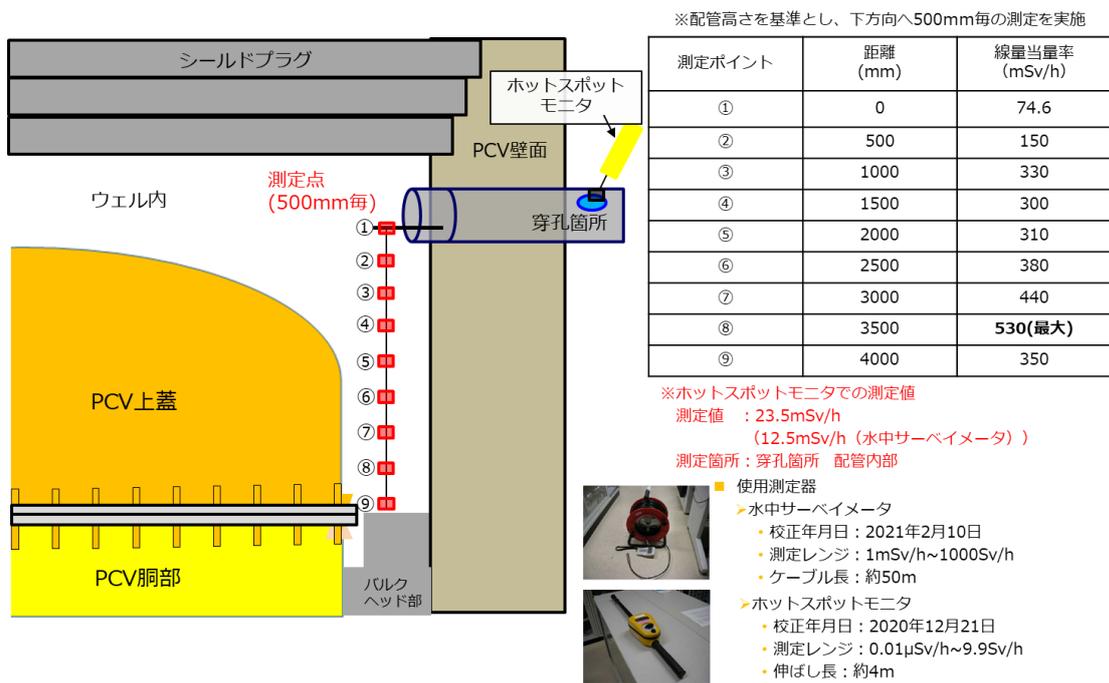


図 3- 61 原子炉ウェル内の線量率測定結果[3-24]

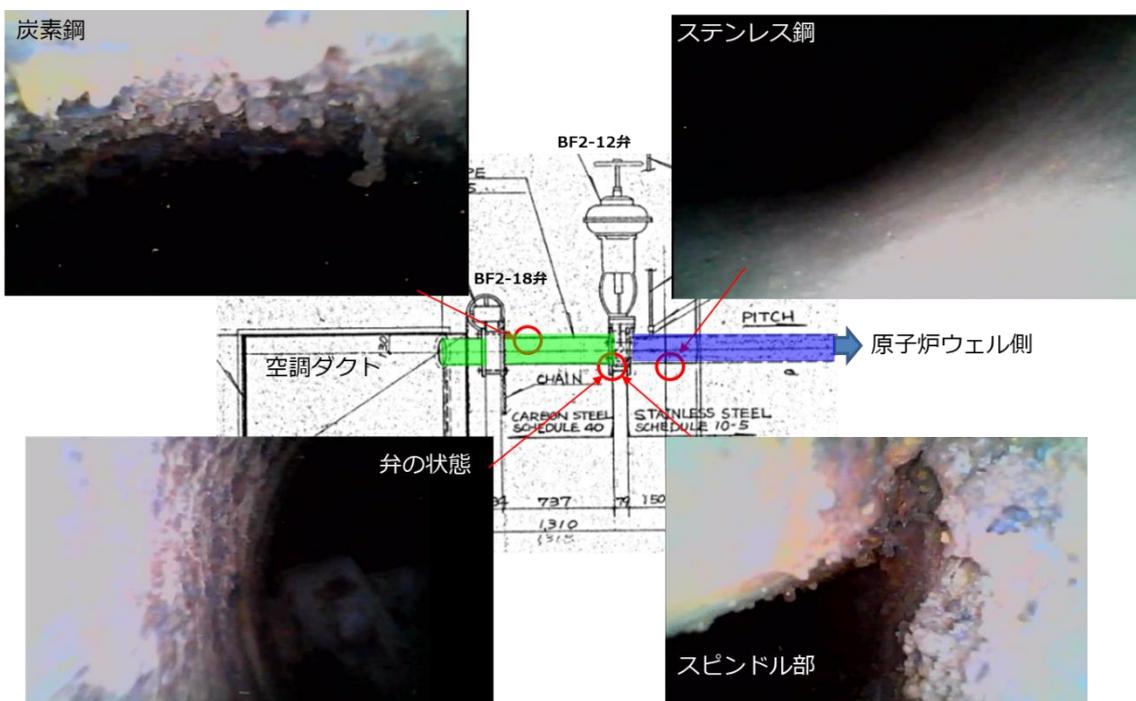


図 3- 62 原子炉キャビティ差圧調整ライン配管内部の状況[3-24]

さらに、東側に敷設された原子炉キャビティ差圧調整ラインの現場調査を実施した。BF-2-13 弁は西側と同様に開状態であり、ダクト側面、下部および点検口に顕著な劣化は確認されなかった (図 3- 63)。配管周辺の線量率測定の結果、最大で 51mSv/h を確認した (図 3- 64)。

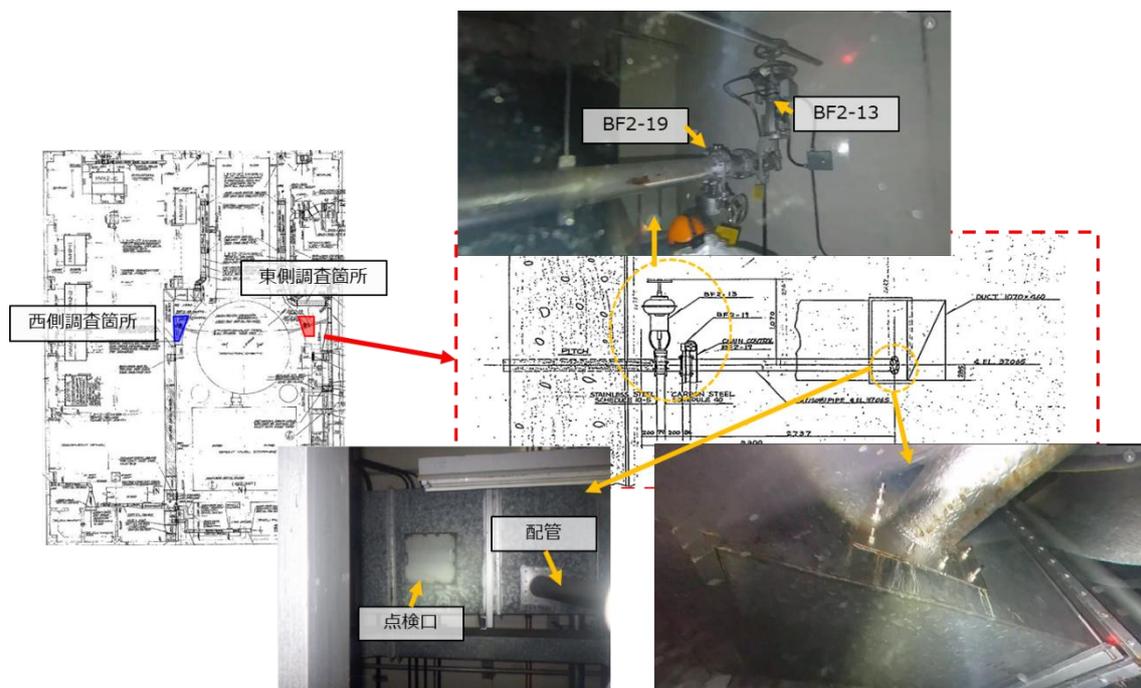
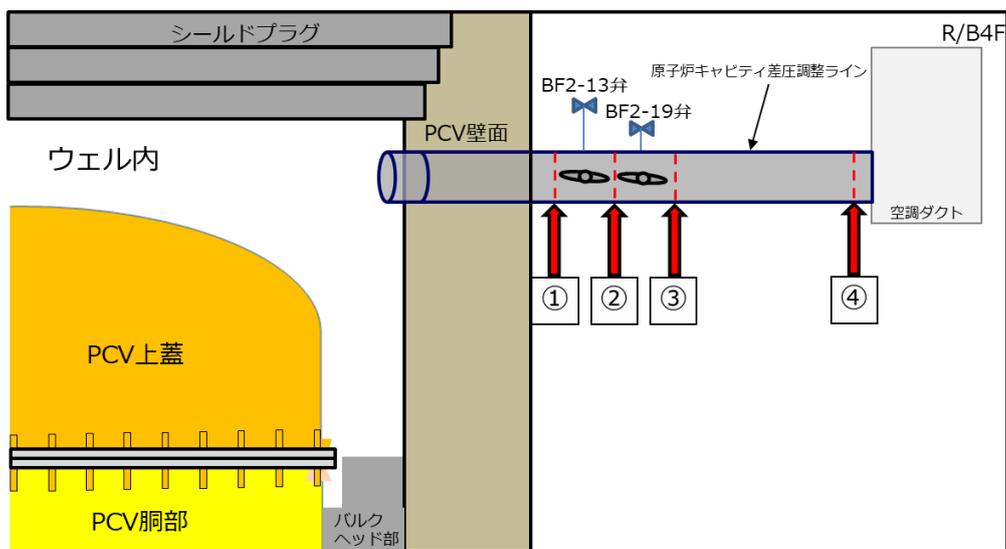


図 3- 63 原子炉キャビティ差圧調整ライン (東側) の外観調査<sup>[3-24]</sup>



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

図 3- 64 原子炉キャビティ差圧調整ライン（東側）周辺の線量率測定結果<sup>[3-24]</sup>

(14) 2号機オペフロ・シールドプラグ調査結果【UPDATE】

2018年6月に原子炉建屋西側外壁開口工事が完了したことを踏まえ、今後のオペフロ内作業を円滑に進めるため、2018年7月にオペフロ西側壁開口近傍の線量率等の調査を実施した。空間線量率の測定結果、ウェルプラグ近傍の線量率が高く、そこから離れるにしたがって線量率が低くなる傾向があるため、主な線源はウェルプラグであると推定した(図3-65)。

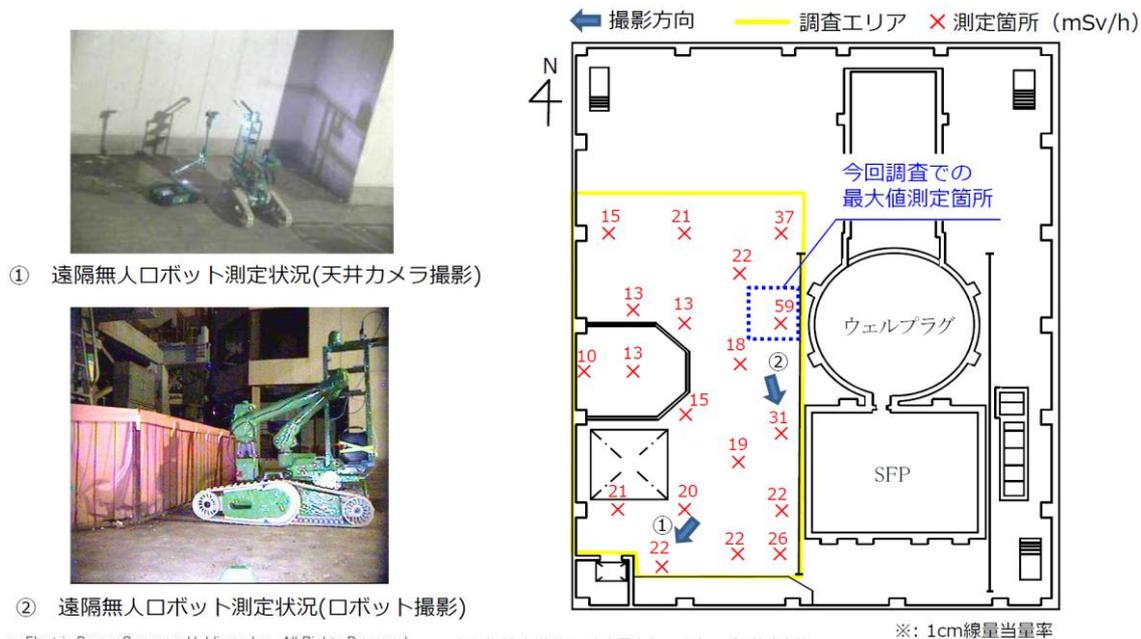


図 3- 65 オペフロ西側の線量率測定結果 (2018 年 6 月実施) [3-25]

2018 年 11 月～2019 年 2 月にかけて、オペフロ全域の汚染状況及び設備状況等の調査を実施した。空間線量率の測定結果から (図 3- 66)、ウエル上の線量率が高く、主な線源はウエルプラグと推定した。また、過去の調査結果と比較して線量率が下がっており、自然減衰、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が要因と推定した。表面線量率の測定結果 (図 3- 67) から、ウエル上の表面線量率が高く、ウエル上面の汚染は、蒸気がウエルと養生シートの上に滞留し、その後乾燥したものと推定した。ウエル上の  $\beta + \gamma / \gamma$  比は床面と同程度であることから、表面汚染の影響が大きく、原子炉内部からの  $\gamma$  線の影響は小さいと推定した。

[3-25]2 号機原子炉建屋西側外壁開口後のオペフロ調査の実施について、廃炉・汚染水対策チーム会合第 56 回事務局会議配布資料、2018 年 7 月 26 日

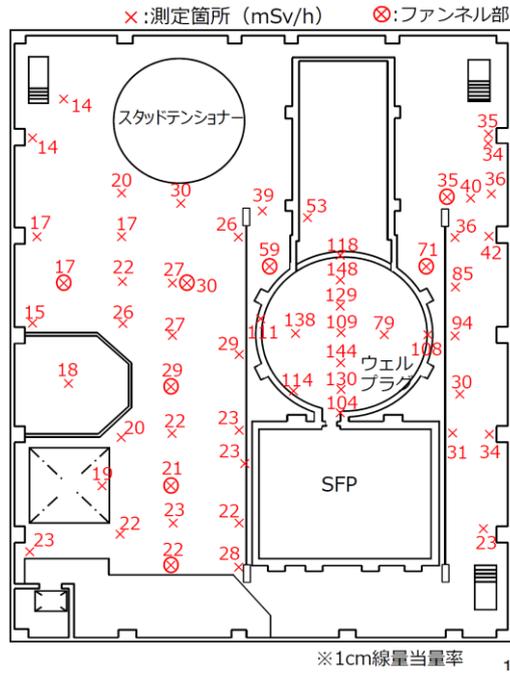
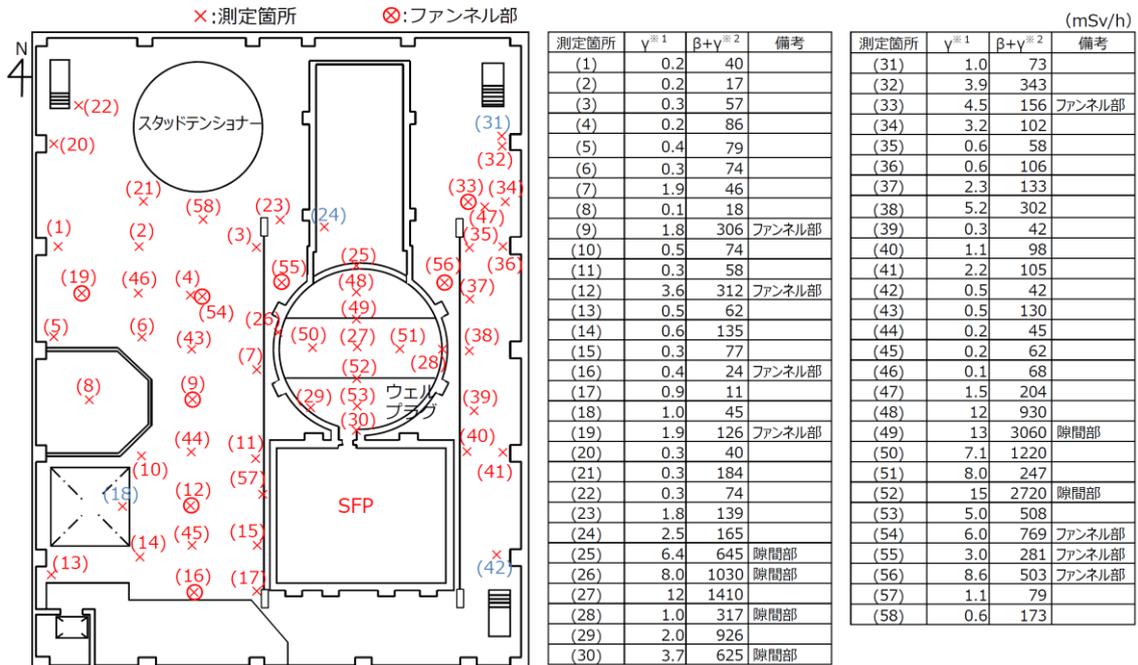


図 3-66 オペフロの空間線量率の測定結果  
(2018年11月～2019年2月実施) [3-26]



※ 1 : 1cm線量当量率、床上@30.5cmコリメート付線量計で測定  
 ※ 2 : 70 $\mu$ m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

図 3-67 オペフロ床面の表面線量率の測定結果  
(2018年11月～2019年2月実施) [3-26]

[3-26]2号機原子炉建屋オペフロ内残置物移動・片付後調査の結果について、廃炉・汚染水対策チーム会合第63回事務局会議配布資料、2019年2月28日

2020年12月にオペフロ内の残置物移動・片付け作業が完了したことから再度オペフロの空間線量率を測定したところ、2018年の測定結果と比較し、全体で2割程度の線量率低減を確認した(図3-68)。線量率低減の要因として、残置物移動・片付けによる線量率低減の寄与が1割程度、自然減衰の寄与が1割程度と推定した。

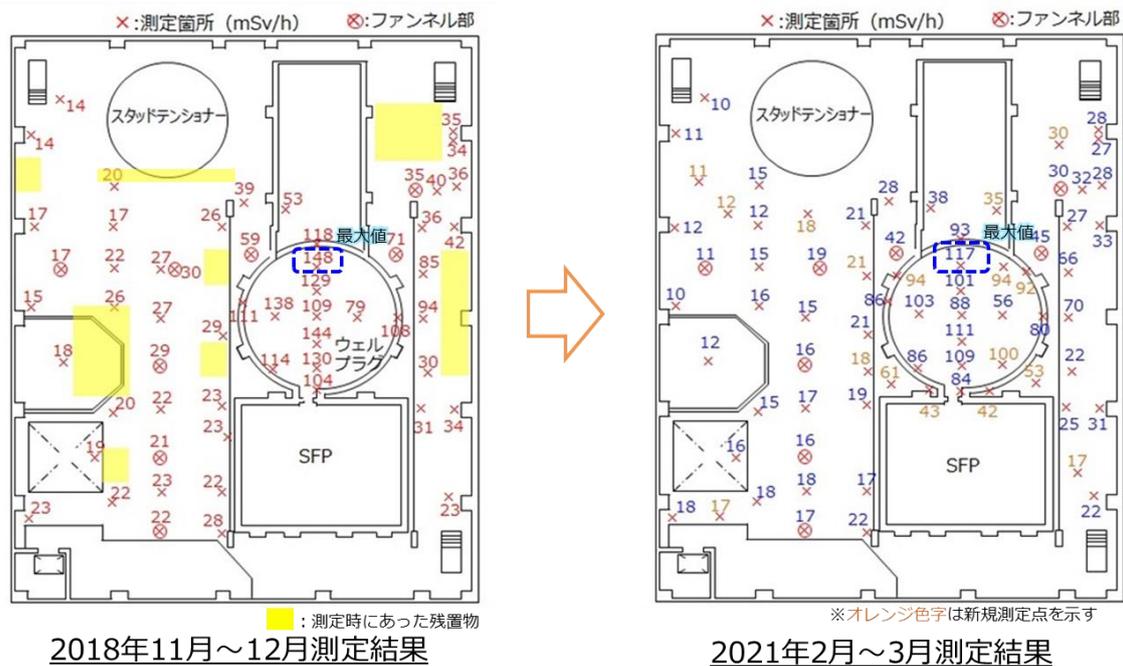
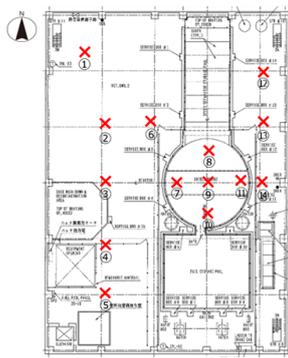


図3-68 オペフロの空間線量率の測定結果の比較(2020年12月実施) [3-27]

2021年4月に、遠隔操作ロボットを用いたオペフロの床面及び天井面の線量率調査を原子力規制庁と協働で実施した。調査の結果、オペフロ内床面(東側、西側、シールドプラグ上)の表面汚染密度はほぼ同様であることを確認した(図3-69)。2021年3月に実施したオペフロ空間線量率測定結果のシールドプラグ上における空間線量率が、他の領域より高かった原因は、シールドプラグの隙間及び下部に蓄積されているセシウムからの散乱線の影響と評価した。また、天井面の汚染が一様に存在した場合の床面高さ1mの位置における天井面からの線量率寄与は、0.9mSv/h程度であると評価した(図3-70)。

[3-27]2号機原子炉建屋オペフロ調査の速報について、廃炉・汚染水対策チーム会合第88回事務局会議配布資料、2021年3月25日

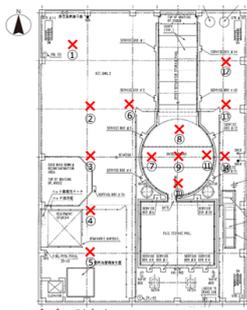


×：測定点

- ※1 黄色ハッチング箇所のみを有効とした。  
1cm線量当量率のアクリル遮蔽ありとアクリル遮蔽なしで、差が10%以上ある測定点については、線量計の近くに局所的な高濃度汚染が存在している可能性があるため評価対象外とした。
- ※2 表面汚染密度換算式  
表面汚染密度 = (アクリル遮蔽なし(70μm)-アクリル遮蔽あり(70μm)) ÷ 換算定数  
・換算定数：7.2E-04[(mSv/h)/(Bq/cm²)]  
(測定値を基に高工ネ研にて評価)

測定点	1cm線量当量率 (測定値)		70μm線量当量率 (測定値)		Cs-137表面汚染密度 (評価値) <sup>※2</sup>
	mSv/h		mSv/h		Bq/cm²
	遮蔽なし	遮蔽あり	遮蔽なし	遮蔽あり	
①	6.72	6.76	32.3	8.58	3.3E+04
②	14.2	25.7	29.8	40.3	- ※1
③	5.92	5.84	15.1	6.80	1.2E+04
④	8.26	7.78	36.3	9.42	3.7E+04
⑤	19.2	14.2	42.7	16.8	- ※1
⑥	17.5	16.3	65.0	20.6	6.2E+04
⑦	38.0	36.3	107	46.8	8.3E+04
⑧	229	254	362	353	1.2E+04
⑨	265	365	567	485	- ※1
⑩	147	123	472	156	- ※1
⑪	22.2	23.3	142	30.5	1.6E+05
⑫	50.3	49.1	132	60.5	1.0E+05
⑬	113	85.8	189	102	- ※1
⑭	50.3	49.1	92.0	66.4	3.6E+04

図 3-69 オペフロ床面の測定結果及び評価結果 (2021年4月実施) [3-28]



×：測定点

- ※1 14箇所の天井の平均表面汚染密度 (2.3E+05Bq/cm²) が、天井に一樣に存在した場合の床面高さ 1m の位置における天井からの線量寄与 (測定値を基に高工ネ研にて評価)
- ※2 表面線量率 換算式  
表面線量率 = コリメータ値 × 換算定数 - 空間線量率 × 鉛減衰率  
・換算定数：8.20E-04[(mSv/h)/cps]  
・鉛減衰率：1.81E-03
- ※3 表面汚染密度 換算式  
表面汚染密度 = 表面線量率 × 換算定数  
・換算定数：1.38E+06[(Bq/cm²)/(mSv/h)]  
(測定値を基に高工ネ研にて評価)

測定点	測定開始時間	測定終了時間	コリメータ値 (測定値) (cps)	空間線量率 (測定値) (mSv/h)	表面線量率 <sup>※2</sup> (評価値) (mSv/h)	表面汚染密度 <sup>※3</sup> (評価値) (Bq/cm²)
①	11:03:00	11:04:00	113	8.78	0.08	1.1E+05
②	11:07:00	11:08:00	410	13.60	0.31	4.3E+05
③	11:10:00	11:11:00	263	11.08	0.20	2.7E+05
④	11:13:15	11:14:15	126	11.52	0.08	1.1E+05
⑤	11:15:35	11:16:35	155	13.68	0.10	1.4E+05
⑥	11:20:00	11:21:00	229	20.88	0.15	2.1E+05
⑦	11:27:45	11:28:45	299	61.27	0.13	1.8E+05
⑧	11:31:15	11:32:15	293	102.2	0.06	7.5E+04
⑨	11:34:30	11:35:30	379	117.2	0.10	1.4E+05
⑩	11:37:10	11:38:10	262	70.34	0.09	1.2E+05
⑪	11:41:20	11:42:20	346	61.27	0.17	2.4E+05
⑫	11:48:40	11:49:40	147	33.62	0.06	8.2E+04
⑬	11:52:20	11:53:20	343	31.32	0.22	3.1E+05
⑭	11:58:20	11:59:20	865	53.56	0.61	8.4E+05

図 3-70 オペフロ天井面の測定結果及び評価結果 (2021年4月実施) [3-28]

上記調査の結果を踏まえ、シールドプラグ上段と中段の隙間に蓄積していると推定している放射線量評価の確度向上を目的として、オペフロ床面の表面汚

[3-28]原子力規制庁と協働で実施した2号機オペレーティングフロア調査結果について、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合第90回事務局会議配布資料、2021年5月27日

染影響を受けにくいシールドプラグ既存穿孔箇所（中央、東の2箇所）を用いた調査を2021年8～9月に実施した。調査の概要を図3-71に示す。調査結果（図3-72）を踏まえてシールドプラグの隙間に蓄積したCs-137、Cs-134による穿孔箇所内部の線量当量率の算出を実施し、隙間にはセシウムを含む放射性物質が付着、堆積している可能性が高く、中央及び東側の測定結果から、シールドプラグ全体では汚染状況のばらつきが大きい可能性があるとして評価した（図3-73）。

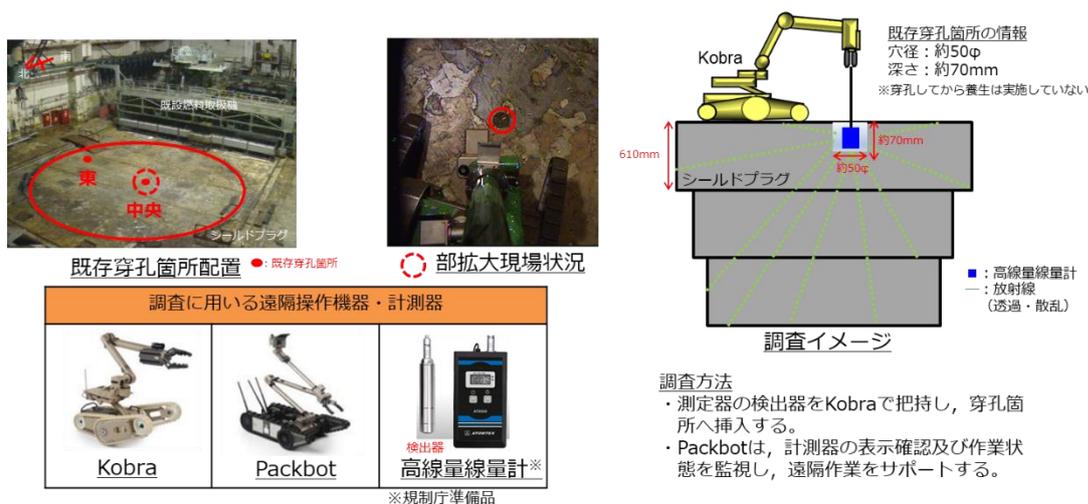


図3-71 調査の概要[3-29]

単位：mSv/h

測定箇所	床表面から筒底の距離 [cm]	計測器①	計測器②
東	7.0	255	52.5
	6.0	277	51.5
	5.0	290 - 300	52.1
	4.0	292	50.9
	3.0	255	50.7
	2.0	225	51.9
	1.0	172	51.9
	7.0	255	51.5
中央	6.0	1169	230
	5.0	1070	236
	4.0	944	235
	3.0	825	225
	2.0	682 - 690	226
	1.0	600	225
	0.0	532	225

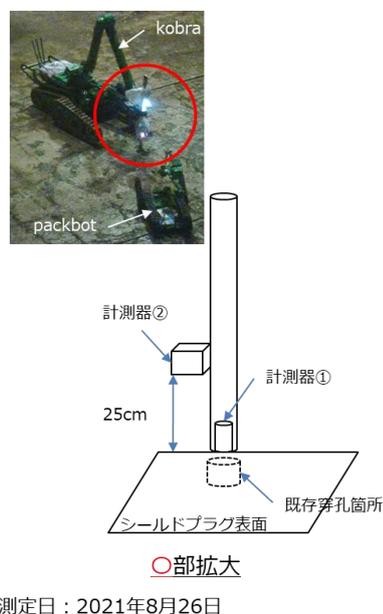


図3-72 測定結果（2021年8月実施）[3-29]

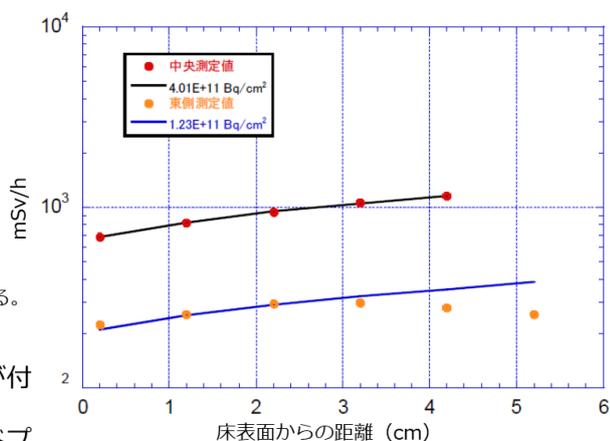
[3-29]2号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合第94回事務局会議配布資料、2021年9月30日

### 【測定結果との比較】

- ✓ 原子炉ウエル中央の穿孔箇所  
Cs-137の汚染密度が $4.01E+11$ Bq/cm<sup>2</sup>の場合の計算値と合致している
- ✓ 原子炉ウエル東側の穿孔箇所  
Cs-137の汚染密度が $1.23E+11$ Bq/cm<sup>2</sup>の場合の計算値と4.2cm及び5.2cm以外では合致している※1  
※1:穿孔箇所底面の形状による影響の可能性がある。



- 隙間には、セシウムを含む放射性物質が付着、堆積している可能性が高い
- 中央及び東側の測定結果から、シールドプラグ全体では汚染状況のばらつきが大きい可能性がある



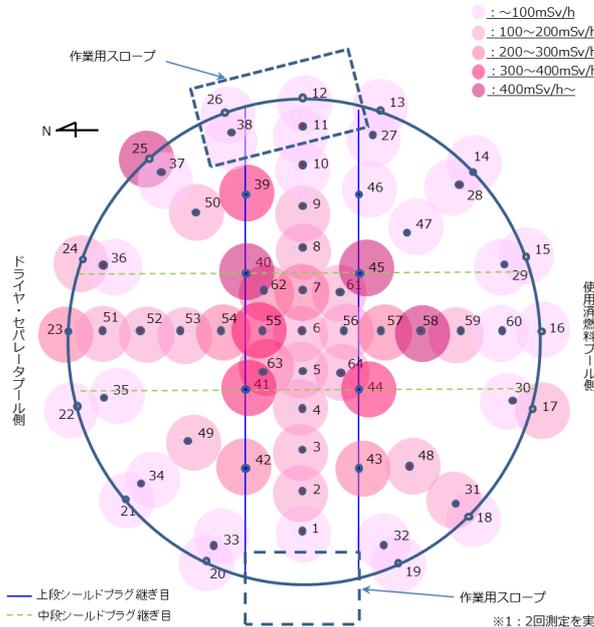
測定値と計算値(注1)の比較

注1:線量計の実効中心位置である治具底部(筒底)より1.8cm上部で評価

図 3-73 測定値と計算値の比較による評価[3-29]

シールドプラグの汚染状況の更なる把握に向け、新規穿孔箇所による調査を計画した。新規穿孔箇所検討のため、シールドプラグ上の線量率調査を2021年10月に実施し、中央部及び継ぎ目部で線量率が高く、シールドプラグ上部の線量率にバラつきがあることを確認した(図3-74)。シールドプラグ上の線量率調査結果を踏まえ、新規穿孔箇所を13箇所選定して穿孔作業を行い、2021年11~12月に新規穿孔箇所の線量率調査を実施した。線量率調査の状況を図3-75に示す。調査の結果、既存穿孔箇所の線量率測定結果と比較し、低い測定結果が得られた。シールドプラグ外周部に近い測定点No.①,②,⑩,⑪では線量率が低く、No.④,⑨,⑫,⑬では100mSv/hを超える結果が得られた(図3-75)。また、シールドプラグ内配筋の影響を確認するため、再度穿孔箇所の測定及び穿孔箇所周辺床面の線量率測定を実施した(図3-76)。調査結果をもとに、原子力規制庁にてシールドプラグ上段と中段の隙間に蓄積した総汚染量の評価を実施し、従来の評価結果(数十PBqのCs-137が存在)と同レベルであるとの結果が示された(図3-77)。

➤ 中央部・継ぎ目部で線量が高く、シールドプラグ上部の線量にバラつきがあることを確認。



単位:mSv/h

No.	測定値	No.	測定値	No.	測定値
1	44.8	23	270	45	524
2	107	24	126	46	93.2
3	175	25	521 <sup>※2</sup>	47	59.3
4	136	26	23.0	48	143
5	152	27	17.0	49	105
6	104,144 <sup>※1</sup>	28	96.5	50	105
7	294	29	73.0	51	139
8	117	30	78.0	52	157
9	134	31	105	53	138
10	76.2	32	23.0	54	259
11	14.4	33	51.5	55	390
12	37.5	34	36.0	56	123
13	58.8	35	36.3	57	228
14	50.0	36	73.5	58	420,385 <sup>※3</sup>
15	62.6	37	59.6	59	113
16	82.0	38	12.9	60	61.5
17	103	39	340	61	165
18	92.1	40	560	62	270
19	40.0	41	391	63	262
20	72.4	42	266	64	148
21	70.3	43	241	-	-
22	71.0	44	343	-	-

※1: 2回測定を実施 ※2: 近傍に残材あり。残材を選けた箇所約70mSv/h。 ※3: 2回測定を実施

図 3-74 シールドプラグ上部の線量率調査結果 (2021年10月実施) [3-30]

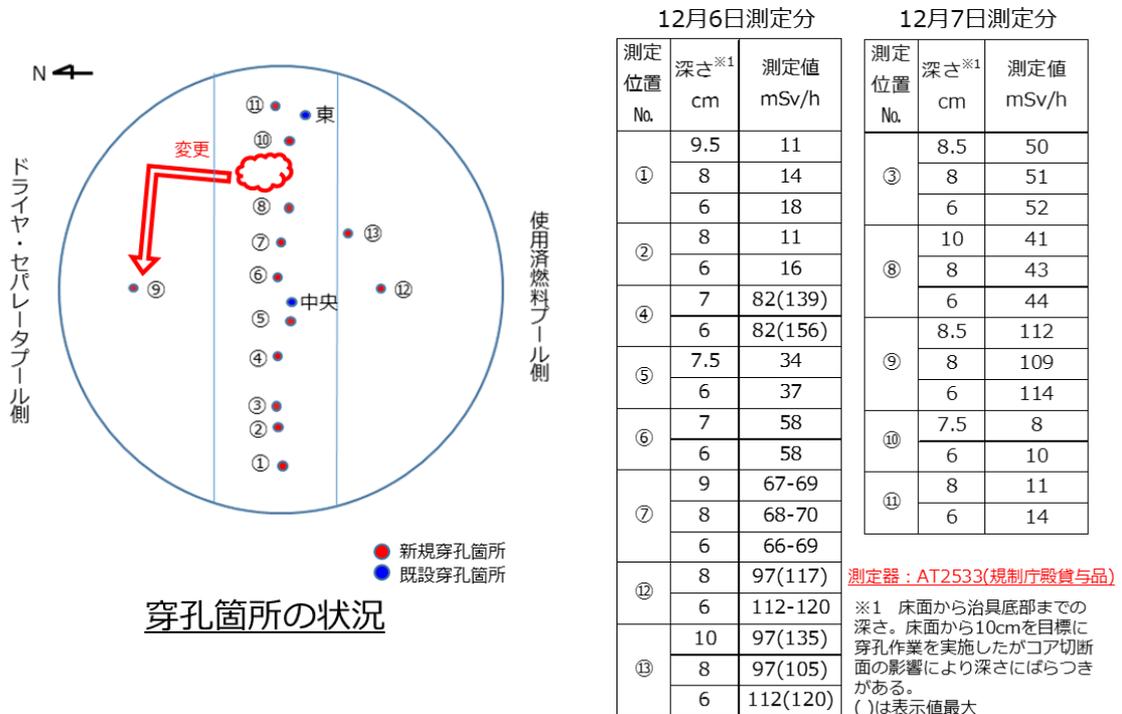


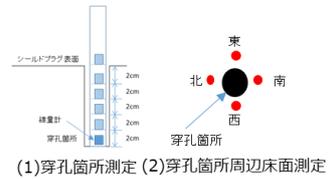
図 3-75 新規穿孔箇所の測定結果 (その1) (2021年12月実施) [3-30]

[3-30]2号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合第97回事務局会議配布資料、2021年12月23日

測定位置No.	穿孔箇所床面からの挿入深さに対する線量[mSv/h]						穿孔箇所周辺床面表面線量[mSv/h]			
	最大挿入深さ※	挿入深さ8cm	挿入深さ6cm	挿入深さ4cm	挿入深さ2cm	挿入深さ0cm	東	西	南	北
①	(9.5) 7.37	7.35	10.2	12.0	24.1	35.3	35.7	35.9	33.5	41.6
②	(9.0) 8.65	8.15	8.23	10.4	18.5	41.4	52.0	41.1	44.2	43.9
③	(8.5) 32.3	34.7	43.3	43.7	65.5	101	176	104	105	99.4
④	(7.0) 72.2	-	66.3	86.4	110	147	157	207	161	159
⑤	(7.5) 24.5	-	25.1	26.2	70.1	125	132	169	107	142
⑥	(7.0) 42.8	-	44.4	45.9	78.1	169	145	196	191	169
⑦	(9.0) 52.0	51.5	52.7	53.9	72.9	112	243	95.8	147	154
⑧	(10.0) 36.5	40.4	45.6	40.5	65.5	137	176	119	138	135
⑨	(8.5) 70.2	69.5	91.5	93.6	97.4	176	157	314	222	183
⑩	(7.0) 4.83	-	5.34	6.37	12.7	24.0	22.9	30.5	25.9	30.0
⑪	(8.0) 5.90	-	8.41	10.6	15.6	26.8	26.4	26.5	26.0	26.6
⑫	(8.0) 87.3	-	92.4	95.6	111	228	440	138	222	213
⑬	(10.0) 75.4	76.2	77.6	88.4	91.3	182	264	175	182	278
既設穿孔箇所(中央部)	(5.0) 950	-	-	807	773	529	304	512	307	302
既設穿孔箇所(東側)	(5.0) 293	-	-	289	221	136	126	101	74.7	102

※上段( )内の数値は最大挿入深さ(cm)

測定器: Polimaster PM1703MO-1(規制庁殿改良貸与品)



(1)穿孔箇所測定(2)穿孔箇所周辺床面測定

【変更点】

- (1)シールドプラグ穿孔箇所床面(0cm)の測定を追加
- (2)穿孔箇所周辺床面の4点測定を追加(東西南北方向)



測定器: Polimaster PM1703MO-1



規制庁殿にて測定器に検出器を取付

図 3-76 新規穿孔箇所の測定結果(その2)(2021年12月実施) [3-30]

【評価手順】

- 新規穿孔箇所13箇所の線量率<sup>※3</sup>と計算コードegs5の計算結果より、当該線量率を与える隙間部の汚染密度を算出
- 新規穿孔箇所13箇所の床面線量率<sup>※4</sup>と上記iより、床面線量率と隙間部の汚染密度の相関式を求める
- シールドプラグ上部の線量調査結果(参考4参照)と上記iiより、隙間部の汚染密度分布を推定し、隙間部の総汚染量を算出

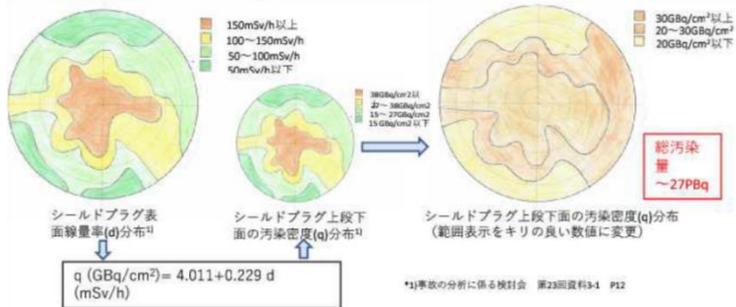


図 3-77 総汚染量の評価結果[3-30]

(15) 2号機原子炉建屋内調査結果【UPDATE】

2021年11月~12月にかけて、今後の原子炉建屋内の調査計画立案に向けて原子炉建屋内(地上階)の詳細な空間情報(アクセス性等)や線量率情報を得るため、γイメージャ、3Dスキャン装置及び線量計を用いて調査を実施した。

γイメージャによる測定の結果、2階北東側のCS(A系)配管にホットスポットが確認された(図3-78)。配管に沿った汚染分布となっているため、配管内面が汚染していると推定している。当該配管は事故当時から現在まで注水等での使用実績はなく、汚染の原因は現時点では不明である。

また、2階東側にある原子炉計装配管（原子炉圧力、原子炉水位）にホットスポットが確認された（図 3-79）。配管に沿った汚染分布となっているため、配管内面が汚染していると推定している。汚染の原因として、圧力計及び水位計は共に原子炉内水を測定対象としているため、配管内に熔融燃料と接触した原子炉内水又は原子炉内で発生した気体の流れ込み、放射性物質が付着した可能性が考えられる。

さらに、原子炉建屋の健全性評価に資する情報取得のため、1階（北西側及び南西側）、2階（北側、東側及び南西側）及び3階（北東側及び南西側）の原子炉シェル壁及びプール壁の状況調査や 3D スキャン装置による点群データの取得を実施した（図 3-80）。調査の結果、一部箇所では塗装の剥がれやひび割れが確認されたが、耐震性能の低下に繋がるような損傷、経年劣化の兆候（表面コンクリートの剥落や錆汁等）は確認されなかった。

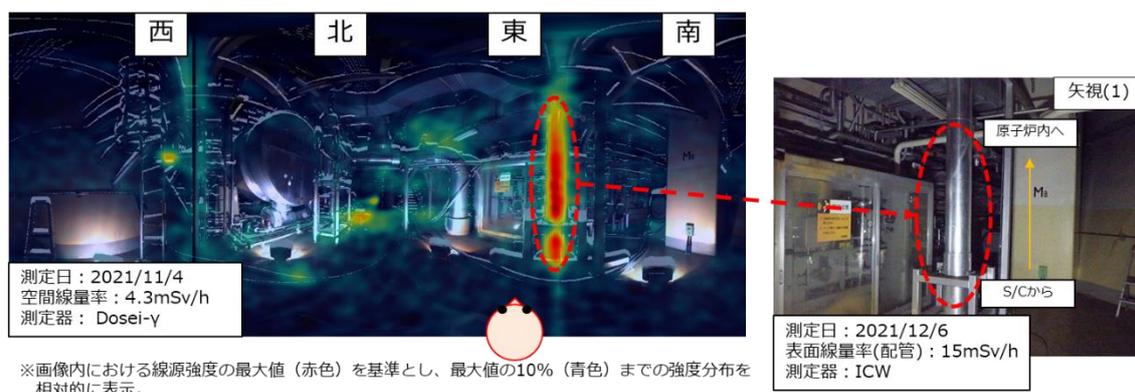


図 3-78  $\gamma$ イメージャ測定結果（2階北東側 CS（A系）配管）[3-31]

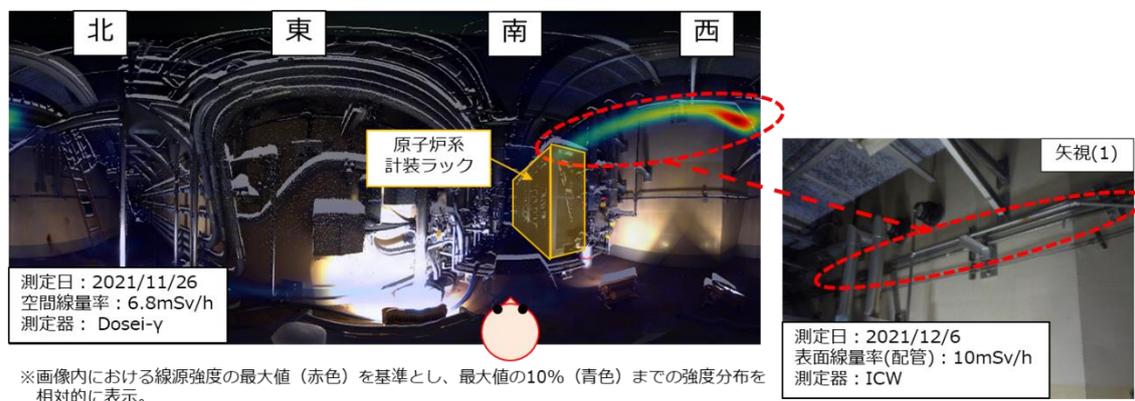
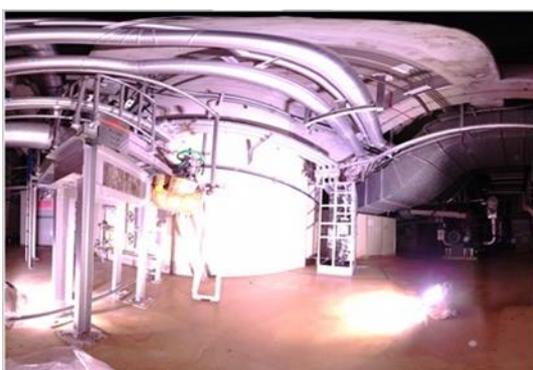


図 3-79  $\gamma$ イメージャ測定結果（2階東側 原子炉計装配管）[3-31]

[3-31]1～2号機原子炉建屋上部階調査の結果について、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合第99回事務局会議配布資料、2022年2月24日



2階シェル壁東面（点群データ）



3階シェル壁北東面（写真）



3階プール壁西面（写真）

図 3- 80 原子炉シェル壁及びプール壁の調査結果<sup>[3-31]</sup>

#### 4. 3号機の炉心・格納容器の状態について

##### (1) トーラス室調査結果

2012年7月に実施した3号機トーラス室調査では、ロボットによりトーラス室内の回廊にアクセスし、可能な範囲内で、動画撮影や、線量率測定、音響確認等を実施した。[4-1]

S/Cの液相漏えい箇所については特定されていないが、カメラ映像によると、S/Cのマンホールのフランジ等からの漏水はないことが確認された(図4-1)。

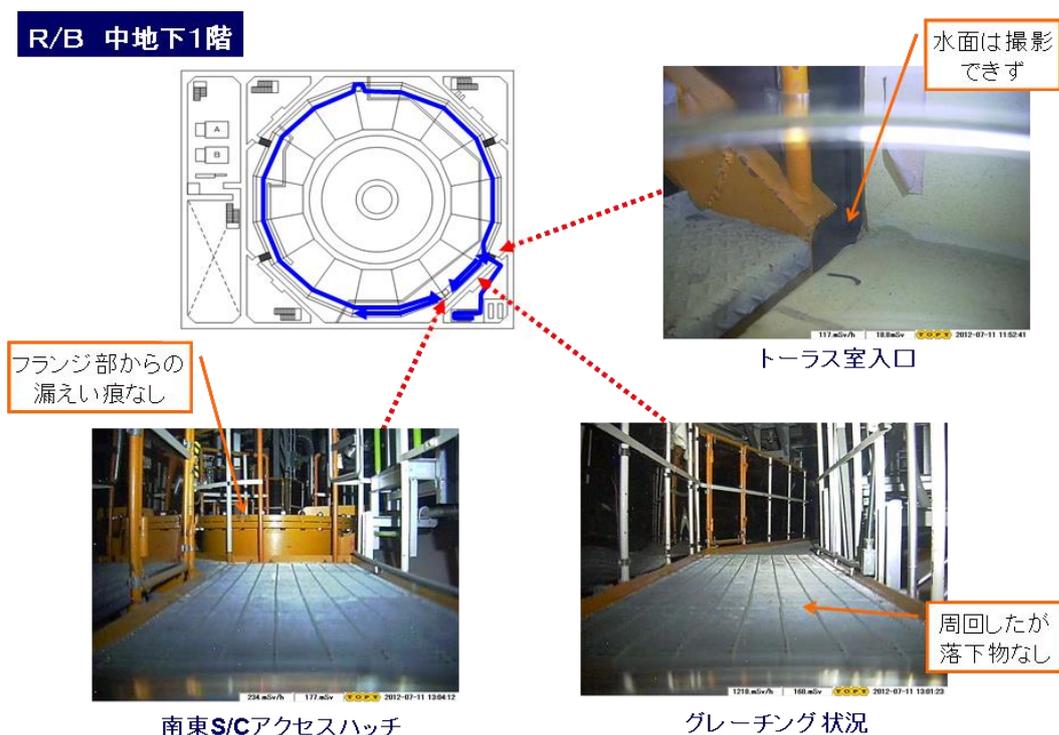


図4-1 3号機トーラス室内カメラ映像(抜粋)

##### (2) 格納容器内酸素濃度の状況

現在、格納容器へは不活性雰囲気維持のため窒素を封入するとともに、格納容器ガス管理設備により窒素封入量と同程度のガスを排気している。排気ガスの測定により格納容器内の酸素濃度を分析したところ、1、2号機の酸素濃度はほぼ0%である一方、3号機の酸素濃度は8%程度であることが確認された(2012年7月[4-2]、2013年3、4月に再分析)。1、2号機の格納容器圧力が数kPagで正圧を維持している一方、3号機の格納容器圧力はほぼ大気圧で変動がないこと

[4-1]3号機原子炉格納容器内部調査について、廃炉・汚染水対策チーム会合第48回事務局会議配付資料、2017年11月30日

[4-2]雰囲気ガス測定結果に基づく原子炉格納容器内の状況について、東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に関する技術ワークショップ、2012年7月23日

と合わせて、現状の格納容器気相部の漏えいの程度は 3 号機が最も大きいことが確認された。

### (3) MSIV 室の漏えい水調査結果【UPDATE】

2014 年 1 月に、3 号機原子炉建屋瓦礫撤去用ロボットのカメラ画像を確認していたところ、原子炉建屋 1 階北東エリアの主蒸気隔離弁 (MSIV) 室の扉付近から、その近傍に設置されている床ドレンファンネルに向かって水が流れていることを確認した (図 4-2)。<sup>[4-3]</sup>

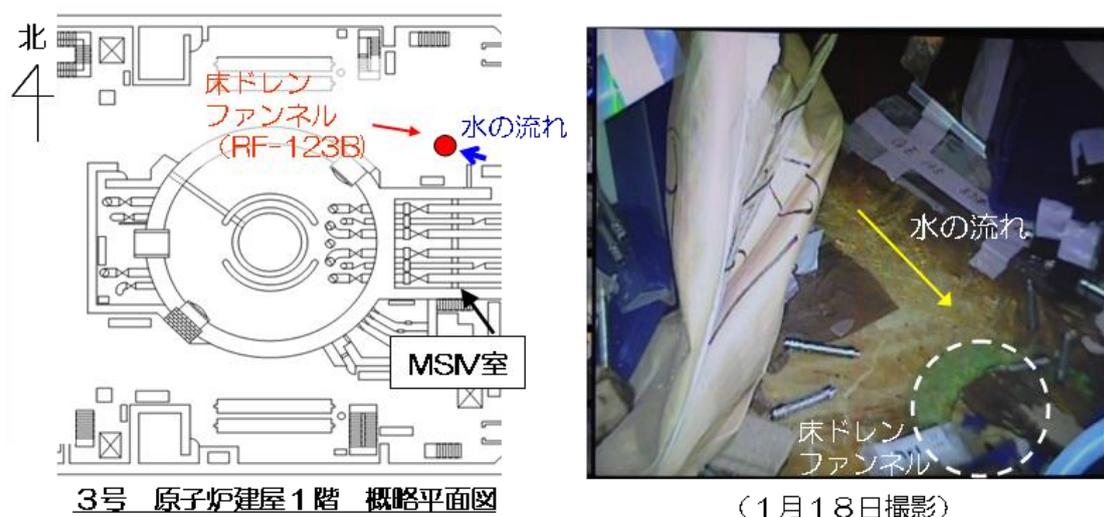


図 4-2 3 号機 MSIV 室扉付近からの漏水の確認

既設の S/C 圧力計の測定値を水頭圧に換算することで求めた格納容器内水位はおよそ OP.12m (原子炉建屋 1 階から 2m 程度上) で、主蒸気配管の格納容器貫通部と同程度の高さであり、流水の発生源として MSIV 室内の格納容器貫通部からの液相漏えいの可能性が推定される。そこで、2014 年 4、5 月に、MSIV 室内の流水箇所の特定のため、上階に位置する原子炉建屋 2 階空調機室から装置を挿入し、室内のカメラ撮影及び線量率測定を実施したところ、主蒸気配管 D の伸縮継手周辺からの漏えいを確認した。また、主蒸気配管 A、B、C、主蒸気系ドレン配管からの漏えいは確認されず、床面の水の流れの状況から判断しても、漏えい箇所は主蒸気配管 D のみと推定した (図 4-3)。<sup>[4-4]</sup>

[4-3]3 号機 原子炉建屋 1 階主蒸気隔離弁室付近から床ドレンファンネルへの水の流れについて、廃炉・汚染水対策チーム会合第 2 回事務局会議配布資料、2014 年 1 月 30 日

[4-4]3 号機 主蒸気隔離弁 (MSIV) 室内調査結果について、廃炉・汚染水対策チーム会合第 6 回事務局会議配布資料、2014 年 5 月 29 日

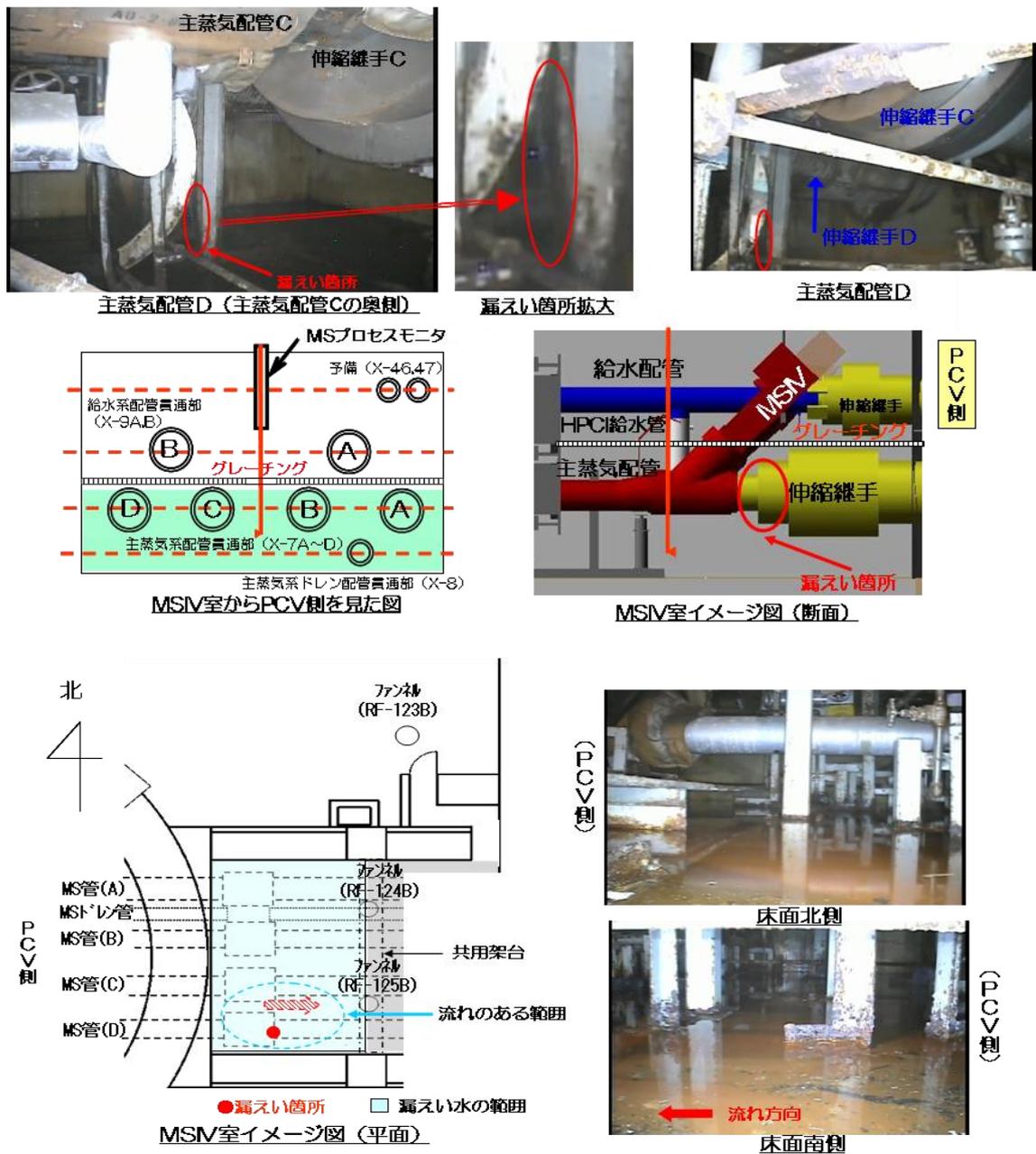


図 4-3 3号機 MSIV 室内主蒸気配管 D からの漏水の確認

MSIV 室はがれきで入室が困難であることが確認されており、2014 年度の調査では入口の線量率が 100mSv/h 超であることを確認した。PCV 内包水の漏えいは、2018 年 2 月時点では MSIV 室外まで広がっていたものの、2019 年 6 月には MSIV 室内で漏えいが収まり、MSIV 室外は水の痕跡がある状況であり、MSIV 室入口の線量率が約 12~20mSv/h であることを確認した (図 4-4)。

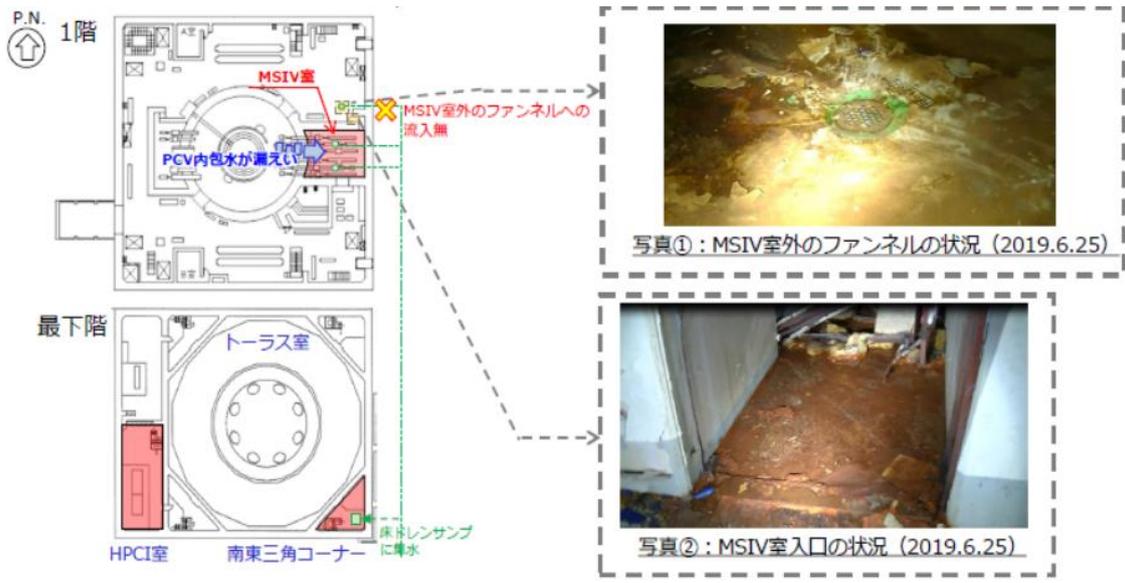


図 4-4 3号機 MSIV 室外の水痕跡状況<sup>[4-5]</sup>

また、3号機 R/B 南東三角コーナーへは PCV のポンプ等の設置可否を確認するため地下中間階の現場調査を実施し、南東三角コーナーの階段部及びトラス室内のキャットウォーク昇降階段脇にポンプ設置、仮設ホース布設が出来るスペースがあることを確認した (図 4-5)。現場の線量率は約 11~30mSv/h であった。

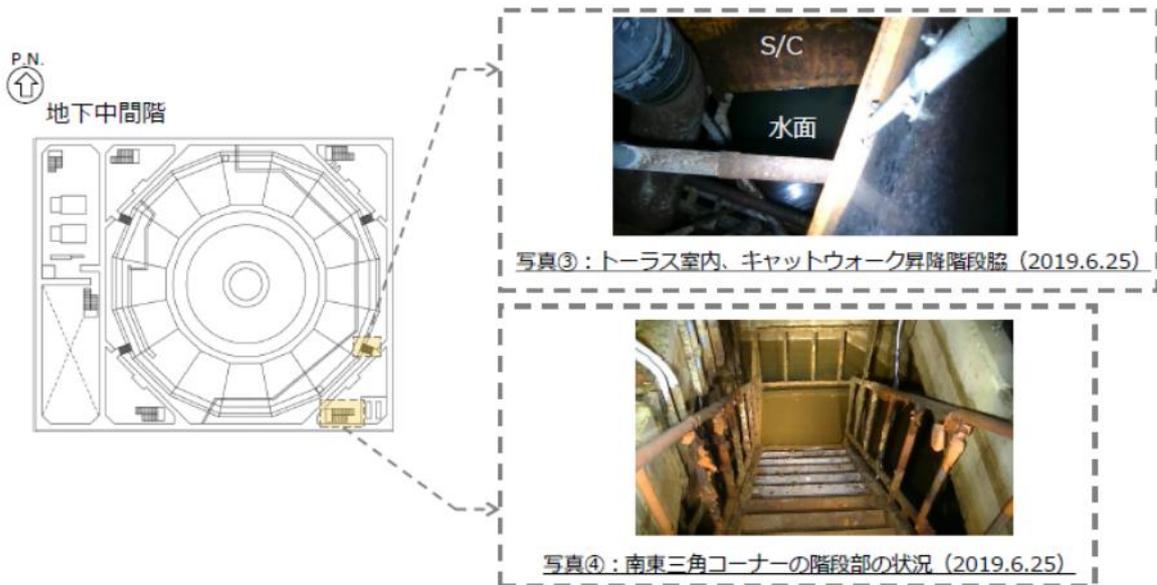


図 4-5 3号機地下中間階現場調査<sup>[4-5]</sup>

[4-5] 建屋滞留水処理の進捗状況について、特定原子力施設監視・評価検討会（第 73 回）配布資料、2019 年 7 月 22 日

2021年4月に再度MSIV室内の調査を実施し、2014年5月の調査で確認した主蒸気配管D継手部からの漏えいが無くなっていることを確認した（図4-6）。一方、主蒸気配管Aについて、継手部はカメラの死角にあり確認できないものの、同配管下側の水面が揺れており漏えいの可能性があることを確認した（図4-7）。主蒸気配管Aはカメラから離れた奥の位置にあり、前回調査時は明瞭な画像は得られなかったが、この調査ではカメラの性能が向上したため確認できたものと推定した。主蒸気配管AおよびDは同等の位置（高さ）に設置されているが、漏えい箇所の位置（高さ）は異なる可能性があり、現在の原子炉格納容器（PCV）水位は前回調査時よりも低いため、配管D側は漏えいが停止した一方で、配管A側の漏えい箇所はPCV水位よりも低いことから漏えいが継続している可能性があるかと推定した。[4-6]



図 4-6 主蒸気配管 D 調査結果[4-6]

[4-6] 3号機原子炉注水停止試験結果（速報）及び原子炉注水停止試験時のMSIV室内の状況について、東京電力ホールディングス株式会社、2021年4月7日

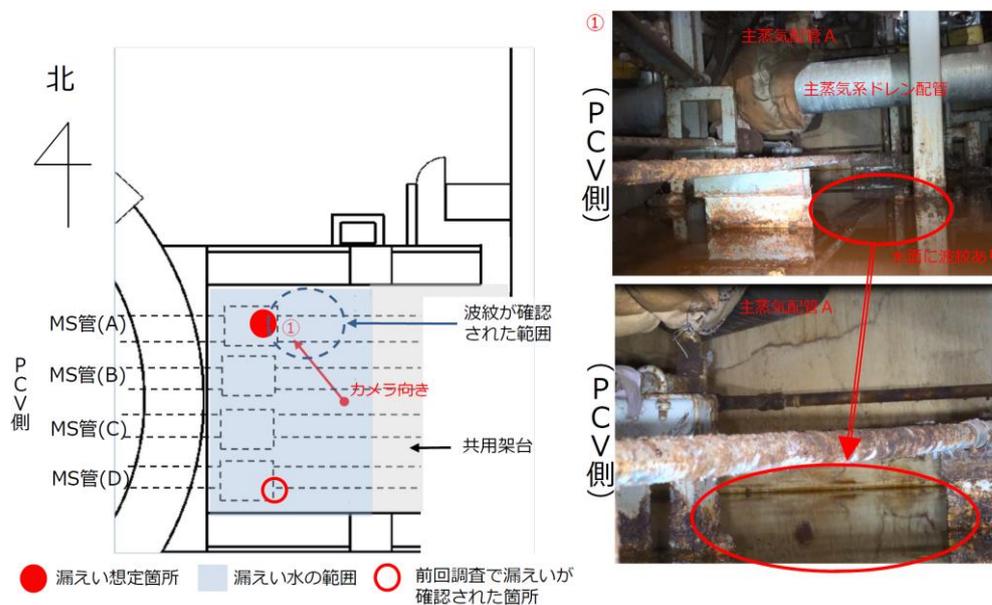


図 4-7 主蒸気配管 A 調査結果 (2021 年 4 月) [4-6]

2022 年 6 月には、主蒸気配管 A 伸縮継手部周辺の漏えい箇所の特定を目的に、当該継手部周辺の調査を改めて実施した。調査の結果、当該継手部および近傍にある主蒸気ドレン配管からの水の滴下がないこと、ならびに当該継手下部の床面に水たまりがないことを確認した (図 4-8)。この調査では当該継手周辺の漏えい箇所の特定には至らなかった。

なお、2022 年 6 月時点で PCV 計算水位の緩やかな低下傾向が継続していることから、当該継手部近傍の漏えい箇所の他に、2022 年 6 月時点の PCV 水位よりも低い位置に、何らかの漏えい箇所が存在するものと推定している。

さらに、2022 年 6 月に実施した注水停止試験の結果、PCV 水位の低下傾向などから、漏えい箇所は PCV 底部から約 4.2m (T.P.8264) よりも低い位置にあると推定している (図 4-9)。



図 4-8 主蒸気配管 A 調査結果 (2022 年 6 月) [4-7]

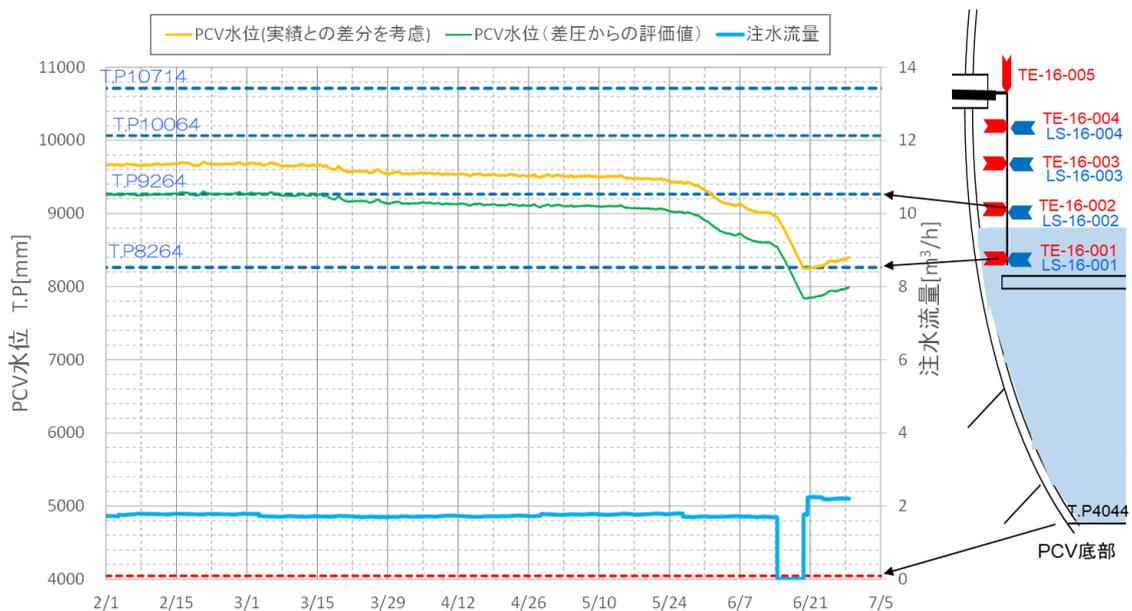


図 4-9 注水停止試験による PCV 水位の変化 (長期傾向) [4-8]

[4-7]福島第一原子力発電所 3号機 MSIV 室内の調査結果について、東京電力ホールディングス株式会社、2022 年 6 月 10 日

[4-8] 3号機原子炉注水停止試験、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合第 103 回事務局会議配付資料、2022 年 6 月 30 日

#### (4) 3号機原子炉格納容器機器ハッチ調査

原子炉格納容器の漏えい箇所の調査として、原子炉建屋1階の格納容器機器ハッチの調査を2015年9月9日に実施した。この格納容器機器ハッチ部では、遮蔽用のシールドプラグが移動しており、シールドプラグ移動用のレールの溝やその付近に高線量の水たまりが確認されていた(2011年)ことから、機器ハッチシール部から格納容器内滞留水が漏洩している可能性があると考えられた。

本調査にてシールドプラグの開口から小型カメラを挿入し、部機器ハッチの状況を確認した。図4-10に撮影した機器ハッチの写真を示す。機器ハッチからの漏洩は確認されず、機器ハッチ自体の変形も確認されなかった。また、機器ハッチ前に保管されていた定期検査用の資材に損傷は確認されなかった。一方、機器ハッチの塗膜ははがれ落ちており、機器ハッチ前には塗膜片等の堆積が確認された。

機器ハッチ前のシールドプラグが本来設置してある場所では、上部より雨水または結露水と思われる水の滴下があり、床面は湿っているような状態であった。また、シールドプラグ移動用レールの溝には水たまりが確認された。



図4-10 機器ハッチの写真[4-9]

[4-9] 3号機 PCV機器ハッチ調査の結果について(小型カメラによる調査の結果について)、廃炉・汚染水対策チーム会合第22回事務局会議配付資料、2015年10月1日

(5) 3号機原子炉格納容器内部調査結果

2015年10月20日、22日に3号機原子炉格納容器の内部調査を実施した。本調査ではX-53ペネトレーションより調査装置を挿入し、内部撮影、水位の確認、温度と線量率の確認を行った。また、滞留水のサンプリングを行い、水質調査を行った。

図4-11にX-53ペネトレーションから正面を映した画像を示す。配管や梯子等の構造物が映っているが、損傷は見られないことがわかる。その他水中の映像も含め、この調査においてカメラで撮影した範囲では、格納容器内に損傷は見られなかった。

正面方向の映像

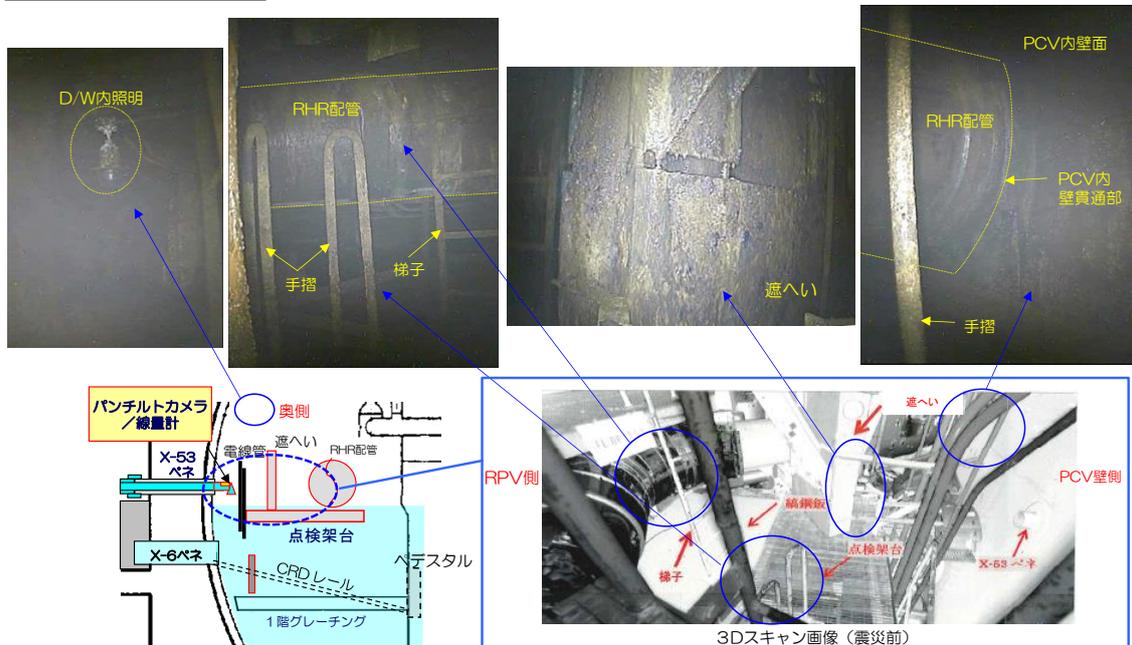


図4-11 X-53ペネトレーションから正面方向を撮影した映像[4-10]

X-53ペネトレーションから滞留水中にパンチルトカメラを沈め、下方を映した画像を図4-12に示す。水中のグレーチングやCRD交換機用レール上には堆積物が確認された。

[4-10]福島第一原子力発電所 3号機原子炉格納容器(PCV)内部調査の実施結果について、廃炉・汚染水対策チーム会合第23回事務局会議配付資料、2015年10月29日

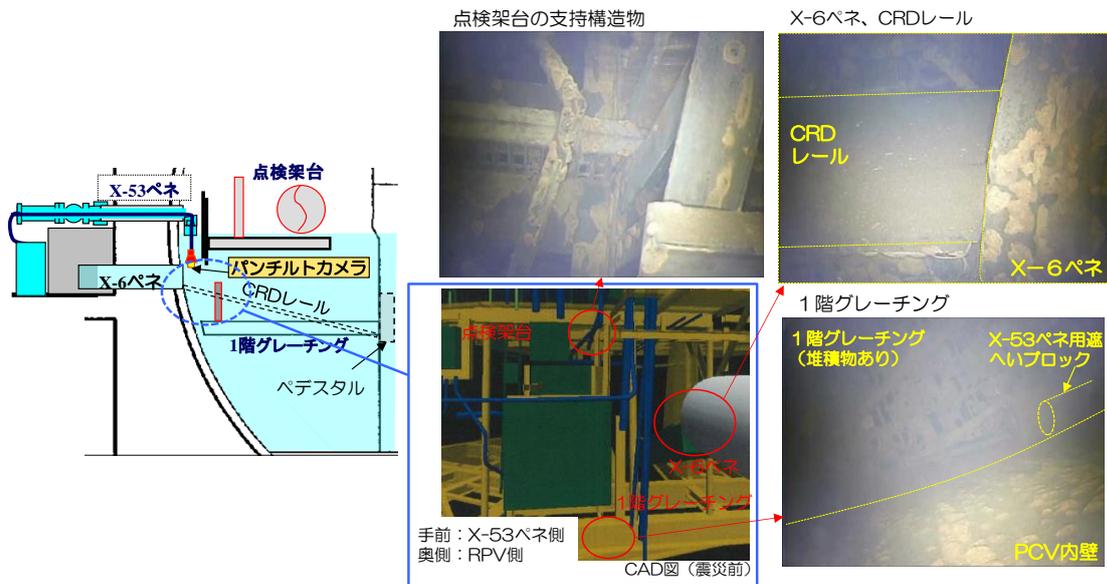


図 4-12 格納容器内滞留水中を撮影した映像[4-10]

格納容器内の滞留水の水位は、X-53 ペネトレーションから 70cm 程度下方の約 OP11800 であり格納容器の圧力から推定した値と概ね一致していた。格納容器内の気相部の温度は約 26～27℃、水中部で約 33～35℃であった。格納容器内気相部の空間線量率は、X-53 ペネトレーション出口から約 55cm の場所で約 0.75Sv/h、格納容器壁面付近で 1Sv/h が計測された。

サンプリングした滞留水の水質分析結果を表 4-1 に示す。サンプリングは滞留水水面近傍（約 0.1m 下）と水面から約 0.7m 下の 2 箇所で行った。分析の結果、滞留水の腐食性は低いことがわかった。また、セシウム、トリチウムに加え、 $\alpha$  核種も検知されている。

表 4-1 格納容器内滞留水の水質分析結果<sup>[4-10]</sup>

目的	分析項目（予定）	水面付近	水面下 約0.7m	評価	
腐食環境評価	pH	6.8	6.3	厳しい腐食環境でなく、 腐食性は低い	
	導電率【 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 】	14.0	10.2		
	塩素濃度【ppm】	検出限界値未満 ( $<1$ )	検出限界値未満 ( $<1$ )		
放射性物質放出 核種移行挙動	$\gamma$ 放射能濃度 【 $\text{Bq}/\text{cm}^3$ 】	Cs134	4.0E+02	2.3E+02	/
		Cs137	1.6E+03	9.4E+02	
		I-131	検出限界値未満 ( $<8.1\text{E}+00$ )	検出限界値未満 ( $<5.3\text{E}+00$ )	
	トリチウム濃度【 $\text{Bq}/\text{cm}^3$ 】	2.7E+02	1.6E+02		
	Sr89/90濃度【 $\text{Bq}/\text{cm}^3$ 】	Sr89:検出限界未満 ( $<8.4\text{E}+01$ ) Sr90:7.4E+03	Sr89:検出限界未満 ( $<8.1\text{E}+01$ ) Sr90:3.9E+03		
	全 $\alpha$ 放射能濃度【 $\text{Bq}/\text{cm}^3$ 】	2.1E+00*	9.7E-01*		

#### （6）3号機原子炉建屋オペレーティングフロア調査

3号機原子炉建屋オペレーティングフロアでは、がれき撤去、はつり、吸引などの除染を行ったが、線量率が依然高い状況であったことから、除染、遮へい方法の検討のため、2015年10月にガンマ線スペクトル測定及び核種の確認、線源位置の推定を実施した<sup>[4-11]</sup>。ガンマ線スペクトルは、コリメータを用い下方からのガンマ線のみを選択的に測定した。

一例としてオペレーティングフロア上、原子炉ウェルカバー中心から約50cmの地点（図4-14の⑭の位置）でのガンマ線スペクトル測定結果（青点）及び校正施設で測定した標準Cs-137線源のガンマ線スペクトル測定結果（赤点）を図4-13に示す。オペレーティングフロア上での測定結果では、Cs-134およびCs-137の光電ピークとともに、コンプトン領域で比較的高い計数値が確認された。光電ピークとコンプトン領域の計数率の大小に着目すると、校正施設での標準線源の測定結果に比べ、オペレーティングフロア上での測定結果は、コンプトン領域の寄与が大きいことがわかる。同様の傾向は、オペレーティングフロア上の他の測定点でも確認されている。これは散乱線の寄与が大きいことを示していることから、床表面より深い部分に存在する線源からの散乱線の影響が大きい可能性がある。

図4-14に測定したガンマ線スペクトルから評価した、線量率の相対的な大きさを示す。原子炉ウェルカバーの縁（図中の⑥、⑨、⑪、⑬、⑯）と継ぎ目（⑫、⑰）では大きな数値となる傾向が確認された。

[4-11] 3号機原子炉建屋オペフロにおける $\gamma$ 線スペクトル測定結果について、廃炉・汚染水対策チーム会合第24回事務局会議配付資料、2015年11月26日

なお、原子力規制庁によるガンマ線スペクトル測定および散乱線のシミュレーション評価<sup>[4-12]</sup>では、シールドプラグの下面に高濃度の放射性セシウムが付着している可能性があることが確認された。

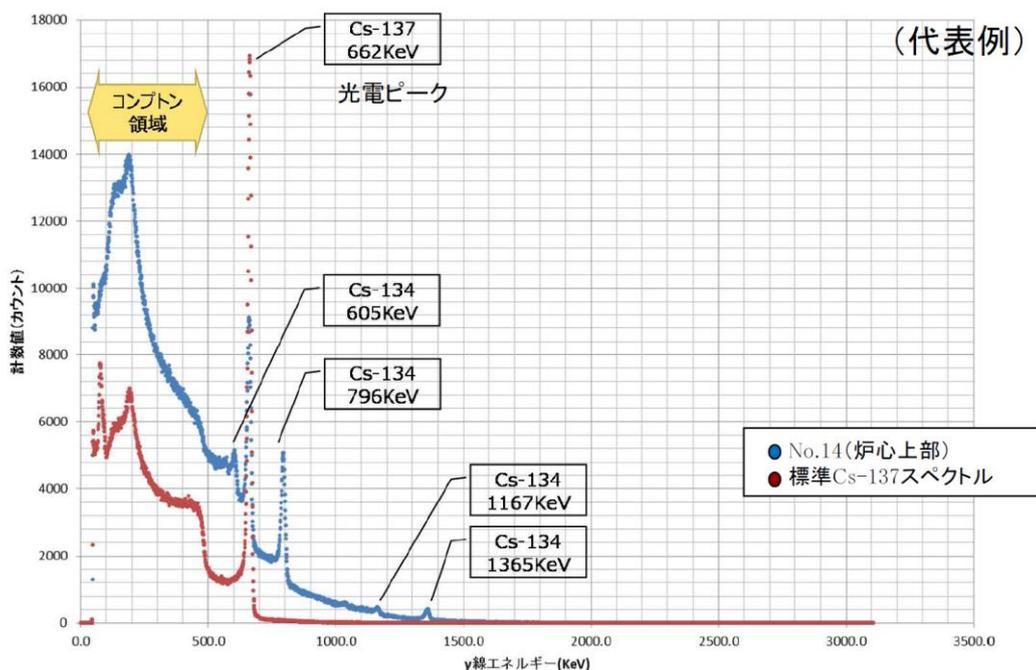


図 4-13 ガンマ線スペクトル測定結果 (炉心上部) [4-11]

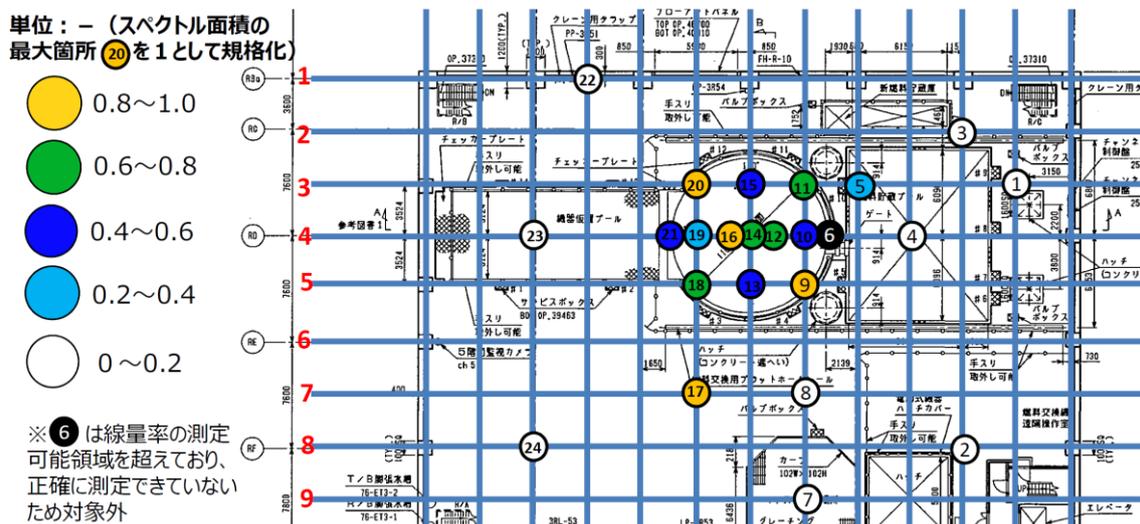


図 4-14 ガンマ線全スペクトルから評価した線量率分布比 (測定点⑳を1とした相対値) [4-11]

[4-12] 3号機原子炉建屋オペレーティングフロアにおける線源調査 (速報)、特定原子力施設監視・評価検討会 (第 38 回) 配布資料、2015 年 12 月 18 日

(7) 3号機原子炉格納容器内部調査結果

(水中 ROV によるペDESTAL内部調査) 【UPDATE】

2017年7月、水中遊泳式遠隔調査装置(水中 ROV)による、ペDESTAL内部のカメラ調査を実施した。調査概要図を図4-15に示す。格納容器貫通部(X-53ペネトレーション)より水中 ROV を投入し、格納容器滞留水中を移動させながら画像、動画を取得した。

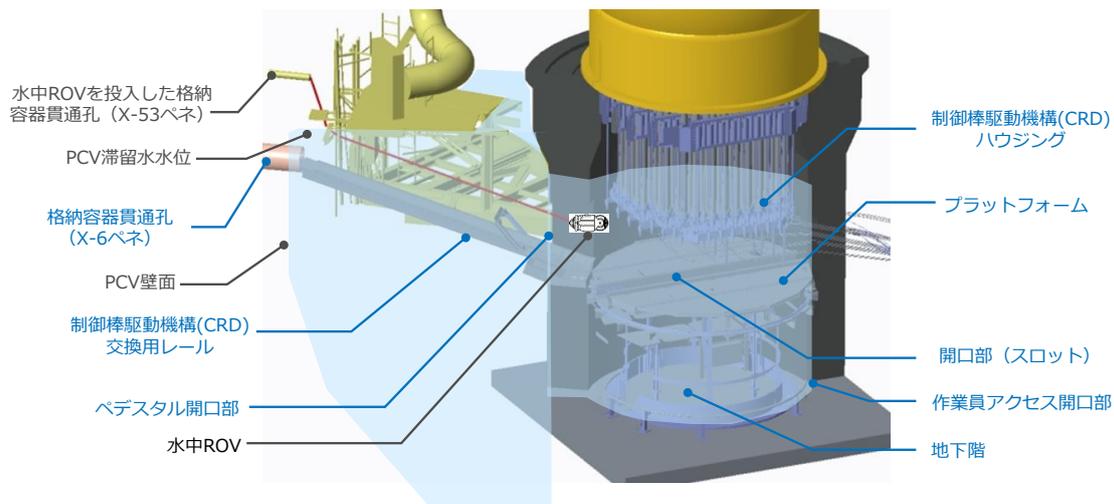


図4-15 3号機格納容器内部調査概要図<sup>[4-13]</sup>

図4-16上に示すペDESTAL内の撮影エリアA1、A2の位置において制御棒駆動機構(CRD)ハウジングを見上げる方向に撮影したカメラ画像を図4-17及び図4-18に示す。本来、同じ高さ・間隔で配置されているはずのCRDフランジ面が不揃いとなっている箇所があること(図4-17)や、原子炉圧力容器内の構造物である制御棒(CR)ガイドチューブと推定されるものが、原子炉圧力容器外に存在すること(図4-18)が確認された。CRDハウジング近傍では、この他にCRDハウジングの支持金具の損傷や脱落、CRDフランジ等に溶融物が凝固したものが付着していることが確認された。また、図4-17では水中から上方を撮影した際に映る水面の揺らぎが確認されており、上部から水が滴下している可能性がある。同様の水面の揺らぎは、ペDESTAL内壁面に近い部分でも確認されており、原子炉圧力容器下鏡の中央部だけでなく外周部にも開口部が存在する可能性がある。

[4-13]3号機原子炉格納容器内部調査について、廃炉・汚染水対策チーム会合第48回事務局会議配付資料、2017年11月30日

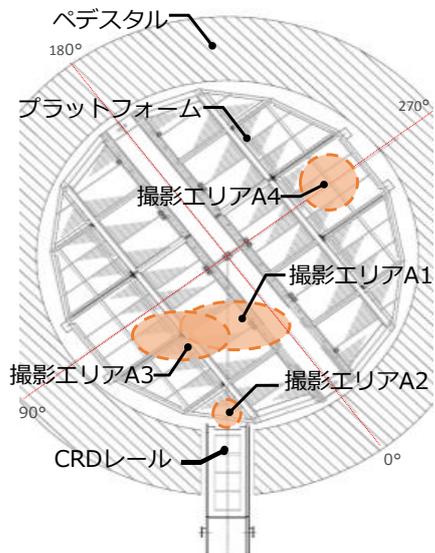


図 4-16 CRDハウジング近傍の撮影エリア [4-13]

撮影エリア A1 <カメラ向き：上方>

隣接するCRDフランジ面のレベルや間隔が異なっている



図 4-17 カメラ画像

(CRDハウジング近傍で撮影されたCRDフランジ面、撮影エリアA1) [4-13]

撮影エリアA3 <カメラ向き：上方>

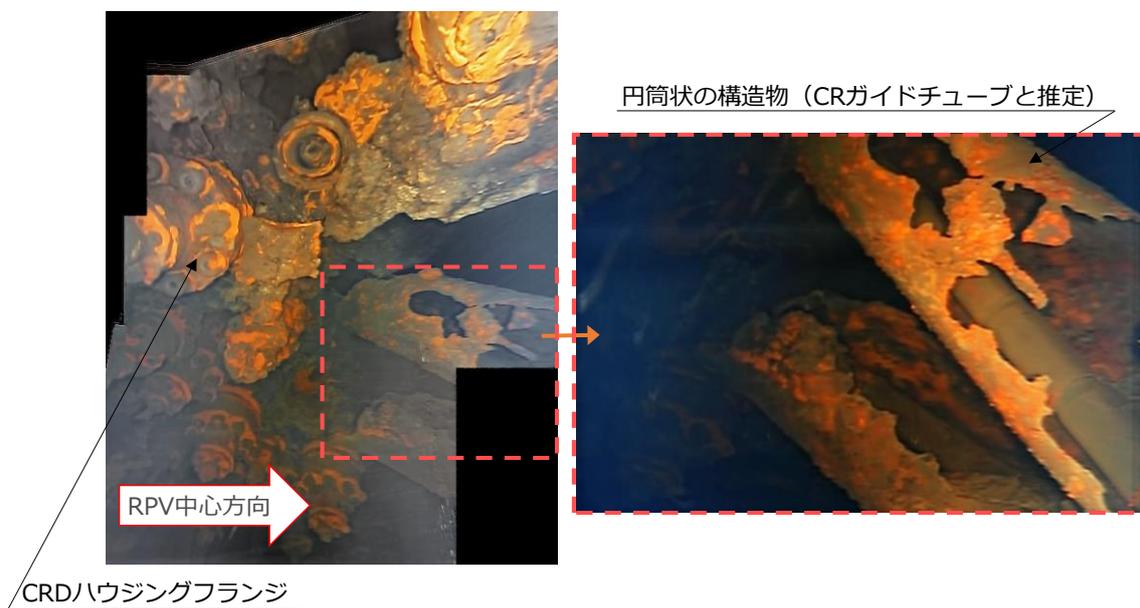


図 4-18 カメラ画像

(CRDハウジング近傍で撮影されたCRガイドチューブと推定される構造物、撮影エリアA3) [4-13]

ペDESTAL内壁面のカメラ画像を図4-19、図4-20に示す。図4-19のように、ペDESTAL内壁面の一部ではエポキシ系塗装の剥がれや表面の荒れは見られるものの、コンクリート製のペDESTALの大規模な破損や変形は確認されなかった。また、原子炉压力容器底部温度計用のケーブルのうちペDESTAL内壁面に沿って敷設されたものが、一部欠損していることが確認された(図4-20)。これは落下した高温の溶融物が付着したことによるものと推定している。

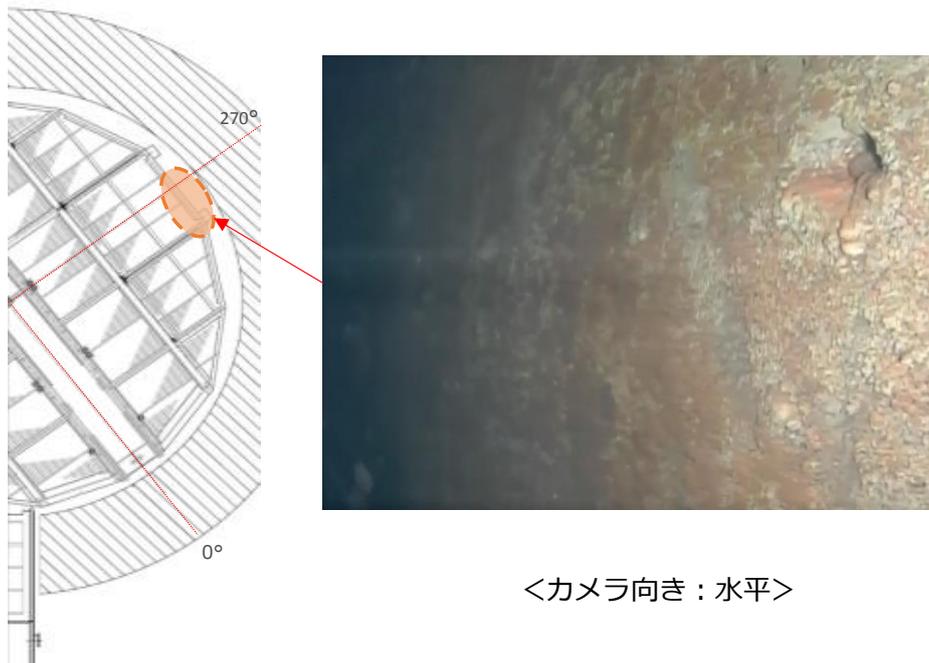


図4-19 カメラ画像(ペDESTAL内壁面の状況) [4-13]

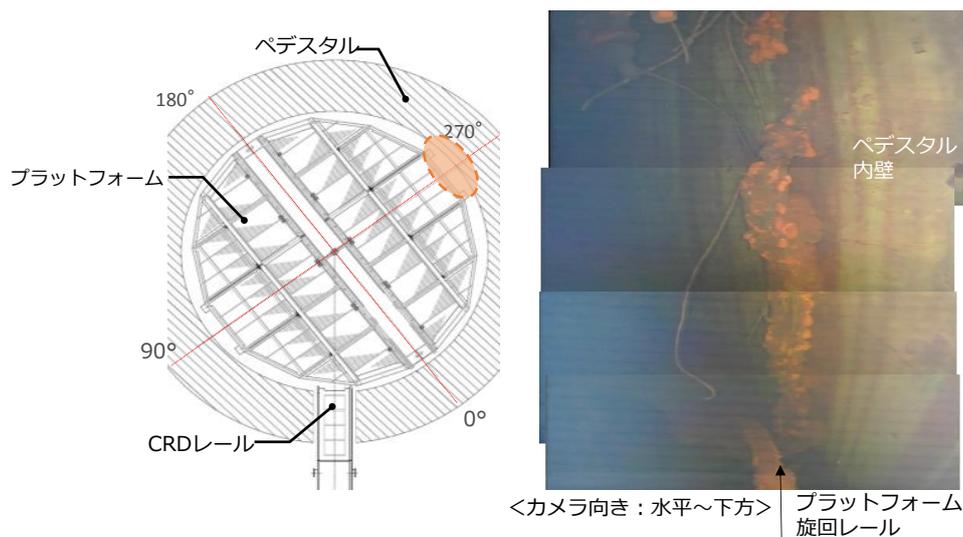


図4-20 カメラ画像(ペDESTAL内壁面のケーブル) [4-13]

ペDESTAL内下部で撮影したカメラ画像を、図 4- 21、図 4- 22 に示す。特定はできないものの、燃料集合体あるいは燃料支持金具プラグの上部タイプレートのように見える落下物（図 4- 21）や、形状から制御棒落下速度リミッタの可能性のあるもの（図 4- 22）が確認された。また、ペDESTAL内下部では、砂状（図 4- 22）の堆積物の他、小石状、塊状の堆積物が確認されている。ペDESTAL地下階の作業員アクセス開口部については、視認できなかったが、近傍には堆積物が確認されている。

後方カメラ画像<カメラ向き：水平>

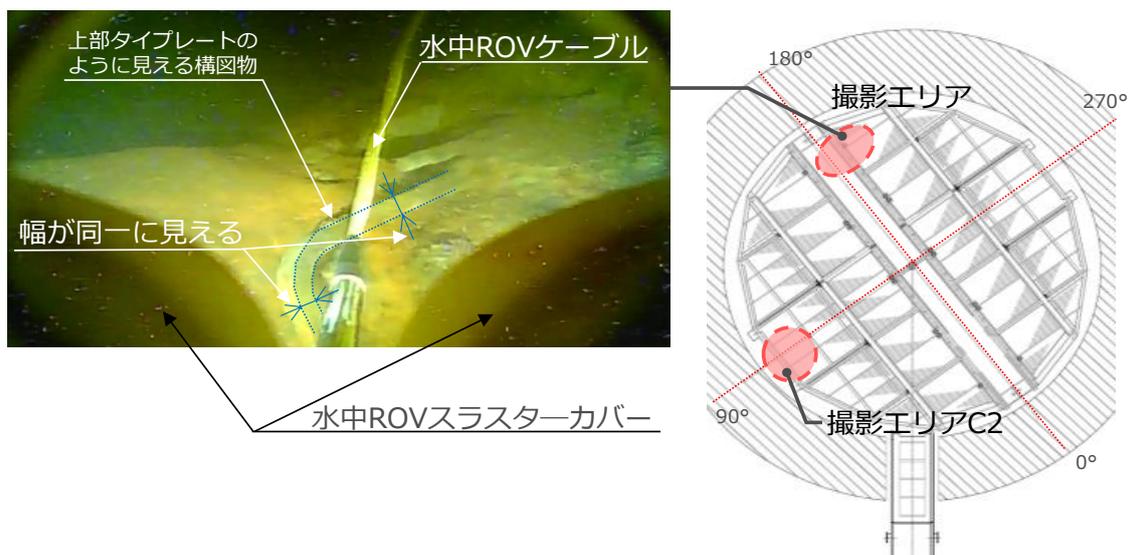


図 4- 21 カメラ画像

(ペDESTAL内下部で撮影した上部タイプレートの可能性のある構造物) [4-13]

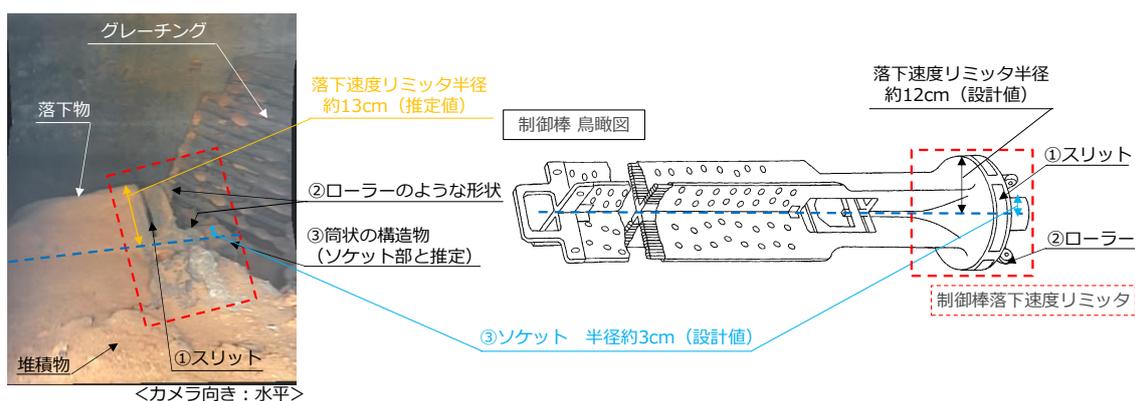


図 4- 22 カメラ画像

(ペDESTAL内下部で撮影した落下速度リミッタの可能性のある落下物、撮影エリア C2) 及び制御棒模式図[4-13]

また、2017年7月に実施した水中 ROV によるペDESTAL内部調査によって得られた映像により、ペDESTAL全体を3次元に復元した。内部調査で得られなかった範囲については、構造物の設計情報から、推定による3次元復元を実施した。なお映像に移っている時間が短時間、不明瞭、部分的にしか映っていない等により把握できない物体や、位置の推定ができない物体については復元していない。3次元復元範囲を図4-23に示す。

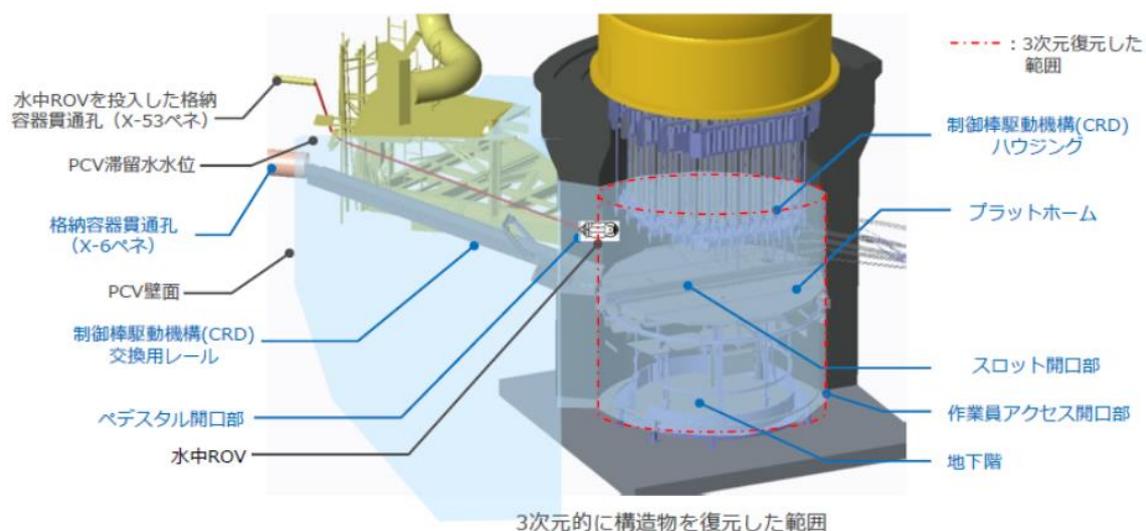
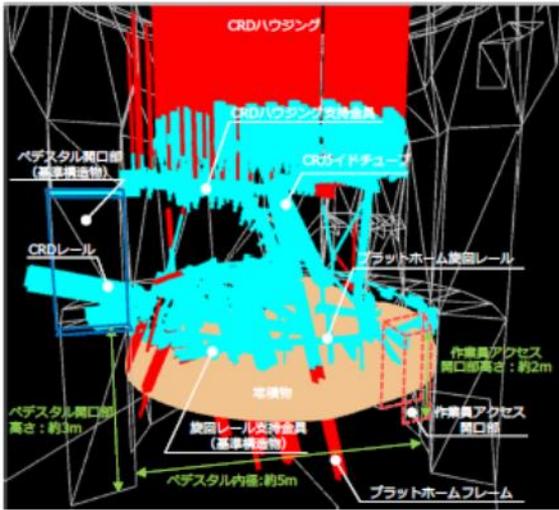


図4-23 水中 ROV 調査による3次元復元範囲<sup>[4-14]</sup>

図4-24では水色が映像で確認した構造物で赤色を映像からは確認できなかった構造物を表している。図4-25では推定される構造物毎に色分けをしている。ペDESTAL開口部及び一部の巡回レール支持金具には大きな損傷が見られなかった為、これらの構造物は事故前と同じ位置にあったと考え、3次元復元時における位置の基準とした。なお、ペDESTAL内の状況を全体的に把握するために復元しており、構造物の配置はおおよその位置である。また、図4-26は周辺構造物から堆積物高さを推定し、映像で確認できない堆積物の大部分は、確認できた堆積物の推定高さから補間することで復元した。

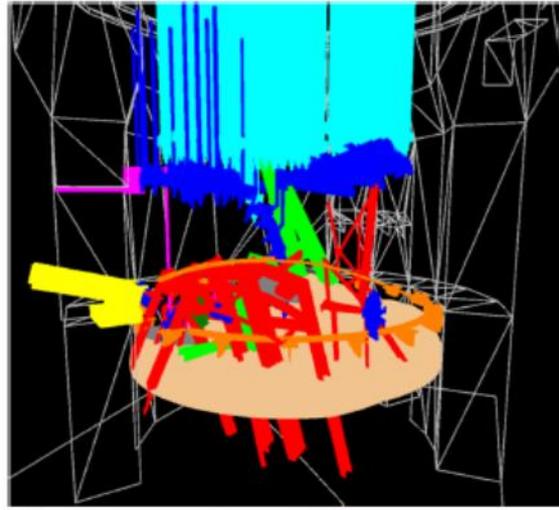
復元データの情報をまとめたものを図4-27に示す。この復元により堆積物高さは中心部が最も高く、プラットフォームが脱落していること、CRD交換機が確認されていないことを考慮すると、CRD交換機の上に燃料デブリが含まれる可能性のある溶融物が落下したことにより高くなっている可能性がある。

[4-14]福島第一原子力発電所3号機原子炉格納容器内部調査映像からの3次元復元結果、廃炉・汚染水対策チーム会合第53回事務局会議配付資料、2018年4月26日



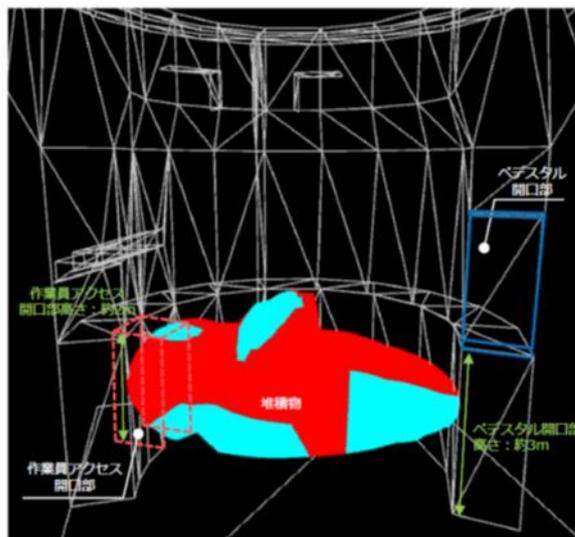
■ : 映像を確認した構造物
 ■ : 映像を確認できなかった構造物 (設計情報から推定)

図 4-24 構造物からの復元図<sup>[4-14]</sup>



■ : プラットホーム、乗台等の構造物
 ■ : CRDガイドチューブ
 ■ : CRD交換レール
 ■ : CRD交換レール
 ■ : プラットホーム旋回レール、支持金具
 ■ : 旋回レール支持金具
 ■ : 配線、電線管、パイプ
 ■ : グレーティング

図 4-25 構造物の分布図<sup>[4-14]</sup>



■ : 映像を確認した範囲
 ■ : 映像を確認できなかった範囲 (映像を確認した範囲から補間して作成)

図 4-26 堆積物高さの推定図<sup>[4-14]</sup>

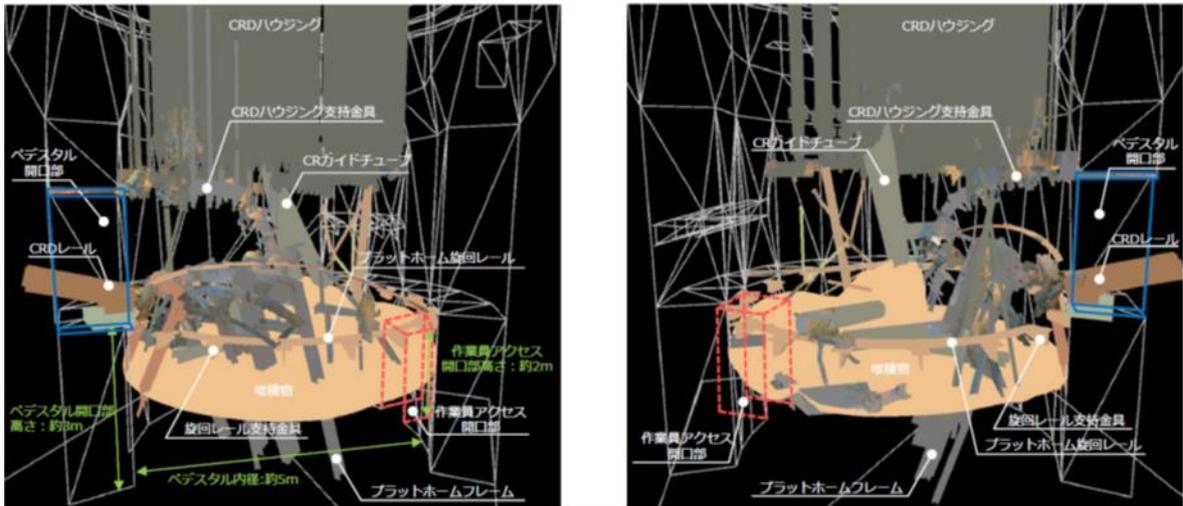


図 4-27 ペDESTAL内部 3D 復元図<sup>[4-14]</sup>

(8) 3号機ミュオン測定装置による調査  
 2017年5月～9月に1,2号機に引き続き  
 3号機においてミュオン測定を実施した。  
 測定装置の設置位置を図4-28に示す。設  
 計情報からシミュレーションした物質  
 質量(密度長)分布と測定結果から算出  
 した物質質量の分布を図4-29に示す。  
 ミュオン測定による物質質量分布に、  
 格納容器外周のコンクリート、使用済  
 燃料プール、原子炉建屋壁の影が確  
 認された。

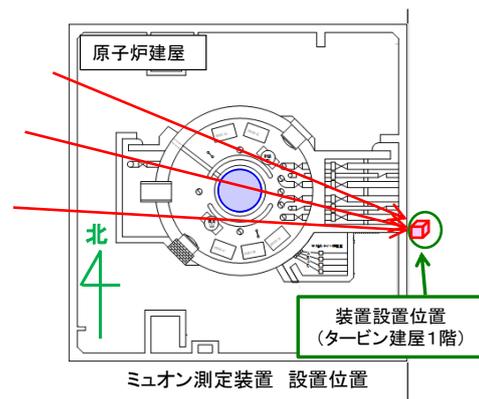


図 4-28 測定装置設置位置<sup>[4-15]</sup>

[4-15]福島第一原子力発電所 3号機ミュオン測定による炉内燃料デブリ位置把握について、廃炉・汚染水対策チーム会合第46回事務局会議配布資料、2017年9月28日

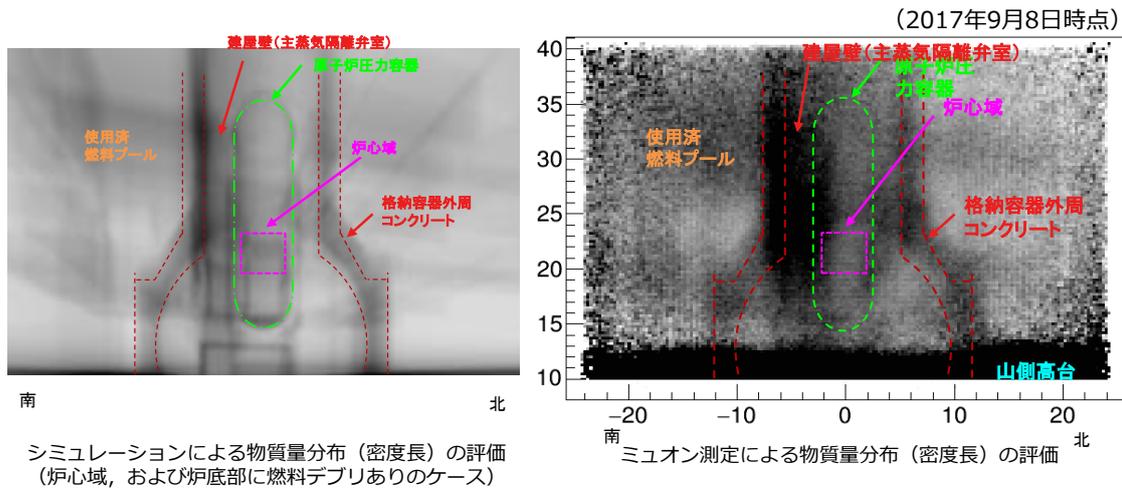


図 4-29 シミュレーションによる物質分布 (左) 及び  
ミュオン測定による物質分布 (右) [4-15]

次に、測定結果から原子炉建屋壁や圧力容器などの構造物をシミュレーションに基づいて除去し、算出した原子炉圧力容器内側の物質長の分布を図 4-30 左に示す。この分布と、原子炉圧力容器内に燃料を模した高密度物質 ( $3\text{g/cm}^3$ 、 $1\text{g/cm}^3$ 、加えて圧力容器底部では  $5\text{g/cm}^3$ ) を設定した場合と設定しない場合について実施したシミュレーションを比較することにより、圧力容器高さごとの燃料の有無を推定した (図 4-30 右)。炉心位置では、概ね平均密度  $1\text{g/cm}^3$  以下で分布しており、健全時の炉心平均密度 (約  $3\text{g/cm}^3$ ) より大きく減少している一方、原子炉圧力容器底部では、場所によっては健全時よりも多い物質量が確認された。圧力容器内各位置での、物質長の定量評価結果を図 4-31 に示す。炉心域での物質長が事故前に比べて大きく減少していることから、構造物を含め燃料の多くが下方へ移行したと考えられ、炉心域に燃料デブリの大きな塊はないと考えられる。また、原子炉圧力容器底部の物質長は事故前と比べて増加していることから、不確かさはあるものの、原子炉圧力容器底部に一部の燃料デブリが残っている可能性がある。

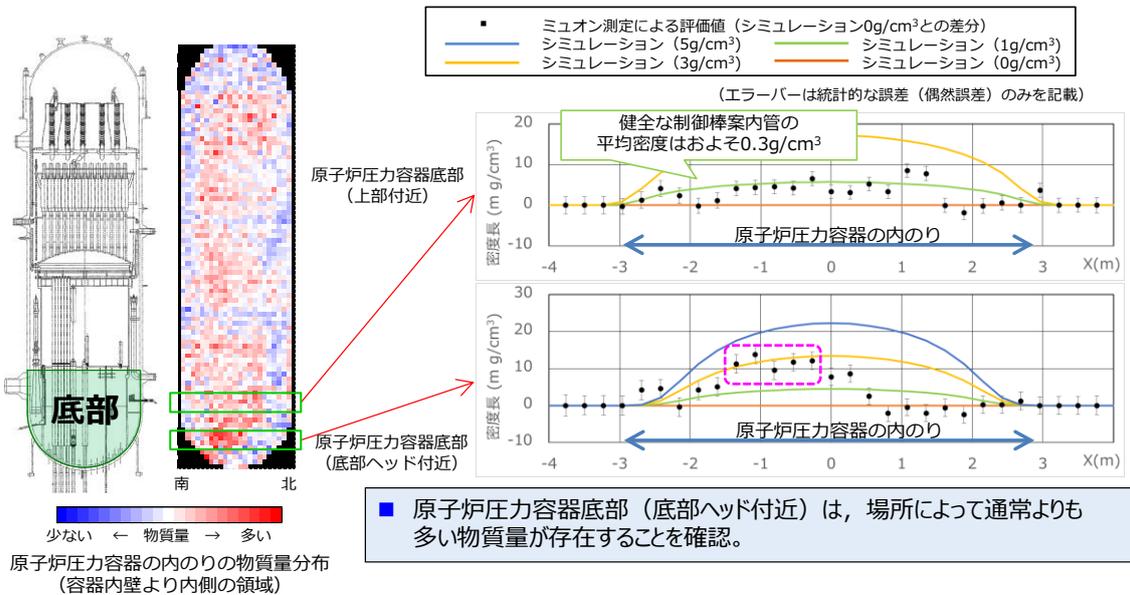
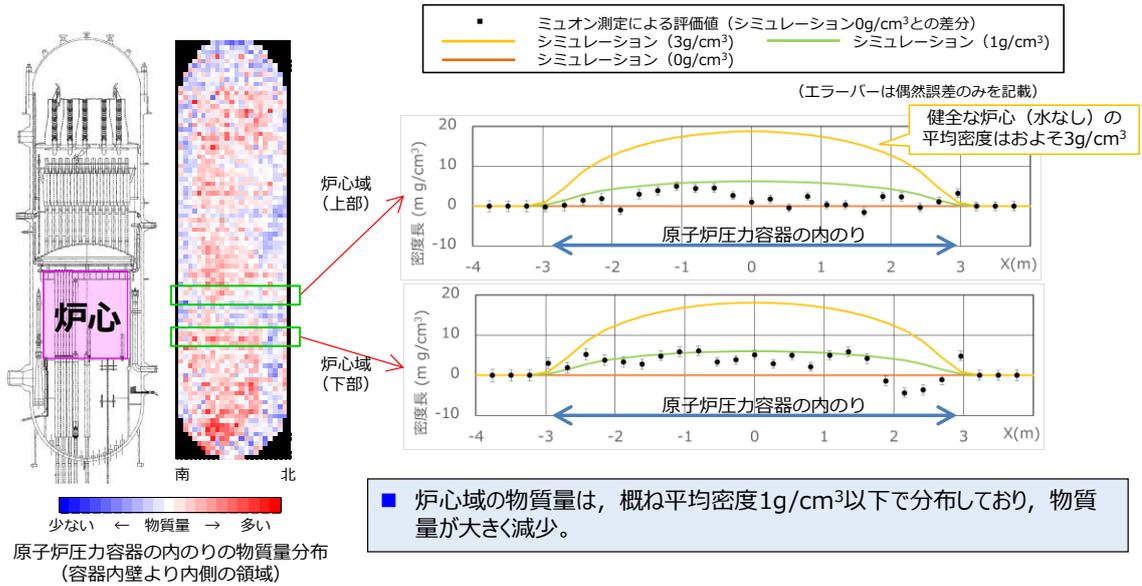
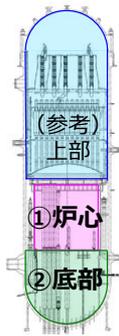


図 4-30 原子炉压力容器内の物質分布  
 (上：炉心域、下：原子炉压力容器底部) [4-15]



<定量評価結果>

(測定結果 2017年9月8日 時点)

	物質質量 [ton]	誤差 [ton]		(参考) 事故前のおよその物質質量 [ton]
		偶然誤差	系統誤差	
(参考)原子炉圧力容器上部	約120	±約6	数十トン	約80 (炉内構造物)
① 炉心域	約30	±約3		約160 (燃料集合体) 約15 (制御棒) 約35 (炉内構造物)
② 原子炉圧力容器底部	約90	±約5		約35 (構造物) 水の影響は非考慮

図 4-31 原子炉圧力容器内の物質質量の定量評価結果<sup>[4-15]</sup>

(9) 3号機 SGTS 室の調査結果【UPDATE】

2020年9月に、SGTS 室内のγイメージャによる線量率分布測定、ラプチャディスク周辺の線量率測定、及びフィルタトレイン内部の調査を実施した。

γイメージャ測定の結果、ベントラインからフィルタトレインにつながる SGTS 配管に沿った汚染及びフィルタトレインの下流側に汚染を確認した (図 4-32)。また、ベントラインに沿った汚染を確認した (図 4-33)。この結果から、3号機では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。

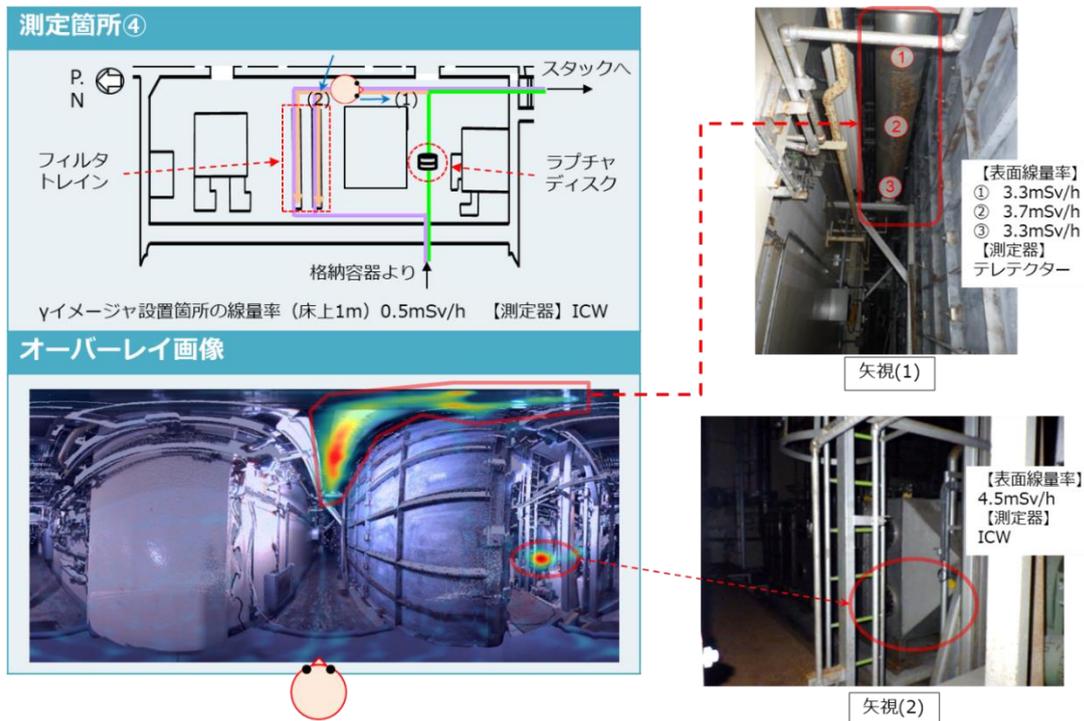


図 4-32 SGTS 室内のγイメージャ測定結果 (室内その1) <sup>[4-16]</sup>

[4-16]1-4号機 SGTS 室調査の結果について、廃炉・汚染水対策チーム会合第 88 回事務局会議配布資料、2021年3月25日

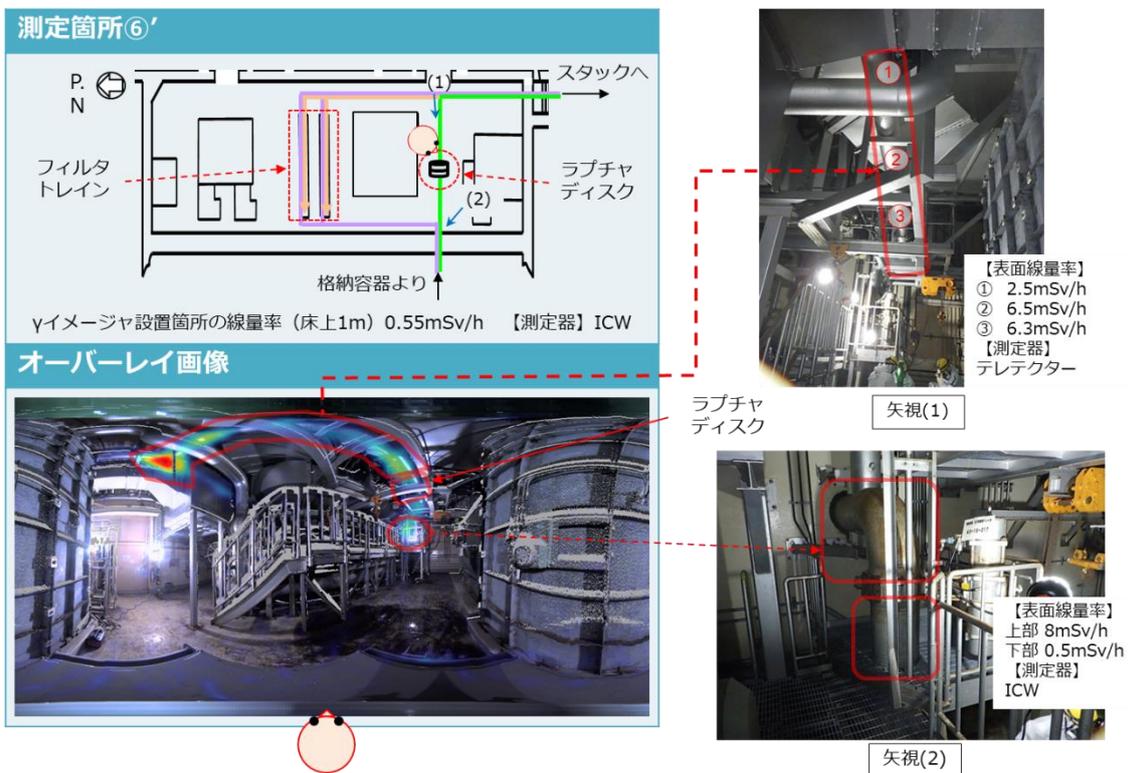
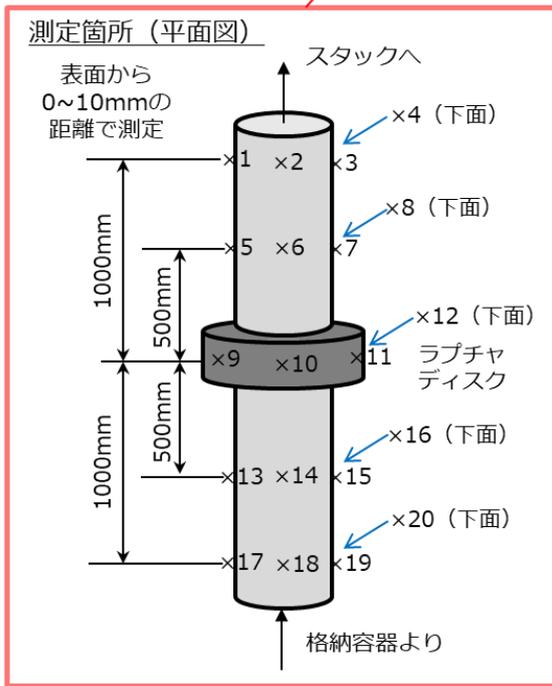
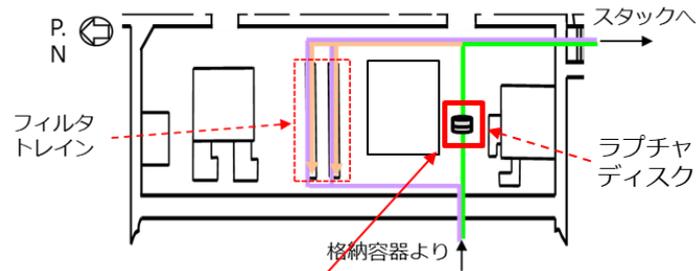


図 4-33 SGTS 室内のγイメージャ測定結果（室内その2） [4-16]

ラプチャディスクの周辺の線量率測定の結果、測定線量率は「ラプチャディスク<ラプチャディスク上流<ラプチャディスク下流」という関係にあることが分かった（図 4-34）。これは、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）の周辺にほとんど汚染が見られないことと大きく異なる。

なお、原子力規制庁が2019年7月に実施した調査では、ラプチャディスク下流で2.5mSv/h、ラプチャディスク表面で8.0mSv/h、ラプチャディスク上流で5.5mSv/hの線量率を確認した。 [4-17]

[4-17]現地調査等の概要～耐圧強化ベントラインにおける汚染状況～、東京電力福島第一原子力発電所における事故分析に係る検討会第9回配布資料、2019年12月26日



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

測定器  
 ×1~×4 : テレテクター  
 ×5~×20 : ICW

図 4-34 ラプチャディスク周辺の線量率測定結果[4-16]

フィルタトレインを開放し内部のフィルタの表面線量率測定及びスミア採取を実施した結果、各フィルタに汚染が確認されたが、損傷は見られなかった(図 4-35~図 4-38)。なお、B系トレイン開放時に内部に溜まり水を確認した。これは、ベントガスが通過した際に凝縮したものと推定している。



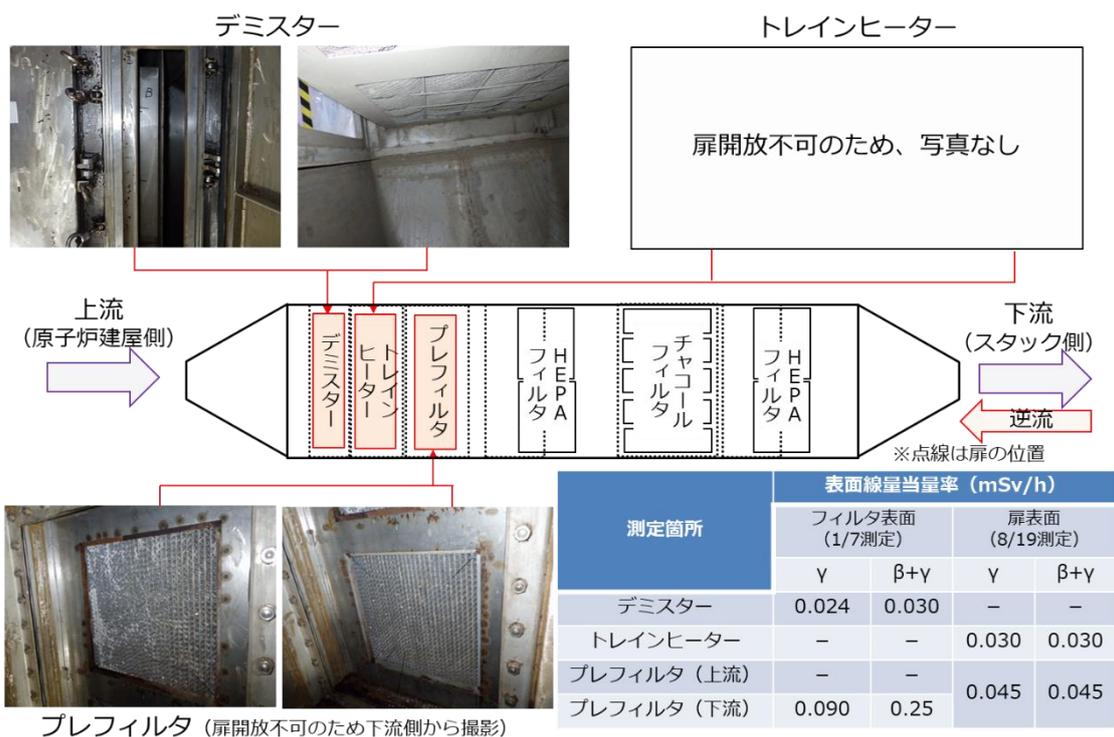


図 4-37 フィルタトレイン B 系内部の調査結果①<sup>[4-16]</sup>

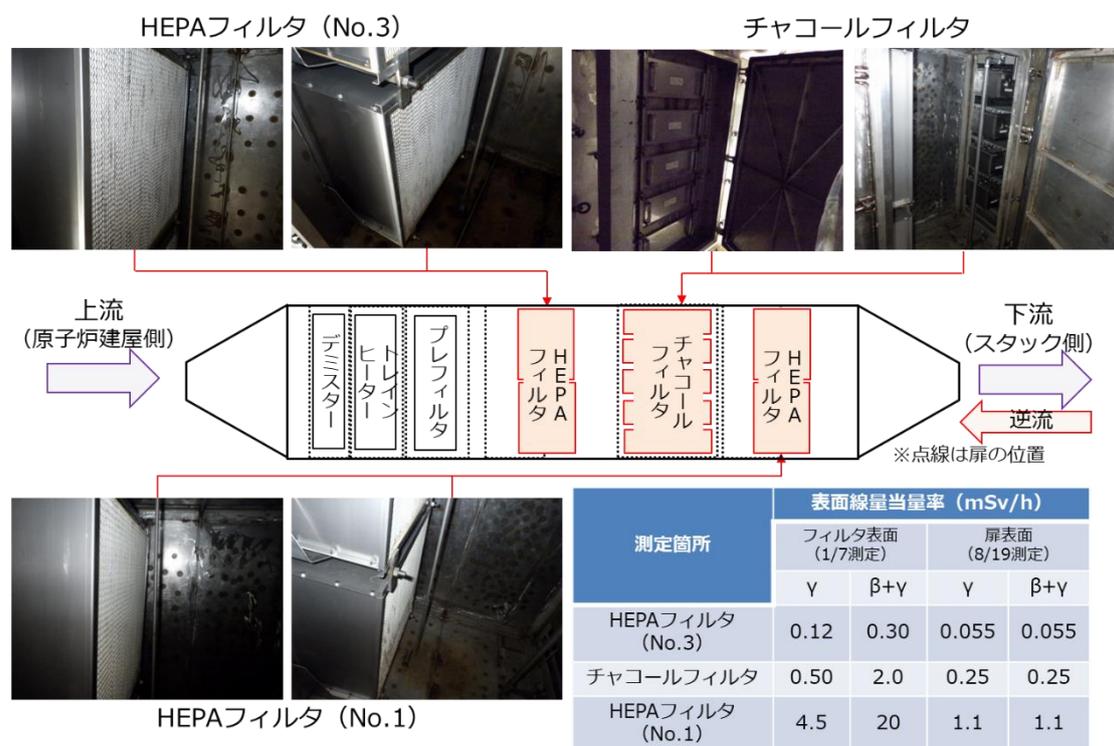
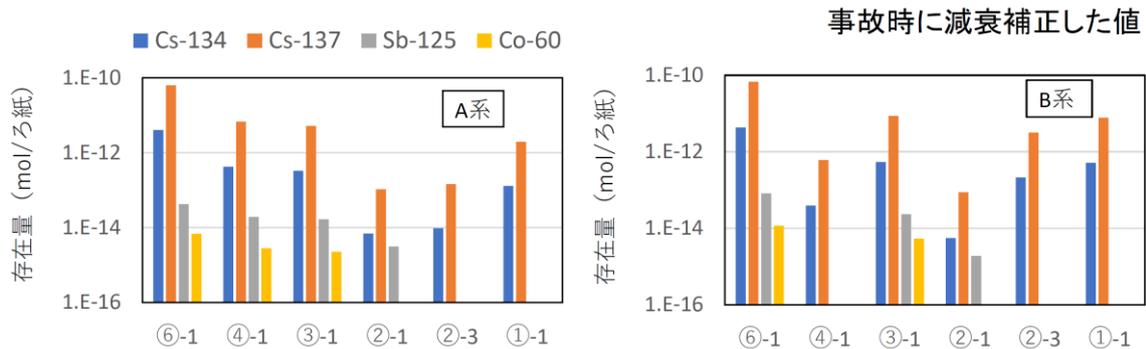


図 4-38 フィルタトレイン B 系内部の調査結果②<sup>[4-16]</sup>

フィルタ表面のスミア試料の分析を行った結果、最上流側にあるデミスター及び最下流側にある HEPA フィルタで核種の存在比が高い傾向が確認された (図 4-39)。この結果は、順流方向に加えて、ベント作動時に核種を含むベントガスがフィルタトレインに逆流したことを示唆するものであると推定している。



- 最上流側フィルタ⑥と最下流側フィルタ①の値が高い傾向。  
⇒順流方向(原子炉建屋側からスタック側)に加えて、格納容器ベント作動時に核種を含むベント気体がフィルタトレインに逆流したことを示唆。

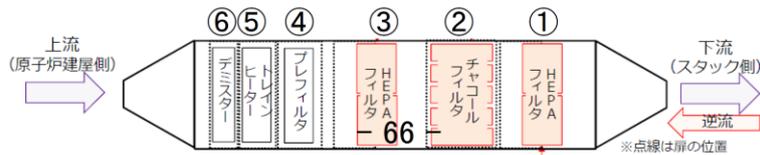


図 4-39 フィルタ表面から採取したスミア試料の分析結果[4-18]

[4-18]JAEA におけるスミヤ試料分析のまとめ、東京電力福島第一原子力発電所における事故分析に係る検討会第 29 回配布資料、2022 年 4 月 26 日

(10) S/C サンプルング水の分析結果及び RHR 系統での滞留ガスの検出について【UPDATE】

原子炉建屋の耐震性向上策として PCV(S/C) 水位の段階的な低下を行うための PCV 取水設備の設計や運用を定めるために、S/C 内包水(底部)の水質を事前に把握するためのサンプルングを 2020 年 7 月下旬～9 月中旬にかけて実施した(図 4-40)。サンプルングした S/C 内包水の分析の結果、放射性物質濃度(Cs-137、全β)が現状の建屋滞留水と比較して高く、また、全α濃度は検出限界値未満であった(表 4-2)。

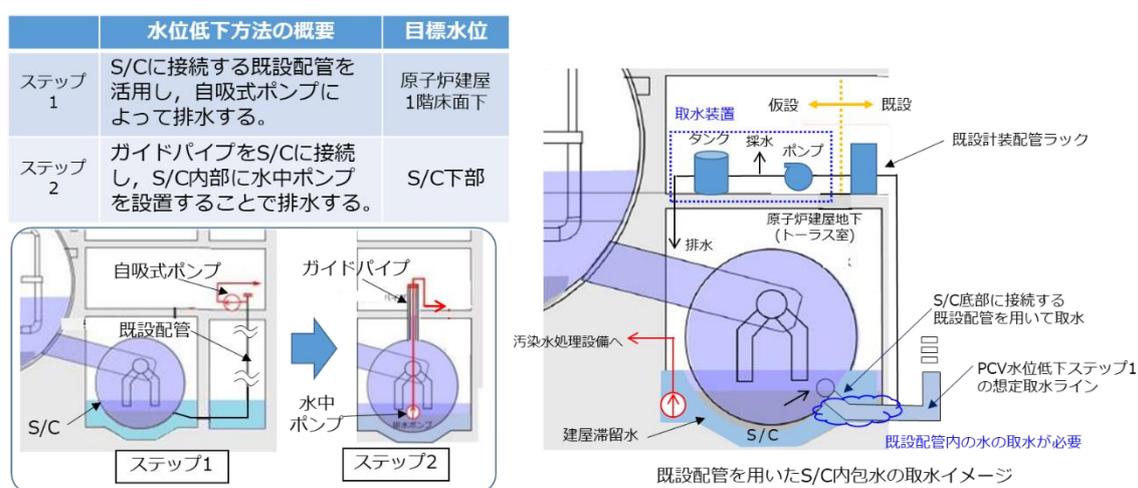


図 4-40 既設配管を用いた S/C 内包水の取水イメージ[4-19]

表 4-2 S/C 内包水の分析結果と影響[4-19]

S/C内包水と建屋滞留の性状				建屋滞留水移送・処理への影響	PCV取水設備の機器設計への反映
項目	S/C内包水	建屋滞留水 <sup>※1</sup>			
全α <sup>※2</sup>	Bq/L	<5.73E+00	2.50E+01	無	無
全β	Bq/L	7.88E+08	3.49E+07	Cs-137等の放射性物質濃度が高いため、汚染水処理設備の運用(吸着塔交換頻度)や吸着性能に影響を及ぼす可能性あり。	遮へい、機器設計(耐放射性)へ反映
Cs-134	Bq/L	3.15E+07	1.16E+06		
Cs-137	Bq/L	6.07E+08	2.15E+07		
塩素	ppm	1800	600	滞留水よりやや高いが、過去の処理実績等から影響は小さいと判断。	機器設計(耐食性)へ反映
Ca	ppm	20	25	建屋滞留水と同等であり、影響なしと判断	無
Mg	ppm	56	—		無
H-3	Bq/L	1.08E+07	—	無	無

[4-19]3号機 PCV 水位低下に向けた検討状況について、廃炉・汚染水対策チーム会合第 83 回事務局会議配布資料、2020 年 10 月 29 日

分析を踏まえて PCV 取水設備の設置を進める中で、2021 年 12 月に既設配管の水抜きを事前準備として残留熱除去系 (RHR) 熱交換器 (A) 廻りのベント弁の開操作を実施したところ、排気中に可燃性ガスがあることを確認した。また、ガスを採取・分析した結果、長半減期核種である Kr-85 を検出した (図 4- 41)。これらの滞留原因は不明であるが、事故時の運転操作に起因した系統へのガス流入や、系統保有水の放射線分解等により生成された可能性があるかと推定している。

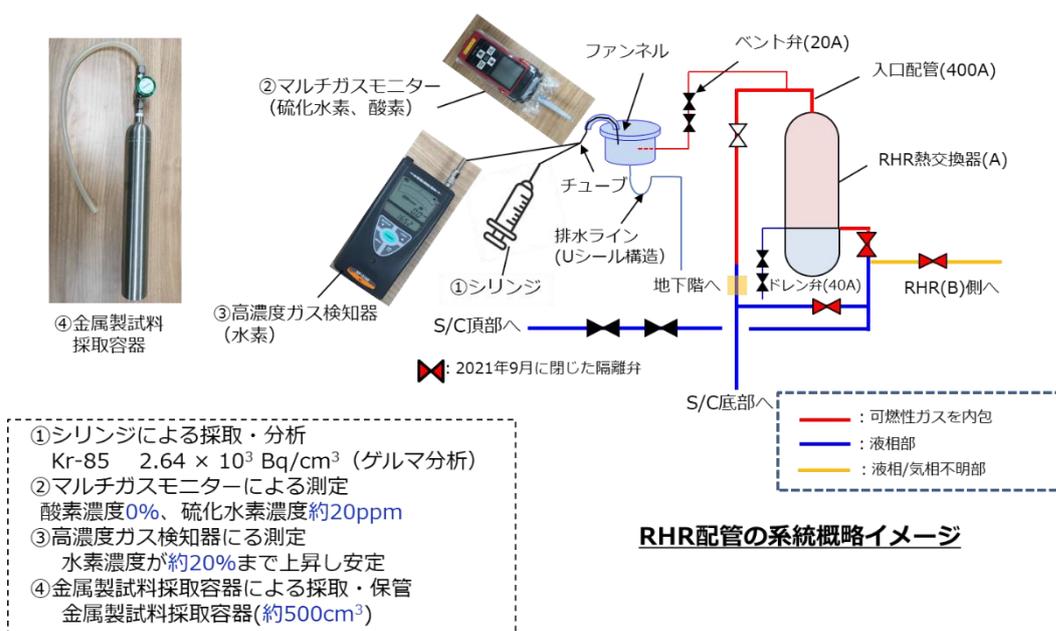


図 4- 41 滞留ガスの濃度測定 (水素等) 及び採取の結果[4-20]

[4-20]3 号機 RHR 配管で確認した滞留ガスに関わる対応について、特定原子力施設監視・評価検討会 (第 97 回) 配布資料、2022 年 2 月 14 日