

炉心・格納容器内の状態推定に関連する調査状況

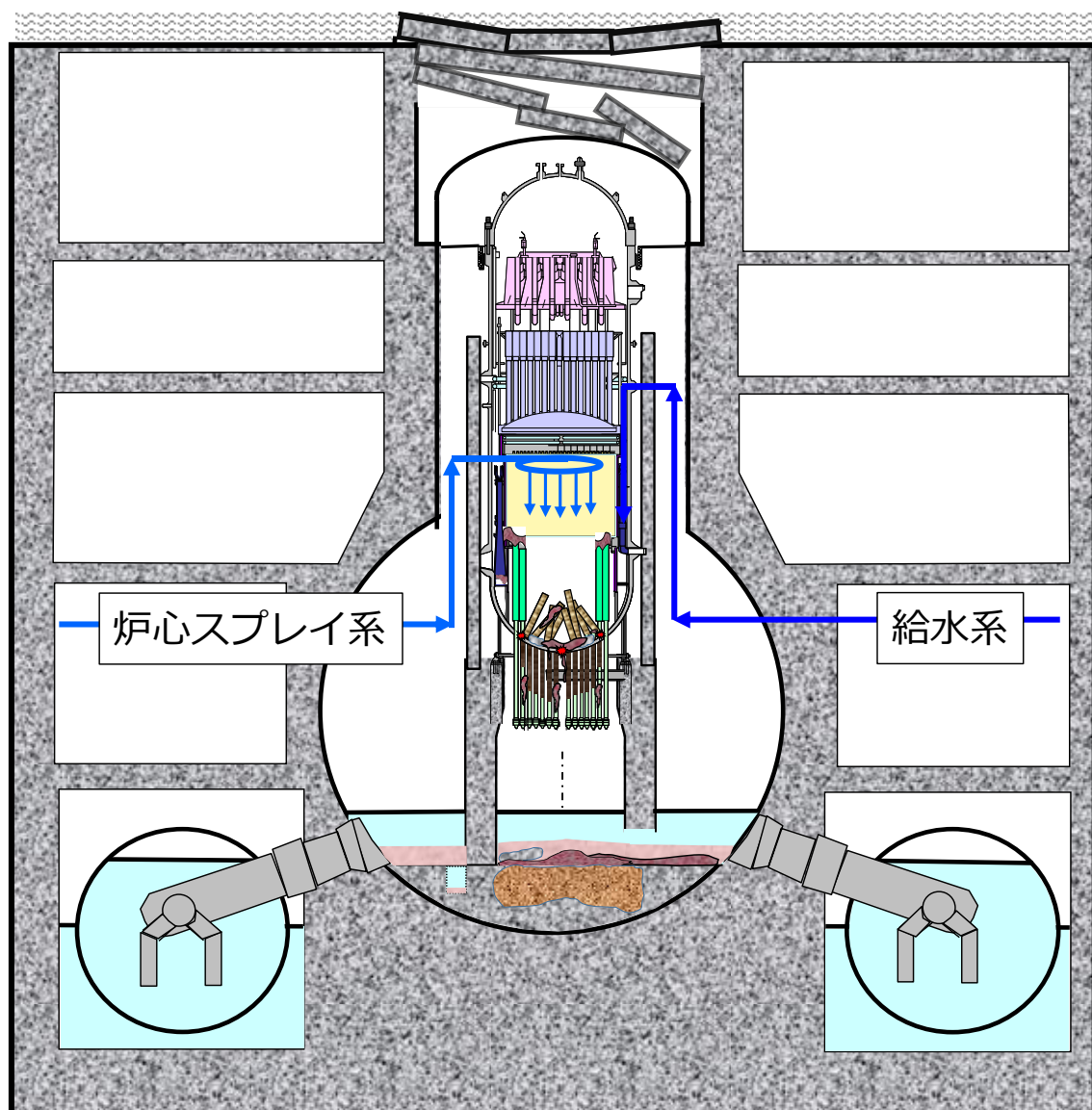
1. はじめに

平成 23 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。さらに平成 28 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）が取り組む「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（当該事業の成果）を図 1-1～1-3 に記載する。

本添付資料では、平成 23 年 11 月 30 日で示した状態推定図から追加された情報を次節以降にまとめる。

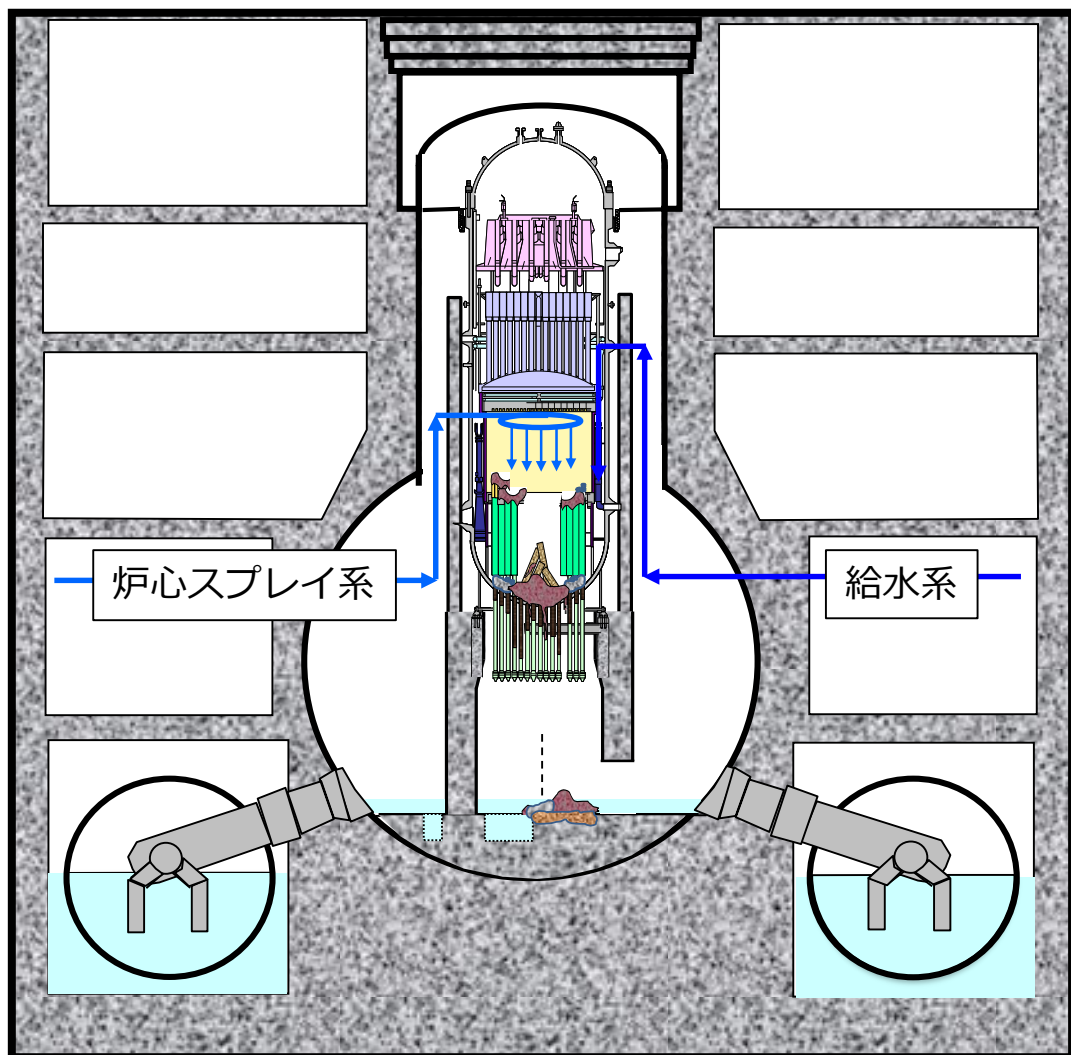


凡例

- | | | |
|-------------|----------|-------------|
| 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 |
| 健全CRGT | 破損したCRGT | 健全CRD |
| CRD（内部にデブリ） | 健全シュラウド | 堆積物（材質不明） |
| RPV破損口 | | |

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。

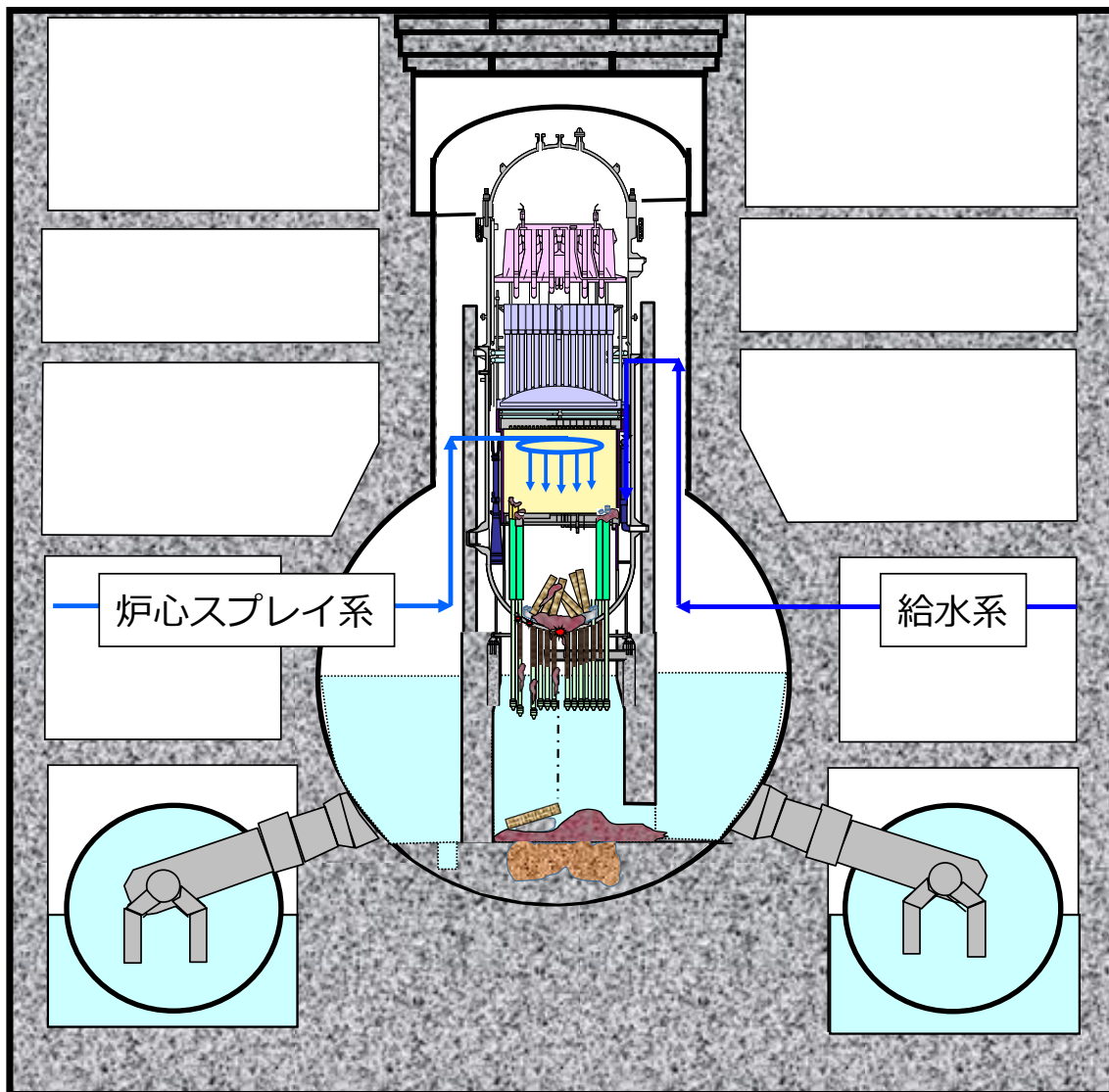


凡例

- | | | |
|---|---|--|
|  燃料棒 |  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 |  健全CRGT |  破損したCRGT |
|  健全CRD |  CRD（内部にデブリ） |  健全シュラウド |
|  ペレット | | |

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

- | | | |
|-------------|-------------|----------|
| 燃料棒 | 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 | 健全CRGT | 破損したCRGT |
| 健全CRD | CRD（内部にデブリ） | 健全シュラウド |
| 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

平成24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。^[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(平成24年10月10日時点)であることが確認された(図2-1)。

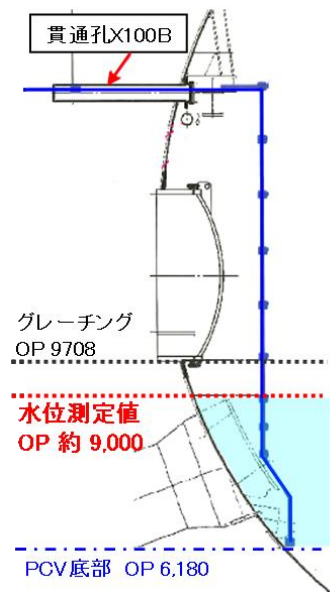


図2-1 1号機格納容器内滞留水水位測定結果

(2) 圧力抑制室への窒素封入試験結果

平成24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Kr85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に放出された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](図2-2)

当試験は、平成24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

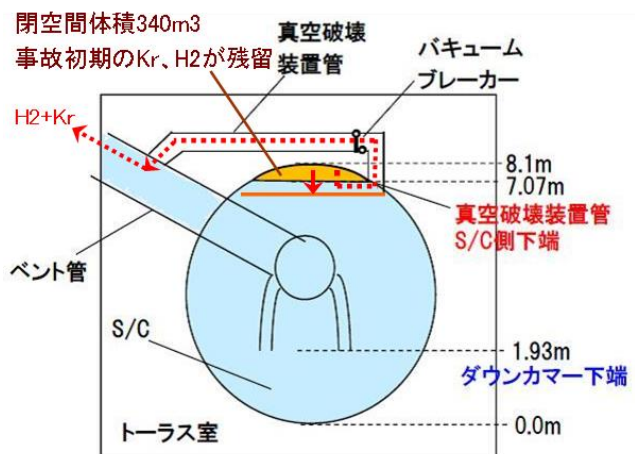


図2-2 1号機S/C内気相部閉空間の状況

[1] 【資料3】個別の計画毎の検討・実施状況、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、平成24年10月22日

[2] 【資料3】個別の計画毎の検討・実施状況、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、平成24年8月27日、9月24日

昇し、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、**Kr85** 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 **Kr85** 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、平成 24 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 の寄与について検証を行っている。

（３）トーラス室調査結果

平成 25 年 2 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φ200 の孔より、温度計・線量計・カメラを挿入し、トーラス室内の撮影や、線量率・温度測定、滞留水の採取・分析等を実施した。^[3]

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 号機トーラス室内 **S/C** 真空破壊弁のカメラ映像（抜粋）

^[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、平成 25 年 3 月 7 日

(4) トーラス室ベント管下部調査結果

平成 25 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、線量測定を実施した。[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。

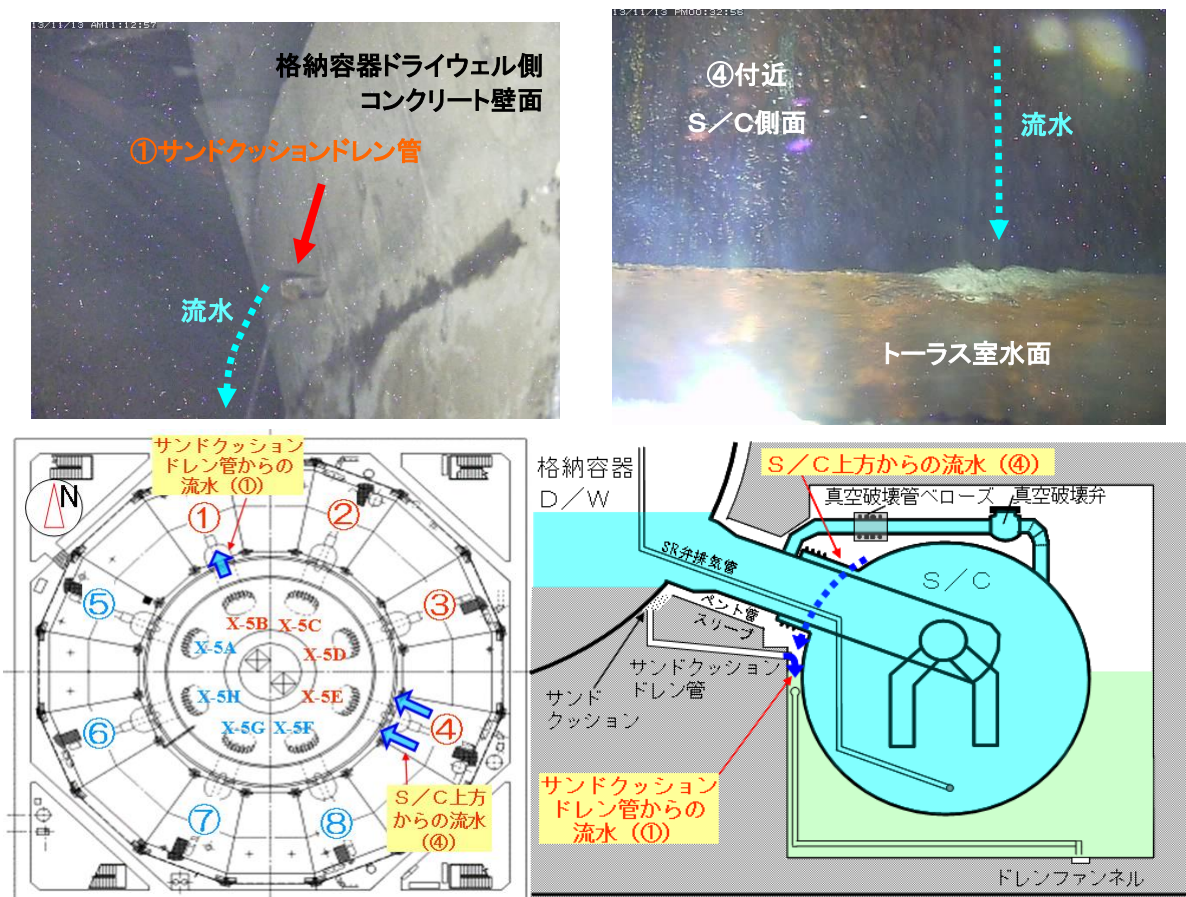


図 2-4 1 号機トーラス室ベント下部調査でのカメラ映像（抜粋）

[4]【資料 3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉対策推進会議第 10 回事務局会議配布資料、平成 25 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）。^[5]

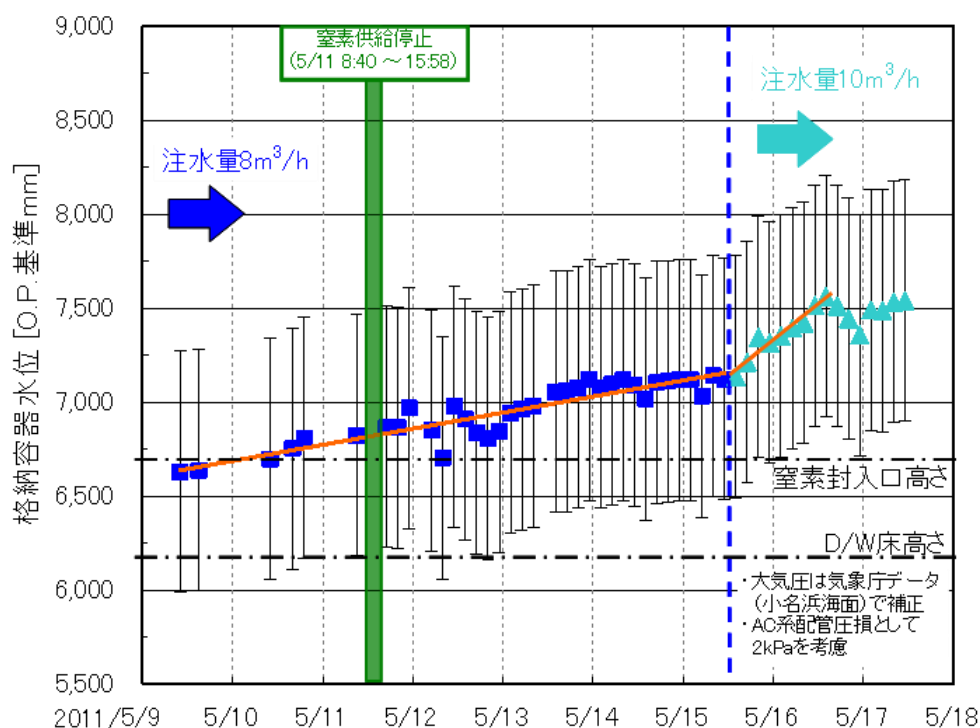


図 2-5 1 号機格納容器冠水操作時の格納容器水位（推定）の推移

なお、平成 25 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分布は、概ね平成 25 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は概ね 1～2Sv/h で、南東部が最も高い傾向であった（図 2-6）。

[5]特別プロジェクト長期冷却構築チーム配布資料、平成 23 年 5 月 19 日

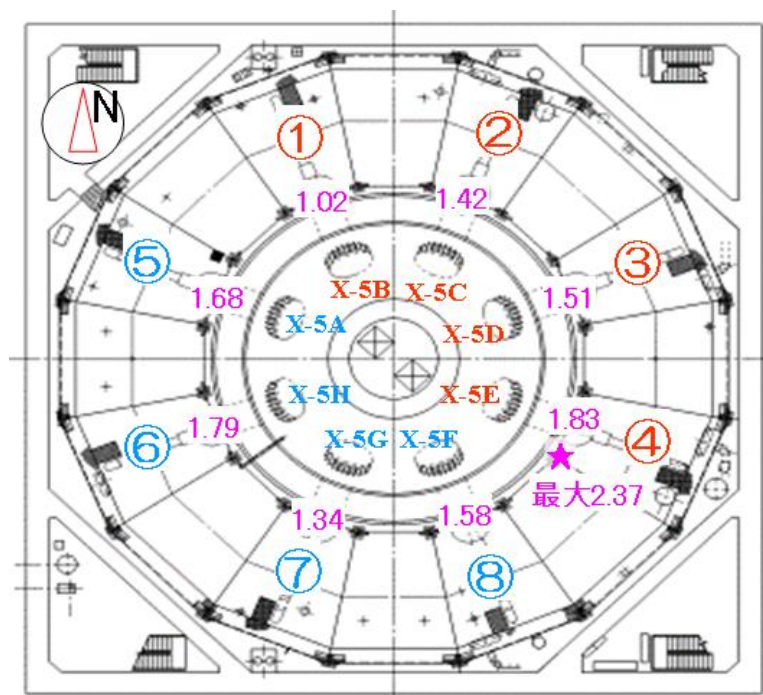


図 2-6 1 号機トーラス室ベント下部調査で測定された線量分布

平成 23 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たとおり、事故後放射性物質を含む蒸気がトー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、トーラス室内の線量はこれらの汚染線源の重ね合わせと考えられる。なお、トーラス室内滞留水（平成 25 年 2 月 22 日サンプリング測定結果：Cs134=7.3 × 10⁴Bq/cm³、Cs137=1.5 × 10⁵Bq/cm³）から推定される水面上の線量は 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。^[6]

つづいて、平成 26 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、トーラスハッチ、SHC 系配管、AC 系配管に漏えいは確認されなかった（図 2-7）。^[7]

[6] 1 号機トー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、平成 25 年 3 月 29 日

[7] 【資料 3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 6 回事務局会議配布資料、平成 26 年 5 月 29 日

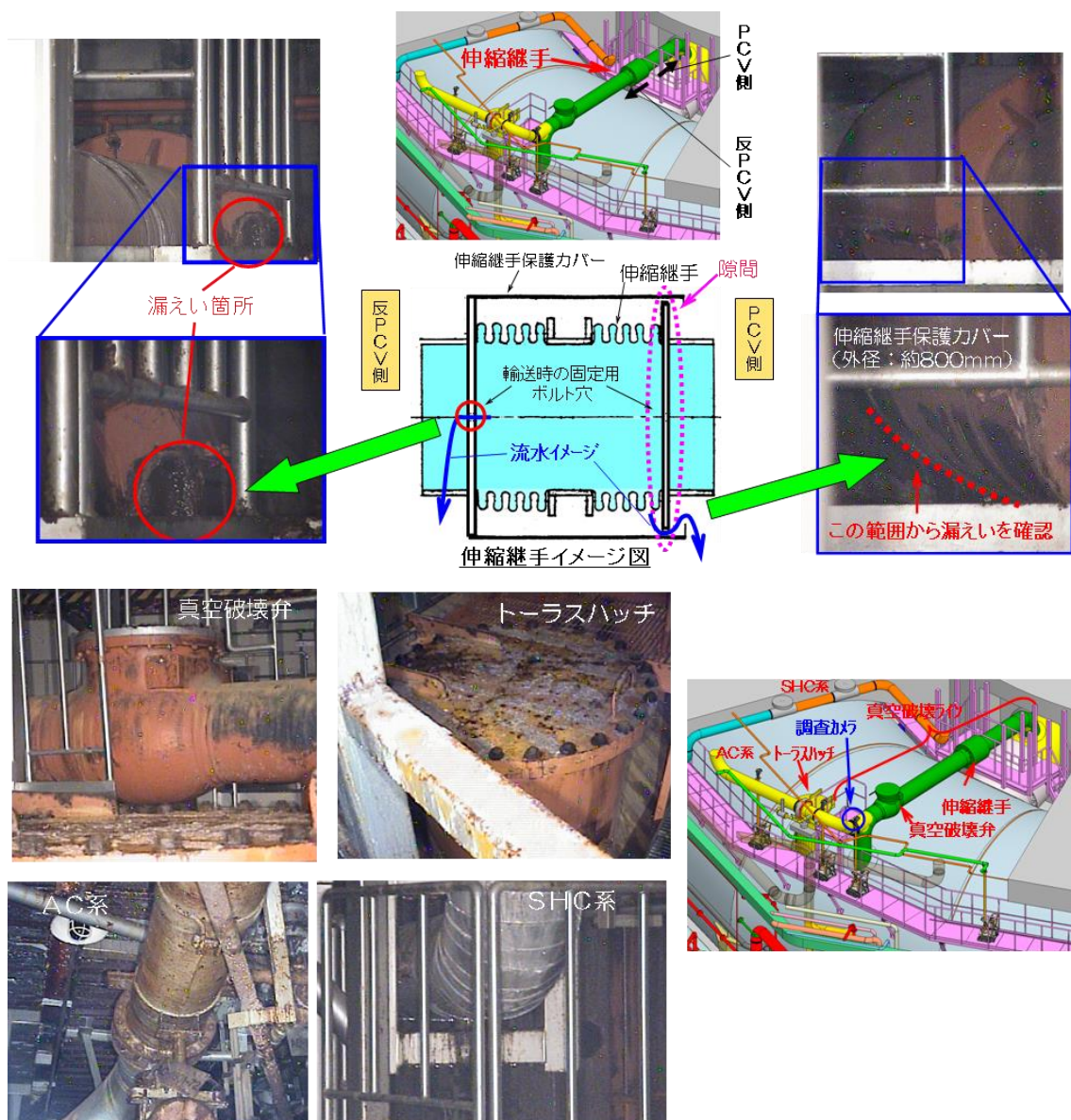
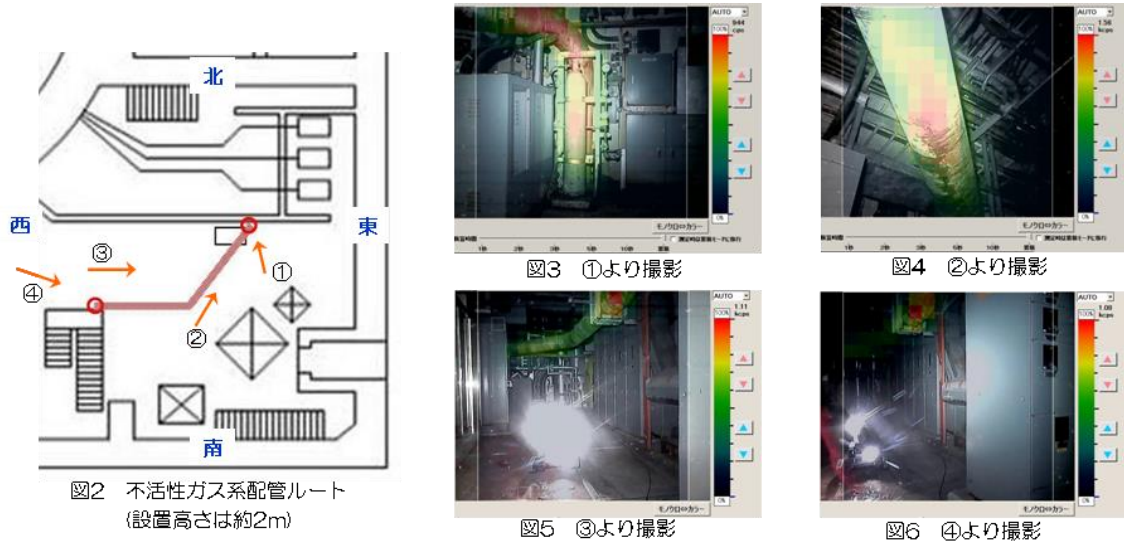


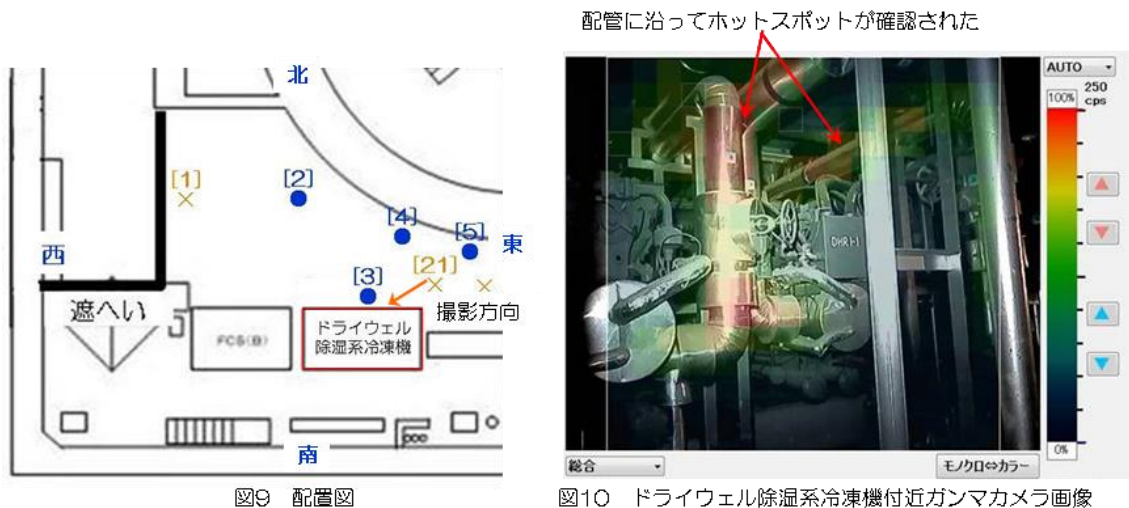
図 2-7 1 号機 S/C 上部調査 (ベント管 X5E 周辺) でのカメラ映像 (抜粋)

(5) 原子炉建屋 1 階汚染状況調査

平成 25 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）。[8]



(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）

[8]【資料 3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 2 回事務局会議配布資料、平成 26 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 号機ペデスタル外側 1 階グレーチング上調査

平成 27 年 4 月 10 日～18 日に 1 号機ペデスタル外側の 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、ペデスタル壁面、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。

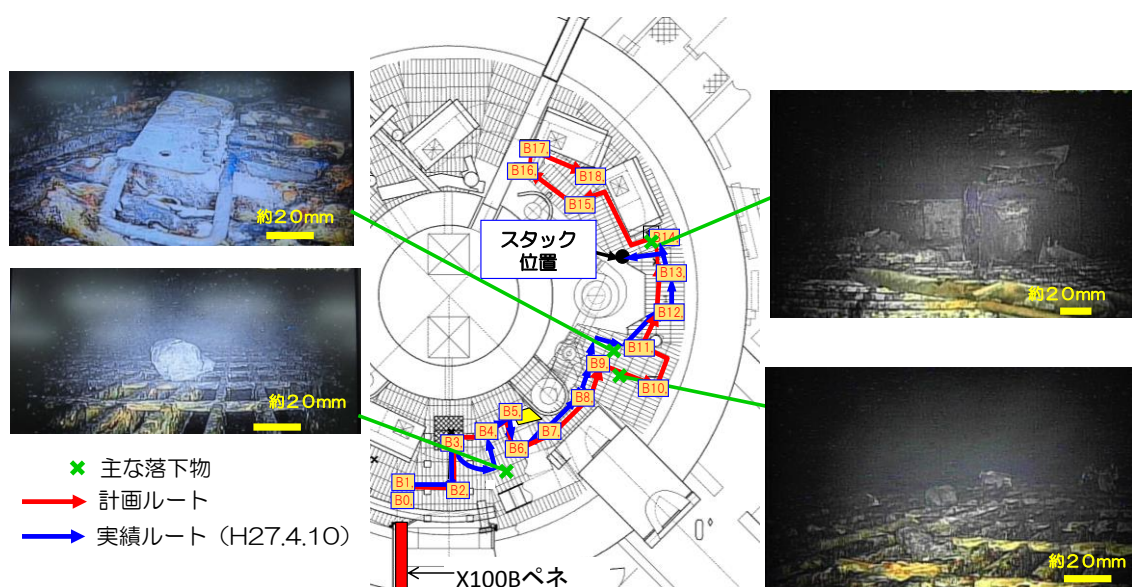


図 2-9 反時計回りに走行した際の写真^[9]

[9]【資料 3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 17 回事務局会議配付資料、平成 27 年 4 月 30 日

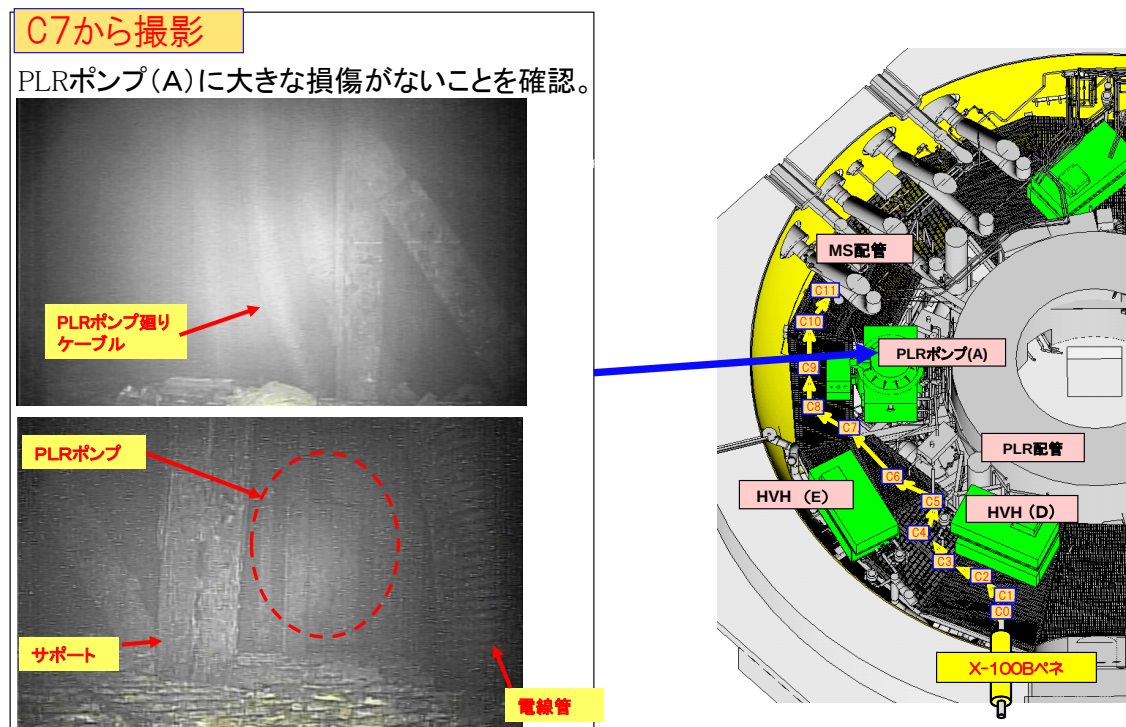


図 2-10 時計回りに走行した際の写真^[9]

(7) 1号機ミュオン測定装置による調査【UPDATE】

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、平成27年2月9日～5月21日の96日間、測定地点3での測定を平成27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2-12に設計図面に基づき算出した、

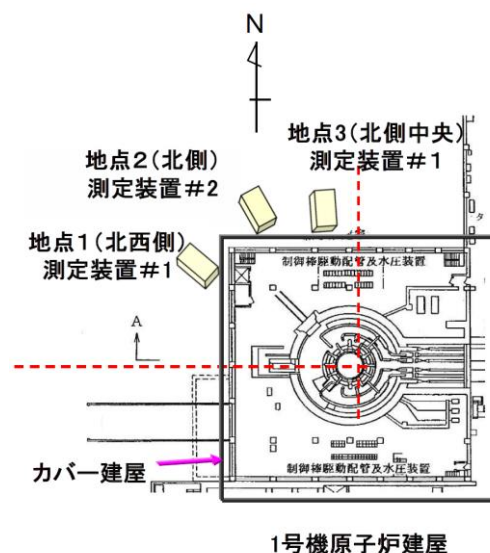


図 2-11 測定装置設置位置^[10]

[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、平成27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。

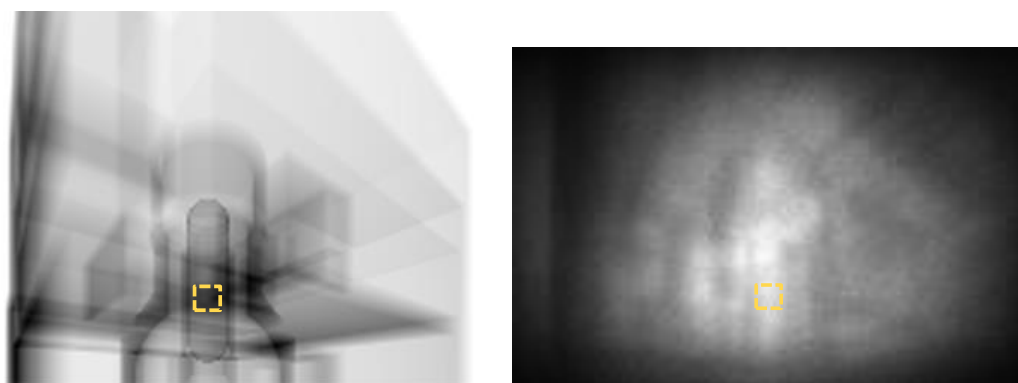


図 2-12 測定地点 1 におけるシミュレーション画像（左）と測定地点 1 の実測値を用いたミュオン測定画像（右）^[11]
（破線部は炉心位置を示す）

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。

[11] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 18 回事務局会議配付資料、平成 27 年 5 月 28 日

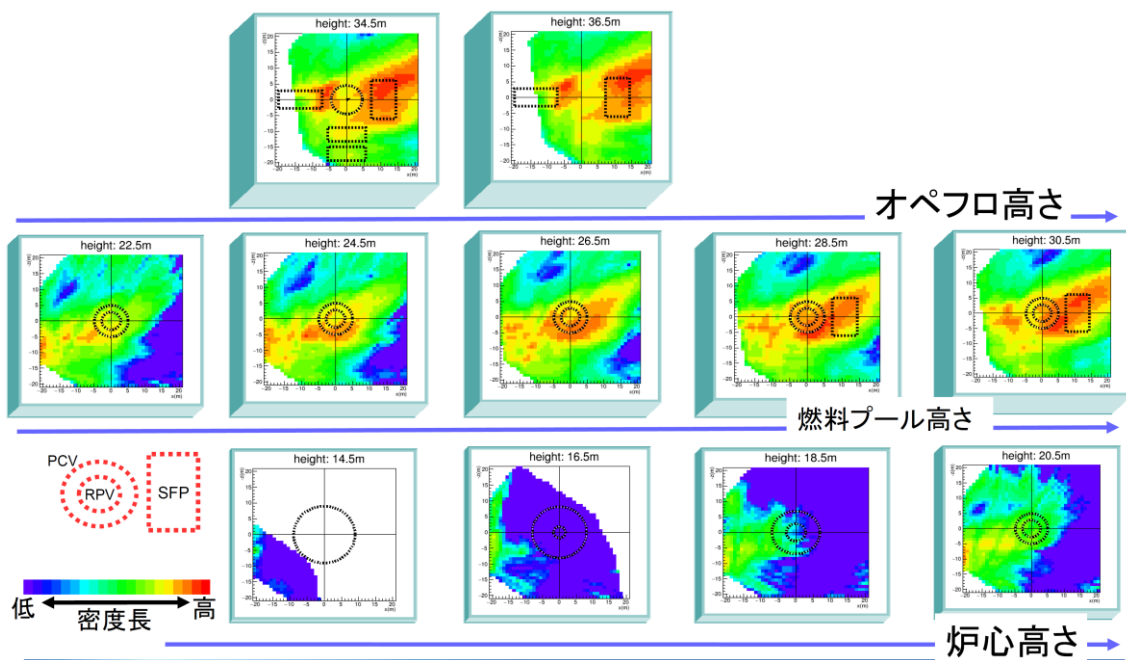


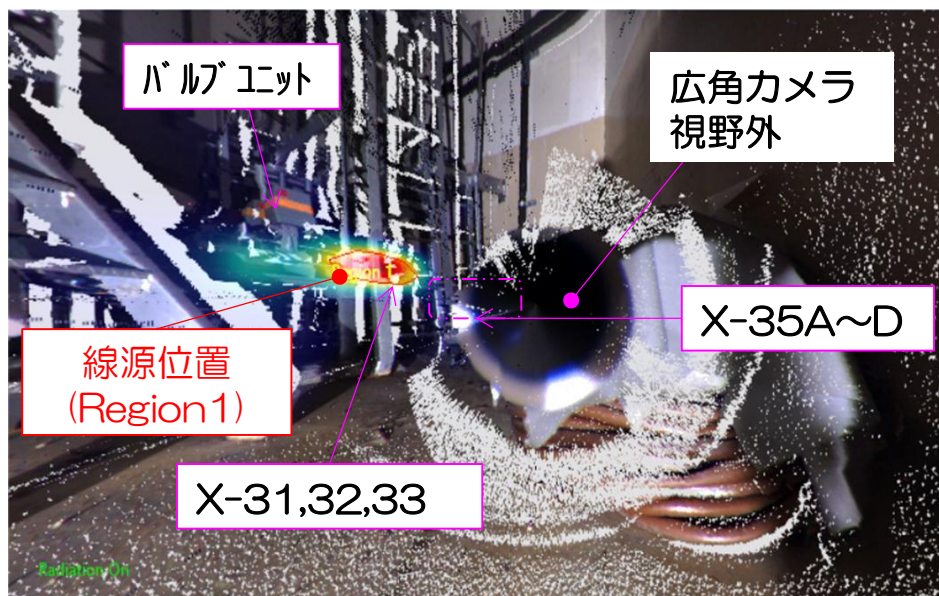
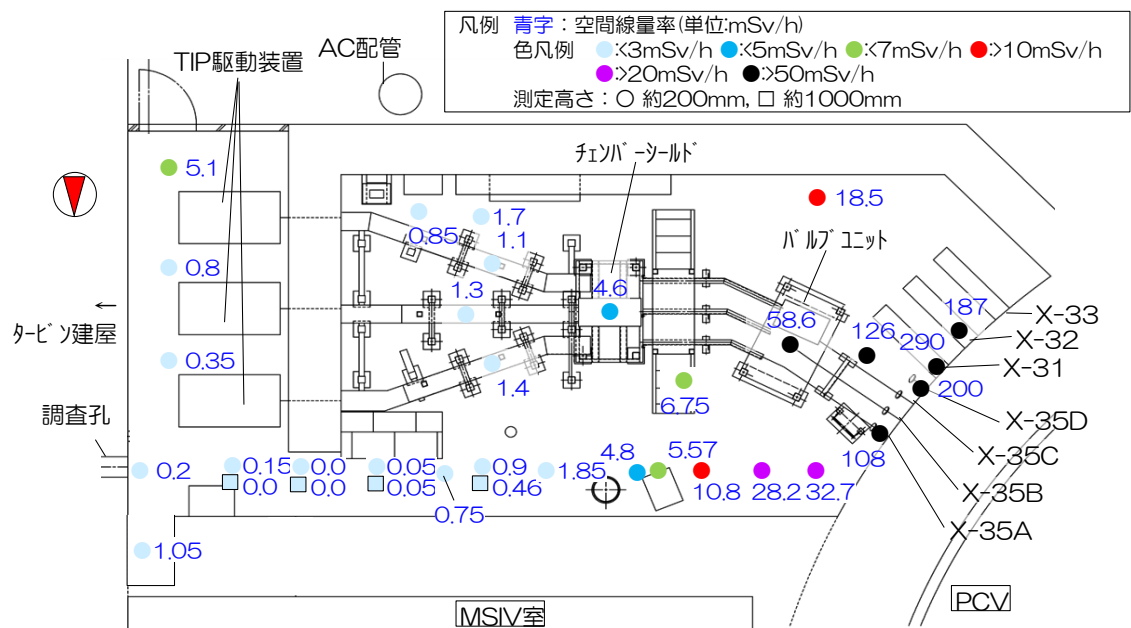
図 2-13 各高さ断面における高密度物質の分布図^[10]

(8) 1号機 TIP 室調査

平成 27 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。



[12] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 2 3 回事務局会議配付資料、平成 27 年 10 月 29 日

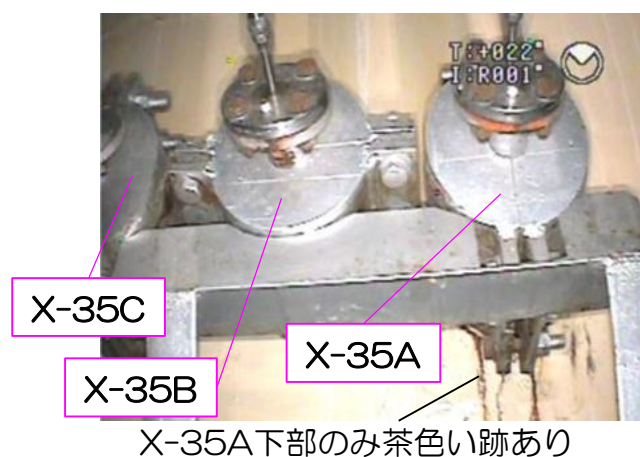


図 2-16 X-35 ペネトレーション部の光学カメラ画像^[12]

(9) 1号機格納容器内部（ペDESTAL外地下階）調査【UPDATE】

平成29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振り下ろし、格納容器底部を含むペDESTAL外を調査した。

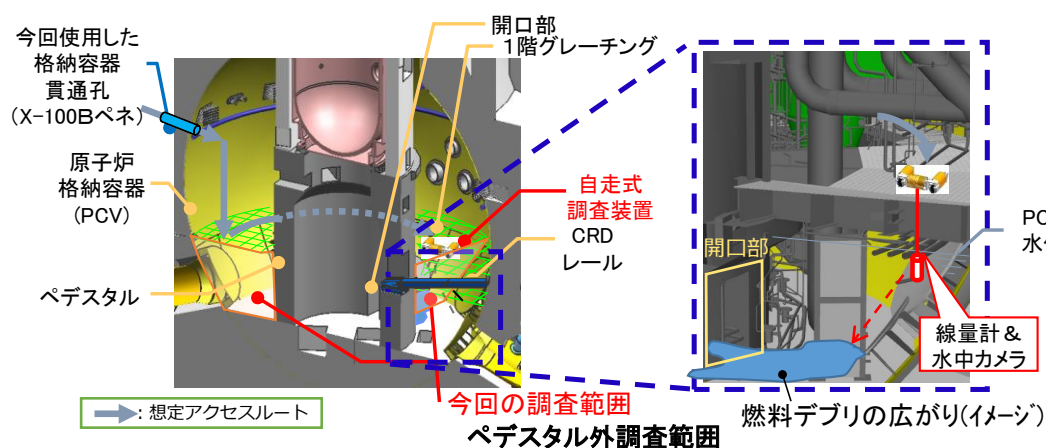


図 2-17 調査範囲及び調査の模式図^[13]

[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、平成29年5月22日

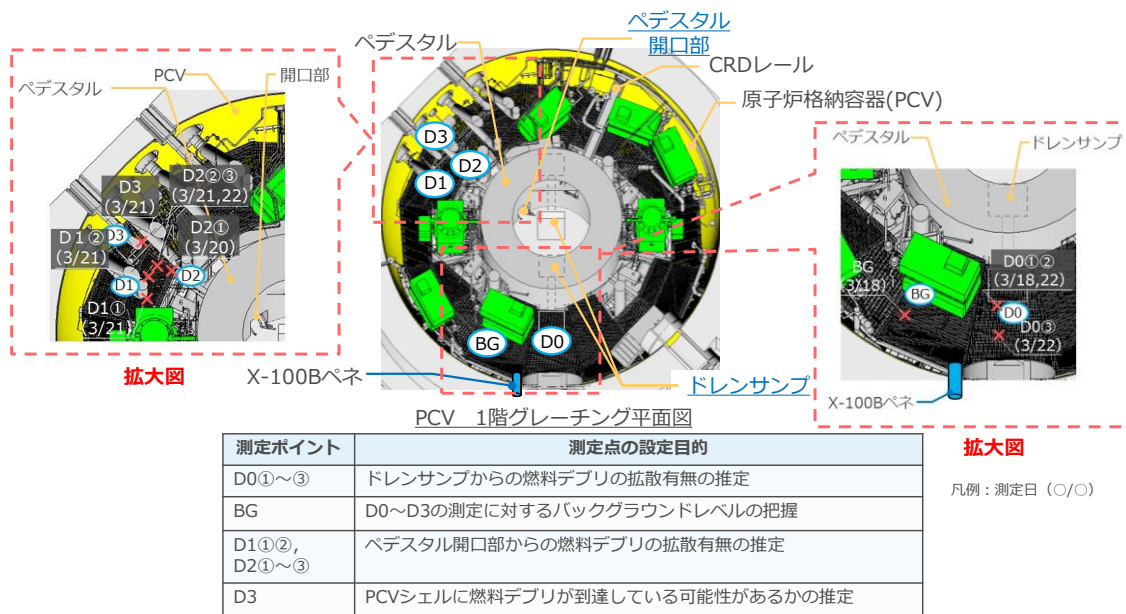


図 2-18 調査ポイント^[14]

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。

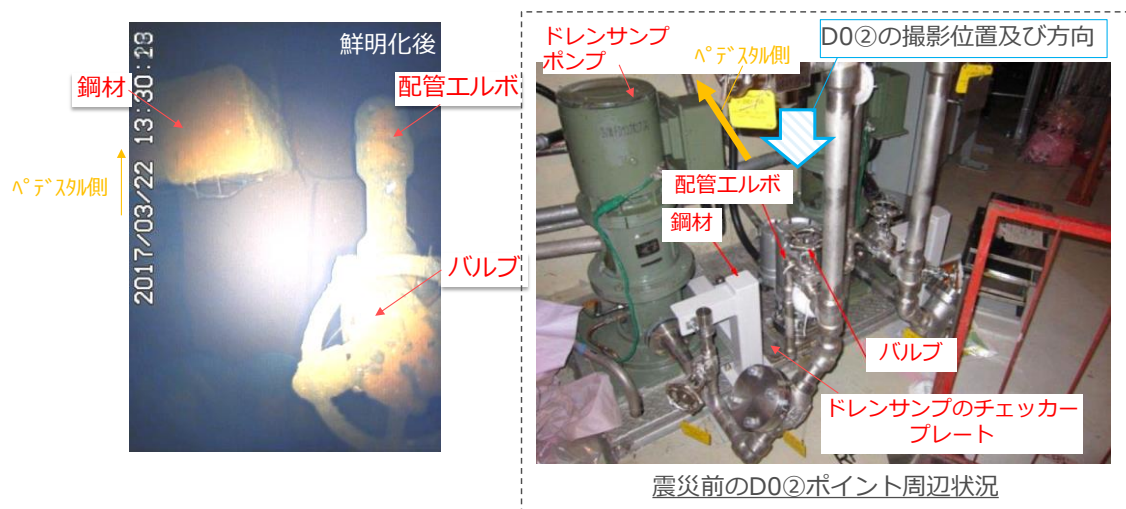


図 2-19 D0②ポイントの観察結果^[14]

(左：D0②ポイントのカメラ画像、右：震災前の D0②ポイント周辺状況)

[14] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 44 回事務局会議配布資料、平成 29 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。

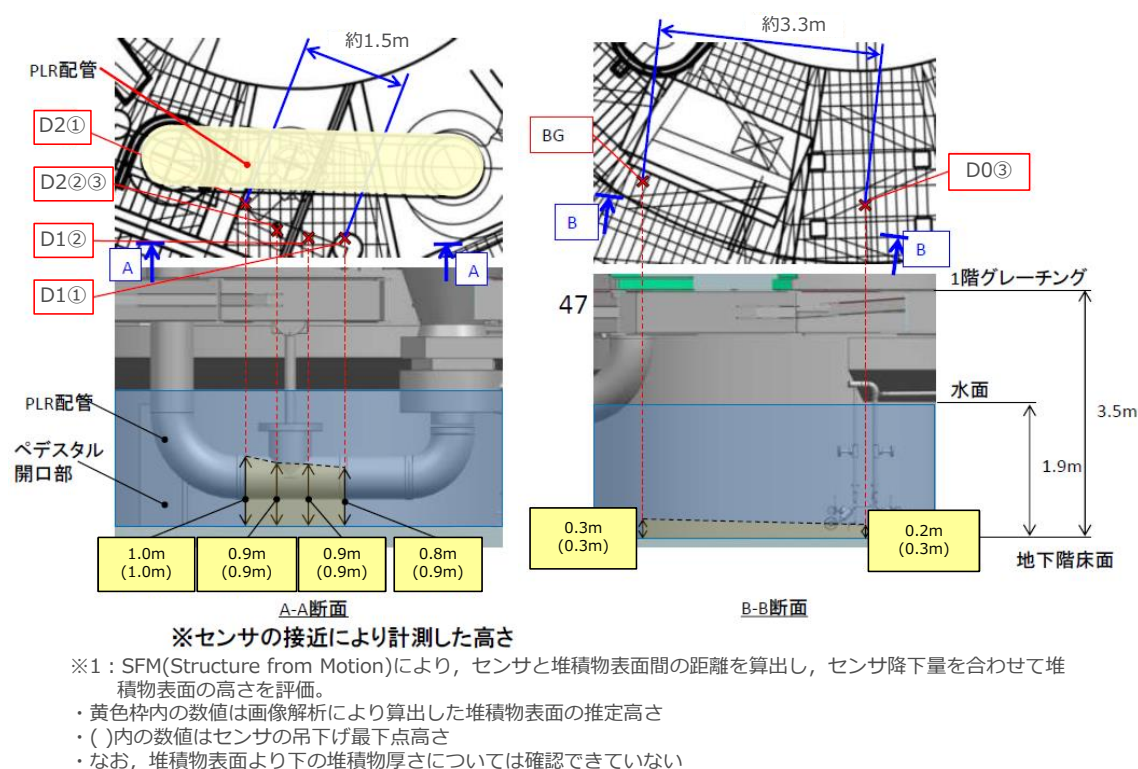


図 2-20 堆積物高さの評価結果^[14]

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。

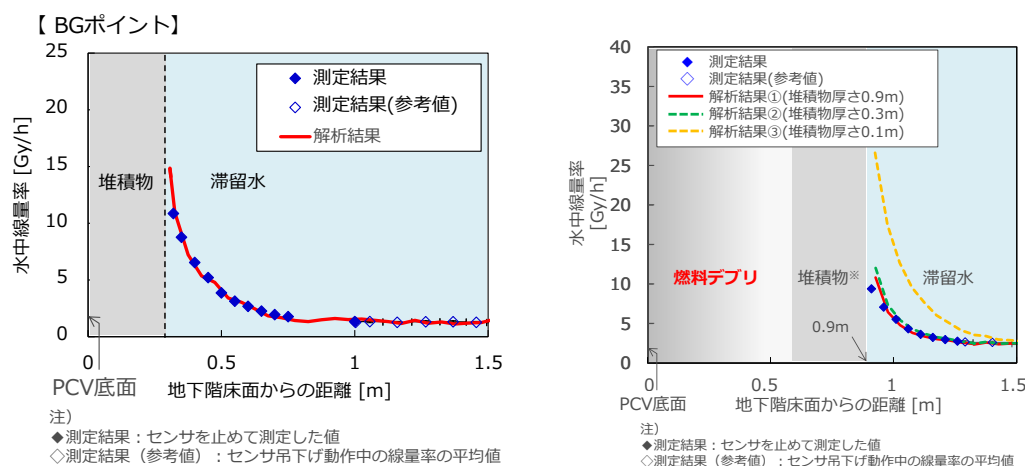


図 2-21 線量率測定結果（BG ポイント（左）、D2③ポイント（右））[14]

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。

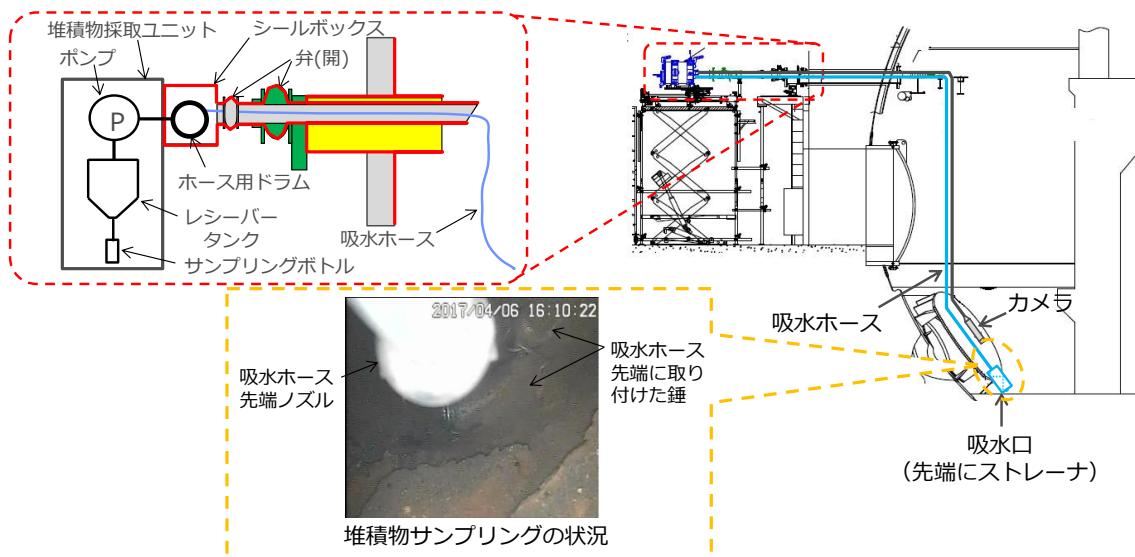


図 2-22 堆積物採取の概要図[15]

[15] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 42 回事務局会議配布資料、平成 29 年 5 月 25 日

表 2-1 γ 線核種分析結果^[15]

検出された γ 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【UPDATE】

平成 28 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 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^[16]

[16]【資料 3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 40 回事務局会議配布資料、平成 29 年 3 月 30 日



図 2-24 調査結果を元に作成したイメージ図^[17]

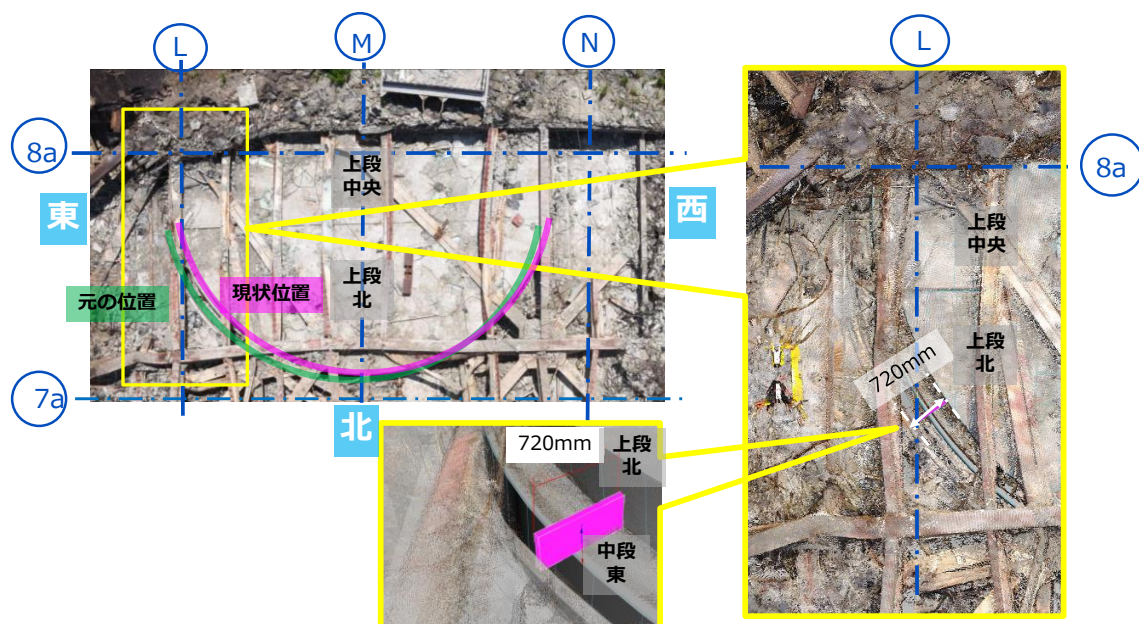


図 2-25 ウェルプラグのずれの確認状況^[17]

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。

[17] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 46 回事務局会議配布資料、平成 29 年 9 月 28 日

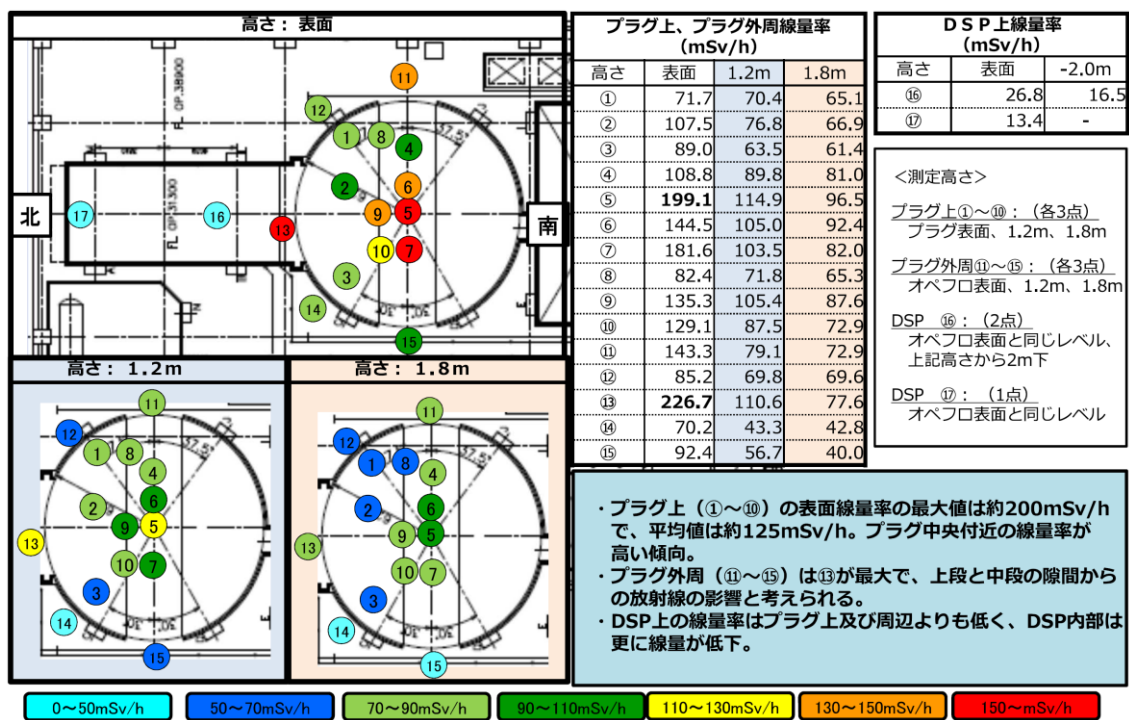


図 2-26 オペレーティングフロア線量率測定結果^[18]

[18] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 44 回事務局会議配布資料、平成 29 年 7 月 27 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

平成24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。[19]

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(平成24年3月26日時点)であることが確認された(図3-1)。

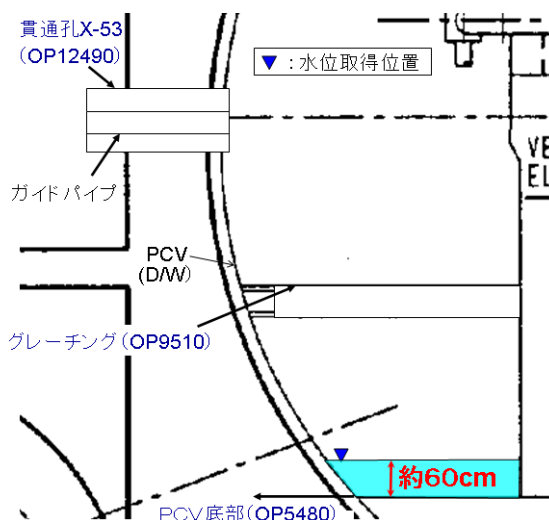


図3-1 2号機格納容器内滞留水水位測定結果

(2) 格納容器内ペDESTAL開口部付近の調査結果

平成25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)。[20]

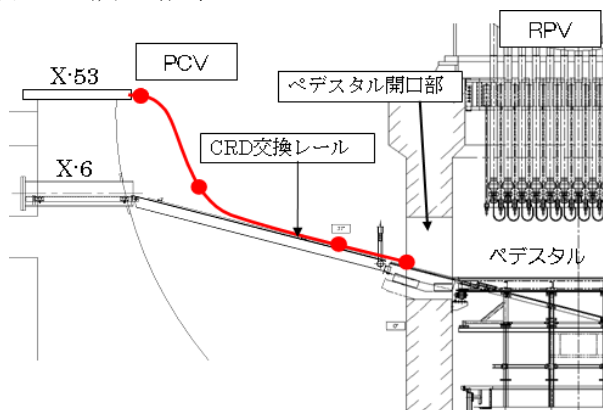


図3-2 2号機格納容器内部調査範囲

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開口部に近づい

[19]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、平成24年7月24日

[20]【資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉対策推進会議第7回事務局会議配布資料、平成25年8月29日

ても、燃料デブリへの接近を示唆するような急激な線量上昇はみられなかった。



(参考) 5号機ペデスタル開口部

図 3-3 ペデスタル開口部からのペデスタル内部の画像（画像処理後）

（3）圧力抑制室への窒素封入試験結果

平成 25 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 (平成 25 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 内水位はトーラス室内の滞留

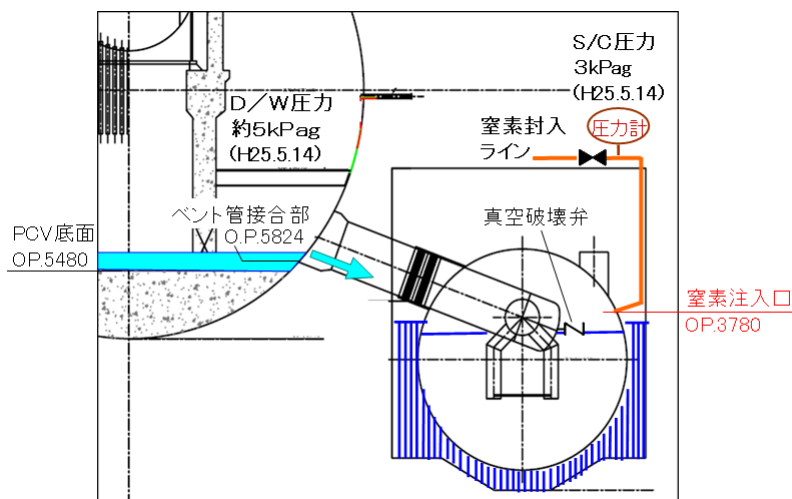


図 3-4 2号機 S/C 内気相部閉空間の推定

水水位と同程度と推定される（図 3-4）。^[21]

当試験は、平成 23 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 Kr85 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 Kr85 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、Kr85 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。

平成 25 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、平成 25 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。^[22]

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

平成 24 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。^[23]

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）。

[21] 【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、平成 25 年 5 月 30 日

[22] 【資料 3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 1 回事務局会議配布資料、平成 25 年 12 月 26 日

[23] 【資料 3】個別の計画毎の検討・実施状況、政府・東京電力中長期対策会議第 5 回運営会議配布資料、平成 24 年 4 月 23 日

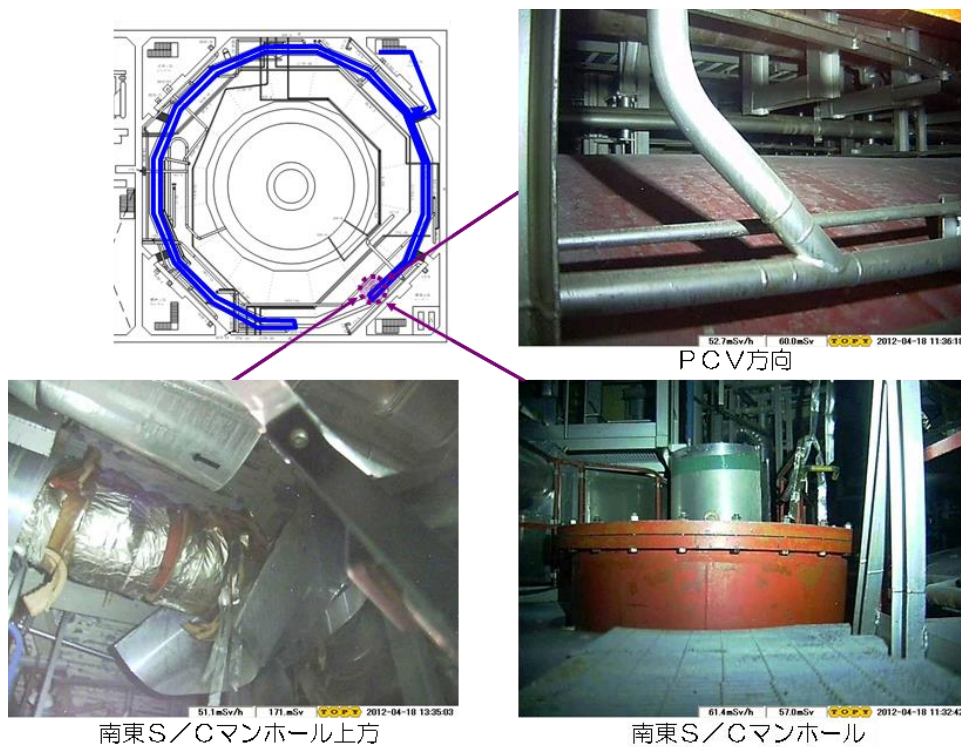


図 3-5 2 号機トラス室内カメラ映像（抜粋）

（５） トラス室ベント管下部調査結果

平成 24 年 12 月、平成 25 年 3 月に実施した 2 号機トラス室調査では、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。[24]

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）。

[24] 【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 1 回事務局会議配布資料、平成 25 年 3 月 28 日

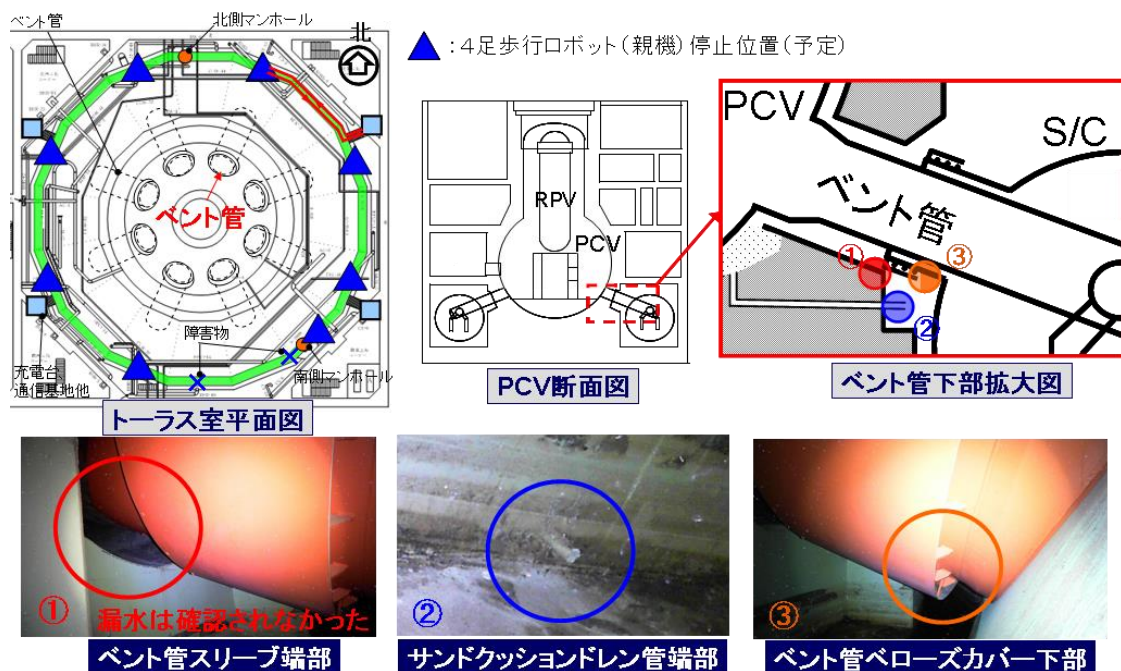


図 3-6 2号機トラス室内ベント管下部カメラ映像(抜粋)

(6) S/C内水位測定結果

平成26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)。

[25]

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。

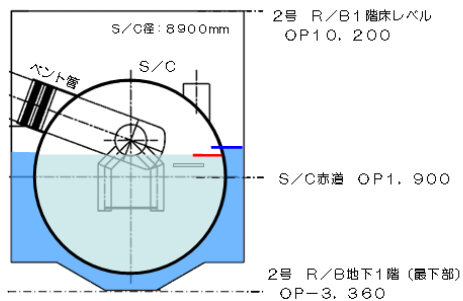


図 3-7 2号機 S/C 内水位測定結果

[25]【資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第2回事務局会議配布資料、平成26年1月30日

(7) 2号機 SGTS 室ラプチャディスク関連調査

課題 2号機・9 を解明するための調査として、平成 26 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。

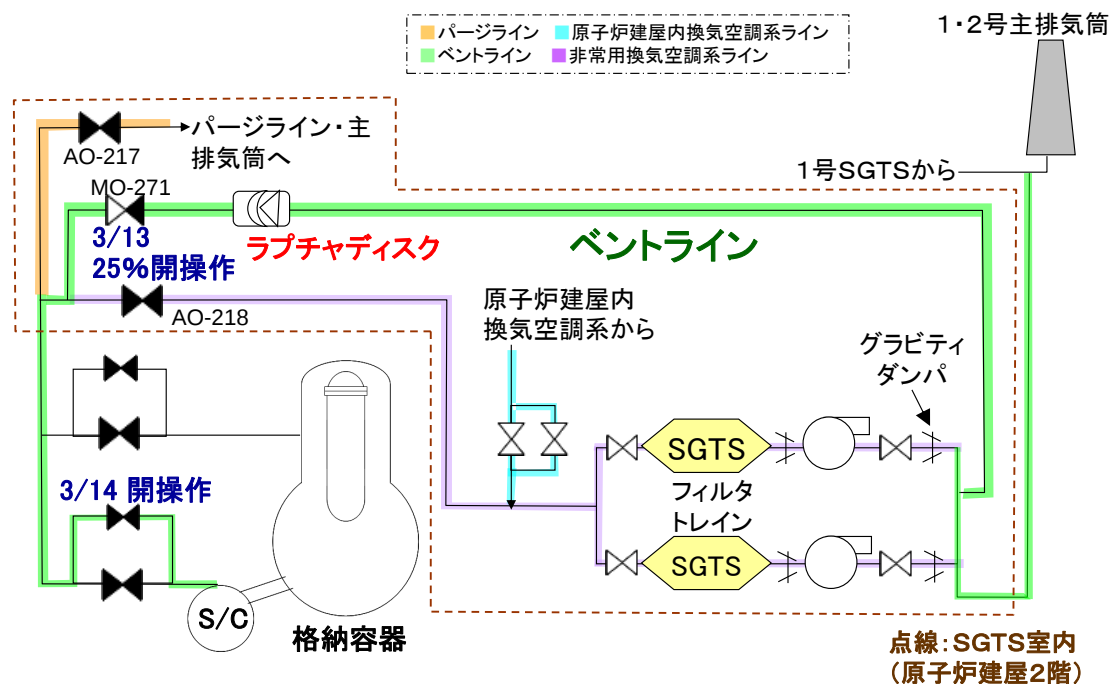


図 3-8 ラプチャディスク関連系統図

図 3-9 に平成 26 年 10 月 8 日に実施した、ラプチャディスク周辺の線量調査結果を示す。ラプチャディスクの線量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

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。

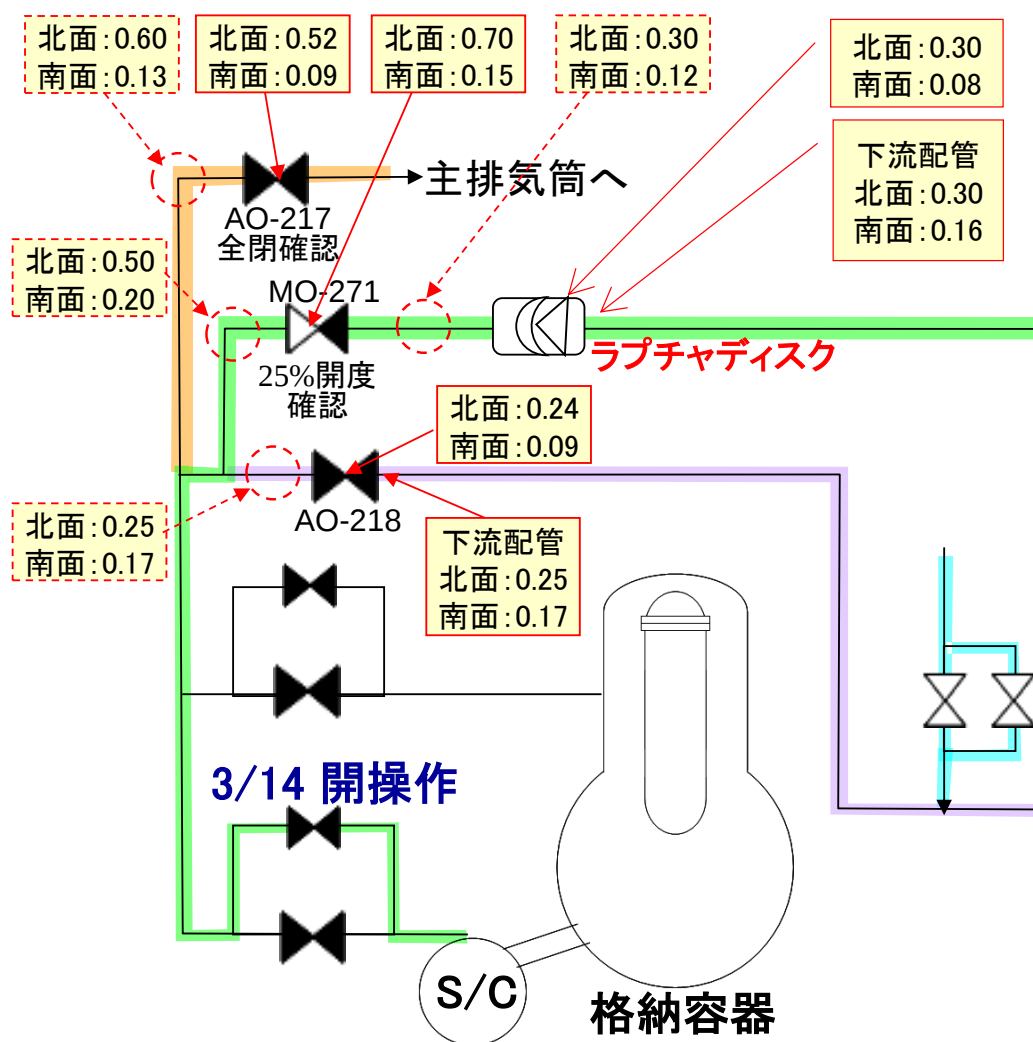


図 3-9 ラプチャディスク周辺線量測定結果 (単位 : mSv/h)

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測定を実施した（平成 26 年 11 月 12 日）。

図 3-10、3-11 にそれぞれ SGTS フィルタ（A）（B）周辺の線量測定結果を示す。（A）（B）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、ラプ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 号機ラプチャディスクの作動の有無について明確な判断ができるほどの情報は得られていないため、STGS フィルタ汚染源解明も含め、調査・検討を継続していく。

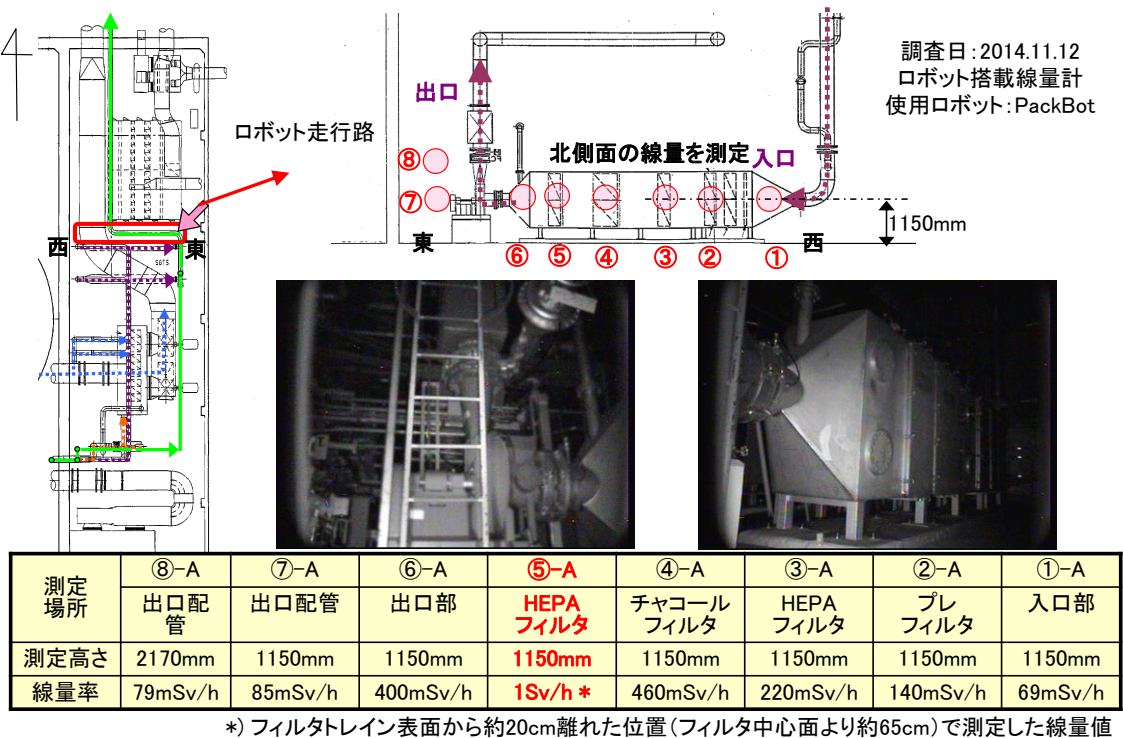
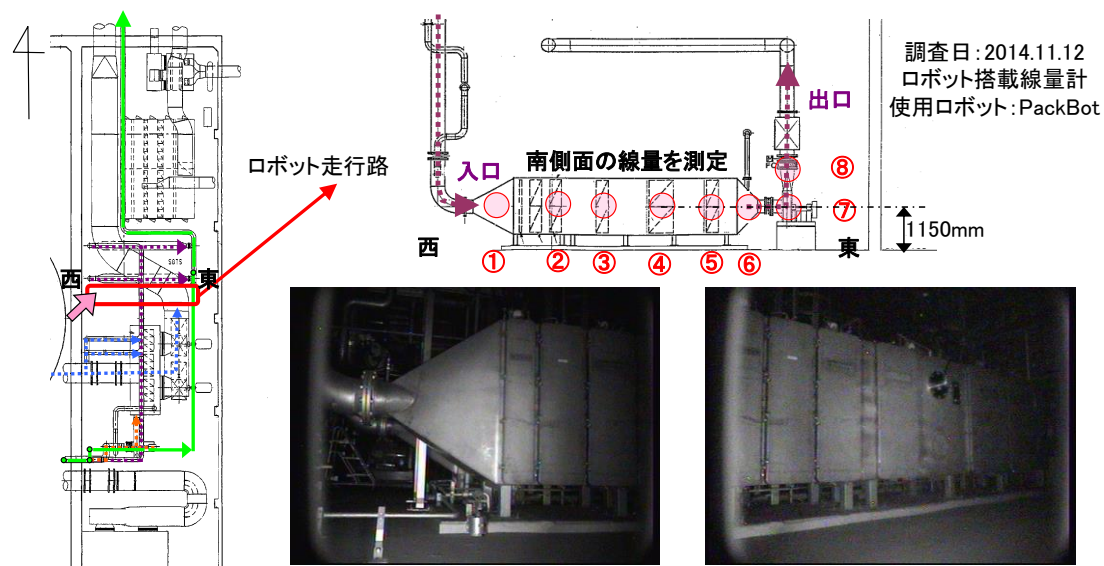


図 3-10 SGTS フィルタ（A）の線量率測定結果



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

(8) 格納容器 X-6 ペネトレーション部の調査結果

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 3-12 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 (平成 27 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 を超える高い線量が確認された。

確認された溶融物の写真を図 3-13 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。

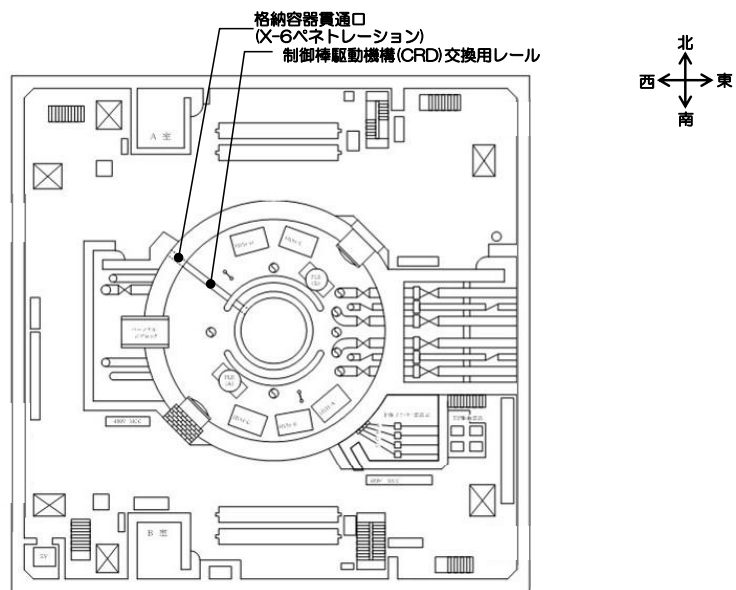


図 3-12 2号機原子炉建屋1階 配置図 (抜粋) [26]



図 3-13 ペネトレーションフランジ部の溶融物の写真[27]

[26] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 19 回事務局会議配付資料、平成 27 年 6 月 25 日

[27] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 21 回事務局会議配付資料、平成 27 年 8 月 27 日

表面線量率測定結果を図 3-14 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 1Svh 程度と推定している。

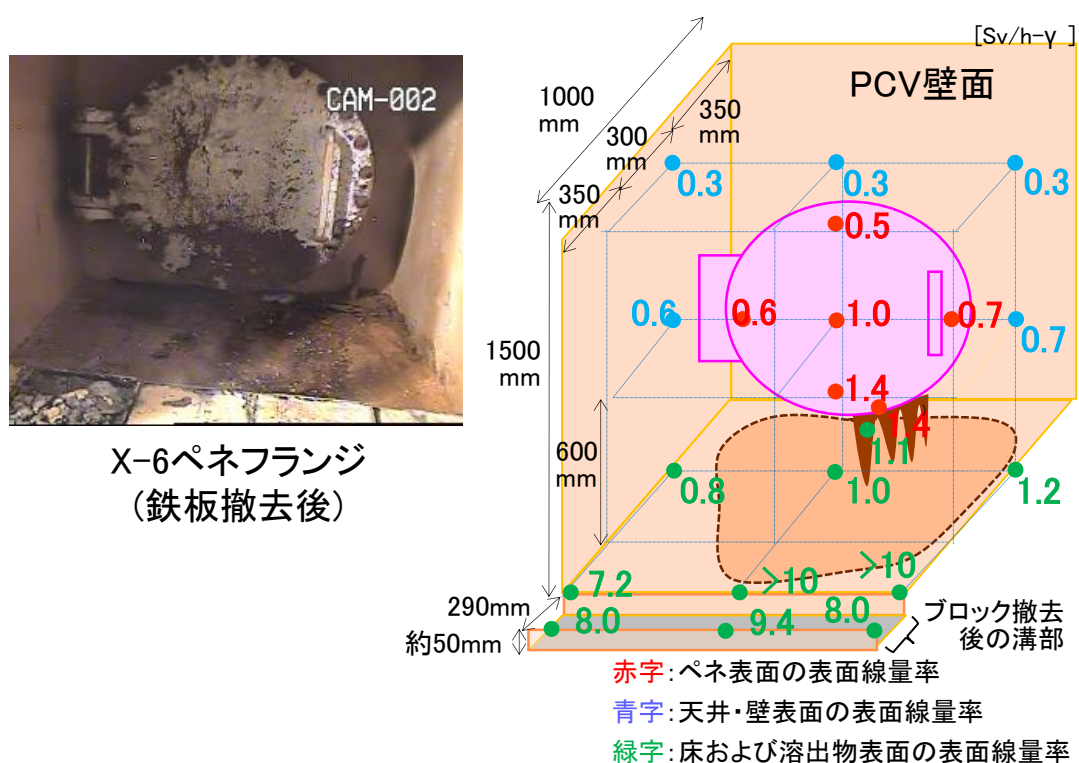


図 3-14 表面線量率測定結果^[28]

[28] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 2 3 回事務局会議配付資料、平成 27 年 10 月 29 日

(9) 2号機ミュオン測定装置による調査【UPDATE】

平成 28 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 3-15 にミュオン測定装置の写真、図 3-16 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)

図 3-15 ミュオン測定装置^[29]

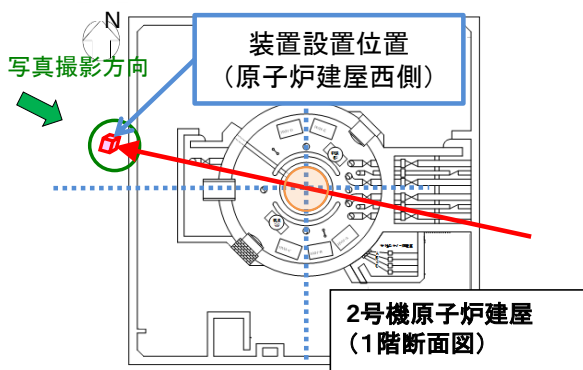


図 3-16 測定装置設置位置^[29]

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 3-17 左に、圧力容器下部を拡大したものを図 3-17 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。

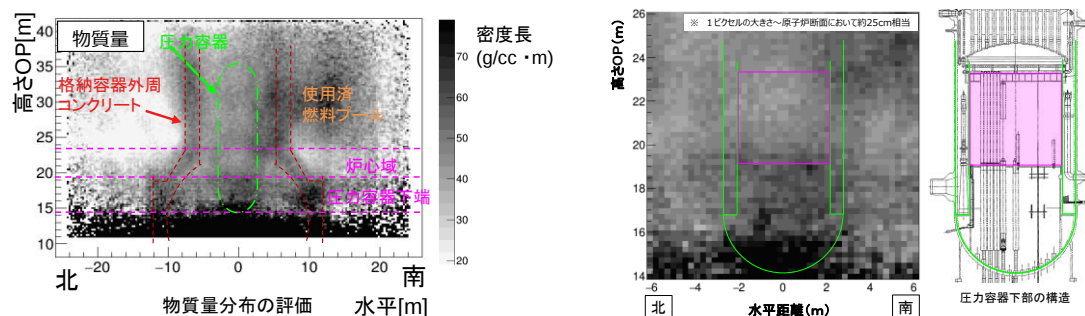


図 3-17 ミュオン測定による物質質量分布図^[29]

(左：全体図、右：原子炉圧力容器下部)

[29]【資料 3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 32 回事務局会議配布資料、平成 28 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 3-18 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。

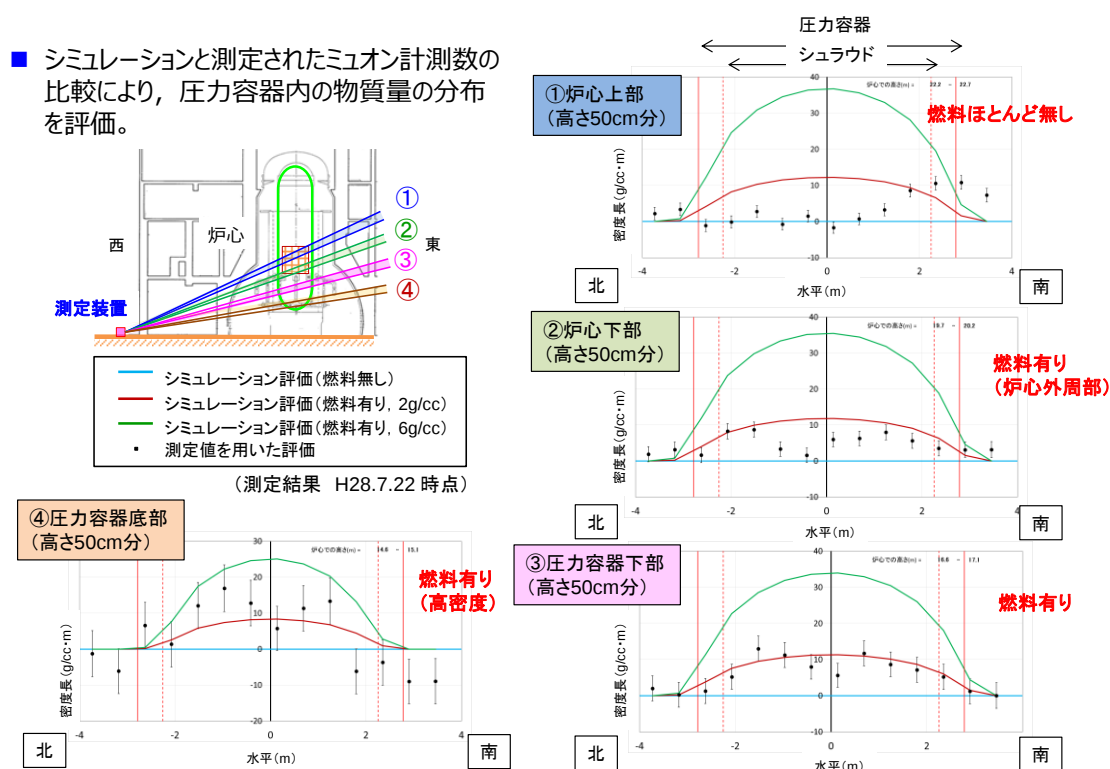
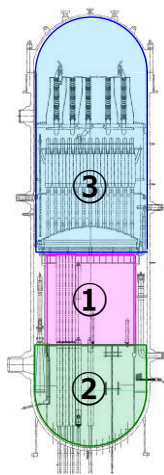


図 3-18 原子炉压力容器内の物質分布^[29]

压力容器内の定量評価結果を図 3-19 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 3-19 原子炉圧力容器内の物質質量分布の定量評価結果^[29]

(10) 2号機格納容器内部調査の結果【UPDATE】

平成 27 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デスタル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 3-20 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。

ペデスタル内上部の写真を図 3-21 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、ペデスタル内の損傷状況、ペデスタル内上部のケーブルの確認状況などをまとめたものを図 3-22 に示す。

その後、平成 29 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 3-23 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デスタル側に進むにつれ固着が強く除去が困難であった。また、平成 29 年 2 月 16 日には自走式調査装置による調査を実施し、ペデスタル内には到達しなかったものの、温度、線量、周辺構造物の状況を調査した。

図 3-24 に、本調査で測定した 4 点の線量率を示す。ペデスタル開口部周辺では、ペデスタル外に比べ、ペデスタル内の線量率が低いことが確認された。



図 3-20 ペデスタル内確認結果[30]

[30]【資料 3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 40 回事務局会議配布資料、平成 29 年 3 月 30 日

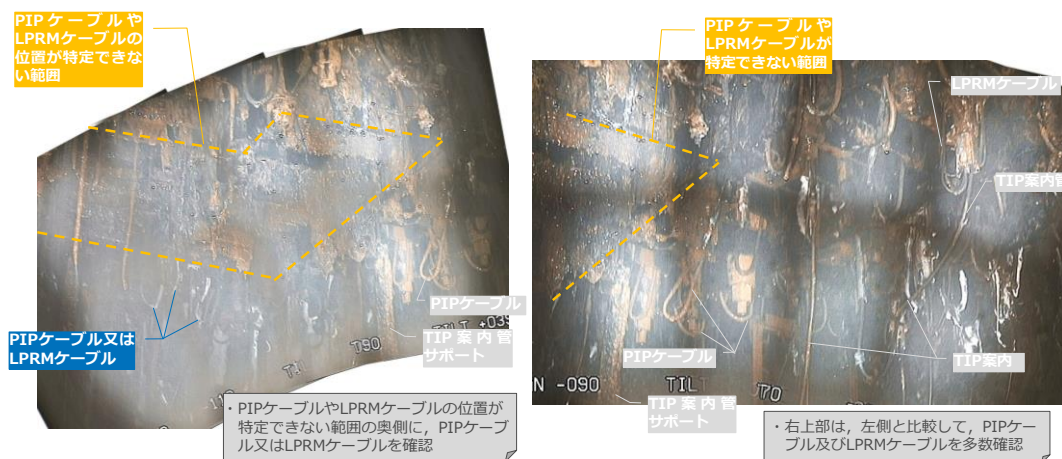


図 3-21 ペデスタル内確認結果（上部） [30]

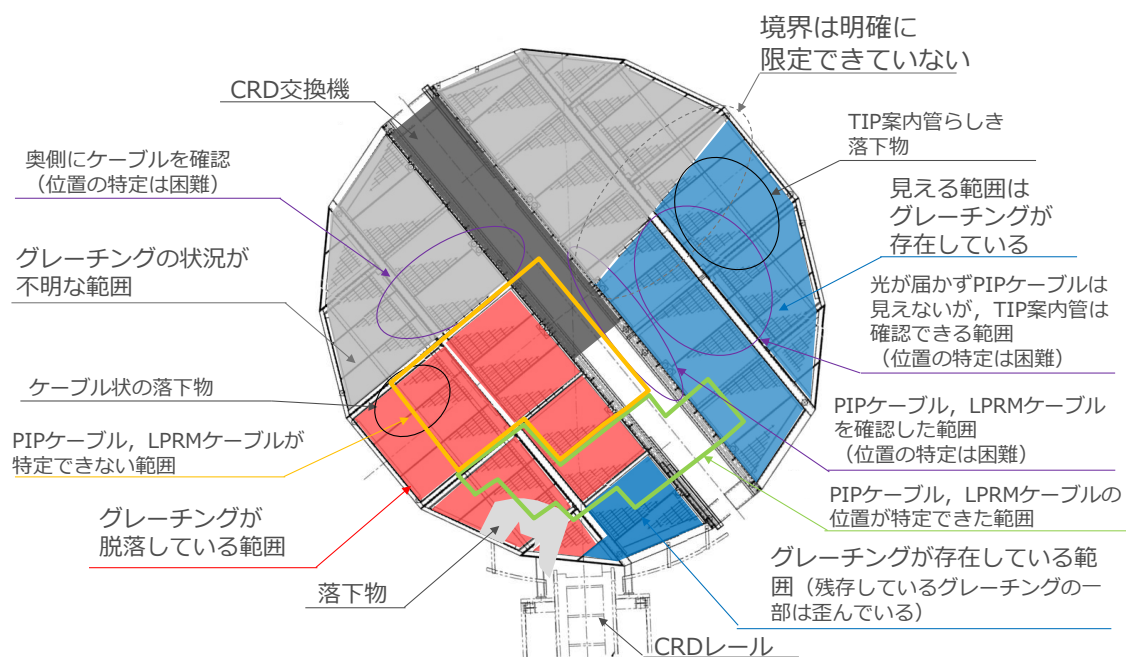


図 3-22 ペデスタル内確認結果（集約） [30]

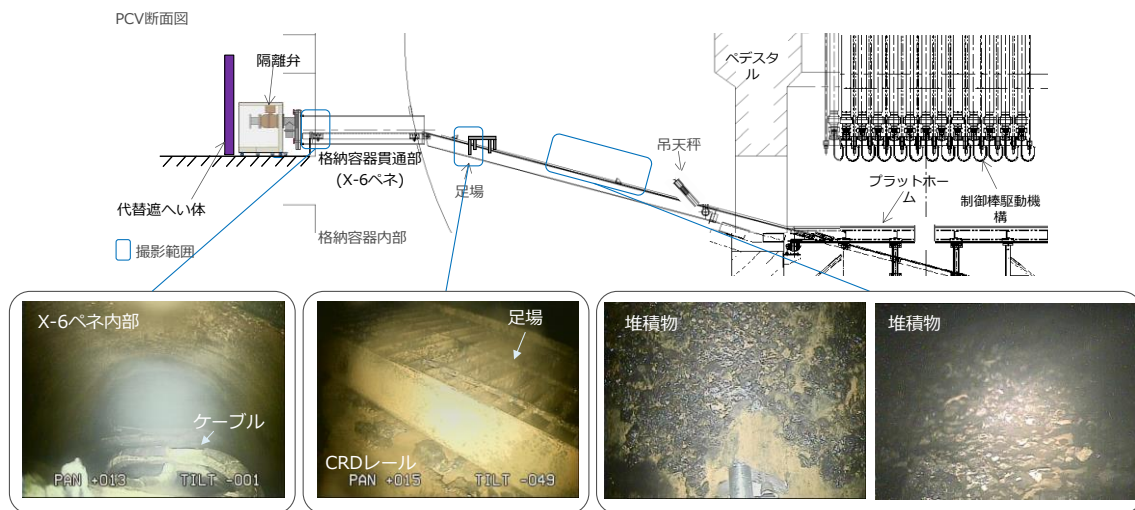


図 3-23 X-6 ペネトレーション～CRD レール上の画像 [31]

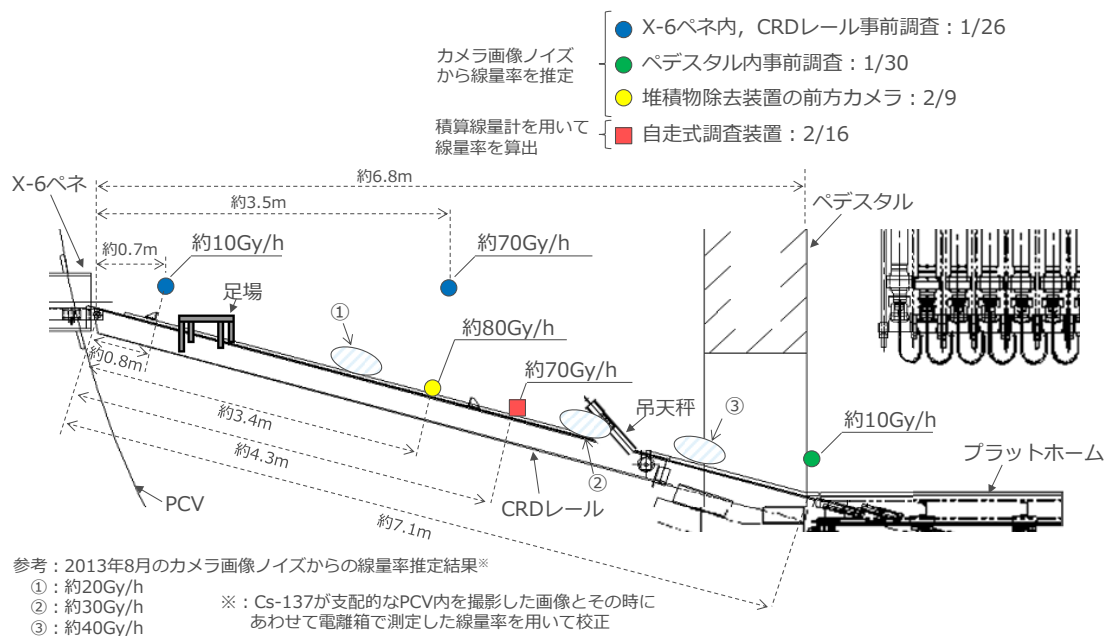


図 3-24 線量率確認結果[32]

[31] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 39 回事務局会議配布資料、平成 29 年 2 月 23 日

[32] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 44 回事務局会議配布資料、平成 29 年 7 月 27 日

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

平成24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。[33]

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)。

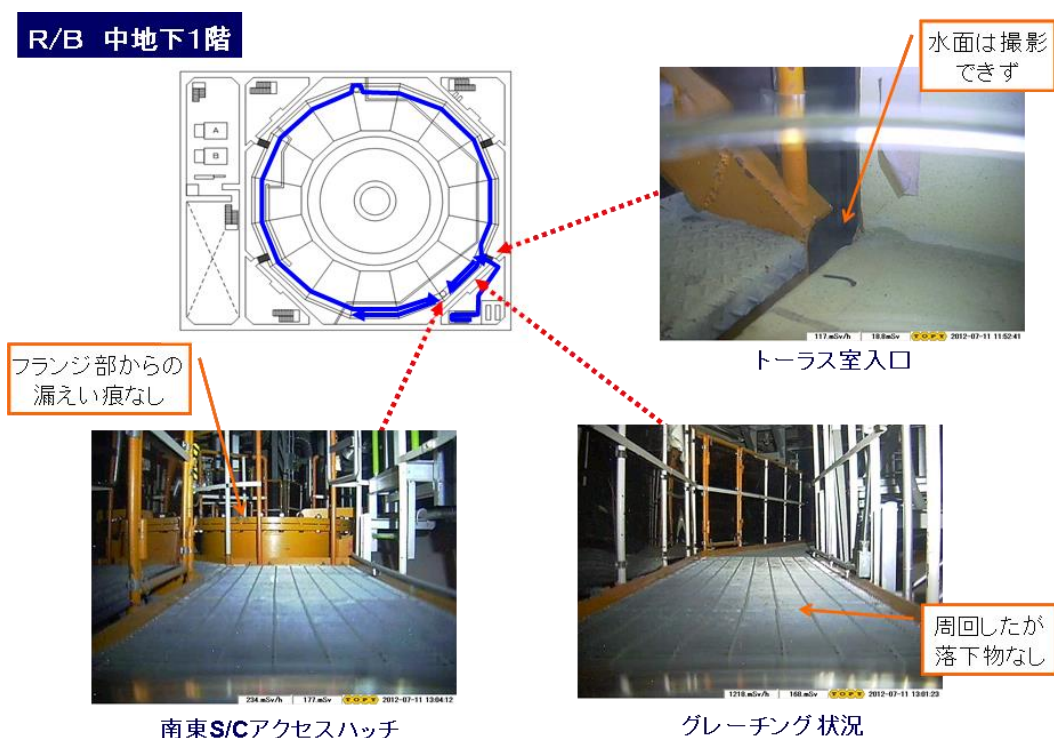


図4-1 3号機トーラス室内カメラ映像(抜粋)

(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(平成24年7月[34]、平成25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

[33]【資料3】個別の計画毎の検討・実施状況、政府・東京電力中長期対策会議運営会議第8回会合配布資料、平成24年7月30日

[34]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、平成24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

平成 26 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）。^[35]

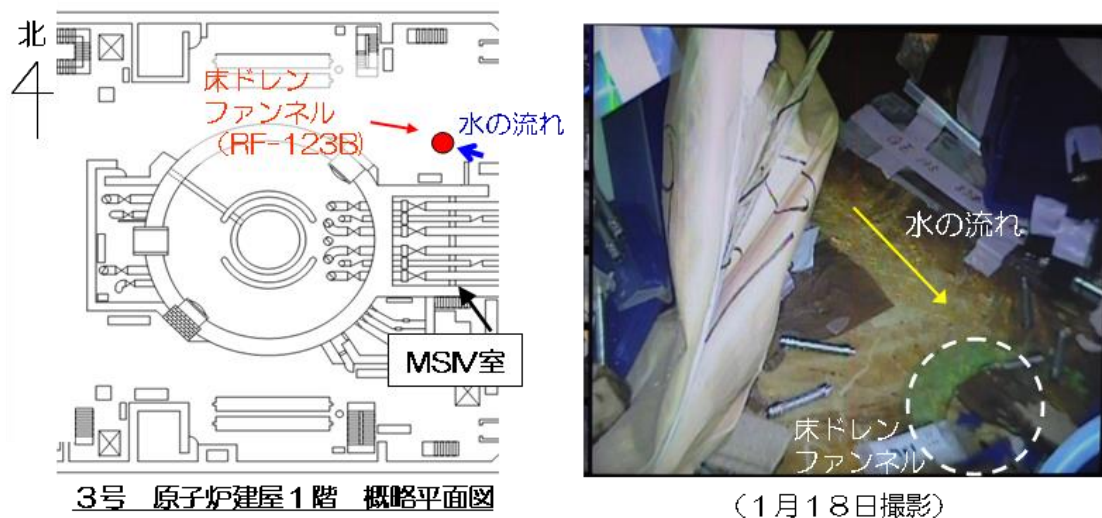


図 4-2 3 号機 MSIV 室扉付近からの漏水の確認

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、平成 26 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）。^[36]

[35] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 2 回事務局会議配布資料、平成 26 年 1 月 30 日

[36] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 6 回事務局会議配布資料、平成 26 年 5 月 29 日

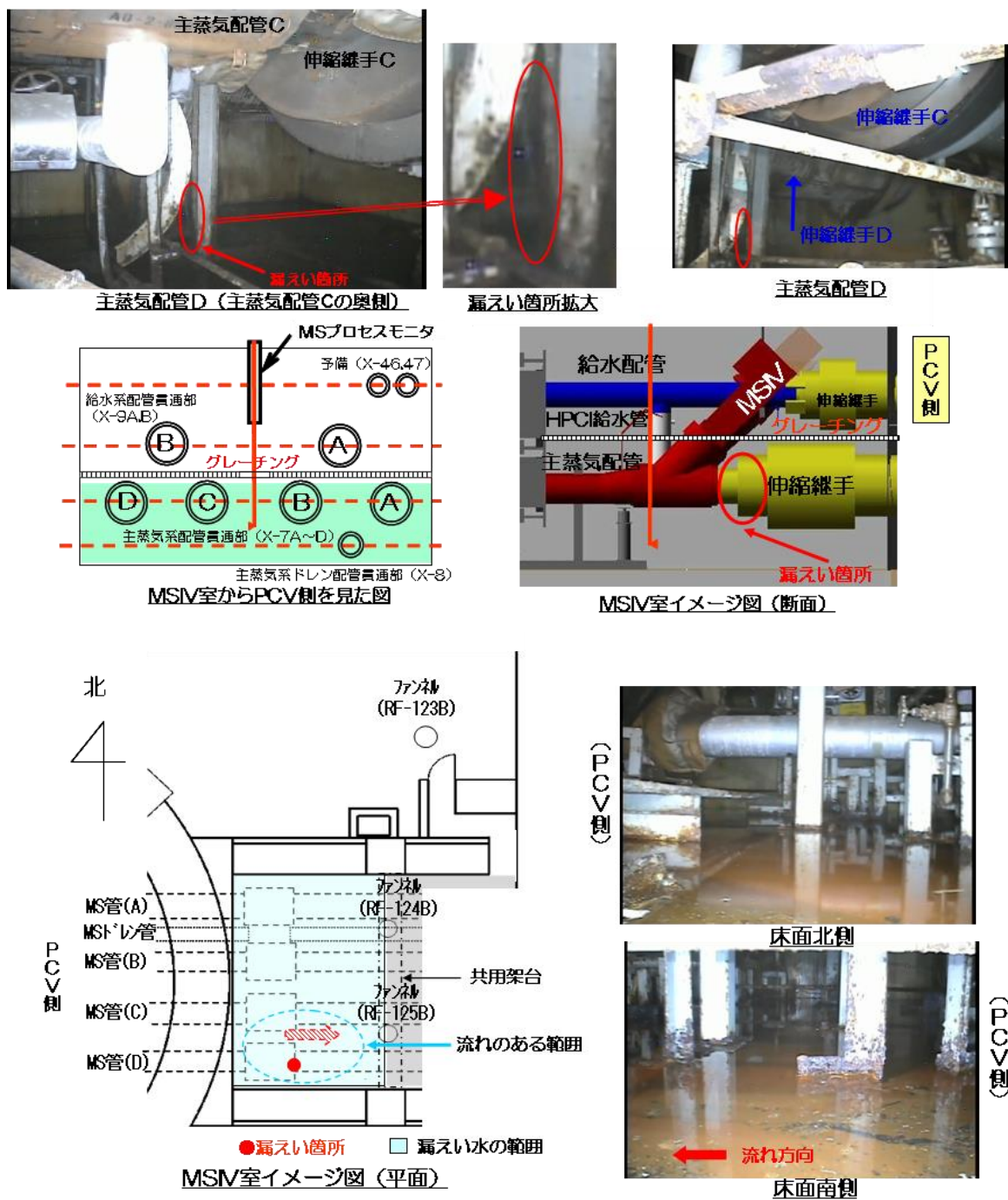


図 4-3 3 号機 MSIV 室内主蒸気配管 D からの漏水の確認

(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平成27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（平成23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部から小型カメラを挿入し、機器ハッチの状況を確認した。図4-4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。

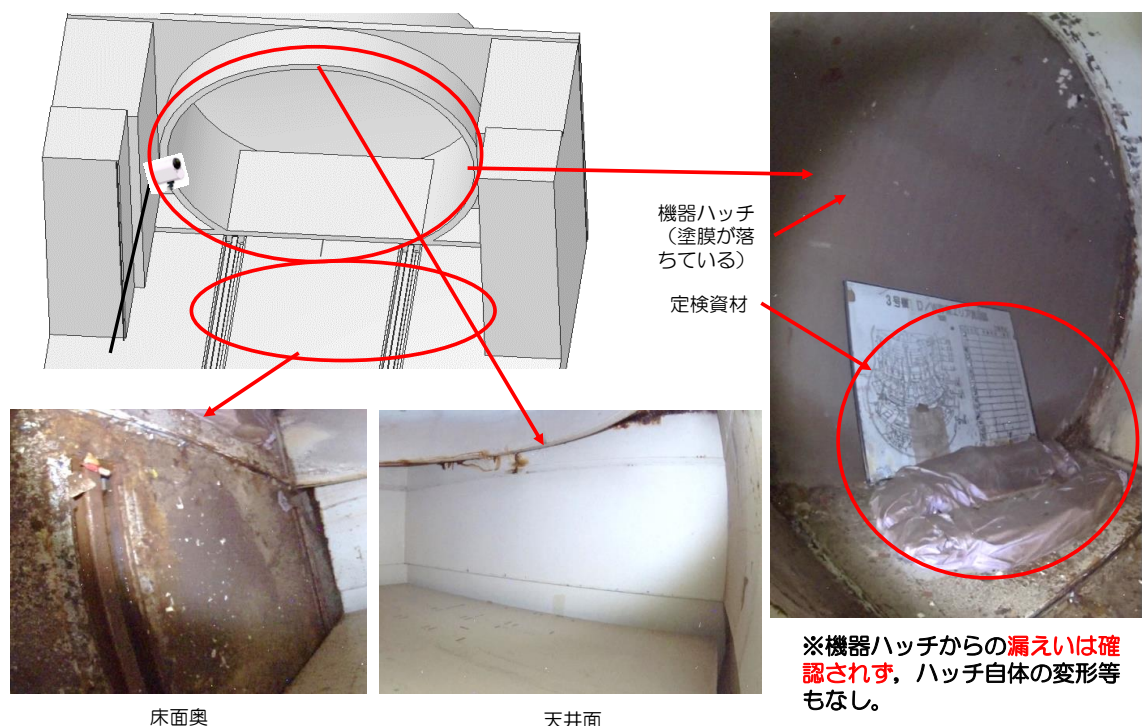


図 4-4 機器ハッチの写真^[37]

[37] 【資料3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第22回事務局会議配付資料、平成27年10月1日

(5) 3号機原子炉格納容器内部調査結果

平成27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4-5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、今回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

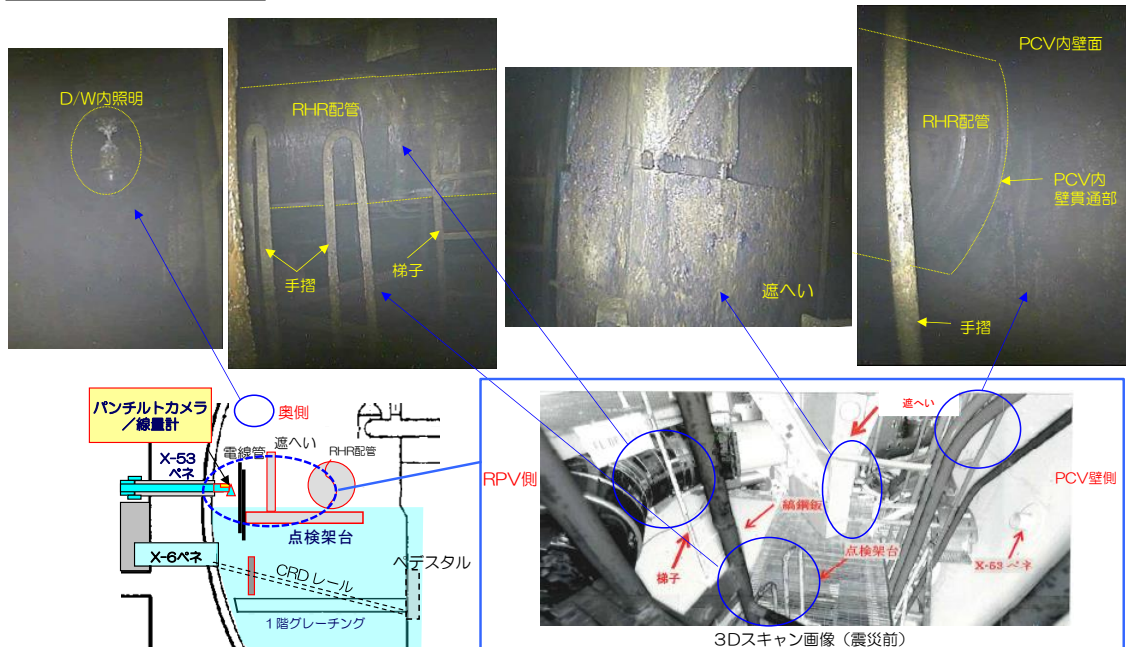


図 4-5 X-53 ペネトレーションから正面方向を撮影した映像^[38]

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4-6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。

[38] 【資料3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第23回事務局会議配付資料、平成27年10月29日

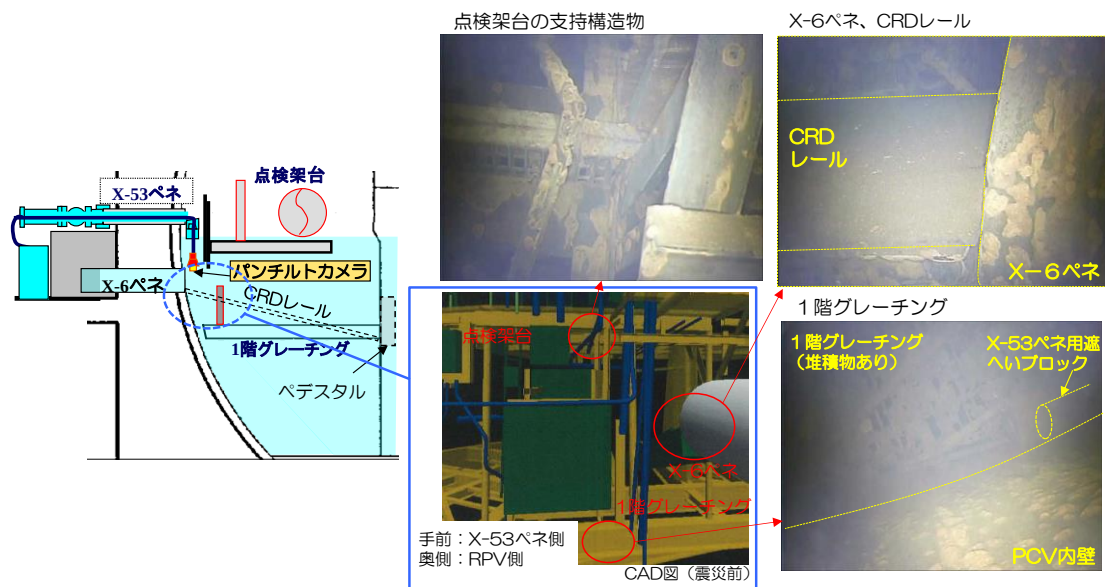


図 4-6 格納容器内滞留水中を撮影した映像^[39]

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、 α 核種も検知されている。

[39] 【資料 3】 個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 23 回事務局会議配付資料、平成 27 年 10 月 29 日

表 4-1 格納容器内滞留水の水質分析結果^[39]

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	γ 放射能濃度 【 Bq/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【 Bq/cm^3 】		2.7E+02	1.6E+02	
	Sr89/90濃度【 Bq/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 α 放射能濃度【 Bq/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【UPDATE】

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、平成27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^[40]。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4-8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4-7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4-8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、⑭）では大きな数値となる傾向が確認された。

[40]【資料3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第24回事務局会議配付資料、平成27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^[41]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。

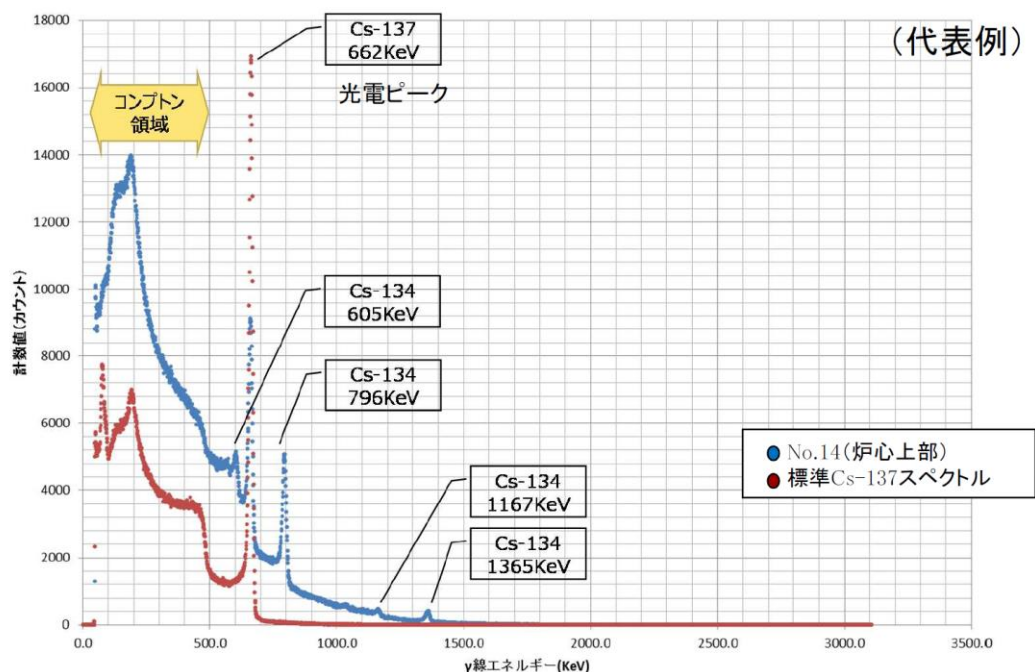


図 4-7 ガンマ線スペクトル測定結果（炉心上部）^[40]

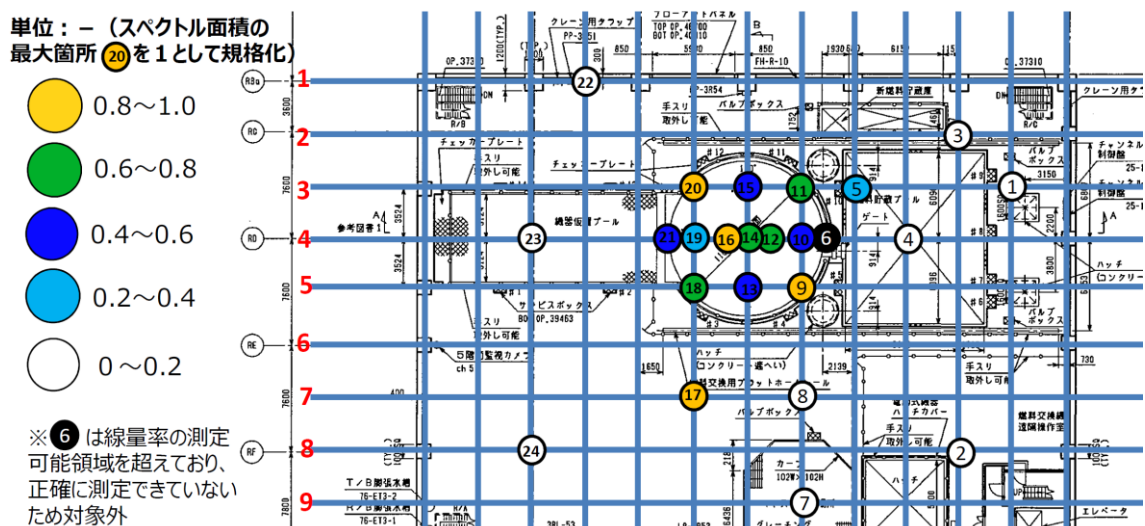


図 4-8 ガンマ線全スペクトルから評価した線量率分布比
（測定点②を 1 とした相対値）^[40]

^[41] 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、平成27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 によるペデスタル内部調査)【UPDATE】

平成 29 年 7 月、水中遊泳式遠隔調査装置（水中 ROV）による、ペデスタル内部のカメラ調査を実施した。調査概要図を図 4-9 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。

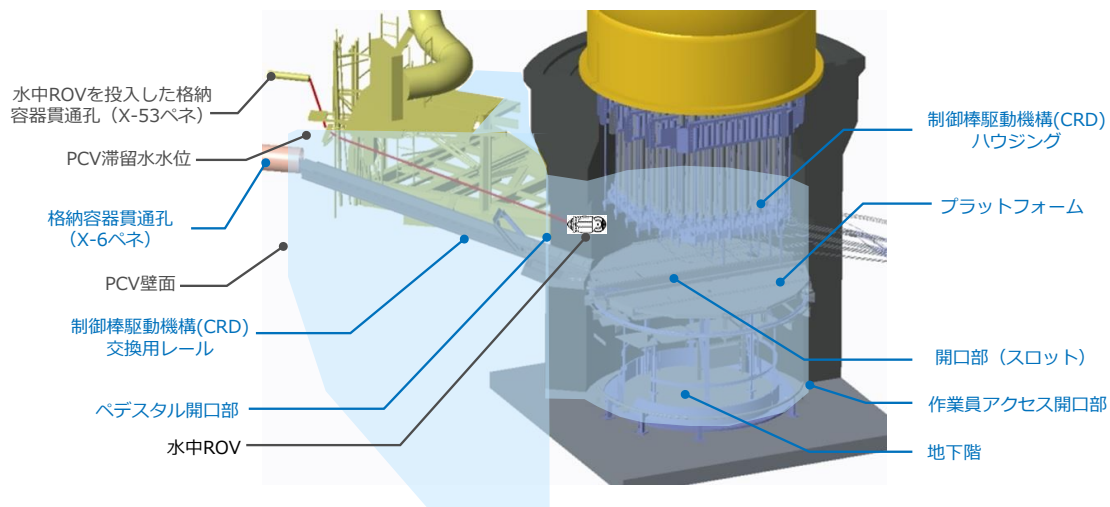


図 4-9 3号機格納容器内部調査概要図^[42]

図 4-10 上に示すペデスタル内の撮影エリア 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 4-11 及び図 4-12 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 4-11）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 4-12）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 4-11 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、ペデスタル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。

[42]【資料 3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 48 回事務局会議配付資料、平成 29 年 11 月 30 日

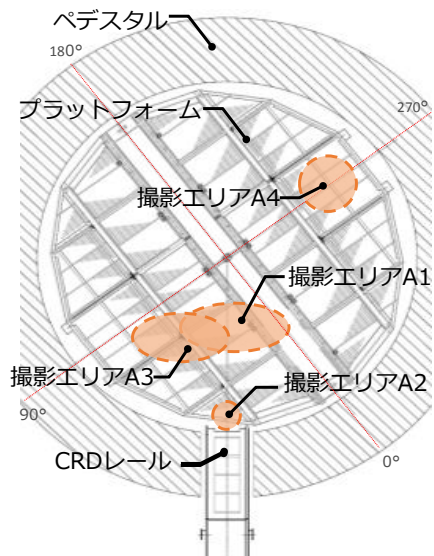


図 4-10 CRD ハウジング
近傍の撮影エリア[42]

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

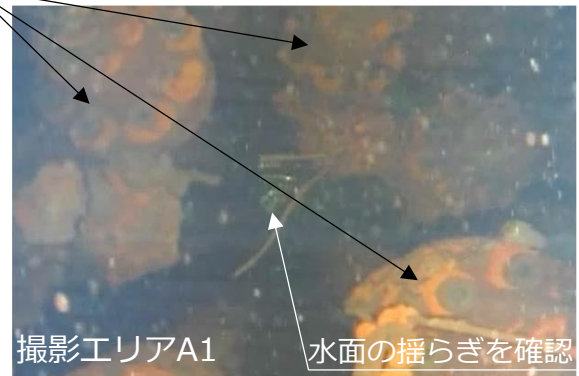


図 4-11 カメラ画像[42]
(CRD ハウジング近傍で撮影された
CRD フランジ面、撮影エリア A1)

撮影エリアA3 <カメラ向き：上方>

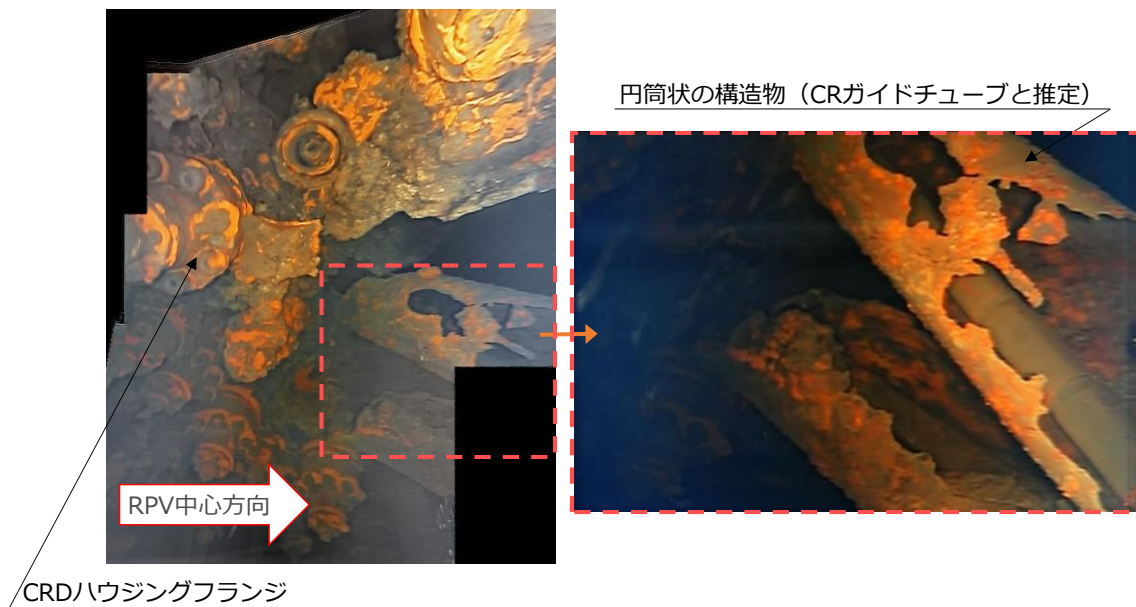


図 4-12 カメラ画像
(CRD ハウジング近傍で撮影された CR ガイドチューブと推定される構造物、
撮影エリア A3) [42]

ペDESTAL内壁面のカメラ画像を図 4-13、図 4-14 に示す。図 4-13 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、原子炉圧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 4-14）。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。

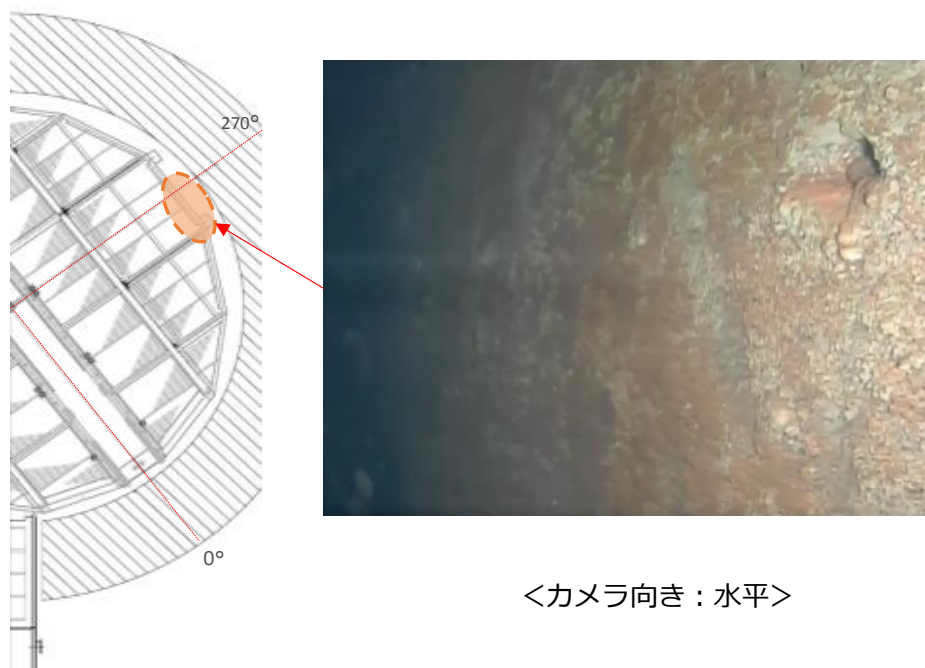


図 4-13 カメラ画像（ペDESTAL内壁面の状況） [42]

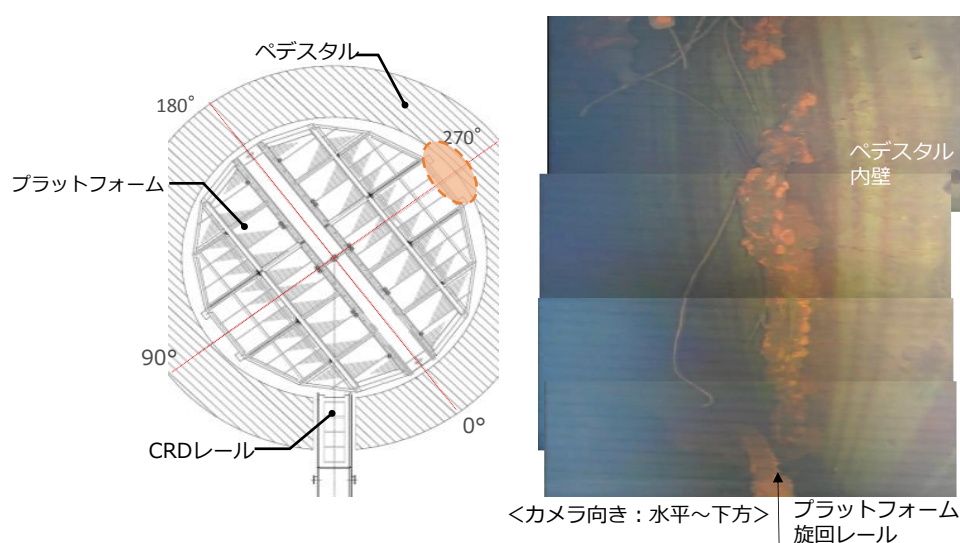


図 4-14 カメラ画像（ペDESTAL内壁面のケーブル） [42]

ペDESTAL内下部で撮影したカメラ画像を、図 4-15、図 4-16 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 4-15）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 4-16）が確認された。また、ペDESTAL内下部では、砂状（図 4-16）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口開口部については、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＞

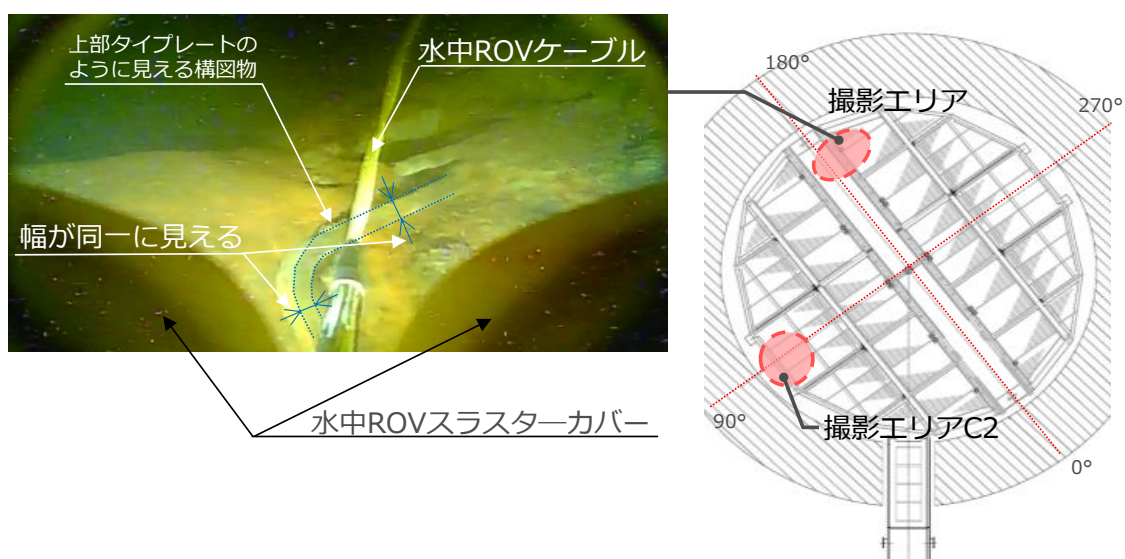


図 4-15 カメラ画像

（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）^[42]

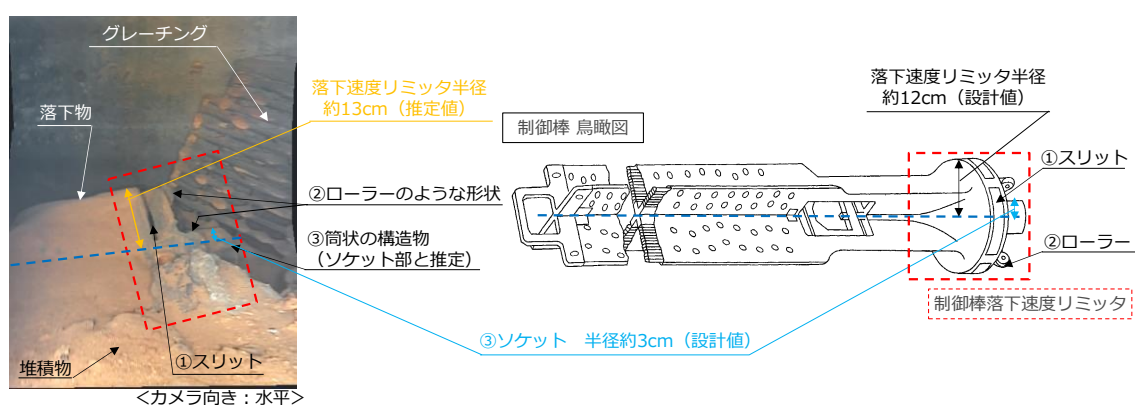


図 4-16 カメラ画像

（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^[42]

(8) 3号機ミュオン測定装置による調査【UPDATE】

平成 29 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 4-17 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 4-18 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。

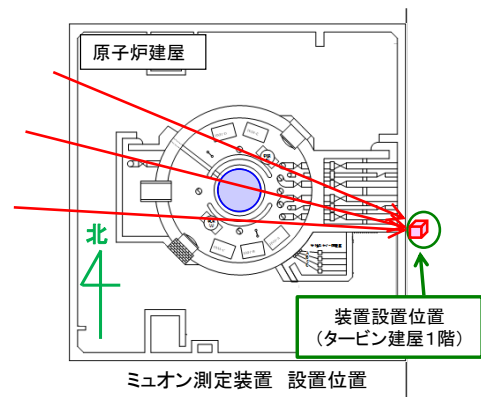


図 4-17 測定装置設置位置^[43]

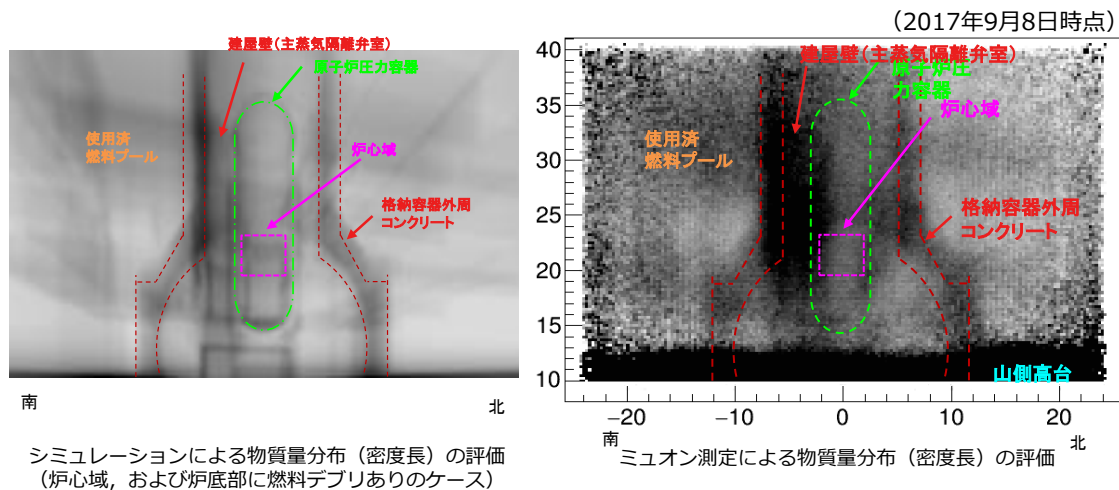
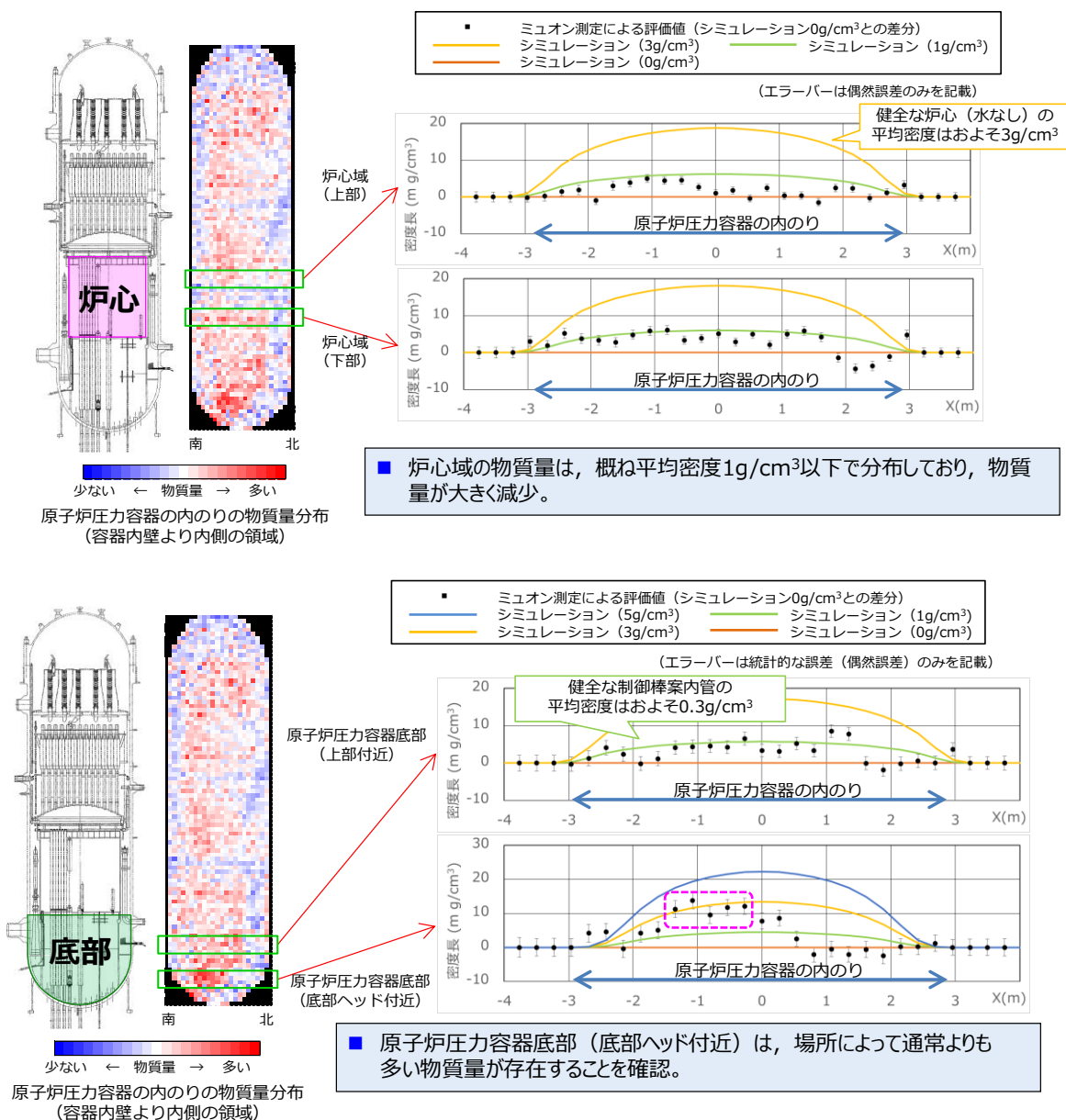


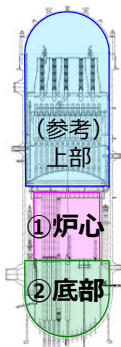
図 4-18 シミュレーションによる物質質量分布（左）及び
ミュオン測定による物質質量分布（右）^[43]

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質量の分布を図 4-19 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（ 3g/cm^3 、 1g/cm^3 、加えて圧力容器底部では 5g/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 4-19 右）。炉心位置では、概ね平均密度 1g/cm^3 以下で分布しており、健全時の炉心平均密度（約 3g/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質量が確認された。圧力容器内各位置での、物質質量の定量評価結果を図 4-20 に示す。炉心

[43]【資料 3】個別の計画毎の進捗状況、廃炉・汚染水対策チーム会合第 46 回事務局会議配布資料、平成 29 年 9 月 28 日

域での物質量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、原子炉压力容器底部の物質量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、原子炉压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。





＜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 4-20 原子炉圧力容器内の物質質量の定量評価結果^[43]