2022年3月に筆者の不注意で編集用pptxファイルを壊してしまい修復中です。修復中 マークの付いたページの＜参照＞＜…に戻る＞等のボタンの本レポート内でのリンクは未修復です。逐次修復していきますが、ご承知おきください。

核燃料デブリの取り出し準備　2024年5月

概要

約880トンと推定される1～3号機の核燃料デブリ（以下、デブリ）参照 の取り出し（準備）に係る当面の目標は、2号機では、2022年度中から2024年10月ごろに延期された数グラム程度のデブリの試験的取り出しです。その後数年間にわたるデブリの性状分析等を経て、2026年度以降に段階的に取り出し規模を拡大するとされています。参照

1・3号機では具体的な目標は決まっていません。1号機では高線量の原子炉建屋（以下、建屋）内部の線源特定のための内部調査 参照 、1・3号機では耐震性に不安のある原子炉格納容器（以下、PCV）の水位 参照 の低減が課題となっています。

また、1～3号機に共通して、2021年に原子力規制委員会委員長に「格納容器の底にあるデブリが、高いところにもあるようなもの」と評されたほどの大量のセシウム137が封じ込められていることが明らかになった、建屋5階のオペレーティングフロアにある3層のシールドプラグ（PCVの上蓋、ウェルプラグとも言う）への対応という課題もあります。参照

【New!】 中長期ロードマップ第6版(2019年12月）マイルストーンの達成状況、および第6版の改訂について（131ページ）

1号機 PCV内（X-2ペネ内扉）サンプル採取計画（368ページ）

3号機原子炉建屋内部調査（432ページ）

【続報・更新】原子炉注水量の低減による1号機PCV水位低下の進捗状況（316ページ）

2号機PCV核燃料デブリの試験的取り出し準備の現状（417ページ）

直近のスケジュール（453ページ）

その他、上記直近のスケジュールによると、3号機では 原子炉格納容器への水位計の追設が完了、圧力抑制室（以下、S/C）内滞留ガスのパージおよびPCV内取水設備によるS/C内包水の水質改善は継続運転中のようですが詳細は不明です。

このレポートは、基本的に表題の年月に東京電力、原子力規制委員会、経済産業省その他から発表された福島第一原発の現況に関する資料の要点などを、できる限り専門用語・略語を排してまとめ、理解に必要な最小限の解説を加えたものです。文中「イチエフ」とは、福島第一原発の略称です。

目次

0　準備作業の進行状況（図）　…03

1　核燃料デブリ　…05

(1) 核燃料デブリとは何か　…06

(2) どのように取り出そうとしているか　…15

(3) 核燃料デブリの取り出しの主な作業項目と作業ステップ　…53

2　初期 (事故処理開始～2015年6月冠水工法の棚上げ示唆)の準備作業　…63

3　中期の準備作業（～「原子炉建屋環境改善の計画」公表）　…70

4　現在進行中の作業（小目次）　…124

(1) 作業等配置模式図　…128

(2) 核燃料デブリ取り出し(準備)にかかる計画　…129

(3) 原子炉格納容器内部調査　…133

(4) 原子炉格納容器内部状態の変更　…255

(5) 原子炉建屋内の環境改善　…333

(6) 原子炉格納容器内部へ　…384

(7) 3/4号機排気筒解体計画　…450

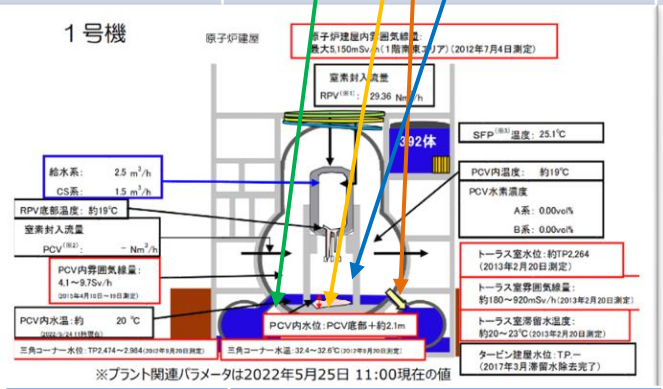
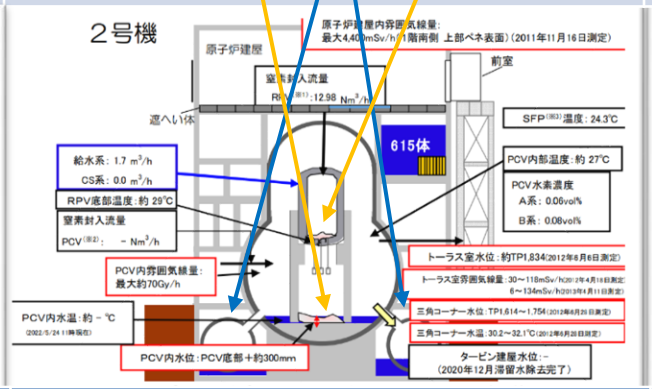
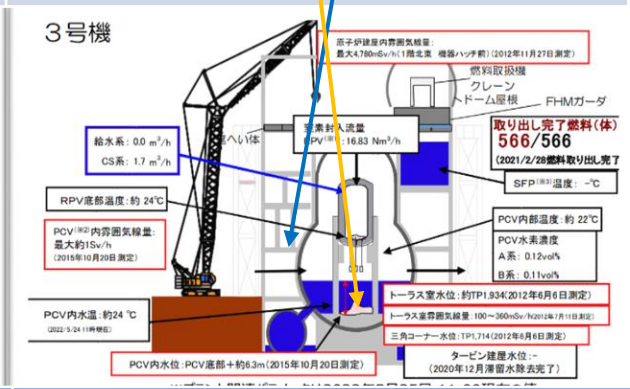
(8) 直近のスケジュール　…453

5　今後の課題と技術開発　…456

用語解説　…486

修復中　マークの付いたページの＜参照＞ ＜…に戻る＞等のボタンの本レポート内でのリンクは未修復です。。

0　核燃料デブリ(以下、デブリ)の推定位置および取り出し準備作業の進行状況

推定されているデブリの位置・広がり	大部分が、圧力容器から落ち、格納容器に移行、床コンクリート(2.6 m厚)を深さ0.65m(次ページ※1) ～2.6 m(※2)まで侵食??? 参照	ある程度の割合でデブリが、原子炉圧力容器と原子炉格納容器の両方に存在する 参照	大部分が、圧力容器から落ち、格納容器に移行した
確認または推定されている格納容器の損傷個所	サンドクッションドレン管(2013年11月)　圧力抑制室上部(X-5E近傍)真空破壊ライン(2014年5月)　ペデスタル開口部周辺コンクリート脱落(2022年5月)	トーラス室	主蒸気配管 D の格納容器貫通部(2014年5月)
			
最新の作業	水中ROVによる原子炉格納容器内部調査(進行中)	原子炉格納容器内部調査・核燃料デブリ試験的取り出し準備(ロボットアーム性能試験及び改良、X-6 ペネ前隔離部屋の不具合対策)	原子炉格納容器水位低下のための取水設備の試運転及び系統試験 内包水のサンプリングに戻る
課題、懸念	原子炉格納容器損傷の拡大 圧力容器ペデスタルコンクリートの脱落	原子炉格納容器内部調査・核燃料デブリ試験的取り出し準備 1・3号機水位は、2021年2月から流動的	原子炉格納容器損傷の拡大 原子炉格納容器の耐震性
次のステップ		原子炉格納容器内部調査および核燃料デブリ試験的取り出し(2022年以降開始予定)	原子炉格納容器の水位低下

小目次に戻る
現在の到達点へ戻る
概要に戻る

出典：

廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第27回)2016年2月25日資料「研究開発プロジェクトの進捗状況及び次期計画の方向性」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/pdf/0225_4_3a.pdf
※1　2011年11月30日東京電力「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について」
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_111130_09-j.pdf
※2　ＮＨＫスペシャル　2017年3月12日　メルトダウン６▽原子炉冷却１２日間の深層～見過ごされた危機
https://www.nhk-ondemand.jp/goods/G2017077173SA000/?
原子力損害賠償・廃炉等支援機構「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の 廃炉のための技術戦略プラン 2016 概要版」
https://dd-ndf.s2.kuroco-edge.jp/files/user/pdf/strategic-plan/book/20170322_SP2016OV.pdf
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID) 一般財団法人 エネルギー総合工学研究所 (IAE)2016年10月4日
「解析・評価等による 燃料デブリ分布の推定について」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/10/20161004.pdf
「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」2013年11月28日東京電力
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/131128/131128_01nn.pdf
「福島第一原子力発電所１号機Ｓ／Ｃ(圧力抑制室)上部調査結果について 」2014年5月27日東京電力
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140527_06-j.pdf
国際廃炉研究開発機構「福島第一ミュオン透過法による原子炉調査」
http://irid.or.jp/_pdf/20150714_3.pdf
「ペデスタル外側_1階グレーチング上調査(Ｂ１調査)現地実証試験後の追加確認結果について」2015年4月20日東京電力
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150420_02-j.pdf
東京電力2015年10月29日「１号機原子炉建屋１階 TIP室、主蒸気弁室、エアロック室調査について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/1029_3_3b.pdf
廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第25回)2015年12月24日資料
「１号機原子炉建屋１階小部屋※調査のうち 主蒸気弁室、エアロック室調査結果について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/1224_3_3b.pdf
「福島第一原子力発電所 2号機トーラス室壁面調査結果について(研究開発の実証試験報告)」2014年5月27日東京電力
http://irid.or.jp/_pdf/gengorov_trydiver.pdf
東京電力2016年7月28日「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」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/07/3-03-02.pdf
第39回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2017年2月23日資料東京電力「2号機原子炉格納容器内部調査について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/02/3-03-02.pdf
東京電力2014年5月29日「3号機 主蒸気隔離弁(MSIV)室内 調査結果について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/0529/140529_01_036.pdf

概要に戻る

1　核燃料デブリについて

概要に戻る

(1) 核燃料デブリとは何か？

① デブリとは何か？

核燃料デブリ(以下、デブリ)とは、全電源喪失による核燃料冷却システムの停止の結果、使用済み核燃料(次ページ参照)が高熱により溶け落ち、ジルコニウム被覆管、原子炉構造材のステンレス鋼、コンクリート、制御棒材料、さらには冷却のために注水された海水成分等と反応し、再び固まったものです。
大量の放射性物質を含んでおり、それらは様々な化学形態を持つと予想されています。 おさらいへ戻る

② デブリの量は？

1号機～3号機のデブリの総量は、当初 600 トン超と推定されていましたが、その後改良され続けている事故進展解析コード(MAAP 、SAMPSONなどがある。例えば MAAP(Modular Accident Analysis Program) は、米国電力研究所が所有する過酷事故解析コードであり、事故時の原子炉圧力容器および格納容器内の熱水力・核分裂生成物挙動を一貫して評価し、デブリの存在位置、存在量及び組成等の炉内状況を推定する) 臨界評価に戻る
による評価結果、実機調査データ(ミュオン測定、PCV内部調査)、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)評価などにより、総計880 トンと推定されています。

おさらいへ戻る 現在の到達点へ戻る

出典：原子力損害賠償・廃炉等支援機構2015年4月30日「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2015～2015年中長期ロードマップの改訂に向けて～」
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150430_14-j.pdf
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID) 一般財団法人 エネルギー総合工学研究所 (IAE)2016年10月4日「解析・評価等による 燃料デブリ分布の推定について」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/10/20161004.pdf

概要に戻る

(参考)「使用済み」核燃料に含まれる放射性元素の性質

核燃料を使用するとプルトニウム、ストロンチウム90などの核分裂生成物(質量数90付近と140付近にピークをもって幅広く分布しており、原子番号30番台から60番台の元素がすべて含まれます。40種ほどの元素を雑多に含むため、化学的には複雑で取り扱いもむずかしい)、およびネプツニウムなどの超ウラン元素(ウランよりも原子番号が大きい元素)を大量に生じ核燃料の中にたまっていきます。そしてこれらの元素は物理的に不安定で、放射線と崩壊熱を放出しながら変化を続けます。これらの現象を放射性壊変と言います。
核分裂生成物では、多くの場合ガンマ線を放出します。半減期は1日に満たないものが多いのですが、数年から数千万年といったものもあります。超ウラン元素は、鉛の安定同位体になるまでアルファ崩壊などを繰り返します。アルファ線は放射線としては粒子の質量が重いために飛程が短く、そのうえエネルギーも高いので、体内被曝の影響が非常に大きいものです。また半減期の長い核種が多くなっています。

原子炉から取り出した直後の燃料棒の放射能は、使用前の一億倍にもなるとも言われます。
使用前の燃料の放射能はウランによるものだけですが、「使用済み」核燃料には、核分裂生成物と超ウラン元素の放射能が加わります。
また、取り出して1年後の使用済み(核)燃料1トンに含まれる放射性核種のうち30種近くの放射能量が、それぞれの核種についての一般人の年間摂取限度の1億倍を超えており、これらを合計すると数十兆倍にもなるとも言われています。

(筆者注:「出典2には「合計すると数十兆倍にもなる」とありますが、1億の30倍では数十兆になりませんが、その根拠は書かれていません)
時間とともに、放射能は低下していきますが、再処理される時点でも、使用前の十万倍以上とされています。安定な原子核になるまで、放射性壊変は続きます。放射性壊変を人は止めることはできません。

「使用済み」核燃料の放射能が使用前の燃料棒と同程度になるには、少なくとも100万年はかかると考えられています。

参照文献及び図版出典：ATOMICA軽水炉の使用済み(核)燃料 **(04-07-01-02)**
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=04-07-01-02
藤村陽、石橋克彦、高木仁三郎「高レベル放射性廃棄物の地層処分はできるか Ⅰ」『科学』2000年12月号pp1064-1072(岩波書店)
http://geodispo.s24.xrea.com/katudo/IwanamiKagaku/kagaku2000_12.html
原子力教育を考える会「よくわかる原子力」
http://www.nuketext.org/mansion.html

概要に戻る

③　核燃料デブリの危険性

a. 核燃料デブリ(以下、デブリ)は使用済み核燃料です

デブリの本体は使用中の核燃料が溶融したものです。ですから使用前より際立って高い放射能など基本的には使用済み核燃料の性質を持っています(前ページ参照)。

b. 放射性物質の環境中への放出

注水冷却が停止すると、原子炉圧力容器及び格納容器内のデブリ等の温度が上昇し、気化、あるいは熱による原子炉の破損により、放射性物質が環境中に放出されることが考えられます。

しかし、デブリの崩壊熱減衰等によって、原子炉注水系の異常時における被ばくリスクが大きく低減しており、今後も、デブリの崩壊熱は減衰していくため、注水冷却が故障した時のリスクは低減する方向にあるとされています。

おさらいへ戻る

c. 水素爆発

デブリの放射線が冷却水を分解することにより発生する水素の濃度が可燃限界に達し水素爆発を起こすことが想定されますが、原子力規制委員会は、原子炉圧力容器及び格納容器に窒素を連続的に封入することにより、その雰囲気中の水素濃度を可燃限界以下に保てているとしています。原子炉圧力容器もしくは格納容器内で水の放射線分解により発生する水素が、窒素供給の停止から可燃限界の水素濃度に至るまでの時間的余裕は100時間以上と推定されており、水素爆発のリスクは十分小さいものと考えられます。さらに、東京電力の「施設運営計画に係る報告書(その1)(改訂2)(平成23年12月)」では、この時間余裕は約30時間と推定されており、デブリの崩壊熱減衰によってリスクは低減しているとしています。

概要に戻る

d. 臨界事故

まず臨界事故とは何かということについて、公益財団法人環境科学技術研究所のホームページの環境研ミニ百科第60号

http://www.ies.or.jp/publicity_j/mini_hyakka/60/mini60.html

からの引用でおさらいをします。

まず、臨界事故とは何かを説明します。

原子炉の燃料として使用できる物質を核燃料物質と言い、その代表的なものがウラン化合物です。天然ウランはウラン-238(99.3%)とウラン-235(0.7%)から成っており、通常は燃料に使うには、核分裂しやすいウラン235の比率を3～4%程度に高めた濃縮ウランにします。1個の核分裂で多くの場合2個の核分裂片(このほとんどが放射性の核分裂生成物になる)、平均で2.5個の中性子、およびガンマ線などの放射線が飛び出します。その中性子のうちの1個が周囲の核燃料物質で次の核分裂を起こし、そこで生まれた中性子のうちの1個がまた次の核分裂が起こすといった具合に核分裂連鎖反応が起こり、周囲に十分な量があると連鎖反応が持続します。それ以下では連鎖反応が持続しないぎりぎりの量を臨界量といいます。臨界量は、その核燃料物質の組成、ウランの濃縮度、集合の形などによって変わります。同じ体積では球が表面積が最小で、中で生まれた中性子が外に逃げ出す割合も最小ですから、同じ核燃料物質では球状の集合体が最小量で臨界になります。同じ形の集合体では、例えば、その周囲を水の層で囲むと、集合体から逃げ出す中性子の何割かが集合体の中に跳ね戻され核分裂を起こす助けになるので、水層がないときよりも少ない量で臨界になります。ちょうど臨界量のときには時間とともに核分裂が発生する割合は一定ですが、臨界量を超えると核分裂発生率(単位時間内の核分裂数)が増え続け、臨界量を大きく超えると爆発的に増加します。

中性子検出器に戻る
(次ページに続く)
非溶解性中性子吸収材に戻る
概要に戻る

（中略）核燃料物質が予想外の原因で制御不能なまま臨界量を超えて事故になることを臨界事故と言います。

（筆者注：アンダーラインは筆者による）

核燃料物質が何らかの原因で臨界量を超えて核分裂連鎖反応を起こし、放射性の核分裂生成物の生成、およびガンマ線などの放射線の放出が制御できなくなるような事態が臨界事故です。

e. イチエフの核燃料デブリにおける臨界

一般に、核物質間の距離が近いほど核反応は起こりやすく、溶融した核燃料デブリ(以下、デブリ)の内部の核物質間の距離を測ることが重要です。しかし、東京電力の「施設運営計画に係る報告書(その1)(改訂2)(平成23年12月)」においては、イチエフのデブリでは、原子核分裂の連鎖反応が一定の割合で継続する臨界に至る可能性は極めて低いと考えられているようです。また、デブリ形状等について不確かさを考慮した推定がなされており、臨界の可能性は低いとされています。実際に、ガス放射線モニタにより短半減期核種の放射能濃度を連続的に監視する中で、これまで臨界の兆候は確認されておらず 原子炉の状態レポート7ページ参照 、これらを踏まえると、デブリの形状等については十分に把握できていないものの、デブリの配置等に大きな変化が生じない限り、臨界となることはないと考えられています。

しかし、将来のデブリ取り出し工程の際には、デブリ形状等が大きく変化する可能性があることから、十分に臨界管理を行いつつ、作業を進めていく必要があるとされています。

残された課題へ戻る　おさらいへ戻る　臨界評価手法の整備に戻る　統計的臨界評価に戻る　臨界管理技術に戻る

出典：原子力規制委員会「Ｉ 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価」
https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11126546/www.nsr.go.jp/data/000025786.pdf

概要に戻る

f. なぜ核燃料デブリを取り出そうとするのか

2011年3月にメルトスルー事故を起こしたイチエフについて、同年12月、原子力災害対策本部 政府・東京電力中長期対策会議は住民が帰還し生活できるような廃止措置に向けて必要な措置を取っていくことを明らかにしました。

また、発電用原子炉の廃止について、「**核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律**」**第43条の3の33**、及び「**実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則**」**第119条**は、発電用原子炉を廃止するためには

一　廃止措置計画に係る発電用原子炉の炉心から使用済燃料が取り出されていること。

二　核燃料物質の管理及び譲渡しが適切なものであること。

三　核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の管理、処理及び廃棄が適切なものであること。

四　廃止措置の実施が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上適切なものであること。

と定めています。

この意味で、イチエフを廃止するためには、1～3号機の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器から核燃料デブリ(以下、デブリ)を取り出さなければなりません。おさらいへ戻る

つまりデブリの取り出しは、現在の、国の、住民が帰還し生活ができるような福島第一原子力発電所の廃炉政策の根幹に位置していると言えます。

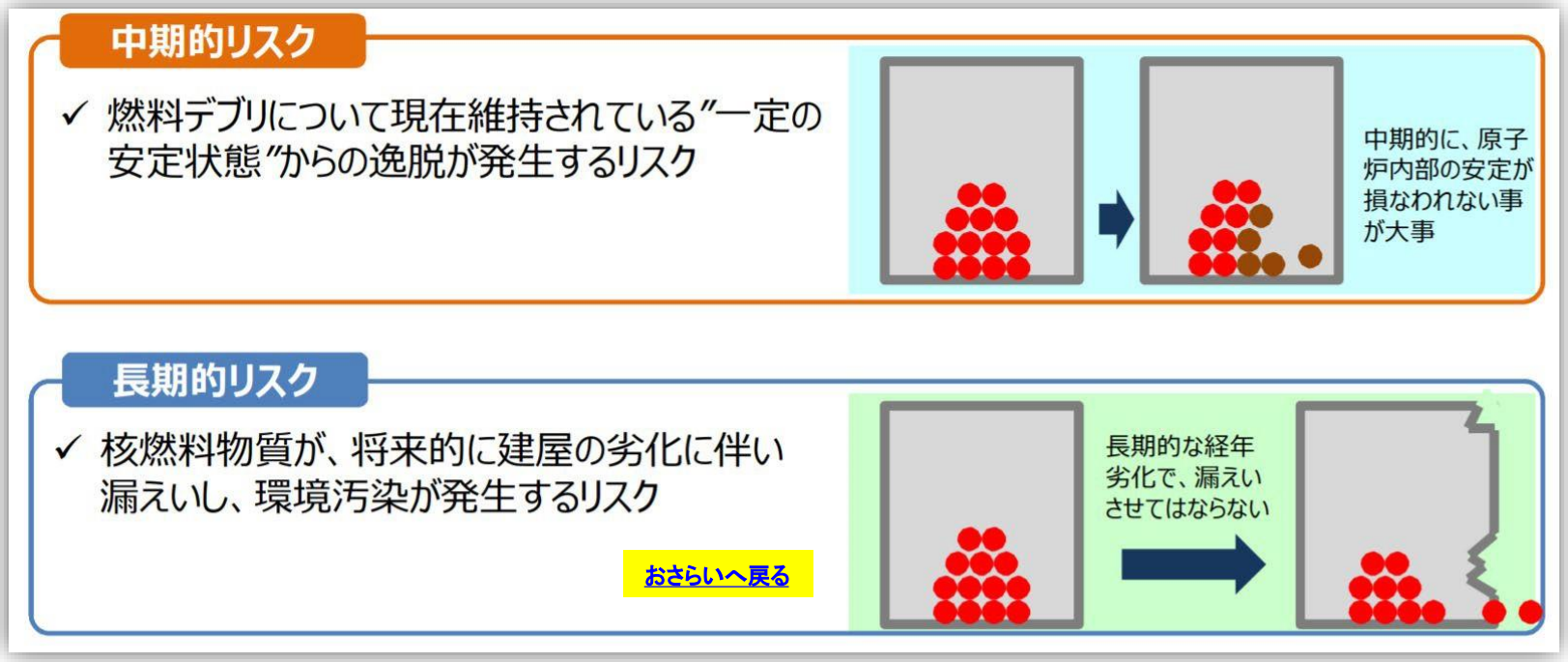
なお、福島第一原子力発電所1号機～4号機は2012年4月19日付で、5～6号機は2014年1月31日付で、電気事業法上の発電用原子炉としては廃止されていますが、イチエフの廃炉作業を規制する「福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画」には廃炉の内容について格段の定義はなく、上記の規則の廃止措置の内容が踏襲されているようです。

(本ページを含め4ページ続きます)

出典：　2011年12月21日 原子力災害対策本部
「東京電力(株)福島第一原子力発電所１～４号機の 廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」(第1版)
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/111221_01b.pdf
2014年1月31日　東京電力「お知らせ 2014年　お知らせ福島第一原子力発電所５号機および６号機の廃止について
https://www.tepco.co.jp/news/2014/1233951_5918.html

概要に戻る

使用済み核燃料、使用済み核燃料でもある核燃料デブリとも半減期の極めて長い放射性核種、核分裂生成物を大量に含み、損傷した原子炉建屋や格納容器の経年劣化を考えると、危険でありそのままにはできないのです。



図版出典：2017年7月31日　第14回廃炉・汚染水対策福島評議会説明資料　原子力損害賠償・廃炉等支援機構
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電の廃炉のための技術戦略プラン2017 要旨(案)について」
（リンク切れ）http://www.dd.ndf.go.jp/jp/activity-report/lecture/pdf/20170731_siryo3-1.pdf

概要に戻る

そしてこの核燃料デブリ(以下、デブリ)を取り出すために、「5　テーマ別の取り組みの状況(2)　格納容器内部の状況、デブリの性状・分布の把握 ① 経過」 参照 でレポートしている通り、2013年頃から、燃料デブリおよび周辺の構造物の状況を把握するための原子炉格納容器内の調査が積み重ねられてきました。その結果、燃料デブリの圧力容器から格納容器への漏出、圧力容器の土台(ペデスタル)の外側への拡がり、格納容器の損傷・構造健全性への不安といった、事故直後の予想を上回る困難な事態が明らかになってきました。

ようやく落ち着きを見せ始めた感がある汚染水問題も燃料デブリを取り出すか、格納容器内で完結した循環注水冷却システムを構築するか、注水冷却をやめて地下を含めて石棺化するまでは最終的には解決しません。

燃料デブリの取り出しについては、技術的な困難性から、その実現の困難性を指摘する声も聞かれ、廃炉・汚染水対策福島評議会事務局は2015年3月のパンフレットの3ページで、建物カバー(石棺)も検討すべき「廃炉」の最適な方法の一つとして図示しています。

2016年2月20日のNHK NEWS WEBによると、原子力規制委員会の更田委員(当時)は19日のイチエフ視察時の記者会見で、燃料デブリを「取り出すことがよいかも含めて検討する必要があると思う。取れるだけ取って、残りは固めるなどいろいろな選択肢がある」などと述べ、今後の調査の結果によっては取り出さない選択肢も検討する必要があるという考えを示したとのことです。

参照1　参照2　両トップの発言へ戻る　取り出しの行方へ戻る

出典：「福島第一原発は石棺で封じ込めるしかない」
https://www.youtube.com/watch?v=DrLFNQpsv_g
廃炉・汚染水対策福島評議会2015年3月「「福島第一原子力発電所」の現状と廃炉に向けた取り組み」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/fukushimahyougikai/2015/pdf/150409_01j.pdf

概要に戻る

一方、共同通信は、「原子力損害賠償・廃炉等支援機構の山名元(はじむ)理事長が2016年4月11日、福島県いわき市で開かれた東京電力福島第1原発の廃炉に関する国際フォーラム閉幕後に記者会見し、廃炉で最も困難とされる核燃料デブリ(事故時に高熱によって溶け原子炉内の構造物と混ざり合った核燃料)の取り出しについて「全部取り出すのが基本。その信念は変えることはない。チェルノブイリ原発のような石棺では何の答えにもならない」との考えを改めて示した。」と配信しています。 取り出し準備の経過へ戻る　両トップの発言へ戻る

2016年7月13日、原子力損害賠償・廃炉等支援機構が「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2016」を公表しました。その中に、「石棺方式」という言葉とともに、中長期のリスク低減の取り組み(＝現行の核燃料デブリ(以下、デブリ)を全量取り出すという方針)を「今後明らかになる内部状況に応じて柔軟に見直しを図ることが適切である」という一文があり、これに福島県知事等が反発・抗議し、経済産業相の指示により機構が20日、この一文を削除するという一連の動きがありました(下記出典に示したアドレスは削除後のものです)。2015年6月の「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」改訂で全体的な安全重視に舵を切った時点である程度予想されたこととはいえ、現在の福島県の浜通りの復興プランの全ては使用済み核燃料でもあるデブリを完全撤去した廃炉を前提としており、デブリの一部でも残した形での廃炉と、完全撤去の場合の廃炉と、地域環境・社会に与える異同を明らかにしておく必要があると思います。

出典：2016年7月13日 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2016」
https://dd-ndf.s2.kuroco-edge.jp/files/user/pdf/strategic-plan/book/20170322_SP2016FT.pdf
2015年6月12日 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（第4版）
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_4_1c.pdf

概要に戻る

(2) どのようにして核燃料デブリを取り出そうとしているのか

① 冠水工法から継続的なリスク低減活動へ、そして、「ステップ・バイ・ステップ」へ

a. 冠水工法

イチエフの廃炉計画の工程表である「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」(以下、ロードマップ)の2012年の第2版の20ページには、デブリの取り出し方について「スリーマイル島原子力発電所2号機事故処理(米1979以降)で採用された方法と同様に、放射線遮へいに優れた水中でデブリを取り出すことが最も確実な方法であると考えられる」と書かれています。参照

b. 継続的なリスク低減(気中工法の併記)へ

2013年頃から、デブリおよび周辺の構造物の状況を把握するための原子炉格納容器内部調査の取り組みが開始され、デブリの取り出しに係る事故直後の予想を上回る困難さが明らかになってきました。

また、2014年には経済産業省所管の認可法人原子力損害賠償支援機構が原子力損害賠償・廃炉等支援機構に改組され、廃炉の実施の管理、廃炉の実施に必要な技術に関する研究及び開発、助言、指導及び勧告が目的に加えられました。

原子力損害賠償・廃炉等支援機構の技術的提言を受けた2015年のロードマップ第4版では、イチエフの廃炉活動は「放射性物質によるリスクから、人と環境を守るための継続的なリスク低減活動」と位置付けられ、「水を用いない遮へい技術を適用した取り出し工法など、冠水工法以外の工法について、成立性に関する情報が得られた」とし、冠水工法に加え、気中工法についても実現のための技術開発をしていくことになりました。

「大規模取り出しに向けて」についてに戻る　残された課題へ戻る　取り出しの行方へ戻る

出典：2013年6月27日原子力災害対策本部 東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議
「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」 (第3版)
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/t120730_02-j.pdf
廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議2015年6月12日
「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」 (第4版)
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_4_1c.pdf

概要に戻る

②　さらに、「ステップ・バイ・ステップ」(冠水工法の棚上げと気中工法―横アクセスの採用)へ

錯綜する方針と工法

核燃料デブリ(以下、デブリ)の取り出し方針の決定に向けての動きは錯綜した状況に見えます。
ロードマップ第4版では、2017年夏に取り出し方針を決定、2018年度の上半期に最初に取り出しにかかる号機の取り出し方法を決定、2021年度には最初の号機で取り出しを開始するとされています。
水中ロボットによる3号機格納容器の内部調査 参照 によって、初めてデブリとおぼしきものが映像でとらえられたとはいえ画像等の解析はこれからであり、さらに、原子力損害賠償・廃炉等支援機構がデブリの取り出しの開始に必要としている、デブリの三次元プロファイルの取得・落下構造物・広い範囲の線量分布の把握、デブリ試料の採取などはすべてその先の課題です。
2017年5月22日の第53回特定原子力施設監視・評価検討会では、東京電力が2018年度以降に実施を予定する調査(次ページ参照)でようやくデブリ取り出しに直接必要な情報が得られるような現状で、この夏にどのように号機ごとのデブリ取り出し方針が決定できるのかという疑問が示され、議論の末、「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針決定の時期はロードマップ上2017年夏とされている以上、この夏決めざるを得ない。しかし、そこで決められる方針は、現在取得できている情報からは工学的に変更できないような確定的なものにはなりえず、今後の格納容器内部調査の進展によってなされる手直しを前提としたものになる」ということで了解されたようでした。

「大規模取り出しに向けて」についてに戻る

(本ページを含め5ページ続きます)

出典：廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議2015年6月12日
「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」 (第4版)
https://warp.da.ndl.go.jp/collections/content/info:ndljp/pid/11067906/www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/hairo_osensui/pdf/20150612_01a.pdf
原子力損害賠償・廃炉等支援機構2017年11月15日「第 20 回 燃料デブリ取り出し専門委員会 議事要旨」
https://dd-ndf.s2.kuroco-edge.jp/files/user/pdf/tech-committee/pdf/sum/20171115fdrecsum.pdf
特定原子力施設監視・評価検討会(第５３回)資料４　2017年5月22日東京電力資料「原子炉格納容器内部調査の計画について」
https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images1/handouts_170522_04-j.pdf
第53回特定原子力施設監視・評価検討会(平成29年05月22日)
https://www.youtube.com/watch?v=vM5llgDLV5o

概要に戻る

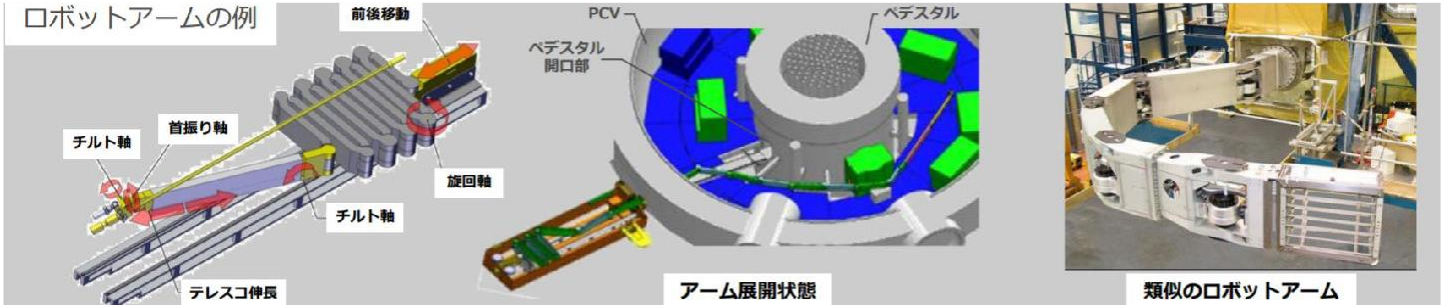
（参考：東京電力が2018年度以降実施を予定している核燃料デブリ取り出しのための格納容器内部調査の概要）

東京電力によれば、2018年度以降、格納容器に大きな開口を設け、ロボットアームや大型のロボット等を用いて、ペデスタル内外の状況を従来よりも広範囲に精度良く調査できるよう検討しているとのことです。

その調査では、核燃料デブリ(以下、デブリ)取り出しに直接必要な以下のような情報の取得を目指すということです。

取り出しに必要な情報	調査項目	備考
デブリの3次元プロファイル	・ペデスタル内外のデブリの寸法・形状・分布・デブリの形態(粒状、塊状) ・地下階デブリの冷却状態 ・デブリの格納容器外殻への接触(シェルアタック)の有無	・デブリ取り出し工法の検討と作業時の安全措置の検討に必要となる情報
落下構造物	・制御棒駆動機構(CRDハウジング)等の落下物の形状・分布	・デブリ取り出し工法の検討と作業時の安全措置の検討に必要となる情報
その他	・線量率分布	・デブリ取り出し工法の検討や炉内状況把握の基本となる情報

画像解析の結果へ戻る



出典：特定原子力施設監視・評価検討会(第53回)資料４　2017年5月22日東京電力資料「原子炉格納容器内部調査の計画について」
https://www.nsr.go.jp/data/000189685.pdf

概要に戻る

しかし、2017年7月25日には経済産業相が、「3号機の調査で貴重な情報が得られた。9月を目途に取り出し方針を決定したい」と述べるとともに、経済産業省の外局である原子力損害賠償・廃炉等支援機構(以下「機構」)が冠水工法を採用せず、3基とも核燃料デブリ(以下、デブリ)の周辺だけを水に浸す「気中工法」を軸に検討しているという報道がありました。

一方、7月27日に東京電力の増田廃炉・汚染水対策最高責任者(当時)は記者会見後の質疑で、3号機でのデブリの目視は大きな一歩だが格納容器内部の状況が詳しく分かっていない状況に変わりはなく、デブリが目視できたからといって突然工法が変わるということにはつながらない。とくに1号機の格納容器内部の壊れ方がほとんどわかっていない現状で取り出し方針の決定も難しい。取り出し方針はこの夏、機構が中心に決定するが、工法の決定は来年度である。ロードマップに示されたマイルストーンは尊重されなければならないが、初めに工程ありきでは安全に廃炉を進められないと述べています。

一方、31日の廃炉・汚染水対策福島評議会では、機構は、これまで取り出し工法の有力な候補であった完全冠水工法を棚上げし、3基ともデブリの周辺だけを水に浸す「気中工法」で、かつ格納容器底部の横側からのアクセスでのデブリの取り出しの実現性の検討を先行させる方針を示しています。

なお、横アクセスの気中工法については、その安全な実現に必要な放射線の遮へい、ダストの飛散抑制、横アクセスに必要な技術的要件に係る開発のほとんどはこれから着手される段階です。

出典：2017年7月25日共同通信「9月に核燃料の取り出し方針決定福島第1原発、ロボット調査」
（下記のリンクは削除されたようです）
https://this.kiji.is/262419532807112181?c=39546741839462401
2017年7月27日　東京電力HP　動画アーカイブス「2017/7/27(木) 中長期ロードマップ進捗状況について」
http://www.tepco.co.jp/tepconews/library/archive-j.html?video_uuid=v52l66k0&catid=69619
2017年7月31日　第14回廃炉・汚染水対策福島評議会説明資料　原子力損害賠償・廃炉等支援機構
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電の廃炉のための技術戦略プラン2017 要旨(案)について」
http://www.dd.ndf.go.jp/jp/activity-report/lecture/pdf/20170731_siryo3-1.pdf

概要に戻る

以上見てきたように、9月に決定・公表されるであろうロードマップ第5版において、核燃料デブリ(以下、デブリ)の取り出し工法について、これまで(とりわけ2015年まで)主たるデブリ取り出し工法とされていた冠水工法に代わって、気中工法によるデブリの取り出しが決定されそうな情勢であります。
2017年9月1日現在、ロードマップ第4版においては来年度に取り出し工法を決定するとされているにもかかわらず、第5版で、イチエフの現場が躊躇しているように見える冠水工法・気中工法といった取り出し工法の決定まで踏み込むのかどうか、踏み込まないとしたら、決定される方針の中身はどのようなものか等々予断を許しません。 参照

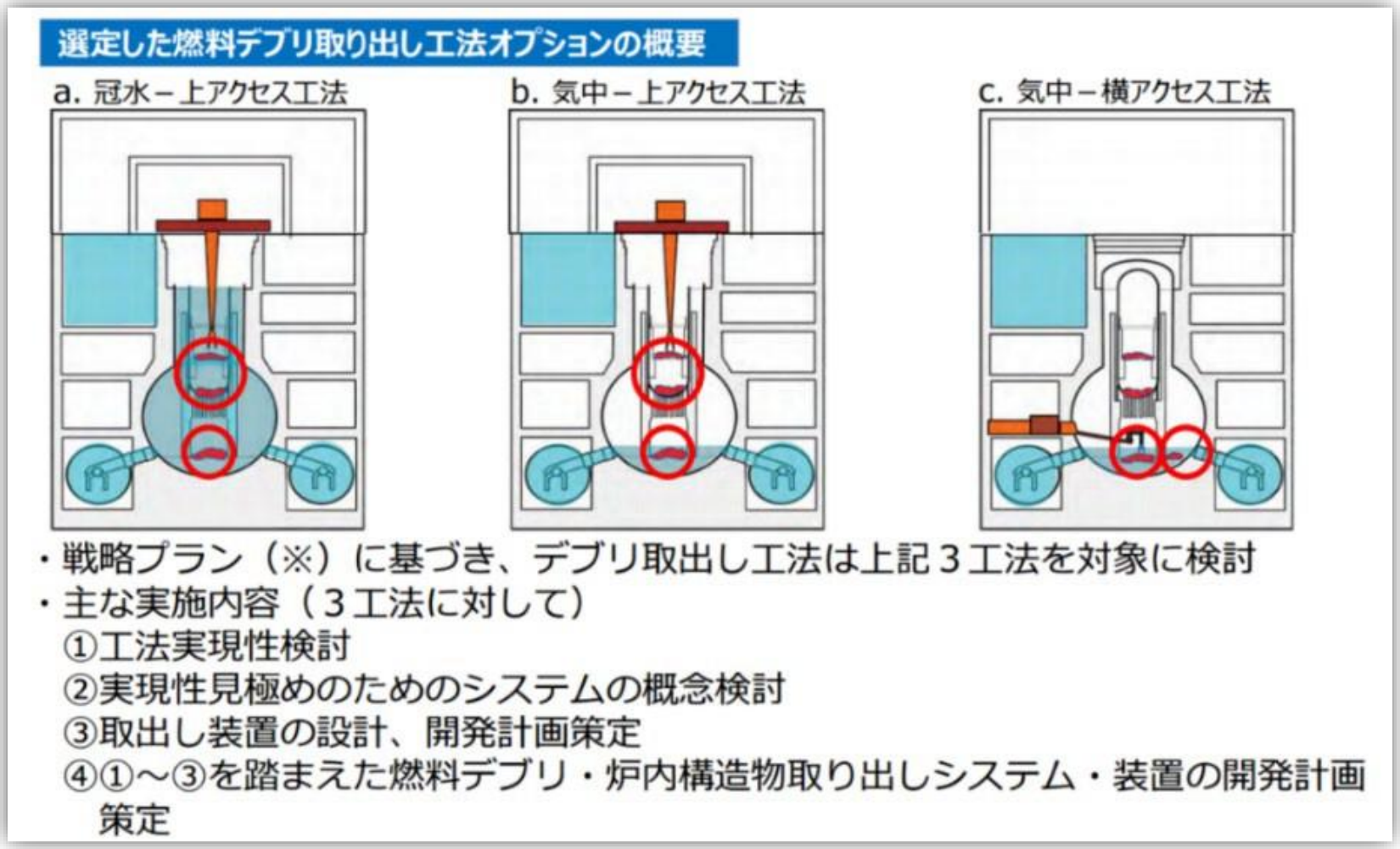
このような錯綜した状況には、2016年暮れに機構が8兆円に上ると試算した冠水工法による廃炉費用の問題、5月の原子力損害賠償・廃炉等支援機構法の一部改正による廃炉作業管理への機構の関与の法制化なども影響していると思われますが、これらについてのさらなる考察は本レポートの守備範囲を超えると考えます。
有力な取り出し方法については、次ページの図版をご覧ください。

9月26日、政府は、「ロードマップ」を改訂し、第5版を発表しました。
初号機の取り出し方法の確定は、2018年度から2019年度に先送りされていますが、初号機での取り出しの開始は2021年から変わっていません。
最初のステップの取り出し方法としては、これまでその実現性を追求されてきた冠水工法を断念し、気中工法―横アクセスによって、格納容器底部にあると思われるデブリの一部分を取り出すことが明記されました。
改訂されたロードマップ第5版において、廃炉の進め方についてのキーワードになると思われる「全体の最適化」、「ステップ・バイ・ステップのアプローチ」、「予備エンジニアリングの活用」の内容、また、冠水工法に代わって採用された気中工法―横アクセスの内容、工法の開発状況、課題についてどのように記述されているか、気中工法―横アクセスの課題 参照
でレポートしてあります。
「大規模取り出しに向けて」についてに戻る
まず次々ページからは、重複を恐れず、デブリの取り出しのリスクと課題を整理していきます。

出典：2017年9月26日　廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」 (第5版)
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/09/4-02-02.pdf

概要に戻る

（参考：有力な取り出し工法）



「大規模取り出しに向けて」についてに戻る

出典：廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議2015年6月12日
「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（第4版）
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_4_1c.pdf

概要に戻る

③　取り出しに向けてのリスクと課題

a　おさらい

核燃料デブリ(以下、デブリ)を取り出すことの意味についてのおさらい

デブリを取り出さないと

→使用済み核燃料を含むデブリは、半減期の極めて長い放射性核種、核分裂生成物を大量に含み、参照 格納容器・原子炉建屋の経年劣化 参照 により、放射性物質の環境中への放出の可能性が生じます参照。

→わずかだといわれていますが臨界参照 の可能性も残ります。

→法的に廃炉になりません参照 。

取り出しについての選択肢とそれぞれの選択肢におけるリスクと問題点

全量を取り出そうとすると

→取り出し作業時に放射性物質の環境中への放出のリスクが生じます。

→作業員の被ばくのリスクが増します。

→取り出し作業時に臨界になるリスクが増します。

→移送時に放射性物質の環境中への放出のリスクが生じます。

→保管時に放射性物質の環境中への放出のリスクが生じます。

→取り出したデブリ(高レベル放射性廃棄物)の最終処分方法が決まっていません。

「大規模取り出しに向けて」についてに戻る

一部分だけ取り出そうとすると

→部分的に取り出す場合には放射性物質の環境中への放出と作業員の被ばくのリスクが、全量の場合より低下すると思われますが、取り出さない場合のリスクも残ります。

概要に戻る

b 現在の到達点

このページでは、2019年までに事故後8年をかけて実施されてきた核燃料デブリ(以下、デブリ)取り出し準備作業におけるリスク低減の取り組み、および、将来のデブリ取り出し時に向けての課題をレポートします。

（筆者注:→以下は取り組みの目的です）

放射性物質濃度のモニタリング

→環境中への放射性物質の放出の抑制・作業員の被ばく抑制

原子炉建屋内の線量率低減→同上（「5　テーマ別の取り組みの状況(1)原子炉建屋内の線量低減」参照）

作業員の被ばく管理

→作業員の被ばく抑制

事故進展解析コードによる格納容器内部の状態の解析　参照

→デブリの位置および性状の把握・取り出し方法の確立

原子炉格納容器の内部調査

→デブリの位置および性状の把握・取り出し方法の確立(「0　核燃料デブリの推定位置および取り出し準備作業の進行状況（概要）」参照、「(2) 各号機、格納容器内部の状況、核燃料デブリの性状・分布の把握～2015.04」参照「(3)1号機①　2017年3月の原子炉格納容器内部査」参照）

デブリの取り出しに向けた研究・技術開発

概要に戻る

c 残された課題

ここまで書いてきて、改めて残されている課題の大きさと多さに愕然とします。

現時点で取り出し作業時の主要なリスクとして認識されていることには次のようなものがあります。

→環境中への放射性物質の放出

→臨界 参照

→作業員の被ばく

取り出し作業時の課題として現時点で認識されていることには次のようなものがあります。

→核燃料デブリ(以下、デブリ)の位置および性状が分からない。

→格納容器の損傷状態の全容が分からない。補修方法が確立されていない。

→取り出し方法が確立していない 参照。

原子力損害賠償・廃炉等支援機構は、冠水工法によるデブリ取り出しの重要な技術的要件として、

① 閉じ込め機能の確保(格納容器と外部との遮断(バウンダリの構築))→環境中への放射性物質の放出をどのくらい抑制できるか？ 止水実規模試験2へ戻る

② 取り出し時の格納容器水位レベルの確保→取り出し方法が確立できるか？

③ アクセスルートの構築

→作業員の被ばくをどのくらい抑制できるか？

→デブリの位置および性状が把握できるか？

→取り出し方法を確立できるか？を挙げています。

では、次ページから、2016年3月に国際廃炉研究・開発機構が発表した「原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発　完了報告」を中心に冠水工法を実現するための課題を見ていくことにします。

概要に戻る

d　冠水工法の課題

格納容器(PCV)止水技術開発対象箇所

筆者注:※　次ページの表の同じ〇数字の説明と照らし合わせながらご覧ください。
参考に上げた次々ページの図の方が分かりやすいかもしれません。

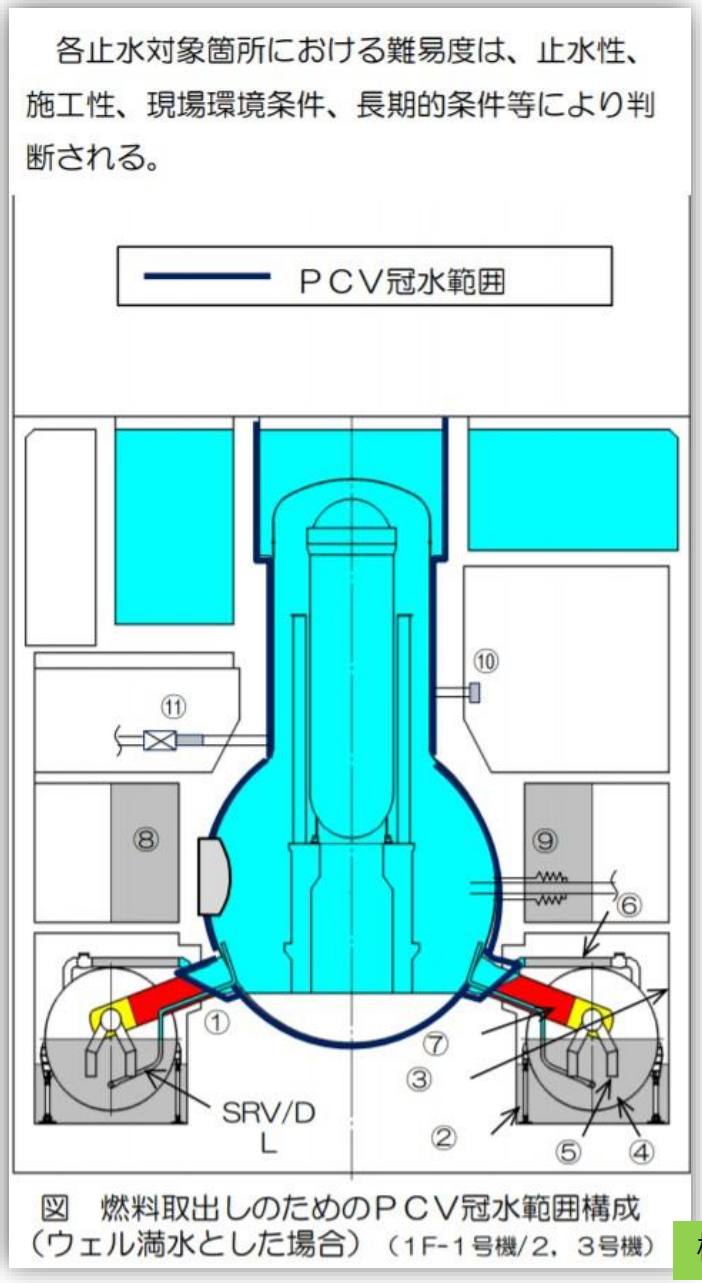


図　燃料取出しのためのＰＣＶ冠水範囲構成（ウェル満水とした場合）（1F-1号機/2，3号機）

出典：2016年3月 技術研究組合 国際廃炉研究・開発機構「原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発　完了報告」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/04/20160420_11.pdf

概要に戻る

格納容器(PCV)止水技術開発対象箇所と目的

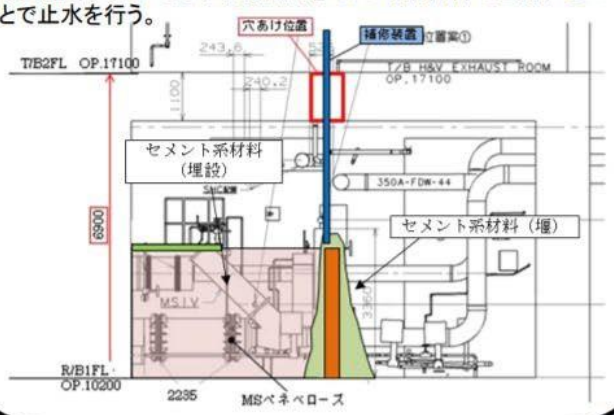
NO.	止水対象箇所	止水材料	目的
①	【1号機のみ】 D/Wシェル＝格納容器(PCV)のうち圧力抑制室(前ページ図の④)を除く部分(D/W)の鋼鉄製の外殻	検討中	D/Wシェルの損傷補修。 (これまでの調査結果から1号機はD/Wシェル損傷の可能性が否定できない。しかし、損傷箇所、損傷状態は不明)
②	圧力抑制室(S/C)を支える脚部	水中不分離性モルタル	止水実規模試験　参照　、健全性の評価　参照
③	圧力抑制室を収める原子炉建屋の壁の貫通部	水中不分離性モルタル	原子炉建屋−タービン建屋間壁面配管貫通部からの漏えいの止水。D/W冠水時漏水の場合の予備の空間の確保。
SRV/DLの先端部	D/W－S/C間配管：SRV/DL＝逃し安全弁排気管(高圧時に原子炉の蒸気を圧力抑制室の水中に逃す排気管)の先端部(次ページ左下の囲みのTクエンチャ)	コンクリート	D/W冠水時にS/C内に水が流入するのを防止。
④	圧力抑制室底部取水口：ストレーナ＝非常用炉心冷却系の取水のためのポンプの取水口の濾し網	コンクリート	非常用炉心冷却系外への漏えいを防止。
⑤	圧力抑制室内配管：ダウンカマ(S/C内部)＝ベント管⑦の先端の下向きの部分	コンクリート	D/W冠水時にS/C内に水が流入するのを防止。 ベント系構造物の強度確保。
⑥	【1号機のみ】 D/W－S/C間配管：真空破壊ライン(S/C内部)＝D/WとS/Cに圧力差が生じた時だけ開く管	パッカー(モルタル充填)+水中不分離性モルタル	PCV冠水範囲の最小化、S/C損傷部の隔離、損傷が懸念される真空破壊ライン蛇腹部(ベローズ)の隔離。
⑦	D/W－S/C間配管：ベント管＝D/WとS/Cを結ぶ主な管	閉止補助材(モルタル充填)+可塑性グラウト	PCV冠水範囲の最小化、S/C損傷部の隔離、損傷が懸念されるベント管蛇腹部(ベローズ)の隔離。
⑧	機器ハッチ：原子炉建屋1階部分のD/Wシェルに設けられた扉	溶接	継ぎ手の密閉シールの補修。
⑨	格納容器貫通部(小部屋内)	モルタル	小部屋内に設置されている大口径配管のベローズ 補修。
⑩	格納容器貫通部(開放部)	溶接 または 非セメント系材料+セメント系材料	ベローズ付配管のベローズ補修、損傷が懸念される電気配管の密閉シール部補修。　冠水工法の残された課題へ戻る
⑪	格納容器接続配管	モルタル	D/W水位上昇時にPCV接続配管の隔離弁からのシートリーク等を防止。

概要に戻る

（参考）

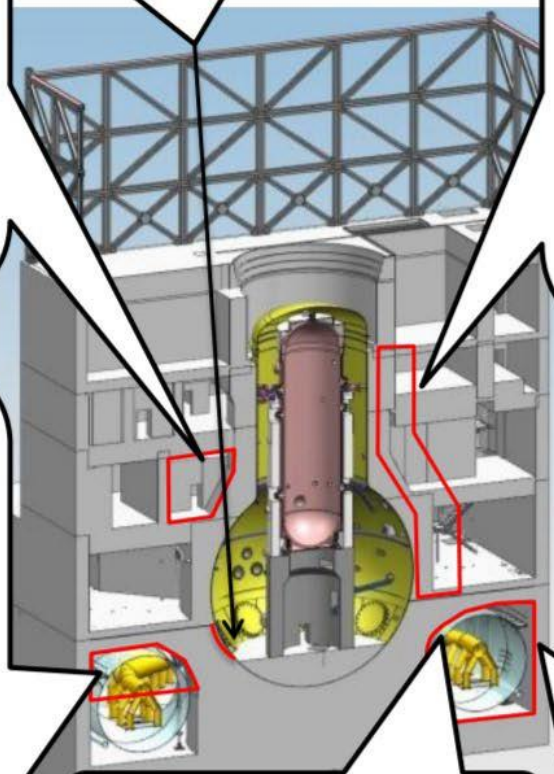
⑤貫通部の止水工法（小部屋内）

PCVを貫通している貫通部のうち、小部屋内に設置されている貫通部については、小部屋内をセメント系材料で埋設することで止水を行う。



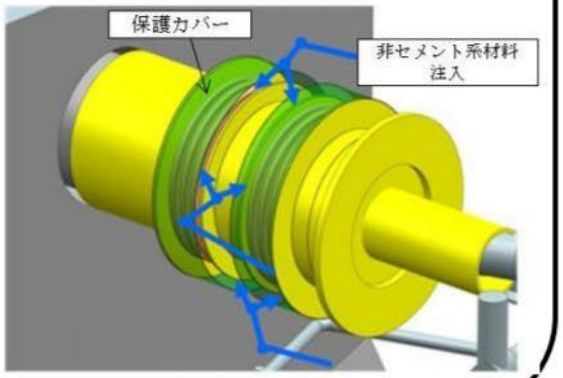
⑧D/Wシェルの補修

調査結果等を踏まえてシェル損傷状態を想定し、補修（止水）方法の検討を行う。



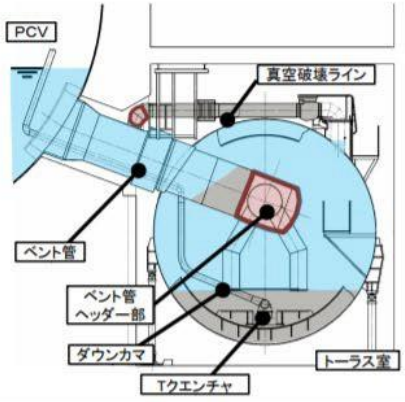
④シール部、⑤配管ベローズ

PCVを貫通している貫通部のうち、開放部に設置されている貫通部については、溶接補修を基本とするが、接近不可の場合を想定し、非セメント系材料を用いた止水を検討する。



③-1 ベント管止水技術、③-2 真空破壊ライン止水技術

PCV下部の真空破壊ライン、ベント管、ダウンカマ、Tクエンチャは、セメント系材料で止水を行う。

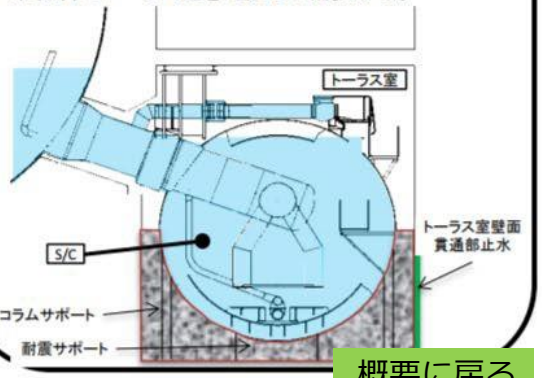


⑥PCV接続配管バウンダリ構築

D/W接続配管のうち、トーラス室に設置されているものはセメント系材料で止水を行う。

①S/C脚部補強、⑦トーラス室壁面貫通部止水

ベント管、ダウンカマをセメント系材料で止水するためには、S/Cを補強する必要があり、セメント系材料でトーラス室を埋設して補強する。



概要に戻る

e　残された課題

(a)　止水

「原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発　完了報告」は、止水対象箇所の表 参照 に掲げた止水対象箇所の技術開発について、2016年2月時点で達成できていない項目と、その後の見通しについて、次のように記しています。

(筆者注：〇数字は止水対象箇所の表に対応しています)

③　圧力抑制室を収める原子炉建屋の壁の貫通部の止水は、構造上から逸水防止のための堰を構築しなければならず遠隔装置による施工は困難。タービン建屋・原子炉建屋地下階の線量を人が近づけるレベルに低減しなければならない(筆者注：2017年8月現在未達成)。

⑧　機器ハッチ：原子炉建屋1階部分のD/Wシェルに設けられた扉の止水について、満水までの荷重に耐えられる溶接は不可能。

⑨　格納容器貫通部(小部屋内)の止水は、貫通部・貫通部を収める筒や保温部の止水は現時点で不可能であり、溶接、あるいは止水材の新たな開発等他の工法の検討が必要(筆者注：2017年8月現在未達成)。

⑩　格納容器貫通部(開放部)に止水は、吹付け施工では不可能であり、充填施工では可能だが、その場合、逸水防止のための堰の構築が必要であり、堰の構築は遠隔施工は困難。

出典：2016年3月　技術研究組合　国際廃炉研究・開発機構「原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発　完了報告」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/04/20160420_11.pdf

概要に戻る

(b) 格納容器循環注水冷却システム

また、核燃料デブリ(以下、デブリ)の取り出し作業において外部環境に高レベルの放射性物質を漏らさないためには、原子炉格納容器を補修した上での、原子炉建屋内で完結した、デブリを冷却し、放射性ダストの飛散を抑制する循環水の管理が必要です。

事故発生直後から、原子炉建屋内で完結する格納容器循環注水冷却システムの構築が、デブリの取り出しにとって重要な課題であると認識されていました。ロードマップ第4版においても、前提となる原子炉格納容器の止水・補修作業を開始するまでに、「原子炉格納容器からの取水方法を確立し、原子炉注水冷却ラインの小循環ループ化(格納容器内循環冷却)を図る」とされています。
小循環ループ化(格納容器内循環冷却)の前提となる各建屋間の切り離しについては、2016年3月の1号機のタービン建屋を循環注水ラインから切り離しに続き、2017年12月の3・4号機間の連通部の切り離し、2018年9月13日には1・2号機間の連通部について切り離しを達成しています。

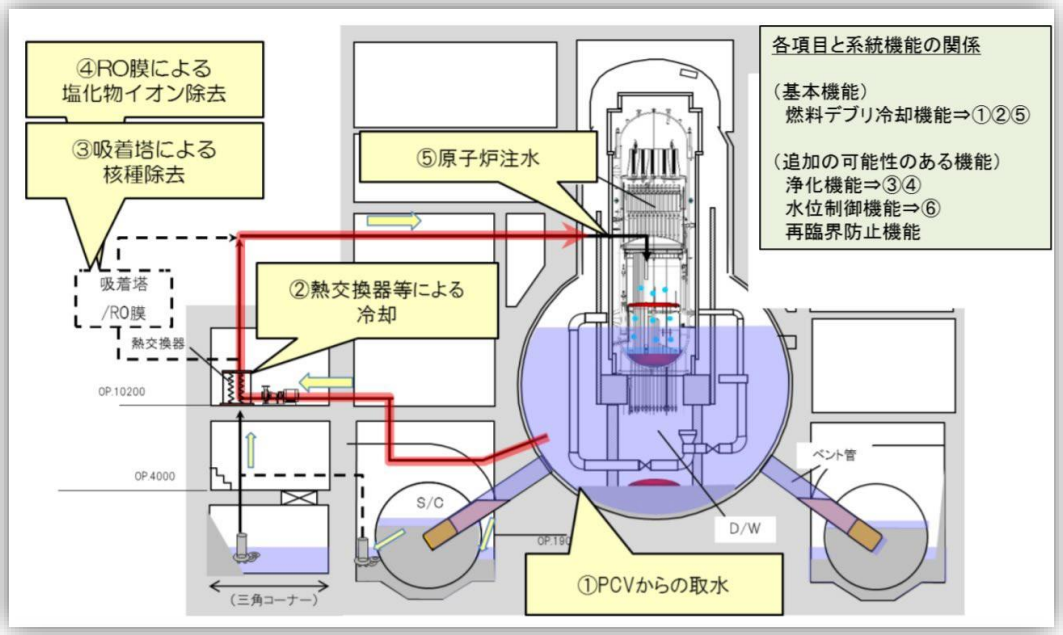
国際廃炉研究・開発機構「原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発 完了報告」においても概念検討にとどまっています(次ページ図版参照)。

出典：廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議2015年6月12日
「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」 (第4版)
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_4_1c.pdf
2014年12月25日東京電力
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d141225_06-j.pdf
2016年3月　技術研究組合　国際廃炉研究・開発機構「原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発　完了報告」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/04/20160420_11.pdf
2018年9月27日第58回廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議資料
「建屋滞留水処理の進捗状況について(1,2号機間及び3,4号機間の連通部の切り離し達成)」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/10/3-1-3.pdf

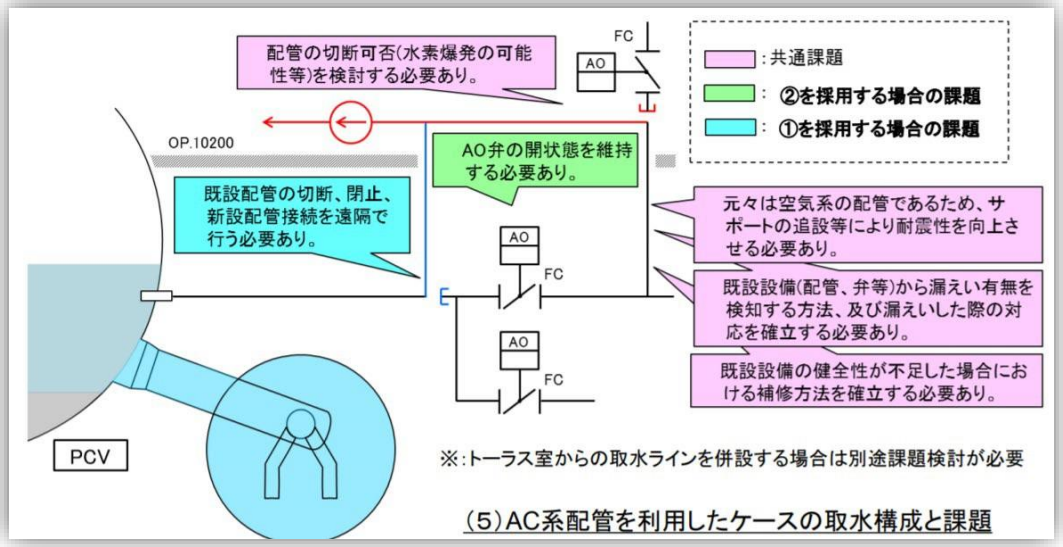
概要に戻る

（参考）

（格納容器循環注水冷却システム概要図）



（格納容器循環注水冷却システムの
取水構成と課題）



出典：2016年3月　技術研究組合　国際廃炉研究・開発機構「原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発　完了報告」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/04/20160420_11.pdf

概要に戻る

g　冠水工法の課題 ～ とりあえずのまとめ

このように見てくると、国際廃炉研究・開発機構は2016年2月時点ですでに、原子力損害賠償・廃炉等支援機構が冠水工法による核燃料デブリ取り出しの重要な技術的要件として挙げた要件のうち、取り出し時の格納容器水位レベルの確保については、圧力抑制室を収める原子炉建屋の壁の貫通部・格納容器上部の貫通部の遠隔装置による止水は困難である、人手による作業の場合現状では作業員の被ばく線量は過大なものになる、また、閉じ込め機能の確保(格納容器と外部との遮断(バウンダリの構築))に係る格納容器内循環冷却の近々の実現性についても見通しは得られないと判断していたようです(出典1：48ページ、出典2：4-41・4-112・4-114等参照)。

ロードマップ第5版で導入された全体の最適化、ステップ・バイ・ステップのアプローチ、予備エンジニアリングの活用ンドの概念、気中工法―横アクセスの内容について次ページ以降で紹介します。

出典：1　2016年3月　技術研究組合　国際廃炉研究・開発機構「原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発　完了報告」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/04/20160420_11.pdf
2　2017年8月31日　原子力損害賠償・廃炉等支援機構
「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2017」
https://dd-ndf.s2.kuroco-edge.jp/files/user/pdf/strategic-plan/book/20170831_SP2017FT.pdf

概要に戻る

④ 核燃料デブリの取り出し方

ロードマップ第5版を読む　気中工法―横アクセスの課題

ここからは、改訂されたロードマップ第5版において、廃炉の進め方についてのキーワードになると思われる「全体の最適化」、「ステップ・バイ・ステップのアプローチ」、「予備エンジニアリングの活用」の内容、また、冠水工法に代わって採用された気中工法―横アクセスの内容、工法の開発状況、課題についてどのように記述されているか、煩瑣をいとわず、該当するすべてのパラグラフを列挙してみます。

5ページ
「廃炉作業の進展に伴って現場の状況がより明らかになってきたことから、今後の廃炉作業の工程をさらに具体的に検討できるようになりつつある。個別作業の工程を具体化する際には、安全確保を大前提に他の作業との調整も含めて全体を効率化するという、廃炉作業全体の最適化を図ることが重要である。」

9ページ
「第3期の当初においては、初号機の燃料デブリの小規模な取り出し作業に先行して着手し、それと並行して、取り出し規模の拡大に向けた準備作業が進められる。」

14ページ
「オペレーティングフロアの調査や必要な対応策の実施と並行して、2号機周辺の環境改善(1・2号機排気筒の上部解体や海洋汚染防止対策等)を行い、廃炉作業全体の最適化を図る。」

(本ページを含み4ページ続きます)

気中工法へ戻る

出典：2017年9月26日　廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（第5版）
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/09/4-02-02.pdf

概要に戻る

17ページ

「早期リスクの低減を図るため、先行して着手すべき燃料デブリ取り出し工法を設定した上で、取り出しを進めながら徐々に得られる情報に基づいて、柔軟に方向性を調整するステップ・バイ・ステップのアプローチで進める。」

「② 廃炉作業全体の最適化　燃料デブリ取り出しを、準備工事から取り出し工事、搬出・処理・保管および後片付けまで、現場における他の工事等との調整も含め、全体最適化を目指した総合的な計画として検討を進める。」

18ページ

「④ 気中工法に重点を置いた取組

原子炉格納容器上部止水の技術的難度と、想定される作業時の被ばく量を踏まえると、現時点で冠水工法は技術的難度が高いため、より実現性の高い気中工法に軸足を置いて今後の取組をすることとする。

なお冠水工法については、放射線の遮へい効果等に利点があることを考慮し、今後の研究開発の進展状況を踏まえ、将来改めて検討の対象とすることも視野に入れる。」

「⑤ 原子炉格納容器底部に横からアクセスする燃料デブリ取り出しの先行

各号機においては、分布の違いはあるが、原子炉格納容器底部及び原子炉圧力容器内部の両方に燃料デブリが存在すると分析されている。取り出しに伴うリスクの増加を最小限に留めながら、迅速に燃料デブリのリスクを低減する観点から、以下の項目を考慮し、まず原子炉格納容器底部にある燃料デブリを横からのアクセスで取り出すことを先行することとする。

〇原子炉格納容器底部へのアクセス性が最もよく、原子炉格納容器内部調査を通じて一定の知見が蓄積されていること

〇　より早期に燃料デブリ取り出しを開始できる可能性があること

〇　使用済み核燃料の取り出し作業と並行し得ること

出典：2017年9月26日　廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」 (第5版)
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/09/4-02-02.pdf

概要に戻る

18ページ

「燃料デブリ取り出し方針を踏まえ、東京電力において予備エンジニアリング[19]を開始するとともに、内部調査の継続的な実施と研究開発の加速化・重点化等を進める。

（原注：19 通常工事実施の際に最初に行われる基本設計に先立って、予備的に工事の実現性の見極めを付けるためのエンジニアリング面の検討作業。）

① 予備エンジニアリングの実施

燃料デブリ取り出しシステムの概念検討等の研究開発成果が現場で実際にどのように適用可能かを確認するため、実際の取り出し作業の前段階として、燃料デブリ取り出しに向けた実際の作業工程を具体化する。

現場適用性の検討においては、燃料デブリ取り出しに必要な設備等のメンテナンス容易性、配置、動線等に関し、現場状況を十分に踏まえ検討する等、基本設計からの手戻りの最小化を図る。また、予備エンジニアリングの結果を踏まえ、必要に応じて燃料デブリ取り出し工法を見直す。」

19ページ

「気中工法を実現するため、放射性物質を封じ込める管理システム(負圧管理システムや循環冷却システム)の開発を進める。また気中工法を適用する場合においても、各号機の状況に応じて原子炉格納容器底部の水位を適切に設定する必要があるため、格納容器底部止水技術等の水位を安定的に制御する技術の開発を行う。」

(※ 筆者注：アンダーラインは筆者による)

出典：2017年9月26日　廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（第5版）
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/09/4-02-02.pdf

概要に戻る

19ページ

「燃料デブリへの横からのアクセスを実現するためには、まず、作業現場の放射線量の低減を図る必要がある。特に1号機及び3号機は2号機と比較して原子炉建屋1階の放射線量が高いことから、遠隔操作等により、作業時に受ける線量の更なる低減を行う。

また3号機については、横からのアクセスが可能となるように現状の格納容器内の水位を下げる等燃料デブリ取り出しのためのアクセスルートを確定させる。

さらに気密性を有したセルを原子炉格納容器の側面に接続し、放射性物質の閉じ込め機能を確保する技術を確立する。」

「先行して着手すべき初号機の燃料デブリ取り出し方法については、予備エンジニアリング及び研究開発の成果を慎重に見極めつつ、収納・移送・保管方法を含め、2019年度内までに確定し、2021年内に初号機における燃料デブリ取り出しを開始する。」

(※ 筆者注：アンダーラインは筆者による)

錯綜する方針と工法へ戻る

出典：2017年9月26日　廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（第5版）
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/09/4-02-02.pdf

概要に戻る

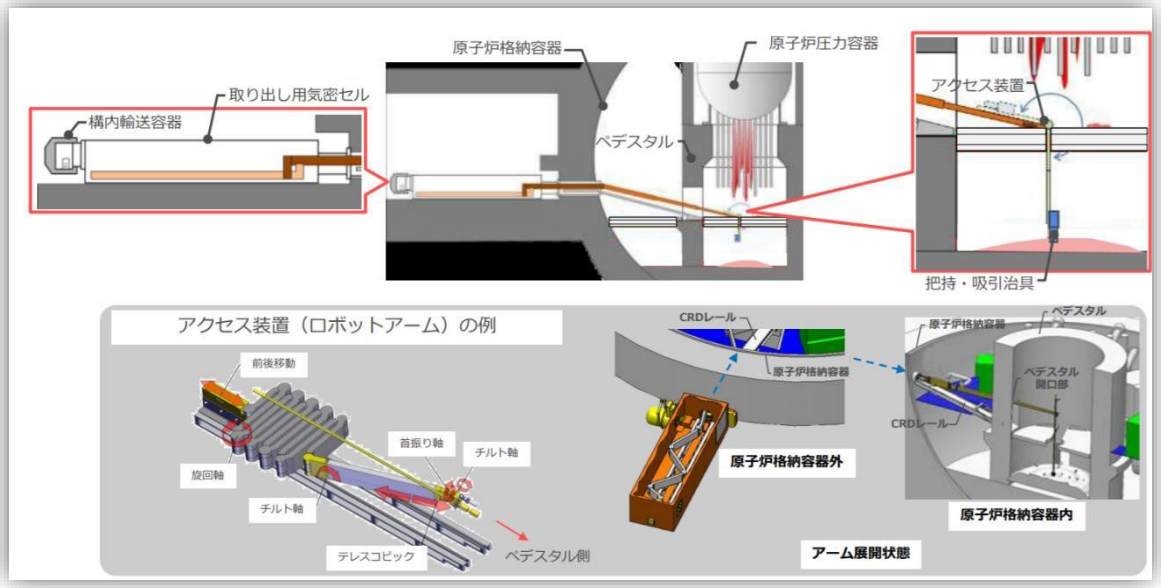
⑤ 初期段階の核燃料デブリ取り出し方法

第56回特定原子力施設監視・評価検討会において、東京電力は、ロードマップ第5版に基づき、2021年度に予定される最初の段階の核燃料デブリ(以下、デブリ)の取り出しの概要について初めて明らかにしました。

気密性のセルにより放射性物質の漏えいを防ぎ、既存の格納容器貫通部から、2号機の格納容器内部調査で用いたガイドパイプに似たアクセス装置の先端に治具を取り付け、小石状・砂状のデブリの「把持」や「吸引」等、取り出し作業に伴う臨界リスクや放射性物質の拡散リスクが低いと考えられる小規模の取出し作業を行うとしています。本格的なデブリの取り出しに必要なステップだと思いますが、これまでの格納容器内部調査でのサンプル採取の延長という印象です。検討会では、同様な感想を示した委員もいました。

次ページの図、および「東京電力が示す燃料デブリ取り出しへの道筋」もご参照ください　参照　。

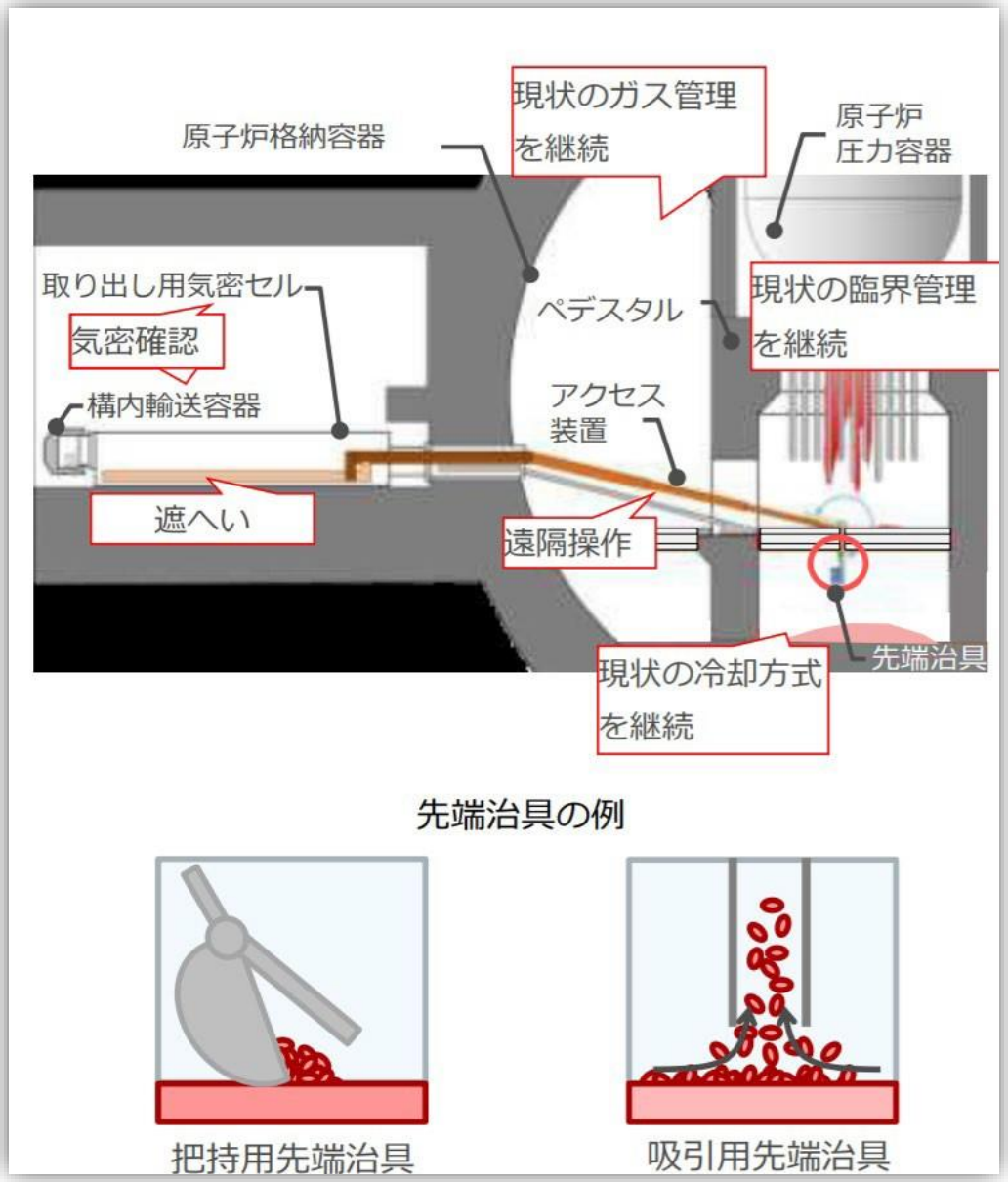
(初期段階のデブリ取り出しのイメージ)



出典：2017年10月30日　第56回特定原子力施設監視・評価検討会　資料　東京電力「燃料デブリ取り出し作業における安全確保の考え方」
https://warp.da.ndl.go.jp/collections/content/info:ndljp/pid/12315900/www.nsr.go.jp/data/000207807.pdf

概要に戻る

（初期段階の核燃料デブリ取り出しのイメージ）



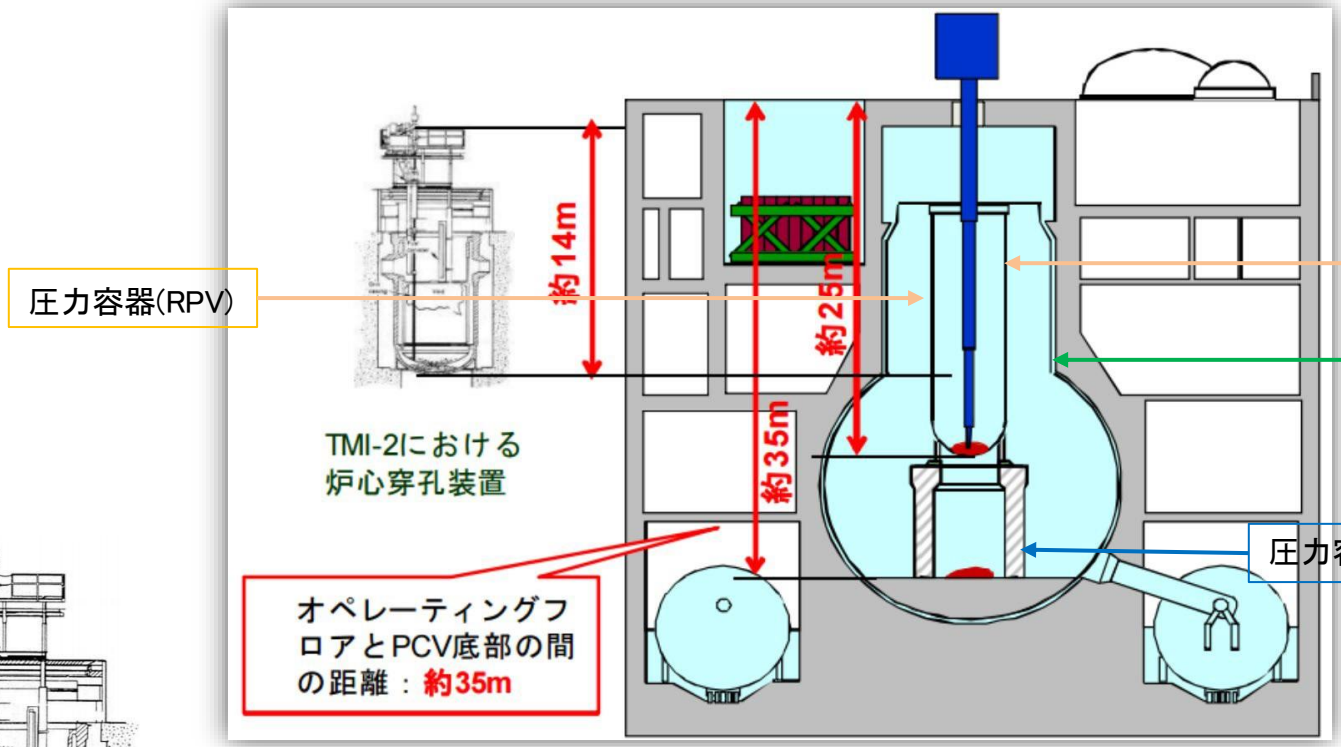
出典：2017年10月30日　第56回特定原子力施設監視・評価検討会　資料　東京電力「燃料デブリ取り出し作業における安全確保の考え方」
https://warp.da.ndl.go.jp/collections/content/info:ndljp/pid/12315900/www.nsr.go.jp/data/000207807.pdf

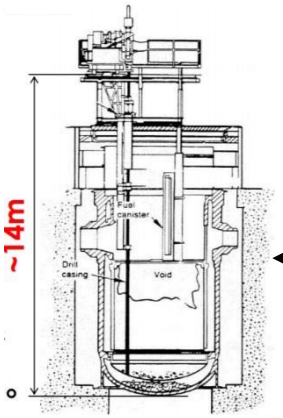
概要に戻る

参考：核燃料デブリに係るスリーマイル島原子力発電所2号機事故(米1979)とイチエフ事故との比較 ①

オペレーティングフロアと格納容器底部との物理的距離

（スリーマイル島原子力発電所2号機）　（イチエフ1～3号機）





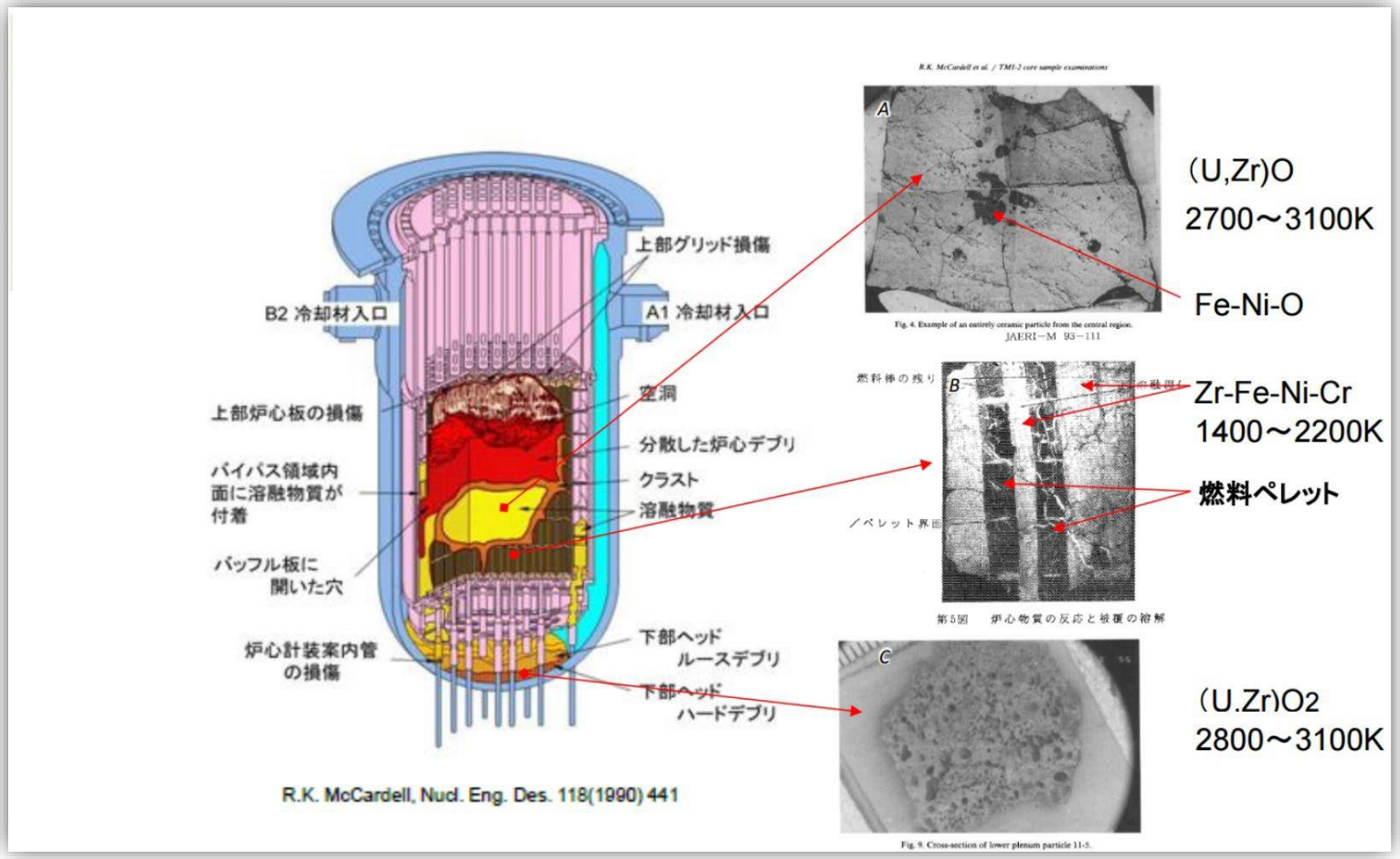
（参考 東京電力株式会社 鈴木俊一
https://web.archive.org/web/20160217172744/http://www.aesj.or.jp/fukushimaproject/20130825/suzuki.pdf
によるスリーマイル島原子力発電所2号機の寸法）

出典： 国際廃炉研究開発機構2013年12月17日「燃料デブリ取り出し代替工法についての情報提供依頼 (RFI) 」
http://irid.or.jp/debris/TA_RFI1J.pdf

「ステップ・バイ・ステップ」へに戻る
概要に戻る

参考：核燃料デブリ(以下、デブリ)に係る

スリーマイル島原子力発電所2号機事故(米1979)とイチエフ事故との比較 ②



出典：国際廃炉研究開発機構・日本原子力研究開発機構・東芝2015年7月11日「燃料デブリの性状把握」
https://web.archive.org/web/20191202050237/http:/www.irid.or.jp/_pdf/20150911_3.pdf

概要に戻る

参考：核燃料デブリに係るスリーマイル島原子力発電所2号機事故(米1979)とイチエフ事故との比較 ③

スリーマイル島原子力発電所2号機(米1979)事故と比較した場合のイチエフの核燃料デブリ(以下、デブリ)の特徴

(1)デブリが圧力容器の外(格納容器の底)まで溶け落ちている

(2)事故を起こした時点で核分裂がより進んでいた(使用済みの度合いが進んでいた)

(3)高温で溶融していた時間が長い

(4)燃料棒を被覆していたジルコニウム合金等との溶融が進んでおり金属含有量が多い

(5)制御棒材料である炭化ホウ素／ボロンカーバイド(B_4C)と高温反応を起こしている

(6)海水塩との高温反応を起こしている

(7)格納容器底部のコンクリートとの高温反応(MCCI反応)を起こしている

このような特徴が、イチエフの各デブリにどのような性質をもたらしているかについては正確には分かっていません。

国際廃炉研究開発機構等は、今後、模擬デブリ、スリーマイル島原子力発電所2号機デブリを用いて実験的に把握すべきイチエフのデブリの特性として以下の項目を挙げています。

(1)機械的な特性

(2)熱力学的な特性

(3)海水を注入したことによる急冷時の特性

(4)事故時までに核分裂が進んでいたことによるプルトニウム239(Pu239)をより多く含有していることの影響

(5)核分裂の制御材料として核燃料に入れられている、毒性が非常に強く体内蓄積性のあるガドリニウム(Gd)がどのように分布しているか

出典：国際廃炉研究開発機構・日本原子力研究開発機構・東芝2015年7月11日「燃料デブリの性状把握」
http://www.irid.or.jp/_pdf/20150911_3.pdf

概要に戻る

⑥「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2022」を読む

2011年3月に過酷事故を起こした福島第一原子力発電所は長期にわたる廃炉作業中であり、その工程は廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議による「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下、中長期ロードマップ）で示されてきました。このロードマップはおおむね2年に1回改訂されてきましたが、2019年12月第6版以降3年以上改訂されていません。

この6版での廃炉工程の期間区分の考え方によると、第1期は2013年11月18日の4号機使用済燃料プールから燃料の取り出しの開始をもって終了し、第2期は、第1期終了後初号機の燃料デブリ取り出し開始までとされており、終了目標時期は2011年12月のステップ2完了から10年以内（2021年12月）とされています。

2023年2月現在、工程としては、2023年度後半に延期された2号機での試験的取り出し開始には至っておらず、終了目標時期は過ぎたものの第2期の渦中にあるということで改訂がされていないのかもしれません。

そこで、この3年間の1～3号機での原子炉格納容器内部調査の進展、過酷事故進展解析の精密化などの直近の成果をもとに廃炉工程の現状・課題等を示した、原子力損害賠償・廃炉等支援機構『東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2022　（2022年10月）』（以下、『プラン2022』）を見ておこうと思います。

しかし、『プラン2022』は182ページに上る技術的文書であり、全体を読み解き平易に解説することは筆者の能力の手に余ります。

今回は、筆者が『プラン2022』を読む中で、中長期ロードマップには多分なかった表現として気になった「プロジェクトマネジメント」「オーナーズエンジニアリング」「手の内化」「東京電力経営層」という用語が、ロードマップが最終改訂された2019年以降、技術戦略プラン2019・2020・2021・2022においてどのように現れてきたか、そこから見えてくる『プラン2022』の主張は何かということを探ってみたいと思います。いわば人力テキストマイニングの試みです。

また『プラン2022』で初めて現れた核燃料デブリ取り出し工法候補である「船殻工法」についてもレポートしておきます。

（次ページに続く）

出典：2019年12月27日廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（第6版）
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/20191227.pdf

概要に戻る

⑦「プロジェクトマネジメント」「オーナーズエンジニアリング」「手の内化」「東京電力経営層」

「プロジェクトマネジメント」「オーナーズエンジニアリング」「手の内化」「東京電力経営層」という用語は筆者が調べた限り『技術戦略プラン2018』に全く見られません。

「プロジェクトマネジメント」という用語は『技術戦略プラン2019』で初出します。「オーナーズエンジニアリング」は『技術戦略プラン2020』、「手の内化」は『技術戦略プラン2021』に初出。『技術戦略プラン2022』で「東京電力経営層」という用語が初出し、4つの用語がそろい踏みしています。

次にこれらの用語の含意について『技術戦略プラン2022』で確認したいと思います。なお、長い文章が多いので、以下の明朝体の部分も「」書きの部分以外は、出典の文章を筆者がまとめたものです。正確を期すためには出典をご確認ください。

a「プロジェクトマネジメント」（74ページ）

変化する現場状況にあって、特に燃料デブリ取り出しのようにリスクの大きいプロジェクト作業を遂行するには、発注者→受注者という一方的な関係ではプロジェクトを成功させることは望めない。**発注者・受注者双方が協調し、契約上のリスクを分担し、合意した達成目標を目指すような開発から製造そして運用保守までも考慮して「モノを作り上げてゆく」ことで最終成果を取得する**という発想のMaking 型プロジェクトが求められるのだそうです。このようなMaking型プロジェクトの遂行にとって不可欠なのが、技術力の向上に加えて、**“成果の取得”を主眼とした**プロジェクトマネジメント力であるということのようです。

（次ページに続く）

出典：技術戦略プラン2018
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/11/4-3.pdf
技術戦略プラン2019
https://dd-ndf.s2.kuroco-edge.jp/files/user/pdf/strategic-plan/book/20190909_SP2019FT.pdf
技術戦略プラン2020
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/4-5.pdf
技術戦略プラン2021
https://dd-ndf.s2.kuroco-edge.jp/files/user/pdf/strategic-plan/book/20211029_SP2021FT.pdf
2022年10月11日　原子力損害賠償・廃炉等支援機構
「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2022」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/10/10/4-1-3.pdf

概要に戻る

b 「オーナーズエンジニアリング」（73ページ～74ページ）

燃料デブリ取り出しは、未経験の取組であるため、廃炉の事業執行者である**東京電力**からの目標設定・要求仕様がエンジニアリング着手時点では必ずしも明確にならず、性能要求設定や工法・装置の物理的な実現性や性能保証の程度も試行錯誤的なものにならざるを得ない。

したがって、「最初の段階の作業」に取り組み、そこで得られた情報を次の段階に展開するという「逐次型の取組」に加えて、事業執行者の性能要求とサプライチェーンの機能設定及びエンジニアリングを、ある結果を基に次の結果を求め、これを繰り返すことによって次第にエンジニアリングの完成度を高めていくエンジニアリングで行っていく必要がある。

このようなエンジニアリングは、事業執行者とサプライチェーンとの契約も従来的なものとはならないため、**東京電力**は事業執行者として「エンジニアリング上の判断を行い、その結果に対して責任を持つこと」が強く求められる。

そのためには、事業執行者である**東京電力**がオーナーとして主体的に行う**オーナーズ・エンジニアリング**能力を向上させていく必要がある。

オーナーズ・エンジニアリング能力とは、発災責任者、特定原子力施設認可者、設備所有者の3つの立場で廃炉事業を執行している**東京電力**が求められる能力で、具体的には**プロジェクトマネジメント**力、および安全とオペレータ視点を基盤とする技術力の双方の要素から成る能力のことだそうです。

続いてこんな記述も見られます。

「特に適用技術、環境、対象物等全てが未知数である燃料デブリ取り出し作業は、原子力発電所の設計・建設のように完成されたプロダクトを性能保証した上で納める仕事ではない。したがって、最後は事業執行者である**東京電力**が事業リスクや技術的なリスクを負う形でないと、要求性能の際限がなくなるおそれがある。」

（次ページに続く）

出典：2022年10月11日　原子力損害賠償・廃炉等支援機構
「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2022」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/10/10/4-1-3.pdf

概要に戻る

c「手の内化」(出典1　103ページ)

「手の内化」とは、計画・設計や保全・運転において**東京電力**自らが行える力をつけることであり、これによりムリ・ムダの低減、生産性向上等を深化させ、設計品質、調達品質等、並びに**東京電力**社員の業務品質の向上を図ることを目指している。

d「東京電力経営層」

これは特に説明はいらないと思いますが、どのような文脈で使われているか見てみましょう。(出典2　72ページ)

「今後、燃料デブリ取り出し等の難易度の高いプロジェクトが本格化すること、EPC(Engineering(設計)、P:Procurement(調達)、C:Construction(建設))マネジメントを**東京電力**が主導する方針であることから、**プロジェクトマネジメント**力の更なる強化が求められる。また、中長期ロードマップの第3期に入り廃炉作業が本格化するにつれ、対応すべきプロジェクトも多様化しプロジェクト間のインターフェース管理が一段と複雑化し、プロジェクトの難易度も更に上がっていくものと予想される。このため、**プロジェクトマネジメント**に係る東京電力の業務量は今以上に増加するものと思われる。業務の優先順位付けやピークシフト等を行い、業務負荷の平準化を図りつつ、それでも対処できない場合は要員を増加するなど、長期的な要員確保をする上で**東京電力経営層**のリーダーシップが一段と重要となる。

2022年度までの主な取組例としては、組織改編による**プロジェクトマネージャー**の権限強化、工程管理ソフトを活用した工程管理、リスクモニタリングシステムの構築・運用(リスク管理表を用いリスクを数値化。発生頻度と影響度の2軸でリスクをマッピングし**経営層**を含めた会議体でリスクの推移を定期的にモニタリング)、廃止措置プロジェクトの知見及び経験を持つ海外企業とパートナーシップ契約に基づく**プロジェクトマネジメント**強化、安全・品質レベル向上、先を見据えた計画(廃炉中長期実行プラン)の作成等がある。」

(次ページに続く)

出典：技術戦略プラン2021
https://dd-ndf.s2.kuroco-edge.jp/files/user/pdf/strategic-plan/book/20211029_SP2021FT.pdf
2022年10月11日　原子力損害賠償・廃炉等支援機構
「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2022」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/10/10/4-1-3.pdf

概要に戻る

e「『東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2022』を読む」のとりあえずのまとめと筆者の印象

2019年12月の中長期ロードマップ第6版以降、原子力損害賠償・廃炉等支援機構が、東京電力福島第一廃炉推進カンパニー、政府の廃炉・汚染水・処理水対策チーム（チーム長：経済産業大臣）、国際廃炉研究開発機構（IRID）を始めとする研究開発機関、および国民に対して毎年発信してきた『技術戦略プラン』中に、「プロジェクトマネジメント」「オーナーズエンジニアリング」「手の内化」「東京電力経営層」という表現が現れてきたことから、何が見えてくるでしょうか？

背景としては、今後変化する現場状況にあって、全てが未経験でリスクが大きく難易度の高い、燃料デブリ取り出し等のプロジェクトが本格化すること。対応すべきプロジェクトも多様化しプロジェクト間のインターフェース管理が一段と複雑化し、プロジェクトの難易度も更に上がっていくことが挙げられています。

そのようなプロジェクトを遂行するためには、発注者→受注者という一方的な関係ではなく、発注者・受注者双方が協調し、契約上のリスクを分担し、合意した達成目標を目指すような「モノを作り上げてゆく」ことで最終成果を取得するという複数のプロジェクトをマネジメントしていくプロジェクトマネジメント力が要求されるとしています。

そして、オーナーであり事業執行者である東京電力が、主体的に、プロジェクトマネジメント力を含むオーナーズエンジニアリング能力を「手の内化」することにより、エンジニアリングの完成度を高めていき、事業リスクや技術的なリスクを負うことにより、際限のない性能要求を防がなければならないということです。

そして以上のことを実現していくために、東京電力経営層のリーダーシップが今以上に求められるということのようです。

あくまで筆者の個人的な印象ですが、国家プロジェクトとして設立されかつ過酷事故を起こした福島第一原子力発電所のここまでの廃炉のプロジェクトマネジメントを、東京電力と相携えて担ってきた原子力損害賠償・廃炉等支援機構が、やや東京電力を突き放した立ち位置に位置をずらしつつあるようにも思えます。

出典：2022年10月11日　原子力損害賠償・廃炉等支援機構
「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2022」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/10/10/4-1-3.pdf

概要に戻る

⑧ 船殻工法

2019年12月の「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（第6版）で示された核燃料デブリ（以下、デブリ）の取り出し工法は、次ページの気中工法横アクセスによる2号機の核燃料デブリの試験的取り出しまででした。

しかし、2022年10月11日原子力損害賠償・廃炉等支援機構「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2022」（以下、「技術戦略プラン 2022」）42ページに、気中工法上アクセス・横アクセス組み合わせ工法とともに、全く新しい工法候補として「船殻工法」という工法が示されています。

「船殻工法」とは、板（面）で受けた力を防撓材（撓みを押さえる骨組み）が支える、船舶・飛行機で用いられている船殻構造体により原子炉建屋全体を囲い、原子炉建屋を冠水させ、バウンダリとする方式の工法だそうです。

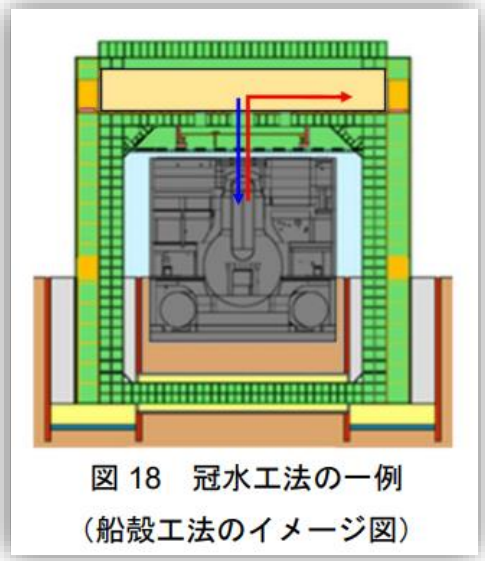


図 18　冠水工法の一例
（船殻工法のイメージ図）

しかし「技術戦略プラン 2022」は、上記2工法について、原子力では実績のない工法であり、難度の高い課題・リスクが数多く抽出されたとし、

> 各工法の共通の課題の例として、原子炉建屋内の準備工事では高線量下の非常に厳しい環境での作業となり、作業員の被ばくを考慮した工事成立性を確認する必要がある。また、閉じ込め障壁や安全システム構築のため、周辺の建屋／設備の撤去及び大型の新規構造物の設置等が必要となり、工事物量やこれに伴う廃棄物量は膨大となる。さらに、燃料デブリ取り出し時は、燃料デブリ切削等の加工に伴い発生する放射性物質を確実に閉じ込める機能が求められ、

（次ページに続く）

出典：2022年10月11日　原子力損害賠償・廃炉等支援機構
「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2022」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/10/10/4-1-3.pdf

概要に戻る

加えて、万が一臨界が起きたとしても作業員、環境に影響が出ないよう早期検知し、未臨界状態に移行できる設備、運用が必要となる。これらの課題の解決に向けて、各工法単独で検討するのではなく、前提条件や要求事項などの共通的な検討条件を整理し、また、内部調査や研究開発などで得られた成果を共有、活用していくことが重要である。

としています。

そして、今後の見通しとしては、

2022 年度以降は各工法の成立性の検討を進めていくが、課題・リスクの対応策が複数考えられるため、成立性がある程度確認できた後は設計を進めつつ段階的に選択肢の絞り込みを行っていく

また、ホールドポイントを設け、現場適用性、技術成立性等の評価やコスト・工程といった事業継続性を含めた評価を行い、判断基準を満足しなかった場合は下記の①又は②を検討する必要がある

なお、前述のとおり、その他の工法の検討も考慮しておく必要がある（図19 参照）

①工法は変更せず、課題・リスク対応策を再検討②その他の工法について、課題・リスクの抽出からやり直し

と記述しています。

2023年2月現在のロードマップ第2期（終了目標時：2021年12月）終了時までに、紆余曲折がありそうです。

出典：2022年10月11日原子力損害賠償・廃炉等支援機構
「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2022」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committtee/osensuisyori/2022/25_06.pdf

概要に戻る

⑨「燃料デブリの大規模取り出しに向けて」について

2023年8月、第117回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議に、筆者が今回その存在を初めて知った廃炉等支援機構/燃料デブリ取り出し工法評価小委員会なる組織が、「燃料デブリの大規模取り出しに向けて」という資料を提出しました。

この資料を紐解く前に、まず、本レポートでこれまで報告してきた主たる核燃料デブリ（以下、デブリ）の取り出し工法の変遷について概観してみます。

2012年7月　政府・東京電力中長期対策会議　「東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（以下、「ロードマップ」）　第2版」

「スリーマイル島原子力発電所2号機事故処理(米1979以降)で採用された方法と同様に、放射線遮へいに優れた水中でデブリを取り出すことが最も確実な方法であると考えられる〉　参照

2014年、経済産業省所管の認可法人原子力損害賠償支援機構が原子力損害賠償・廃炉等支援機構に改組。廃炉の実施の管理、廃炉の実施に必要な技術に関する研究及び開発、助言、指導及び勧告が目的。

2015年6月　廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議　「ロードマップ」第4版

「水を用いない遮へい技術を適用した取り出し工法など、冠水工法以外の工法について、成立性に関する情報が得られた。2017年夏に取り出し方針を決定、2018年度の上半期に最初に取り出しにかかる号機の取り出し方法を決定2021年度には最初の号機で取り出しを開始」

2017年5月第53回特定原子力施設監視・評価検討会

「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針決定の時期はロードマップ上2017年夏とされている以上、この夏決めざるを得い。しかし、そこで決められる方針は、現在取得できている情報からは工学的に変更できないような確定的なものにはなりえず、今後の格納容器内部調査の進展によってなされる手直しを前提としたものになる」　参照

2017年9月　廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議　「ロードマップ」第5版

「気中工法―横アクセスによって、格納容器底部にあると思われるデブリの一部分を取り出す」　参照

（次ページに続く）

出典：　2023年8月31日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第117回)廃炉等支援機構 燃料デブリ取り出し工法評価小委員会資料
「燃料デブリの大規模取り出しに向けて」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/08/08/3-3-4.pdf

概要に戻る

さてそれでは、「燃料デブリの大規模取り出しに向けて」を読んでみましょう。

まず、この委員会での検討の背景、目的は、

□ 将来的に行われる燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大（以下、「大規模取り出し」という。）の工法選定は中長期にわたる廃炉の成否を分ける極めて重要な決定事項

□ その決定に当たっては、東京電力のみでなく、NDF 用語解説へ が政府と連携しつつ、安全性を大前提に技術成立性等を総合的　に検討・評価が必要

□ このため、NDFの廃炉等技術委員会の下に「燃料デブリ取り出し工法評価小委員会」（以下「小委員会」という。）を設置し、専門的かつ集中的な検討・評価を行っているところ

だそうです。そしてこの委員会で検討・評価する項目については、

✓ 各取り出し工法の課題の整理

✓ 課題に対する対応策の技術成立性等の評価

✓ 各取り出し工法の比較評価

✓ 次ステップへの提言

としています。

次に、核燃料デブリ（以下、デブリ）の取り出しの難しさについて、次の6点を挙げています。

① 格納容器の中は非常に高線量であり人が入れない

② 原子炉建屋の中は高線量であり長時間の作業が出来ない

③ ①、②により現場の状況が十 分判っていない

④ 放射能の拡散を抑えつつ、格納容器を開口しなければならない

⑤ 燃料デブリの状態変化による再臨界への対処

⑥ 膨大な汚染された構造物、廃棄物の移動・保管計画策定

これらのリスクは、当然ですが、本レポート21ページの「リスクと問題点」で整理したリスク 参照 から大きな変化はありません。

（次ページに続く）

出典： 2023年8月31日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第117回)廃炉等支援機構 燃料デブリ取り出し工法評価小委員会資料
「燃料デブリの大規模取り出しに向けて」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/08/08/3-3-4.pdf

概要に戻る

さて、それではこの資料が示している取り出し工法と、それぞれの工法の課題の整理、課題に対する対応策の技術成立性等の評価、各取り出し工法の比較評価、次ステップへの提言を見ていきましょう。

まず、この委員会では、原子炉格納容器（以下、PCV）を水で満たし上から取り出すという2012年段階での冠水工法（以下、初期冠水工法）は検討の対象から外されています。その後の調査で、核燃料デブリ（以下、デブリ）が、PCVの上蓋の真下の位置にあるRPVを支えるペデスタルの外部にも広がっていることが確認されたこと、PCVの損傷や緩やかな損傷の拡大が確認されたこと、水位を上げた場合のPCVの耐震性に対する危惧などがその理由と思われます。

この資料が示しているデブリ取り出し工法は以下の3つです。

1、気中工法（燃料デブリが気中に露出した状態で、水をかけ流しながら取り出す工法。上アクセスと横アクセスがあり、2023年度中の取り出し開始に向けて現在準備が進められている、2号機での数グラムの試験的取り出しはこの工法の横アクセスにあたります）

2、新冠水工法（バウンダリとして船殻構造体と呼ばれる新規構造物で原子炉建屋全体を囲い、PCVだけでなく原子炉建屋全体を冠水させ燃料デブリを取り出す工法。出典では「冠水工法」とされていますが、上記「初期冠水工法」と区別するため本レポートでは「新冠水工法」とします）

3、充填固化工法（今回初めて示された工法。充填材により燃料デブリを安定化させつつ現場線量を低減し、掘削装置により燃料デブリを構造物や充填材ごと粉砕・流動化して循環回収する工法）

次ページ以下1ページごとに各工法の概念図、および委員会が示したその工法の利点と課題を引用しておきます。

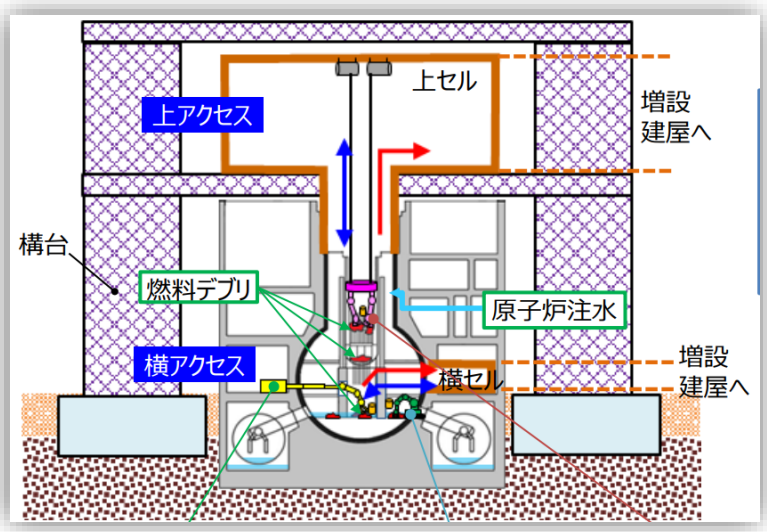
3工法の課題として示された事項を見る限る、この委員会では、気中工法・新冠水工法については原子炉建屋周辺の整備等に時間がかかることを揚げており、比較すると充填固化工法に傾いているような印象があります。しかしこの充填固化工法も、充填材の種類や充填範囲さえ未検討であり、現時点ではアイデアの域を出ていません。

（次ページに続く）

出典：2023年8月31日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第117回)廃炉等支援機構 燃料デブリ取り出し工法評価小委員会資料「燃料デブリの大規模取り出しに向けて」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/08/08/3-3-4.pdf

概要に戻る

1、気中工法



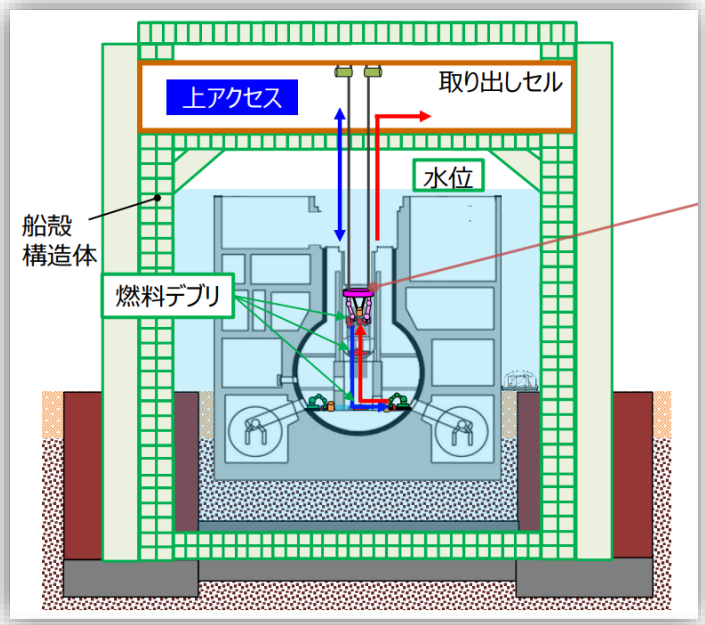
利点	課題
◆高線量下での作業のため、遠隔操作装置を使用。 技術力向上に貢献 ◆現場環境をあまり変化させず、現状のまま取り出しするため、他の工法への変更など、柔軟に対応可能 ◆水を溜めるなど、燃料デブリに与える状況変化が少ないので、臨界管理が比較的容易	◆遠隔操作装置の故障対策など信頼性の向上を図ること ◆遮へいや汚染拡大を抑制するための構築物が大きくなり、撤去する周辺建屋などが増え、準備に時間を要す ◆燃料デブリへのアクセスが可能となった時点からの現場調査となり、遠隔操作装置の改善など、燃料デブリ取り出しに時間を要す

(次ページに続く)

出典：　2023年8月31日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第117回)廃炉等支援機構 燃料デブリ取り出し工法評価小委員会資料
「燃料デブリの大規模取り出しに向けて」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/08/08/3-3-4.pdf

概要に戻る

2、新冠水工法



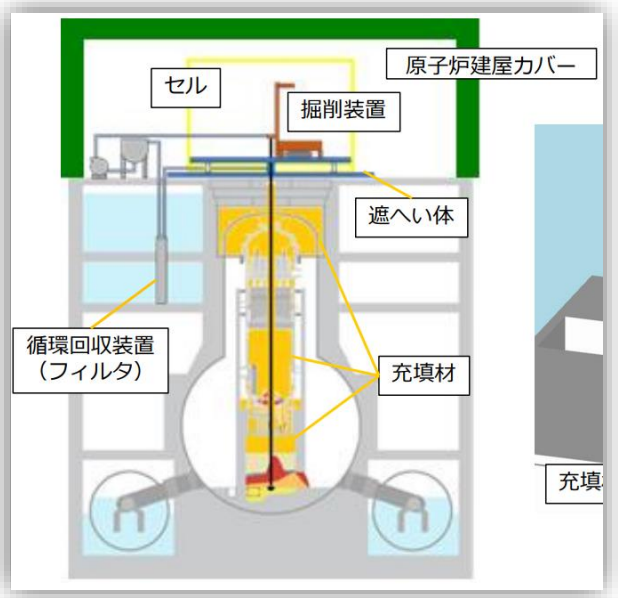
利点	課題
◆原子炉建屋全体を冠水させることにより、作業員が現場で作業可能 ◆原子炉建屋を構造物で完全に覆うので、原子炉建屋からの放射能漏えいを抑制することができる	◆原子炉建屋を囲む構造物を設置するので、撤去する周辺建屋などが増え、準備に時間を要す ◆原子炉建屋の地盤にトンネルを掘る場合など、そこに放射能がある前提で工事を検討する必要がある ◆原子炉建屋の地盤も含めて、構築物を組み立てるような実績のない工事となるので、実証試験など、着工前の準備に時間を要す

(次ページに続く)

出典：2023年8月31日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第117回)廃炉等支援機構 燃料デブリ取り出し工法評価小委員会資料「燃料デブリの大規模取り出しに向けて」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/08/08/3-3-4.pdf

概要に戻る

3、充填固化工法



利点	課題
◆オペフロに遮へい体を設置し、また、原子炉内を充填材で覆うことにより作業員が現場で作業可能 ◆ 燃料デブリを充填固化することにより、作業に伴う拡散を抑制可能 ◆ 簡素なセルやカバーとなり、支持構造物設置のための周辺建屋などの撤去が不要となる	◆充填材の種類や充填範囲など、さまざまな充填方法が考えられ、現場に合わせた、充填材の選定や充填方法の検討、更には掘削以外の取り出し方法のオプションも含めて検討しておく必要がある ◆ 充填材が新たな廃棄物となるため、廃棄物を極力少なくなるような充填方法を検討する必要がある

出典： 2023年8月31日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第117回)廃炉等支援機構 燃料デブリ取り出し工法評価小委員会資料「燃料デブリの大規模取り出しに向けて」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/08/08/3-3-4.pdf

概要に戻る

(3) 核燃料デブリの取り出しの主な作業項目と作業ステップ

① 中長期ロードマップ各版上における変遷

2011年版および2013年版においては、次ページの図の上段の帯に示したように、冠水工法のみを実際的な前提としていたため、取り出し工法の検討は工程に入っていませんでした。

2015年の改訂において、次ページの図の中段の帯に示したように、取り出し工法の検討まで工程が後退し、これに伴い、核燃料デブリ(以下、デブリ)の取り出しの開始時期は、2020年度から2021年に繰り下げられています。

2017年9月26日に改訂された第5版では、初号機の取り出し方法の確定時期は、次ページの図の下段の帯に示したように、2018年度から2019年度に先送りされていますが、初号機での取り出しの開始時期は2021年から変わっていません。

最初のステップの取り出し方法としては、これまでその実現性を追求されてきた冠水工法を棚上げし、気中工法—横アクセスによって、格納容器底部にあると思われるデブリの一部分を取り出すことが明記されました。

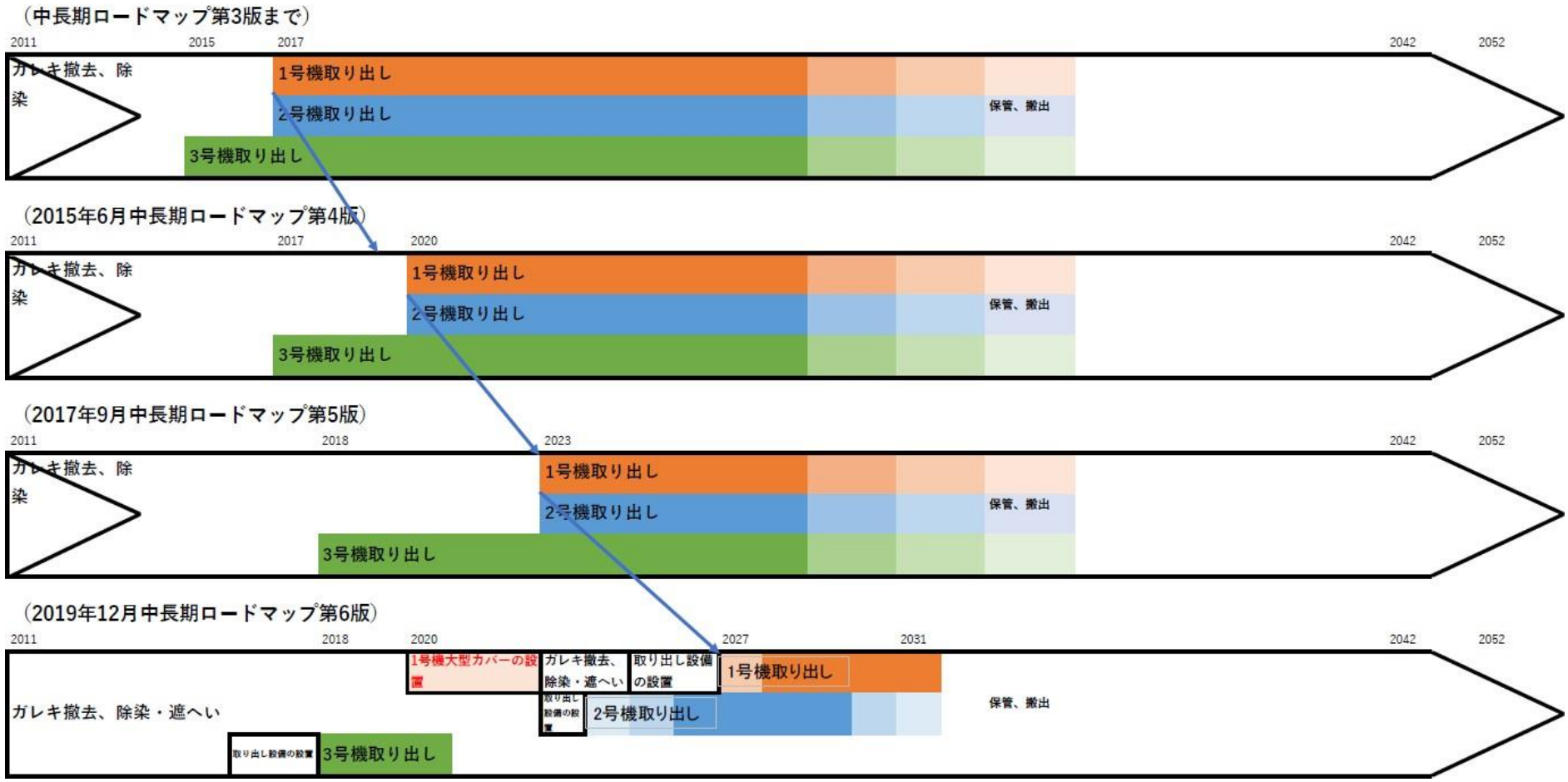
2019年12月の5回目の改訂(第6版)では、2021年に2号機において試験的取り出しを開始することが明記され、初号機での取り出しの開始時期の先送りはかろうじて避けられた形ですが、あくまで「試験的」取り出しであると同時に、1・3号機については見通しすら得られていません。

次々ページの「廃炉中長期実行プラン2020」に示された、使用済み(核)燃料取り出しの主要な作業プロセスもご覧ください。

出典： 2015年6月12日廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(第5版)」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_4_1c.pdf
2015年5月28日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議「廃炉・汚染水対策の概要」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/150528_01_2_01.pdf
2015年6月25日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議「廃炉・汚染水対策の概要」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_2a.pdf
2017年9月28日第46回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議「廃炉・汚染水対要」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/09/2-00-01.pdf
2019年12月27日 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（第6版）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/20191227.pdf

概要に戻る

使用済み核燃料の取り出し開始時期の変遷



出典： 2015年6月12日廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(第5版)」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_4_1c.pdf
2015年5月28日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議「廃炉・汚染水対策の概要」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/150528_01_2_01.pdf
2015年6月25日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議「廃炉・汚染水対策の概要」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_2a.pdf
2017年9月28日第46回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議「廃炉・汚染水対要」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/09/2-00-01.pdf
2019年12月27日 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（第6版）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/20191227.pdf

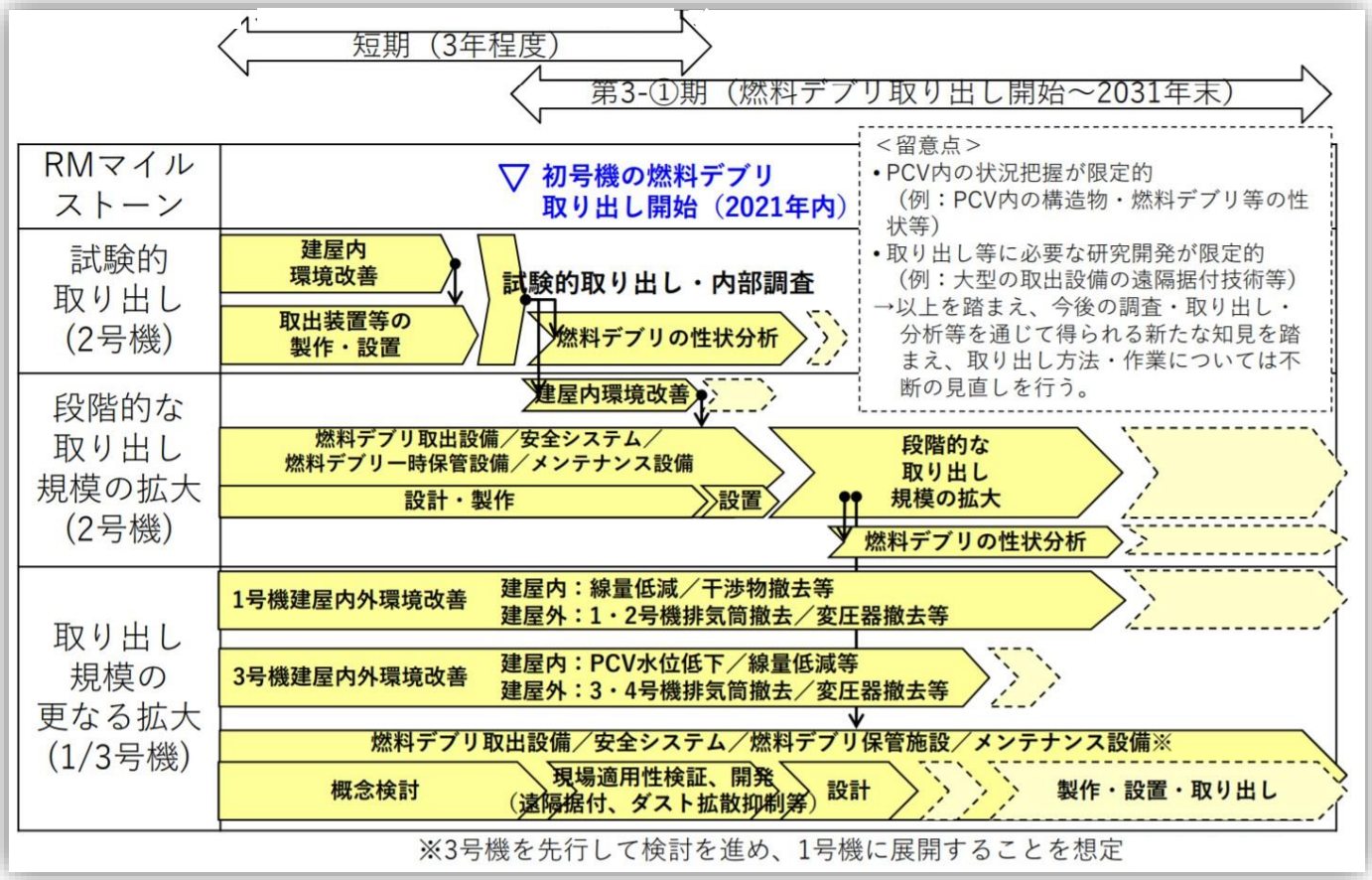
概要に戻る

②　「廃炉中長期実行プラン2020」に示された、使用済み(核)燃料取り出しの主要な作業プロセス

東京電力は、2020年3月27日、中長期ロードマップ等に示された主要な目標工程や規制庁リスクマップに掲げる目標を達成するための、現状から短期～中期～長期へと一貫性のある廃炉全体の具体的な長期計画として、「廃炉中長期実行プラン2020」を公表しました。

ここでは同プランに示された1～3号機の核燃料デブリの取り出しの主要な作業プロセスを紹介します。1号機、3号機については取り出し開始の時期が明示されていません。

今後の環境改善計画に戻る



出典：　2020年3月27日 第76回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料 東京電力　「廃炉中長期実行プラン2020」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/03/4-1.pdf

概要に戻る

③　核燃料デブリの取り出しの行方

イチエフ1～3号機は、核燃料溶融を起こしています。そして、それによって生じた核燃料デブリ(以下、デブリ)は各号機の格納容器内に遍在しています　参照　。
イチエフ1～3号機のデブリについては、様々な議論　参照　、取り出し工法の研究開発と検討　参照　各号機の格納容器内部調査　参照　等々を経て、現在(2018年8月)分かっていることは、これだけであり、これ以上でもこれ以下でもありません。
東京電力は2018年7月、燃料デブリの取り出しの行方について以下の方針を明らかにしました。

今後の燃料デブリ取り出しは、現状得られていない内部状況、デブリ性状、取り出し時の影響等の知見を拡充することが重要。そのため、「原子炉格納容器(以下、PCV)内部調査(サンプリングを含む)」→「小規模なデブリ取り出し」→「大規模なデブリ取り出し」と規模を段階的に拡大していく作業の流れを想定。核燃料デブリ取り出しに向け、各号機において新たな知見を得るため、更なる調査を検討中。

【1号機】 X-2ペネから潜水機能付ボート型アクセス・調査装置を用いたPCV内部調査(2019年度上期予定)
【2号機】 X-6ペネから2018年1月の調査に使用したガイドパイプを用いたPCV内部調査(2018年度下期予定)
X-6ペネからアーム型アクセス・調査装置を用いたPCV内部調査(2019年度下期予定)
【3号機】燃料デブリ取り出しに向けた検討の中で、PCV水位低下方策を検討中。これと並行して、前回調査で使用した水中遊泳式調査装置を活用した更なる調査の必要性を検討中。

(本ページを含め3ページ続く)

出典： 2018年7月26日　第56回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「原子炉格納容器内部調査，サンプリング及び分析の検討状況について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/08/3-3-2.pdf

概要に戻る

共同通信は2018年8月4日、

> 原子力損害賠償・廃炉等支援機構の山名元理事長が4日、共同通信のインタビューに応じ、東京電力福島第1原発の廃炉で取り出す溶融核燃料(デブリ)に関して「全て回収できるか、(最終的に福島第1を)どういう状況に持ち込めるかは、格納容器など内部が把握できない現段階では、心苦しいが言えない状況にある」と慎重な姿勢を見せた。
>
> 山名氏はこれまで自身が強調してきたデブリを全て取り出す方針 参照 は変えないとも主張した。また「リスクを下げるのが廃炉の目標で、地元福島のみなさんにとってできる限り良い形にしたい」とも述べ、廃炉方針は機構や東電の意向だけでは決められないとの考えも示した。

という記事を配信しました。

これで、イチエフの廃炉を実質的にコントロールする原子力損害賠償・廃炉等支援機構、「福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画」の許認可により東電の廃炉作業を規制する原子力規制委員会(更田委員長ー当時) 参照 の両トップが、核燃料デブリの全量取り出しについて、慎重ないし懐疑的な姿勢を明らかにしたことになります。 取り出し準備の経過へ戻る

(次ページに続く)

出典： 2018年8月4日　共同通信　「福島第1のデブリ回収に慎重姿勢原賠機構の山名理事長」**(リンク切れ)**
https://this.kiji.is/398411368706884705?c=39546741839462401
2018年8月4日　西日本新聞　「福島第１のデブリ回収に慎重姿勢　原賠機構の山名理事長」
https://www.nishinippon.co.jp/item/o/438653/
2018年8月4日　宮崎日日新聞　「福島第１のデブリ回収に慎重姿勢 原賠機構の山名理事長」
(リンク切れ) https://www.the-miyanichi.co.jp/news/Science/20180804010018 36.php

概要に戻る

2018年8月5～6日、イチエフの廃炉についての情報発信、地元住民とのコミュニケーション、国内外の専門家による廃炉の進捗状況・技術的成果の共有を目的とする「第3回福島第一廃炉国際フォーラム」が、福島県楢葉町・いわき市を会場に開催されました。
講演および議論内容についてはまだホームページに掲載されていないため、この催しについての報道から、核燃料デブリの取り出しに係る事項を拾っておきます(今後講演内容等の原文を入手できた段階で更新する予定です)。

2021年3月現在、原文そのものは入手できていませんが、下がまとめのサイトです。
https://ndf-forum.com/previous_forums/#forum3

8月7日の福島民友新聞によると、「原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)の福田俊彦執行役員は、1～3号機から溶融核燃料(デブリ)を取り出す技術向上に向け、1～3号機の「模擬原子炉」の建設も含めた技術戦略の策定を検討していると報告した」とのことです。
さらに同記事は、「ただ各号機の炉内の全体像は把握できていないため、今後の内部調査も含め、東電や国際廃炉研究開発機構(IRID)と協議を続ける。模擬原子炉を設置する場所や時期は未定という。(下線は筆者)」とも報道しています。

出典： 2018年8月7日　福島民友新聞　「溶融燃料取り出しへ戦略　いわきで福島第１廃炉国際フォーラム」
http://web.archive.org/web/20180807041240/http:/www.minyu-net.com/news/news/FM20180807-295745.php第3回福島第一廃炉国際フォーラムホームページ
http://ndf-forum.com/program/program_day2.html

概要に戻る

④　2号機における試験的取り出しの開始

2019年12月27日、廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議は、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」を改訂し(第6版)、この中で、核燃料デブリ(以下、デブリ)の取り出しについては、2021年内に2号機おいて、次ページのような方法で試験的取り出しを開始し、その後段階的に取り出し規模を拡大するとしています。

2号機からデブリの取り出しを開始する理由については、東京電力が次々ページの表のように説明しています。また、開始後の作業の展開についてはその次のページの図のように構想しているようです。

また取り出し開始に先立ち、フィルタ入口ダストモニター、酸素濃度計といった排気に関わる計測機器を追加することにより監視機能を強化するとともに、フィルターを介した排気量の増加により、格納容器内のダストがフィルターを介さず格納容器外に漏えいすることを抑制するとしています。

さらに、アクセスルートとなるX-6ペネ内で確認されている堆積物や干渉物の撤去に際しては1号機の格納容器内アクセスルート構築と同様の穴開け孔あけ加工機(アブレシブウォータージェット) 参照 の使用を検討しており、1号機と同様にダスト飛散が懸念されるため、よりダストを飛散させない除去方法の検討等も進めており、周辺環境に影響を与えないよう慎重に作業する方法について検討しているとしています。

出典：　2019年12月27日廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（第6版）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/20191227.pdf
2019年12月19日　第73回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「燃料デブリ取り出しの検討状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/12/3-3-3.pdf

概要に戻る

アクセス装置・デブリ回収装置（気中・横アクセス）

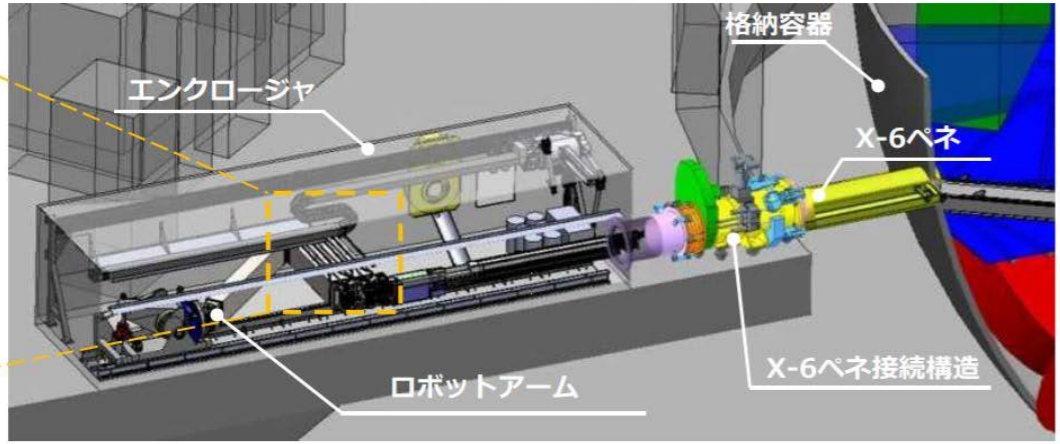
TEPCO

- 取り出し方法としては、ロボットアームを活用し、試験的な取り出しに着手。
- その後、取り出し方法の検証や確認を行った上で、同じ機構の装置を用い、段階的に規模を拡大する計画

写真：ロボットアーム



図：燃料デブリ取り出し装置のイメージ



試験的取り出し	段階的に取り出し規模を拡大
アクセス装置 / デブリ回収装置	アクセス装置 / デブリ回収装置





金ブラシ案　真空容器案







グリッパツール案　掘削回収ツール案

出典： 2019年12月19日　第73回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「燃料デブリ取り出しの検討状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/12/3-3-3.pdf

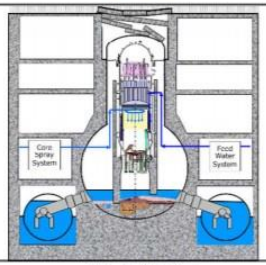
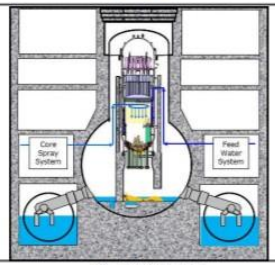
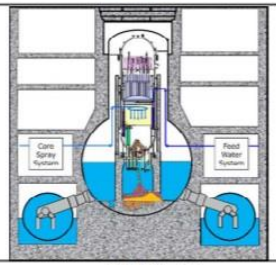
概要に戻る

初号機について

TEPCO

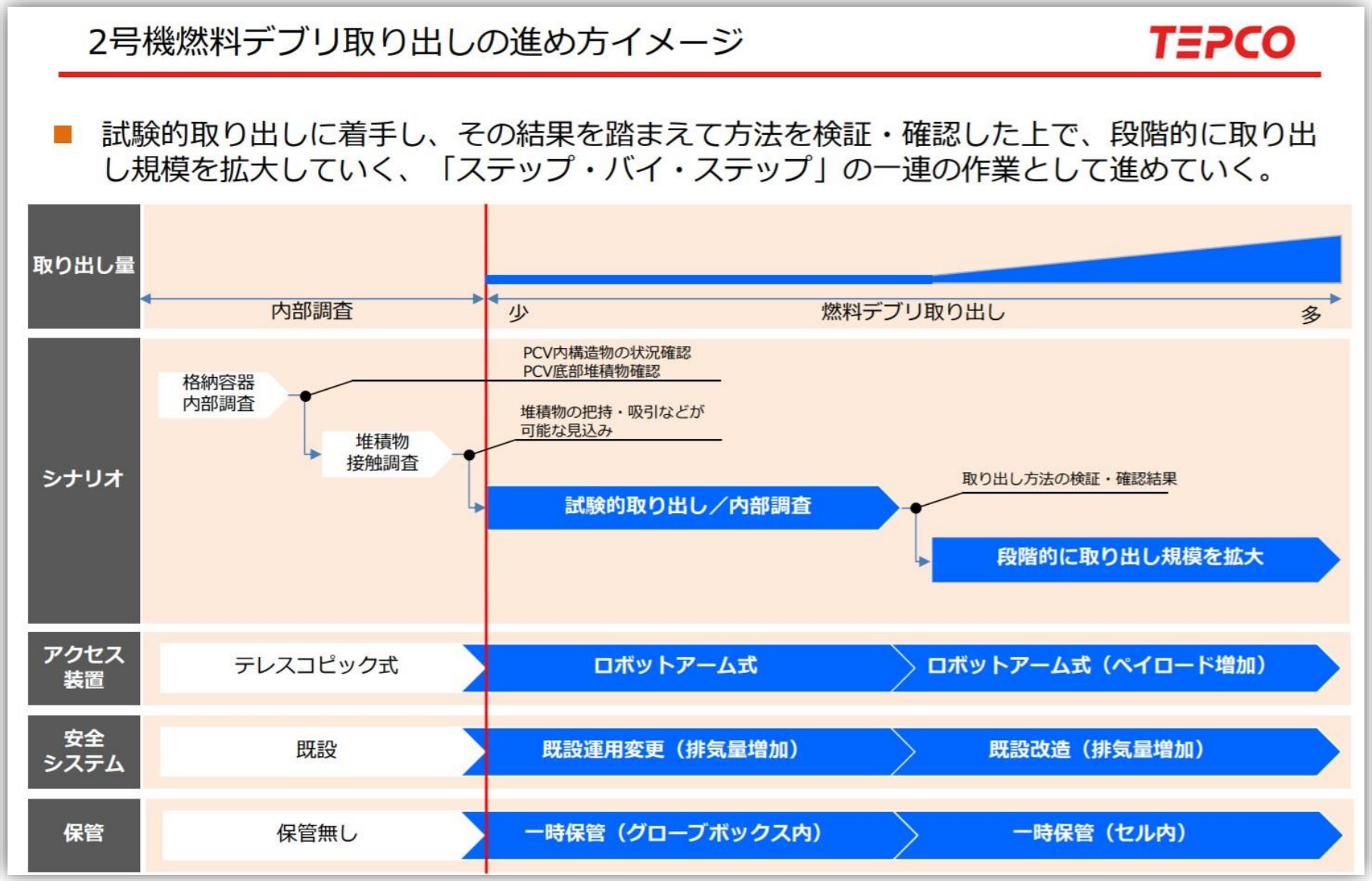
- 「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子発所の廃炉のため技術戦略プラン 2019（原子力損害賠償・廃炉等支援機構）」において、『2号機が「安全」「確実」「迅速」に燃料デブリ取り出しを開始でき、廃炉作業全体の最適化の観点から適切』と評価
- 燃料デブリ取り出しは、各号機の燃料デブリ分布の推定状況、原子炉格納容器（以下、PCV）内部調査進捗状況、建屋環境整備、建屋周辺作業の見通し等を考慮して検討
- PCV内部調査が進んでいること、原子炉建屋（以下、R/B）1階の環境整備が進んでいること、使用済み燃料取り出しと並行して作業可能な見込みがあること等から、初号機は2号機が妥当と評価

各号機の比較

			1号機	2号機	3号機
燃料デブリ分布推定状況	イメージ図				
	RPV内部		少量が存在	多くが存在	一部が存在
	PCV下部	ペデスタル内	大部分が存在	一定量が存在	多くが存在
		ペデスタル外	存在の可能性大	存在の可能性小	存在の可能性あり
PCV内部調査進捗（ペデスタル内）			未実施	テレスコピック式調査装置 ①目視 ②線量調査 ③堆積物調査	水中ROV ①目視 ②線量調査
建屋環境整備			R/B南側線量低減	(更なる線量低減)	R/B1階線量低減 PCV内水位低下
放射性物質の閉じ込め機能			気密性がやや高い	気密性が高い	気密性が低い
デブリ取出し時期の使用済み燃料取出作業状況			使用済燃料準備作業と干渉するため調整が必要	干渉はない見込み	燃料取り出し終了見込み

出典： 2019年12月19日　第73回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「燃料デブリ取り出しの検討状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/12/3-3-3.pdf

概要に戻る



出典： 2019年12月19日　第73回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「燃料デブリ取り出しの検討状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/12/3-3-3.pdf

概要に戻る

2　初期

（事故処理開始～2015年6月　冠水工法の棚上げ示唆）

の取り出し準備作業

概要に戻る

(1) 1～3号機共通

① 原子炉建屋内の線量低減

a 原子炉建屋内の線量

イチエフの敷地内の線量低減については、表土除去、樹木伐採、フェーシング等による線量低減対策により、2015年度末には目標である「1～4号機周辺を除くエリアで平均線量 5 μSv/h = 0.005 mSv/h」を達成し、作業員の方々の全面マスクの着用も限られた場面以外では必要でなくなったとされています。

しかし、1号機～3号機の原子炉建屋内は依然として高い線量を示しています。

東京電力によれば、原子炉建屋内の最大雰囲気線量は、高い順に、

1号機 5150 mSv/h (2012年7月4日測定)

3号機 4780 mSv/h (2012年11月27日測定)

2号機 4400 mSv/h (2011年11月16日測定)

となっています。

現在の到達点へ戻る

3号機SGTS室調査結果被曝線量に戻る

ちなみに、東京電力は、人がその場所で作業できるのは、作業エリアで 3 mSv/h以下、アクセス通路で 5 mSv/h以下の線量としており、さらに原子力損害賠償・廃炉等支援機構は、作業対象エリアの目標線量率を法令で定められた被ばく線量限度(50 mSv/年及び 100 mSv/5年)を下回るように設定するとしています。

出典：2017年7月31日 東京電力「福島第一原子力発電所廃炉・汚染水に関する取り組み状況について」
https://warp.da.ndl.go.jp/collections/content/info:ndljp/pid/10992692/www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/fukushimahyougikai/2017/pdf/0731_01h.pdf
東京電力2013年8月25日「東京電力福島第一原子力発電所の現状と建屋内除染の進捗状況について」
https://web.archive.org/web/20160217172744/http://www.aesj.or.jp/fukushimaproject/20130825/suzuki.pdf
東京電力2016年1月28日「廃炉・汚染水対策の概要」
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images1/images1/d160128_05-j.pdf国際廃炉研究開発機構2014年8月28日「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発　平成25年度実績概要」p2
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/140828/140828_01_034.pdf
原子力損害賠償・廃炉等支援機構2016年7月13日
「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の 廃炉のための技術戦略プラン2016」
https://dd-ndf.s2.kuroco-edge.jp/files/user/pdf/strategic-plan/book/20170322_SP2016FT.pdf

概要に戻る

b　核燃料デブリの取り出しと除染

一方、核燃料デブリ(以下、デブリ)を取り出すためには、デブリ取り出しに向けた研究開発と同時に、格納容器内を調査し、デブリの位置、形状、性質等を把握しなければなりません。
しかし、現在の原子炉格納容器内は高線量状態のため、ロボットですら進入が困難であり、ごく一部を除いてデブリを実際に視認できる状況には至っていません。

デブリの取り出しのために原子炉建屋内の除染が必要なゆえんです。
2016年2月25日に開催された公益社団法人福島原発行動隊の第49回参院院内集会に出席した東京電力リスクコミュニケーターの原口和之氏に確認したところ、原子炉建屋内の除染は、3号機での高所用サンドブラスト除染装置の現場実証等の除染作業以外に3号機の一部 参照 を除き日常的な除染作業は行われていないとのことでした。
なお、まとまったデータが見つけられていなかった2号機での原子炉建屋1階でダクト内の除染作業について、10月27日の第35回廃炉・汚染水対策チーム会合において、東京電力から報告資料が出されましたのでこちら 参照 で紹介します。

出典：第33回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2016年8月25日資料東京電力「燃料デブリ取り出し準備スケジュール」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/08/3-03-01.pdf

概要に戻る

②　2014年以前の原子炉建屋1階の除染作業(1～3号機)

ここでは、今回発見した2014年12月の1号機～3号機の原子炉建屋1階の線量低減進捗状況の報告と2016年10月に公表されたその後の進捗状況を合わせてレポートします。

まず2014年12月以前に実施された除染作業と結果です。
まず1号機では、1階北西エリアでガレキの撤去、低所除染、高線量箇所の遮へいを実施した結果、空間線量は5～10 mSv/h→ 3 mSv/hと低下しています。
2号機では、人手による資機材撤去、遠隔装置・人手による低・中所除染(盤上面等のふき取り)、線源調査(主たる線量寄与は中高所構造物であることを確認)、遠隔装置による床面除染、汎用機器・人手による残部の除染、人手による特定線源(貫通部、制御棒水圧制御ユニット)の遮へいを実施し、空間線量は 10～20 mSv/h→ 3～10 mSv/hに低下しました。
3号機では、ガレキの撤去、-低所・中所(一部)除染、吸引(国プロ装置)除染を行い、 20～100 mSv/h→ 5～80 mSv/hに空間線量が低下しています。

出典：東京電力2014年12月25日「１～３号機原子炉建屋線量低減 １～３号機原子炉建屋線量低減進捗状況と計画」
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d141225_11-j.pdf第35回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2016年10月27日資料東京電力
「２号機原子炉建屋１階ダクト内除染の実施報告と１～３号機原子炉建屋１階線量低減の進捗報告」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/10/3-03-02.pdf

概要に戻る

③　原子炉腐食抑制対策としての窒素バブリングによる原子炉冷却水中の溶存酸素低減

従来から、核燃料デブリの取り出し準備スケジュール表中に「圧力容器/格納容器の健全性維持」を目的とした実行中の現場作業として、「腐食抑制対策(窒素バブリングによる原子炉冷却水中の溶存酸素低減)」が表示されていました。しかし、独立したテーマとしてこのことを取り扱った資料を見つけられなかったため、関連する資料を渉猟してみました。

まず、原子炉腐食抑制対策としての窒素バブリングとは、原子炉の停止時に冷却水に大量の窒素を送り込み、冷却水中の原子炉構造材を腐食させる酸素を窒素によって置換する仕組みです。

時系列で言うと、この問題が初めて(筆者が探すことのできた範囲で)現れたのは、2011年8月28日に開催された第5回原子力安全委員会中長期措置検討専門部会の資料3ページの表で、「処理水バッファタンク　バブリング用　窒素ガス分離装置60 Nm^3/h共用化」とあります。また、2012年8月28日付けの原子力災害対策本部文書の2ページには、「処理水バッファタンクバブリング用窒素ガス供給装置の運転を開始し、当面の間、窒素ガス分離装置Bとの並列運転を実施。(8月9日　9:25)　処理水バッファタンクバブリング用窒素ガス供給装置を本来の原子炉腐食防止のための運用に復旧したことから、ろ過水タンクバブリング用窒素ガス供給装置と窒素ガス分離装置Bとの並列運転に変更(8月23日 10:49)。」と書かれています。この仕組みが2011年の事故直後から運用されていたことは確かなようです。

2016年5月19日に開かれた福島原発行動隊第52回参院院内集会に出席された国際廃炉研究開発機構の桑原氏によると、この装置は事故後に対策として初めて設置されたものとのことでした。

出典：第5回原子力安全委員会中長期措置検討専門部会資料東京電力2011年8月28日
「原子炉圧力容器・格納容器注水設備に係る施設運営計画について」
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/sakutei/siryo/sochi5/siryo1-2.pdf
原子力災害対策本部2012年8月28日「(2011年)東京電力(株)福島第一・第二原子力発電所事故(東日本大震災)について」
http://www.kantei.go.jp/saigai/pdf/201208281400gensai.pdf

概要に戻る

(2) 各号機、格納容器内部の状況、核燃料デブリの性状・分布の把握　～2015.04

2016年から、核燃料デブリ(以下、デブリ)の取り出しの工法に大きく影響する、原子炉格納容器内部の状態、デブリの性状・分布を把握しようとする試みが始まっています。

・「中長期ロードマップ」は、現在の原子炉格納容器内は、高線量状態のため進入が困難であり、デブリを実際に視認できる状況には至っていないとしながらも1号機においては多くの燃料・炉心構造物が溶融して下方へ移動しデブリとなっている可能性が高く、2号機においても圧力容器内部の核燃料が減少していることを明らかにしています。

・ 日本原子力開発機構は、デブリの特性を把握するために、模擬デブリを作成し分析するとともに、原子力科学研究所に保管されているスリーマイルアイランド原子力発電所2号機の実デブリを分析し、デブリ取り出しに向けた技術開発に向けて情報を提供していくとしています。

・ 次ページの、原子炉格納容器内部の状態、デブリの性状・分布を把握しようとする試みの経過の一覧表において、主要な関連資料へのリンクを出典欄に埋めこみ、本文の文字を大きくし読みやすくしました。

他ページとの重複もまだ整理しきれていませんが、ご一読ください。

取り出し準備の経過へ戻る　取り出しの行方へ戻る　現在の到達点へ戻る

出典：日本原子力開発機構原子力科学研究所「燃料デブリの特性把握」
https://www.jaea.go.jp/04/ntokai/fukushima/fukushima_01.html

概要に戻る

実施期日	号機	内容	出典
2012.1・3	2号機	X-53ペネから原子炉格納容器内にアクセスし、原子炉格納容器内の線量・水位・温度について確認。	2017年10月　東京電力
2012.10	1号機	X-100Bペネから原子炉格納容器内にアクセスし、原子炉格納容器内の線量・水位・温度について確認	2017年10月　東京電力
2013.8	2号機	X-53ペネからペデスタル内へのアクセスルートとなるCRDレールを確認する調査。	2017年10月　東京電力
2013.11.13	1号機	遠隔水上ボートの投入によるトーラス室の調査。サンドクッションドレン管からの水の流出が観測されています。 参照	2013年11月　東京電力
2014.5.15	3号機	遠隔カメラ撮影により、主蒸気配管Dの格納容器貫通部の伸縮継手周辺からの漏えいが確認されています。	2014年5月　東京電力
2014.5.27	1号機	遠隔調査装置の投入による圧力抑制室上部の調査。(X-5E近傍)真空破壊ラインの伸縮継手カバーの漏えい箇所が特定されています。	2014年5月　東京電力
2014.7	2号機	壁面調査装置(水中遊泳ロボット、床面走行ロボット)をトーラス室に投入、トーラス室壁面(東壁面北側)を対象に調査。水の流れは確認されませんでした。	2014年7月　東京電力
2015.2~5	1号機	ミュオン透過法による格納容器および圧力容器調査。圧力容器内には燃料が残存していないと考えることが自然と思われる結果が得られています。	2015年7月　技術研究組合国際廃炉研究開発機構
2015.4	1号機	X-100ペネから2台のロボットを投入しての格納容器1階の調査。ロボットは脱輪や高い放射線によるカメラの故障のため放棄されましたが、東京電力は、調査目的である格納容器内部の情報収集を十分行うことができたとしています。	2015年4月　東京電力

気中部調査計画に戻る

概要に戻る

3 中期

2015年7月～2020年7月

（「原子炉建屋環境改善の計画」公表）

概要に戻る

（1） 1～3号機共通の取り組み～注水量低減から分かったこと

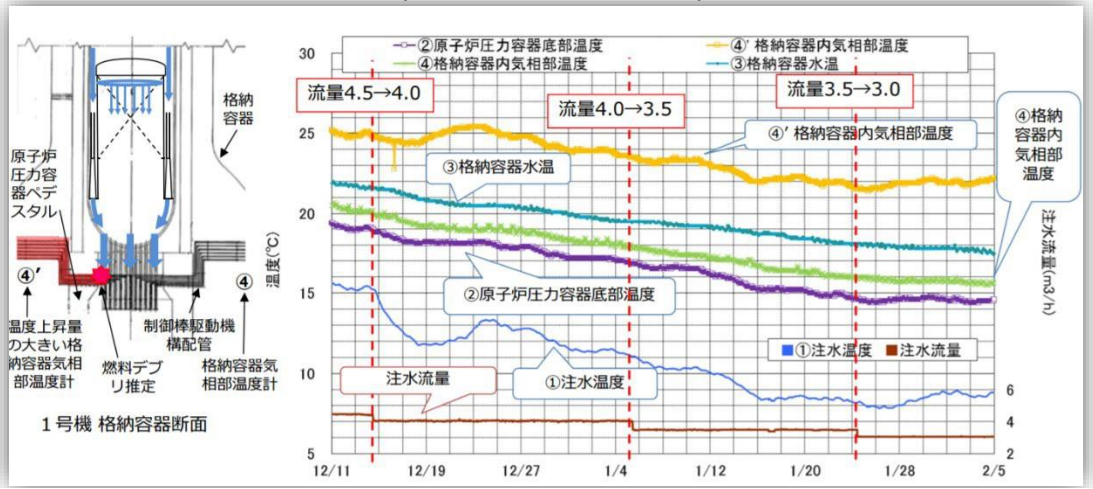
東京電力は、汚染水処理設備の余剰分を確保する一つの手段として、2016年12月から2017年3月にかけて1～3号機の原子炉注水量を4.5 m^3 /h から3.0 m^3 /hに低減させましたが、ダストモニタ指示値に大きな変動はなく、原子炉圧力容器底部温度、格納容器内温度等の上昇も当初想定の範囲内でした。

一方、各号機とも下図のように、原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度の一部に若干の上昇が見られ、その要因について東京電力は以下のように考察しています。

1号機においては、（④‘）が他の格納容器内気相部温度（④）と比較して温度の上昇量が大きく、温度そのものも高く、当該温度計に近い原子炉圧力容器ペデスタル内の構造物（制御棒駆動機構配管）に燃料デブリが存在する可能性がある。2号機においては、（②‘）の注水量の低減直後の上昇が格納容器気相部、格納容器水温より大きいことから、原子炉圧力容器底部に燃料デブリが存在する可能性がある。3号機においては、格納容器水温が原子炉圧力容器底部温度より高いことから、格納容器に燃料デブリの一部が存在する可能性がある。

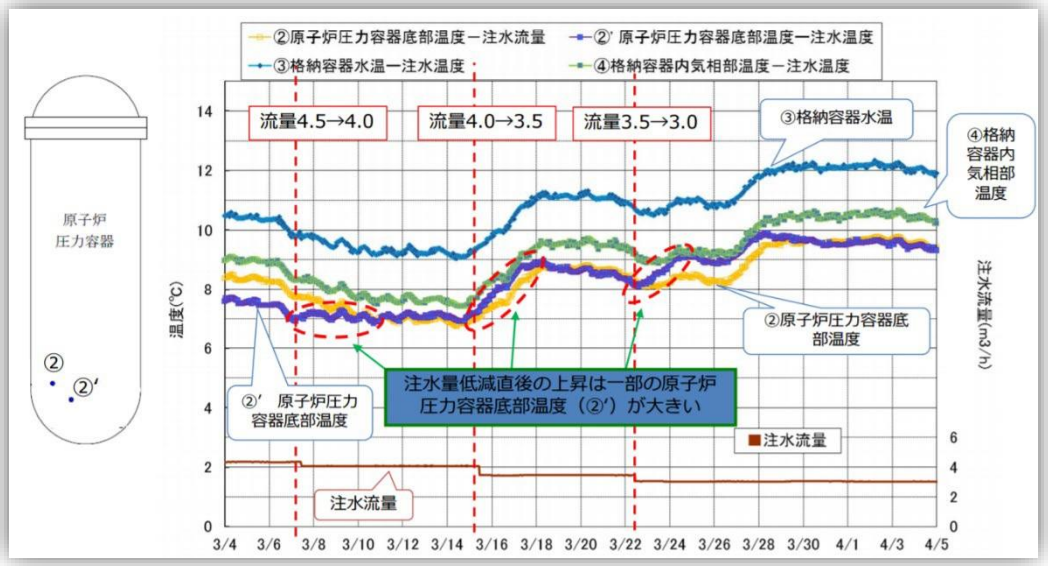
（筆者注：出典には1～3号機についてそれぞれ温度の推移と温度の差分の推移のグラフ両方があります、本レポートでは東京電力が考察に用いたグラフのみ掲載しました。）

(1号機 温度の推移)

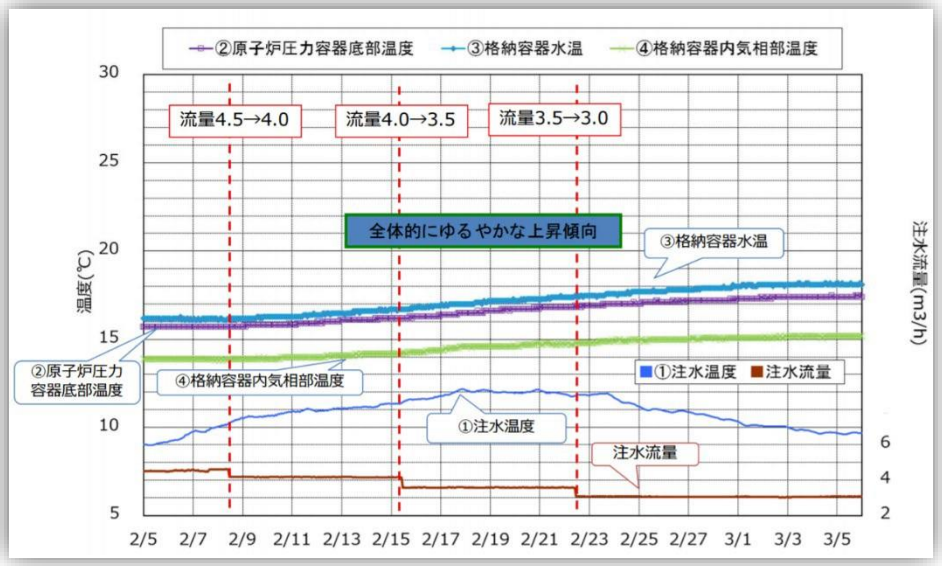


概要に戻る

(2号機温度の差分の推移)



(3号機温度の推移)



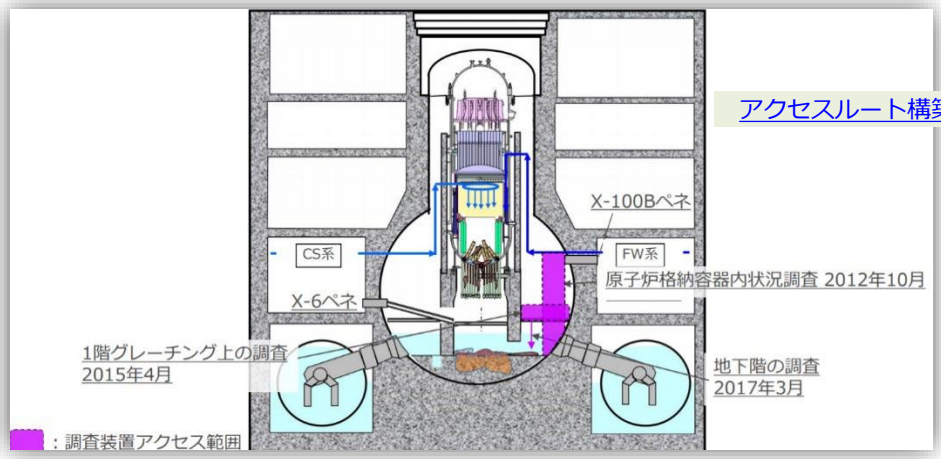
出典：特定原子力施設監視・評価検討会 (第53回) 2017年5月22日資料東京電力「福島第一原子力発電所１～３号機 原子炉注水量低減について」
https://warp.da.ndl.go.jp/collections/content/info:ndljp/pid/12315900/www.nsr.go.jp/data/000189682.pdf

概要に戻る

(2) 各号機での取り組み

① 説明図

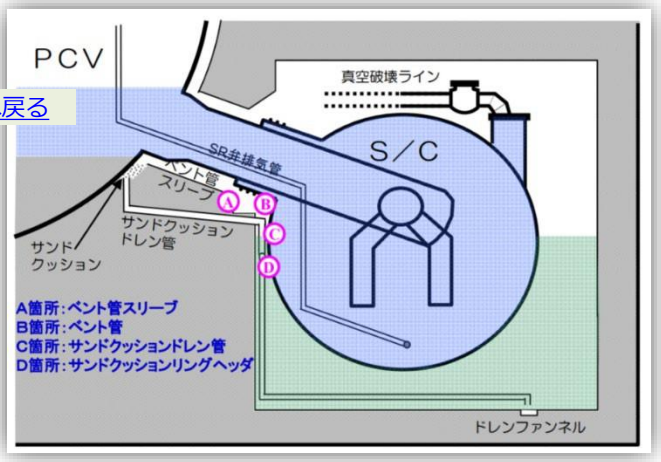
(1号機)



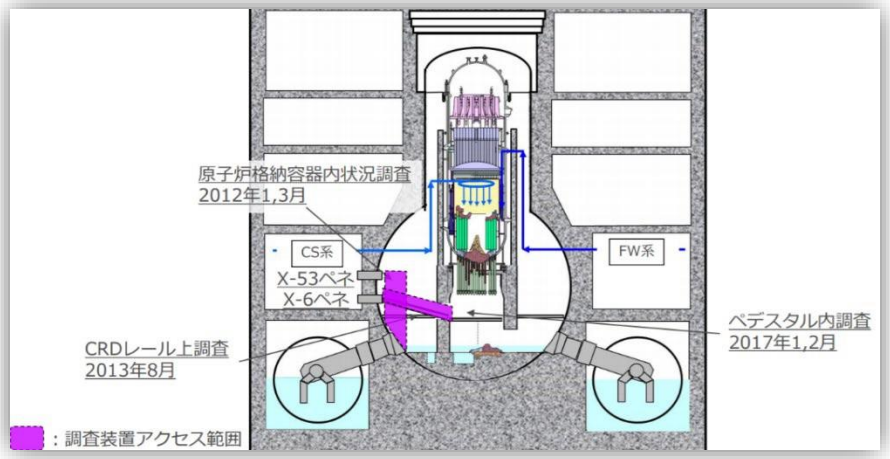
アクセスルート構築(速報)へ戻る

(1号機サンドクッションドレン管)

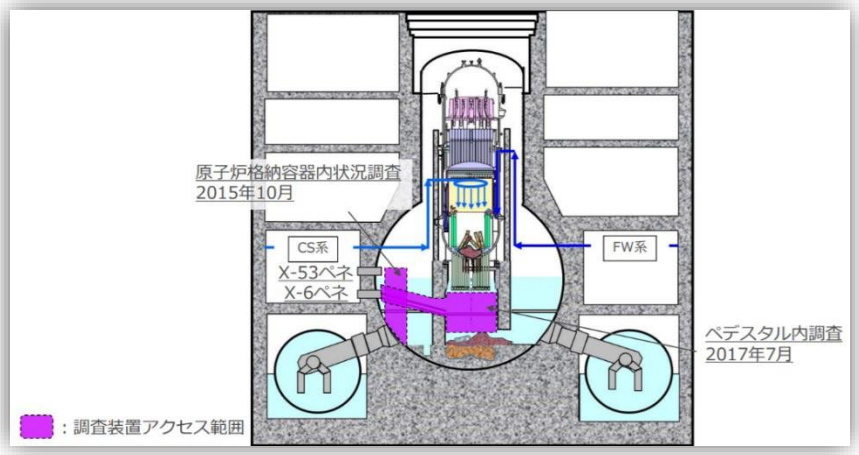
経過一覧へ戻る



(2号機)



(3号機)



画像出典：2017年10月30日　第56回特定原子力施設監視・評価検討会　資料　東京電力「燃料デブリ取り出し作業における安全確保の考え方」
https://warp.da.ndl.go.jp/collections/content/info:ndljp/pid/12315900/www.nsr.go.jp/data/000207807.pdf

概要に戻る

② 格納容器内部の状況、核燃料デブリ(以下、デブリ)の性状・分布の把握(1～3号機の経過)

2015.09～

実施期日	号機	内容	出典
2015.9.9	3号機	格納容器機器ハッチのシールドプラグに空いていた隙間から小型カメラを入れて調査機器ハッチに変形等はなく、漏えいも確認されませんでした。一方、シールドプラグ 移動用のレールの溝に水たまりが確認され、シールドプラグ内側上部より雨水または結露水と思われる水の滴下が確認されています。	2015年10月東京電力
2015.9～10	1号機	隣接するタービン建屋通路から(入口周辺が高線量のため)壁面を穿孔して原子炉建屋1階のTIP(移動式炉心検知システム)室内部の線量率・汚染分布等を調査。東京電力はX-31～33貫通部は高線量ですがその他は低線量でした。床面にはチリやほこり等があり遊離性汚染となっている可能性があること、またTIP室内での作業ができる見込があるとしています。	2015年10月東京電力
2015.10.20～22	3号機	X-53貫通部を切断・開口し、内部の映像の取得、温度・線量を確認し、建屋内に溜まっている汚染水の採取・分析を実施。格納容器内の構造物・壁面に、確認した範囲では損傷は確認されず、格納容器内の水位は、点検架台上面付近に水面を確認できており、推定値(約6.5メートル)と概ね一致していました。格納容器内気相部の線量は、最大で約1 Sv/h。格納容器内部の温度は、気相部で約26～27℃、水中で約 33～35℃。 水質結果からは、格納容器は厳しい腐食環境ではないと推定されています。	2015年10月東京電力
2015.11～12	1号機	遠隔調査装置の投入による主蒸気弁室およびエアロック室内の格納容器貫通部の調査X-53ペネの下部が特に高線量であり、当該ペネに設置されているベローズカバー内が汚染源と推定されています。	2015年12月東京電力
2115.12～2016.1	3号機	今後計画している3号機原子炉格納容器漏えいの有無についての調査・補修等の作業を行う上で邪魔になる物を特定するため、2014年に2号機で実施したトーラス室の3D調査に用いた遠隔操作装置に改良を加えた調査装置により、トーラス室内の3Dデータを取得しました。	2016年2月東京電力
2016.3～7	2号機	ミュオン透過法による格納容器および圧力容器調査　参照　。核燃料デブリの大部分は圧力容器下部にとどまっていると推定されています。	2016年7月技術研究組合国際廃炉研究開発機構

概要に戻る

実施期日	号機	内容	出典
2017.1~2	2号機	X-6ペネからガイドパイプ、走行型遠隔調査装置(ROV)を挿入しペデスタル内部の調査 参照 。走行型遠隔調査装置(ROV)はスタックしてしまいましたが、ガイドパイプに取り付けたカメラ・線量計により、ペデスタル内において堆積物やグレーチングの脱落等の状況が確認されています。	2017年2月東京電力
2017.3	1号機	格納容器1階に遠隔調査装置を投入。グレーチング上からカメラ・線量計を吊り下ろし、ペデスタル地下階開口部近くの原子炉格納容器底部の状況を調査 参照 。確認された範囲では、機器に損傷は確認されませんでした。また、格納容器床面から高い位置に堆積物があること、底部に近づくほど線量が上昇する傾向が確認されています。	2017年3月東京電力
2017.3〜4	1号機	2015年4月，常設監視計器を再設置した際に原子炉格納容器内に溜まっている汚染水中に舞い上がりが確認された堆積物は、格納容器内部調査やデブリ取出しの際に障害となる可能性があるため、堆積物の同定と回収・処分方法を検討する必要があり，堆積物のサンプリングが実施されました。サンプルの簡易蛍光X線による分析結果については出典をご覧ください。	2017年5月東京電力
2017.7	1号機	2017年3月の原子炉格納容器内部調査で取得した映像の鮮明化を行うとともに，取得した線量のデータより，ペデスタル開口部からのデブリの拡がり有無について推定が行われました。推定結果については出典をご覧ください。	2017年7月東京電力
2017.5~8	3号機	ミュオン透過法による格納容器および圧力容器調査 参照 。炉心域には核燃料デブリの大きな塊は存在していない。原子炉圧力容器の底部には不確かさはあるものの一部の核燃料デブリが残っている可能性があると推定されています。	2017年9月技術研究組合国際廃炉研究開発機構
2017.7	2号機	2017年1〜2月の原子炉格納容器内部調査における線量率測定結果と、2013年8月の調査で測定された線量率と大きな相違があったため、カメラ画像ノイズからの線量率推定方法および積算線量計による線量率の算出について妥当性の確認の確認が行われました。確認された事項については出典をご覧ください。	2017年7月東京電力

概要に戻る

実施期日	号機	内容	出典
2017.7	3号機	X-53ペネから水中遊泳型ROVを挿入し、ペデスタル内部を調査 参照 。ペデスタル内において、複数の構造物の損傷や、溶融物が凝固したと思われるものがCRDハウジングフランジ等に付着している状況が確認されています。	2017年11月東京電力
2017.9～11	共通	東京電力は、これまで各号機の内部調査で採取された堆積物を詳しく分析するため、国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構(JAEA)大洗研究開発センター及び日本核燃料開発株式会社(NFD)といった外部機関に搬出しました。	2017年10月東京電力 2017年11月東京電力
2018.1.19	2号機	改良されたガイドパイプによりパンチルトカメラをペデスタル内部まで挿入し、プラットホーム上の状況を再度確認。さらに先端の吊り下ろし式カメラによりプラットフォーム下部の情報を取得しました。 参照	2018年2月1日東京電力
2019.2.13	2号機	格納容器X-6貫通部から調査ユニットを吊り降ろし、作業用足場上の4か所、圧力容器の土台底部の6カ所の堆積物に接触し、その状態の変化を確認するとともに、前回調査より更に堆積物へ接近した状態で映像、線量、温度データを取得しました。 参照	2019年2月東京電力
ここまでのまとめ		1号機・3号機では圧力容器内部には燃料あるいはデブリは無く、2号機でも一部の燃料あるいはデブリは1階グレーチングを突き抜けペデスタル底部に落下。1号機・3号機ではペデスタル外部にも拡がっていると推定されます。 核燃料デブリの性状はこれから分析の段階です。	

概要に戻る

(3) 1号機での取り組み

① 2017年3月の原子炉格納容器内部調査

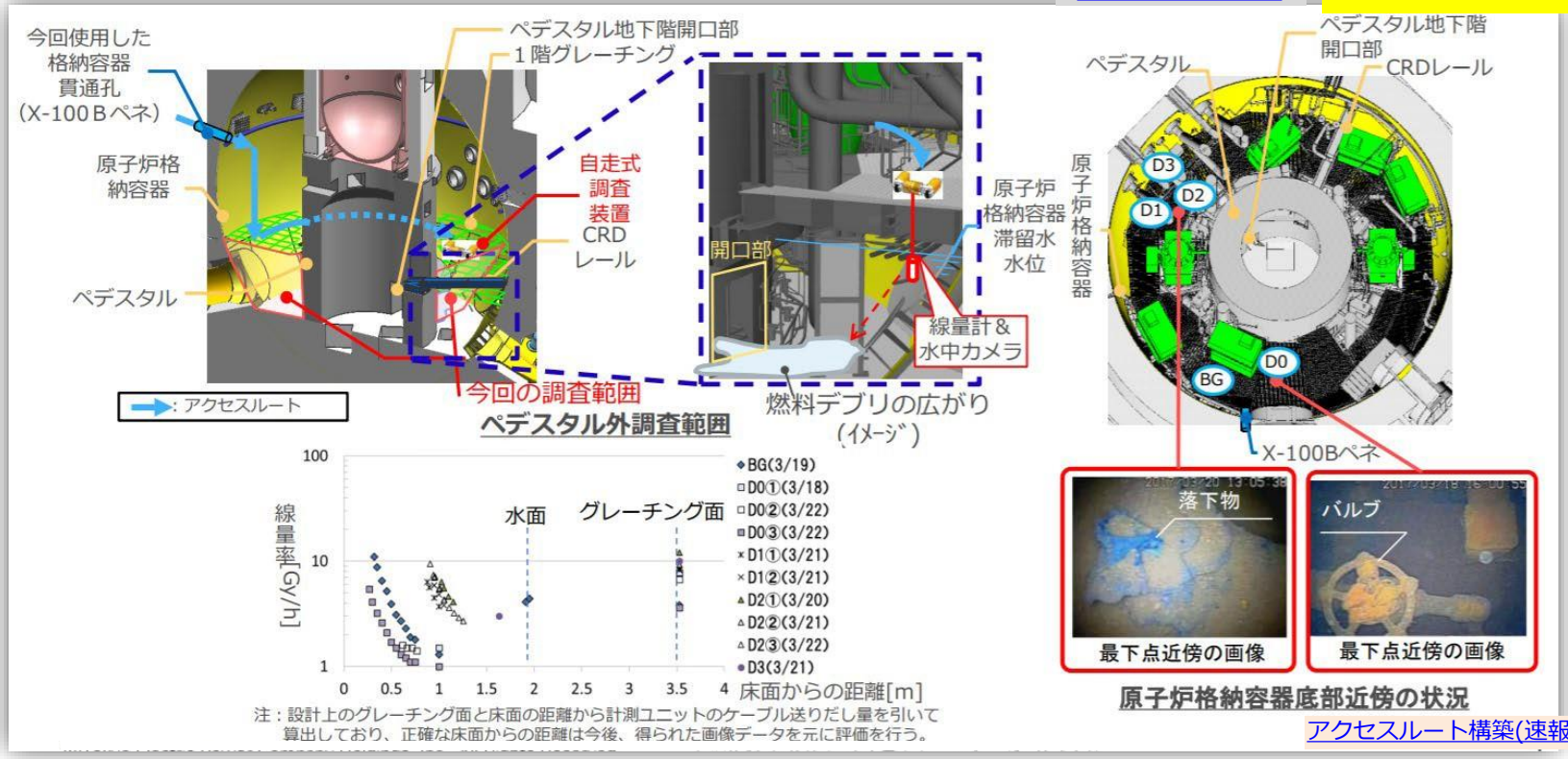
a 結果の概要

格納容器1階の金属製の格子(グレーチング)上からカメラ・線量計を吊り下ろし、圧力容器の土台(ペデスタル)地下階開口部近くの原子炉格納容器底部の状況を調査しました。

1号機ダスト上昇整理に戻る

確認された範囲では、機器に損傷は確認されませんでした。また、格納容器床面から高い位置に堆積物があることを確認し、底部に近づくほど線量が上昇する傾向を確認しました。

進行状況(概要)へ戻る　経過一覧へ戻る
現在の到達点へ戻る　気中部調査計画に戻る

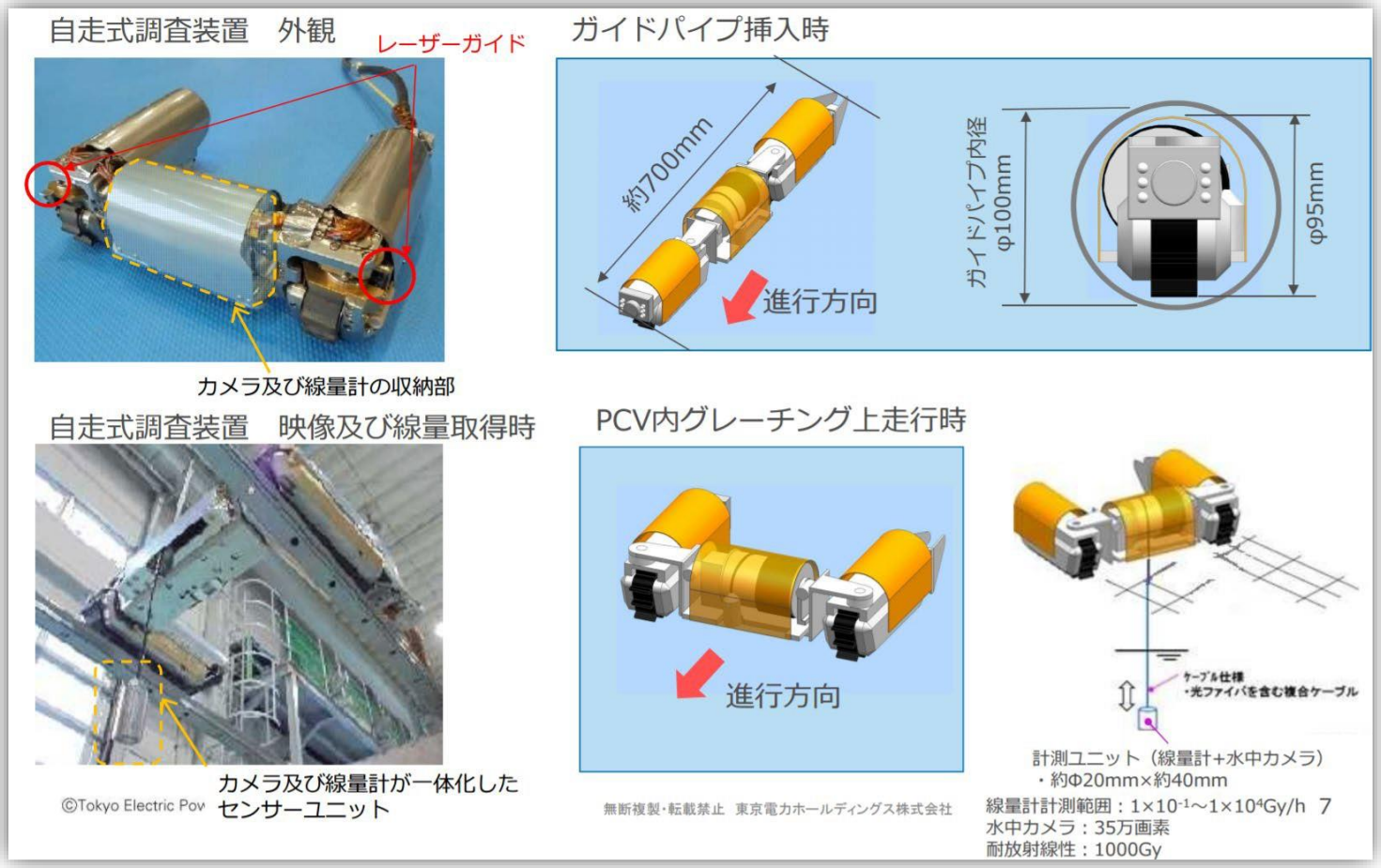


アクセスルート構築(速報)へ戻る

出典：2017年10月30日　第56回特定原子力施設監視・評価検討会　資料　東京電力「燃料デブリ取り出し作業における安全確保の考え方」
https://warp.da.ndl.go.jp/collections/content/info:ndljp/pid/12315900/www.nsr.go.jp/data/000207807.pdf

概要に戻る

b 調査装置



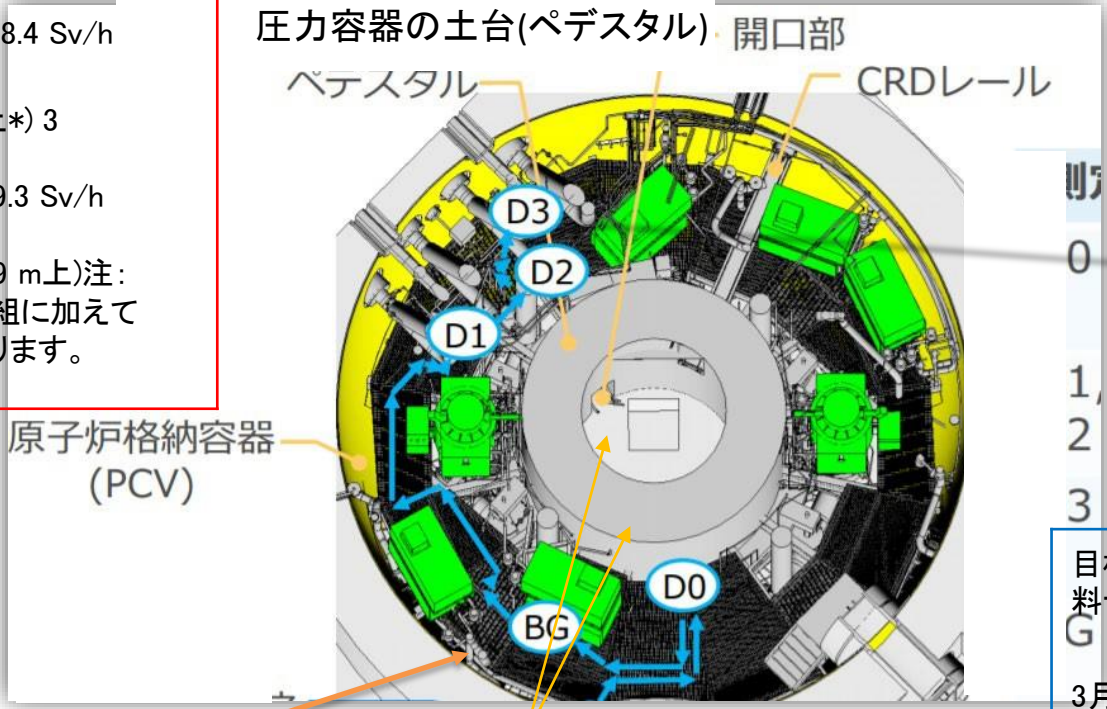
出典：第39回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2017年2月23日資料東京電力「１号機PCV内部調査について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/02/3-03-03.pdf

概要に戻る

目標：開口部からの核燃料デブリの拡散有無の推定

3月21日調査
・1階金属製格子上：8.4 Sv/h
・最下点：6.3 Sv/h
(PCV床より約0.9 m上*) 3月22日調査
・1階金属製格子上：9.3 Sv/h
・最下点：9.4 Sv/h
(格納容器床より約0.9 m上)注：出典資料には上記2組に加えて測定値記載が3組あります。

c 線量測定結果



目標：格納容器シェルに核燃料デブリが到達している可能性があるかの推定

3月21日調査
・1階金属製格子上：10 Sv/h
・最下点：3.0 Sv/h
(格納容器床より約1.6 m上)

目標：D0～D3の測定に対するバックグラウンドレベルの把握

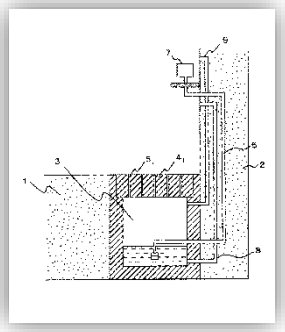
3月19日調査
1階金属製格子上：3.8 Sv/h
最下点：11 Sv/h
(格納容器床より約0.3 m上)

目標：ドレンサンプからの核燃料デブリの拡散有無の推定

ドレンサンプ
⇒用語解説へ

3月18日調査
・1階金属製格子上：7.8 Sv/h
・最下点：1.5 Sv/h
(格納容器床より約1 m上)
3月22日調査
・1階金属製格子上：6.7 Sv/h
・最下点：1.6 Sv/h
(格納容器床より約0.6 m上)
・1階金属製格子上：3.6 Sv/h
・最下点：5.4 Sv/h
(格納容器床より約0.3 m上)

アクセスルート構築(速報)へ戻る



出典：東京電力2017年3月27日資料「１号機原子炉格納容器内部調査について」
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images1/handouts_170327_14-j.pdf

概要に戻る

d まとめ

東京電力は今回の調査の成果について以下の点を挙げています。

1　圧力容器の土台の開口部近傍の格納容器の底部の状況を初めて撮影することができた。

2　格納容器の底に近づくほど線量が上昇する傾向を確認することができた。

3　格納容器の底、配管等に堆積物が確認された。(今後、画像の解析や、堆積物のサンプリング採取を行い、堆積物の性状等の分析を行う)

4　D2エリアの堆積物に近接して撮影を行ったが、堆積物の舞い上がりが確認されなかったことから、堆積物はある程度の重さを持ったものと推定される。

5　水中に入ると線量は低くなるが、格納容器の底に近づくと線量が上昇した。

6　線量の上昇が始まる格納容器の底からの高さは測定ポイントにより異なる。(堆積物が線源になっている可能性や、堆積物下の構造物に付着した線源の影響を受けている可能性、PCV底部近傍に溶融燃料がある可能性など、様々な可能性がある)

7　1階金属製格子(グレーチング)上の線量は前回調査時(2015年4月)と大きく変わらず、既設構造物についても大きな損傷は確認されなかった。

その後の堆積物のサンプリングと東京電力による簡易蛍光X線による分析では、炉内構造物由来の金属元素のほかにウランが検出されたとのことです。ただ、簡易蛍光X線検査では堆積物中のウランの存在比までは分析できず、検出されたウランが核燃料デブリそのものであるかどうかは判断できず、今後イチエフ外部で詳細な分析を行いたいとのことです。 参照

出典：東京電力2017年3月27日資料「１号機原子炉格納容器内部調査について」
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images1/handouts_170327_14-j.pdf
第42回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2017年5月25日資料東京電力「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～」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/05/3-03-02.pdf

概要に戻る

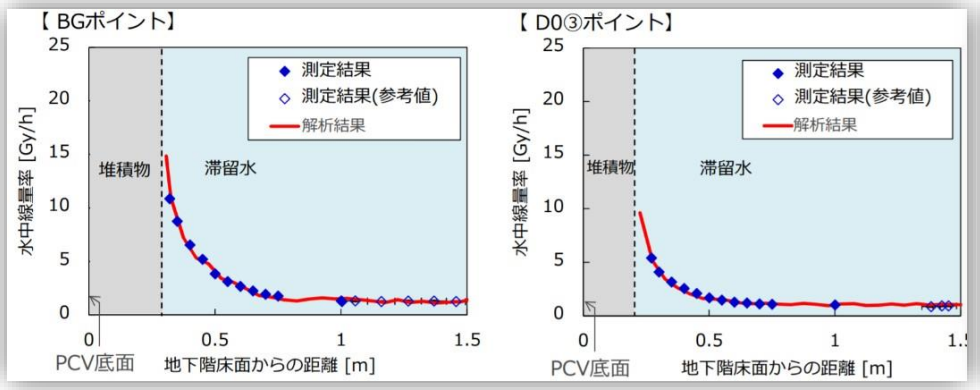
e その後の線量データの分析結果

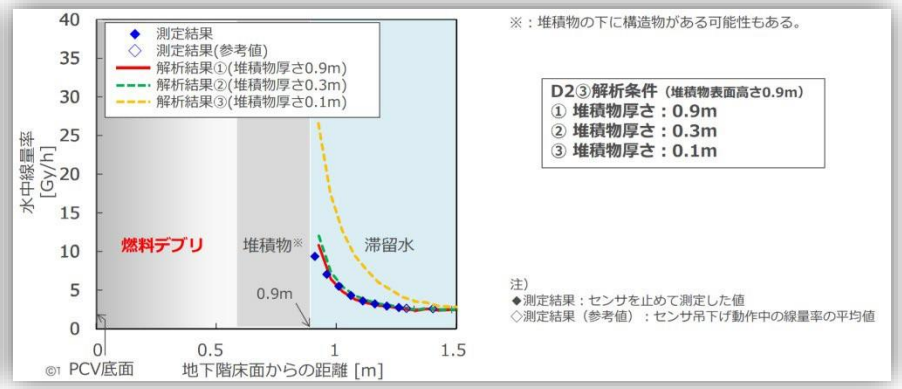
東京電力は、堆積物が薄く、かつ格納容器の土台(ペデスタル)開口部から離れており核燃料デブリ(以下、デブリ)がないと推定されるBG・D0ポイントと、開口部に近く、かつ堆積物に邪魔され格納容器の底から0.9 mのところまでしか線量計を降ろせなかったD1・D2ポイントで測定された線量を解析しました。

BG・D0ポイントでは、測定値はデブリがないと仮定した場合の解析値とよく一致しており、ここではデブリは存在しないかあるとしてもごく少量であると推定されるそうです。

一方、D1・D2ポイントでは、測定値は堆積物の厚さを0.1 mと仮定した場合の解析値よりは低かったが、堆積物の厚さが0.3 m以上あった場合には、堆積物の遮へい効果により今回の測定および解析からはデブリがあるかどうか判断できないとのことです。

なお、格納容器シェルにデブリが到達している可能性があるかどうかを推定するために選ばれたD3ポイントの解析は発表されていません。





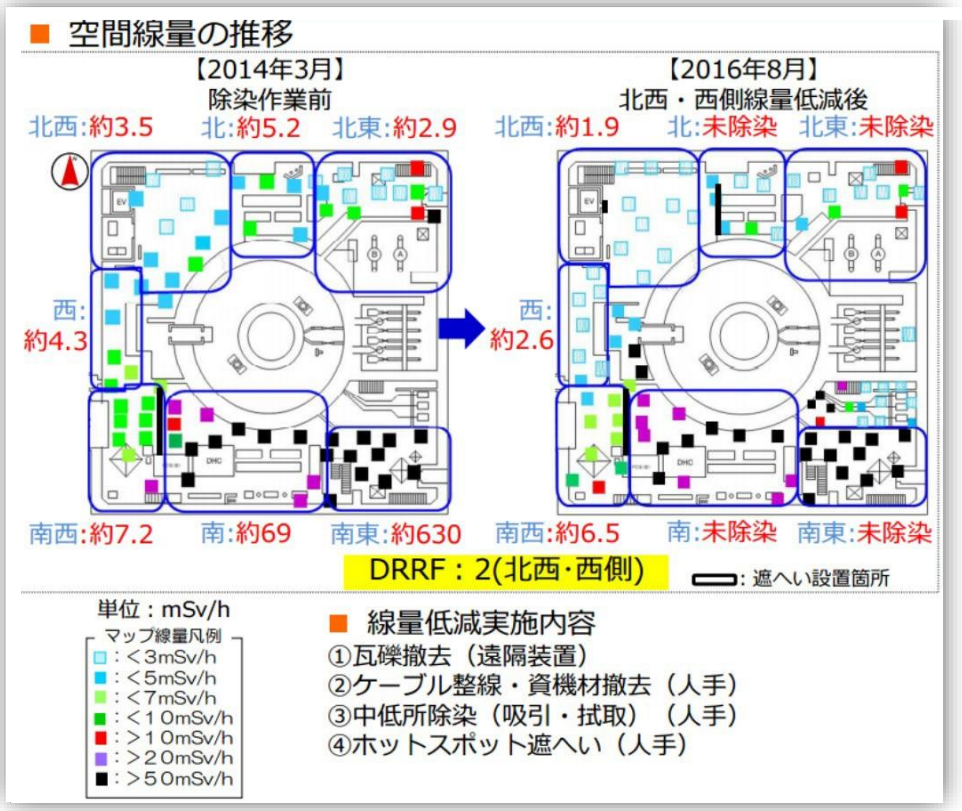
出典： 2017年7月27日　第44回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「１号機原子炉格納容器内部調査について～映像データ及び線量データの分析結果～」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/07/3-03-02.pdf

概要に戻る

② 1号機の原子炉建屋内の線量低減

a　建屋1階の除染結果

1号機1階では、遠隔装置によるガレキの撤去、人手によるケーブル整線・資機材撤去、人手による吸引・拭取といった中低所除染、人手によるホットスポットの遮へいを実施した結果、空間線量は・北西・西エリアでは平均約2 mSv/hに50 % 低減しています。



DRRF⇒用語解説へ

今後の環境改善計画に戻る

出典：第35回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2016年10月27日資料東京電力
「２号機原子炉建屋１階ダクト内除染の実施報告と１～３号機原子炉建屋１階線量低減の進捗報告」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/10/3-03-02.pdf

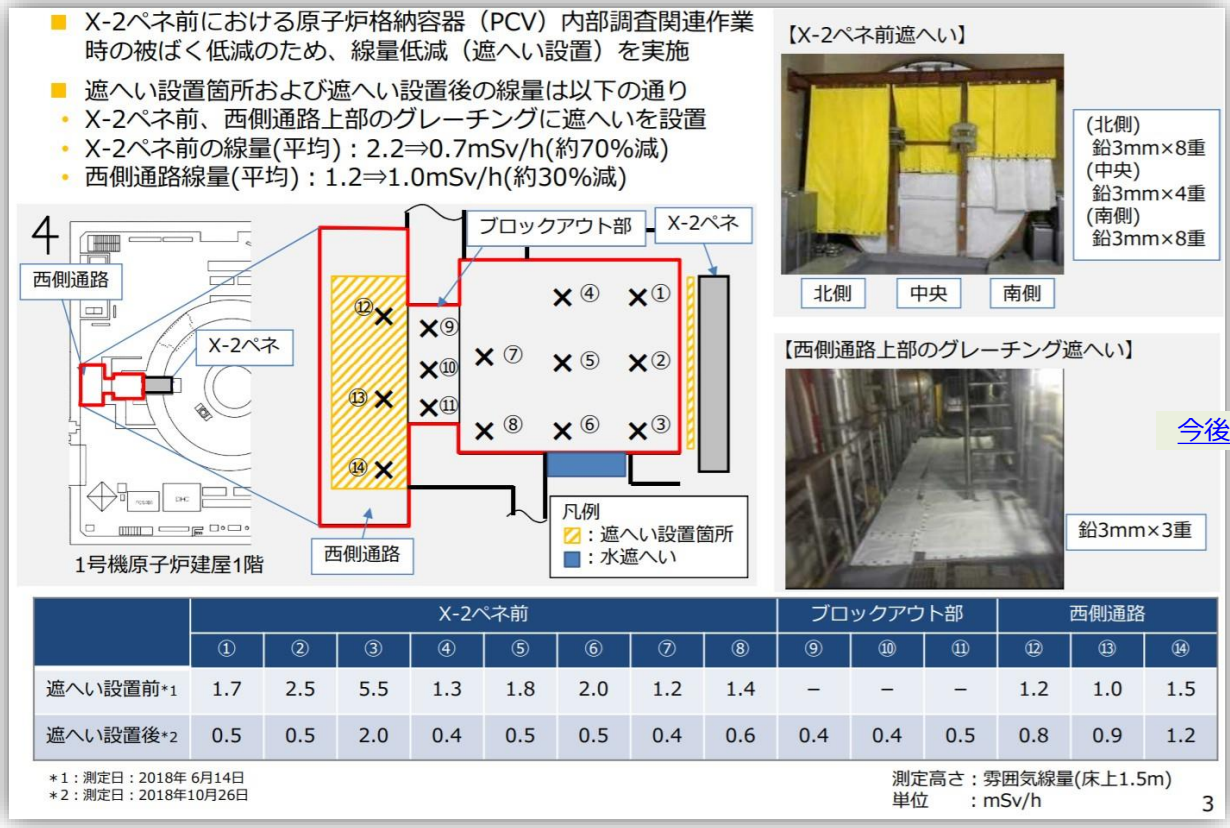
概要に戻る

b　X-2貫通部調査前の線量低減(2018年7月～10月)

1号機では、2019年4月の原子炉格納容器(PCV)減圧およびX-2貫通部(以下、ペネ)外扉孔あけから開始された、X-2ペネからのPCV内部調査のためのアクセスルート構築作業に先立ち、2018年7月から10月にかけて、線量低減のため、X-2ペネ前に遮へいを設置するとともに、X-2ペネ前および西側通路の干渉物を撤去しています。撤去した干渉物は端子箱、電線管中継ボックス、プラント内電話設備、ブロックアウト等です。　参照

東京電力は、遮へい、遮へい設置個所、および遮へい前後の線量の変化については下図のように発表しています。

(次ページに続く)



	X-2ペネ前								ブロックアウト部			西側通路		
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭
遮へい設置前*1	1.7	2.5	5.5	1.3	1.8	2.0	1.2	1.4	–	–	–	1.2	1.0	1.5
遮へい設置後*2	0.5	0.5	2.0	0.4	0.5	0.5	0.4	0.6	0.4	0.4	0.5	0.8	0.9	1.2

*1：測定日：2018年 6月14日
*2：測定日：2018年10月26日
測定高さ：雰囲気線量(床上1.5m)
単位　：mSv/h

出典： 2020年7月2日　第79回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「デブリ取り出しに向けた原子炉建屋環境改善の計画」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-6.pdf

今後の環境改善計画に戻る

概要に戻る

干渉物撤去の状況については、下図が示されています。　今後の環境改善計画に戻る

■ 干渉物撤去作業
端子箱、電線管中継ボックス、プラント内電話設備、ブロックアウト等の干渉機器を撤去

X-2ペネ前干渉機器及びブロックアウト撤去状況

【撤去前】(矢視A)



【撤去後】(矢視A)



【ブロックアウト撤去後】(矢視B)



西側通路干渉物撤去状況

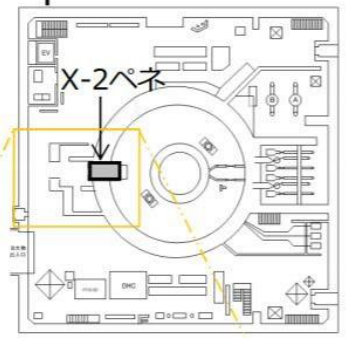
【撤去前】(矢視C)



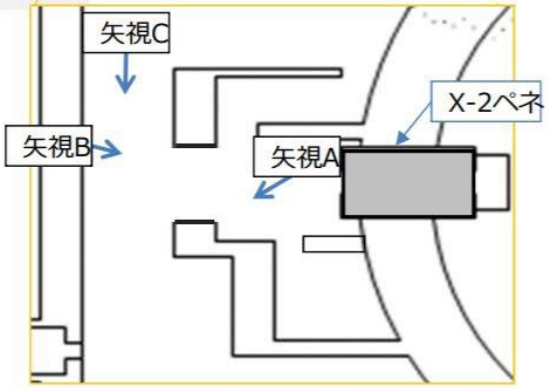
【撤去後】(矢視C)



4



1号機原子炉建屋1階

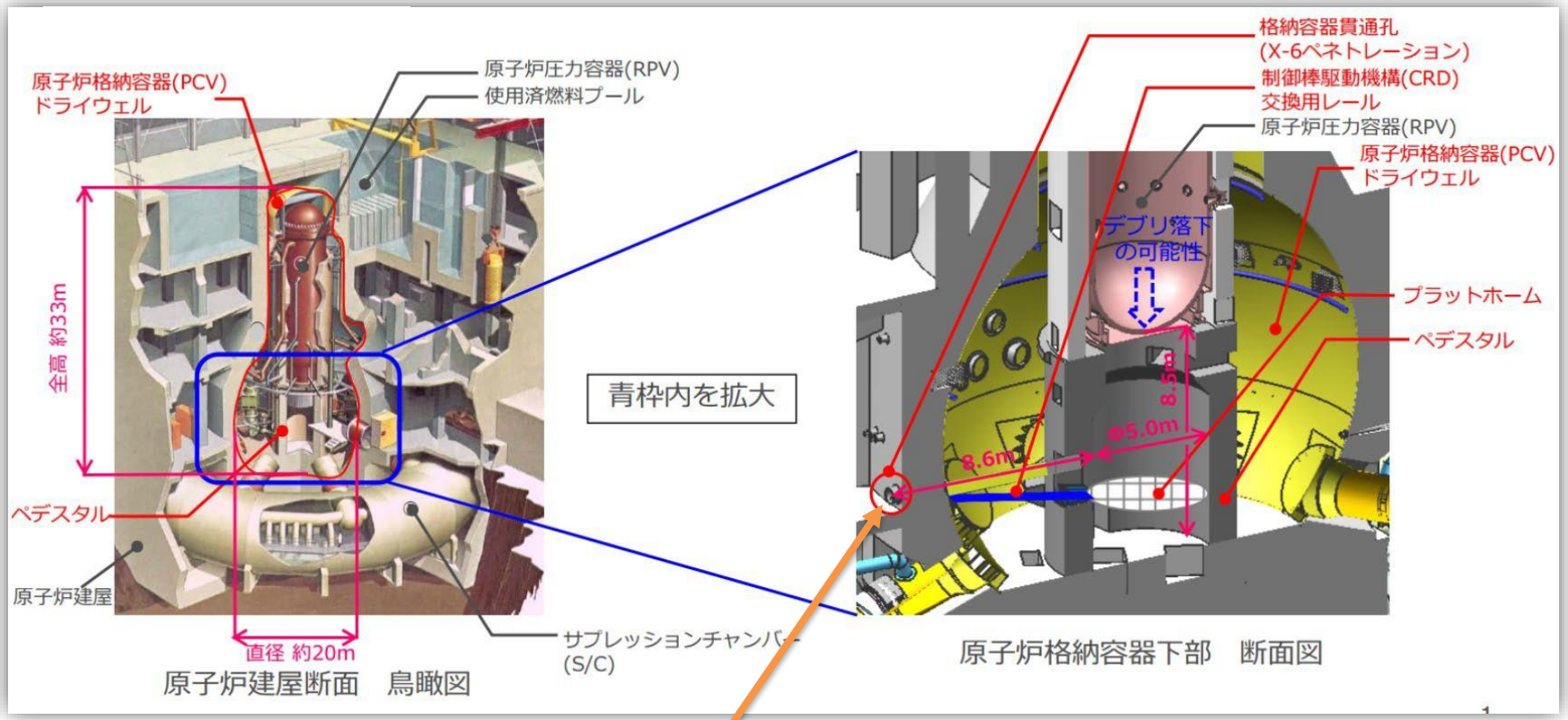


出典： 2020年7月2日　第79回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「デブリ取り出しに向けた原子炉建屋環境改善の計画」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-6.pdf

概要に戻る

（4） 2号機での取り組み

① 原子炉建屋内の状況



2015年6月、2号機格納容器内部を調査する(A-2調査)ための準備として、この部分(X-6貫通部)の前にあるブロックを除去したところ、予想していなかった高い線量が計測され、東京電力は2016年1月、現在の技術による除染によっては調査装置を投入できる水準の線量にまで下げることができないと判断しました。
そこで、2016年12月に遮へい体を用いた穴あけ装置で穴をあけ、その翌月に調査装置で2号機PCV内を調査する予定が組まれました。 参照

隔離部屋の据え付け完了に戻る
試験的取り出し準備の現状に戻る
試験的取り出し準備の現状（続報）に戻る

出典：第37回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2016年12月22日資料国際廃炉研究開発機構・東京電力
「2号機PCV内部調査について」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/12/20161222.pdf

テレスコピック先行の理由に戻る
概要に戻る

②　ミュオン測定による圧力容器内核燃料デブリ位置把握の結果について

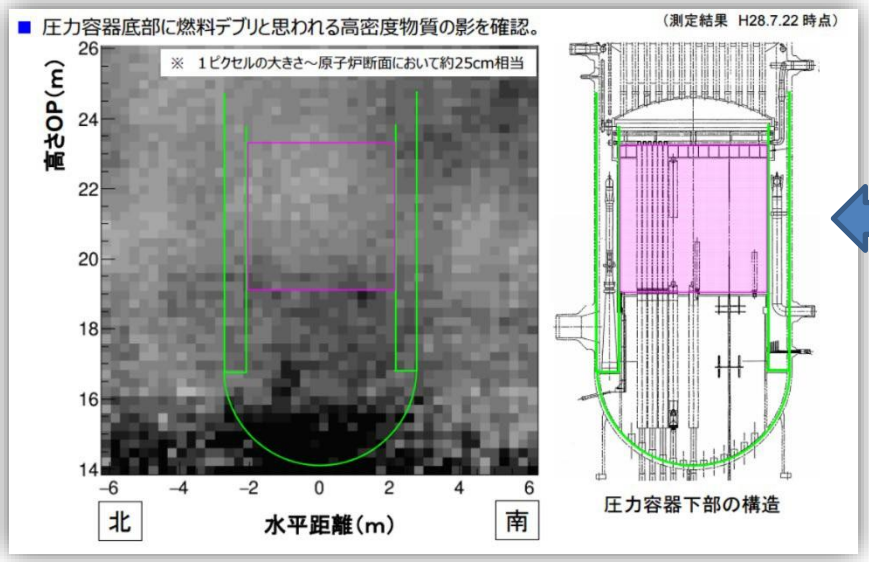
2号機では2016年3月22日から7月22日にかけて、ミュオン透過法による測定(2016年6月レポート本文34ページ https://1fwatcher.files.wordpress.com/2016/07/201606-05-debris.pdf を参照してください)を行い、原子炉を透過するミュオンの透過率を算出し、ミュオン透過率から物質量の分布を推定しました。この結果、圧力容器の底に核燃料デブリ(以下、デブリ)と思われる高密度物質の影を確認しました。

さらに、原子炉建屋の構造の影響などを考慮し、圧力容器内に存在する物質量を定量評価した結果から、東京電力は、デブリの大部分は圧力容器の底に存在していると推定しました。

ただし、シミュレーションとの比較による評価からは、炉心下部及び炉心外周域にも燃料と思われる高密度の物質が若干存在している可能性もあるとのことです。

(次ページに続く)

(圧力容器下部における物質量分布)



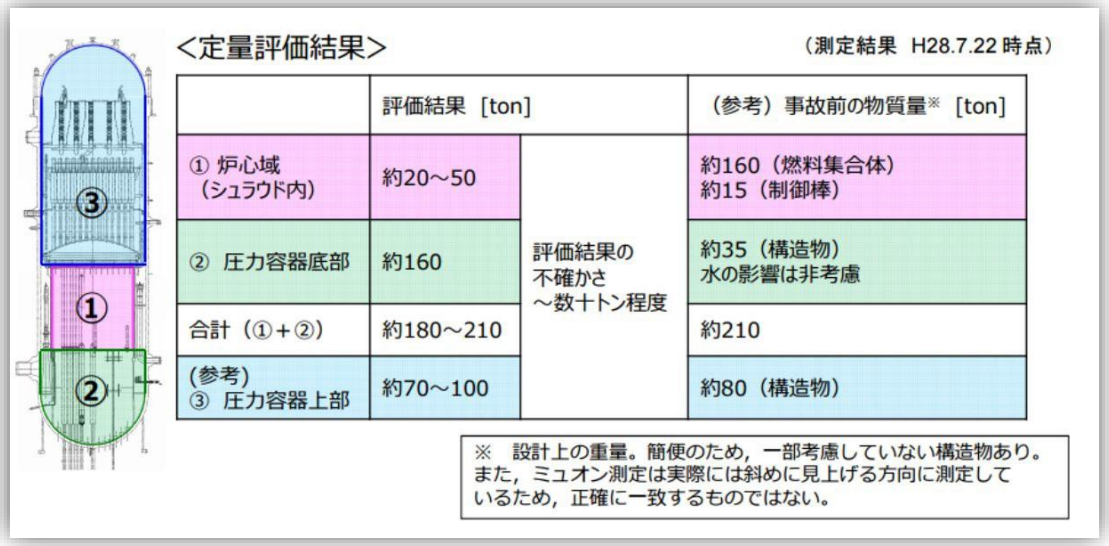
原子炉圧力容器(RPV)

画像解析の結果へ戻る

経過一覧へ戻る

出典：東京電力2016年7月28日「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」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/07/3-03-02.pdf

概要に戻る

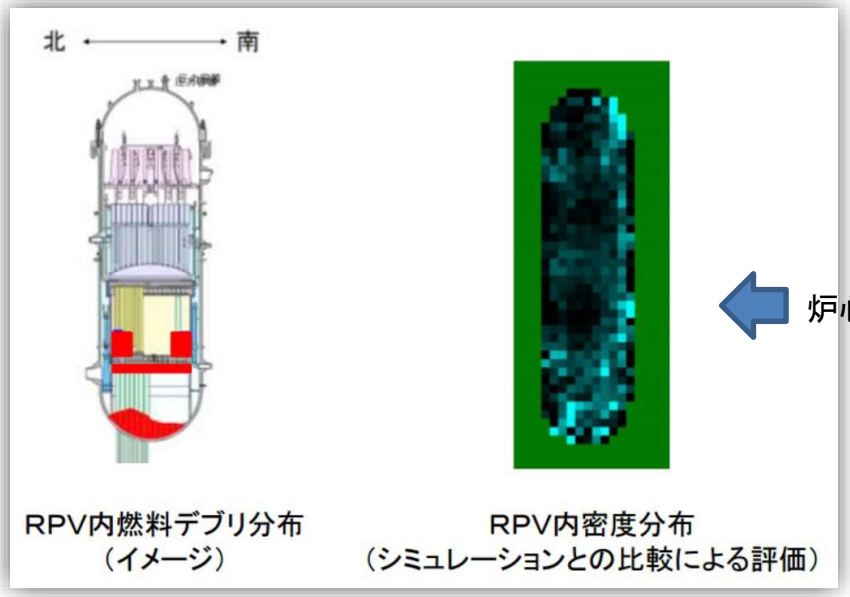


<定量評価結果>　（測定結果 H28.7.22 時点）

	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。

（2号機ミュオン透過法測定の結果から推定される核燃料デブリ分布(イメージ)）



出典：東京電力2016年7月28日「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」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/07/3-03-02.pdf

概要に戻る

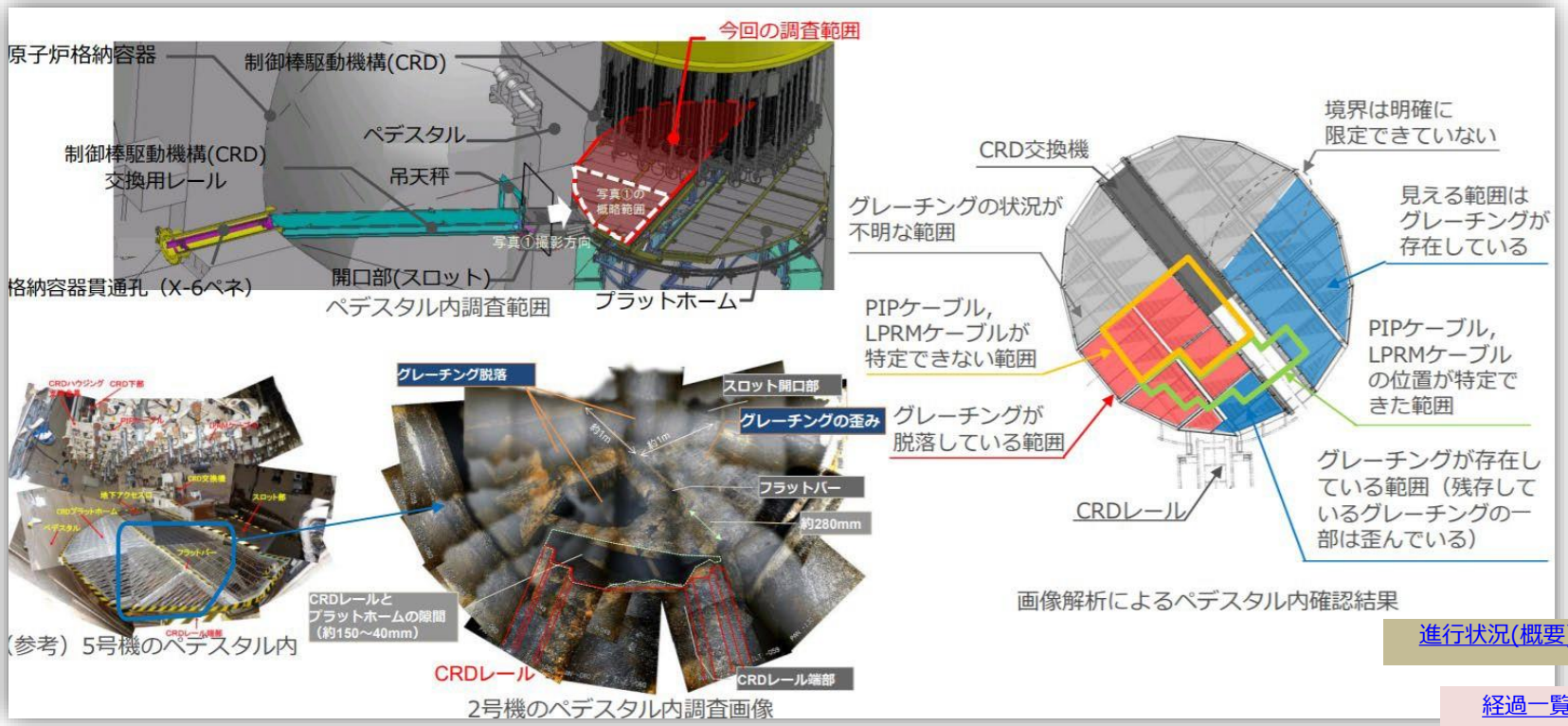
③ 2017年2号機原子炉格納容器内部調査結果

ａ 1･2月調査の概要

制御棒駆動機構(CRD)交換用レール及び圧力容器の土台(ペデスタル)内において、堆積物や、平時に作業時の足場となる金属製の格子(グレーチング)の脱落等を確認しています。

堆積物調査に戻る

原子炉建屋内の状況へ戻る



進行状況(概要)へ戻る

経過一覧へ戻る

X-6ペネ内堆積物に戻る

2号機新調査準備状況へ戻る

出典：2017年10月30日　第56回特定原子力施設監視・評価検討会　資料　東京電力
「燃料デブリ取り出し作業における安全確保の考え方」
https://warp.da.ndl.go.jp/collections/content/info:ndljp/pid/12315900/www.nsr.go.jp/data/000207807.pdf

概要に戻る

b 今回の調査で得られた情報

（線量情報）

⇒東京電力は、格納容器や原子炉建屋による遮蔽により放射線は低減されており、敷地外への影響がないことを確認できたとしています。(X-6貫通部前作業エリアで約0.003～0.007 Sv/h (3～7 mSv/h)、敷地境界のモニタリングポストで約0.000002 Sv/h (2 μSv/h))

（温度情報）

制御棒駆動機構交換用レール上の圧力容器の土台の開口部から3mの地点での温度は16.5℃でした。

⇒東京電力は、16.5℃という値は、原子炉格納容器内温度の指示値(約18℃)とほぼ同じであり、原子炉の冷却状態に異常がないことが再確認できたと評価しています。

（堆積物の分析）

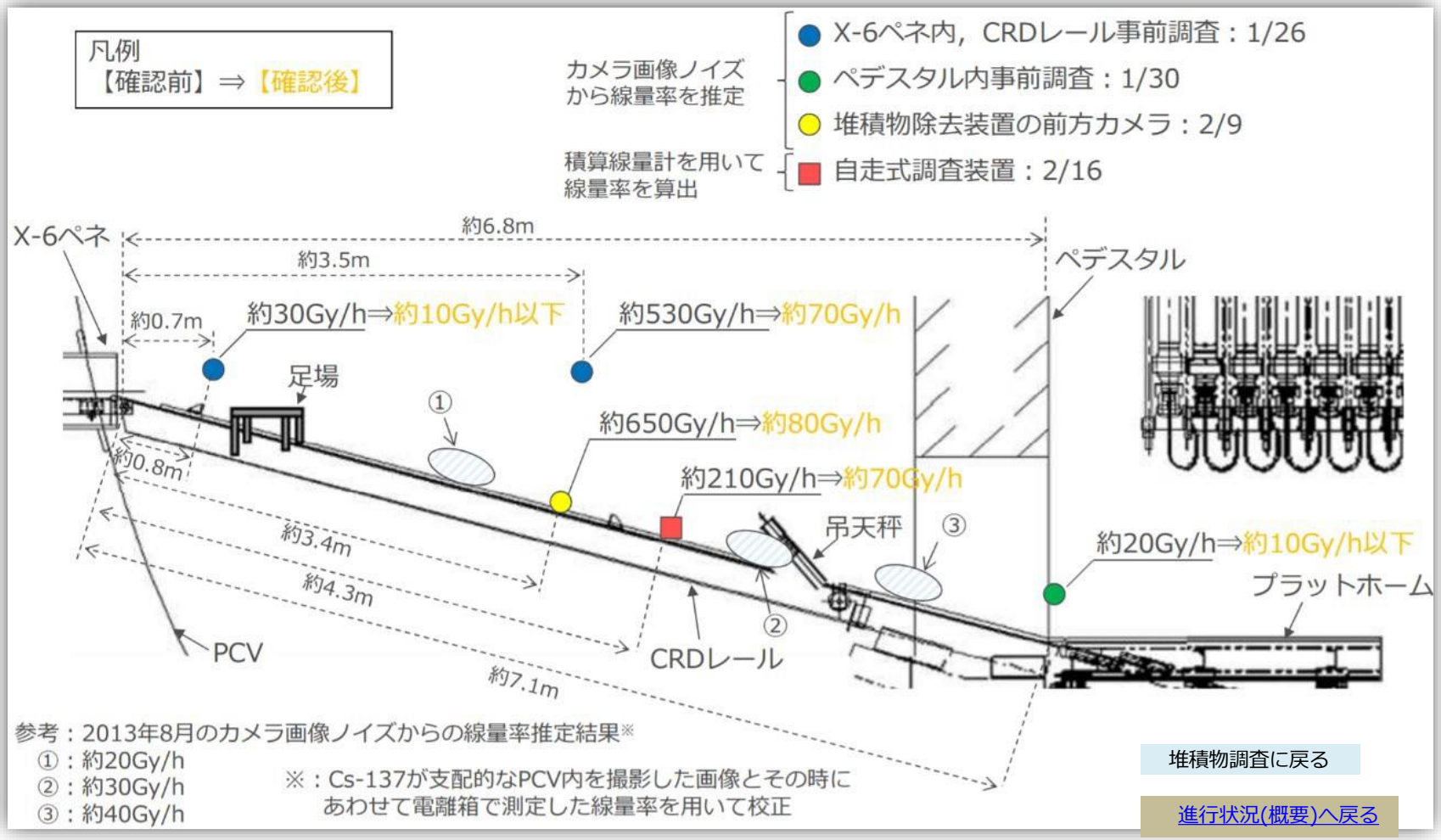
⇒ 3月30日の東京電力廃炉カンパニーの記者会見において、調査計画にはなかったことですが、調査ロボットに付着した堆積物の分析を行うことが報告されました。

X-6ペネ内堆積物に戻る
堆積物調査に戻る
進行状況(概要)へ戻る
進行状況(概要)へ戻る

出典：第39回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2017年2月23日資料東京電力「2号機原子炉格納容器内部調査について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/02/3-03-02.pdf
2017年3月30日東京電力廃炉カンパニー記者会見「中長期ロードマップ進捗状況について」
http://www.tepco.co.jp/tepconews/library/archive-j.html?video_uuid=kz275jj5&catid=69619

概要に戻る

c 線量の補正値



堆積物調査に戻る
進行状況(概要)へ戻る
X-6ペネ内堆積物に戻る

出典： 2017年7月27日　第44回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「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～」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/07/3-03-03.pdf

概要に戻る

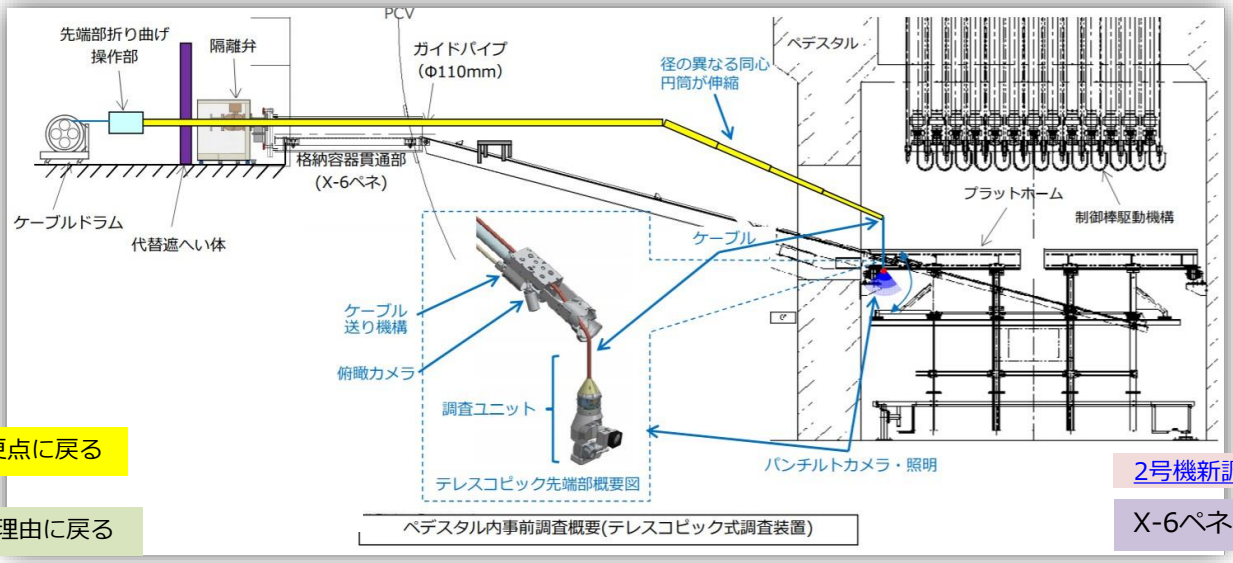
④ 改良されたガイドパイプによる格納容器内再調査(A-2調査延長戦)

a 概要

東京電力は、2017年5月22日の特定原子力施設監視・評価検討会で、1月から2月にかけて実施したA-2調査において制御棒駆動機構交換用レール上で堆積物が走行用ベルトに絡まり放棄された自走式ロボットを断念し、至近の時期に、前回使用したガイドパイプを改良し、先端のパンチルトカメラをペデスタル内部まで挿入し、プラットフォーム下部の情報を取得する予定であることを発表しました(調査結果は次ページを参照)。

さらに東京電力は、11月30日の第48回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議では、この調査を2018年1月～2月に実施し、2017年1～2月の内部調査時よりもペデスタル内深くにガイドパイプ先端を到達させ、制御棒駆動機構(CRD)ハウジング等のプラットホーム上の状況を再度確認するとともに、ガイドパイプの先端に吊り下ろし式カメラを設置し、グレーチング脱落部の上からカメラを吊り下ろし、プラットホーム下の状況を調査するとしています(調査結果は次ページを参照)。

2号機試験的取り出し準備状況（続報）に戻る



ペデスタル内事前調査概要(テレスコピック式調査装置)

ロードマップ第6版変更点に戻る
テレスコピック先行の理由に戻る
2号機新調査準備状況へ戻る
X-6ペネ内堆積物に戻る

出典：特定原子力施設監視・評価検討会(第５３回)資料４　2017年5月22日東京電力資料「原子炉格納容器内部調査の計画について」
https://warp.da.ndl.go.jp/collections/content/info:ndljp/pid/12315900/www.nsr.go.jp/data/000189685.pdf
2017年11月30日第48回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料東京電力「2号機原子炉格納容器内部調査について
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/11/3-03-02.pdf

概要に戻る

b 調査結果

東京電力は、2018年1月19日、改良されたガイドパイプによりパンチルトカメラをペデスタル内部まで挿入し、プラットホーム上の状況を再度確認。さらに先端の吊り下ろし式カメラによりプラットフォーム下部の情報を取得しました。

この調査で撮影した動画は、こちらで見ることができます。

https://youtu.be/lSqeYPfBZlM

東京電力は、調査結果について、これまでの解析結果と大きく変わらないとするとともに、以下のようにまとめ、今後、今回取得した画像の分析を行うとしています。

「ペデスタル底部の全体に、小石状・粘土状に見える堆積物を確認した」(次ページ参照)
「燃料集合体の一部(上部タイプレート)がペデスタル底部に落下しており、その周辺に確認された堆積物は、燃料デブリと思われる」(次ページ参照)

「CRDハウジングサポートは、2017年1～2月の調査と比較して同様な状況であり、大きな損傷は確認されなかった 参照 。」

「線量及び温度は、測定高さに係わらず、ほぼ一定の値であった 参照 。 また線量については、ペデスタル外よりペデスタル内が低い傾向であった」

「作業員の被ばく線量は、計画線量以内で作業を終了した」

「作業前後でモニタリングポストやダストモニタに有意な変動はなかった」

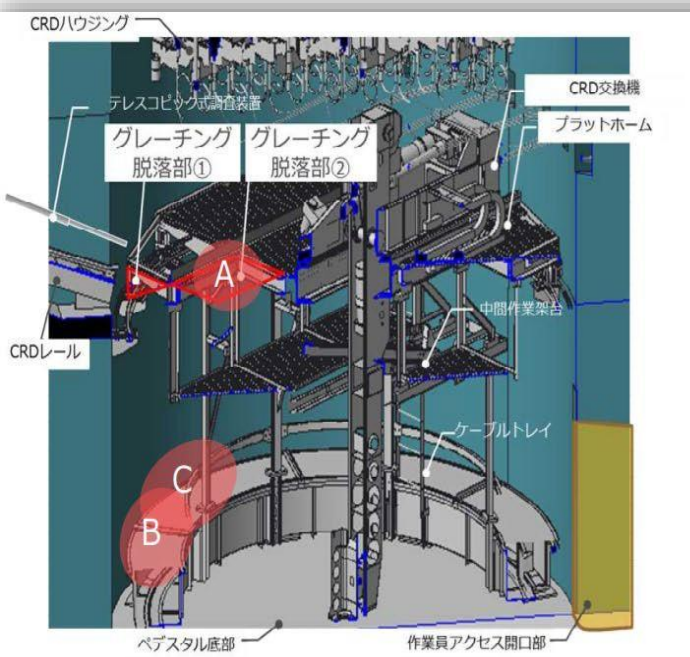
線量がペデスタル外よりペデスタル内が低い傾向の原因について、福島第一廃炉推進カンパニー兼廃炉・汚染水対策最高責任者の増田プレジデント(当時)は記者会見の質疑で、まだ理解できず、今後の解析を待つとしています。

また、作業員の個人最大被ばく線量実績は1.68 mSv/日(計画線量3 mSv/日)とされています。

X-6ペネ内堆積物に戻る
経過へ戻る
(本ページを含め4ページ続きます)
2号機原子炉ウェル調査被ばく線量に戻る
2号機新調査準備状況へ戻る

出典：2018年2月1日　国際廃炉研究開発機構・東京電力　「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」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/02/20180201.pdf
東京電力ホームページ「2018/2/1(木) 中長期ロードマップ進捗状況について」
http://www.tepco.co.jp/tepconews/library/archive-j.html?video_uuid=l55g784c&catid=61697

概要に戻る



- ペデスタル底部の全体に，小石状・粘土状に見える堆積物を確認
- 燃料集合体の一部（上部タイプレート）がペデスタル底部に落下しており，その周辺に確認された堆積物は燃料デブリと推定

用語解説へ：
CRD
CRDハウジング
グレーチング
ペデスタル
プラットホーム
ケーブルトレイ



撮影場所A グレーチング脱落部②



撮影場所B ペデスタル底部

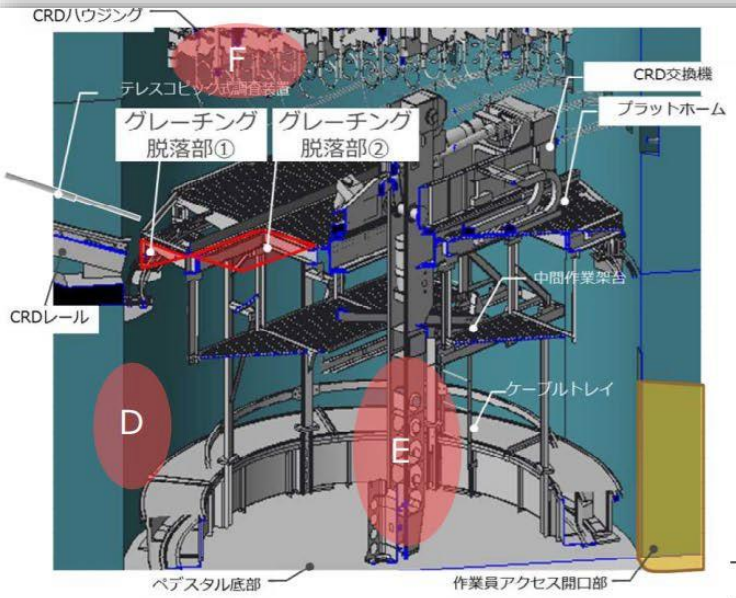


撮影場所C ペデスタル底部

2号機新調査準備状況へ戻る
X-6ペネ内堆積物に戻る

出典：2018年2月1日 国際廃炉研究開発機構・東京電力 「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」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/02/20180201.pdf

概要に戻る



- ペデスタル内壁面には，大きな損傷は確認されず
- ペデスタル内の既設構造物（CRD交換機）については大きな損傷は確認されず
- ＣＲＤハウジングサポートは，2017年1～2月の調査と同様，大きな損傷は確認されず

調査結果に戻る



撮影場所D　ペデスタル内壁面



撮影場所E　CRD交換機



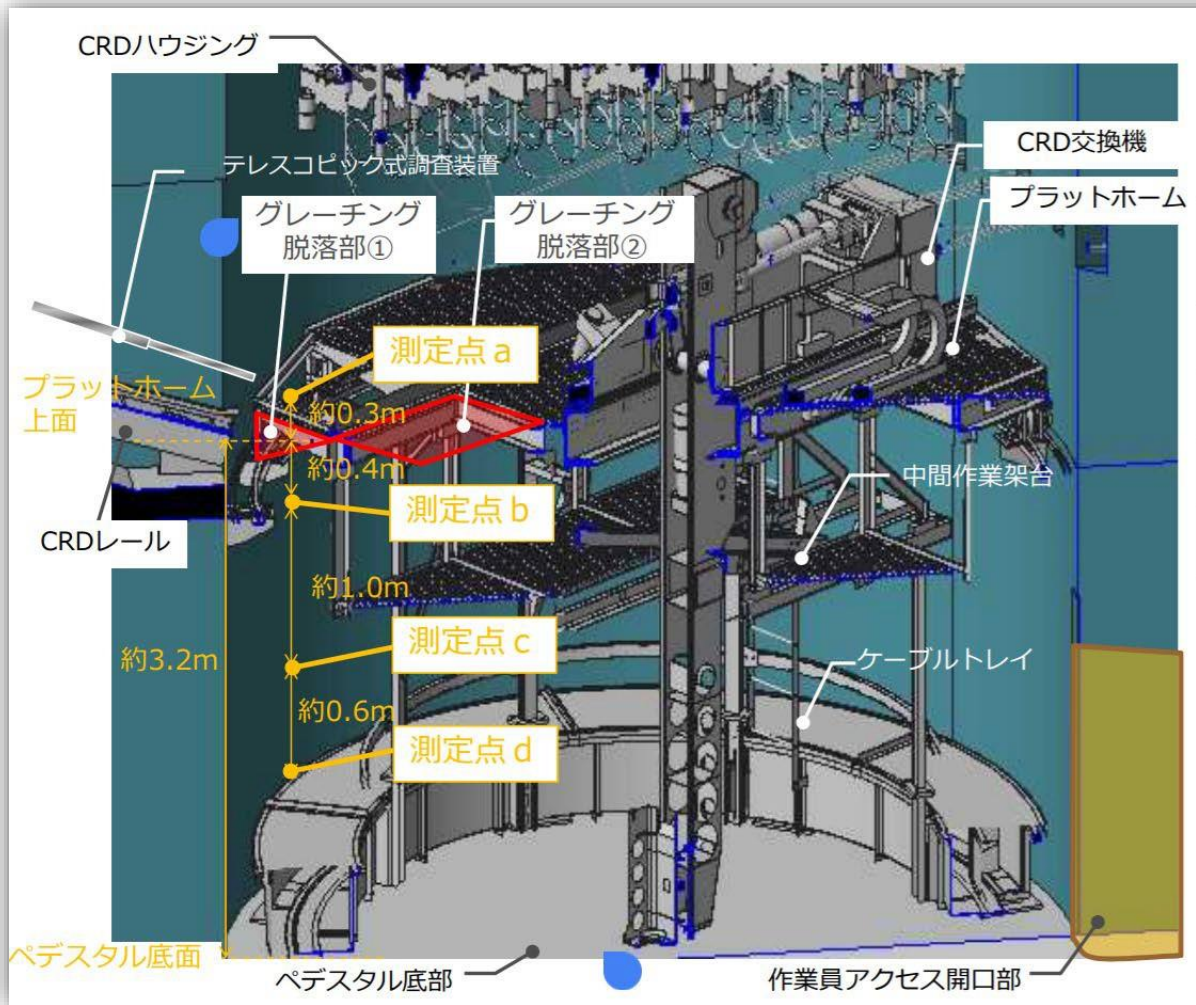
撮影場所F　CRDハウジングサポート

2号機新調査準備状況へ戻る

X-6ペネ内堆積物に戻る

出典：2018年2月1日　国際廃炉研究開発機構・東京電力　「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」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/02/20180201.pdf

概要に戻る



測定点	線量率※1,2 [Gy/h]	温度※2 [℃]
a	7	21.0
b	8	21.0
c	8	21.0
d	8	21.0

【参考：ペデスタル外※3】
線量率：最大42[Gy/h]
温　度：最大21.1[℃]

※1：Cs-137線源で校正
※2：誤差：線量計±7%
温度計±0.5℃
※3：調査装置内に測定器が収納された状態で測定したため参考値

2号機新調査準備状況へ戻る　2号機再調査結果へ戻る　X-6ペネ内堆積物に戻る

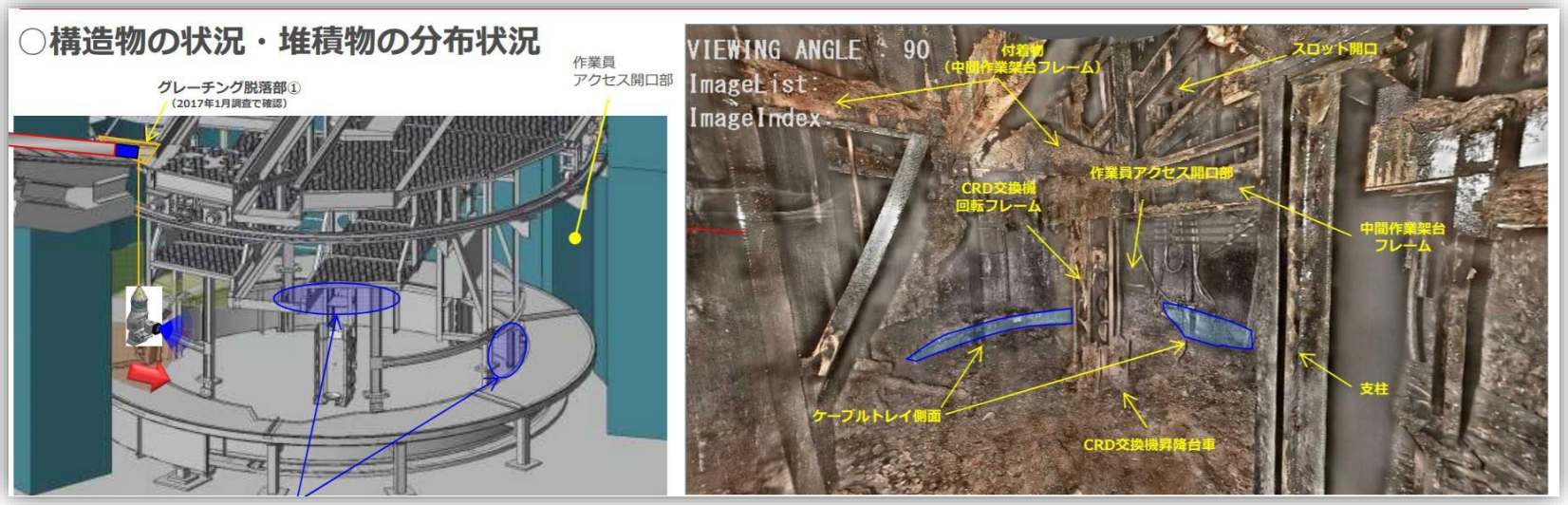
出典：2018年2月1日　国際廃炉研究開発機構・東京電力　「福島第一原子力発電所 2号機 原子炉格納容器内部調査 実施結果」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/02/20180201.pdf

概要に戻る

c　画像解析

東京電力は、前ページまででレポート済みの2号機格納容器内部調査で取得した画像をさらに詳しく解析し、圧力容器の土台(ペデスタル)底部全体に小石状・粘土状に見える堆積物が40～70 ㎝超の厚さで堆積していること、カメラから圧力容器の土台の中心を見て左側に使用済み(核)燃料あるいは原子炉圧力容器由来と思われる落下物があること、カメラから見て向かい側にある作業員アクセス開口部付近において、堆積物が周囲よりも高く堆積している可能性がある箇所があること、これらのことから、核燃料デブリの落下経路が少なくとも二カ所ある可能性などを明らかにしました。

(本ページを含め3ページ続きます)

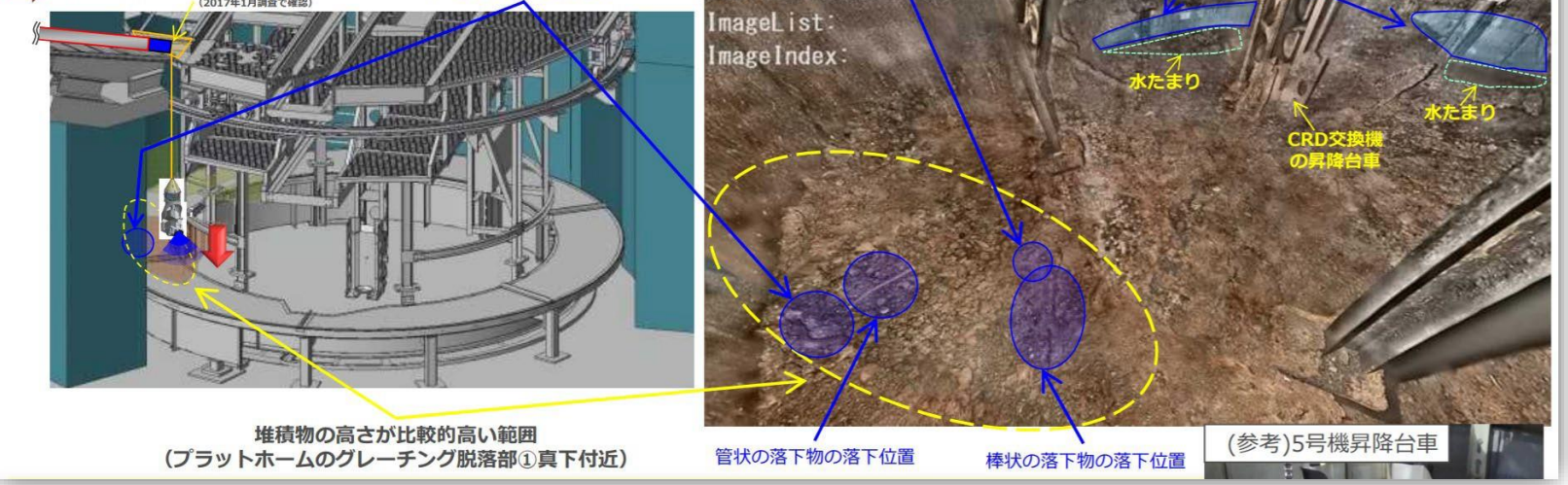


X-6ペネ内堆積物に戻る

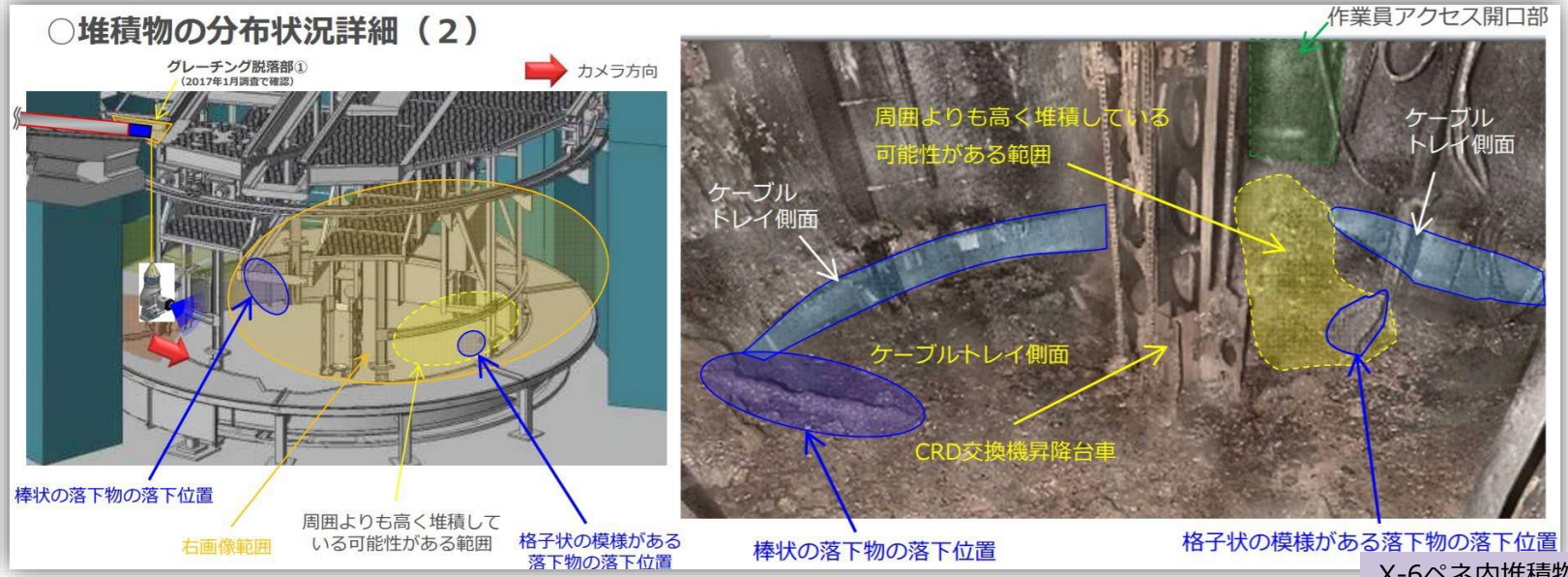
出典：第53回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2018年4月26日資料東京電力
「福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内部調査結果について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/05/3-03-02.pdf

概要に戻る

○堆積物の分布状況詳細（１）



○堆積物の分布状況詳細（２）



X-6ペネ内堆積物に戻る

出典：第53回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2018年4月26日資料東京電力
「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」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/05/3-03-02.pdf

概要に戻る

これらのことは、2号機の原子炉圧力容器の損傷の程度および原子炉圧力容器から融け落ちた核燃料デブリ(以下、デブリ)の量が、東京電力が、これまでMAAP、SAMPSONなどのシビアアクシデント解析コード(下記出典3・4参照)等による推定として示してきたイメージ、ミュオン透過法による測定 参照 より大量なものであることを示唆しています。

さらに東京電力は、2018年4月26日の中長期ロードマップ進捗状況についての記者会見の質疑において、この解析の結果をMAAP、SAMPSONなどのシビアアクシデント解析コードにフィードバックしなければならず、実際に着手していることを明らかにしています。
記者会見の質疑においては、2016年時点でのシビアアクシデント解析コードによる解析により、デブリによるペデスタル底部コンクリートの浸食が34 cmと推定されていた1号機の状態について見直すべきではないかという質問に対しても、東京電力としても原子炉格納容器の底部の状態がどうなっているのか関心を持っていると、再検討する可能性を否定しませんでした。

ちなみに東京電力が2018年度以降予定している格納容器内部調査の調査項目には、「デブリの格納容器外殻への接触(シェルアタック)の有無 参照 」が挙げられています。

X-6ペネ内堆積物に戻る

出典：第53回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2018年4月26日資料東京電力
「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」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/05/3-03-02.pdf
動画出典：東京電力ホームページ 映像アーカイブ「2018/4/26(木)中長期ロードマップ進捗状況について」
https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61697&video_uuid=un3w4q3u
2017年10月30日　第56回特定原子力施設監視・評価検討会　資料　東京電力「燃料デブリ取り出し作業における安全確保の考え方」
https://warp.da.ndl.go.jp/collections/content/info:ndljp/pid/12315900/www.nsr.go.jp/data/000207807.pdf
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID) 一般財団法人 エネルギー総合工学研究所 (IAE)2016年10月4日
「解析・評価等による 燃料デブリ分布の推定について」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/10/20161004.pdf

概要に戻る

⑤ 原子炉格納容器内圧力の減圧試験の実施について

※筆者注：　原子炉の状態2020年6月レポート38ページと重複レポートです

イチエフの1～3号機の格納容器(PCV)は、原子炉の状態レポート37ページで紹介した装置による窒素ガスの注入とガス管理設備による排気のバランスにより大気圧より高い圧力を維持し、水素濃度の上昇を抑制してきました。

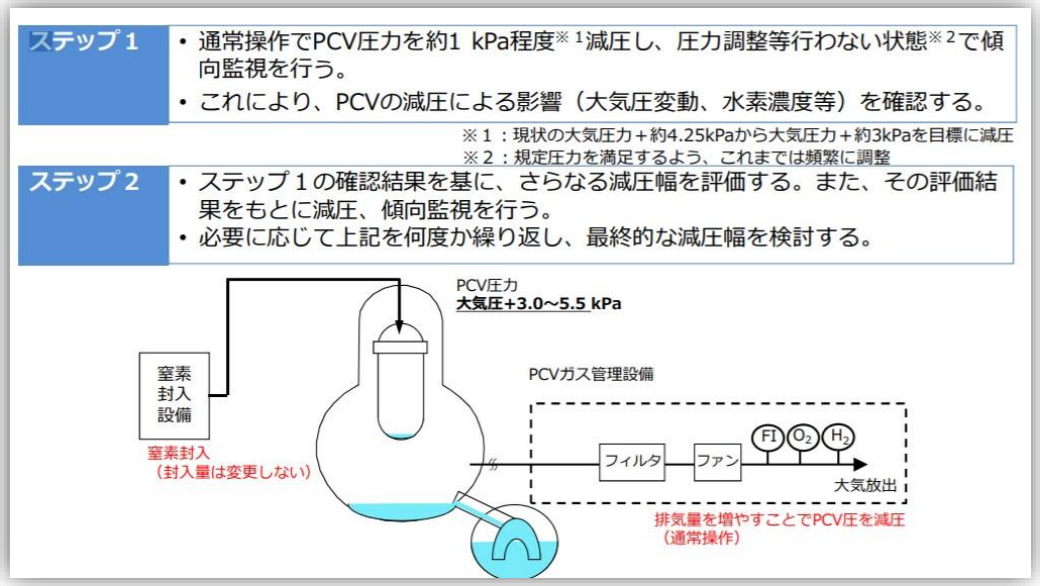
とくにメルトダウン後に1・3号機のように水素爆発を起こしてしまっていない2号機については、1号機(大気圧+1.15kPa)、3号機(大気圧+1.15 kPa)より高い大気圧+ 3.0 kPa～5.5 kPaで運用してきました。

一方、今後、格納容器からの放射性物質の放出リスクを低減させ、また格納容器内部調査時における格納容器内外の遮断(バウンダリ)開放作業等の作業性を向上させるために、格納容器圧力を下げていく必要性があります、

現在、2号機でも水素濃度上昇のリスクは低くなっており、東京電力は、1 kPa減圧した場合でも水素濃度上昇量は0.1%程度と低く、実施計画制限2.5 %(水素濃度管理値：1.5 %)に至るおそれはないと推定しています。

このため、2018年7月から約半年間の予定で、減圧試験を実施することとしていました。　(次ページに続く)

減圧機能確認に戻る



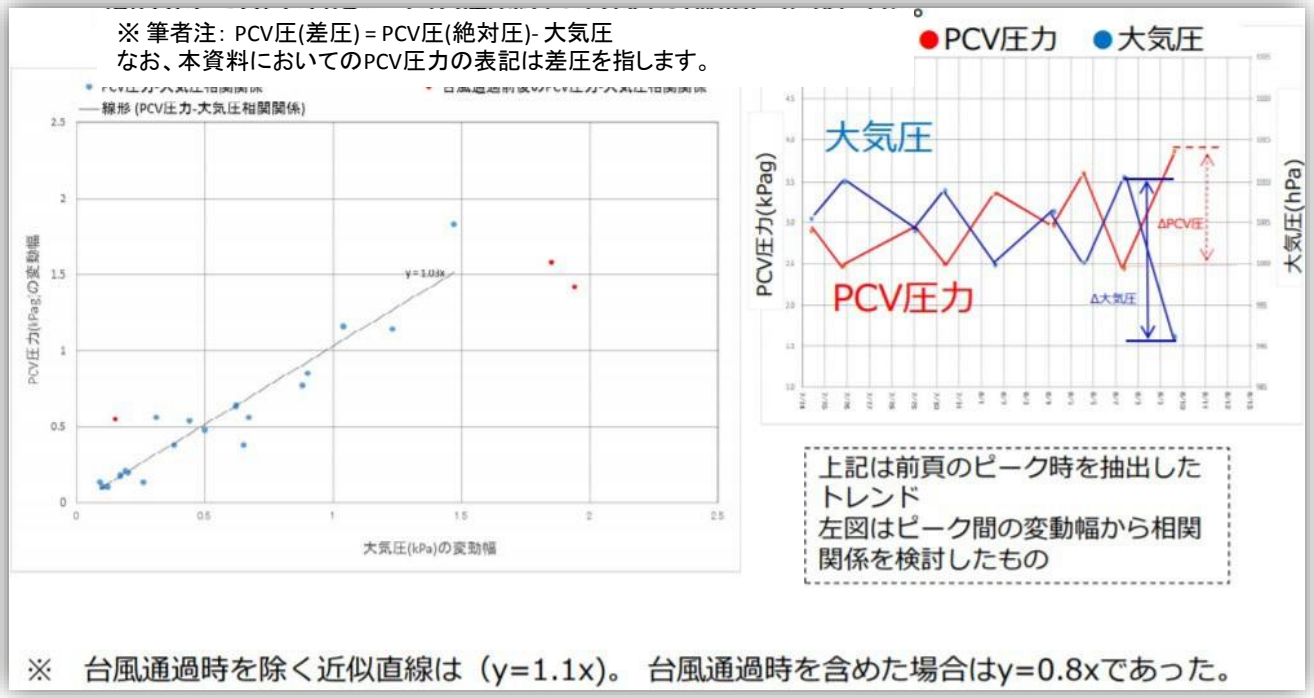
出典：　2018年6月28日第55回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料
「福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内圧力の減圧試験の実施について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/07/3-5-2.pdf

概要に戻る

東京電力は、2018年8月に実施した2号機格納容器(PCV)内の気圧を、大気圧+約4.25 kPaから大気圧+約3 kPaに下げる減圧試験(STEP1)においては、期間中の大気圧の変動に応じたPCV圧力の変動のピークの発生時刻はほぼ一致し(下右グラフ参照)、また、PCV圧力と大気圧の変動幅はほぼ同等であった(下左グラフ参照)と評価しました。
この結果に基づきSTEP2での減圧幅を検討し、圧力調整中心値(目標とする陽圧値)を2.0 kPaとして10月1日からSTEP2の試験を実施すると発表しました。STEP2での減圧幅の検討内容の詳細については、下記出典のスライド4・5枚目をご参照ください。

その後、11月30日に試験(STEP2)を終了し12月1日から、PCV圧力はゲージ圧で2 kPa程度を中心に、0 kPa～5.5 kPaを運用範囲とし、本運用を行っています。

減圧機能確認に戻る



出典： 2018年12月27日第61回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料
「福島第一原子力発電所２号機原子炉格納容器圧力の減圧試験(STEP2)の結果について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/13/3-5-2.pdf

概要に戻る

⑥ 原子炉建屋内の線量低減

a 原子炉建屋1階の除染

2号機では、ダクトの表面線量測定の結果、ルーバー(換気口)がダクト部に比べて高いことが判明、線量低減に効果的と判断し、人手によりルーバーの取外しを実施。さらに人手によるダクトの一部の切り取り、人手・遠隔装置によるダクトのスチーム除染を実施しました。当初は人手による除染を実施しましたが、被ばく線量低減を図るためにダクト内除染装置を開発しました。

ダクト直下の空間線量の低減効果は、1～4 mSv/h程度、エリア全体の低減結果としては10 mSv/h未満に低減し、5m Sv/h未満のエリアが拡大しました。

しかし、南西側のエリアは、7～10 mSv/h程度の空間線量が確認され、更なる線量低減が必要と判断し、南西エリアの線量調査を実施の上、遠隔装置による未除染箇所の南側制御棒水圧制御ユニット周辺の除染、床の堆積物除去・拭取(化学)除染、制御棒水圧制御ユニット散水除染、人手・遠隔装置による南西エリア床面の再度の拭取(化学)除染、人手による高線源(計装ラック・床ファンネル等)への遮へい設置を実施しています。

これらの結果2号機原子炉建屋の1階では、空間線量は次ページのように推移しています。

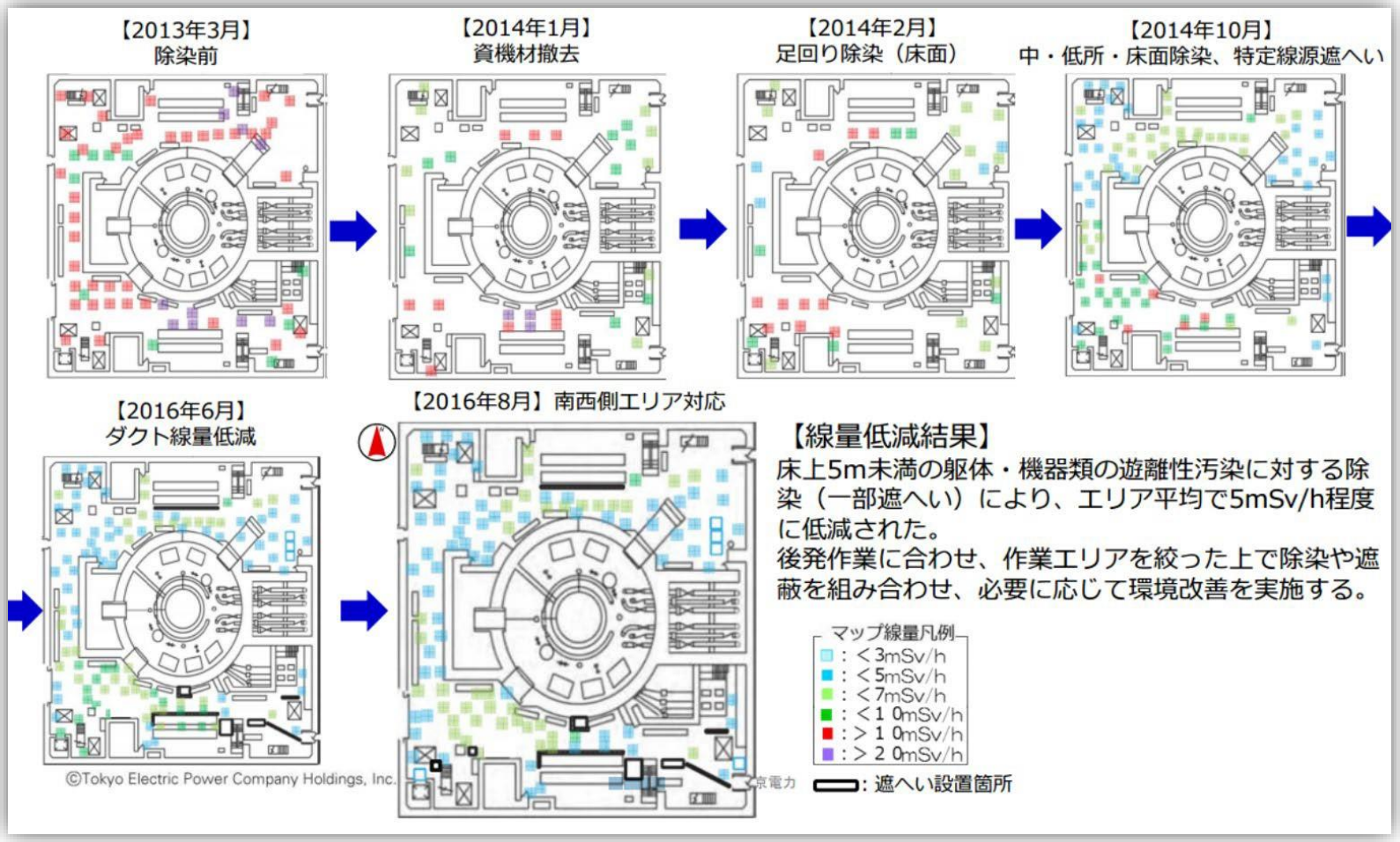
デブリの取り出しと除染に戻る



出典：第35回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2016年10月27日資料東京電力
「２号機原子炉建屋１階ダクト内除染の実施報告と１～３号機原子炉建屋１階線量低減の進捗報告」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/10/3-03-02.pdf

概要に戻る

（2号機原子炉建屋1階の線量低減作業の実施概要と線量分布の変化）



出典：第35回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2016年10月27日資料東京電力
「２号機原子炉建屋１階ダクト内除染の実施報告と１～３号機原子炉建屋１階線量低減の進捗報告」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/10/3-03-02.pdf

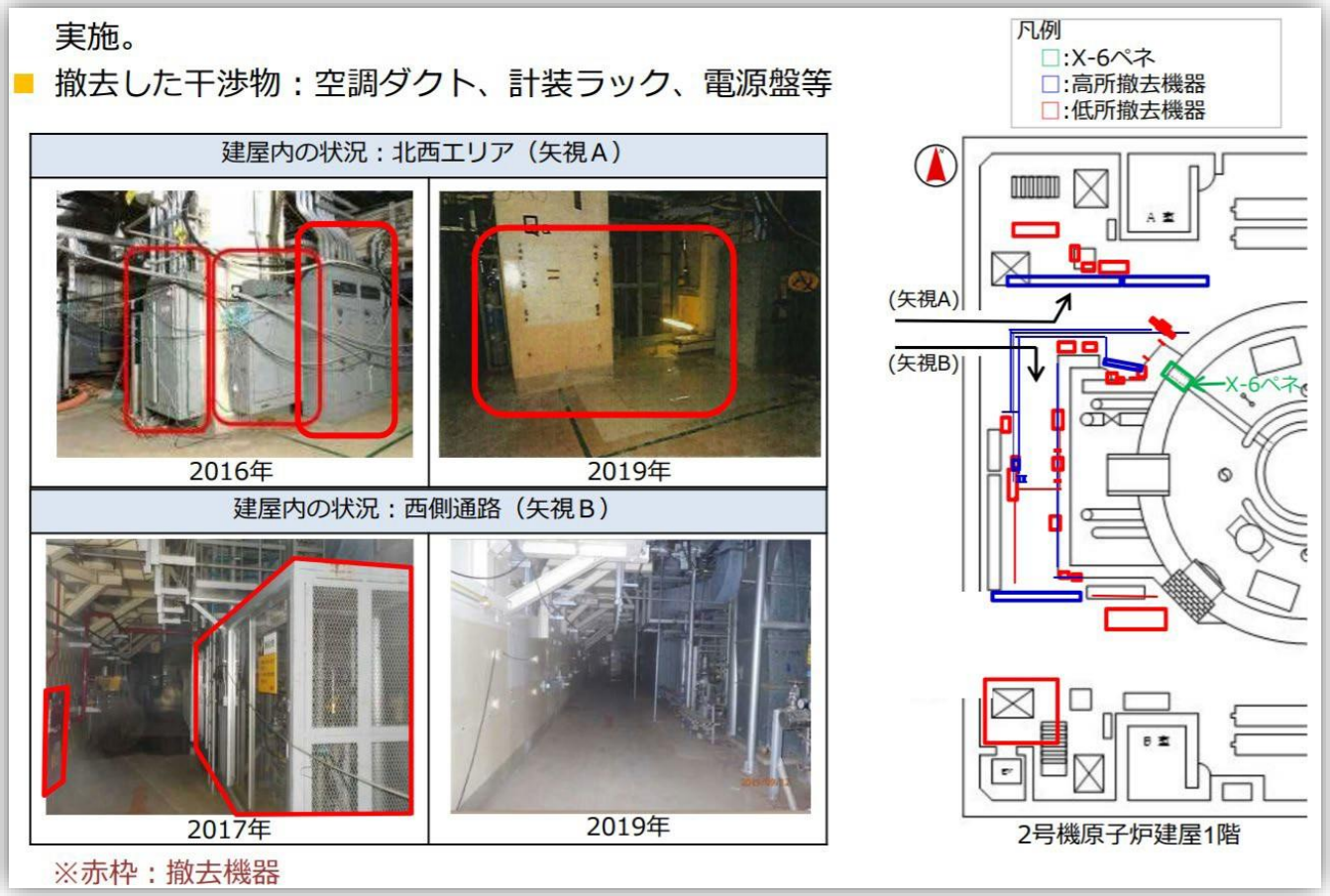
概要に戻る

b　北西エリアおよび西側通路の干渉物撤去等(2018～2019年度)

2号機では、2021年に予定されるX-6貫通部(ペネ)からの試験的取り出し・PCV内部調査の装置搬出入時に運搬経路を確保するため、下図の通り、北西エリアおよび西側通路の干渉物が撤去されています。

(次ページに続く)

今後の改善計画に戻る



出典：　2020年7月2日　第79回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「デブリ取り出しに向けた原子炉建屋環境改善の計画」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-6.pdf

概要に戻る

また、2号機原子炉建屋西側に、建屋内への作業員の出入りに伴う汚染拡大や身体汚染を一層防止するため、下図のように新たな装備交換所が設置されています。

東京電力は、新設装備交換所内には、エアーシャワー(空気が上から下へと流れ、装備に付着した汚染物が飛散しない)が設置されており、脱装時の汚染拡大の防止が期待されるとしています。

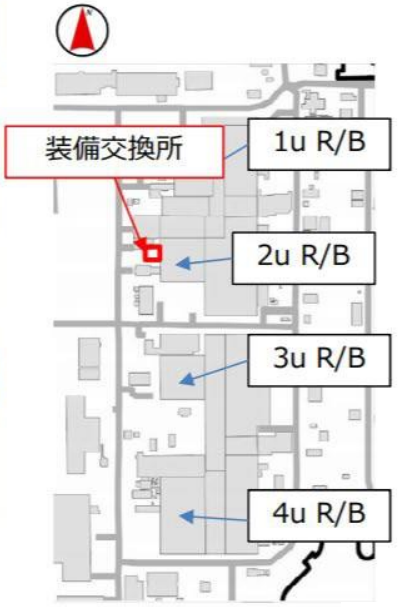
今後の環境改善計画に戻る



既設装備交換所



新設装備交換所



装備交換所設置箇所

出典： 2020年7月2日　第79回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「デブリ取り出しに向けた原子炉建屋環境改善の計画」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-6.pdf

概要に戻る

(5) 3号機での取り組み

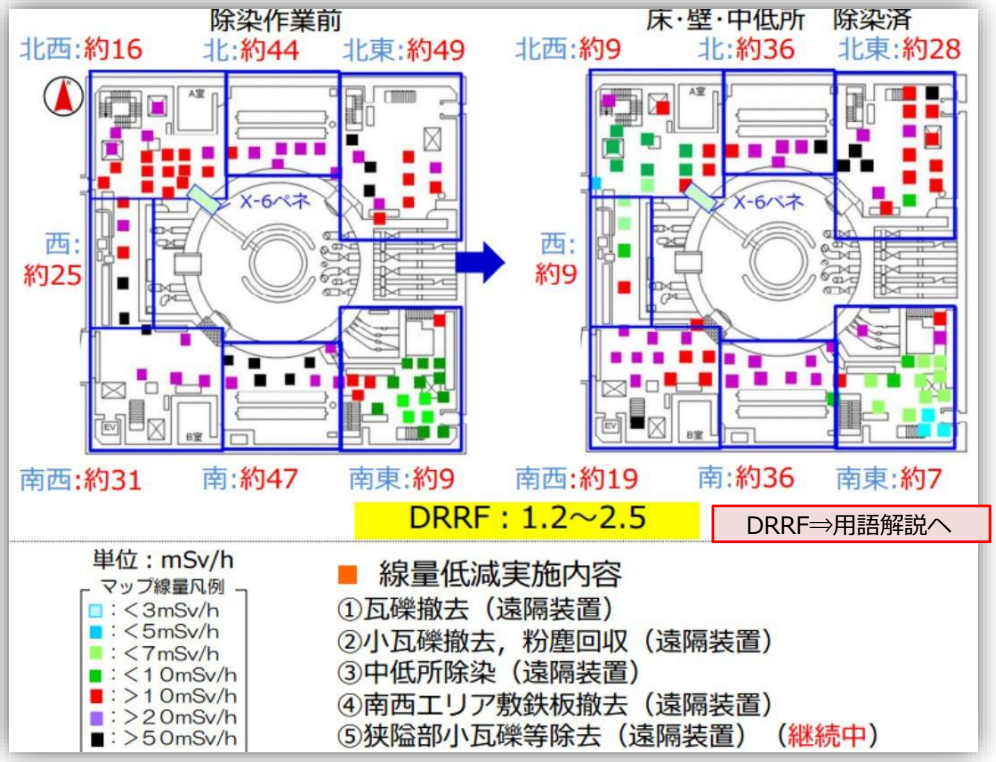
① 原子炉建屋内の状況

3号機では、遠隔装置による瓦礫撤去、小瓦礫撤去、粉塵回収、中低所除染、南西エリア敷鉄板撤去を実施し、2016年10月現在、遠隔装置により狭隘部の小瓦礫等を除去しているところです。

その結果、北西･西エリアは空間線量が平均約 9 mSv/hに低減、線量低減前と比較して50%程度に低減されています。南東エリアでは平均約 7 mSv/hに低減されました。

南西エリア鉄板敷設エリアでは鉄板撤去および中低所除染を実施し、空間線量は40%程度低減しましたが、平均約19 mSv/hと高い状況です。

右の図は3号機原子炉建屋1階の空間線量率の変化です。



出典：第35回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2016年10月27日資料東京電力
「２号機原子炉建屋１階ダクト内除染の実施報告と１～３号機原子炉建屋１階線量低減の進捗報告」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/10/3-03-02.pdf

概要に戻る

② ミュオン透過法による測定

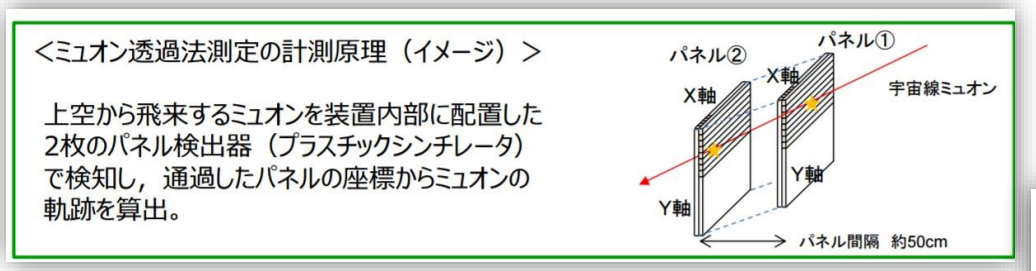
a 取り組みの概要

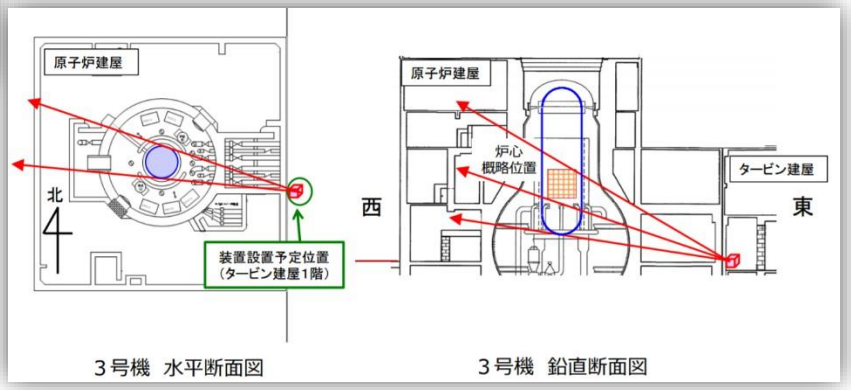
1・2号機において既に実施された宇宙線ミュオン透過法による核燃料デブリの大まかな位置の把握が3号機においても実施されました。

東京電力によれば、2017年4月下旬に装置を設置し5月2日より測定を開始し、8月頃までを目途として測定が行われました。

なお、宇宙線ミュオン透過法による透視については、下記のNHKオンデマンド「NHKスペシャル シリーズ古代遺跡透視「プロローグ 大ピラミッド 永遠の謎に挑む」」（有料 216円）を見ると楽しく理解できます。

https://www.nhk-ondemand.jp/goods/G2016069316SA000/





経過一覧へ戻る

出典：第41回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2017年4月27日資料東京電力
「福島第一・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」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/04/20170427.pdf
2017年5月2日東京電力資料「福島第一原子力発電所３号機 ミュオン測定開始について」
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images1/handouts_170502_02-j.pdf

概要に戻る

b 測定結果

7月27日、東京電力から5月の測定開始以降の3号機のミュオン透過法による格納容器内部調査の測定状況が公表されました。

それによると、3号機原子炉建屋内の主要構造物が確認されました。
また、2号機での同手法での調査結果と比較して、ここまでのところ圧力容器底部の大きな高密度物質の存在は確認されていません。

本調査は4か月にわたり継続される予定です。
（※筆者注：ミュオン透過法による撮影とは、普通のカメラでいうとストロボなしで夜間撮影するようなもので、長時間露光させればさせるほどより鮮明な画像が得られます）

本調査は2017年9月8日に測定を終了しました。東京電力による測定結果についての評価は、「もともとの炉心域には核燃料デブリ(以下、デブリ)の大きな塊は存在していない。原子炉圧力容器の底部には、不確かさはあるものの、一部のデブリが残っている可能性がある」というものです。

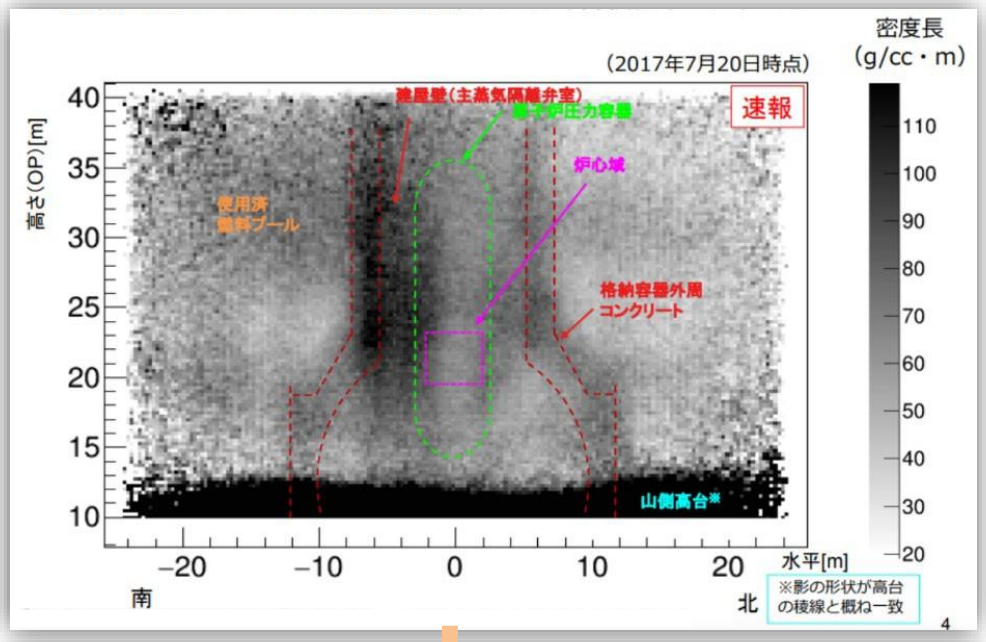
次ページ・次々ページで、今回得られた画像、原子炉建屋内の主な構造物の画像、2号機との比較画像をご覧ください。

出典： 2017年7月27日　第44回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「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測定状況(中間報告)」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/07/3-03-05.pdf
第46回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2017年9月28日資料東京電力
「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」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/09/20170928.pdf

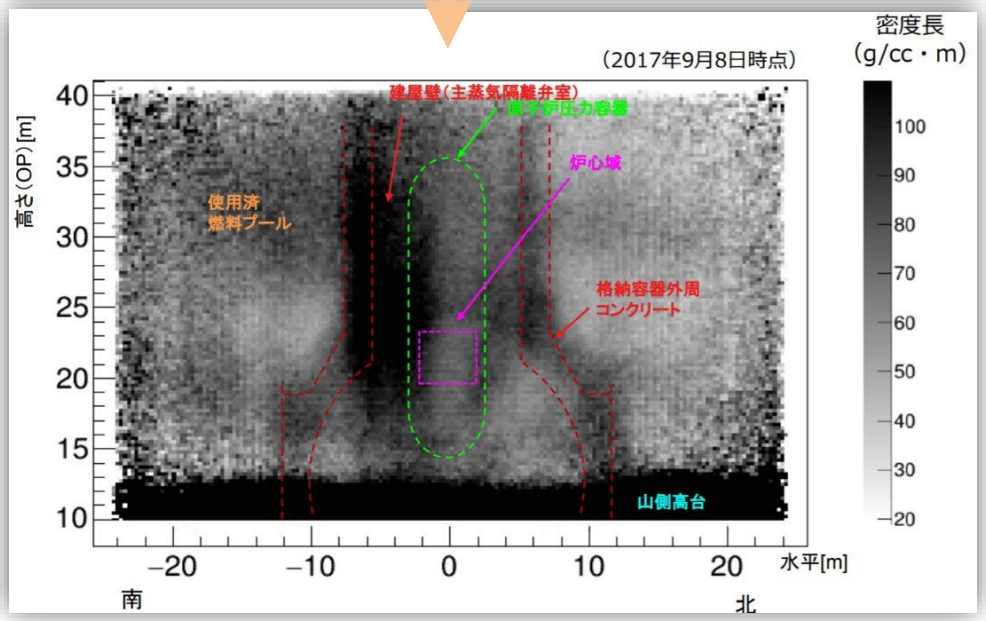
概要に戻る

（物質量分布評価結果）

（7月20日時点）

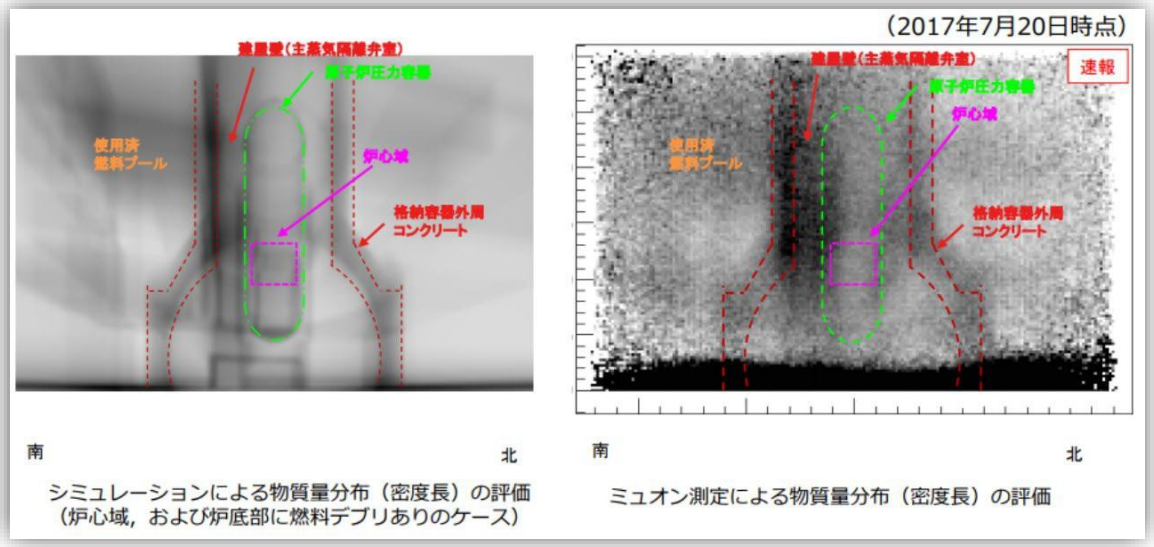


（9月8日時点）

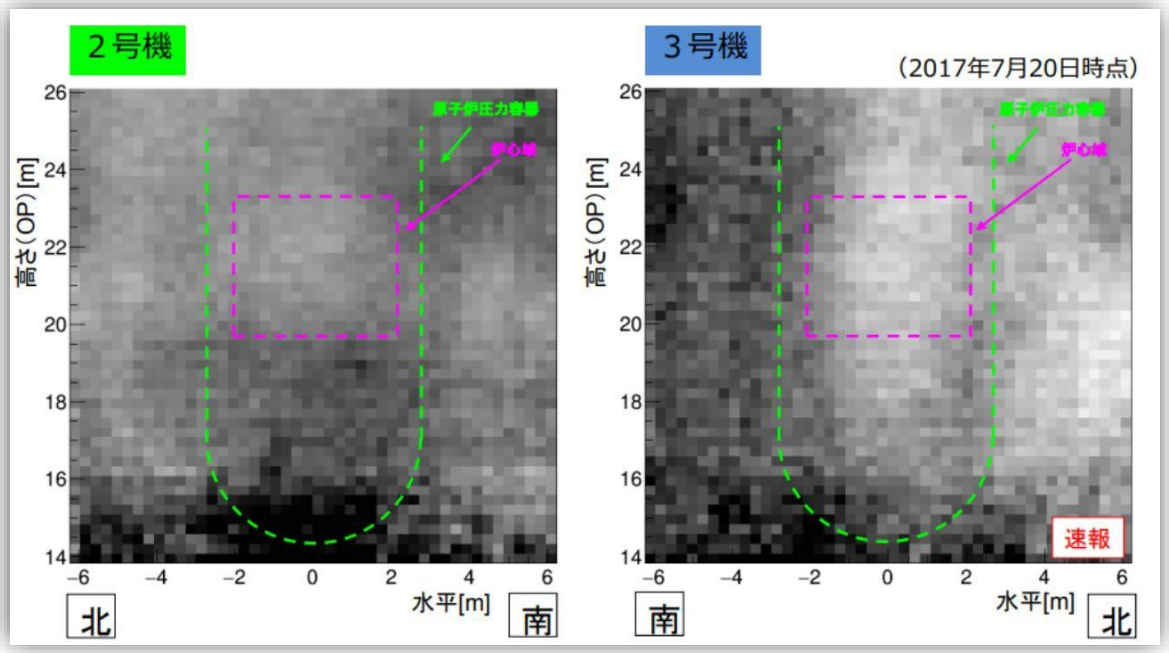


概要に戻る

（主要構造物の影）



（2号機との比較）



概要に戻る

③ 2017年7月の3号機原子炉格納容器内部調査

a 調査装置

今回使用される予定の水中遊泳型遠隔調査装置(ROV)について、開発者である国際廃炉研究開発機構(IRID)および東芝は次のように、炉格納容器内部の想定される様々な状況に対応できるように開発してきたとしています。

① 暗闇、堆積物の舞い上がり等による視認性の悪化⇒高輝度LEDにより視認性を向上

② 遠隔操作のため調査ルート内の干渉物把握が困難⇒前方カメラによる広範囲の画像取得が可能

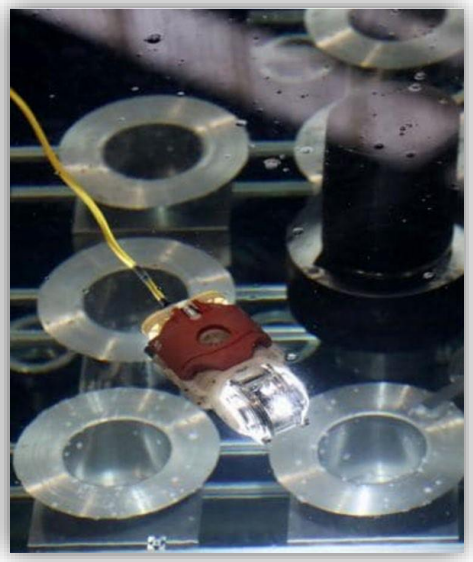
③ 万一、ケーブルが引っかかった場合⇒後方カメラによる画像取得によりケーブルの状態確認が可能

④ 万一、水中ROVの操作が不能になった場合⇒ケーブル切断機構を搭載

※ なお、下記のアドレスで水中ロボットの模擬施設での試験の動画を見ることができます。

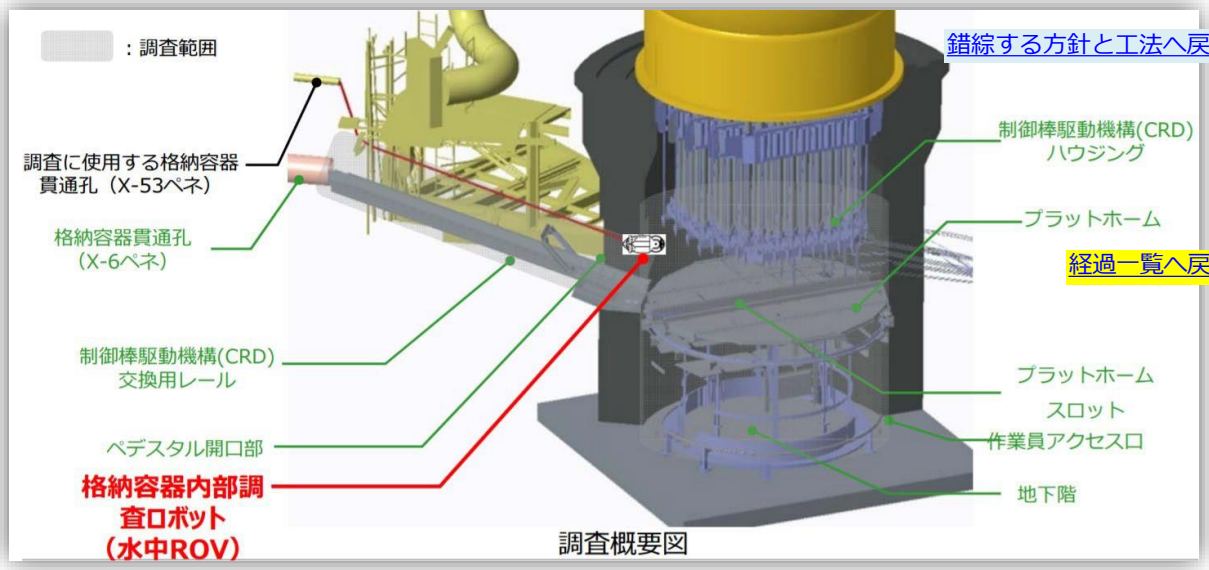
https://youtu.be/_AN48SdaOJ4

(水中ロボット)



(調査の概要)

進行状況(概要)へ戻る



調査概要図

錯綜する方針と工法へ戻る
経過一覧へ戻る

出典：株式会社東芝・国際廃炉研究開発機構2017年6月15日資料「原子炉格納容器内部調査にむけた水中ROVの開発」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20170615_1.pdf

概要に戻る

b 速報まとめ

東京電力によると、7月19日、X-53貫通部(ペネ)から格納容器内部にたまった水中(深さ6.3　m)に水中ロボット(水中ROV)を投入、格納容器1階の圧力容器の土台(ペデスタル)入り口付近までを調査、21日には圧力容器の土台内部に入り上部を調査、22日には圧力容器の土台下部(地下階)を調査、回収できるかどうか危惧されていた水中ロボットは無事X-53貫通部に回収されました。

この調査で、圧力容器の土台内部の状況を初めて撮影することができました。
また、圧力容器の土台内部で多数の構造物が損傷・落下していることが確認されました。
さらに、イチエフで初めて、溶融物が固化したと思われるものの撮影に成功しました。
画像の解析は今後の課題ですし、取得された線量情報は未発表ですが、イチエフで初めて核燃料デブリと思われる物質を映像でとらえたことは、大きな進展と言えます。

また東京電力は、水中ロボットが撮影した動画を公開しており、下記のアドレスで見ることができます。

https://youtu.be/ngyfJyw4I2A

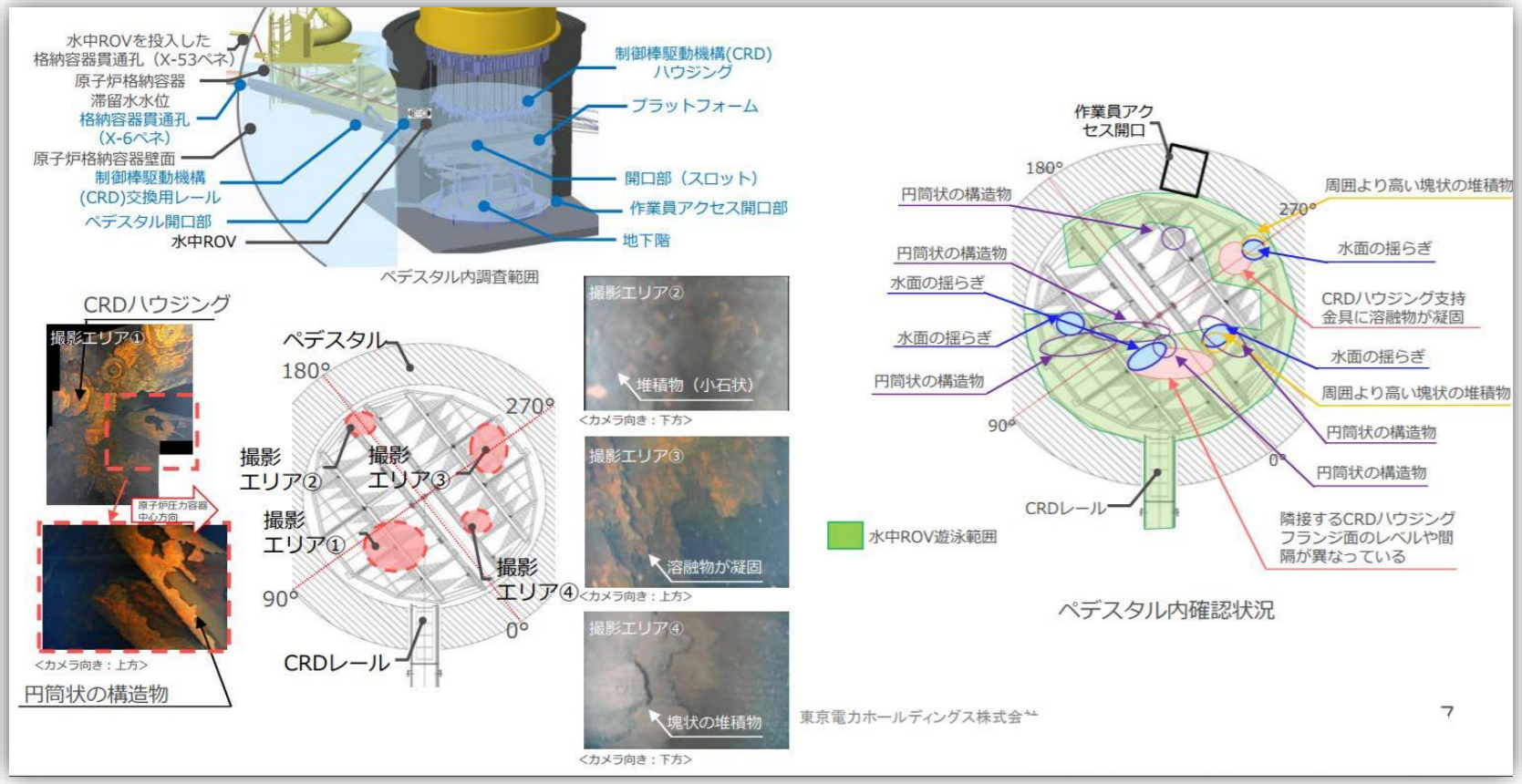
出典： 2017年7月27日　第44回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「3号機原子炉格納容器内部調査について(速報まとめ)」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/07/3-03-05.pdf

概要に戻る

c 結果の概要

ペデスタル内部において、複数の構造物の損傷や、溶融物が凝固したと思われるものが制御棒駆動機構(CRD)ハウジングフランジ等に付着している状況を確認しました。また、ペデスタル内の複数箇所で砂状、小石状、塊状の堆積物を確認しています。

(次ページに続く)



出典：2017年10月30日第56回特定原子力施設監視・評価検討会　資料　東京電力「燃料デブリ取り出し作業における安全確保の考え方」
https://warp.da.ndl.go.jp/collections/content/info:ndljp/pid/12315900/www.nsr.go.jp/data/000207807.pdf

概要に戻る

さらに東京電力は、2017年11月30日の第48回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議で、その後の解析の結果について以下の内容の報告しました。

(1)炉内構造物(制御棒駆動機構(CRD)ガイドチューブ、CRDインデックスチューブ)と推定される構造物を確認(次ページに画像)

(2) その他、特定には至らなかったものの複数の構造物を確認

(3) 水面の揺らぎがプラットホーム中央部だけでなく外周部でも確認されたことから、原子炉圧力容器(RPV)底の中央部だけでなく外周部も破断している可能性がある(画像) 参照

(4) ペデスタル地下階の作業員アクセス開口部は視認できなかったが、近傍に堆積物を確認し、核燃料デブリ(以下、デブリ)のペデスタル外への流出は否定できない(画像) 参照

(5)ペデスタル内壁面にてケーブルが欠損している状況を確認(画像) 参照

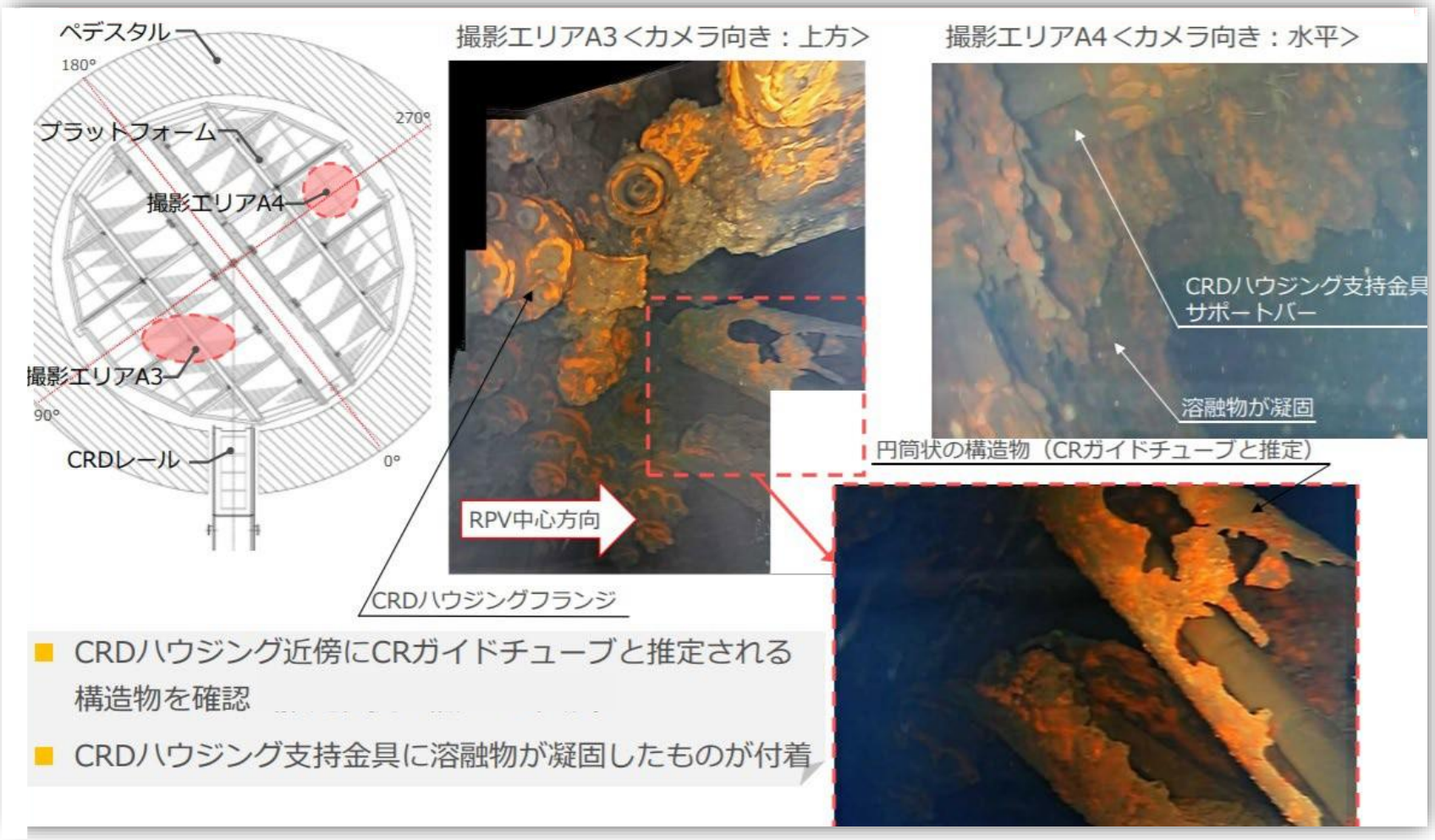
この(5)から、3号機の原子炉圧力容器(RPV)温度計の一部のケーブルが欠損していたことが判明しました。

この欠損の判明によるデブリの冷却状態の再評価については、デブリ冷却状態の再評価をご覧ください。

(次ページに続く)

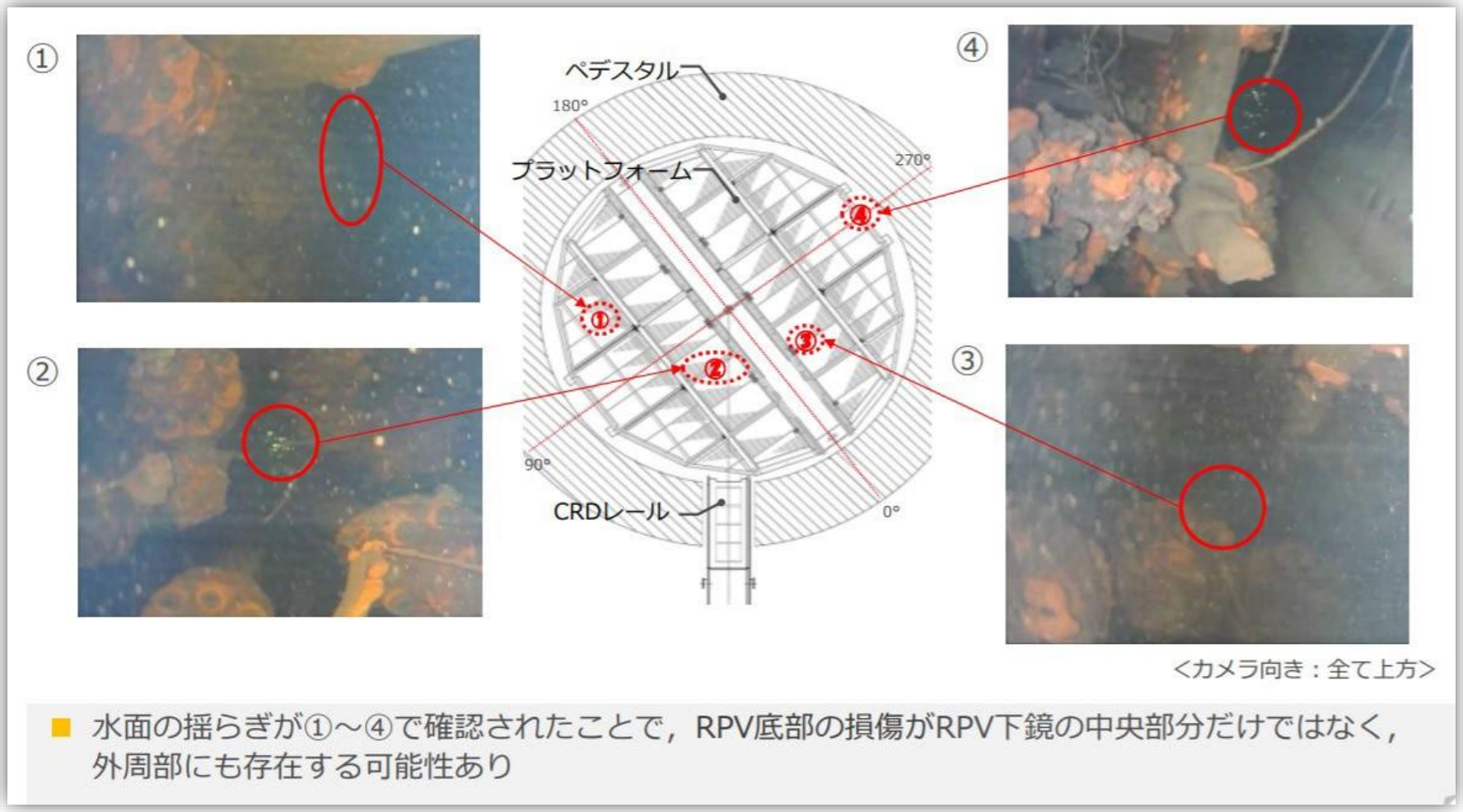
出典：第48回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2017年11月30日資料東京電力「3号機原子炉格納容器内部調査について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/11/3-03-03.pdf

概要に戻る



(次ページに続く)

概要に戻る

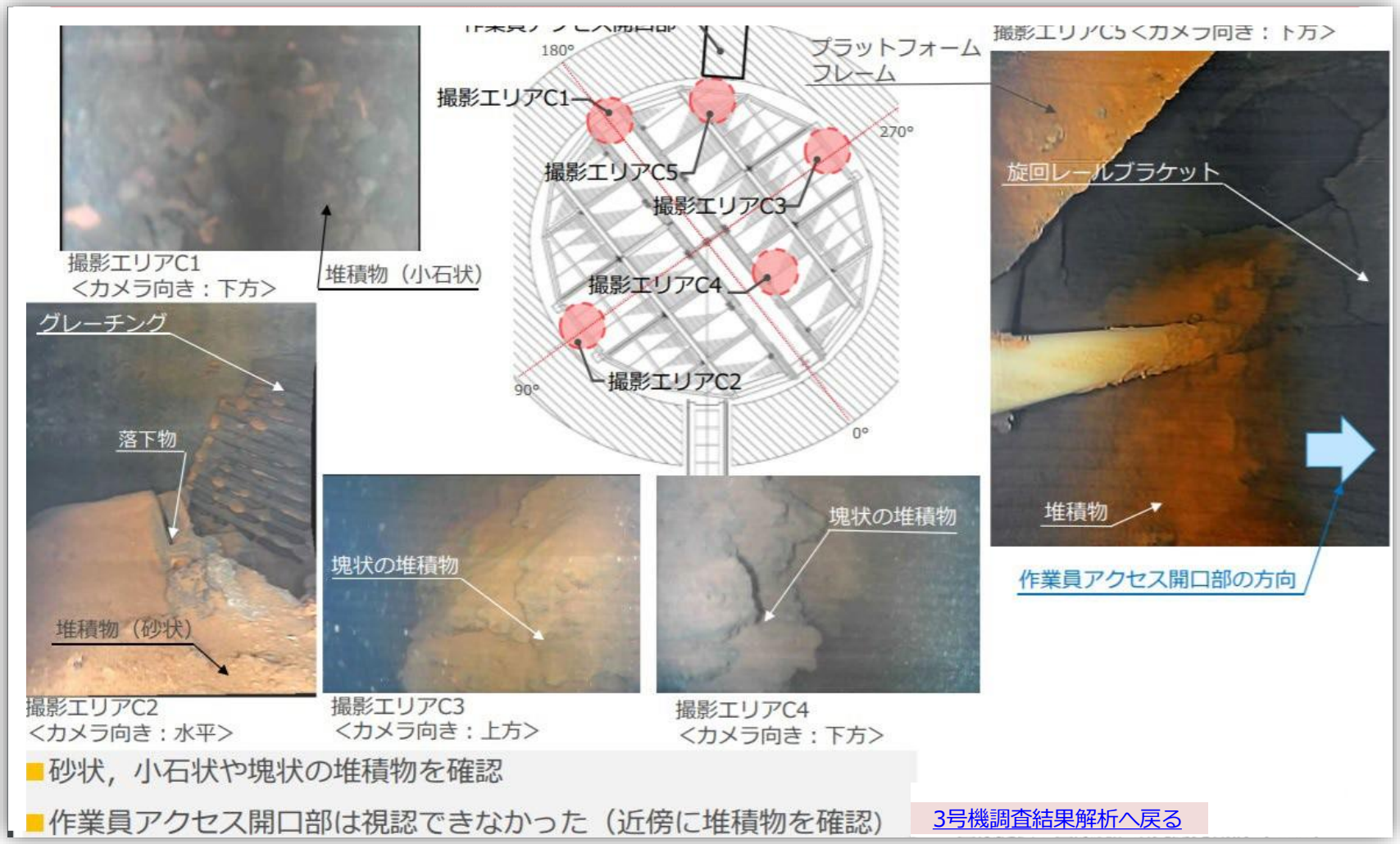


■ 水面の揺らぎが①～④で確認されたことで，RPV底部の損傷がRPV下鏡の中央部分だけではなく，外周部にも存在する可能性あり

(次ページに続く)

3号機調査結果解析へ戻る

概要に戻る

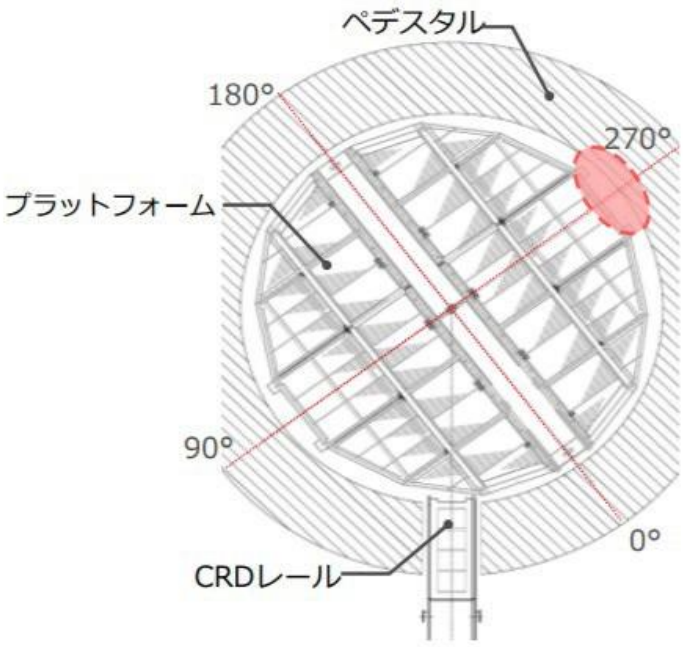


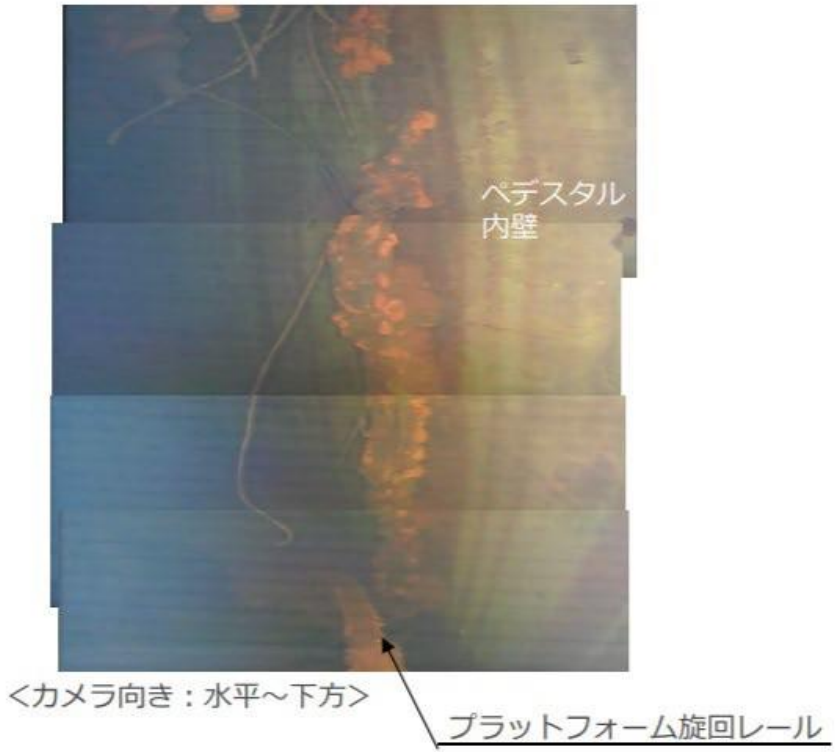
3号機調査結果解析へ戻る

(次ページに続く)

概要に戻る

■ペデスタル内壁270°付近で，ペデスタル内壁面にてケーブルが欠損している状況を確認
■ペデスタル内に落下してきた高温の溶融物が付着したことにより，欠損したものと推定



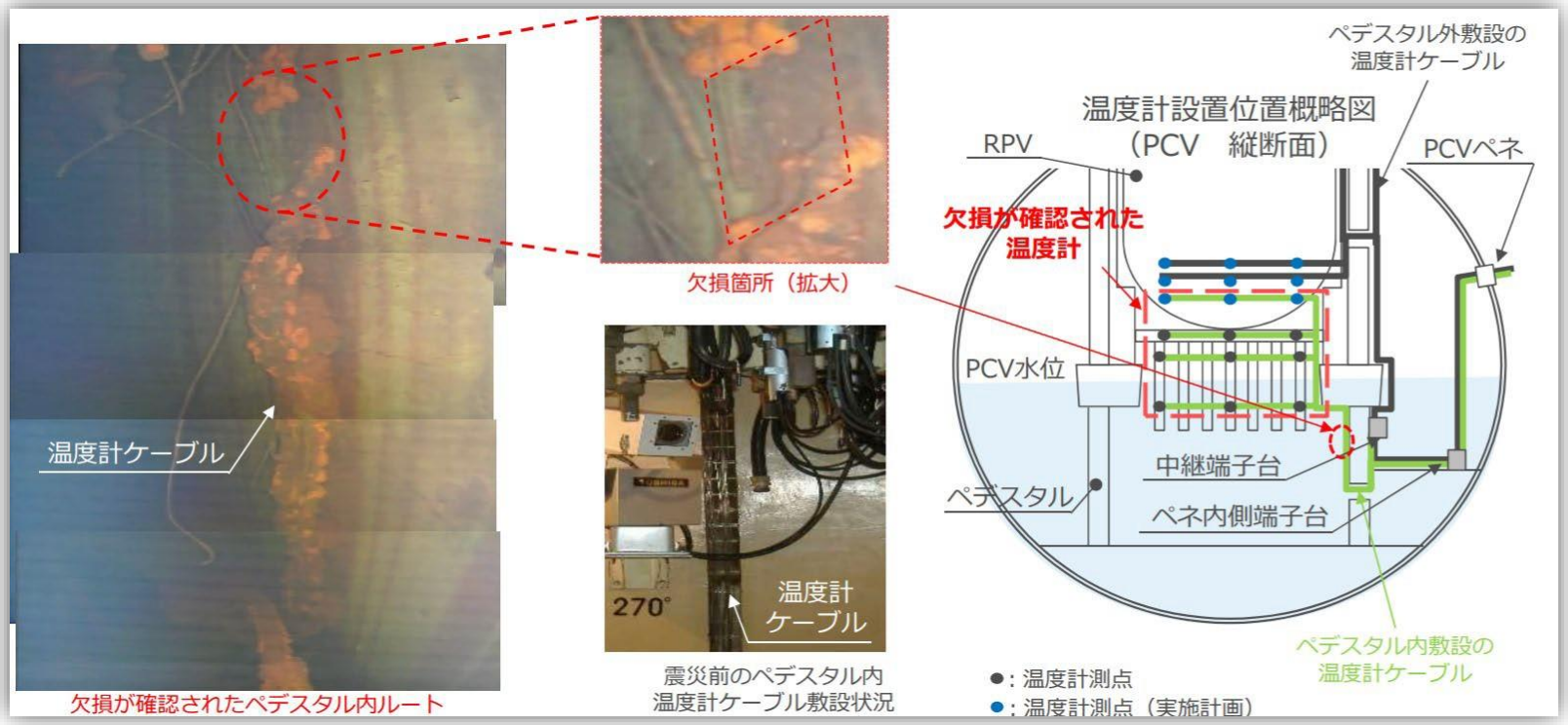


進行状況(概要)へ戻る
3号機調査結果解析へ戻る
概要に戻る

d 3号機原子炉圧力容器(RPV)温度計の一部ケーブル欠損の判明による核燃料デブリ冷却状態の再評価

2017年7月の3号機原子炉格納容器(PCV)内部調査結果の詳細な解析から、原子炉圧力容器温度計の一部ケーブルが欠損していたことが分かりました。

RPV底部にある温度計は、ペデスタル内ルートの12本、ペデスタル外ルートの6本があります。今回の内部調査映像によりペデスタル内ルートの12本すべてが欠損している状態が確認されました。3号機調査結果解析へ戻る　(次ページに続く)



出典：2017年11月30日東京電力報道配布資料
「福島第一原子力発電所3号機原子炉格納容器(PCV)内部調査における一部の原子炉圧力容器(RPV)温度計ケーブル欠損について」
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images2/handouts_171130_03-j.pdf

概要に戻る

3号機の原子炉圧力容器(RPV)底部にある温度計は、ペデスタル内ルートの12本、ペデスタル外ルートの6本があります。このうち原子力規制委員会に承認されている「福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画」において定めている運転上の制限の監視に使用している温度計は、ペデスタル内ルート3本およびペデスタル外ルート6本です。

今回の内部調査映像によりペデスタル内ルートの12本すべてが欠損している状態が確認されました。

東京電力は欠損の原因について、該当の温度計ケーブルはシースおよび素線が金属で構成されており融点1,000℃以上であることから、原子炉圧力容器底部から落下してきた高温の溶融物が付着したことによりケーブルが溶断したものと推定しています。

そして現在の状態について、ペデスタル内のルートの温度計(12本)はケーブルが溶断しており、原子炉圧力容器底部温度の計測は出来ないことから「故障」と判断しました。

一方、これまでの原子炉の冷却状態の監視結果については、原子炉格納容器ないし原子炉圧力容器内にあると推定される核燃料デブリ(以下、デブリ)に対しては、その発熱量に対し余裕をもって冷却できるだけの注水量を安定的に注水しており、ペデスタル外ルートの温度計は設置状況から冷却状態の確認が出来ていると考えており、デブリは十分に安定冷却できているというこれまでの推定を変える必要はないとしています。

そして今後、ペデスタル外ルートの温度計の状態については更なる確認を行っていくとしています。

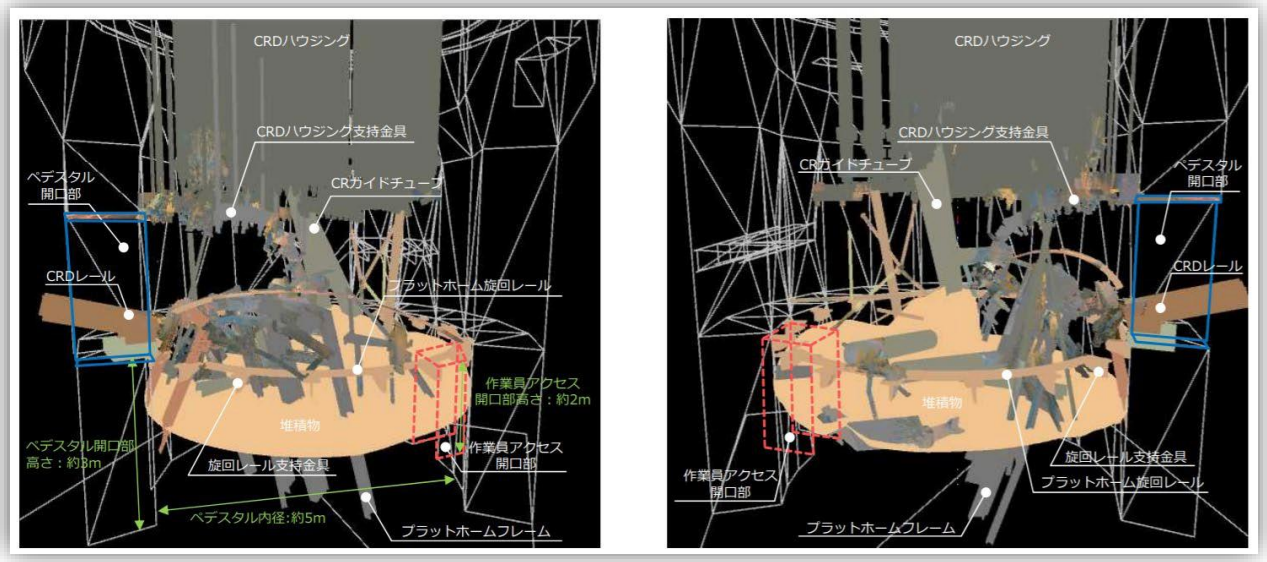
出典：2017年11月30日東京電力資料
「福島第一原子力発電所3号機原子炉格納容器(PCV)内部調査における一部の原子炉圧力容器(RPV)温度計ケーブル欠損について」
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images2/handouts_171130_03-j.pdf

概要に戻る

④ 原子炉格納容器内部調査映像からの3次元復元結果

東京電力は、2017年7月に実施した3号機原子炉格納容器内部調査の映像を用い、Structure from Motion（多視点画像からの3次元形状復元）による3次元データをもとに原子炉圧力容器の土台（ペデスタル）全体の状況を復元しました。この復元により、制御棒駆動機構（CRD）レールからペデスタル内部に入った先において、制御棒駆動機構ハウジング支持金具の脱落やプラットホームがレールから外れている等の構造物の相対的な位置について、視覚的に把握することができたそうです。

また原子炉圧力容器の土台内部の堆積物の高さは中心部が最も高いのですが、プラットホームが脱落していること、映像から制御棒駆動機構交換機が確認されていないことを考慮すると、制御棒駆動機構交換機の上に、核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としています。



出典：第53回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2018年4月26日資料東京電力「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」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/05/3-03-03.pdf
動画出典：東京電力ホームページ 映像アーカイブ「2018/04/26(木) 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」
https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=107299&video_uuid=kv1vly09

概要に戻る

⑤　原子炉建屋内の線量低減

a　高所除染の実機実証試験

・2015年11月レポートでその画像を紹介した高所用ドライアイスブラスト除染装置(こびりついた汚染物質をドライアイスのパウダーを噴射して薄く削り取って吸引し回収する)の3号機での実機実証試験を、2016年1月15日～2月20日(実働12日間)に行い、壁面の凹凸部分への適用などの課題はあるものの、除染能力が要求性能(DF=5)を達成したとのことです。 DF⇒用語解説へ

今後も具体的な実機適用に向けた検討を継続するとのことです。

出典：東京電力2016年5月26日「3号機 原子炉建屋１階 高所除染装置(ドライアイスブラスト装置) 実機検証結果について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/05/3-03-03.pdf

概要に戻る

b　原子炉建屋1階狭隘部のガレキ撤去と除染

3号機の原子炉建屋1階では、2016年1月から狭隘部のガレキ撤去と除染に取り組んでいるとのことですが、狭隘部というのが下図のどの部分に当たるのかは示されていませんが、2016年5月19日に開かれた福島原発行動隊参院院内集会に出席された国際廃炉研究開発機構の桑原氏によると床面であるとのことでした。





デブリの取り出しと除染に戻る

図版出典：東京電力2015年12月24日 「３号機 原子炉建屋内１階 汚染状況と今後の作業について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/1224_3_3d.pdf

概要に戻る

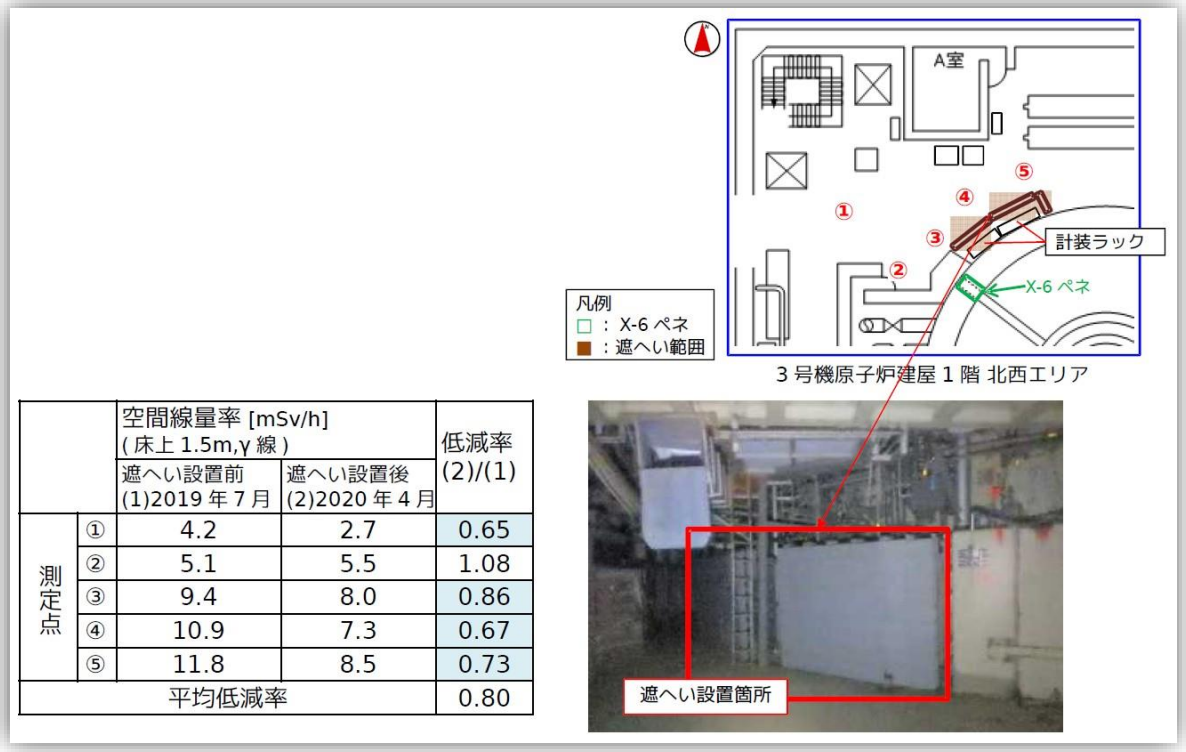
c　3号機　北西エリアおよび西側通路の干渉物撤去等(2019年度)

3号機では、作業員出入口のある北西エリアより線量低減を計画し、下図の通り、線量調査により線源の一つと推測される計装ラック前への仮設遮へい体を設置しています。

東京電力は、遮へい設置前の評価では測定点④において、10.9→8.8　mSv/hまで低減と想定していましたが、遮へい後7.3m Sv/hと予想を上回る効果を得たとしています。

遮へい後においても、北西エリアは依然高線量(約5.3 mSv/h)であるため、引き続き線量低減を実施する計画のようです。

今後の環境改善計画に戻る



		空間線量率 [mSv/h]（床上 1.5m,γ 線）		低減率 (2)/(1)
		遮へい設置前 (1)2019 年 7 月	遮へい設置後 (2)2020 年 4 月	
測定点	①	4.2	2.7	0.65
	②	5.1	5.5	1.08
	③	9.4	8.0	0.86
	④	10.9	7.3	0.67
	⑤	11.8	8.5	0.73
平均低減率				0.80

出典：　2020年7月2日　第79回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「デブリ取り出しに向けた原子炉建屋環境改善の計画」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-6.pdf

概要に戻る

4　現在進行中の作業

小目次１

(1) 作業等配置模式図 …128
(2) 核燃料デブリ取り出し(準備)にかかる計画 …129
(3) 原子炉格納容器内部調査
　① 1号機 X-2ペネからの原子炉格納容器内部調査
　　a　アクセスルート構築作業 …133
　　d　調査装置投入に向けて …181
　　f　水中ROVによる調査開始 …187
　　p　調査結果によるペデスタル耐震性評価の見直し …210
　　t　1号機PCV内部気中部の調査 …235
　② 2号機 原子炉格納容器内部堆積物接触調査 …244
(4) 原子炉格納容器内部状態の変更
　① 水位
　　a　1･3号機原子炉格納容器の水位の操作に至る経過 …255
　　b　1～3号機 PCV冷却注水量の低減 …258

修復中 マークの付いたページの＜参照＞ ＜…に戻る＞等のボタンの本レポート内でのリンクは未修復です。

概要に戻る

小目次２

② 3号機
- a 3号機サプレッションチェンバ(S/C)内包水のサンプリング …259
- g 原子力規制員会で指摘された3号機原子炉格納容器内の水位低下に向けた問題点 …283
- j 3号機 S/C内滞留ガスのパージ …285

③ 水位低減
- a 1･3号機 原子炉格納容器水位低下計画 …292
- b 2022年3月16日夜の福島県沖地震による、1号機原子炉格納容器水位の低下、および冷却注水量の変更について …298
- c 2号機原子炉格納容器の水位の管理 …299
- d 3号機原子炉注水停止試験結果および試験時の主蒸気隔離弁室内の状況 …302
- e 3号機原子炉格納容器内取水設備の運転開始 …304
- g 1号機PCV水位低下に向けたS/C内包水サンプリング準備作業の再開 …309
- h 1号機PCV水位低下方法が、S/Cからの取水から原子炉注水量の低減へと変更された理由の推定 …314
- k 3号機原子炉格納容器取水設備の試運転 …317
- L 3号機原子炉注水停止試験の早期終了、および注水量と水位の変化から見た原子炉格納容器損傷個所と規模の拡大の確認 …319

④ 圧力
- b 原子炉格納容器からの漏えい率 …329
- d 2号機原子炉格納容器の減圧の実施状況 …331

修復中 マークの付いたページの＜参照＞ ＜…に戻る＞等のボタンの本レポート内でのリンクは未修復です。

概要に戻る

小目次３

(5) 原子炉建屋内の環境改善
① 今後の環境改善計画(1号機～3号機) …333
② 1～4号機非常用ガス処理系(SGTS)室調査 …334
⑤ 1～2号機原子炉建屋上部階調査 …346
⑦ 1号機
a カメラによる1号機原子炉格納容器上蓋の状況確認 …352
b 1号機RCW線量低減に向けた現場調査 …355
c 1号機RCW系線量低減に向けた内包水サンプリング …359
⑧ 2号機での取り組み
a 2号機における原子炉建屋内部の線量低減計画 …370
b 2号機のシールドプラグ高濃度汚染の調査 …371
(6) 原子炉格納容器内部へ
① 2号機で核燃料デブリの試験的取り出しへ …384
a 2号機核燃料デブリの試験的取り出し機器の開発状況 …387
b PCV内部調査あるいは試験的取り出しの計画概要 …389
f 2号機PCV内部調査あるいは試験的取り出し作業の準備状況 …394
h 2号機原子炉建屋内調査計画 …401
I 2号機PCV内部調査・試験的取り出し準備作業での躓き …402
j 2号機PCV内部調査・試験的取り出しの長期延期 …406
k 2号機PCV内部調査・試験的取り出し準備の現状 …407
m 2号機RPV内部調査に向けた原子炉系計装配管の線量低減作業計画 …418
o X-6貫通部（ペネ）内堆積物調査 …424

修復中 マークの付いたページの＜参照＞ ＜…に戻る＞ 等のボタンの本レポート内でのリンクは未修復です。

概要に戻る

小目次４

(6)　② 3号機での取り組み　…431
　　③ a 各号機格納容器内部調査で取得した堆積物の分析　…438
(7)　3/4号機排気筒解体　…450
(8)　直近のスケジュール　…453

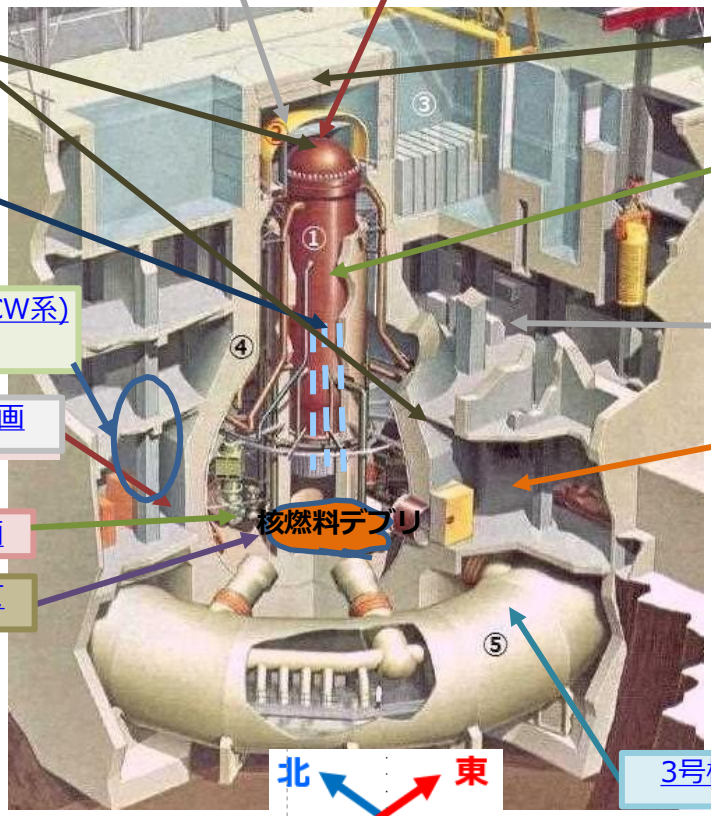
修復中 マークの付いたページの＜参照＞ ＜…に戻る＞等のボタンの本レポート内でのリンクは未修復です。

概要に戻る

(1) 作業等配置模式図

下の図は、現在進行中または計画中の核燃料デブリ取り出し準備としての作業・調査個所の、原子炉建屋内でのおおよその位置関係を模式図に落としてみたものです。正確な位置ではありません。

設備名等を入れたテキストボックスには該当するレポートへのリンクを貼ってあります。



1号機PCV上蓋　調査

２号機原子炉ウェル

窒素封入設備、ガス管理設備

2号機シールドプラグ　調査

1,3号機　PCV水位低下計画

1～2号機原子炉建屋上部階調査

1号機原子炉補機冷却水系(RCW系)
線量低減に向けた調査

非常用ガス処理系(SGTS)室　調査

3号機北西エリア　線量低減作業計画

3号機主蒸気隔離弁(MSIV)室　漏えい個所調査

2号機X-6ペネ試験的取り出し　計画

1号機PCV内部調査装置投入に向けて

3号機圧力抑制室（S/C）　水位低下計画に向けた調査

画像出典：第37回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2016年12月22日資料国際廃炉研究開発機構・東京電力「2号機PCV内部調査について」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/12/20161222.pdf

概要に戻る

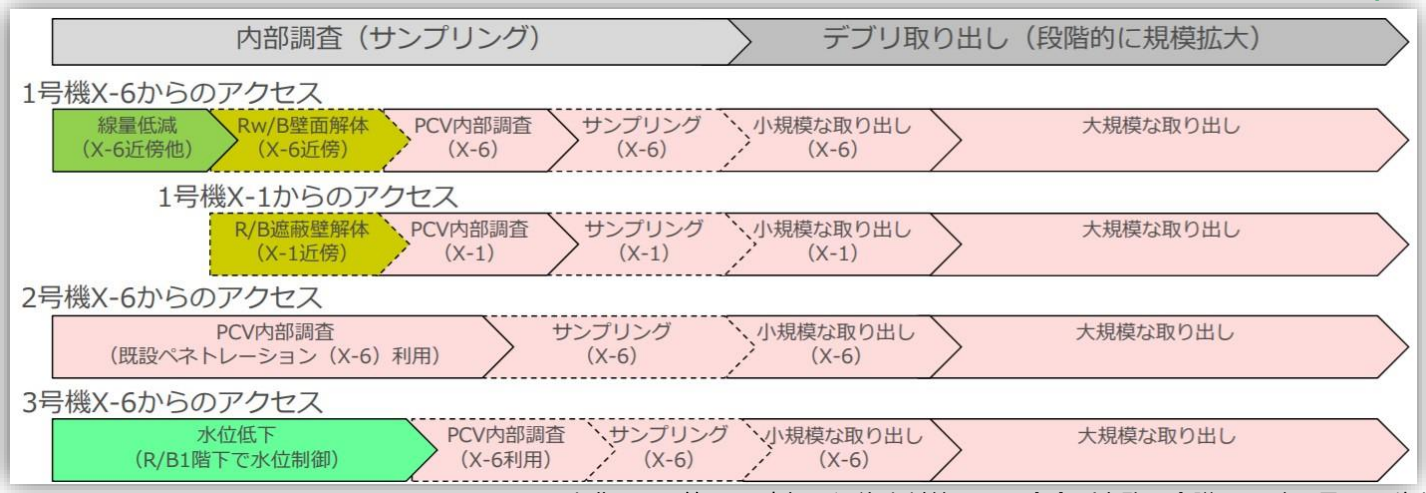
(2) ① 中長期ロードマップ第5版(2017年9月)に見る

核燃料デブリ取り出し(準備)にかかる計画

東京電力が2018年5月31日の第54回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議で示した出典(1)、および記者会見「2018/5/31(木)中長期ロードマップ進捗状況について」によると、東京電力は、中長期ロードマップ第5版で2021年に最初の号機で開始するとされている核燃料デブリ(以下、デブリ)の取り出しに向けて、＜さらなる原子炉格納容器(以下、PCV)内部調査(サンプリング)⇒小規模なデブリの取り出し⇒大規模なデブリの取り出し＞というステップで進めたいと考えているようです。 初期段階の取り出し方法へ戻る

記者会見で、小野福島第一廃炉推進カンパニープレジデントは、中長期ロードマップ第5版が示したスケジュールに収めるためにはあと3年の間に原子力規制委員会の審査に合格しなければならず、具体的な調査(サンプリング)・デブリの取り出し計画を確定するために時間的余裕はない、出典1を公開したのは調査(サンプリング)・デブリの取り出し計画を確定するための取りかかりであるとしています。

下の図が今回示されたデブリの取り出しまでの作業の流れです。 (次ページに続く)



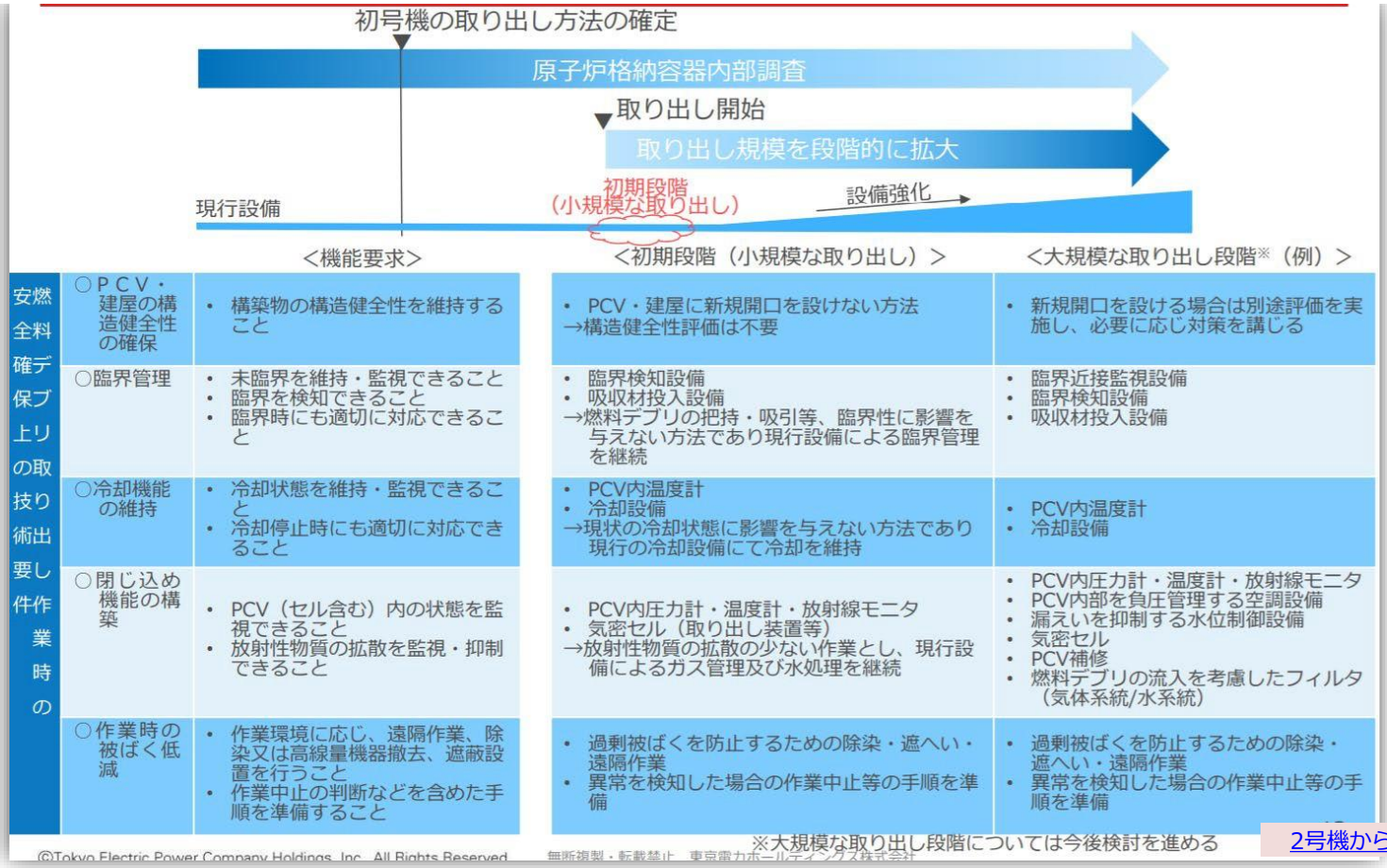
用語解説へ：
X-1
X-6
Rw/B
R/B

出典：(1) 第54回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2018年5月31日資料東京電力
「2号機原子炉格納容器内部調査及び燃料デブリ取り出しに向けた対応状況」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/06/3-03-02.pdf
動画出典：東京電力ホームページ 映像アーカイブ「2018/5/31(木)中長期ロードマップ進捗状況について」
https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61697&video_uuid=koolbw2c

概要に戻る

東京電力が、核燃料デブリの小規模な取り出し、大規模な取り出しという各ステップにおいて、1～3号機原子炉の現在の安定状態を引き続き保つために、どのような措置を取らなければならないと考えているか、表(下図)をご覧ください。

(次ページに続く)



安全確保上の取り出し作業時の要件	<機能要求>	<初期段階（小規模な取り出し）>	<大規模な取り出し段階※（例）>
○ＰＣＶ・建屋の構造健全性の確保	• 構築物の構造健全性を維持すること	• PCV・建屋に新規開口を設けない方法 →構造健全性評価は不要	• 新規開口を設ける場合は別途評価を実施し、必要に応じ対策を講じる
○臨界管理	• 未臨界を維持・監視できること • 臨界を検知できること • 臨界時にも適切に対応できること	• 臨界検知設備 • 吸収材投入設備 →燃料デブリの把持・吸引等、臨界性に影響を与えない方法であり現行設備による臨界管理を継続	• 臨界近接監視設備 • 臨界検知設備 • 吸収材投入設備
○冷却機能の維持	• 冷却状態を維持・監視できること • 冷却停止時にも適切に対応できること	• PCV内温度計 • 冷却設備 →現状の冷却状態に影響を与えない方法であり現行の冷却設備にて冷却を維持	• PCV内温度計 • 冷却設備
○閉じ込め機能の構築	• PCV（セル含む）内の状態を監視できること • 放射性物質の拡散を監視・抑制できること	• PCV内圧力計・温度計・放射線モニタ • 気密セル（取り出し装置等） →放射性物質の拡散の少ない作業とし、現行設備によるガス管理及び水処理を継続	• PCV内圧力計・温度計・放射線モニタ • PCV内部を負圧管理する空調設備 • 漏えいを抑制する水位制御設備 • 気密セル • PCV補修 • 燃料デブリの流入を考慮したフィルタ（気体系統/水系統）
○作業時の被ばく低減	• 作業環境に応じ、遠隔作業、除染又は高線量機器撤去、遮蔽設置を行うこと • 作業中止の判断などを含めた手順を準備すること	• 過剰被ばくを防止するための除染・遮へい・遠隔作業 • 異常を検知した場合の作業中止等の手順を準備	• 過剰被ばくを防止するための除染・遮へい・遠隔作業 • 異常を検知した場合の作業中止等の手順を準備

※大規模な取り出し段階については今後検討を進める

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

2号機からへ戻る

出典：(1) 第54回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2018年5月31日資料東京電力
「2号機原子炉格納容器内部調査及び燃料デブリ取り出しに向けた対応状況」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/06/3-03-02.pdf
動画出典：東京電力ホームページ 映像アーカイブ「2018/5/31(木)中長期ロードマップ進捗状況について」
https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61697&video_uuid=koolbw2c

小目次に戻る
概要に戻る

(2) ① 中長期ロードマップ第6版(2019年12月)マイルストーンの達成状況、および第6版の改訂について　(New!)

前ページまででその周辺を報告した「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた中長期ロードマップ」(以下、ロードマップ)第5版(2017年9月)においては、核燃料デブリ(以下、デブリ)の取り出し(準備)については、

① ステップ・バイ・ステップのアプローチ
② 廃炉作業全体の最適化
③ 複数の工法の組み合わせ
④ 気中工法に重点を置いた取組
⑤ 原子炉格納容器底部に横からアクセスする燃料デブリ取り出しの先行

を内容とする<燃料デブリ取り出し方針>が定められました。

そしてこの方針の実現に向けて、1～3号機原子炉格納容器(以下、PCV)内部調査の発展的な継続、PCVの放射能閉じ込め機能を担保するシステムの開発、1・3号機原子炉建屋(以下、R/B)1階の放射線量低減などをめざすこととされました。

ロードマップ第5版を2019年に改訂したロードマップ第6版においては、2021年に2号機のデブリの試験的取り出しから着手し、段階的に取り出し規模を拡大するという、核燃料デブリを取り出す初号機および開始時期の明示が改訂のポイントになっています。

(次ページに続く)

出典：2017年9月26日　廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」
https://www.kantei.go.jp/jp/singi/hairo_osensui/dai3/siryou2.pdf
2019年12月2日　経済産業省廃炉・汚染水対策チーム事務局「福島第一原子力発電所の廃炉に向けた中長期ロードマップ改訂案について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committtee/osensui_team/2019/pdf/01c.pdf
2019年12月27日　廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた中長期ロードマップ」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/20191227.pdf

概要に戻る

(New!)

しかし、英国で開発中であった試験的取り出し装置であるロボットアームの新型コロウィルス蔓延の影響による国内への延着 参照 、取り出し時に放射性物質をPCV内部に閉じ込めておく隔離部屋の不具合、モックアップ試験によるロボットアームの操作精度不足の判明 参照 、 ロボットアーム挿入経路であるX-6ペネ（貫通部）の堆積物固着の判明 参照 等の問題、および初期の取り出し装置としてロボットアームに代えて2017年の2号機PCV内部調査での実績があるテレスコ式装置＝ガイドパイプ 参照 を採用するなどの問題への対応により、2024年5月現在、2号機の核燃料デブリの試験的取り出しの開始時期は2024年10月ごろとされています。

このように、ロードマップ第6版の核燃料デブリ(以下、デブリ)の取り出し（準備）についてのマイルストーン（目標事項および時期）の達成は3年以上後倒しされています。

第5版の改訂までは長くても2年で改訂されてきたロードマップですが、ロードマップ第6版は4年以上改訂されていません。

また、これまでのロードマップの廃炉についての期間区分の考え方では、第2期を、2013年11月のステップ2完了から初号機のデブリ取り出し開始まで（目標は2023年）、第3期を、それ以降、廃止措置終了までとしています。

今後、2024年10月開始予定の2号機でのデブリの試験的取り出しをもって第3期の開始として、ロードマップ第6版が改訂されるのか、試験的取り出しはあくまで「試験的」な取り出しであり第2期は終了していないとみなし、ロードマップ第6版の改訂がさらに先に延ばされるのか注目していきたいと思います。

出典：2017年9月26日　廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」
https://www.kantei.go.jp/jp/singi/hairo_osensui/dai3/siryou2.pdf
2019年12月2日　経済産業省廃炉・汚染水対策チーム事務局「福島第一原子力発電所の廃炉に向けた中長期ロードマップ改訂案について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committtee/osensui_team/2019/pdf/01c.pdf
2019年12月27日　廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた中長期ロードマップ 」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/20191227.pdf

概要に戻る

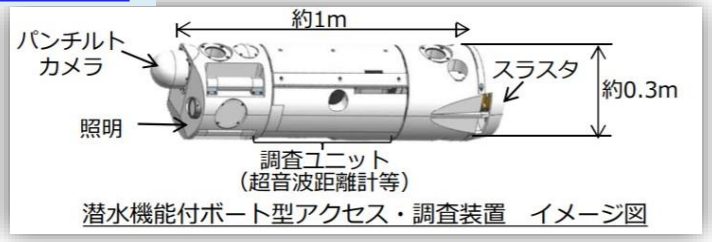
(3) 原子炉格納容器内部調査

① 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計画

a アクセスルート構築作業について

1号機の原子炉格納容器（以下、PCV）の内部（左上画像）参照 については、2017年3月に、X100B貫通部（ペネ）を通し、格納容器1階の金属製の格子（グレーチング）上からカメラ・線量計を吊り下ろし、圧力容器の土台（ペデスタル）地下階開口部近くの深さ約1.5 mの水中にある原子炉格納容器底部の状況を調査、画像情報、線量情報を取得したところです。参照　参照

2019年1月31日、東京電力は、ペデスタル外における構造物や堆積物の分布等を把握するための新たな調査の計画を発表しました。調査時期は2019年度上期中を目途としています。調査装置投入に向けてに戻る



潜水機能付ボート型アクセス・調査装置　イメージ図

2号機ではX-6ペネから調査機を投入しましたが、1号機ではX-6ペネ周辺が高線量であり、また1号機で前回使用したX100Bペネは格納容器の高い位置にあるためか、格納容器内に現在開発中の調査装置を投入するために、新たな投入口としてX-2ペネ（所員用エアロック）を選んでいます。

出典からだけではX-2ペネの位置が把握しにくいのですが、種々の画像から判断するとX-6ペネとほぼ同じ高さ、X-6ペネから反時計回りに30度あまり回ったところのようです（次ページ画像参照）。

今回の投入口であるX-2ペネは所員用エアロックであり、アクセスルートを構築する際には外扉と内扉の穿孔が必要であり、また孔あけ加工機の設置状況確認やアクセス・調査装置をPCV内へ投入する際の監視等のため3箇所の孔を開けるようです。さらに、アクセス・調査装置を原子炉格納容器内に投入するためには、既設構造物（グレーチングや電線管等）が存在することから、それらも切断する必要があるそうです。

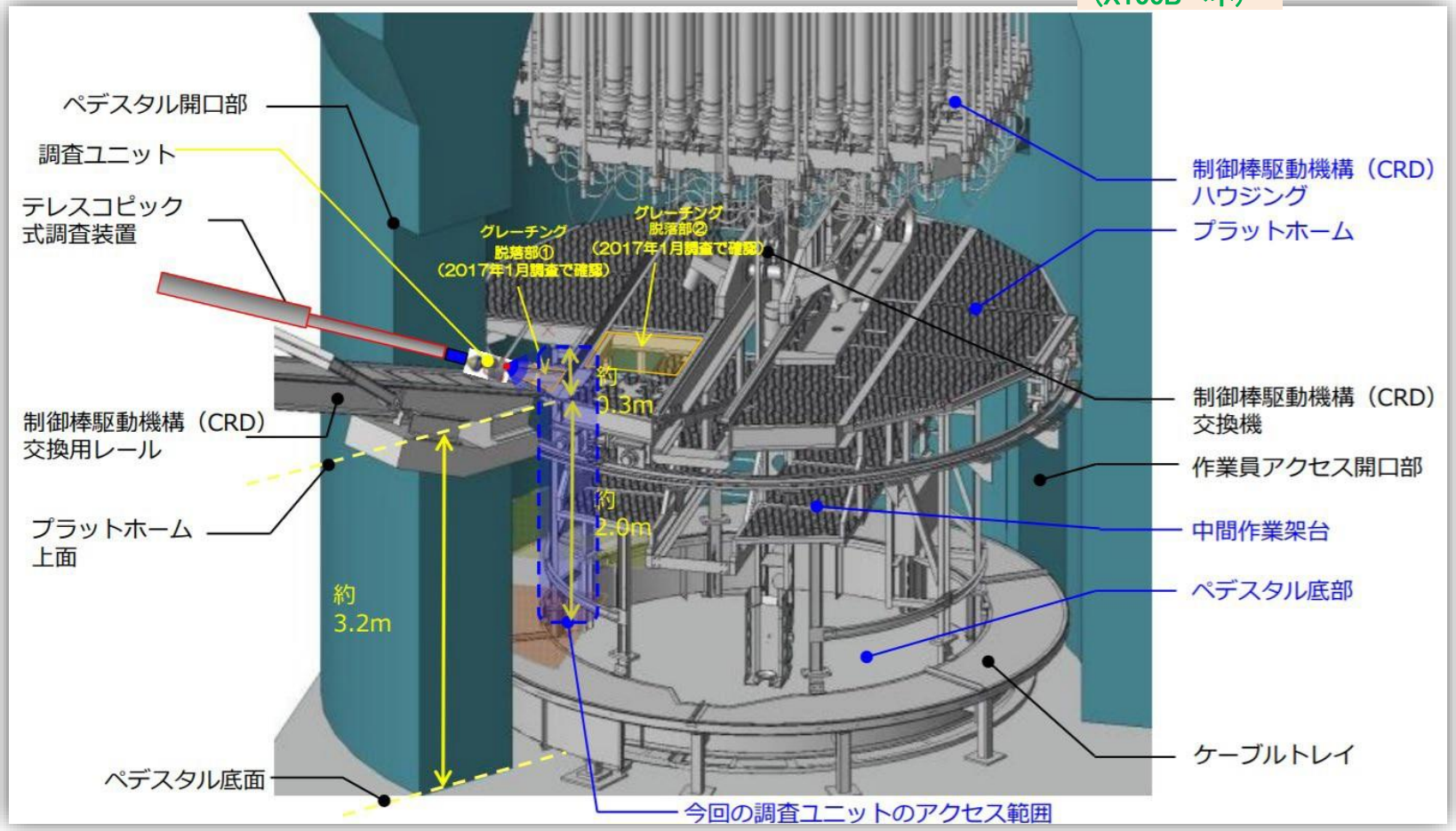
作業員の被ばくを抑制し、格納容器内外の遮断（バウンダリ）を確保しながらのアクセスルートの構築の方法の詳細、および調査までの工程案については下記出典をご覧下さい。格納容器の減圧に戻る　配置模式図に戻る

小目次に戻る

出典：2019年1月31日　第62回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「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について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/3-3-2.pdf

概要に戻る

（X100Bペネ）



小目次に戻る
配置模式図に戻る
概要に戻る

b　調査の概要

東京電力によると、原子炉圧力容器の土台(ペデスタル)外における構造物や堆積物の分布等を把握するための1号機原子炉格納容器(PCV)内部調査に向けて、現在、アクセス・調査装置を開発中です。

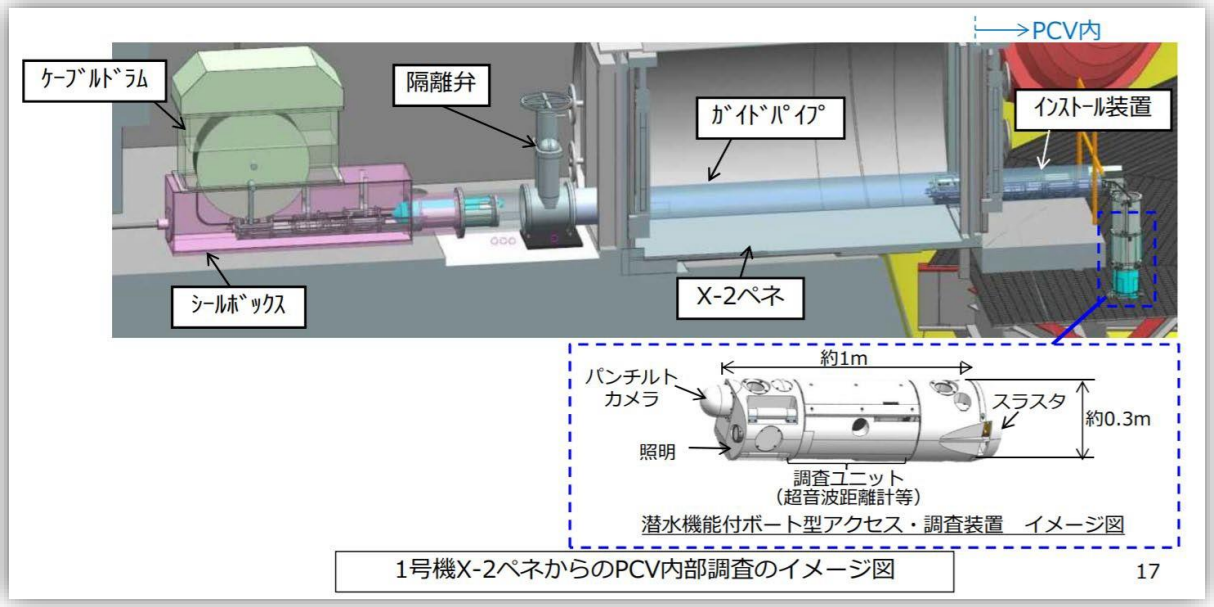
2017年3月の調査で確認された堆積物は水中にあるため、アクセス・調査装置は潜水機能付のボートを開発中です。

PCV内部への調査装置投入ルートについては、所員用エアロックであるX-2貫通部(ペネ)の外扉と内扉に穴を開けてルートとするそうです。

従来のPCV内部調査と同様に、PCV内の気体が外部に漏れ出て周辺環境へ影響を与えていないことを確認するため、作業中はダストモニタによるダスト測定を行い、作業中のダスト濃度を監視する予定ともしています。

調査装置投入に向けてに戻る

（次ページに続く）

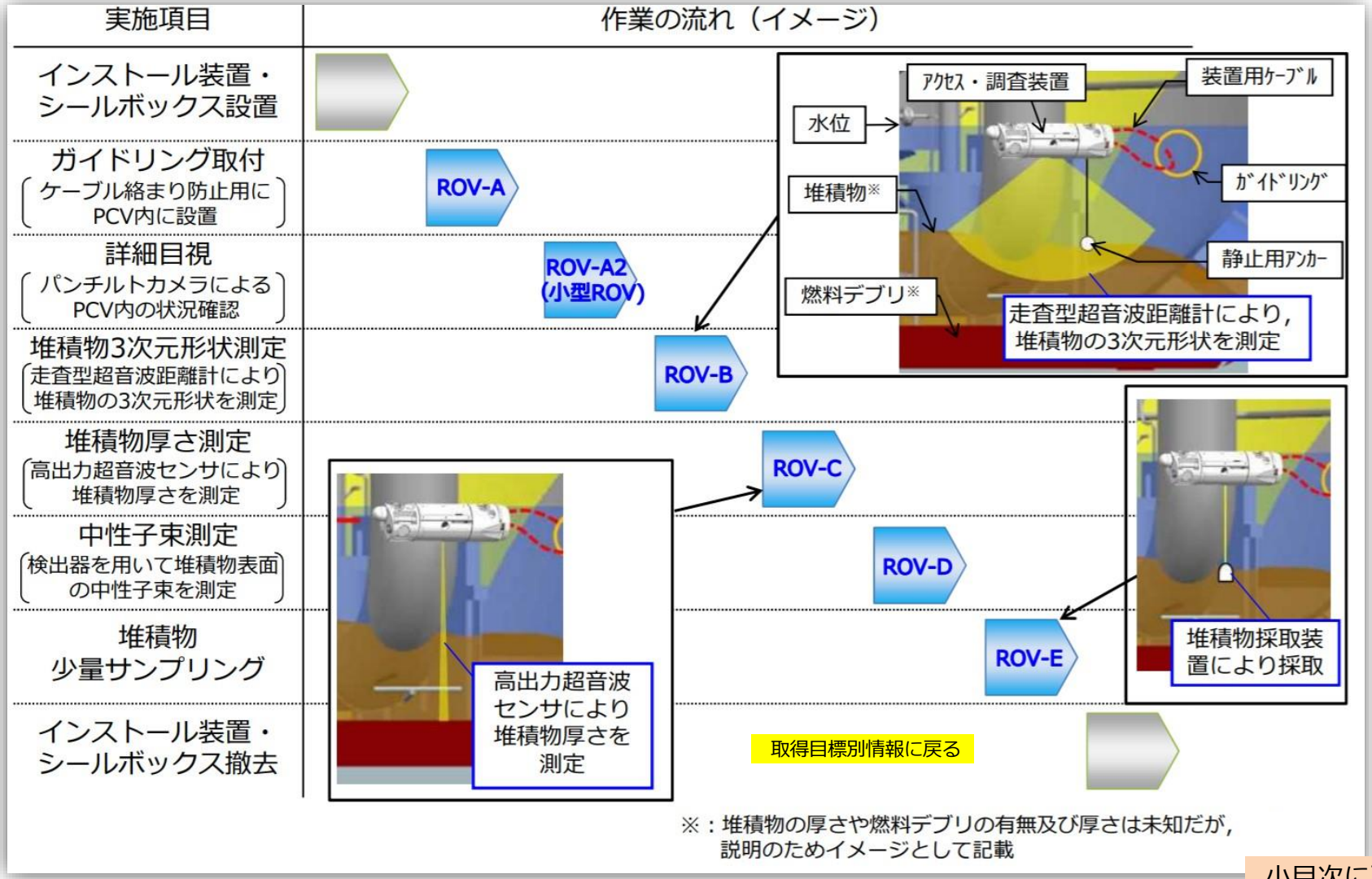


出典：　2019年2月28日　第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「1号機X-2ペネトレーションからの原子炉格納容器内部調査　原子炉格納容器の減圧について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-2.pdf

小目次に戻る

概要に戻る

潜水機能付ボート型アクセス・調査装置については、機能毎に6種類準備する予定としています。



小目次に戻る

概要に戻る

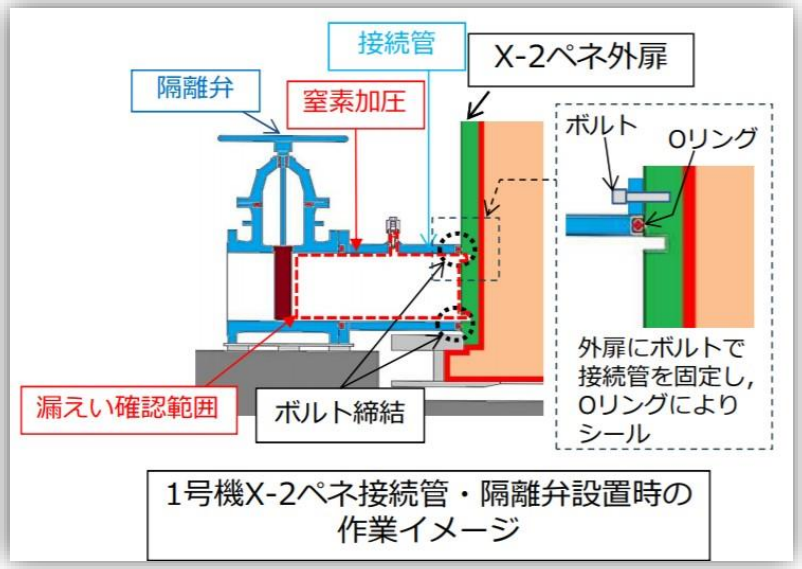
ｃｉ　アクセスルート構築作業

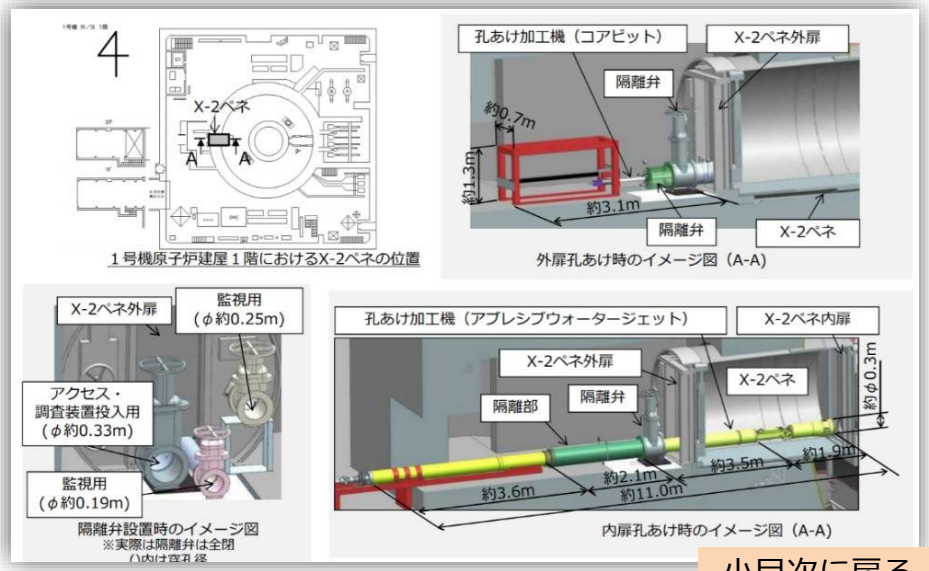
調査前に必要となるX−2貫通部(ペネ)からのアクセスルート構築については、これまでの原子炉格納容器(PCV)内部調査と同様にPCV内の気体が外部に漏れ出て周辺環境へ影響を与えていないことを確認しながら進めなければなりません。

東京電力によると、アクセスルート構築は接続管、隔離弁および隔離部で格納容器内外の遮断(バウンダリ)を確保しながら作業を実施します。

そのため、アクセスルート構築中およびPCV内部調査中のバウンダリとなる、接続管、隔離弁をX−2ペネ外扉に設置し、設置後に接続管、隔離弁は窒素加圧による漏えい確認を行うそうです。

カメラ設置による圧力低下に戻る





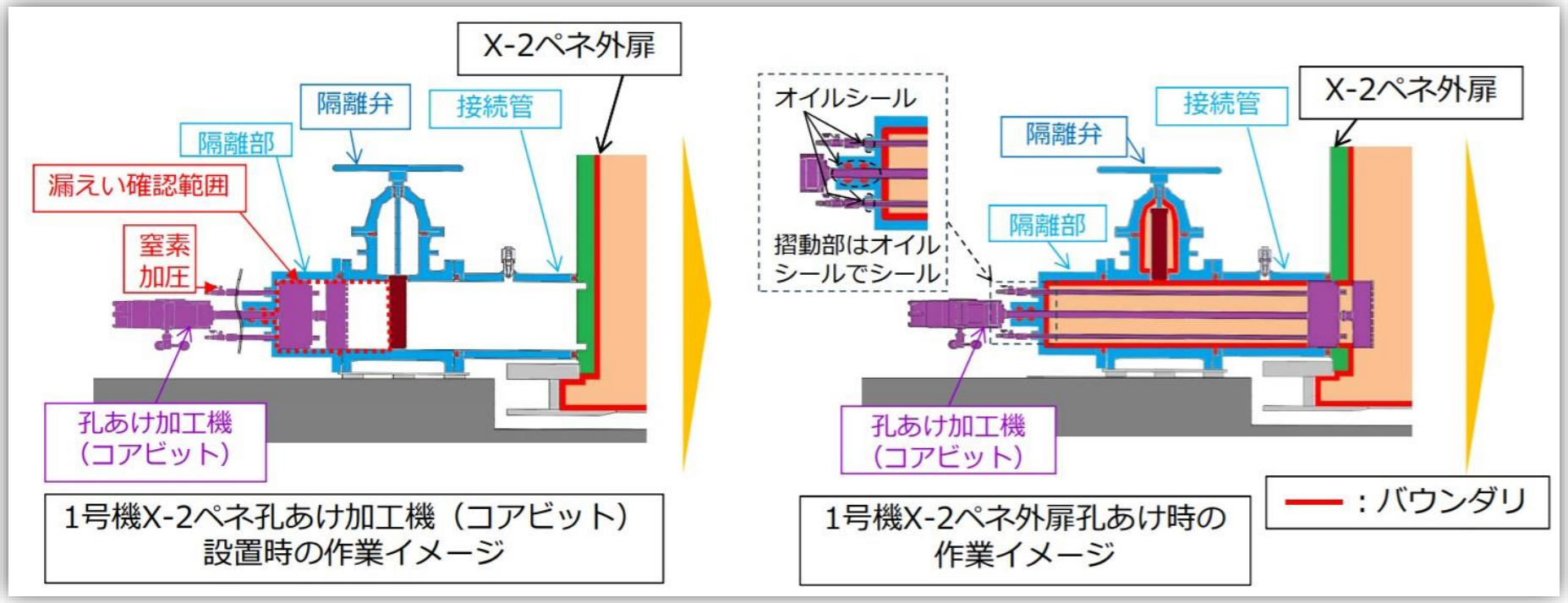
小目次に戻る

出典：2019年2月28日　第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「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　原子炉格納容器の減圧について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-2.pdf

概要に戻る

隔離弁に孔あけ加工機(コアビット)を設置した後、隔離弁を開ける前に窒素加圧を行い、漏えい確認を行います。隔離弁を開け、孔あけ加工機(コアビット)にてX-2ペネ外扉に孔を開けます。

以降の作業においても、隔離弁を開ける前に窒素加圧、漏えい確認を行ってから作業を進めるとしています。



小目次に戻る

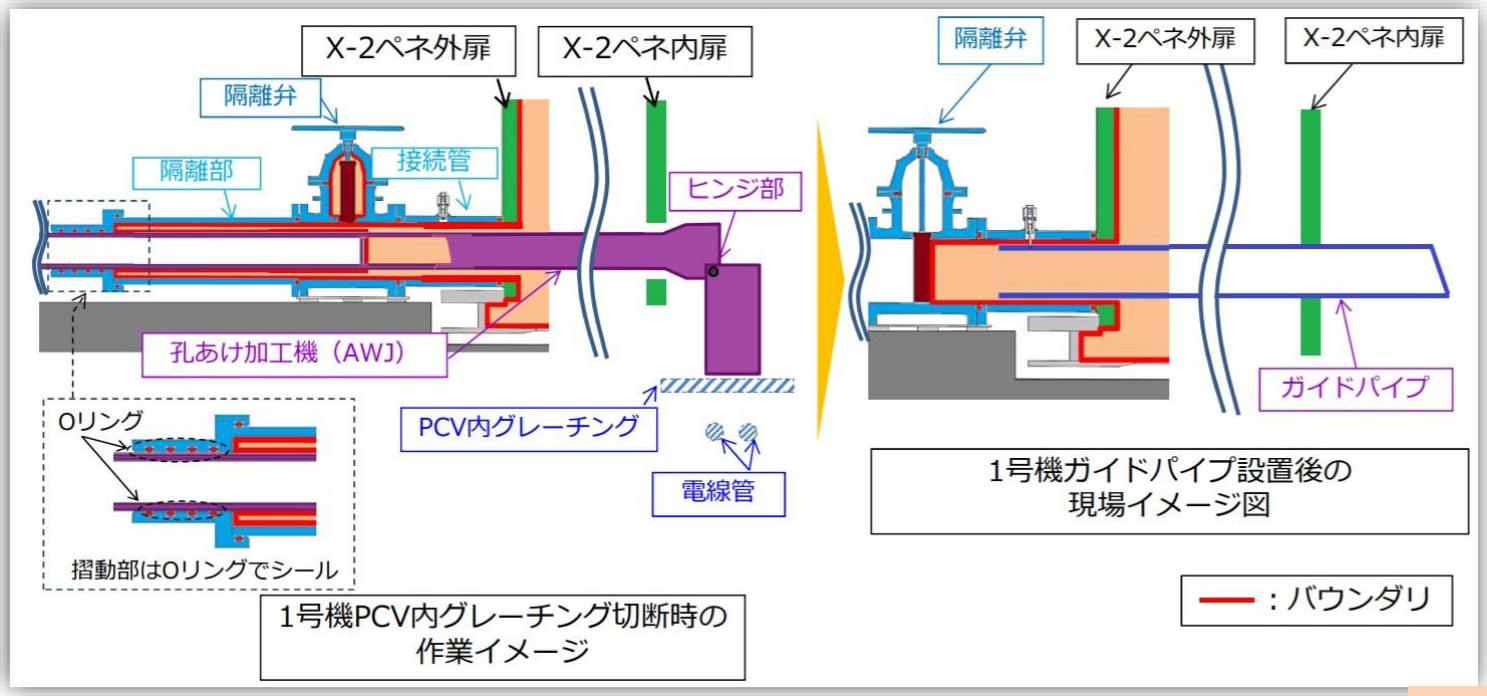
出典： 2019年2月28日　第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「1号機X-2ペネトレーションからの原子炉格納容器内部調査　原子炉格納容器の減圧について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-2.pdf

概要に戻る

X-2貫通部(ペネ)内扉は孔あけ加工機(アブレシブウォータージェット:AWJ　参照　にて孔あけを実施し、内扉孔あけ後に同加工機により原子炉格納容器(PCV)内干渉物(グレーチング、電線管等)を切断します。

なお、AWJでの孔あけ作業における放射性物質の放出リスクの更なる低減のため、原子炉格納容器(PCV)圧力の減圧(均圧化)を図ることを検討しています。

X-2ペネ内/外扉の孔あけおよびPCV内干渉物切断作業後に、アクセス・調査装置のPCV内投入に必要となるガイドパイプを設置します。　2号機での取り出し開始に戻る



小目次に戻る

出典： 2019年2月28日　第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「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　原子炉格納容器の減圧について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-2.pdf

概要に戻る

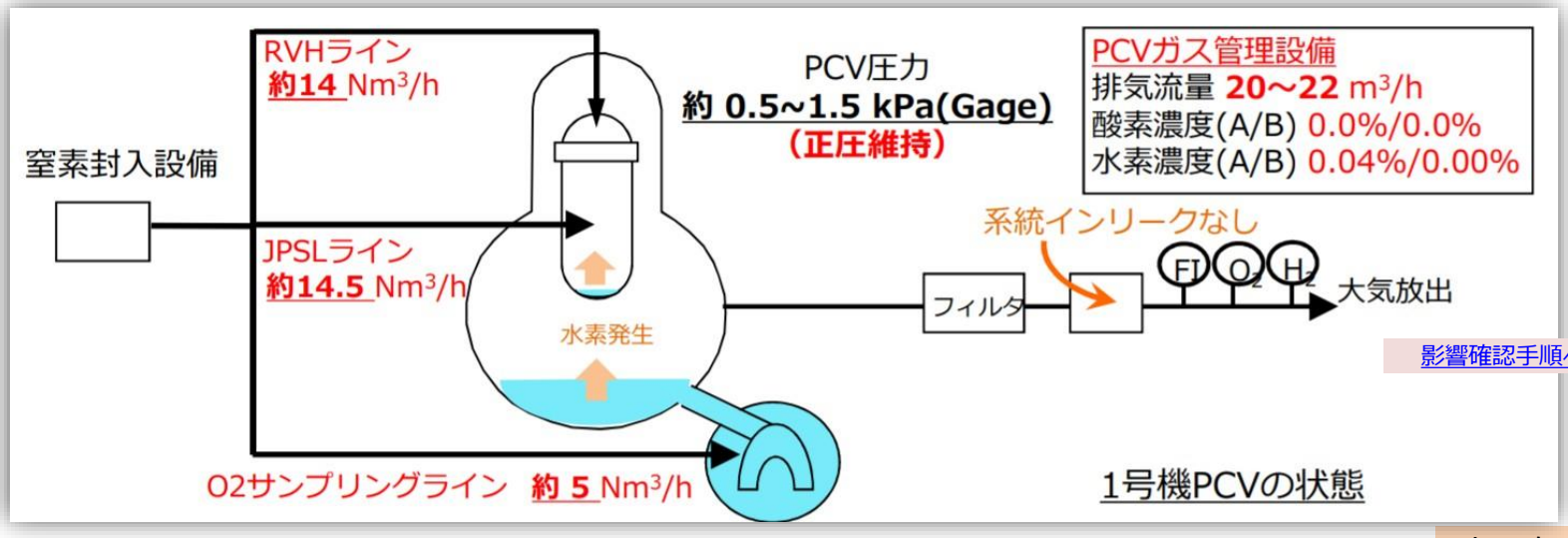
c ii アクセスルート構築 参照 時の原子炉格納容器の減圧について

東京電力は、放射性物質の放出リスクの更なる低減のため、原子炉格納容器(PCV)圧力の減圧(均圧化)について実施を検討しています。

現状では、1号機は窒素封入量(原子炉圧力容器(RPV)に約 28.5 Nm^3/h、S/Cに約 5 Nm^3/h)に比べ、ガス管理設備の排気流量(20～22 m^3/h)は少ない状況であり，PCV圧力はゲージ圧で0.5～1.5 kPa程度です。

一方、1号機においては、窒素封入量を減少させると一部のPCV温度が上昇する事象が過去に確認されていることから、ガス管理設備の排気流量を窒素封入量と同程度まで増加することにより、AWJ作業期間中のPCV圧力を大気圧と同程度まで減圧するとしています。(AWJ作業終了後は元の状態に戻す)

(次ページに続く)



影響確認手順へ戻る

小目次に戻る

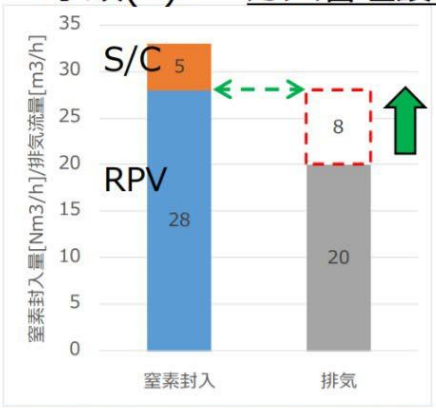
出典： 2019年2月28日　第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「1号機X-2ペネトレーションからの原子炉格納容器内部調査　原子炉格納容器の減圧について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-2.pdf

概要に戻る

前ページの通り、ガス管理設備の排気流量を窒素封入量と同程度まで増加することにより、孔あけ加工機(AWJ)作業期間中の原子炉格納容器(PCV)圧力を大気圧と程度まで減圧しますが、その過程で一時的な負圧を許容するとしています。

(次ページに続く)

<手順(1)>　ガス管理設備排気流量をRPV窒素封入量※と同等を目標に増加させる

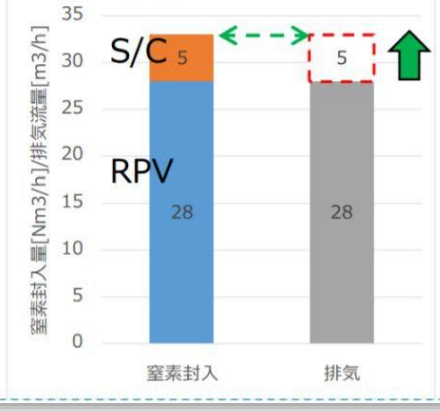


- 1回の操作あたり5m³/h以内を目安に，２回程度に分割して操作
- 操作後 2日程度の監視により，監視パラメータに異常がないことを確認し，次の操作を実施する。

（操作例）
20 m³/h ⇒ 25 m³/h ⇒ 28 m³/h

※ S/Cに封入した窒素は，真空破壊ラインからD/Wに流れていると想定しているが，真空破壊ラインベローズの損傷により，全量がD/Wに流れていない可能性もあり

<手順(2)>　S/C窒素封入量を考慮してガス管理設備排気流量を増加させる



- 手順１完了後，PCV圧力が陽圧であり，かつ酸素濃度に有意な上昇がない場合，S/Cへの窒素封入分を考慮して排気流量を増加させる。
- 1回の操作あたり3m³/h以内を目安に，２回程度に分割して操作
- 操作後2日程度の監視により，監視パラメータに異常がないことを確認し，次の操作を実施する。

（操作例）
28 m³/h ⇒ 31 m³/h ⇒ 33 m³/h

参考：ガス管理設備最大流量　35m³/h

出典： 2019年2月28日　第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「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　原子炉格納容器の減圧について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

その他、東京電力は、以下のように原子炉格納容器(PCV)圧力の減圧時のリスクとその対策を示しています。

ガス管理設備B系運転中の原子炉格納容器(PCV)圧力はゲージ圧で約0.5 kPaであり、A系運転中よりも低めの傾向であるため、PCV圧力の減圧中はガス管理設備をB系運転を基本とすることによって、設備トラブル等でB系からA系に切替えた場合でもPCV圧力が下がりすぎることを防止するそうです。

2013年10月に窒素封入量を減少させた後、大気圧の変動に伴い格納容器空調系(HVH)温度が上昇した事象がありました。ただ、PCV圧力の挙動は大気圧変動の影響を受けているものの変化幅は大気圧変動幅に比べて大きくなく、また窒素封入量は減少させず排気風量の増加により減圧させるので問題はないとしています。

また、排気流量が窒素封入量を上回った場合、PCVへの空気の漏れ入りが増加し、PCV内の酸素濃度が上昇する可能性がありますが、排気流量操作を8 m^3/h以下とすることで、酸素濃度が可燃限界(5%)を超えることはないそうです。
1 m^3/h程度の空気の漏れがある場合、操作24時間後の酸素濃度は約0.3%程度と予測され、酸素濃度監視で検知可能としています。

さらに、水素の供給源と水素濃度上昇のリスクを整理した結果、減圧時の水素濃度は実施計画制限2.5%に至るおそれはないと考えられるそうです。

(次ページに続く)

小目次に戻る

出典： 2019年2月28日　第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「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　原子炉格納容器の減圧について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-2.pdf

概要に戻る

（原子炉格納容器減圧によるリスクと影響評価）

（次ページに続く）

想定事象	リスク	影響の大きさ	安全措置（影響緩和策）
PCV温度上昇	一部のHVH等のPCV温度が急上昇	・過去実績最大約2℃/ h（LCO逸脱まで10時間以上）	• 減圧手順はガス管理設備の排気流量を増加させる手順とする • 温度上昇に備え，PCV温度を監視 • 異常な温度上昇を確認した場合，排気流量を減少させる措置を実施
酸素濃度上昇	水素の可燃限界※1を超過	・大気圧変化による酸素濃度上昇は限定的(0.2%以下) ・排気流量操作による酸素濃度の上昇は1m^3/hあたり，0.011%/h程度と評価	• 酸素濃度を監視し，異常な上昇時には排気流量を減少させる措置を実施
	構造物の酸化（腐食）	・PCVバウンダリを構成する炭素鋼の全面腐食の進展は，大気開放した海水中で0.1mm/年程度。（PCVの最小胴板厚は15mm程度）	• 減圧期間（約4ヶ月）をなるべく短くし，AWJ作業開始前に減圧し，作業終了後はPCV圧力を元の状態に戻す • PCV減圧を均圧までとすることで，大気圧変化等による酸素濃度上昇を極力抑制する
水素濃度上昇	水素の可燃限界※1超過	・PCV内接続配管に事故初期の水素が滞留している可能性は完全には払拭できないものの，影響は限定的と考えらえる	• 水素濃度を監視し，異常な上昇時には排気流量を減少させるとともに，窒素封入量を増加する措置※2を実施 • 酸素濃度を可燃限界以下に管理

なお，排気流量増加は未臨界監視に対して有意な影響を与えることはない

※１：水素濃度4%かつ酸素濃度5%
※２：水素濃度の上昇が急激な場合，運転上の制限(水素濃度2.5%)を超えないよう，RPVへの窒素封入を増加

出典： 2019年2月28日　第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「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　原子炉格納容器の減圧について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

c iii　工程案

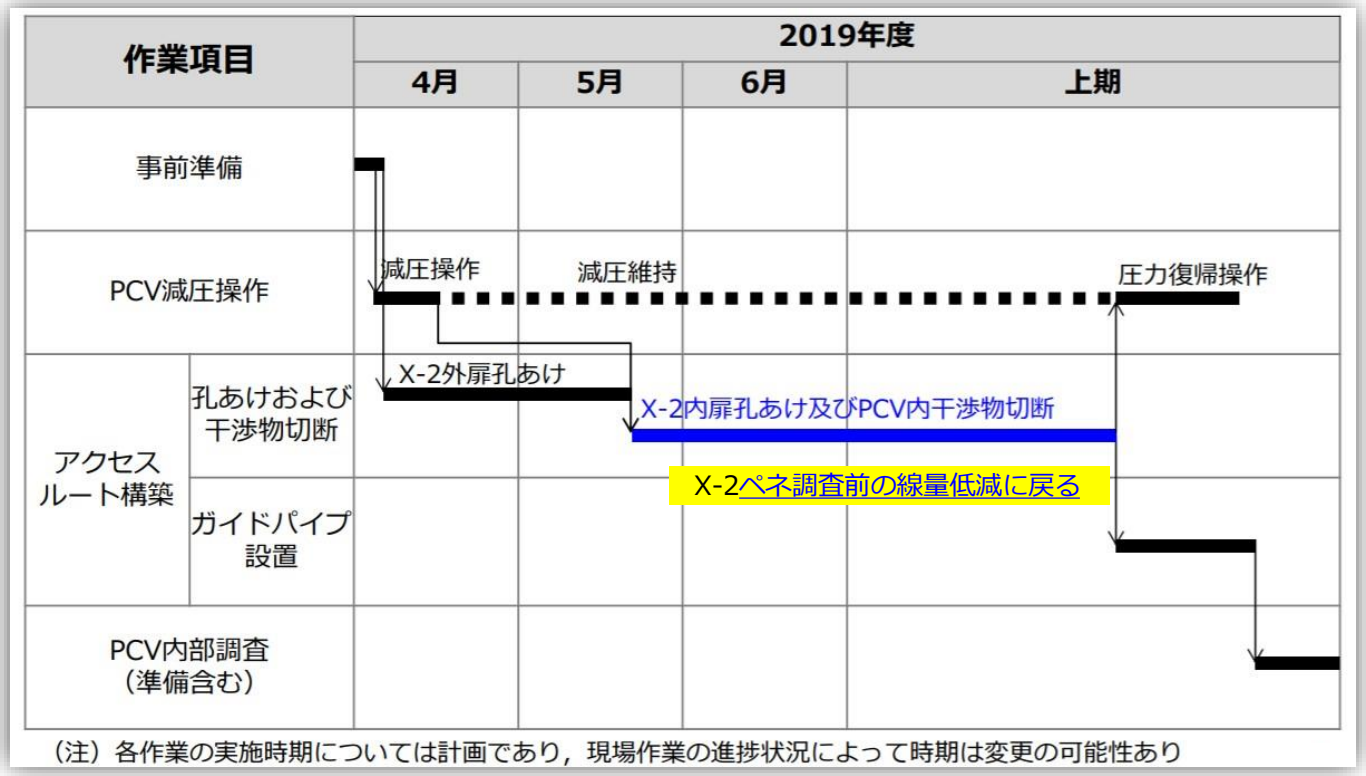
2019年4月4日から原子炉格納容器(PCV)減圧操作を実施し、4月8日からはX-2開口部(ペネ)外扉孔あけを実施しています。

X-2ペネ内扉孔あけ(AWJ作業)は外扉孔あけ後、準備が整い次第実施する予定です。

なお、AWJ作業完了後にはPCV圧力を復帰する予定とされています。

（次ページに続く）

（工程案）



出典： 2019年4月25日　第65回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「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ブレシブウォータージェット作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/04/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

c iv　アブレシブウォータージェット(AWJ)作業の概要

東京電力は2019年4月25日の第65回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議において、AWJ作業の概要について、以下のように追加報告しています。

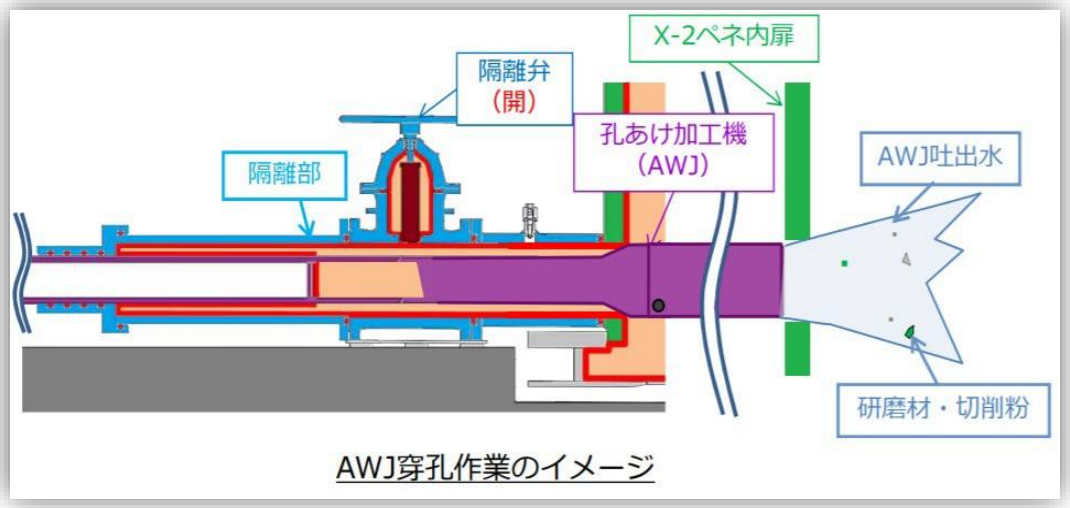
・ AWJは，ウォータージェットによる切断加工能力を高めるため，水に研磨材(アブレシブ)を混入させて高圧で噴射させ，ノズルを回転させることで，金属などの切断加工を行う加工方法。

·AWJ作業により，PCV内温度計指示値の上昇，PCV内圧力・酸素濃度の上昇，ダスト濃度の上昇する可能性があるが，燃料デブリの冷却や周辺監視区域及び周辺作業環境に影響が出ないように適切に監視を行いながら，作業を実施する。

·研磨材は熱的・化学的に安定した鉱物を使用するため，PCV内の既設構造物，堆積物と反応することはない。また，研磨材はAWJ使用箇所周辺に沈降することをモックアップ結果より確認しており，PCV外に流出し水処理設備に影響することはないと評価している。

内扉の孔開けに戻る

（次ページに続く）



AWJ穿孔作業のイメージ

出典： 2019年4月25日　第65回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「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ブレシブウォータージェット作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/04/3-3-2.pdf

小目次に戻る

概要に戻る

（アクセスルート構築作業全体を通しての監視パラメータ）

監視パラメータ	監視頻度（作業中）	判断基準	逸脱時の対応
・作業エリアダスト濃度	常時	5×10^{-3} Bq/cm^3	作業中断。原因特定・対策を行い，再開する
・PCV圧力※	毎時	異常な圧力変動がないこと（気圧変動に伴う圧力変化以外）	バウンダリの確保を実施し，作業中断
・作業エリア線量	常時	雰囲気線量 10mSv/h以下	作業中断。原因特定・対策を行い，再開する

※PCVバウンダリへの影響がある外扉貫通穿孔以降の作業ステップに適用

（AWJ作業中の追加監視パラメータ）

監視パラメータ	監視頻度 作業中及び作業後24時間	監視頻度 作業後24時間以降	判断基準	逸脱時の対応
・PCV内温度	毎時	6時間	・全体的に温度上昇傾向がないこと（気温や注水温度の変化による影響を除く）	・AWJ作業の中断 ・AWJ作業での温度上昇かそれ以外かを判断するため，作業ステップごとにホールドポイントを設け，温度変化傾向の評価を行った後に次ステップに移行する。
・酸素濃度	毎時	6時間	・AWJ作業中及び作業後24時間：1.2% 以下であること ・AWJ作業後24時間以降：1%以下であること	・AWJ作業を中断し，排気流量を減少させ，空気インリークを制御
・ダスト濃度	毎時	6時間	・オペフロ：1×10^{-3} Bq/cm^3 以下であること	・AWJ作業の中断 ・AWJ作業量と放出ダストの関係を推定し，適切な作業量を設定する。判断基準に対し作業量が多い場合は次AWJ作業量を制限する。
	毎時	6時間	・PCVガス管理設備：420cps 以下であること	
・Xe濃度	毎時	1時間	・有意な上昇傾向がないこと（2系同時）	・AWJ作業を中断し，ホウ酸水を注入する。
・ガス管理設備フィルタ差圧	毎時	6時間	・0.85 kPa 以下であること	・差圧上昇原因を調査し，必要によりフィルタの交換を実施
・ガス管理設備フィルタ線量	毎時	6時間	・1×10^{-3}mSv/h 以下であること	・線量上昇傾向を調査し，必要によりフィルタ交換を実施

出典： 2019年4月25日　第65回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「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ブレシブウォータージェット作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/04/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

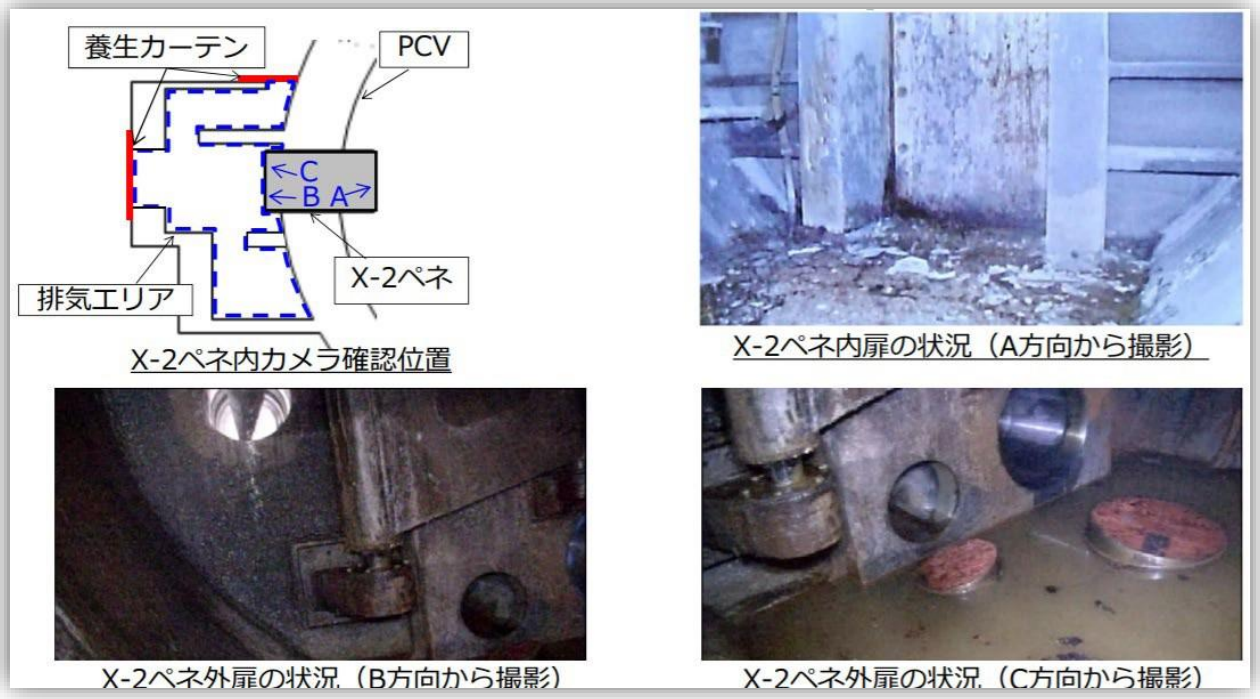
c v　1号機 アクセスルート構築作業の実施状況

i　X-2貫通部(ペネ)内の状況

東京電力は、X-2ペネ外扉の孔あけの完了後、X-2ペネ内扉前に堆積物があることを確認し、以下のように説明しています。

堆積物の性状は分かっていないが，内面の塗装がはがれているように見えるため，塗装が剥げて堆積したものと推定。

内扉孔開けをするためのAWJ装置の設置箇所に堆積物が確認されたことから，装置設置のために治具により，堆積物の一部を除去。治具の堆積物に接触した箇所についてスミアを採取。今後，分析する予定。



出典： 2019年5月30日　第66回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/05/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

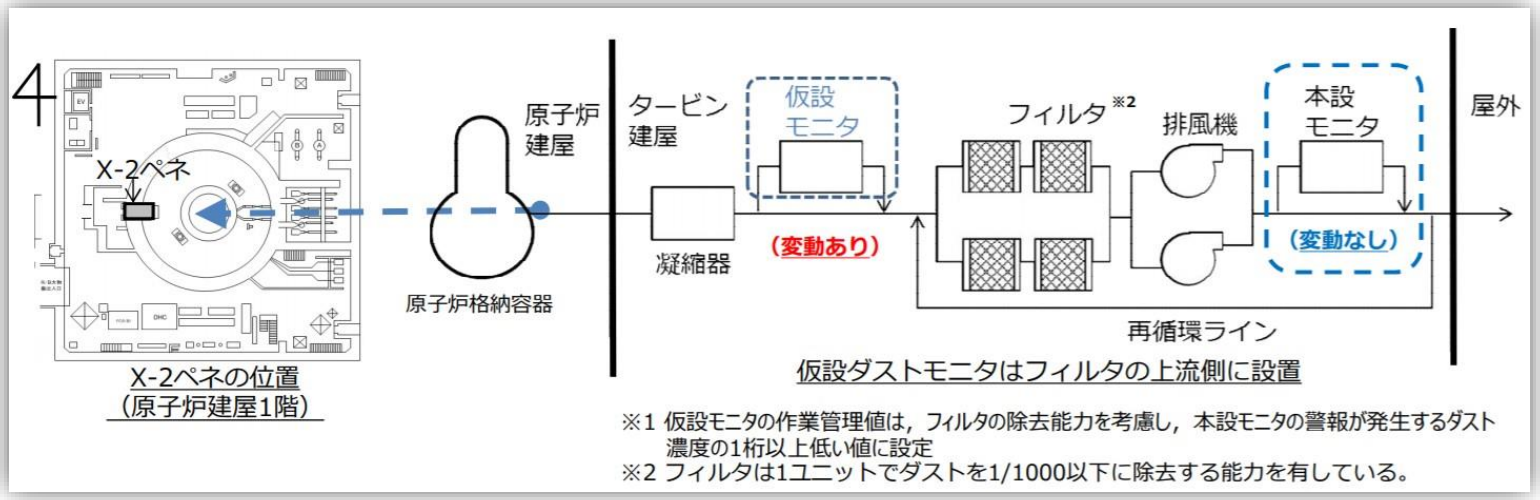
ii　内扉穿孔作業時の仮設ダストモニタの値の上昇

東京電力によると、以下のように穿孔作業を一時中断したようです。

2019年6月4日，X-2ペネ内扉について，AWJにて孔(直径約0.21m)の一部の穿孔作業(作業時間：約5分)を行い，データの傾向監視を実施していたところ，PCVガス管理設備フィルタの上流側に設置した仮設ダストモニタの値が上昇し，当社が作業管理のために設定した値(1.7×10^{-2} Bq/cm³)※1に達したことを確認(数時間で作業前の濃度レベルに低下)。今回の作業で，原子炉格納容器ガス管理設備の本設ダストモニタ(フィルタの下流側に設置)および，敷地境界付近のダストモニタ等には有意な変動はなく，環境への影響はない。

建屋カバーダストロールデータについてに戻る

次ページに、東京電力による、このダスト濃度上昇要因についての推定と検討中の対策を引用してあります。



小目次に戻る

出典：　2019年6月27日　第67回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/06/3-3-2.pdf

概要に戻る

東京電力は、このダスト濃度上昇要因については以下のように推定し、対策を検討しています。

作業前の評価では，AWJ作業により内扉貫通後に高圧水がグレーチング等のPCV内構造物に当たるものの，装置から十分離れており，AWJの切削範囲にはないため，構造物からのダスト飛散は少ないとし，AWJで切削した部材の面積分からのみダストが飛散すると想定していた。

今回のダスト濃度の上昇を踏まえると，AWJの高圧水が当たったPCV内構造物からダストが飛散した可能性があると考えられることから，AWJ作業についてはPCV内構造物に高圧水が当たることによる影響を確認しながら，徐々に切削を行っていくことを検討中。

また，この他の要因としては，発生したダストがPCV内気相部で拡散した後に，PCVガス管理設備により排気されると考えていたが，そのような拡散による希釈効果は限定的で，比較的速やかにPCVガス管理設備で処理されていた可能性もあると考えられる。

手摺(縦部)切断完了に戻る

2019年7月の出典2では、仮設ダストモニタで検知されたダスト濃度上昇の推定される原因として、以下を挙げています。

- 内扉の切削範囲以外の構造物に高圧水が到達したことによる飛散
- 内扉の汚染の不均一
- PCV内で拡散する前にPCVガス管理設備により排気

参照

とりあえず3ページ後で、AWJ作業とPCVガス管理設備との位置関係を見、その次のページで、PCV内構造物に高圧水が当たることによるダスト濃度への影響を確認する手順を見ておきましょう。

出典： 2019年6月27日　第67回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/06/3-3-2.pdf
2019年7月25日　第68回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/07/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

③ 2019年6月4日の内扉穿孔作業時の1号機原子炉建屋カバーのダストロールデータについて

孔あけ作業時に原子炉格納容器ガス管理設備の本設ダストモニタに有意な変動がなかったことは、「東京電力ホームページ 福島への責任 廃炉プロジェクトとは」 https://www.tepco.co.jp/decommission/ から、データ→日々の分析結果→V. 1～4号設備・共用設備→アーカイブ2019年度→「PCVにおけるAWJ作業に伴うダストサンプル」に当たり、確かめられました。

しかし、AWJ作業による放射性物質の放出リスクの低減のためガス管理システムの排気風量を増やした 6月4日においても、1号機格納容器の漏えい率が2 m^3/h強あること https://www.tepco.co.jp/decommission/data/plant_data/pdf_csv/2019/1h/19060411_table_summary-j.pdf 等が気になり、「1号機PCV内部調査に伴うダストサンプリング」 https://www.tepco.co.jp/decommission/data/daily_analysis/unit1_4/2019-j.html から分析結果のCSVファイルを開いてみました。「1号機-建屋開口部ダスト-1号機原子炉建屋カバーダストロールろ紙」のデータが現れ、そこにこのような記述がありました（下図表は該当CSVファイルをExcel形式に変換し、マーカーで塗り分けたものです）。

計画番号	依頼番号	試料採取場	分析計画名	試料名称	試料採取日	試料採取時	試料性状	total-α（全α 線）_結	total-α（全	total-β（全	total-β（全	備考
3056	0003056-00002	V：1～4号	2019新@1·	V：1～4号	2019/6/5	0:55	フィルタ					
3056	0003056-00003	V：1～4号	2019新@1·	V：1～4号	2019/6/5	0:55	フィルタ	<4.711E-09	Bq/cm3	6.72E-08	Bq/cm3	6/6に測定した試料を再測定した結果、全α は天然核種が減衰し、検出限界値未満であることを確認した。全β は検出しているが毎月測定している1号機原子炉建屋上部の濃度と同程度であり、有意な上昇は見られていない。
3056	0003056-00004	V：1～4号	2019新@1·	V：1～4号	2019/6/5	0:55	フィルタ	<4.369E-9	Bq/cm3	6.61E-08	Bq/cm3	6/6に測定した試料を再測定した結果、全α は天然核種が減衰し、検出限界値未満であることを確認した。全β は検出しているが毎月測定している1号機原子炉建屋上部の濃度と同程度であり、有意な上昇は見られていない。
3056	0003056-00005	V：1～4号	2019新@1·	V：1～4号	2019/6/5	0:55	フィルタ	8.82E-09	Bq/cm3	1.30E-07	Bq/cm3	通常1週間程度、天然核種を減衰させてから測定するところ、ダスト調査で、採取24時間後に測定したため、天然核種の影響で検出したものと考えられる。5日後まで毎日本試料を再測定予定。
3056	0003056-00006	V：1～4号	2019新@1·	V：1～4号	2019/6/5	0:55	フィルタ	8.82E-09	Bq/cm3	1.03E-07	Bq/cm3	通常1週間程度、天然核種を減衰させてから測定するところ、ダスト調査で、採取24時間後に測定したため、天然核種の影響で検出したものと考えられる。5日後まで毎日本試料を再測定予定。
3056	0003056-00007	V：1～4号	2019新@1·	V：1～4号	2019/6/5	0:55	フィルタ	<4.369E-9	Bq/cm3	5.81E-08	Bq/cm3	6/6に測定した試料を再測定した結果、全α は天然核種が減衰し、検出限界値未満であることを確認した。全β は検出しているが毎月測定している1号機原子炉建屋上部の濃度と同程度であり、有意な上昇は見られていない。
3056	0003056-00008	V：1～4号	2019新@1·	V：1～4号	2019/6/5	0:55	フィルタ	<3.968E-9	Bq/cm3	6.61E-08	Bq/cm3	6/6に測定した試料を再測定した結果、全α は天然核種が減衰し、検出限界値未満であることを確認した。全β は検出しているが毎月測定している1号機原子炉建屋上部の濃度と同程度であり、有意な上昇は見られていない。

小目次に戻る

（次ページに続く）

概要に戻る

前ページ図表のデータでは、依頼番号の順序から見ると変ですが、測定値および備考の記述から判断すると、まず6月4日のダストが残った試料が6月5日0時55分に回収されました。そしておおむね24時間後(おそらく6月6日)に2回測定されました。この時のデータが緑色の網掛け部分だと思われます。測定値が全α・全β数値とも最も高く、備考に「採取24時間後に測定したため、天然核種の影響で検出したものと考えられる…5日後まで毎日本試料を再測定予定」とあり、さらに黄色の網掛け部分の備考に「6/6に測定した試料を再測定した」とあります)。
その後の測定値は、試料採取24時間後以降、5日後(6月11日)までの測定値で、依頼番号と測定値とから、黄色の網掛け部分→青色の網掛け部分の順序だと思われます。

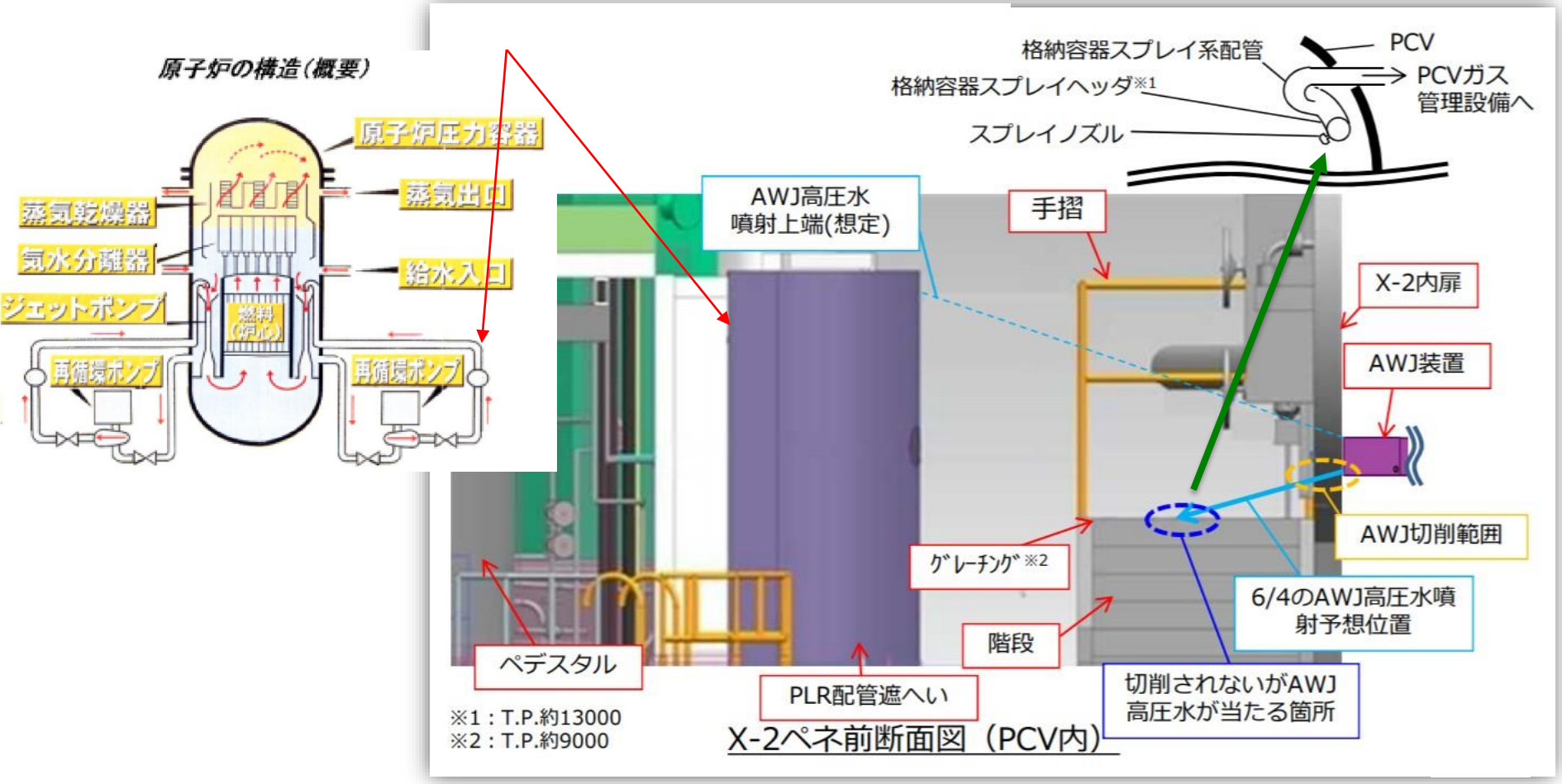
この東京電力発表の資料によれば、
「全αは天然核種が減衰し、検出限界値未満であることを確認した。全βは検出しているが毎月測定している1号機原子炉建屋上部の濃度と同程度であり、有意な上昇は見られていない」ということであり、6月4日の孔開け作業による放射性ダストの上昇は、原子炉建屋カバーのダストモニタ(位置不明)に達していないということになります。

ここからは筆者の推量ですが、試料採取後24時間での測定(緑色の網掛け部分)とその後の測定(黄色の網掛け部分)の依頼番号が逆転しているのは、依頼番号0003056-00003および0003056-00004の測定(黄色の網掛け部分)は当初から予定されていましたが、6月4日の孔開け作業による仮設ダストモニタの測定値の上昇を受けて　参照　、依頼番号0003056-00005および0003056-00006の測定(緑色の網掛け部分)が追加され、先に実施されたということではないでしょうか。

小目次に戻る

概要に戻る

AWJ作業と原子炉格納容器ガス管理設備との位置関係



PLR配管⇒用語解説へ　今後の予定に戻る　小目次に戻る

出典： 2019年7月25日　第68回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/07/3-3-2.pdf

概要に戻る

cvi　PCV内構造物に高圧水が当たることによるダスト濃度への影響を確認する手順

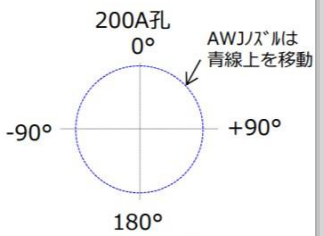
東京電力によると、前回(2019年6月4日)の穿孔作業結果だけでは、今後の作業方法検討にあたりデータが不足しているそうです。そこで、ダスト発生の少ないと考えられる範囲から施工して、穿孔作業に伴うダスト濃度の傾向に関するデータを蓄積することで、今後の一回当たりの施工範囲を検討していくとしています。

東京電力は、データ拡充作業を下記の方針で実施するとしています。

・前回(6/4)の切削時間以下で施工する。
・前回はグレーチングの影響などでダスト濃度が上昇したと推定していることからAWJノズル角度を変えて施工することで、ダストの飛散状況の確認を行う。
・具体的な施工箇所は下表の通り。1, 2, 3

No.	施工範囲			切削時間
	PCV内構造物との距離	噴射するPCV内構造物	ノズル移動範囲	
6/4 (実施済)	近傍	グレーチング	-160° → +160°	約6分
1	中距離	PLR配管遮へい	+5° → 0°	約2分
2	近傍	グレーチング	180° → +175°	約2分
3	遠方	ペデスタル壁面	+95° → +90°	約2分

※：今後の作業検討にデータが不足する場合は追加施工を行う。



ノズル移動の範囲
(紙面奥側がPCV内側)

・作業管理値は前回同様(1.7×10^{-2} Bq/cm^3)とするが，仮設ダストモニタによる管理を円滑に行うため，設定値変更を行い，測定レンジを約10倍広げた上で作業する。

作業時の原子炉格納容器(PCV)圧力の減圧(均圧化)　参照　は前回同様です。

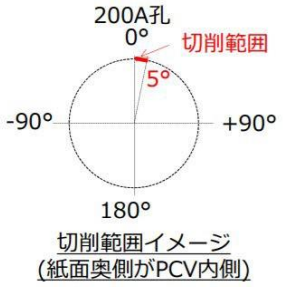
次ページに、2019年7月から8月にかけて実施されるこの作業の2019年7月時点での予想図を挙げておきます。

小目次に戻る

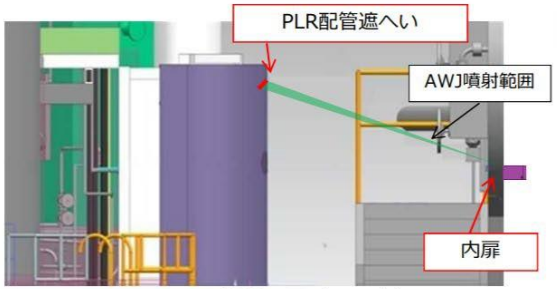
出典：2019年7月25日　第68回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機X-2ペネトレーションからの原子炉格納容器内部調査アクセスルート構築作業の実施状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/07/3-3-2.pdf

概要に戻る

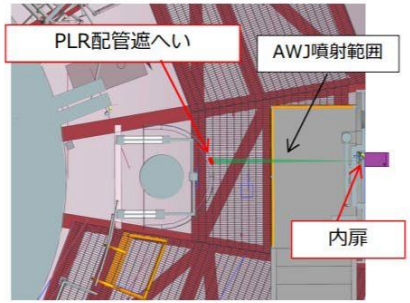
■ 今後のデータ拡充作業No.1　切削範囲：上5°／貫通先の対象：PLR配管遮へい(約2m先)



切削範囲イメージ
(紙面奥側がPCV内側)

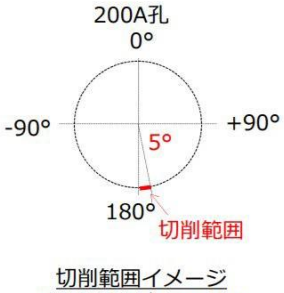


X-2ペネ前断面図（PCV内）

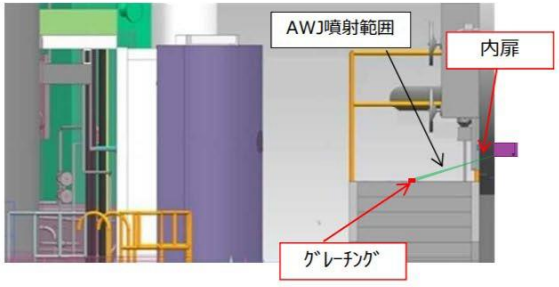


X-2ペネ前水平面図（PCV内）

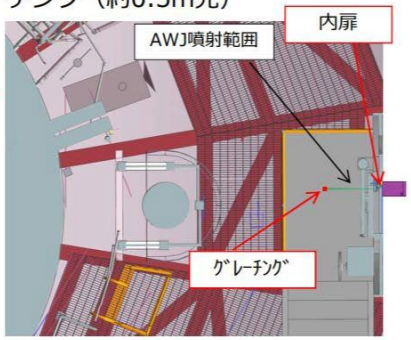
■ 今後のデータ拡充作業No.2　切削範囲：下5°／貫通先の対象：グレーチング（約0.5m先）



切削範囲イメージ
(紙面奥側がPCV内側)

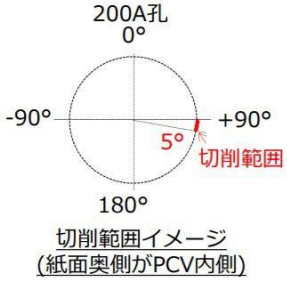


X-2ペネ前断面図（PCV内）

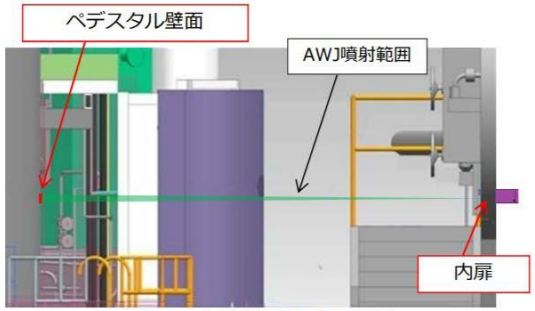


X-2ペネ前水平面図（PCV内）

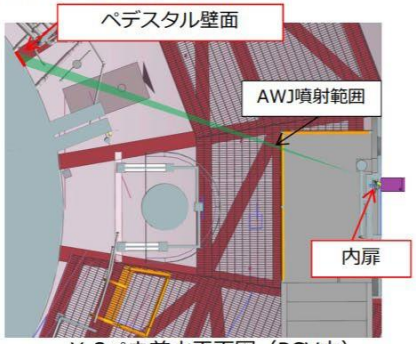
■ 今後のデータ拡充作業No.3　切削範囲：横5°／貫通先の対象：ペデスタル壁面（約5m先）



切削範囲イメージ
(紙面奥側がPCV内側)



X-2ペネ前断面図（PCV内）



X-2ペネ前水平面図（PCV内）

出典：2019年7月25日　第68回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/07/3-3-2.pdf

(次ページに続く)
小目次に戻る
概要に戻る

7月31日～8月2日に、孔あけ加工機(AWJ)のノズル角度を変え、6月4日より短い時間(約2分)　作業の再開に戻る　で3回穴あけを行い、ダスト濃度の様子を見、一定の知見を得ました。

しかし、アクセスルート構築のための作業時間はより長い時間の作業となる(例：200A孔の施工に約80分)ことから、切削時間を延ばした場合のダスト飛散状況の把握が必要であり、今後はより切削時間を延ばした場合のダスト飛散状況に関する更なる情報を取得していくとしています。

PCVガス管理設備の出口でダスト濃度の上昇が見られなかったにもかかわらず、東京電力が極めて慎重に対応しているのは、フィルターを備えた原子炉格納容器(PCV)ガス管理設備を経ずに、格納容器から原子炉建屋へ直接漏えいしている気体量が10 m^3/h強あるということを気にしているからなのでしょうか。　参照

(次ページに続く)

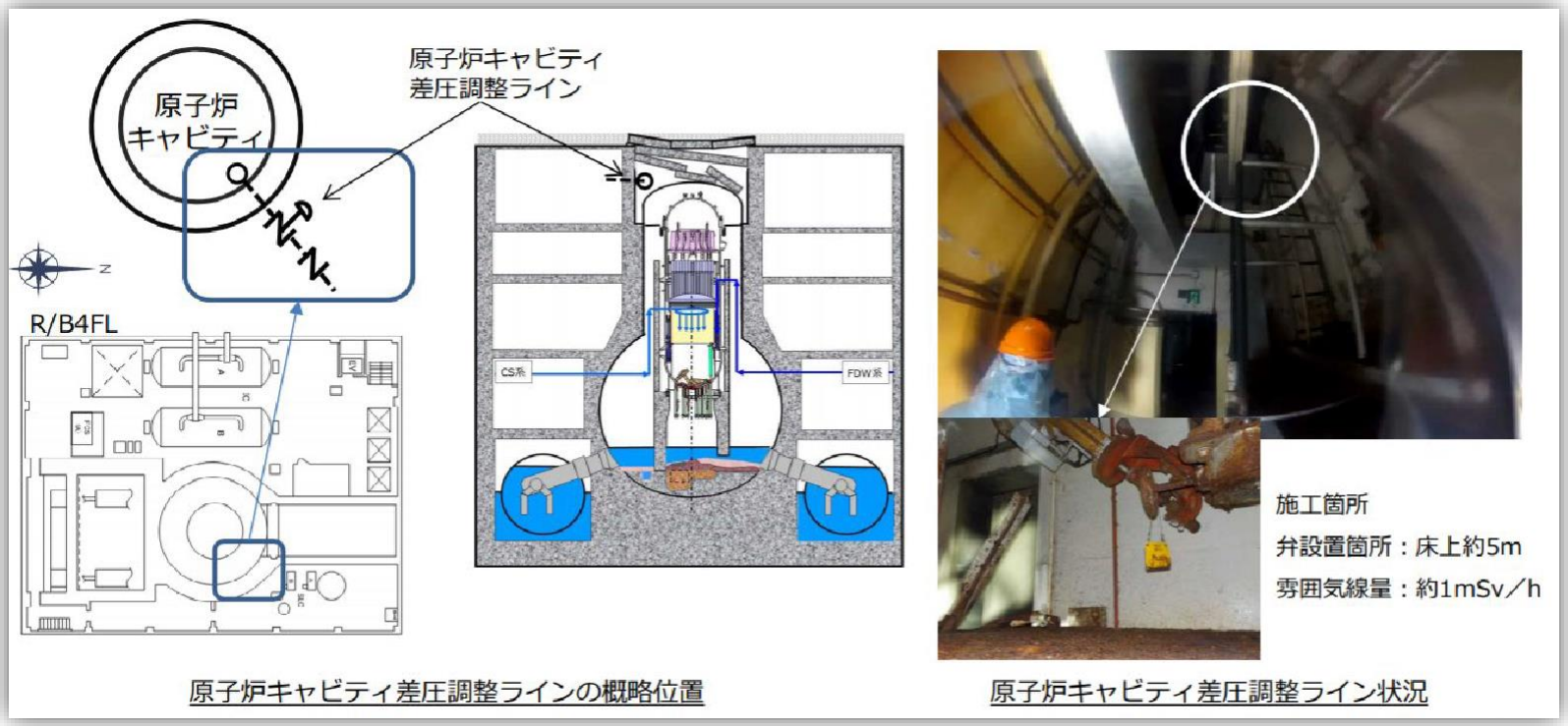
小目次に戻る

出典： 2019年8月29日　第69回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/08/3-3-2.pdf

概要に戻る

AWJ作業時のダスト管理の一環として、東京電力は、原子炉格納容器(PCV)ダスト濃度の監視充実策として、原子炉建屋4階に設置されている原子炉キャビティ一差圧調整ラインの配管を切断し、配管内にホースを敷設し、PCVヘッドフランジ近傍のダスト濃度を測定することを検討中であり、10月初旬より当該ラインの閉塞等を調査し設置可否を確認した後、ダストモニタの設置を行う予定であり、さらに他のPCVダスト濃度の監視充実策についても検討中としています。

(次ページに続く)



原子炉キャビティ差圧調整ラインの概略位置　　原子炉キャビティ差圧調整ライン状況

出典： 2019年9月26日　第70回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業再開に向けた検討状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/09/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

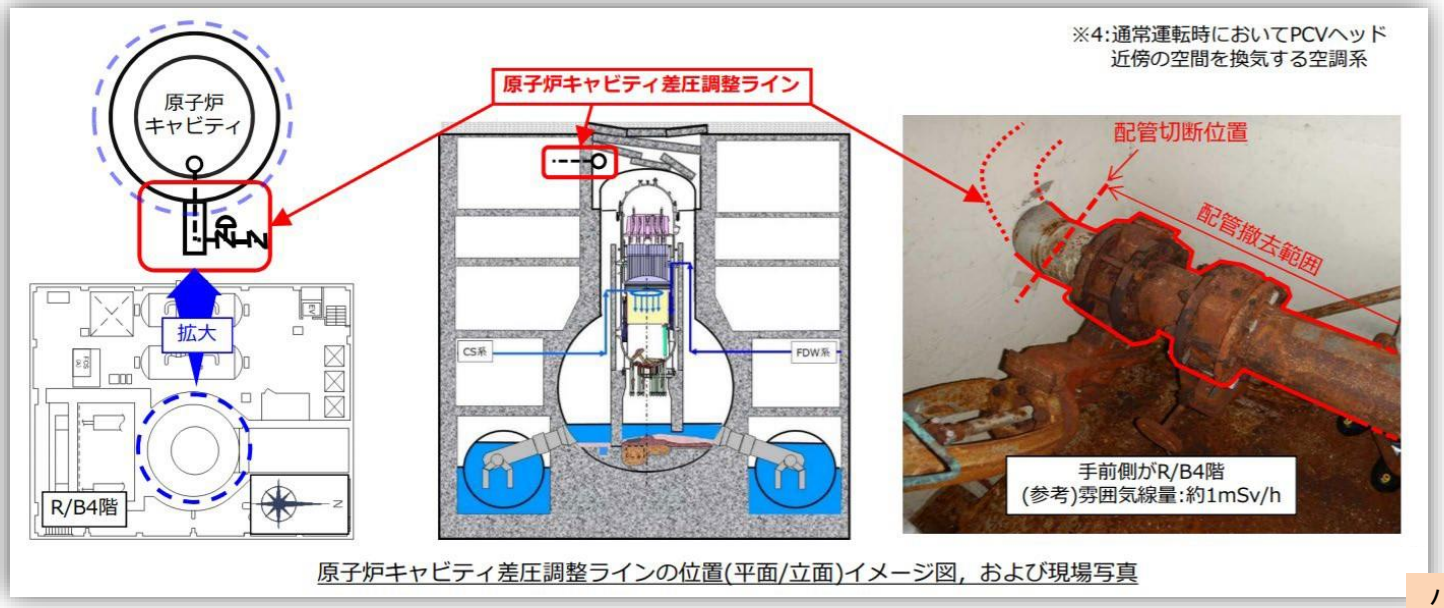
東京電力は、原子炉キャビティ(筆者注：原子炉格納容器ヘッドとウェルプラグの間の空間？)差圧調整ライン※4(筆者注：前ページ図参照)に、作業監視用ダストモニターのダスト吸引用ホースを敷設するため、原子炉キャビティ差圧調整ラインの配管切断作業を10月25日に実施しました。配管内部は汚染が想定されたため汚染測定を実施。配管内部に汚染を確認した(筆者注：次ページ上図参照)ため、汚染拡大防止対策を実施した上で作業を進めるそうです。なお、作業エリアのダスト濃度上昇は確認していないということです。

その後、配管内部が閉塞されることなく原子炉キャビティ内に通じていることを確認し、配管内にホースおよびカメラを送り込み、ホースが適切に敷設されていることをカメラで確認する予定としています(筆者注：次ページ下図参照)。 上蓋の状況確認に戻る

下図の左2枚は前ページとほぼ同じ図になりますが、切断箇所の位置関係が分かりやすいので再掲しました。

また、前ページの右図では差圧調整ラインの位置が原子炉格納容器の南東方向となっていますが、今回の図ではま東の位置と示されています。

(次ページに続く)



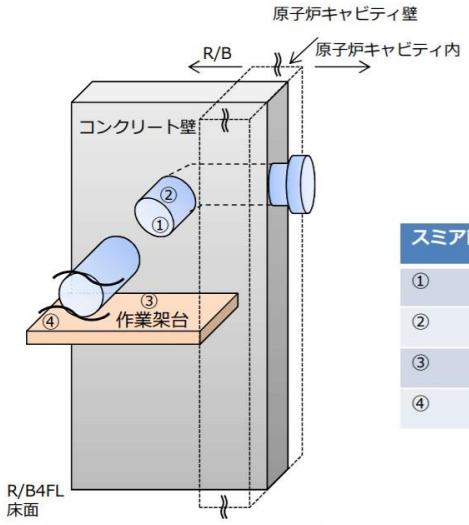
原子炉キャビティ差圧調整ラインの位置(平面/立面)イメージ図，および現場写真

小目次に戻る

出典： 2019年10月31日　第71回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/10/3-3-2.pdf

概要に戻る

（原子炉キャビティ差圧調整ラインのスミア結果）

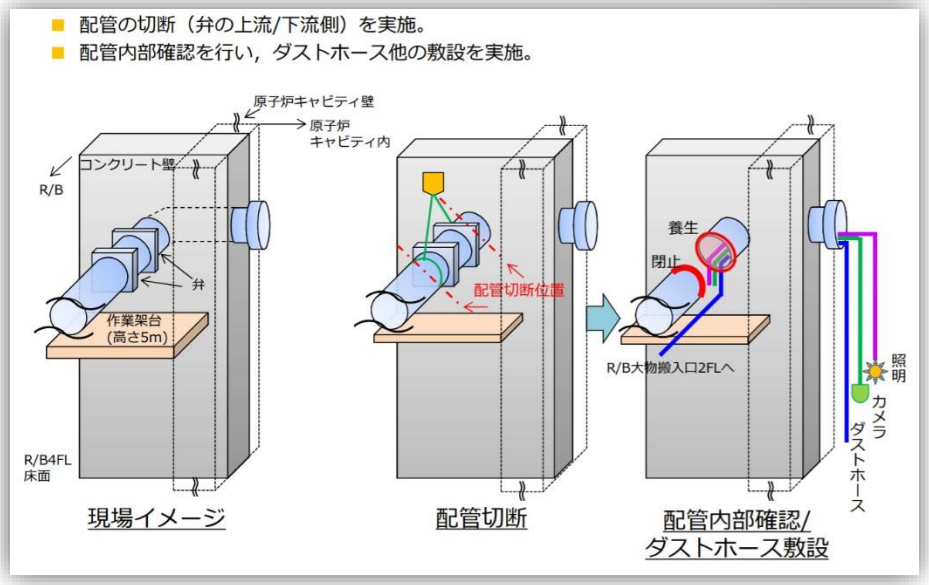


原子炉キャビティ差圧調整ラインのスミア採取箇所

スミア結果　(Bq/cm²)

スミア箇所	α放出核種	B+γ放出核種	備考
①	1.1×10	1.8×10²	配管内面(切断部近傍)
②	3.5×10	>2.6×10²	配管内面(エルボ部近傍)
③	検出限界値未満	>2.6×10²	作業架台床面(配管直下)
④	検出限界値未満	>2.6×10²	作業架台床面

（原子炉格納容器(PCV)
近傍作業監視用ダストモニタの設置作業概要）



(次ページに続く)

出典： 2019年10月31日　第71回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/10/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

c　vii　　X-2貫通部内扉孔あけ作業時の放射性ダスト濃度データ拡充作業の再開

東京電力は、今後の作業継続に向けて、原子炉格納容器(PCV)近傍のダスト濃度の監視を充実させるため、PCVヘッド近傍に作業監視用ダストモニター(DM②)を追加で設置(新設)した後、2019年11月25日より孔あけ加工機(アブレシブウォータージェット：AWJ)によるダスト舞い上がり後のダスト濃度の低減効果等を確認するデータ拡充作業を再開しました。

作業は、実績のある切削時間で　参照　4か所程度をAWJで施工し、以下の項目についてデータを拡充しています。

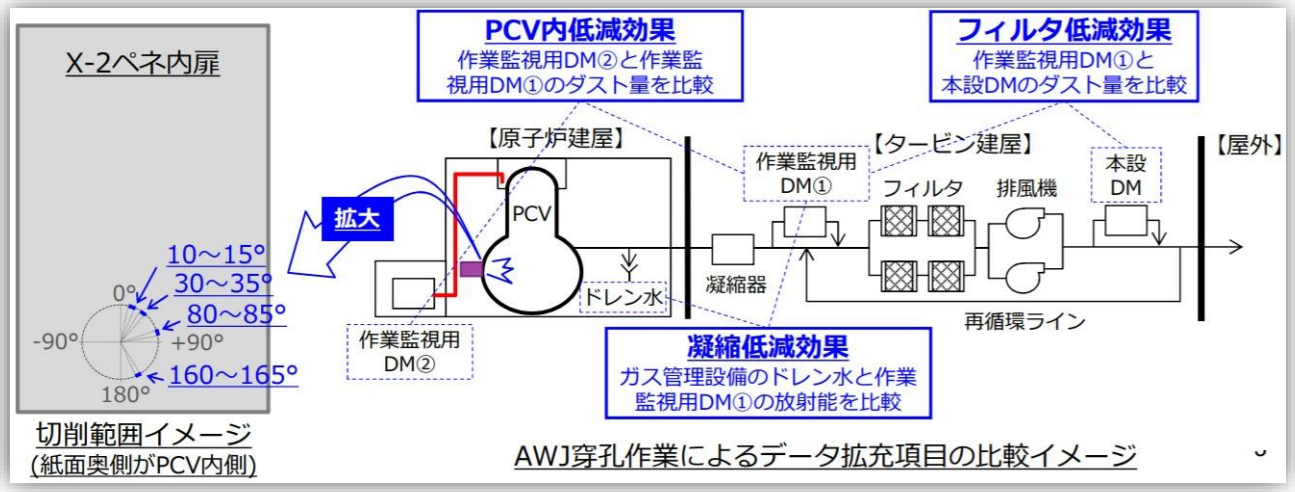
フィルタ低減効果：フィルタによるダスト濃度の低減効果を評価。

凝縮効果：凝縮によるダスト濃度の低減効果、およびPCV内濃度を評価。

PCV内低減効果：重力沈降や希釈によるPCV内でのダスト濃度の低減効果を評価。

今後、試料の分析およびデータ評価を進め、周辺環境への影響がない範囲で切削時間の適正化を行う予定だそうです。

この作業による作業監視用DM①の最大ダスト濃度は次ページの通りです。

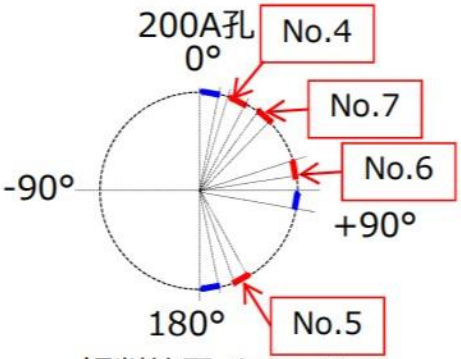


出典：　2019年11月28日　第72回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/11/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

No.	施工範囲 ノズル移動範囲	作業監視用DM①の最大ダスト濃度 [Bq/cm^3]	切削時間	目的
6/4	-160°→+160°※7	2.7×10^{-2}	約6分	–
1 (7/31)	+5°→0°	9.4×10^{-3}	約2分	PCV構造物の距離によるダスト発生傾向の把握
2 (8/1)	180°→+175°	1.1×10^{-2}	約2分	
3 (8/2)	+95°→+90°	4.9×10^{-3}	約2分	
4(11/25)	+15°→+10°	1.9×10^{-3}	約2分	フィルタなどによるダスト濃度の低減効果の把握
5(11/26)	+165°→+160°	2.1×10^{-3}	約2分	
6(11/27)	+85°→+80°	確認中	約2分	
7(11/28予定)	+35°→+30°	未実施	約2分	

※7：貫通範囲は-160°～180°と推定
※：今後の作業検討にデータが不足する場合は追加施工を行う。



切削範囲イメージ
(紙面奥側がPCV内側)

(次ページに続く)

出典： 2019年11月28日　第72回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/11/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

c　viii　再開されたX-2貫通部内扉孔あけ作業時の放射性ダスト濃度データ拡充作業の結果の考察と今後の計画(2019年12月)

東京電力は、作業監視用DMのデータおよび試料分析結果より以下のように確認したとしています。

(a) 全体的に作業監視用DM①のダスト濃度(P3 (筆者注：以下ページナンバーは下記出典のものです)記載)は前回より低い(前回よりダスト量が少ない)。(b) 特に、前回切削箇所近傍にその傾向が顕著(比較的離れたNo.7の最大値は若干高い)。(c) ドレン水の放射能(P10記載)は前回(P11記載)と同等である。

上記の結果から以下の通り推測している。作業監視用DM①のダスト値が前回より低い原因として「前回AWJ作業による洗浄効果」と「凝縮効果」が考えられるものの、上記(a), (b)から,「前回AWJ作業による洗浄効果」がその要因と推定している。

今後の計画

今回取得したデータは本設DMとDM③の値(P10記載)が小さく(上記(a)の影響)、フィルタ低減効果の評価には引き続きデータ取得が必要である。AWJ作業によりPCV内構造物が洗浄されている効果が現れていると推定しており、引き続き、貫通箇所と近接・離隔箇所での切削時のデータも含め、今後の切削時間の適正化に資するデータを取得していく予定。現在の切削箇所(孔径約0.21 m)の作業を進めながら, 凝縮効果等を含め、得られるデータを分析・評価し、切削時間の適正化を図っていく予定。

用語解説へ：
DM
AWJ
PCV

さらに、AWJ作業時ダスト飛散抑制に向けて以下の対策を取るとしています。

今後、切削時間の適正化を行うために、AWJ作業時のダスト飛散を抑制する以下の対策を検討中。

PCV内構造物洗浄：現在の切削箇所(孔径約0.21 m)の貫通後に洗浄装置を挿入し、PCV内構造物に付着した放射性物質を洗浄する。AWJ作業時のスプレイ散水：発生したダストの飛散抑制のため、AWJ作業時に散水し、ダスト沈降を促進する。

感想物の切断に戻る

出典： 2019年12月19日　第73回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の検討状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/12/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

東京電力は、これまでの孔あけ作業によって得られた、施工範囲別に、散水による洗浄効果、PCV内構造物の影響の多寡により切削角度を調節し、2020年1月、下記の通り孔あけ作業を実施しました。

(次ページに続く)

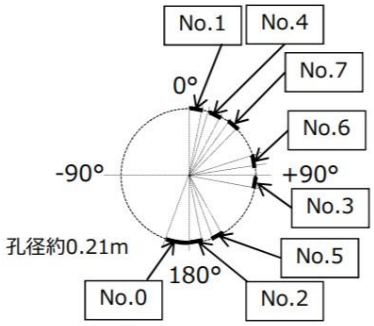
3. 切削作業（孔径約0.21m）の結果

TEPCO

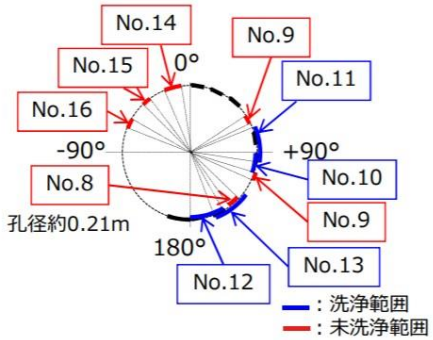
■ 1月14日から24日にかけて切削作業を実施。

No.	施工範囲		作業監視用DM①の最大ダスト濃度 [Bq/cm³]	備考
	ノズル移動範囲	切削角度		
0 (6/4)	-160°→+160°※4	40°	2.7×10^{-2}	–
1 (7/31)	+5°→0°	5°	9.4×10^{-3}	–
2 (8/1)	180°→+175°	5°	1.1×10^{-2}	–
3 (8/2)	+95°→+90°	5°	4.9×10^{-3}	–
4(11/25)	+15°→+10°	5°	1.9×10^{-3}	–
5(11/26)	+165°→+160°	5°	2.1×10^{-3}	–
6(11/27)	+85°→+80°	5°	2.2×10^{-3}	–
7(11/28)	+35°→+30°	5°	3.7×10^{-3}	–
8(1/14)	+145°→+140°	5°	5.3×10^{-3}	※1
9(1/15)	+115°→+110° +55°→+60°	10°	3.2×10^{-3}	※2
10(1/16)	+110°→+90°	20°	5.0×10^{-3}	※3
11(1/17)	+95°→+65°	30°	8.3×10^{-3}	※3
12(1/20)	180°→+160°	20°	2.2×10^{-3}	※3
13(1/21)	+165°→+135°	30°	4.1×10^{-3}	※3
14(1/22)	-10°→ -20°	10°	1.5×10^{-3}	※2
15(1/23)	-40°→ -45°	5°	3.0×10^{-3}	※1
16(1/24)	-75°→ -80°	5°	1.2×10^{-3}	※1

※1：洗浄効果がなく，ダスト飛散が従来(No.1~3)程度と推定している施工範囲
※2：洗浄効果がないが，PCV内構造物の影響が小さくダスト飛散が少ないと推定している施工範囲
※3：洗浄効果があり，ダスト飛散が少ないと推定している施工範囲
※4：貫通範囲は-160°～180°と推定



これまでの切削範囲イメージ
(紙面奥側がPCV内側)



実施中の切削範囲イメージ
(紙面奥側がPCV内側)

出典：2020年1月30日　第74回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/01/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

今後も東京電力は、下記のような計画で孔あけ作業を継続し、2月中に現在施工中の孔あけ(孔径約0.21 m)の施工を完了させたいとしています。

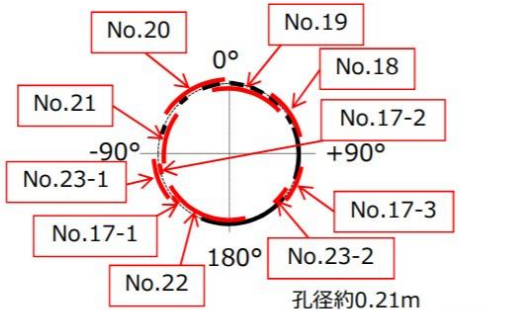
4．今後の切削箇所（No.17～）の計画

TEPCO

- これまでの作業結果を考慮し，現在の孔(孔径約0.21m)を貫通するまでのAWJ作業を計画した。
  - 貫通を確実にするため既施工範囲と重複するように施工を計画。
  - 未施工箇所について施工範囲を5°として作業を行い，洗浄効果によるダスト飛散抑制を図り，その後，徐々に切削角度を増加させていく（最大施工範囲65°）

No.		施工範囲 ノズル移動範囲	施工範囲 切削角度	備考
17	-1	-135° → -140°	5°	※1，3
	-2	-105° → -110°	5°	※1，3
	-3	+135° → +100°	35°	※2，3
18		+75° → +30°	45°	※2
19		+40° → -15°	55°	※2
20		-5° → -60°	55°	※2
21		-50° → -105°	55°	※2
22		-125°→ +170°	65°	※2
23	-1	-95° → -135°	40°	※2，3
	-2	+145° → +125°	20°	※2，3

※1：洗浄効果がなく，ダスト飛散が従来(No.1~3)程度と推定している施工範囲
※2：洗浄効果があり，ダスト飛散が少ないと推定している施工範囲
※3：ダスト濃度が低いことを確認した場合は同日に施工を行う計画



切削範囲イメージ
(紙面奥側がPCV内側)

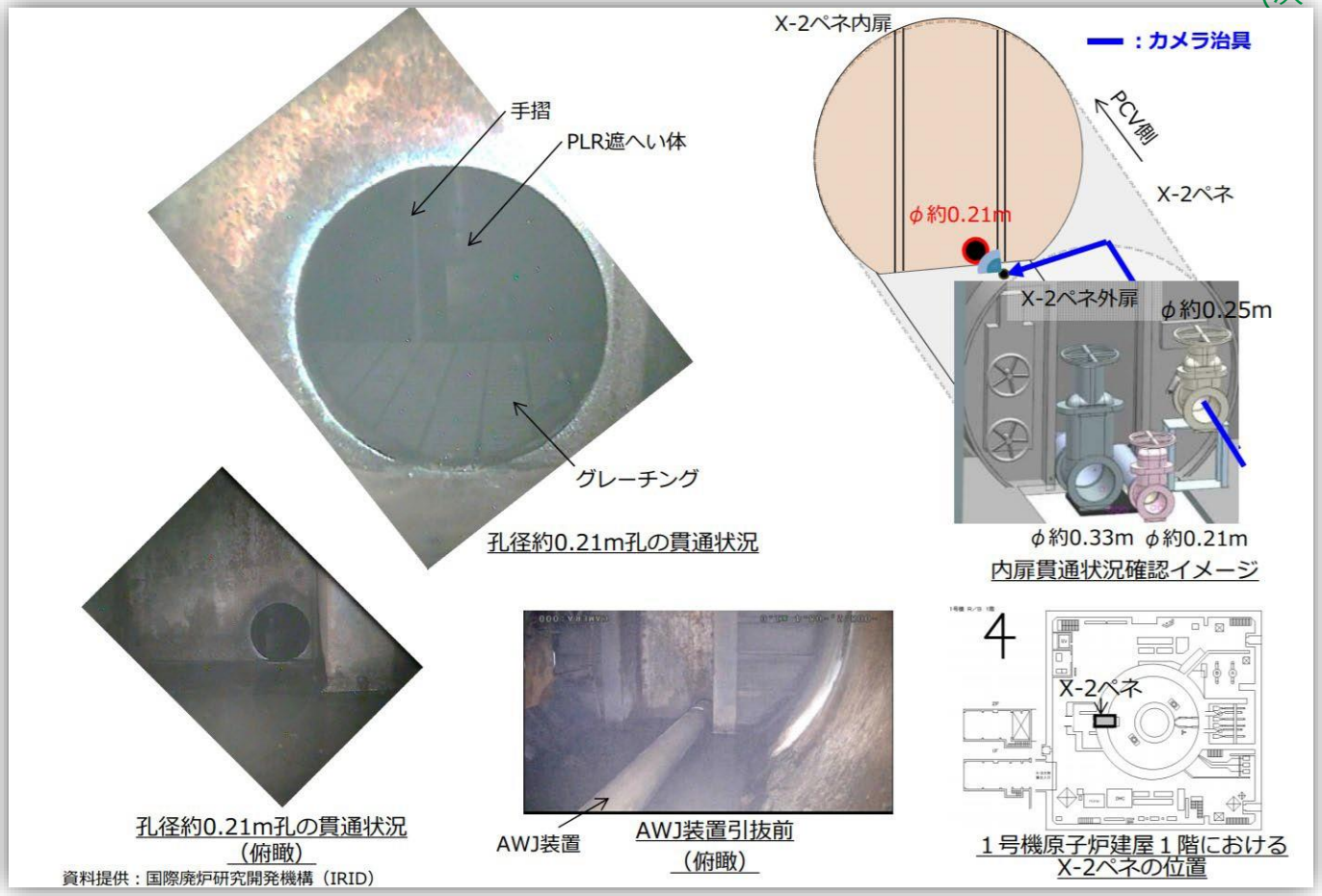
出典：2020年1月30日　第74回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/01/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

c　ix　孔あけ作業の進展

東京電力は、2020年2月12日に3箇所中1箇所目となる孔(孔径約0.21 m)の切削が完了したと発表しました。

(次ページに続く)



出典： 2020年2月27日　第75回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/02/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

そして、この1個目の孔あけ作業で得られた知見について、下記の通り取りまとめています。

(次ページに続く)

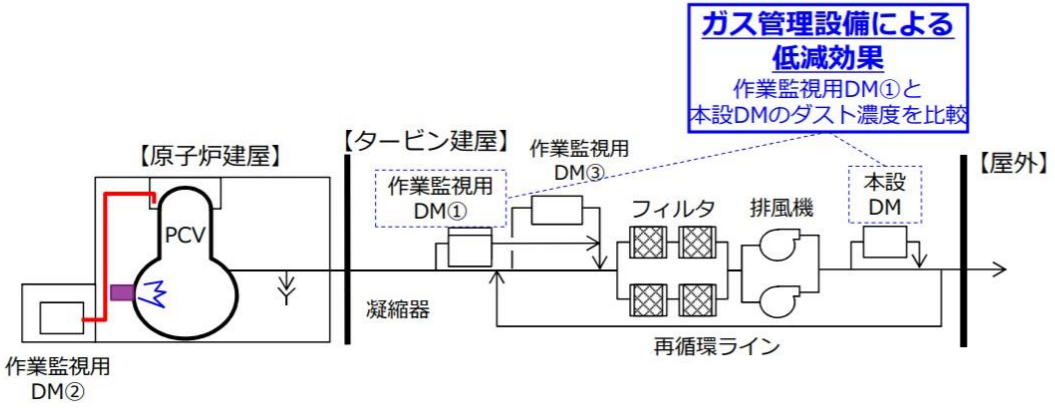
■ 得られた知見

① 内扉を切削する際に，奥のPCV内構造物（グレーチング等）にAWJ高圧水が当たることにより，ダストが発生するが，高圧水により洗浄されるため，既切削場所と近い場所を切削する場合には，ダストの発生量が抑制される傾向

② 切削作業で発生したダストは，PCV内で全域に拡散する前に，ガス管理設備に設置した作業監視用DM①に到達するため早期検知が可能※
※ただし，下流のフィルタでダストは除去される。

③ 作業監視用DM①で測定されるダストは，ガス管理設備（フィルタ及び再循環ライン）により，1万分の1以下※に低減される。
※主要核種であるCs-137の評価。現行の作業管理値を設定する際に考慮した低減能力(1000分の1)より1桁は高いことを確認

④ 切削作業を分割し，ダスト濃度の傾向を確認しながら作業を進めることにより，ピーク濃度を抑制しつつ，一日あたりの切削量を増加させることが可能。

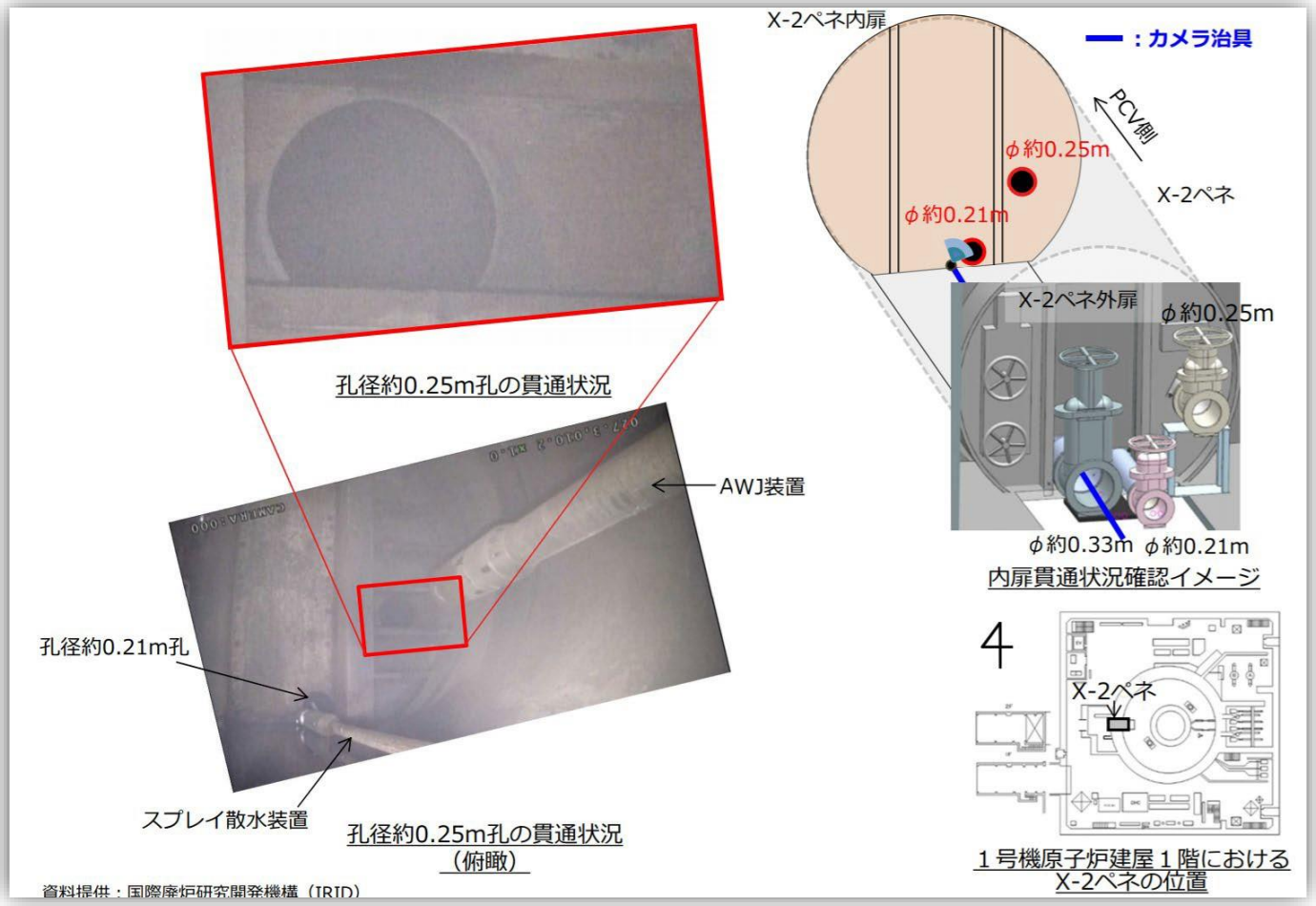


出典：2020年2月27日　第75回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/02/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

東京電力は、3月12日に内扉で計画している3箇所中、2箇所目となる孔(孔径約0.25 m)の切削が完了したと発表しました。

(次ページに続く)

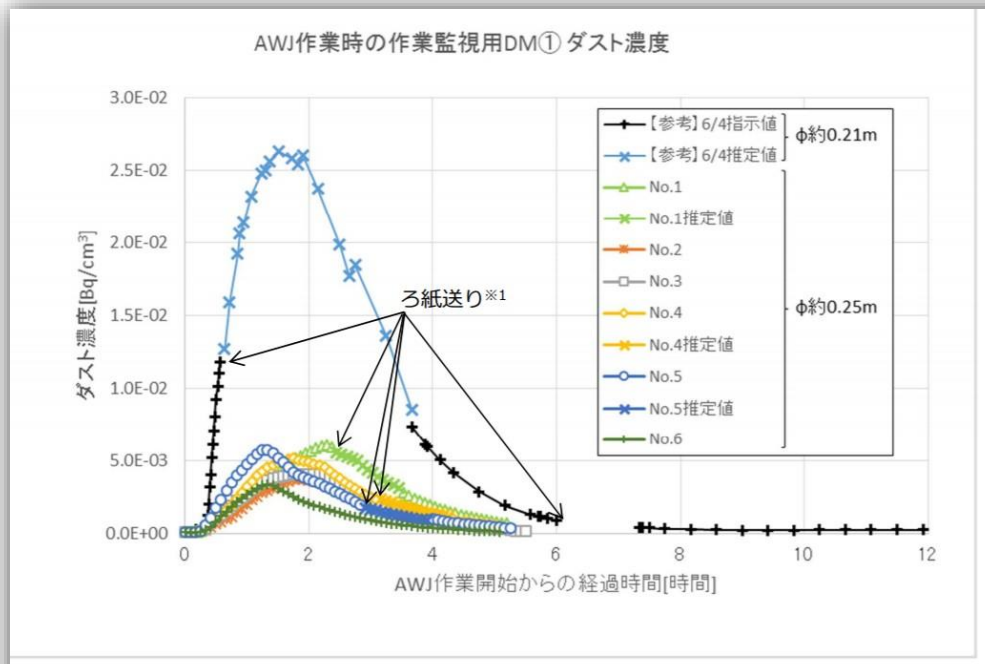


出典：2020年3月27日　第76回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/03/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

東京電力は、この切削作業中の放射性ダスト濃度の変動、穴開け作業開始後の周辺環境等のモニタリング結果について、本ページから4ページにわたる図表のような結果であったと報告しています。

(次ページに続く)

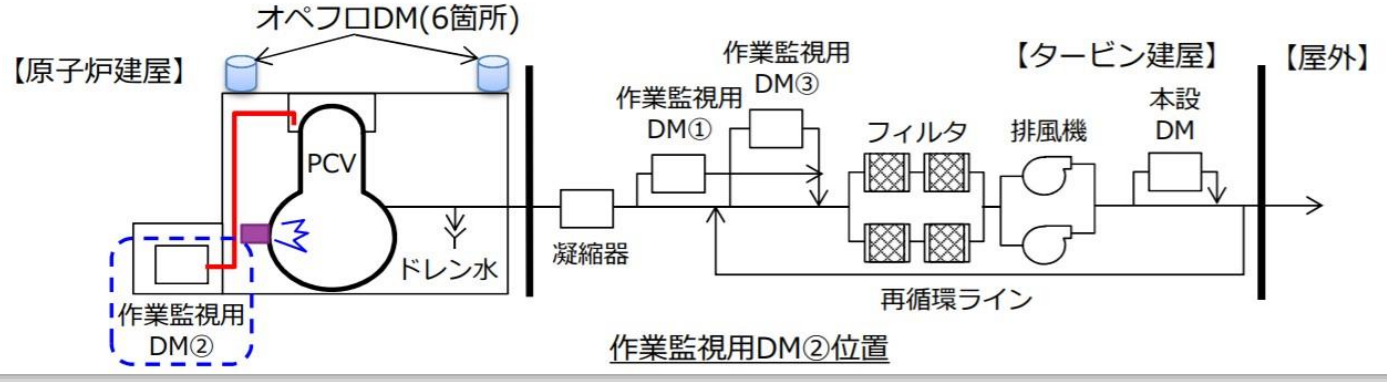


出典： 2020年3月27日　第76回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/03/3-3-2.pdf

手摺(縦部)の切断完了に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

■ AWJ作業によるPCVヘッド近傍のダスト濃度は有意な変動は確認されていない。

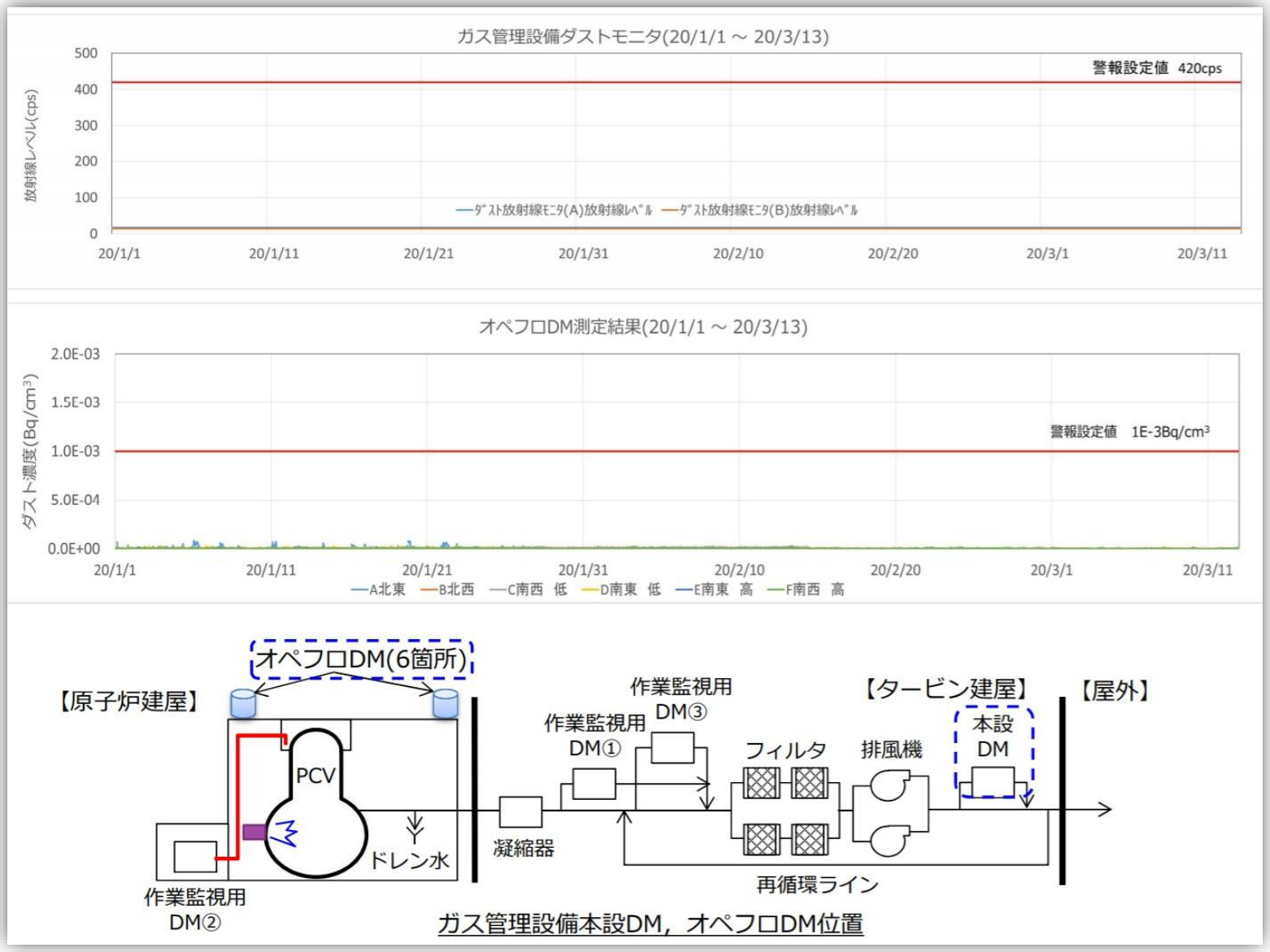




作業監視用DM②位置

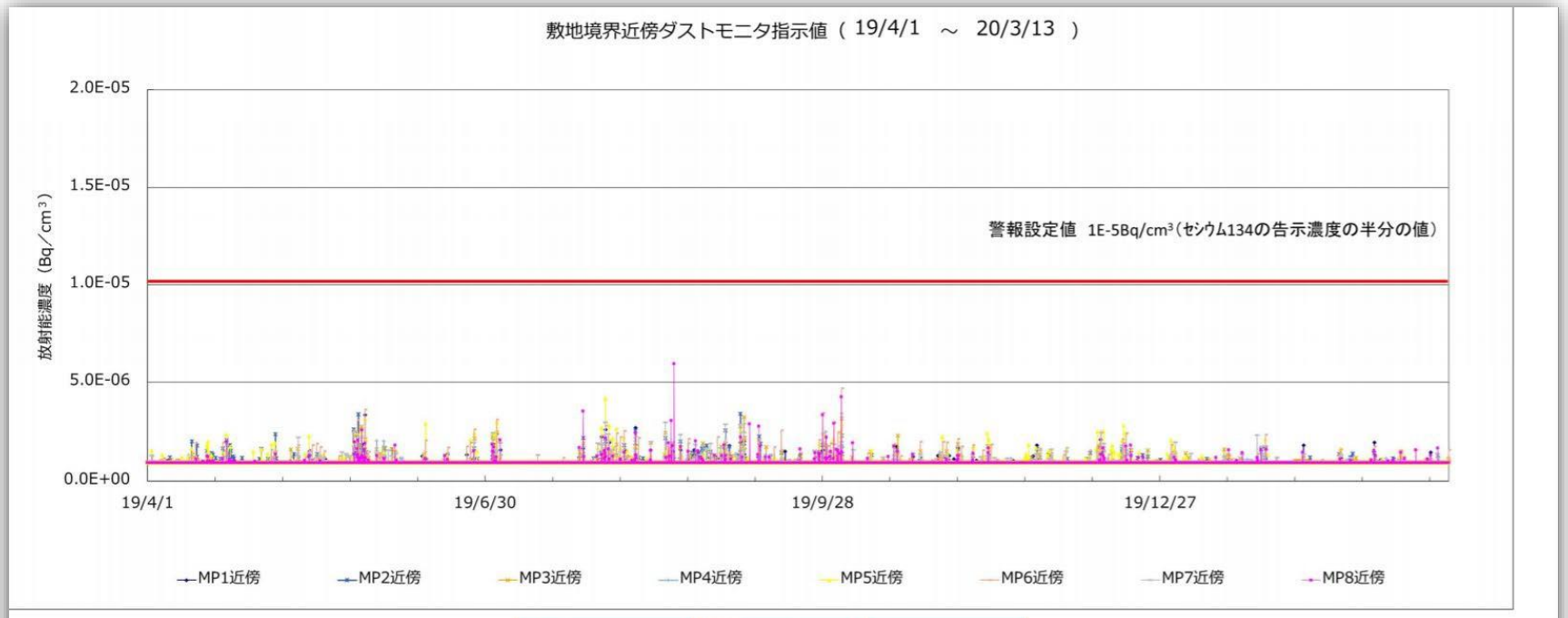
出典：2020年3月27日　第76回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/03/3-3-2.pdf

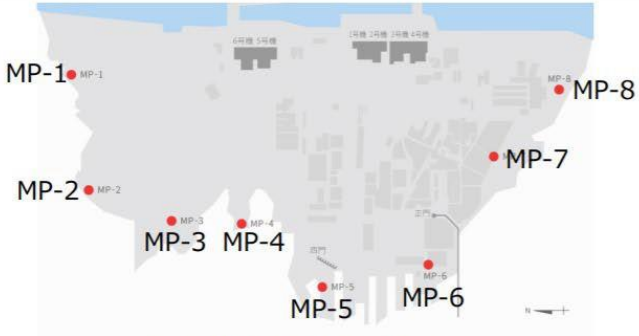
小目次に戻る
概要に戻る



出典：2020年3月27日　第76回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/03/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る





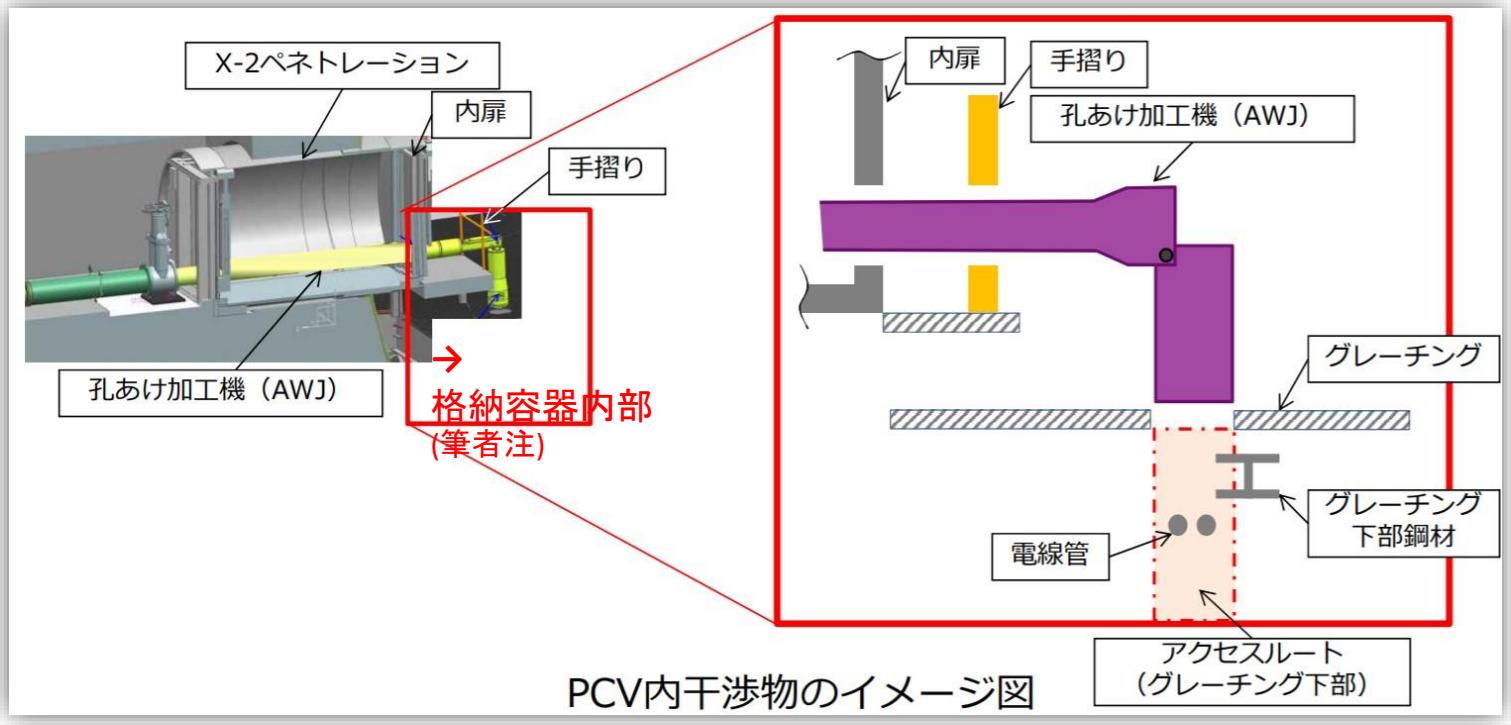
敷地境界付近DM設置位置

出典：2020年3月27日　第76回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/03/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

また東京電力は、4月中旬に予定される内扉の3箇所目の孔(孔径約0.33 m)の切削後，原子炉格納容器（以下、PCV）内部調査用ROV ROV⇒用語解説へ のアクセスルート内のPCV内干渉物の切断を計画。PCV内干渉物としては，手摺り，グレーチング，グレーチング下部鋼材，電線管の切断を予定。3箇所目の孔の切断前に，内扉に開けた2箇所の孔(孔径約0.25 m，0.21 m)を活用してカメラを投入し，PCV内干渉物の位置の確認や，その他の干渉物の有無等の情報を取得する予定**としています。**

(次ページに続く)



出典：2020年3月27日　第76回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/03/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

東京電力によると、2020年3月12日の2箇所目となる孔(孔径約0.25 m)の切削の完了に引き続き、4月22日に内扉の3箇所目となる孔(孔径約0.33m)の切削が完了したそうです。

また、3箇所目となる孔の切削に先立ち、3月30日、4月1日～2日、内扉に開けた2箇所の孔を活用してカメラを投入し，原子炉格納容器内の干渉物の位置の確認や、その他の干渉物の有無等の情報を取得しました。確認結果と今後の対応については、下表のとおりとしています。

切断対象	確認結果	今後の対応
手摺り	AWJ装置およびアクセス・調査装置に干渉する可能性あり。 AWJ⇒用語解説へ	当初計画通り，切断を実施する。 対象は，手摺（縦部および横部）。
グレーチング	切断予定箇所に作業の干渉となる落下物等は確認されず。 近傍にAWJ作業の影響により移動したと思われるPLR配管遮へい体※（基布と推定）を確認。	当初計画通り，切断を実施する。 ただし，今後のAWJ作業で，切断予定箇所に当該落下物が移動した場合は，切削作業前に治具等を用いて移動させる。
グレーチング下部構造材	アクセスルート上に，グレーチング下部構造材を確認。	当初計画通り，切断を実施する。
電線管	アクセスルート上（グレーチング下部構造材の下）に，電線管を確認。	当初計画通り，切断を実施する。

※：前々回調査（2015年4月）時に一部の遮へい体と推定される落下物を確認済

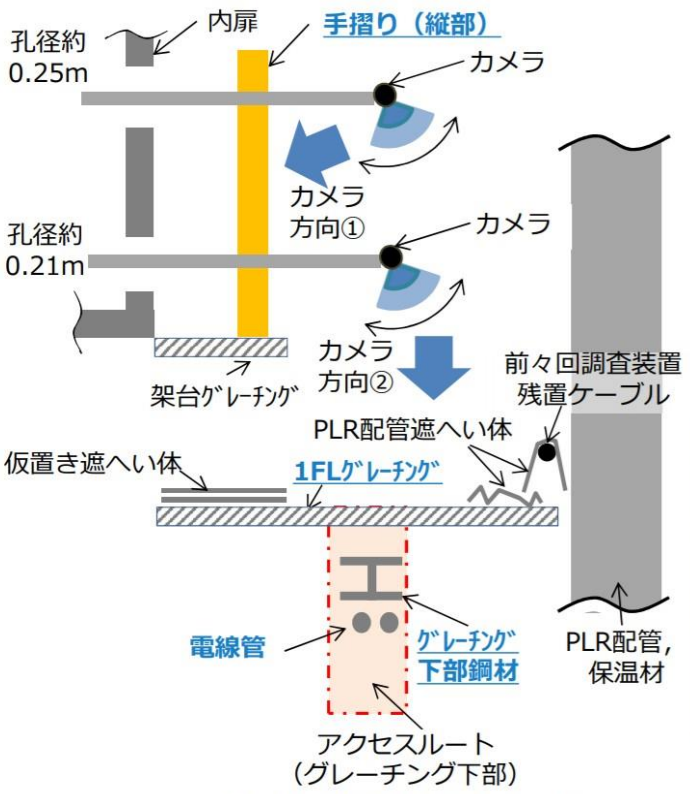
手摺(縦部)の切断完了に戻る

出典：2020年4月30日　第77回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/04/3-3-2.pdf

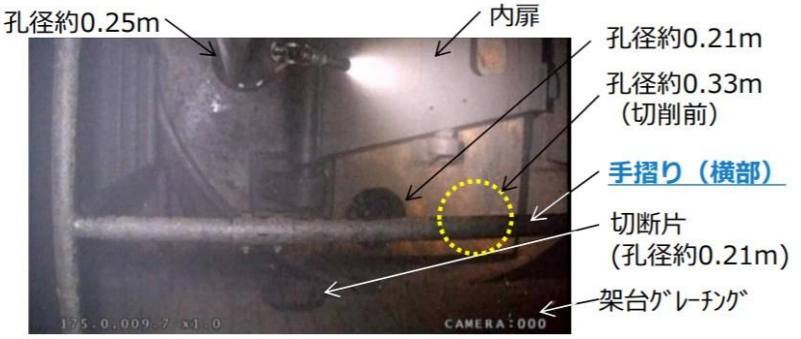
小目次に戻る
概要に戻る

4．PCV内グレーチング周辺部の状況確認結果（2／2）

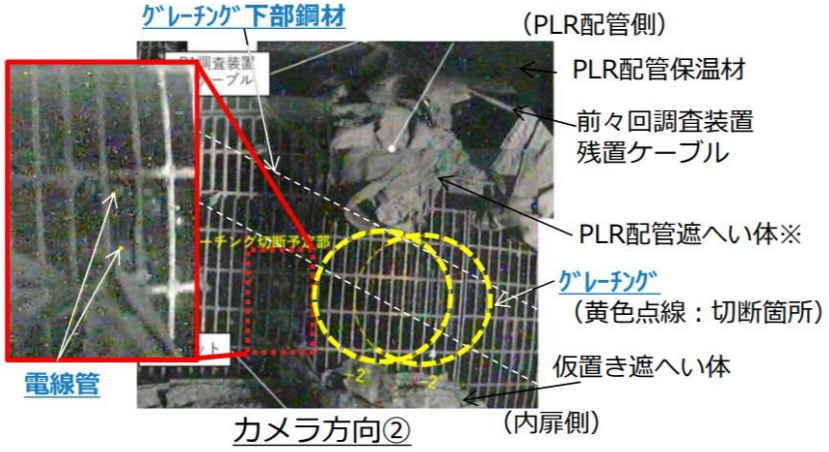
- 今後切断予定の手摺り・グレーチング・グレーチング下部構造材・電線管周辺をカメラで調査。
- 主な調査結果（映像）は以下の通り。



PCV内状況確認イメージ



カメラ方向①



カメラ方向②

資料提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）

※前々回調査時（2015年4月）に一部の遮へい体の落下を確認済

5

出典：2020年4月30日　第77回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/04/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

5．孔径約0.33m孔の貫通状況

TEPCO

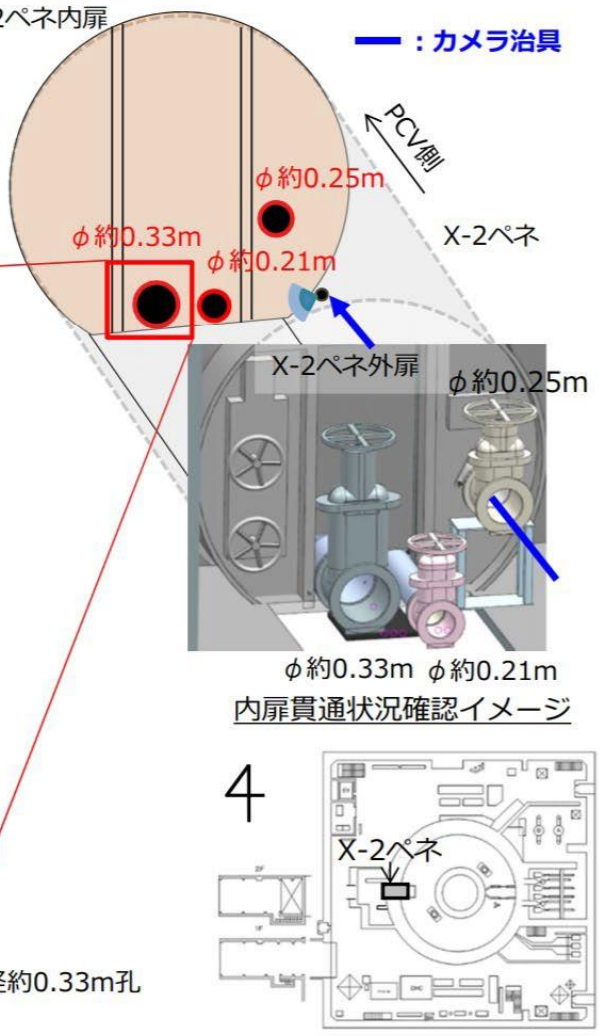
筆者注：ペネ＝原子炉格納容器1階の貫通部。1号機では所員用エアロック



孔径約0.33m孔の貫通状況

AWJ装置

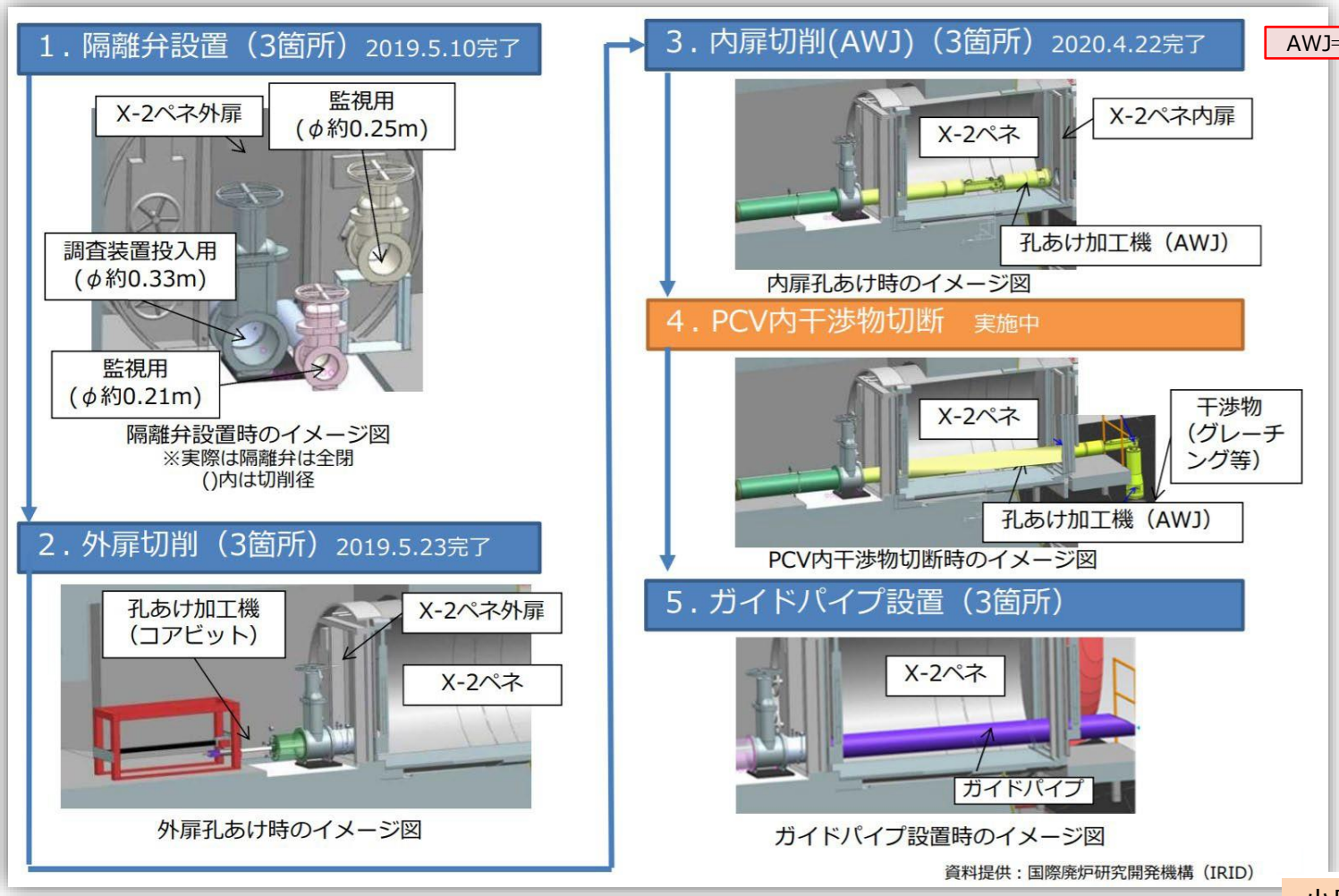
孔径約0.33m孔



出典2020年4月30日　第77回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/04/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

c x　原子炉格納容器(PCV)内部調査装置投入に向けた主な作業ステップ



AWJ⇒用語解説へ

出典：　2020年7月2日　第79回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかる干渉物切断作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-3.pdf

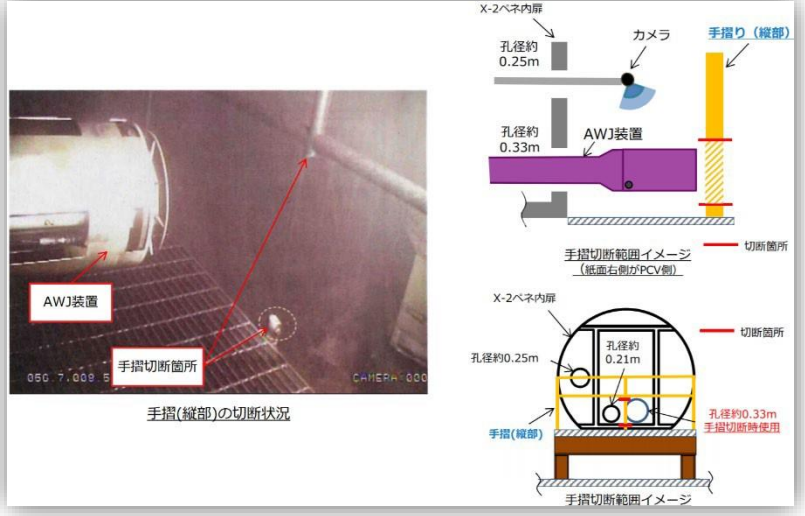
小目次に戻る
概要に戻る

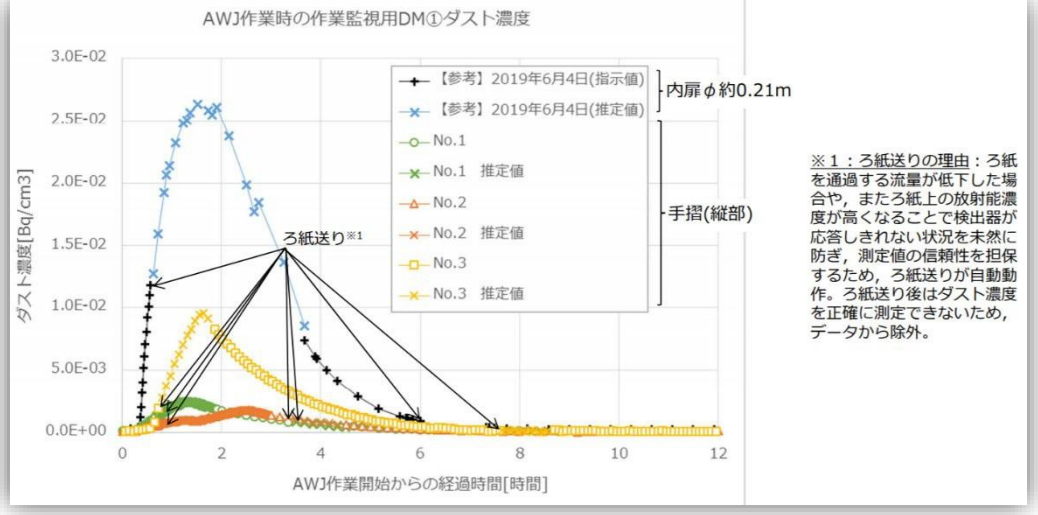
c　xi　　原子炉格納容器（PCV）内部調査装置投入に向けた干渉物の切断

原子炉格納容器(PCV)内干渉物のうち手摺(縦部) 参照 の切断作業は2020年6月4日に完了しました。ダストモニタ①による作業時の放射性ダスト濃度を見ると、2019年6月に放射性ダストが増加して作業を一時中断したとき 参照 と比べると、今回の切断作業ではダストモニタ1のダスト上昇が大幅に少なく、これまでのダスト抑制策 参照 は一定程度功を奏しているようです。 参照

7月7日、研磨材供給ラインにおいて、研磨材供給に必要な負圧が確保できず作業は中断されました。調査の結果、東京電力は、研磨材供給用ホースのノズルユニット接続部が割れ、さらにノズルユニット本体の仕様が異なっていたという原因を発表しました。その後、交換した本来仕様のノズルユニットについて、研磨材供給に必要な負圧を確保できることが確認されました。今後、その他装置に異常が無いことを確認後、グレーチング切断作業を再開する予定としています。

(次ページに続く)





出典：2020年7月2日　第79回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機PCV内部調査にかかる干渉物切断作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-3.pdf
2020年7月30日　第80回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機PCV内部調査にかかる干渉物切断作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/07/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

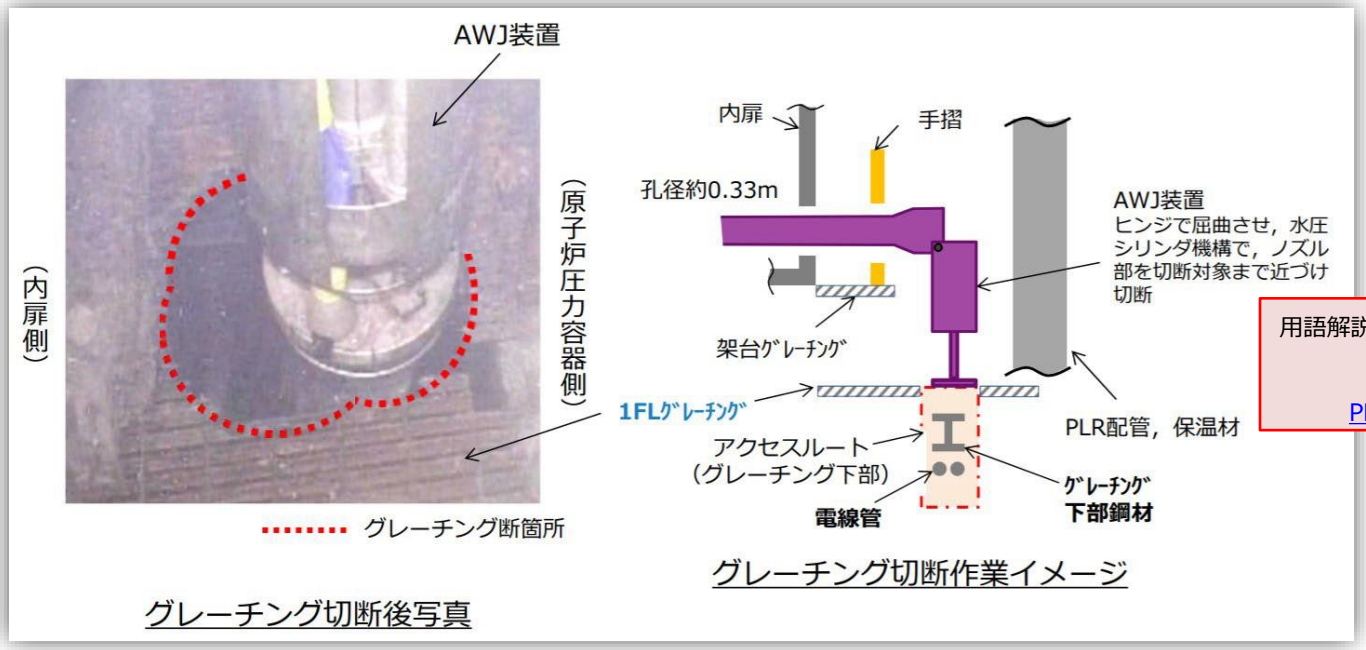
グレーチング切断作業は、7月7日に発生したAWJ装置の不具合対策後に再開し、8月25日に完了しました。

8月26日にグレーチング下部鋼材切断作業前に作業用カメラ治具を設置したところ、原子炉格納容器(PCV)圧力の低下傾向が確認され、作業が中断されましたが、隔離弁 参照 を閉にすることでPCV圧力の復帰が確認されました。

東京電力は、不具合対策後切断作業を再開する予定としています。

なお、この圧力低下よる建屋内作業エリアおよび敷地境界近傍ダストモニタ等への影響は確認されていないとのことです。

(次ページに続く)



用語解説へ：
AWJ
PLR配管

小目次に戻る
概要に戻る

出典：2020年8月27日　第81回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料　「1号機PCV内部調査にかかる干渉物切断作業の状況」
1https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/08/3-3-2.pdf

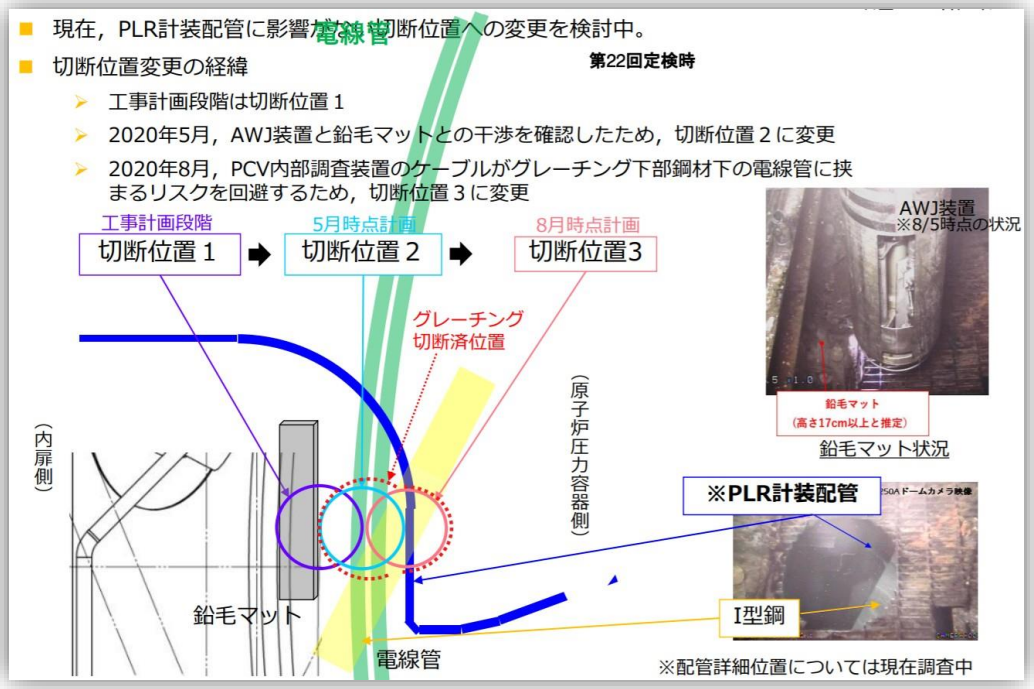
原子炉格納容器(PCV)内部調査装置投入に向けた干渉物の切断作業は、2020年8月26日のPCV圧力低下による中断(前ページ参照)後、9月4日にグレーチング下部鋼材切断作業を開始するためAWJ装置を起動させたところ、研磨材供給ラインにおいて、研磨材供給に必要な負圧が確保できず、再び作業が中断されています。東京電力は、不具合の対策後に切断作業を再開するとしています。

AWJ⇒用語解説へ

東京電力によると、AWJ装置をPCV外へ引き抜き調査した結果、研磨材供給用ホースがジョイント部から外れており、1箇所に折れ曲がった痕が、ジョイント部には引っ張られた痕が確認されました。

その後、9月29日よりグレーチング下部鋼材切断に向け準備作業を行ってきましたが、引用下図の通り、切断範囲の下部に原子炉再循環系統(PLR)の計装配管が敷設されていることが確認されたたため引き続き作業を中断中です。

(次ページに続く)



出典：2020年10月29日　第83回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機PCV内部調査にかかる干渉物切断作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/11/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

1号機原子炉格納容器(以下、PCV)内部調査ルートとして計画されているX-2貫通部の孔開け作業の妨げになるグレーチング等の切断作業に際し、この原子炉再循環系統(PLR)の計装配管に影響を与えるわけにはいかないようです。

東京電力は現時点での課題について、

- PLR計装配管に影響を与えない位置でグレーチング下部鋼材を切断する必要がある。
- 間隔が狭い電線管を切断した場合，水中ROVのケーブルが挟まるリスクがある。

とし(引用下図参照)、今後の方針について、

グレーチング下部鋼材以下の干渉物について，新規カメラ装置を用いた干渉物調査を行い，各干渉物の位置を把握した後に，水中ROVの投入ルートを確定し，切断作業を再開する。

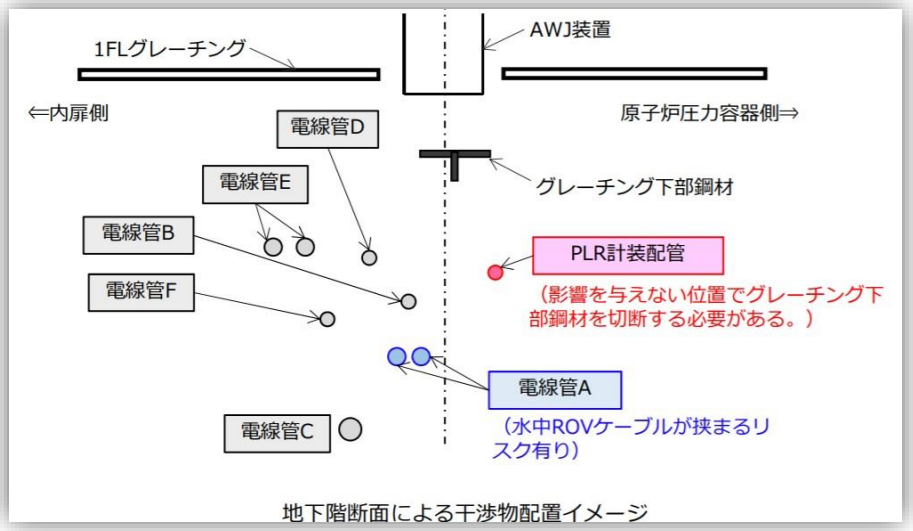
としています。これまでの工程に、新規カメラの開発とこのカメラによる干渉物調査という2つのステップが加わり、東京電力は、現在工程を調整中ですが、干渉物調査の実施は2021年1月と見込んでいます。

これまで2020年11月に予定されていたグレーチング等の切断作業の再開はそれ以降に先延ばしされます。

2021年1月21日、干渉物調査の準備作業中に原子炉格納容器圧力の低下傾向を確認したため作業を中断しました。その後カメラチャンバを取り外し、作業前の状態に戻したところ、低下していたPCV圧力が回復したことが確認されました。

なお、作業エリアのダストモニタや、その他のプラントパラメータ、モニタリングポスト、敷地境界ダストモニタ、構内連続ダストモニタの値に有意な変動が無いことは確認されており、現在，事象の原因及び対策について検討中とのことです。

(次ページに最新工程表)



地下階断面による干渉物配置イメージ

出典：2020年11月26日　第84回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機PCV内部調査にかかる干渉物切断作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-2.pdf
2021年1月28日　第84回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機 PCV内部調査にかかる干渉物切断作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/01/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

c xii　現状および今後の予定

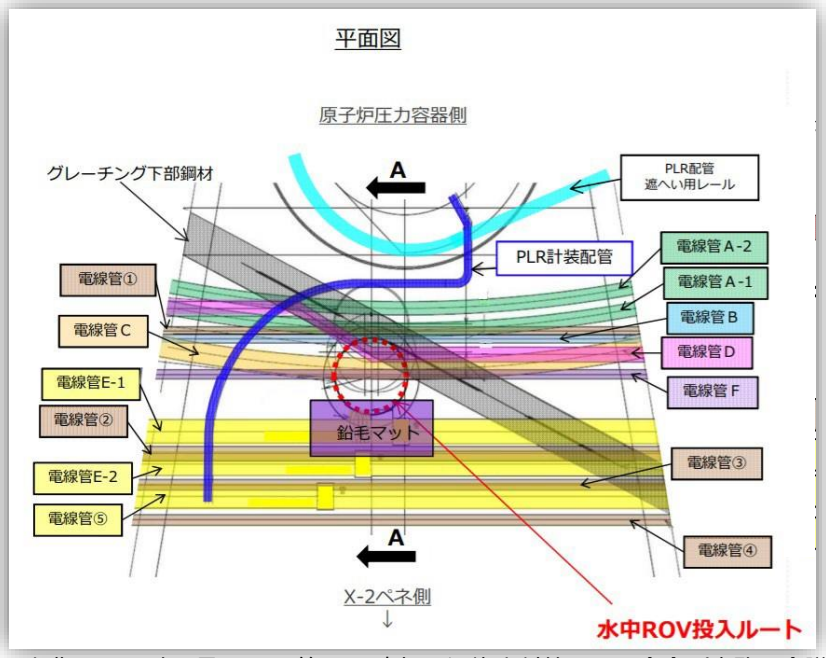
2021年1月21日に発生した原子炉格納容器（以下、PCV）圧力低下への対策が完了し、干渉物調査が4月23日～29日にかけて実施されました。この調査により、これまで情報を得られていなかった電線管が5本（下図電線管①~⑤）確認されましたが、東京電力は、今後の干渉物切断への影響は少ないとしています。

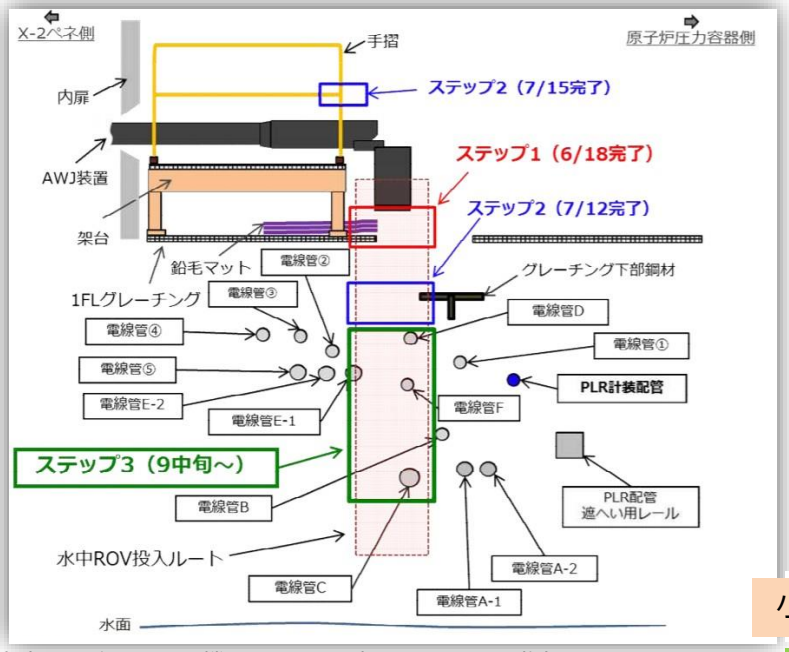
また、調査結果から各干渉物の位置を確認し、今後の干渉物切断により原子炉再循環系統(PLR)計装配管 参照 に影響を与えない位置となるよう、水中ROV投入ルートを確定しました。

切断作業は6月に再開され、東京電力によると、7月9日から15日にかけてはステップ2であるグレーチング下部鋼材、手摺(横部)切断作業が完了しました（東京電力によると、この作業によるPCV内のダスト濃度上昇は作業管理値以内であり，建屋内作業エリア及び敷地境界近傍ダストモニタ等への影響は確認されていないそうです）。

9月17日、電線管切断作業が終了し、原子炉格納容器（PCV）内部調査装置投入に向けた干渉物の切断作業は完了しました。

（次ページに続く）





出典：2021年9月30日　第94回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機 PCV内部調査にかかる干渉物切断作業の状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/09/94-3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

d　原子炉格納容器内部調査装置投入に向けて

2021年9月17日の、1号機原子炉格納容器（以下、PCV）内部調査装置投入に向けたアクセスルート開拓の妨げになっていた干渉物の切断作業の完了を受けて、2021年10月8日から14日にかけてガイドパイプ設置作業が完了しました。

いよいよ、二度目の1号機PCV内部調査の開始（出典によると12月以降）が近づいてきましたが、2019年より長らくAWJ作業が続いたこともあり、ここでこの調査の目的　参照　および概要　参照　を再確認しておいた方がよいかもしれません。

まず、ガイドパイプの設置状況について下引用図をご覧ください。

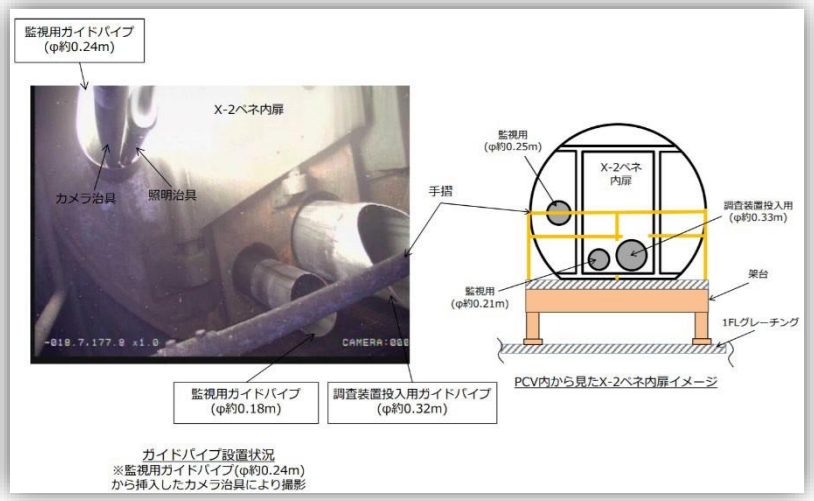
11月5日からPCV内部調査開始に向けたエリア再養生等の作業を開始し、現在は併行して現場本部、遠隔操作室の機材設置作業を実施中です。

出典1では12月以降とされていたPCV内部調査開始は、出典2によると。2022年1月中旬になったようです。

また、今後のスケジュールについても更新しました。

（次ページに続く）

配置模式図に戻る



出典：2021年10月28日　第95回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機 PCV内部調査に向けた準備作業状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/10/95-3-3-2.pdf
2021年11月25日　第96回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機 PCV内部調査に向けた準備作業状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/11/96-3-4-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

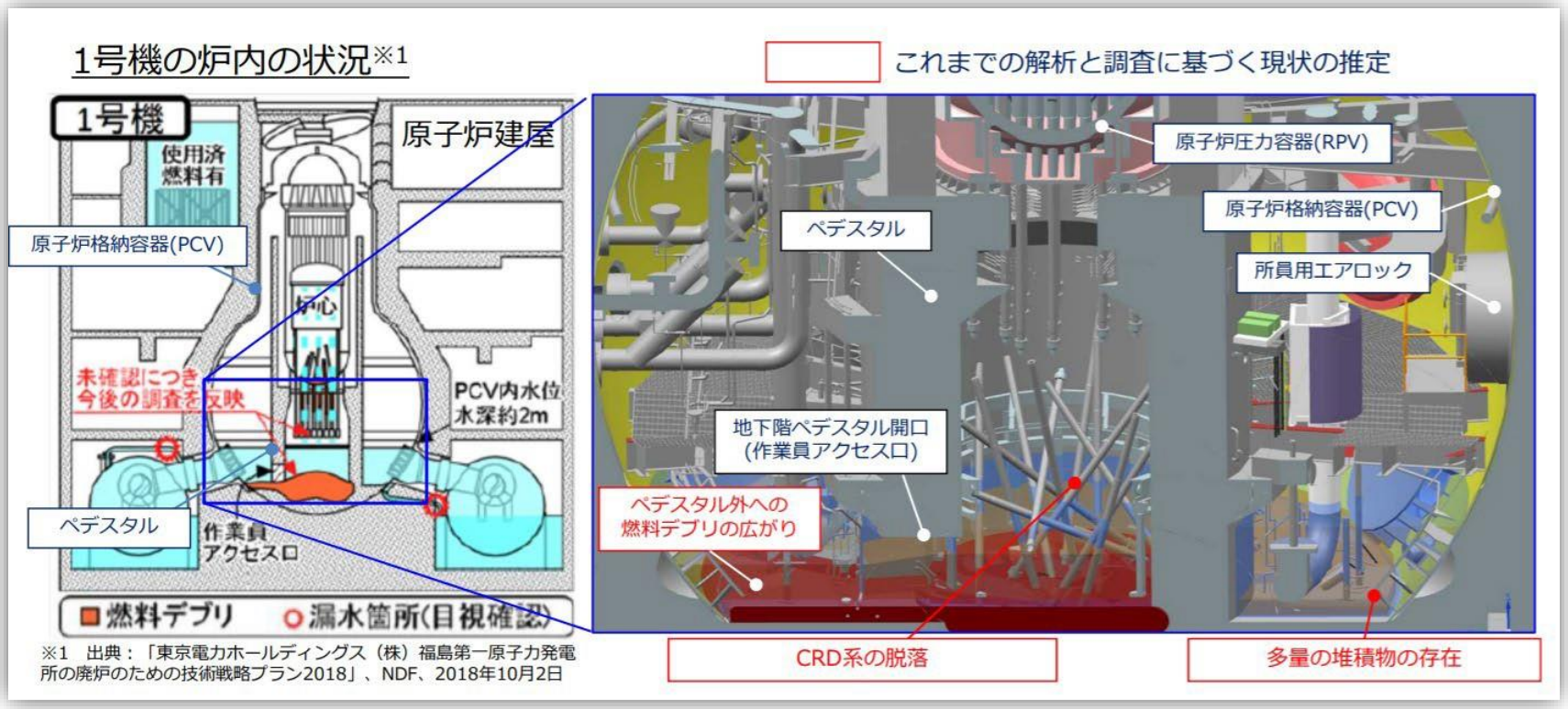
調査の目的を見てみましょう。

2019年1月時点での調査目的は「ペデスタル外における構造物や堆積物の分布等を把握する」とされていました。

約2年を経て、出典では「ペデスタル外の広範囲とペデスタル内の調査を行い、堆積物回収手段・設備の検討や堆積物回収、落下物解体・撤去などの工事計画に係る情報などの情報収集を目指す」とより広く具体化されています。

ここで、調査が行われる1号機の原子炉格納容器（以下、PCV）内部の状況を出典の画像により見ておきたいと思います。

（次ページに続く）

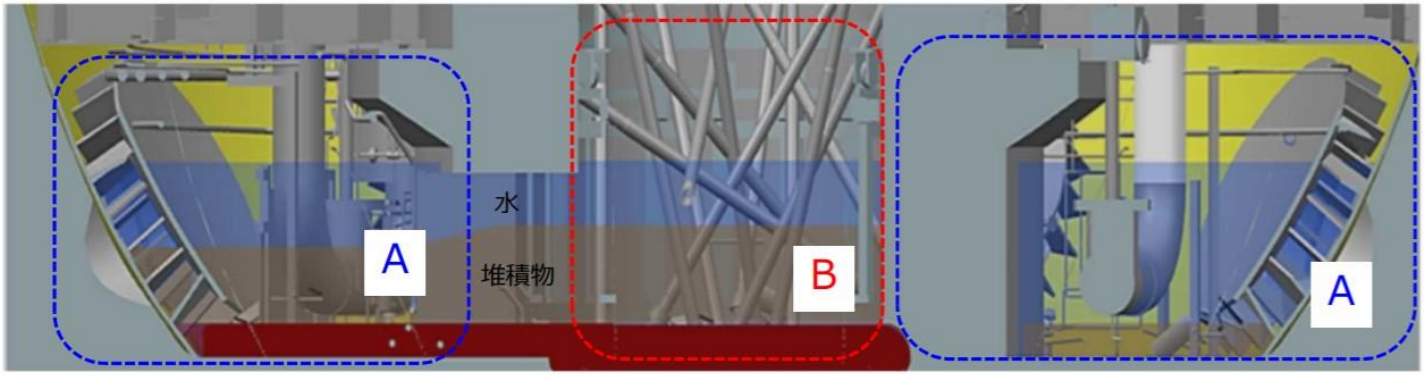


小目次に戻る

出典：2021年10月28日　第95回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機 PCV内部調査に向けた準備作業状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/10/95-3-3-2.pdf

概要に戻る

さらに調査個所別の取得目標情報　参照　も見ておきましょう。



	取得したい情報	調査方法
ペデスタル外～作業員アクセス口（図中のA）	・堆積物回収手段・設備の検討に係る情報（堆積物の量，由来など） ・堆積物回収，落下物解体･撤去などの計画に係る情報（堆積物下の状況，燃料デブリ広がりなど）	・計測 ・堆積物サンプリング ・カメラによる目視
ペデスタル内（図中のB）	・堆積物回収、落下物解体･撤去などの計画に係る情報（ペデスタル内部の作業スペースとCRDハウジングの脱落状況に係る情報）	・カメラによる目視 ・計測

このような個所を、次ページに画像を引用した、ROV-A（ガイドリング取付用）、ROV-A2（詳細目視調査用）、ROV-B/C/D/E（各調査用）という6種類のROVで調査するわけですが、課題もあるようです。　ROV⇒用語解説へ

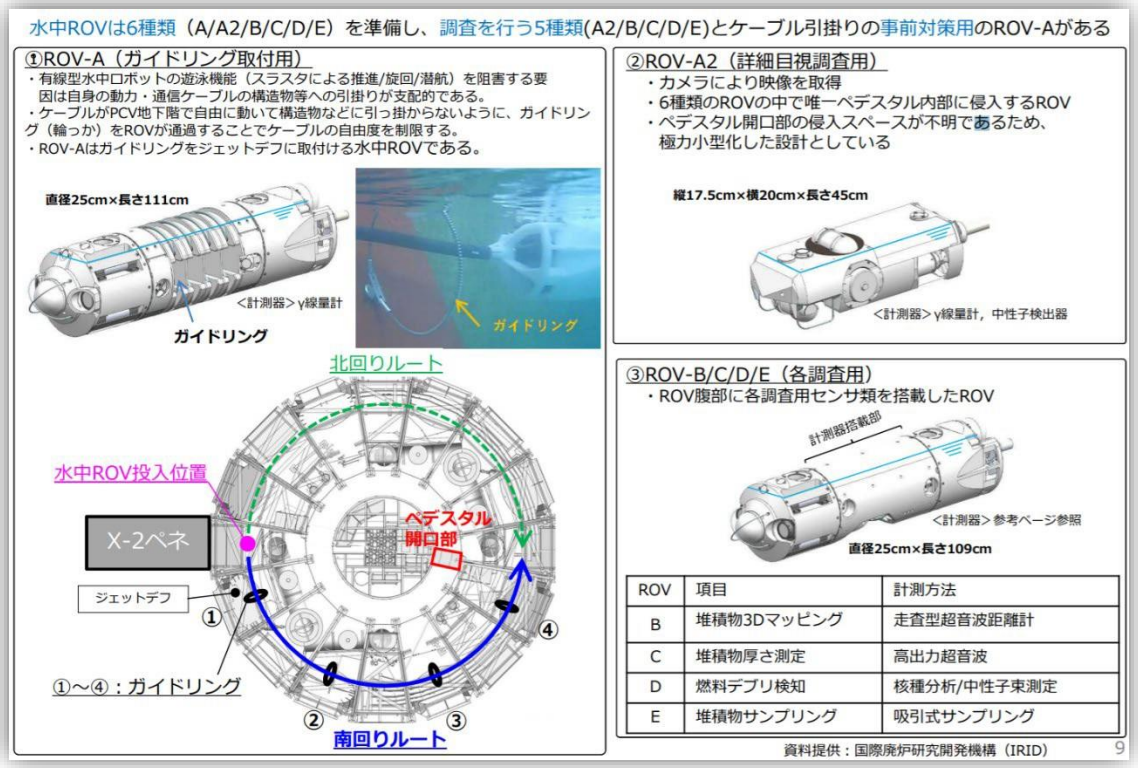
（次ページに続く）

小目次に戻る

出典：2021年10月28日　第95回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機 PCV内部調査に向けた準備作業状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/10/95-3-3-2.pdf

概要に戻る

ROV-A~E参照



不具合の解消、調査の開始に戻る

東京電力によると、原子炉格納容器（以下、PCV）アクセスルート開拓作業時に、調査装置投入の妨げとなる電線管が確認されています。北回りルートでは水中ROVケーブルがこの電線管に挟まれる恐れがあり、挟まった場合、当該ROVは回収不能となり後続のROVが投入出来なくなり、北回りルートの調査が実施できなくなるということです。

このため、南回りルートを主案とし、南回りルートの目標調査範囲（約0°～215°）が達成でき情報が全て取得できた場合には、北回りルートの情報は類推できると判断しているようです。仮に、南回りルートでペデスタルへの進入ができなかった場合は、北回りルートでペデスタル内調査(ROV-A2)を実施したいとしており、北回りルートの調査成立性については南回りルート調査に併せて早期に判断するとしています。

小目次に戻る

出典：2021年10月28日　第95回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機 PCV内部調査に向けた準備作業状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/10/95-3-3-2.pdf

概要に戻る

e　1号機PCV内部調査に向けた準備作業状況について、および水中ROV ROV⇒用語解説へ の不具合による調査開始の延期（速報）

東京電力によると、2021年11月5日から原子炉格納容器（以下、PCV）内部調査開始に向けたエリア再養生等の作業が開始されました。

12月8日に、内部にROVケーブルドラムを設置しPCV内外の遮断を構成するシールボックスを設置、16日には、ROVと一体型でROVケーブルの送り/巻き動作を行うROV-A用ケーブルドラムを設置（次ページに引用画像）、17日には水中ROVがPCV内に円滑に投入できるかの動作確認を問題なく完了したということでした。 ROV-A~E参照

平行して実施していた現場本部、遠隔操作室（次ページに引用画像）の機材設置作業についても12月14日に完了し、2022年1月12日に調査に着手する予定でした。

（以下、2022年1月12日速報）

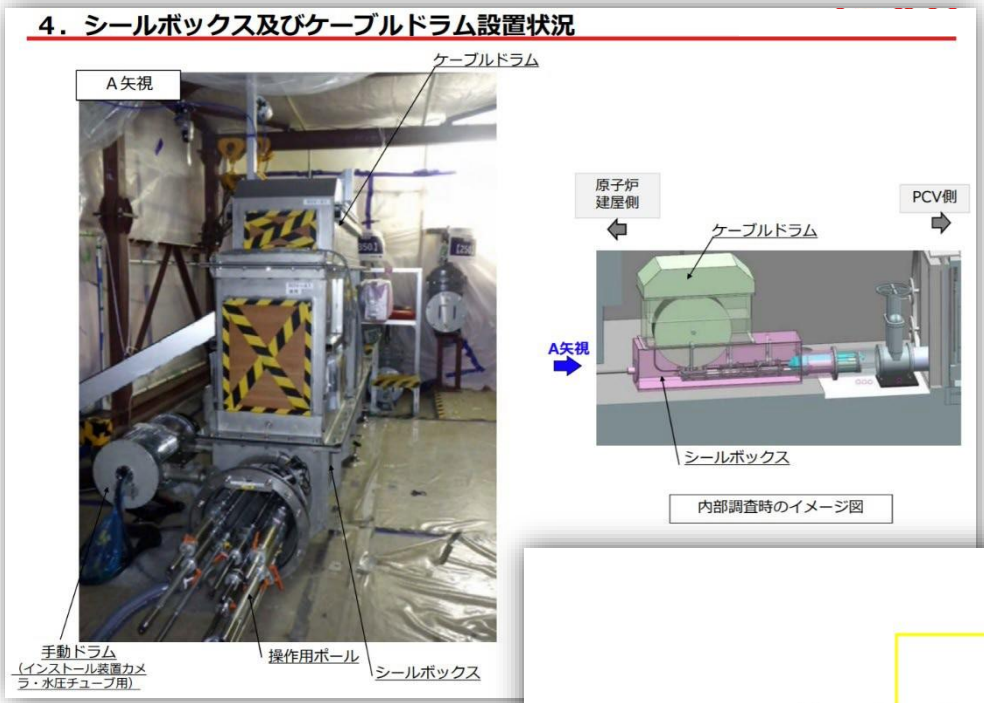
しかし、1月12日に、調査前の準備作業として、遠隔操作パソコンや監視用モニター、水中ROVやケーブルドラム等の調査装置に順次電源を投入したところ、水中ROVに内蔵されている線量データが正確に表示されず、また、水中ROVに複数（6台）搭載されているカメラのうちの1台のカメラモニターの現在時刻の表示が点滅し、時刻が止まってしまいました。

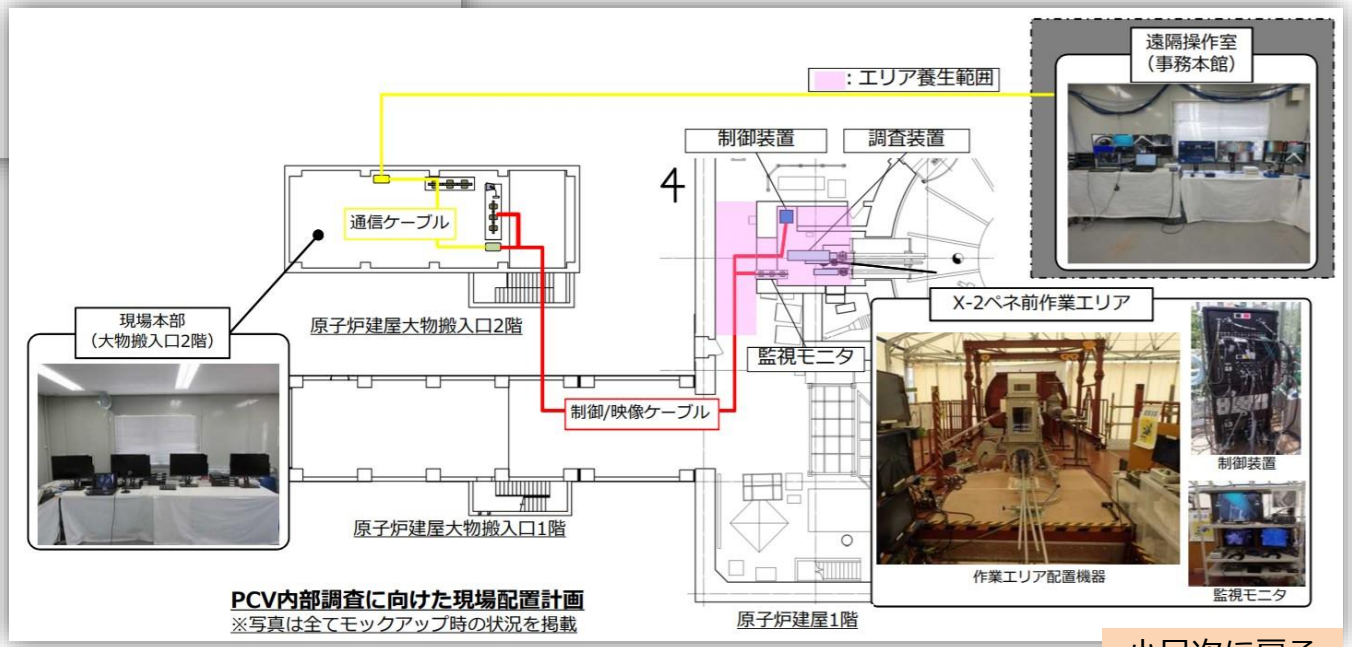
東京電力は、この状態で調査を開始しても、水中ROVが受けた放射線量を正確に計測できない可能性があることから、作業を一時中断しました。

1月12日現在、現在、原因の究明及び対策を検討しているところであり、原因が究明され対策が講じられたのち調査を再開するとしています。 調査の開始に戻る

出典：2021年12月23日　第97回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議東　京電力資料「1号機 PCV内部調査に向けた準備作業状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/12/97-3-4-2.pdf
2022年1月12日東京電力ホームページニュースリリース「1号機原子炉格納容器内部調査の実施状況（速報）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220112_1.pdf

小目次に戻る
概要に戻る





小目次に戻る

出典：2021年12月23日　第97回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機 PCV内部調査に向けた準備作業状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/12/97-3-4-2.pdf
2022年1月12日東京電力ホームページニュースリリース「1号機原子炉格納容器内部調査の実施状況（速報）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220112_1.pdf

概要に戻る

f　1号機原子炉格納容器内部調査の実施状況
水中ROVの不具合の解消、および調査の開始

2022年2月8日、東京電力は、前々ページで速報した水中ROV ROV⇒用語解説へ の不具合 参照 の原因、対策、およびその結果について、次ページ・次々ページ引用のとおりとし、原子炉格納容器（以下、PCV）X-2貫通部（ペネトレーション）から水中ROV-Aを投入し、ガイドリング（水中ROVのケーブルがPCV地下階で自由に動いて構造物などに引っ掛からないように、ケーブルの自由度を制限するための装置）を設置する作業を開始しました。 ROV-A~E参照

なお、東京電力は、この不具合について、記者会見「2022/1/27(木) 中長期ロードマップ進捗状況について」の質疑において、この調査を実施している国際廃炉研究開発機構（IRID）に所属する日立GEニュークリアエナジーと東京電力との間で、東京電力からの現場情報の提供の不足を含む意思疎通に問題があったとしています。

9日には、PCV南側にある、4箇所のジェットデフレクター（PCVと圧力抑制室を繋ぐ配管のPCV側に設置してある円盤状の鋼材）へのガイドリングの設置を完了。（3ページ後引用画像）

また、PCVの東北東（215°）付近の状況を調査したところ、当該エリアにあるジェットデフレクター付近に堆積物があることを確認しました。（4ページ後引用画像）

さらに、ペデスタル開口部付近から開口部内部の状況を確認したところ、炉内構造物か燃料デブリかの特定はできていないものの、塊状の堆積物を確認しました。また、開口部付近に鉄筋らしきものを確認しました。（5ページ後から2ページ引用画像）

10日には水中ROV-Aを回収し、ガイドリング設置作業が完了しました。

2月24日現在、東京電力によると、ROV-A2投入に向けた段取りを調整中とのことです。

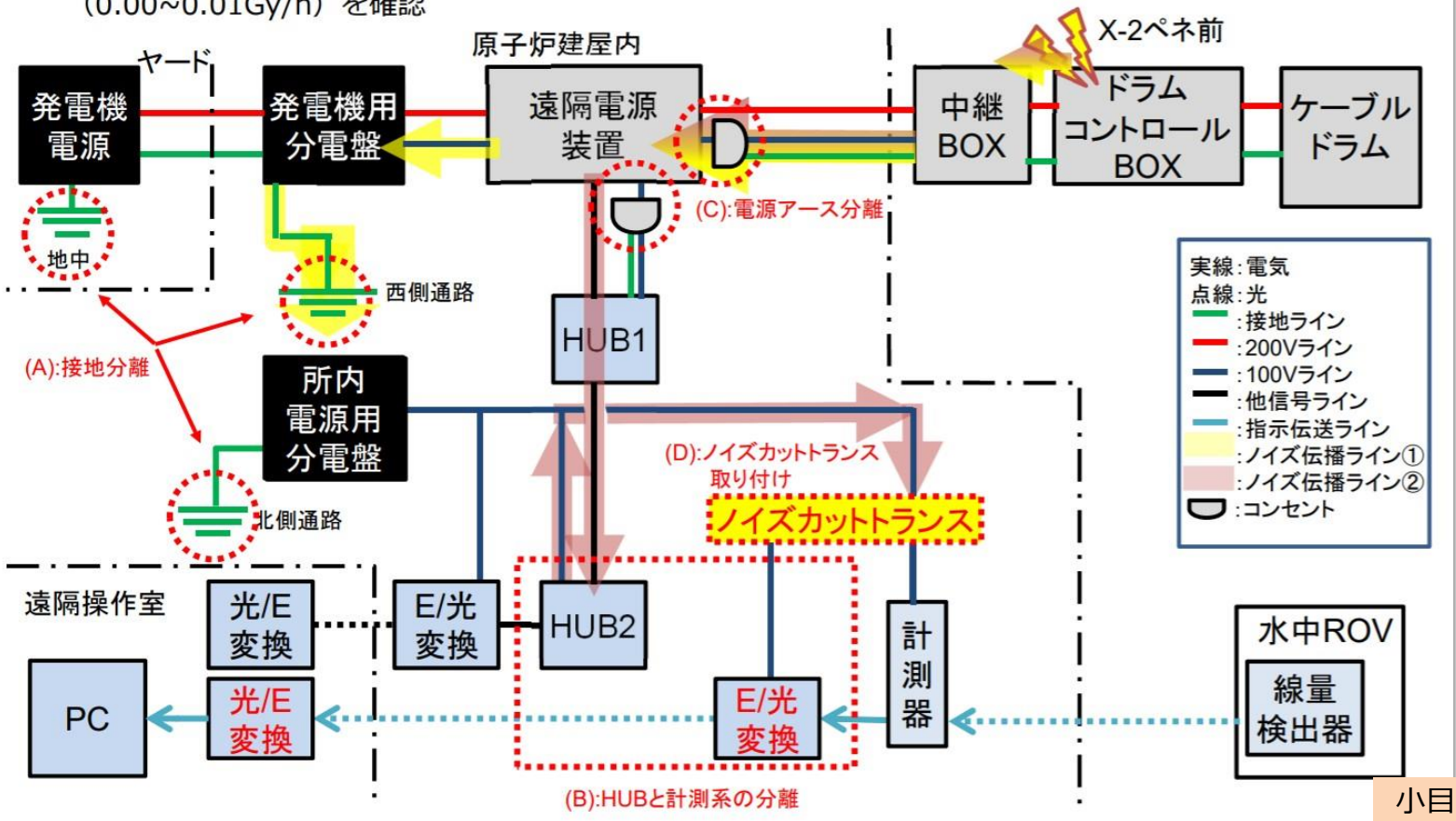
気中部調査計画に戻る

出典： 2022年2月8日東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査の実施状況（速報）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220208_3.pdf
2022年2月9日東京電力資料「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）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220209_1.pdf
2022年2月10日東京電力資料「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）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220210_1.pdf
2022年2月24日第99回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料「1号機 PCV内部調査の状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/02/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

【参考】1月12日の準備作業中に確認された不具合についての原因および対策（1/2）

- 追加的な調査の結果等から，ドラムコントロールBOX由来のノイズが以下ノイズ伝播ラインを通じ，計測器に影響を与えていると推定　(①：西側接地からのノイズ伝播、②：HUBからのノイズ伝播)
- 下図(A)～(D)に示す対策を実施し，各ノイズ伝搬ラインを遮断することで，計測器指示不良の解消（0.00~0.01Gy/h）を確認



出典：　2022年2月8日東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査の実施状況（速報）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220208_3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

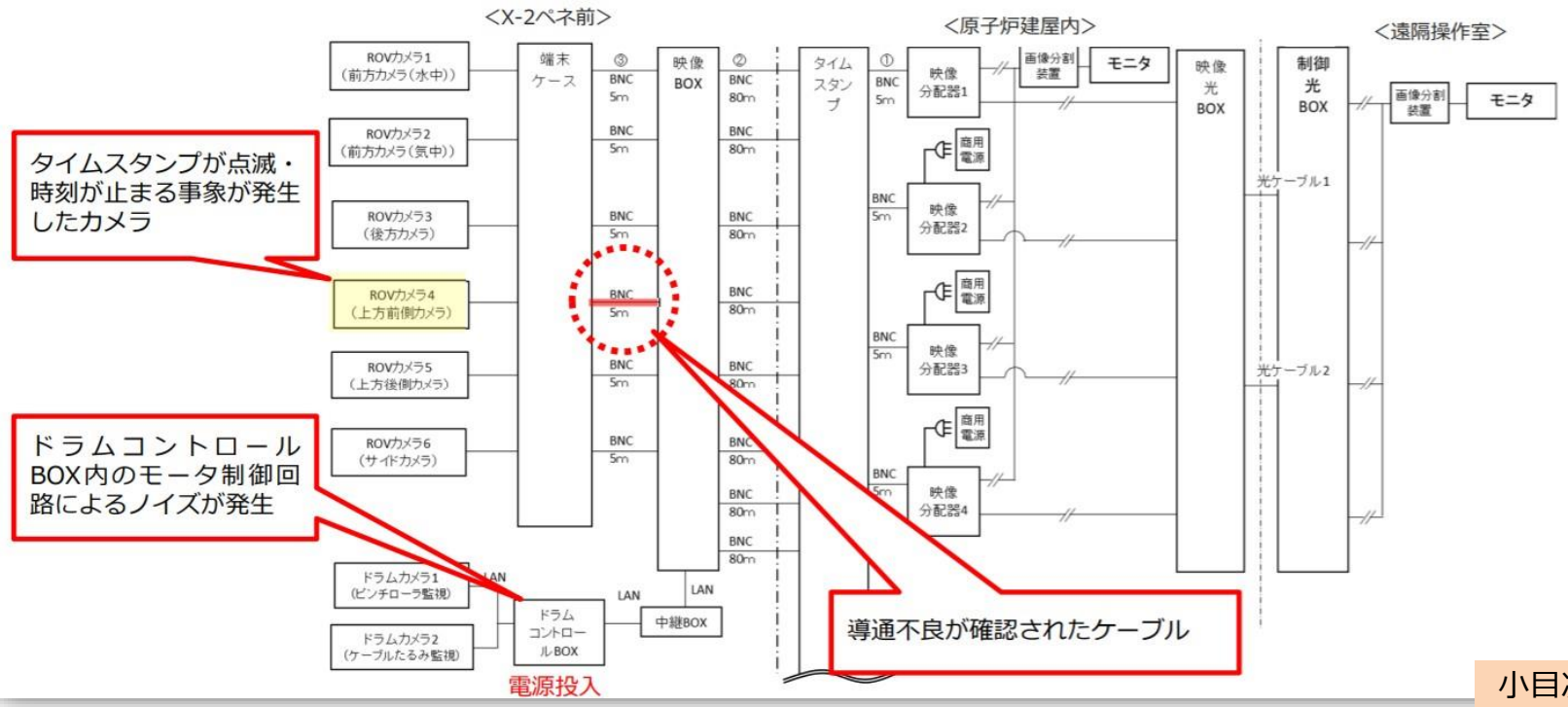
【参考】1月12日の準備作業中に確認された不具合についての原因および対策（2/2）

- 原因

カメラ通信ラインのケーブル（1本）について，外部からの影響によりテンションがかかり，導通不良が発生したことでタイムスタンプの表示に影響を及ぼしたもの

- 対策

導通不良が確認されたケーブルの交換を実施，併せて外部からの影響によりテンションがかからないようケーブルの余長を確保した。その後の再現性の確認を行った結果，タイムスタンプ表示に異常が無いことを確認



小目次に戻る

出典： 2022年2月8日東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査の実施状況（速報）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220208_3.pdf

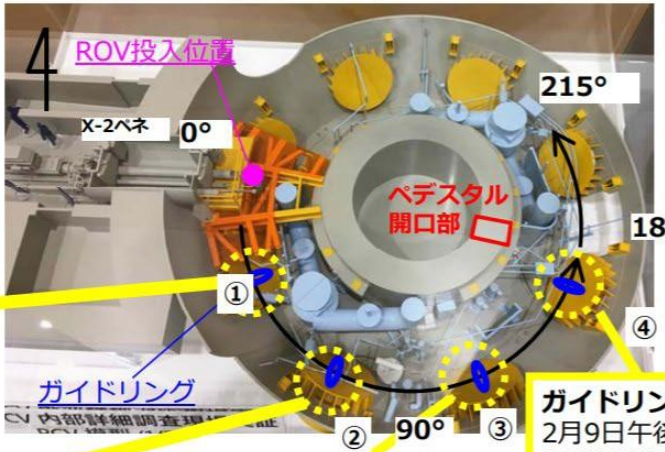
概要に戻る

ガイドリング設置状況

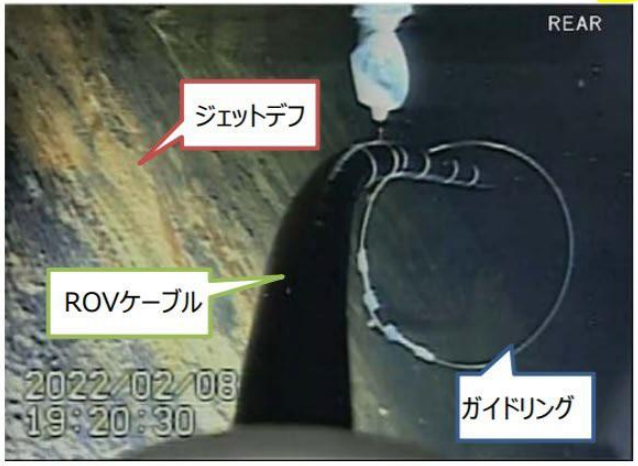
※撮影日はいずれも2月8日



ガイドリング①設置状況（2月8日午後6時18分設置完了）



ガイドリング④
2月9日午後1時
50分設置完了



ガイドリング②設置状況（2月8日午後7時49分設置完了）



ガイドリング③設置状況（2月8日午後9時49分設置完了）

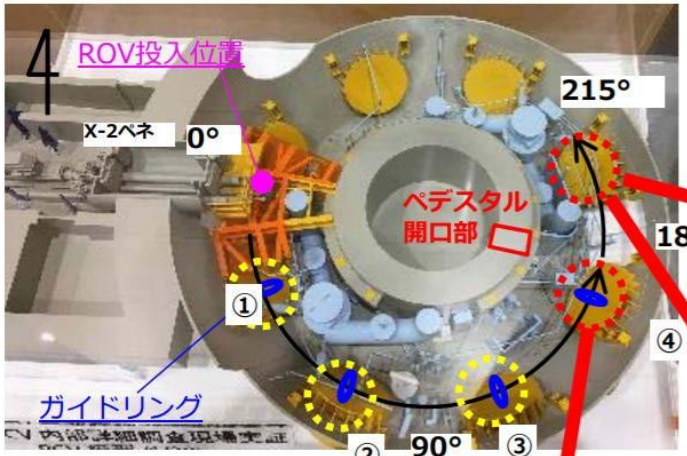
小目次に戻る

出典： 2022年2月9日東京電力資料「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）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220209_1.pdf

概要に戻る

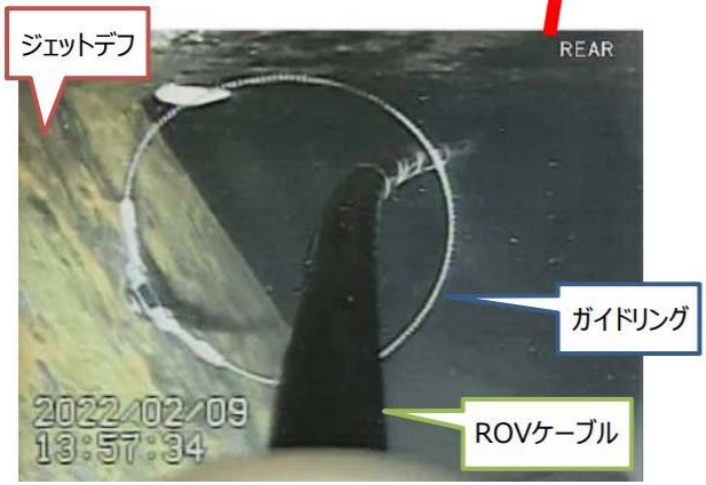
ガイドリング④設置状況およびPCV東北東（215°）付近調査状況（2月9日調査分）

※撮影日はいずれも2月９日

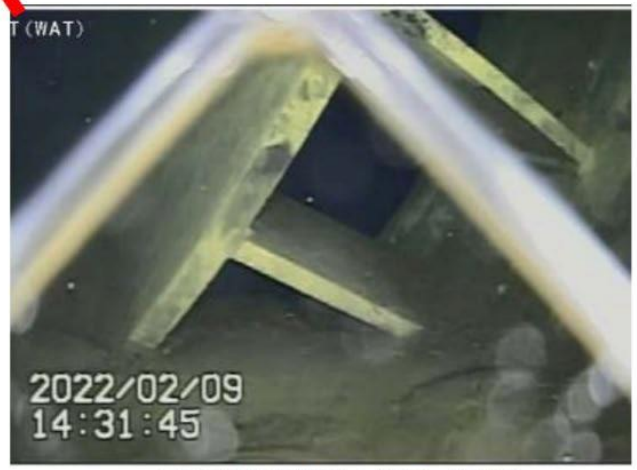




PCV東北東付近の状況(俯瞰)



ガイドリング④設置状況（2月9日午後1時50分設置完了）



PCV東北東付近の状況（近接）

資料提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）・日立GEニュークリアエナジー

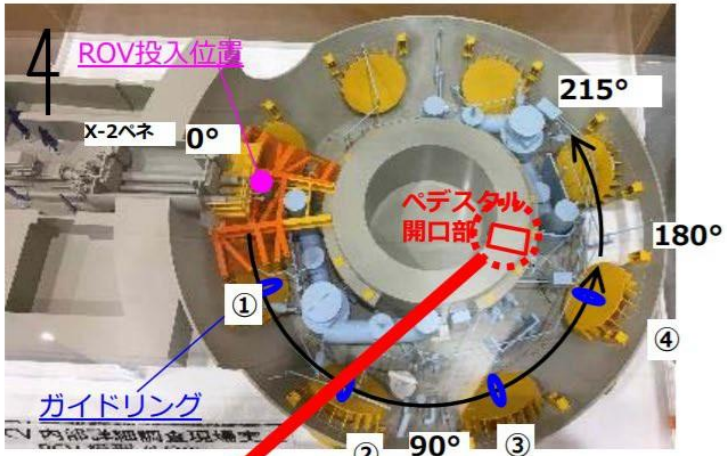
小目次に戻る

出典： 2022年2月10日東京電力資料「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）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220210_1.pdf

概要に戻る

ペデスタル開口部付近調査状況（2月9日調査分）

※撮影日はいずれも2月9日



各写真の矢視はスライド6参照



A．ペデスタル開口部付近



B．ペデスタル開口部俯瞰



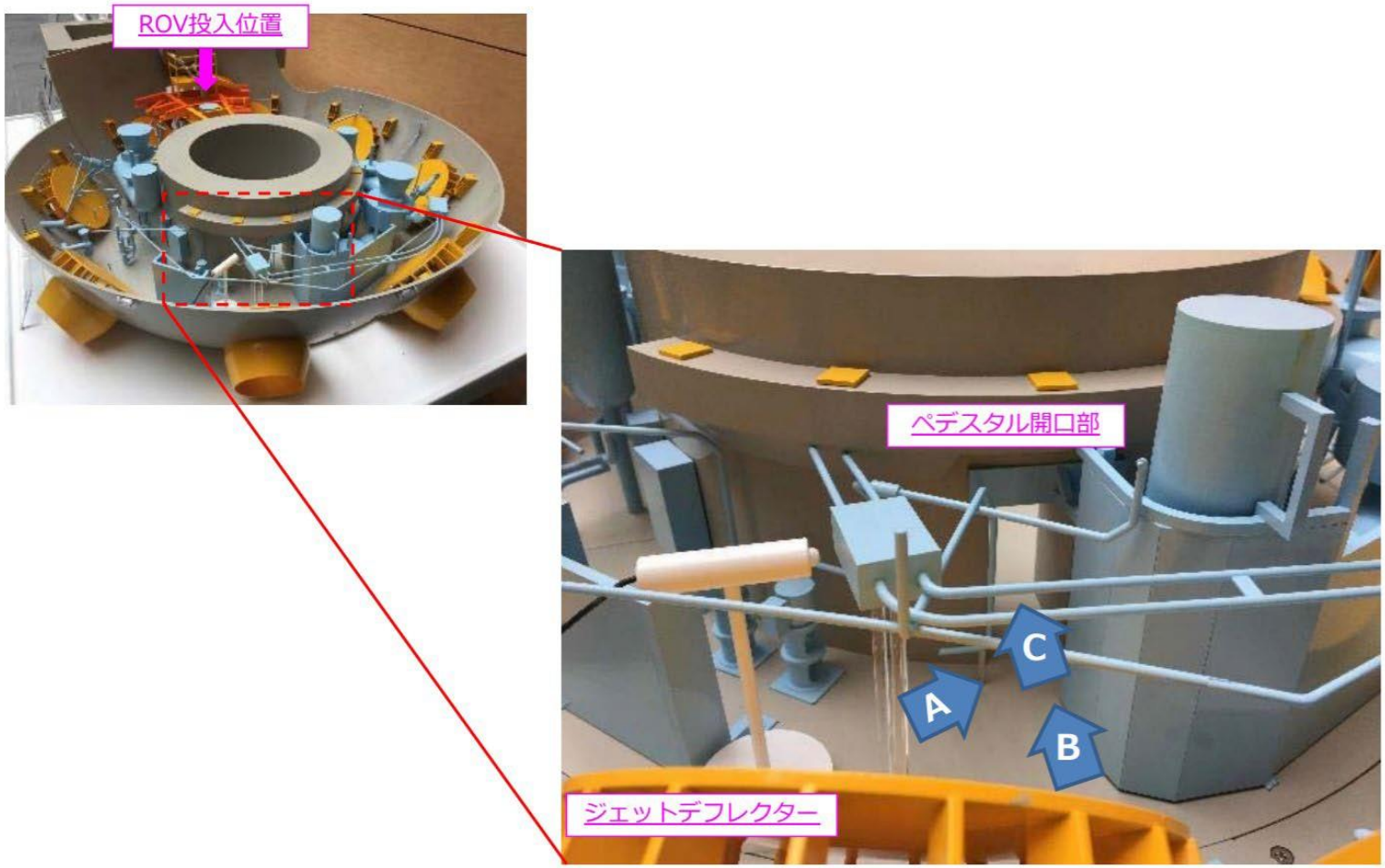
C．ペデスタル開口部内部

資料提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）・日立GEニュークリアエナジー

出典： 2022年2月10日東京電力資料「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）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220210_1.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

ペデスタル開口部付近調査状況（2月9日調査分）（スライド5写真の矢視）



資料提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）

小目次に戻る

出典： 2022年2月10日東京電力資料「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）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220210_1.pdf

概要に戻る

g 1号機 原子炉格納容器内部調査の状況（2022年3月）

前ページまででレポートしてきた2022年2月の水中ROV-Aによるガイドリング設置作業の完了を受け、3月14日からROV-A2によるペデスタル外周の詳細目視調査が開始されました。 ROV⇒用語解説へ　ROV-A~E参照

しかし、3月16日夜の福島県沖地震の影響と考えられる原子炉格納容器（以下、PCV）の水位の低下が確認されたことから、調査を一時中断しました。

3月23日以降、原子炉注水流量の変更操作を継続して実施し，調査に必要な水位確保を目指していましたが、3月29日時点において水中ROVのカメラに映像不良（浸水によるものと推定）を確認したことから調査は中断されています。

東京電力によると、3月31日現在、代替のROV-A2の投入や、浸水箇所の調査を含めた今後の対応について検討中とのことです。

速報として、4月14日発表の東京電力資料によると、浸水の原因は、

① 水中ROV-A2の巻き上げ作業に伴い、水中ROV-A2のケーブル被覆が、ピンチローラーでしごかれることにより、ケーブル被覆にしわが発生し、巻き上げ作業を繰り返すことで、しわが水中ROV-A2本体側に集約

② ケーブル被覆のしわが、調査時、ジェットデフレクターG付近にあるL型サポートに掛かり、ケーブル被覆が損傷（貫通）し、ケーブル被覆内に水が浸入 ジェットデフレクター⇒用語解説へ　L型サポート⇒用語解説へ

③ 3月16日の地震以降に実施した、一時的な水中ROV-A2の巻き上げ作業やPCV水位確認作業にあたり、水中ROV-A2が垂直（吊り下ろし）姿勢となり、この際、ケーブル被覆内に浸入していた水が、ケーブル被覆内を伝い、水中ROV-A2（カメラ）に至った

と推定されています。

東京電力が発表した原因に関する画像等を次ページに引用しておきました。

また、調査再開に向けてPCV水位を確保するため、冷却注水量は4.0 m^3/h→4月14日：6.0 m^3/hに変更されました。

出典： 2022年3月31日第100回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料「1号PCV内部調査の状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/02/3-3-2.pdf
2022年4月14日　東京電力「1号機原子炉格納容器内部調査（水中ROV-A2）カメラに水が浸入した原因と再発防策」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220414_1.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

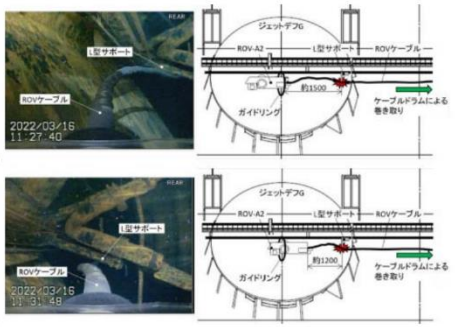
(1)

水中ROV-A2のカメラに水が浸入した原因を調査した結果、以下を確認しました。

- 水中ROV-A2本体：損傷は確認されなかった（外観目視点検、漏えい確認）
- 水中ROV-A2のケーブル（外観目視点検、漏えい確認）：
  - ・水中ROV-A2本体から約2.5mまでの範囲のケーブル被覆にしわが多く発生
  - ・ケーブル被覆のしわの範囲内に損傷4箇所を確認、うち2箇所が被覆を貫通
- 調査（遊泳）中の状況（動画映像確認）：
  - ・ジェットデフレクター※3G付近のL型サポート※4にケーブルが掛かる



写真1.ケーブル被覆のしわの状況



写真・図2.ケーブル被覆がL型サポートに掛かっている状況

2

(2)

調査結果を踏まえ、以下の理由によりカメラに水が浸入したものと推定しました。

① 水中ROV-A2の巻き上げ作業*に伴い、水中ROV-A2のケーブル被覆が、ピンチローラーでしごかれることにより、ケーブル被覆にしわが発生し、巻き上げ作業を繰り返すことで、しわが水中ROV-A2本体側に集約

② ケーブル被覆のしわが、調査時、ジェットデフレクターG付近にあるL型サポートに掛かり、ケーブル被覆が損傷（貫通）し、ケーブル被覆内に水が浸入

③ 3月16日の地震以降に実施した、一時的な水中ROV-A2の巻き上げ作業やPCV水位確認作業にあたり、水中ROV-A2が垂直（吊り下ろし）姿勢となり、この際、ケーブル被覆内に浸入していた水が、ケーブル被覆内を伝い、水中ROV-A2（カメラ）に至った

＊工場での動作確認、現場での事前動作確認・詳細目視調査において実施

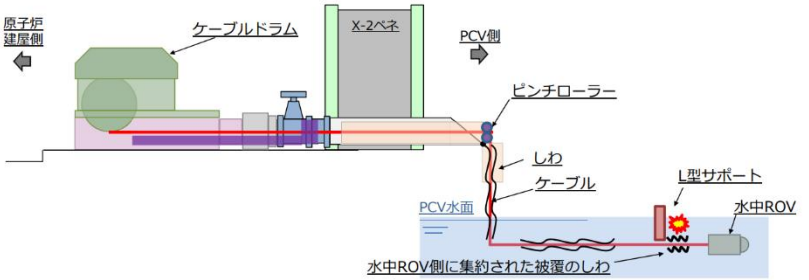


図1.水が浸入した推定原因（イメージ図）

ROV-A~E参照

(3)

推定原因を踏まえ、以下の再発防止対策を講じることとしました。

- L型サポートへのケーブルの掛かり回避対策*
  - ① 水平方向での回避対策として、ジェットデフレクターGのガイドリングを通過しないルートに変更（図1参照）
  - ② 垂直方向での回避対策として、L型サポート付近を遊泳する際には、L型サポートおよびその他の干渉物等との間隔を確認しながら、可能な範囲で深く潜水（通過）（図2参照）

なお、上記対策を講じた上においても、ケーブルの掛かりが確認された場合、水中ROV-A2の前進・左右への遊泳・潜水等により、掛かりの解消を試みることとし、解消されない場合のみ、ケーブル巻き上げ作業を慎重に実施する手順に変更。

＊今後投入する水中ROV-A2においても、本体から約1mの範囲において、工場での動作確認に伴い発生したわずかなしわがある

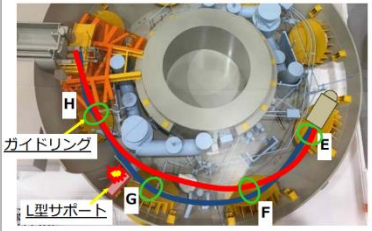


図1.水平方向での回避対策（イメージ図）

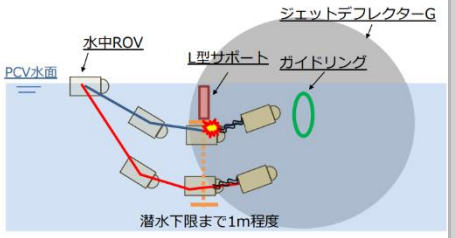


図2.垂直方向での回避対策（イメージ図）

凡例(図1,2共通)　：従来の遊泳ルート　：変更後の遊泳ルート：

(4)

水中ROV-A2(カメラ)への水浸入の再発防止対策(2/2)、および今後の予定

- ケーブル被覆に発生するしわの発生抑制対策（水中ROV-A2巻き上げ作業の回数低減）
  - ① 従来、調査前に実施するPCV内への水中ROV-A2投入動作確認後、水中ROV-A2を隔離弁の外側まで巻き戻していた作業手順を、巻き戻さずその場（ガイドパイプ内）に留めておく作業手順に変更
  - ② 水中ROV-A2投入以降、調査完了までの間、吊上げ・吊り下ろしを行わない

  また、異常の兆候を早期に把握することを目的に、調査ステップ毎に、ケーブルの状態ならびにカメラの曇りの状況等の確認を行う手順を新たに追加。
- 水中ROV-A2を用いたペデスタル外周部の詳細目視調査の再開（PCV水位の回復）を目的に、本日（4月14日）午後０時14分から、原子炉への注水量を4.0m³/hから6.0m³/hに変更しました。
- 今後、水中ROVによる調査に必要なPCV水位を安定的に確保できることを確認するとともに、水の濁り状況を確認したうえで、詳細目視調査を再開する予定です。
- 引き続き、安全を最優先に慎重に調査を進めてまいります。

小目次に戻る

出典：2022年4月14日　東京電力「1号機原子炉格納容器内部調査（水中ROV-A2）カメラに水が浸入した原因と再発防策」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220414_1.pdf

概要に戻る

ROV-A~E参照

4．今後の予定

IRID TEPCO

作業項目	2021年度 10月	11月	12月	1月	2月	3月	2022年度 4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月
ガイドパイプ設置（3箇所）	ガイドパイプ挿入	資機材搬出・片付け											
1号PCV内部調査 準備作業		エリア再養生	現場本部，遠隔操作室機材設置	シールボックス他装置搬入・設置	装置動作確認		準備作業進捗を踏まえ工程を精査						
1号PCV内部調査 調査				【ROV-A】南側ガイドリング取付	段取り替え	【ROV-A2】ペデスタル外周調査	段取り替え	【ROV-C】堆積物厚さ測定	段取り替え	後半調査に向けたトレーニング	段取り替え	【ROV-D】燃料デブリ検知	段取り替え
								【ROV-E】堆積物サンプリング1回目	段取り替え	【ROV-E】堆積物サンプリング2回目	段取り替え	【ROV-B】堆積物3Dマッピング	段取り替え
												【ROV-A2】ペデスタル内調査	調査装置撤去・片付け
								前半調査				後半調査	

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

4

小目次に戻る
配置模式図に戻る

出典： 2021年11月25日第96回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1号機 PCV内部調査に向けた準備作業状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/11/96-3-4-2.pdf

概要に戻る

h　水中ROV-A2予備機の投入へ

ROV⇒用語解説へ　ROV-A~E参照

東京電力によると、4月15日にかけて、浸水したROV-A2の原因調査と並行し、予備機への交換作業が実施されました。

2022年4月27日時点で、調査再開に向けて必要な原子炉格納容器（以下、PCV）水位を安定的に確保できるよう調整中であり、水位の確保状況を確認の上、調査を再開する計画とのことです。

次々ページは更新されたスケジュールです

5月17日水中ROV-A2による『ペデスタル外周部の詳細目視調査』を再開予定

東京電力によると、5月9日に3.9 m^3/hだった原子炉注水量を6.0 m^3/hに増量させました。

そして、これまでの原子炉注水量の増減時の実績から、この増量により、PCV水位（計算水位）は、不確かさを含むものの、3月16日の福島県沖地震前の水位と同等程度まで上昇しているものと推定しています。

また5月16日、水中ROV-A2をPCV内に投入する等の準備作業等が整い、実際の調査と同じ条件・手順により各機器の電源を投入した上で、X-2ペネトレーション（貫通部）からPCV側に水中ROV-A2を投入し、異常なく各機器が動作することを確認したということです。　配置模式図参照

そして5月17日、水中ROV-A2による『ペデスタル外周部の詳細目視調査』を再開する予定です。

調査においては、ペデスタル外周部における「既設構造物の状態確認」および「堆積物の広がり状況等の確認」に加え、今後、水中ROV-Dにおいて実施予定の「堆積物デブリ検知（核種分析・中性子束測定）」の調査範囲絞り込みを目的に、中性子束測定を実施するということです。

次ページに今回調査の調査箇所およびスケジュール

出典：　2022年4月27日第101回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料
「20220427_r0_1号機　PCV内部調査の状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/04/3-3-2.pdf
2022年5月16日東京電力ニュースリリース「1号機原子炉格納容器内部調査（水中ROV-A2）の再開予定について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220516_1.pdf

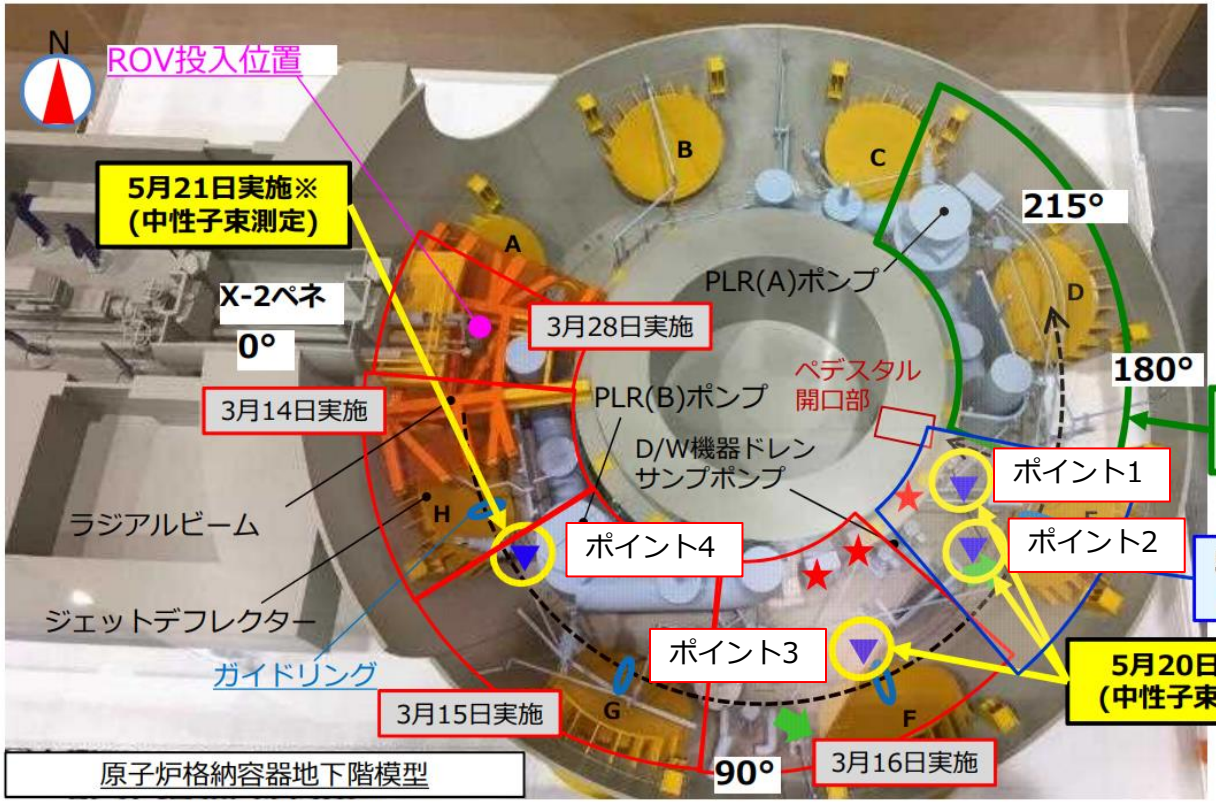
小目次に戻る
概要に戻る

ROV-A2調査概要と調査実績

■ 調査範囲はPCV地下階の0°から215°（ペデスタル開口部含む）とし，カメラによる目視調査を計画

<主な調査箇所>

- 既設構造物の状態確認及び堆積物の広がり状況･高さ･傾斜確認
- ペデスタル開口部付近の状況及び開口部近傍のコンクリート壁状況（★箇所）
- ジェットデフレクター付近の堆積物状況（⬇ 箇所）
- 堆積物上の中性子束測定（▼箇所）



※ 当初,ROV投入位置付近で測定実施予定であったが,当該位置は,ROVケーブルの張力に伴い,ROV定置位置が不安定になることから,測定位置を変更

資料提供：国際廃炉研究開発機構(IRID)

出典： 2022年5月26日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第102回)資料「1号機 PCV内部調査の状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/05/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

原子炉格納容器内部調査の状況

ROV⇒用語解説へ　ROV-A~E参照

2022年3月16日の福島県沖地震による原子炉格納容器（以下、PCV）の水位低下、および3月29日のROV-A2の浸水により中断していた1号機PCV内部調査が5月17日再開されました。

ROV-A2の予備機への交換、PCV水位を調査再開に必要な水準にするための原子炉注水量の変更により、5月16日時点においてPCV水位の確保が確認できたことによる再開です。

東京電力によると、投入されたROV-A2によりペデスタル（ドーナツ型の原子炉圧力容器の鉄筋コンクリート製土台）内外を目視するとともに、前ページ引用画像の▼印4か所で、核分裂が継続していることを示す熱中性子束（単位時間に単位面積を通過する熱中性子個数の総和）を測定しました。

熱中性子束は測定4か所すべてにおいて下引用表のように観測され、ペデスタル開口部付近の堆積物は核燃料デブリ由来と推定されるとのことです。

下表の測定結果は、60分間のカウント数から評価した熱中性子束ということです。

（次ページにペデスタルの状況）

測定位置	ポイント1	ポイント2	ポイント3	ポイント4
熱中性子束 [／cm2／s]	48.0	29.1	50.2	5.8

小目次に戻る

出典：　2022年5月26日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第102回)資料「1号機 PCV内部調査の状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/05/3-3-2.pdf

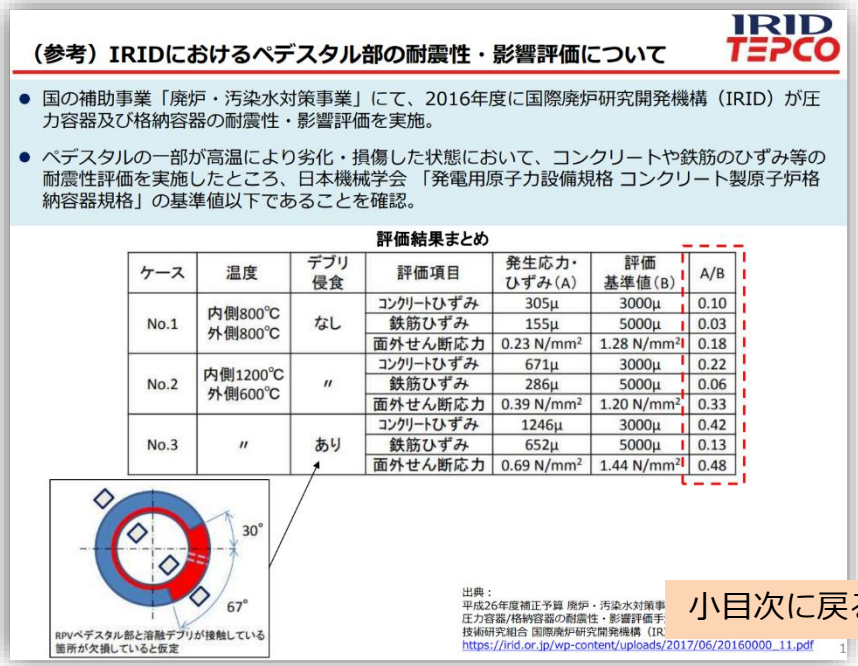
概要に戻る

原子炉格納容器内部調査の状況（ペデスタル）

東京電力は、これまでも確認されていた鉄筋らしきものについて、今回近接して撮影した下左の映像を建設当時の写真と比較した結果、ペデスタル（円筒型の原子炉圧力容器の鉄筋コンクリート製土台）のコンクリート材がなくなったむき出しの鉄筋であることを確認しました。

東京電力は、1号機の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の耐震性については、2016年度の技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）による評価において、ペデスタルが一部欠損していたとしても、原子炉圧力容器の支持機能は大きく損なわれないことが確認されているとして右引用を示す一方、テレ朝newsは「東電としてもペデスタル内の調査を進め、改めて耐震評価をするとしている」と報じ、日テレNEWSは、原子力規制員会の更田委員長（当時）がペデスタルの耐震性に懸念を示した（リンク切れ）ことを報じています。





小目次に戻る

出典： 2022年5月26日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第102回)資料「1号機 PCV内部調査の状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/05/3-3-2.pdf

概要に戻る

ⅰ　ROV-Cによる堆積物厚さ測定

東京電力によると、 6月7日からROV-Cによる堆積物の厚さ測定が開始されました。

6月10日、ROV-Cのケーブルが原子炉格納容器（以下、PCV）内の電線管と配管サポート部材の間に挟まり、移動範囲が限定的となりましたが、翌6月11日に予め定めていた修復手順により挟まりは解消し、予定されていた調査を完了しROV-Cを回収しました。

調査は、ROV投入位置から約215° の範囲（測定を回避した一部の範囲を除く）を、水面を一定速度で遊泳しながら、13箇所で、堆積物（PCV底部方向）へ超音波を発信、跳ね返りを受信する方法で行われました。

東京電力は、測定結果について、以下のようにまとめています。

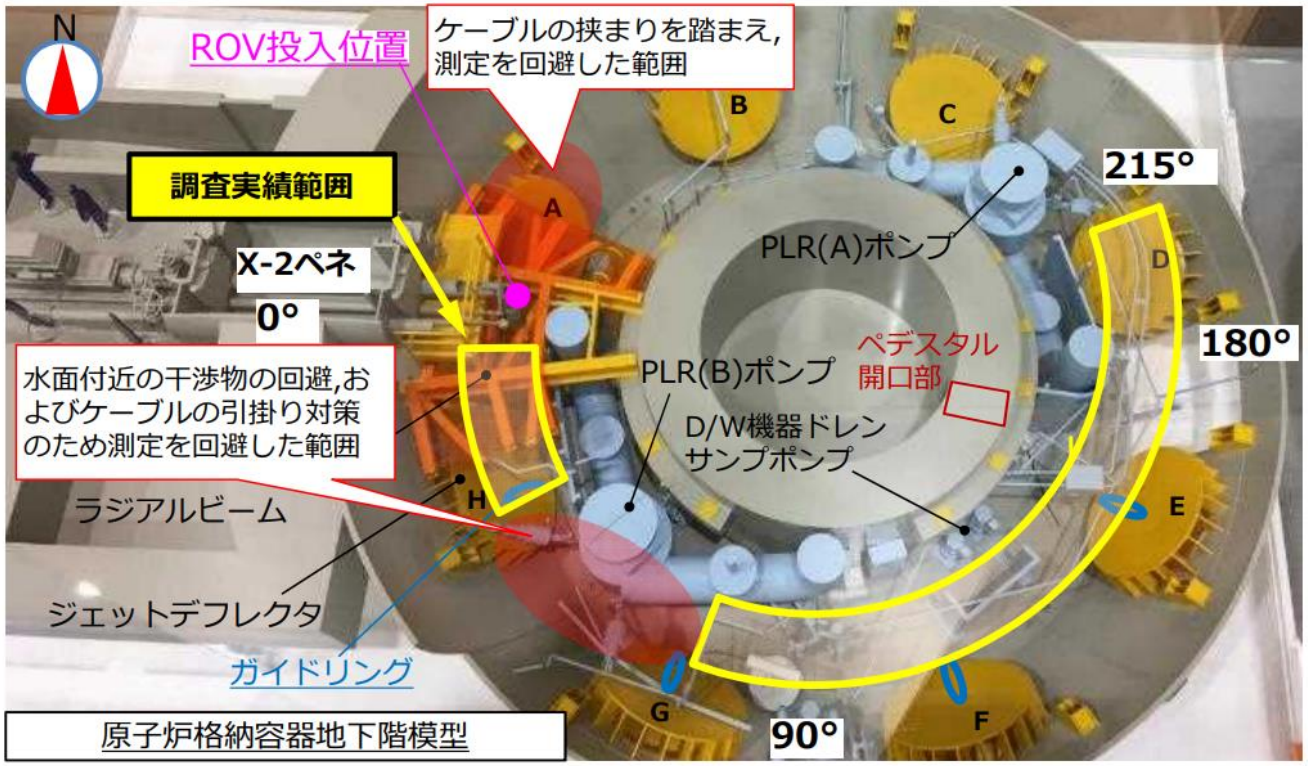
- 2017年に実施したB2調査結果と比較し，堆積物の厚さは同等であり，経年的な変化は確認されていない
- 今回評価した3ポイントにおいては，超音波測定データ・ROV-C及びROV-A2による調査時の映像から，粉状・泥状の堆積物の状態は薄いと評価。また，堆積物（粉状・泥状および板状・塊状の堆積物含む）内部の状態（空洞の存在等）については，今回の調査結果からは評価不可
- PCV底部からの堆積物厚さについては，ペデスタル開口部付近が約0.8～1.0mに対し，ROV投入位置であるX-2ペネ付近は約0.3mであり，X-2ペネ付近に近づくにつれて徐々に低くなっていることを確認
- 今回評価した3ポイン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

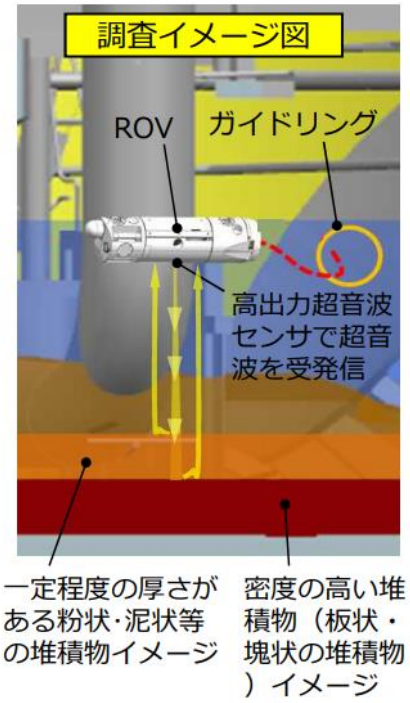
東京電力は、「堆積物の状況は当初想定とは異なっている」と書いていますが、その当初想定がどうであったかは示されていません。

（次ページに調査の概要画像）

ROV-B調査に戻る　小目次に戻る　概要に戻る

出典： 2022年6月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第103回)資料「1号機 PCV内部調査の状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/06/3-3-2.pdf





出典： 2022年6月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第103回)資料「1号機 PCV内部調査の状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/06/3-3-2.pdf

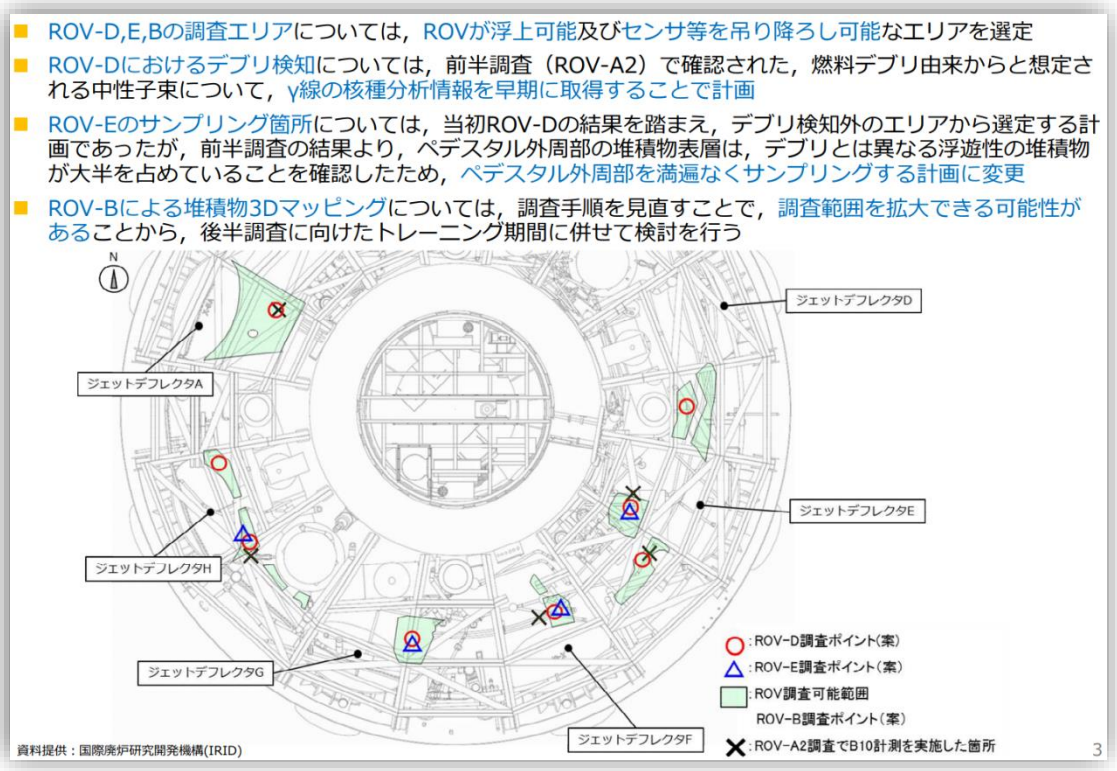
小目次に戻る
概要に戻る

j　ROV-D,E,B,A-2による1号機原子炉格納容器内部調査（後半）計画

東京電力によると、前ページまででレポートしてきたROV-A、ROV-A2、ROV-Cによる原子炉格納容器（以下、PCV）内のペデスタル外の目視・堆積物の厚さ測定に引き続き、2022年11月から、ROV-D,E,B,A-2による、PCV内の堆積物デブリ検知（ROV-D）、堆積物サンプリング（ROV-E）、堆積物の3Dマッピング（ROV-B）、ペデスタル内部、壁部の目視（ROV-A2）を内容とする調査が開始されるようです。 ROV-A~E参照　ROV→用語解説へ

ROV-D,E,Bの調査エリアについては下図を、ROV-A2の調査エリアについては次ページ引用画像をご覧下さい。

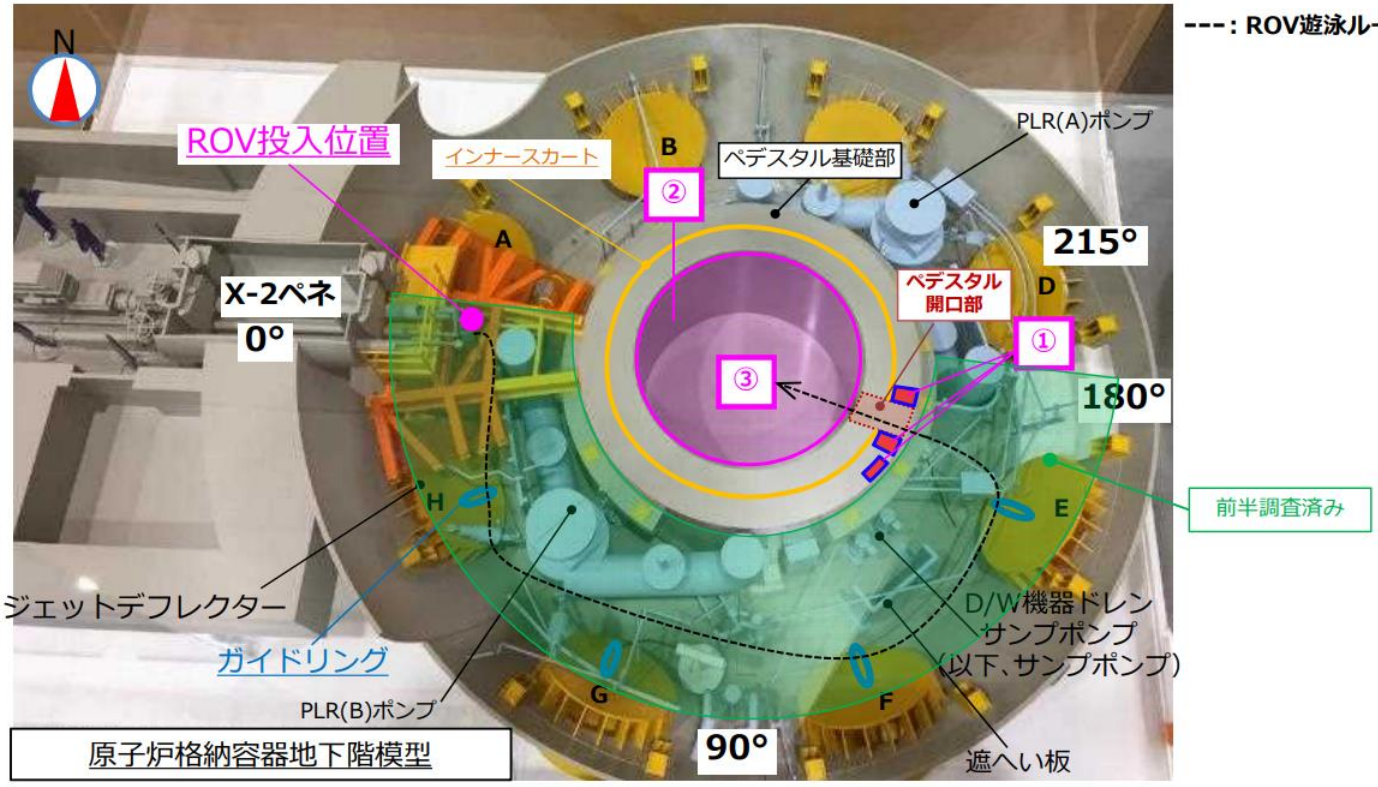
最新のスケジュールについては次々ページをご覧下さい。 S/C内包水サンプリング計画に戻る



出典： 2022年9月29日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第106回)資料「1号機 PCV内部調査（後半）の方針について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/09/09/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

■ ペデスタル内部および，ペデスタル内壁・外壁の詳細な調査を計画
①ペデスタル外壁の損傷状況（鉄筋・コンクリート等が露出している幅・高さの寸法および，広がり範囲）
②ペデスタル内壁の損傷状況（鉄筋・コンクリート等が露出している幅・高さの寸法および，広がり範囲）
③ペデスタル内部の状況（上部構造物，堆積物の目視調査，線量率等のデータ測定）
事前情報なしでペデスタル内部に入るため，ケーブルが引っ掛かり等の帰還不能となるリスクが大きい
➢ ①～③については，炉内状況把握のために重要な情報であるため積極的に調査を試みる



小目次に戻る

出典： 2022年9月29日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第106回)資料「1号機 PCV内部調査（後半）の方針について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/09/09/3-3-2.pdf

概要に戻る

k ROV-Dによる1号機原子炉格納容器内部のγ線の核種分析計画

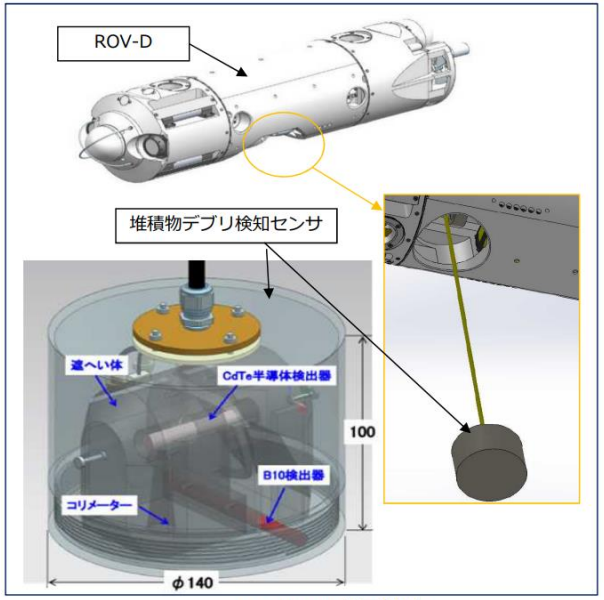
東京電力から、2022年12月に予定されているROV-Dによる1号機原子炉格納容器内部のγ線の核種分析についての計画が発表されました。この内容について評価する能力は筆者にないので、下に出典の該当ページをそのまま引用しておきます。次々ページに更新されたスケジュールを掲載してあります。

3．ROV-D（堆積物デブリ検知）におけるγ線の核種分析について

- ROV-Dにおける堆積物デブリ検知について，前半調査（ROV-A2）で確認された，燃料デブリ由来からと想定される中性子束について，γ線の核種分析情報を早期に取得することで計画
- 燃料デブリの主要なγ線源としては，４種類（Eu-154，Cs-137， Co-60 ，Sb-125）
  （「JAEA-Review_2020-004 東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所燃料デブリ等分析について」より）
- 堆積物デブリ検知の判断材料として，Eu-154の検知に加え，中性子束の測定結果を用いることで計画

- Eu-154；FP起源であり，あまり拡散せず燃料帯同性が高い
  さらに放出γ線が比較的計測容易であるため，燃料由来の物質の計測に有用である
- Cs-137；事故時燃料から揮発し放出されたため，燃料由来の物質の判定が困難
- Co-60 ；FP起源ではなく放射化起源のため，燃料周辺の構造物等に起因するものであり，燃料由来の物質の判定が困難
- Sb-125；Cs-137同様に揮発性が高く，燃料由来の物質の判定が困難

各γ核種における燃料由来の物質検知性



ROV-Dの装置構成

資料提供：国際廃炉研究開発機構(IRID)

出典： 2022年10月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第107回)資料「1号機 PCV内部調査（後半）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/10/10/3-3-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

Ⅰ ROV-Dによる1号機原子炉格納容器内部のγ線の核種分析結果

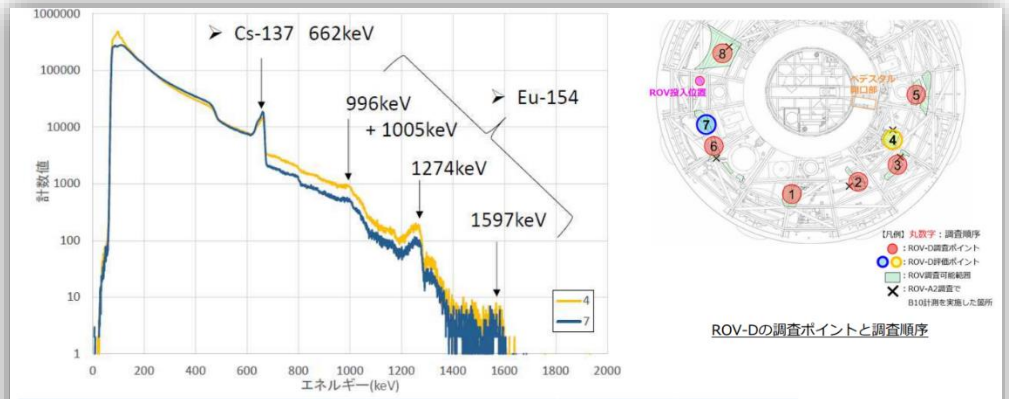
東京電力は、2022年12月6日からROV-Dによる堆積物デブリ検知を開始し、12月9日にかけて計画した調査を完了。翌10日にROV-Dを回収しました。

東京電力によると、熱中性子束の検出については、調査ポイント④、⑦において，中性子の波高値領域である50～300[channel]内にカウントが確認されたこと、250～300[channel]にかけて収束することから、熱中性子束を検出したものと推定。

γ線核種分析では、調査ポイント④、⑦において、Eu-154（ユウロピウム）放出γ線であるエネルギーに対応するピークカウントが得られたことからEu-154を検出したものと推定しています。デブリの存在の有無に関する有効なデータの取得ができた。引き続き残り6箇所において評価を実施するとしています。

この結果について評価する能力は筆者にありませんので、そのまま報告しておきます。

なお、ROV-Eによる炉内堆積物サンプルの採取は2023年1月12日に開始されましたが、同日機材トラブルにより中止。再開時期は未定だそうです。



測定位置			ポイント④	ポイント⑦
合計カウント数			57,921,013	51,024,138
Cs-137	662(keV)	ネットカウント数　※1	2.77E+05	4.09E+05
Eu-154	1274(keV)	ネットカウント数	5.47E+03	2.88E+03
	1000(996+1005)(keV)　※2	ネットカウント数	6.77E+03	4.01E+03
	1597(keV)	ネットカウント数	1.50E+02	8.02E+01

※1　γ線放出核種を評価するために，ピークカウント数からベースラインとなるカウント数を差し引いた値

※2　Eu-154放出γ線における996kevと1005kevの領域においては，計器の分解能により判別できないことから，双方の値を1000kevの領域として評価している

出典：　2022年12月22日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第109回)資料「1号機 PCV内部調査（後半）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/12/12/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

m　ROV-Eによる1号機原子炉格納容器内部の堆積物の採取

東京電力は、前ページでレポートしたとおり、2022年12月のROV-Dによる堆積物デブリ検知に引き続き、ROV-Eによる炉内堆積物サンプルの採取を2023年1月12日に開始しましたが、同日機材の不具合により中止していました。

ROV⇒用語解説

その後、ROV-E本体およびインストール装置の点検を行った結果、変形や異物の付着は無く、装置各部についても異常は確認されませんでした。

東京電力は不具合の原因について、インストール装置のバケット摺動部に一時的に異物が噛み込んだことによるものと推定し、ROV-Eの動作確認を行い、不具合が再現されなかったため1月31日に調査を再開しました。

この調査については、『原子炉の状態2023年1月レポート』主な取り組みと状況でレポートした通り、2月1日の福島民友新聞が、格納容器内の2か所で堆積物の表層部分が少量採取されたが、東京電力はこのサンプルが核燃料デブリである可能性は低いとみている、また今後別の2カ所でも採取する計画と報じています。

東京電力のプラント関連パラメータの1号機原子炉注水状況から、ROV-Eは2月1日には引き上げられたようです。

他の2か所の調査は、東京電力廃炉プロジェクトホームページの日報、およびプラント関連パラメータアーカイブの原子炉注水量変更状況から、2月7日～2月11日の間に行われたようです。

出典：2023年1月17日東京電力資料「 1号機原子炉格納容器内部調査ROV-E調査中断に伴う今後の対応について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2023/1h/rf_20230117_1.pdf
2023年1月26日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第110回)資料「1号機 PCV内部調査（後半）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/01/01/3-3-2.pdf
2023年1月30日東京電力資料「1号機格納容器内部調査ROV-E調査中断に伴う再現性確認とその後の工程について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2023/1h/rf_20230130_1.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

n　ROV−Dによる堆積物デブリ検知調査結果の評価、およびROV−Eによる堆積物サンプリング

ROV⇒用語解説　ROV-A~E参照

続いて、昨年6月に行われたROV−D調査（堆積物厚さ測定）結果　参照　のまとめも見ておきましょう。

・今回測定した3ポイントにおいては、超音波測定データ・ROV-C及びROV-A2による調査時の映像から，粉状･泥状の堆積物の状態は薄いと評価。また、堆積物（粉状･泥状および板状･塊状の堆積物含む）内部の状態（空洞の存在等）については，今回の調査結果からは評価できない。

・堆積物の原子炉格納容器底部からの高さについては，ペデスタル開口部付近が約0.8～1.0 mに対し，ROV投入位置であるX-2ペネ付近は約0.3 mであり、 X-2ペネ付近に近づくにつれて徐々に低くなっていることを確認した。

・今回評価した3ポイントの結果により，堆積物の状況は当初想定とは異なっていることから，後半調査（ROV-Dによる燃料デブリ検知やROV-Eによる堆積物サンプリング）に向けて，調査方針や調査箇所について改めて検討していく。

と、まとめています。

なお、三つ目のまとめ中の「当初想定とは異なっている」の「当初想定」がどの想定を指すのか、現在の筆者には分かりません。

（次ページに続く）

出典： 2022年6月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第103回)資料「1号機 PCV内部調査の状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/06/3-3-2.pdf
2023年2月22日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第111回)資料「1号機 PCV内部調査（後半）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/02/02/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

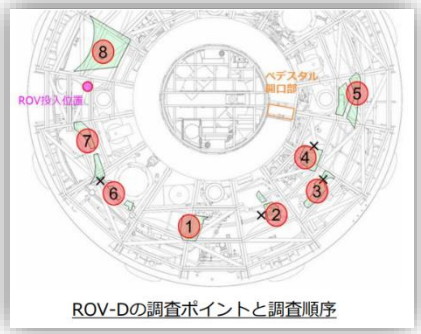
o ROV-Dによる堆積物デブリ検知調査結果の評価、およびROV-Eによる堆積物サンプリング

さて、ROV-Dによる堆積物デブリ検知調査結果の評価です。

ROV-D調査前の、核燃料デブリおよび堆積物について、東京電力は、ROV-A2による中性子束測定結果「ペデスタル開口部からの距離・堆積物厚さと中性子測定値に相関があるらしい」から、次のように想定していたようです。

- 燃料デブリはペデスタル開口部前面周辺の限定された領域にのみ存在する
- 燃料デブリは堆積物の下に比較的薄く広がっている

というものでした。



ROV-Dの調査ポイントと調査順序

しかし、ROV-Dによるポイントでの堆積物デブリ検知調査結果は、

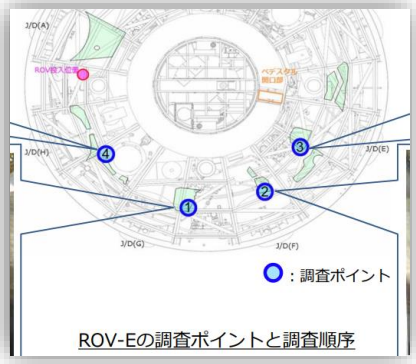
- 熱中性子束及びγ線核種分析の数値については，ペデスタル開口部からの距離と堆積物の高さとの相関が確認されない

と、当初想定と矛盾する結果であり、東京電力は、

- 燃料デブリ由来の物質が調査範囲に広く存在している
- 堆積物の高さの影響がないことから，燃料デブリ由来の物質は堆積物の表面付近に存在する

と評価しています。

そして、この評価結果と整合的な核燃料デブリおよび堆積物の様相について、現段階では、得られている知見は限定的であり、様々な可能性について幅広に検討していく必要があるとしつつ、「堆積物全体が燃料デブリである可能性が浮上」とも記述しています。



ROV-Eの調査ポイントと調査順序

小目次に戻る

出典： 2023年2月22日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第111回)資料「1号機 PCV内部調査（後半）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/02/02/3-3-2.pdf

概要に戻る

p　1号機ペデスタル内部ROV-A2調査結果によるペデスタル耐震性評価の見直し

1号機原子炉格納容器（以下、PCV）内部で原子炉圧力容器（以下、RPV）を支えている鉄筋コンクリート製の土台（以下、ペデスタル）の耐震性について、東京電力は従来、「過去IRID（筆者注：技術研究組合 国際廃炉研究開発機構）で実施した耐震性評価より、ペデスタルが一部欠損していても重大なリスクはないと評価して」きました。

しかし、2023年3月28日～31日に行われたROV-A2による1号機ペデスタル内部の映像調査により、ペデスタル内部のほぼ全周にわたって、PCV底面から約1 mの高さまでコンクリートが消失し鉄筋がむき出しになっている状態であることが明らかになりました。

ROV-A~E参照　ROV⇒用語解説

この結果を受け東京電力は、ペデスタルの健全性について「現時点の情報は部分的なものであるため、引き続き調査を継続し評価していく」と留保を加えました。

そして、4月14日に開催された原子力規制員会第107回特定原子力施設監視・評価検討会において、この問題が議論されました。

次ページ以下で、この会議で議論されたペデスタルの耐震性～地震発生時のPCVから環境への放射性物質の放出の可能性と対応策の内容をレポートします。

出典：2023年3月30日第112回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料「1号機 PCV内部調査（後半）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/03/03/3-3-2.pdf
2017年7月技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）「圧力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発平成28年度成果報告」59ページ
https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20160000_11.pdf
2023年4月14日 原子力規制員会第107回特定原子力施設監視・評価検討会
https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/140000148.html
2023年4月14日 原子力規制員会第107回特定原子力施設監視・評価検討会IRID/東京電力資料「1号機 原子炉格納容器内部調査の状況について」
https://www.nra.go.jp/data/000426855.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

まず、ROV-A2によって取得された1号機ペデスタル内部の映像等の一部を確認しておきましょう。

（調査範囲）



ドレンサンプピット⇒用語解説へ

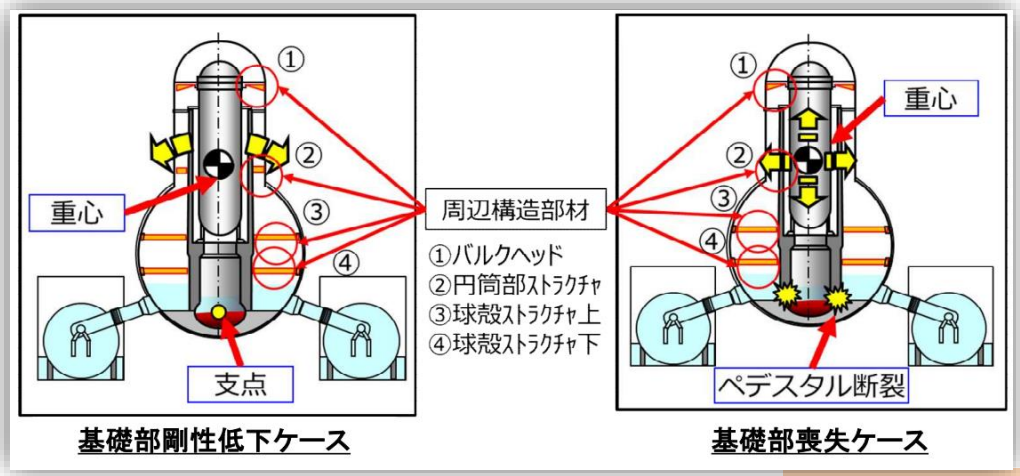
（パノラマ画像）



（開口部付近、インナースカート）



（周辺構造部材）



支持構造物に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

会議当初に東京電力が示したこの問題に関する見解の骨子は以下の通りです。

・ 現時点では、コンクリートが消失している部分でもペデスタルの縦鉄筋は大きな変形がなく当初の形状を維持し、製造・据え付け時の寸法が維持されていると推定される。

・ インナースカート（ペデスタル内の鉄筋の内側に設置されている、ペデスタルにかかる荷重をPCV底部に伝えるための鋼製の円筒形部材　前ページ下左画像）も確認されている。

・ 地震発生時のRPVの傾斜については、PCVからの周辺構造部材（前ページ下右画像）が支えるので限定的。

・ RPVの沈下については、これまでの地震に対しペデスタルの支持機能は維持されてきたし、確認されたインナースカートの存在によりPCV底部までの沈下は考えられない。（筆者注：2021年3月福島県沖地震は弾性設計用地震動Sd300【最大加速度300gal＝基準地震動の1/2】を上回っていた）

・ RPVの限定的な傾斜、沈下が起きたとしても、上部構造物接続配管取合部(PCVペネトレーション（以下，ペネ））は沈下に伴う接続配管の変位により影響を受ける可能性はあるが、沈下に伴う接続配管の変位によりペネ部の損傷は起こらずPCVからの放射性物質の環境への放出には至らない。

・ ペデスタル内、PCV底部の一部の燃料デブリの粉砕によるダスト飛散や、衝撃、振動による構造材に付着しているダストの舞い上がり等については、PCV内は湿潤環境となっているため、PCV内のダスト濃度の増加は限定的。

・ したがって、RPV等の傾斜・沈下が生じても、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考える。

小目次に戻る

しかし、このような評価を超えた事態が発生した場合を想定し、PCVの負圧管理（筆者注：現在は水素爆発予防のため常時窒素を封入し正圧で管理されている）、現在建設中の新大型原子炉建屋カバーによるPCVからの直接放出量の低減などによる対応を進める。

（次ページに続く）

出典： 2023年4月14日 原子力規制員会第107回特定原子力施設監視・評価検討会
https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/140000148.html

概要に戻る

前ページのような東京電力の見解に対し、委員長を含む複数の委員が東京電力に対し、以下のように取り組むことを求めました。

・ 今回調査結果から明らかになったコンクリート消失範囲を前提とし、外観的には健全に見える構造物についても調査結果に合わせて温度履歴等の前提条件を見直し、再評価すること。

・ RPVの支持機能が喪失すること（RPVの傾斜、沈下）を想定した、放射性物質の環境への放出の抑制策を検討すること。

第107回特定原子力施設監視・評価検討会としてのまとめは以下の通りです。

・ ペデスタルの耐震評価はその前提条件の妥当性の判断が困難であり、原子力規制庁としてはペデスタルの支持機能喪失に関する影響の考察と格納容器内部の閉じ込め機能維持方針を確認していく（原子力規制庁）

・ 耐震評価に当たっては、1号機の実際の条件を適用して行ってほしい（高坂オブザーバー）

※ この会議については下記URLのYou Tubeで会議映像が公開されています。4時間を超える会議でしたが、1号機ペデスタル内部ROV-A2調査に係る部分は3時間12分目ごろから約1時間です。内容の重要性から、また本レポートの内容を確認、補完する意味でもご覧になることをお勧めします。

https://www.youtube.com/watch?v=228aEzCwRps

出典： 2023年4月14日 原子力規制員会第107回特定原子力施設監視・評価検討会
https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/140000148.html

小目次に戻る
概要に戻る

q　1号機原子炉格納容器 ペデスタル下部コンクリート全周消失確認を踏まえた対応

前ページでレポートした、この問題に対する第107回特定原子力施設監視・評価検討会の東京電力への要求、

・　今回調査結果から明らかになったコンクリート消失範囲を前提とし、外観的には健全に見える構造物についても調査結果に合わせて温度履歴等の前提条件を見直し、原子炉格納容器（以下、PCV）の耐震性を再評価すること。

・　RPVの支持機能が喪失すること（RPVの傾斜、沈下）を想定した、放射性物質の環境への放出の抑制策を検討すること。

に対し、東京電力は、地震時に、これまでのペデスタル強度評価結果等から、地震により、PCVが大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定しているとする一方、

・原子炉圧力容器（以下、RPV）支持構造物が座屈

・接続配管等を引っ張りながらRPVが沈下

・その結果PCVに大きな穴が開いた（正圧時に圧力が立たない状況）

場合の環境への影響について、事故時の基準5 mSv/事象を下回ることから、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと推定しています。

一方で、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えているが、万が一の事態に備え今後の方策(閉じ込め強化、機動的対応)を検討しているということです。

ダスト発生シナリオと敷地境界での実効線量

ケース		A-0	A-1	B
ダスト発生シナリオ	事象	RPV支持構造物が**座屈**。 **接続配管等を引っ張り**ながらRPVが**沈下**。 PCVに**大開口**が発生。		
	発生モード	**構造物の表面汚染物**が、**表面湿潤状態**で**こすられて剥離**。	**構造物の表面汚染物**が、**表面乾燥状態**で**こすられて剥離。**	**RPVに残存・付着した燃料デブリ**が、**乾燥状態**で**振動により浮遊**。
	発生対象	なし。 （PCV内は湿潤環境となっているため、PCV内のダスト濃度の増加は限定的）	1号機AWJ最大ダスト濃度を記録した汚染表面の比例倍。 (RPV外表面積で剥離すると仮定)	燃料デブリ11.2ton ※ （燃料の全てが粉状と仮定）
実効線量		極めて軽微	約0.03mSv/事象	約0.04mSv/事象

小目次に戻る

出典：2023年6月29日第115回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料「1号機 ペデスタルの状況を踏まえた対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/06/06/3-3-3.pdf

概要に戻る

q’ 1号機原子炉圧力容器ペデスタル下部コンクリート全周消失確認を踏まえ

震度6弱の地震を想定した対応

表題の事態を受け、原子力規制員会は東京電力に対し、2023年6月5日の第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合において、地震時の圧力容器支持機能の喪失→格納容器の大規模損傷→放射性ダストの環境への放出の可能性を指摘し、再評価と対策を求めました（下引用表の「指摘事項」がこれに当たります）。

（次ページに続く）

No.	実施日	指摘事項	回答内容
1	2023.6.5 技術会合	被ばく評価について、過去の調査でＰＣＶ内の汚染度合いとして、α核種による汚染も確認されたデータがあるので、これまでに認められた事実に基づき評価すること。	本資料「1.」で説明。
2	2023.6.5 技術会合	大型カバーでどの程度直接放出量を低減ができるのかを示すこと。	本資料「3.」で説明。
3	2023.6.5 技術会合	RPVペデスタル支持機能低下における機動的対応で示された「影響の緩和措置」は、具体的に何をどのくらいの時間で行うのか整理すること。	本資料「2.」で説明。
4	2023.6.5 技術会合	万が一のRPV等の傾斜・沈下によるダスト飛散に対する影響緩和策として、最も有効であると思われる、窒素封入の停止について、今後以下を示すこと。 ・窒素封入を停止するトリガーとなる事象。 ・窒素封入停止をする時間、窒素封入停止後ダスト濃度の低下を確認し、窒素封入を再開する手順等の対策の一連の具体的な流れ。 ・実施計画における運転上の制限（ＬＣＯ）との関係の整理。	本資料「2.」で説明。
5	2023.6.5 技術会合	次回以降、ペデスタルの支持機能が失われた場合のＲＰＶ、ＰＣＶの構造上への影響を技術会合で議論するので検討を進めること。	準備ができた検討結果について７月頃より順次説明。
6	2023.6.5 技術会合	閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（試験の優先度、タイミング）について、1号機の優先度は高く、試験のタイミングはなるべく早くすべき。引き続き、試験の時期・意義について検討すること。	本資料「4.」で説明。
7	2023.6.5 技術会合	ＰＣＶの鋼材に対する腐食の進展の影響について、局所的な腐食の懸念を次回以降の会合で具体的な説明をすること。	本資料「5.」で説明。

PCV、RPVの構造への影響に戻る

出典：2023年7月27日第116回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料「1号機 ペデスタルの状況を踏まえた対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-7.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　東京電力資料
「「PCVの閉じ込め機能の維持に関する論点」に係る説明概要について」
https://www.nra.go.jp/data/000434411.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　東京電力資料
「PCVの閉じ込め機能強化に関する検討状況について（PCV内の水素爆発）」
https://www.nra.go.jp/data/000434412.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　議事録
https://www.nra.go.jp/data/000442728.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

これに対し東京電力は、7月11日の第12回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合において、

1. ダスト飛散による影響の追加評価
    1-1 放出される核種を追加した場合の影響評価
2. ダスト放出抑制対策の検討
    2-1 ペデスタル支持機能低下時の対応の整理
    2-2 窒素封入停止策の検討状況
3. 大型カバーによるダスト放出抑制効果
4. 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況
5. PCV内の局所的な腐食の懸念

という章を立て回答を試みています。

今回のレポートでは、上の章立てに沿ってその内容を報告します。なお筆者の理解力を超える内容も少なくないので、その場合は筆者が理解できた範囲で解説を試み、それができない場合は東京電力の回答内容そのものの引用（明朝体で示します）で対応することをお断りしておきます。

（次ページに続く）

出典：2023年7月27日第116回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料「1号機 ペデスタルの状況を踏まえた対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-7.pdf
2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　東京電力資料
「「PCVの閉じ込め機能の維持に関する論点」に係る説明概要について」
https://www.nra.go.jp/data/000434411.pdf
2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　東京電力資料
「PCVの閉じ込め機能強化に関する検討状況について（PCV内の水素爆発）」
https://www.nra.go.jp/data/000434412.pdf
2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　議事録
https://www.nra.go.jp/data/000442728.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

q’’ 1、東京電力は、放出される核種を追加した場合のダスト飛散による影響について以下のように推定しています。

なお、東京電力が設定した推定の前提条件、核種別の推定等については下記出典1をご参照ください。

第10回技術会合で示したケースA-1（RPV支持構造物が座屈。接続配管等を引っ張りながらRPVが沈下。PCVに大開口が発生、構造物の表面汚染物が表面乾燥状態でこすられて剥離）では、1号機AWJ時にダストモニタにてα核種が検出されなかった実績より、Cs汚染を想定して敷地境界での実効線量を評価。**その結果、**

・過去のPCV内部調査等で回収された試料からα核種が確認されていることを踏まえ、ケースA-1から更に想像を広げ、構造物の表面汚染物にもα核種が含まれ、放出されることを想定したケーススタディを実施。

・本想定を追加しても事故時の基準5 mSv/事象を下回ることから、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考える。

（次ページに続く）

ダスト汚染の想定と敷地境界での実効線量

ケース	前回	今回	
	A-1	A-1a	A-1b
ダスト発生対象	RPV外表面積で剥離すると仮定		
ダスト汚染の想定	Cs汚染	Cs汚染＋全α検出限界濃度※1より設定したα汚染	Cs汚染＋試料分析結果※2より設定したα汚染
実効線量	約0.03mSv/事象	約0.03mSv/事象	約0.03mSv/事象
（α核種の寄与）	（－）	（約0.00009mSv/事象）	（約0.00008mSv/事象）

出典：2023年7月27日第116回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料「1号機 ペデスタルの状況を踏まえた対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-7.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　東京電力資料
「「PCVの閉じ込め機能の維持に関する論点」に係る説明概要について」
https://www.nra.go.jp/data/000434411.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　東京電力資料
「PCVの閉じ込め機能強化に関する検討状況について（PCV内の水素爆発）」
https://www.nra.go.jp/data/000434412.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　議事録
https://www.nra.go.jp/data/000442728.pdf

PCV、RPVの構造への影響に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

2. ダスト放出抑制対策

また東京電力は、地震等によりペデスタルの支持機能が喪失し、原子炉格納容器（以下、PCV）内で原子炉圧力容器（以下、RPV）が落下し、PCVに大きな損傷が生じた場合においても、前ページ引用のとおり、

周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えている。

しかし、

更なる安全上の措置として、**PCVの閉じ込め機能の喪失が継続した場合を含め**、機動的対応やPCV閉じ込め機能の強化の検討を進めている

として下表を示しています。

（次ページに続く）

機能喪失状態が継続した場合に考えられる影響の特徴と対応の優先順位

事象発生	喪失機能	機能喪失の想定	喪失状態が継続した場合に考えられる影響の特徴	対応の効果的なタイミング	対応の優先順位
ペデスタル支持機能低下	放出抑制	ダスト発生 管理放出喪失	事象発生直後にダスト放出リスクが大きく、時間経過に従ってリスクは低下する。	事象発生**初期**	①
	冷却	注水不良 冷却不足	事象発生後に直ちに影響が生じるものではない。 長時間機能喪失状態が継続したときに、温度やダスト濃度が上昇する可能性がある。 （無注水でも1℃/5日程度の上昇（１号機））	事象発生後、**長時間喪失状態が続く場合**	② （湿潤化によってダストが浮遊しづらくなる効果があるため、準備が整い次第復旧することが望ましい）
	不活性雰囲気維持	窒素封入配管損傷（閉塞・狭窄）	事象発生後に直ちに影響が生じるものではない。 長時間機能喪失状態が継続したときに、水素濃度が上昇する可能性がある。 （PCV内水素濃度2.5%上昇まで90日）	事象発生後、**長時間喪失状態が続く場合** ただし、ダスト濃度が低下する前に窒素封入を再開することは、ダスト放出リスク低減と相反することに留意	③ （ただし、ダスト濃度が十分低下するまでは窒素封入再開待機）

出典：2023年7月27日第116回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料「1号機 ペデスタルの状況を踏まえた対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-7.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　東京電力資料
「「PCVの閉じ込め機能の維持に関する論点」に係る説明概要について」
https://www.nra.go.jp/data/000434411.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　東京電力資料
「PCVの閉じ込め機能強化に関する検討状況について（PCV内の水素爆発）」
https://www.nra.go.jp/data/000434412.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　議事録
https://www.nra.go.jp/data/000442728.pdf

PCV、RPVの構造への影響に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

原子炉格納容器（以下、PCV）の損傷時にPCVから環境への放射性ダストの放出を抑制するためには、PCV内部の気圧を大気圧より低く（以下、負圧）保つことが重要になります。

一方、現在1号機～3号機のPCVは窒素封入装置により窒素ガスを封入し、内部の空気をフィルターのついたガス管理設備で排出し、両者のバランスを調整することで大気圧より高い気圧（以下、正圧）を保ち、大気中の水素や酸素の流入を抑制し水素爆発を予防しています。

しかしPCVが大きな損傷を受けるるような地震（出典1によると深度6弱を想定しているようです）時等には窒素封入装置やガス管理設備が機能しなくなる可能性があります。このような場合に、PCV内部の気圧をどのような方法によってどのような状態に保てるかということが重要になります。

正圧が継続すれば放射性ダストの環境への放出を抑制することが難しく、負圧が継続すれば大気中の水素や酸素がPCV内に流入し水素爆発の可能性が増し、また後述のようにPCV内の局所的な腐食が進行するとみられています。

下記出典1によると、東京電力はこの課題については検討中のようです。

3、原子炉建屋新大型カバー（以下、大型カバー）の再設置完了時のダスト放出抑制効果

ここで、放射性ダストの放出を抑制する機能が期待されるのが、使用済み核燃料（以下、燃料）の燃料プールからの取り出し（準備）時の放射性ダストの環境への放出抑制を目的として、1号機に建設中の大型カバーです。東京電力は、大型カバーはその目的から、可能な限り隙間が少ない構造になっているとしています。

（次ページに続く）

出典：2023年7月27日第116回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料「1号機 ペデスタルの状況を踏まえた対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-7.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　東京電力資料
「「PCVの閉じ込め機能の維持に関する論点」に係る説明概要について」
https://www.nra.go.jp/data/000434411.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　東京電力資料
「PCVの閉じ込め機能強化に関する検討状況について（PCV内の水素爆発）」
https://www.nra.go.jp/data/000434412.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　議事録
https://www.nra.go.jp/data/000442728.pdf

PCV、RPVの構造への影響に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

3. 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況

また東京電力は、

① ペデスタル損傷を踏まえ、現状でダスト抑制操作に必要なデータの採取

② 将来(PCV水位低下後)の差流量管理運用に向けたデータ確認

を目的とした下表のような試験計画を打ち出しました。ご覧の通りどのような試験をどのような手順で行うかということもこれから検討するという段階のようです。

また1号機では、原子炉格納容器（以下、PCV）の耐震性向上としてPCV水位を低下させるため 参照 、S/C内包水のサンプリングの準備作業を開始しています。 参照

この水位低下計画により、水位が底部より約1.5 mという推定損傷＝漏えい個所を下回ると原子炉格納容器内の気圧は長時間負圧を保つことはできず、閉じ込め機能強化に向けた差流量管理試験(均圧・負圧)を実施することはできません。

水位低下計画の最新のスケジュールはについては、こちらの 資料 をご覧ください。

閉じ込め機能強化に向けた試験と水位低下計画との早急な調整が急がれます。

（次ページに続く）

PCV、RPVの構造への影響に戻る

○1号PCV閉じ込め機能強化試験　工程

号機	実施内容	2023年 6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	2024年 1月	2月	・・・・・
1号機	試験内容・手順検討、試験前準備（保安運営委員会、PTW作成、仮設計器設置等）	■	■	■	■	■	■	■			
	試験実施（PCV水位低下前）					■	■	■			
	試験結果整理							■	■	■	
	PCV水位低下								■	■	■
	試験実施（PCV水位低下後）										■

検討中
（他関連作業の進捗により、変更可能性あり）

出典：2023年7月27日第116回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料「1号機 ペデスタルの状況を踏まえた対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-7.pdf

小目次に戻る

概要に戻る

3’閉じ込め機能強化に向けた試験結果の速報

1号機では、原子炉格納容器（以下、PCV）内の原子炉圧力容器土台（ペデスタル）のコンクリート消失が確認されています。11月、この事態に対し原子力規制委員会等から求められていた、地震によるPCV損傷時の放射性物質の閉じ込め機能強化に向けた、窒素封入量および排気風量の差流量管理試験が下記の概要で実施されました。

（次ページに続く）

試験の概要（２）

TEPCO

- STEP1：給排気流量が多い状態でPCV給排気流量差を変更（窒素封入量≒排気量、又は窒素封入量＜排気量）しプラントパラメータ変化を確認
- STEP2：給排気流量が少ない状態でPCV給排気流量差を変更（窒素封入量≒排気量、又は窒素封入量＜排気量）しプラントパラメータ変化を確認
- STEP3：窒素封入を停止した状態でプラントパラメータ変化を確認

STEP	ライン	窒素封入量	合計窒素封入量	排気量	流量差	PCV圧力
通常時	RVH	約16.5Nm³/h	約32Nm³/h	約18Nm³/h	約14Nm³/h	約+0.3kPa
	JP	約14.5Nm³/h				
	S/C	約1Nm³/h				
STEP1	RVH	約9.5Nm³/h	約25Nm³/h	約23Nm³/h	約2Nm³/h	約-0.8kPa
	JP	約14.5Nm³/h				
	S/C	約1Nm³/h				
STEP2	RVH	約8.5Nm³/h	約24Nm³/h ※STEP1を踏まえPCV圧力を均圧にするため、窒素を増量	約17Nm³/h	約7Nm³/h	約-0.3kPa
	JP	約14.5Nm³/h				
	S/C	約1Nm³/h				
STEP3	RVH	0Nm³/h	0Nm³/h	約18Nm³/h	約18Nm³/h	約-1.2kPa ※終了時の圧力
	JP	0Nm³/h				
	S/C	0Nm³/h				

出典：2023年11月30日第120回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料
「１号機PCV閉じ込め機能強化に向けた試験の結果（速報）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/11/11/3-5-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

3”1号機閉じ込め機能強化に向けた試験結果の謎についての東京電力の推定

東京電力は、この試験結果について下記の事項が確認されたとしています.。

① PCV給排気流量の変更を行うことでPCVが負圧になることを確認（筆者注：通常はわずかに正圧）

② 封入量に対し排気量が少ない状態においてもPCV圧力が負圧になる

③ 給排気流量バランスを変更すると、一部のPCV/RPV温度計の指示値が変化し、その中で局所的に上昇率が大きいものがある

④ 窒素封入停止時においては、酸素濃度の上昇が顕著

1号機原子炉格納容器（以下、PCV）の通常時の窒素封入量、排気量、PCV圧力は、前ページ表＜通常時＞のとおり、おおむね、32 Nm^3/h、18 Nm^3/h、+0.3 kPaですから、PCV内の気体は普段どこかでアウトリークしている（PCVの外に漏れ出ている）ことになります。

東京電力確認①は、どうPCV給排気流量の変更するかによりPCVは正圧にもなり負圧にもなりうるので、筆者には何も言っていないのと同じような気がします。

②については、2月19日の第111回特定原子力施設監視・評価検討会において、封入量＞排気量でなぜPCVが負圧になるのかという委員の質問に対して、東京電力は、窒素がPCVに届く前にどこかで漏れているのではないかという推定を初めて示しています。

④も当然のことで何事かを語っているものではないと思います。

一方、この試験の目的は、地震によりPCVの損傷が拡大した場合、PCV内を負圧に保ち、放射性物質の環境への漏えいを抑制することと、その状態でPCV中の酸素濃度を抑制することのバランスをいかにしてとるかということだと思いますので、速報段階ではこの確認でいいのかもしれません。

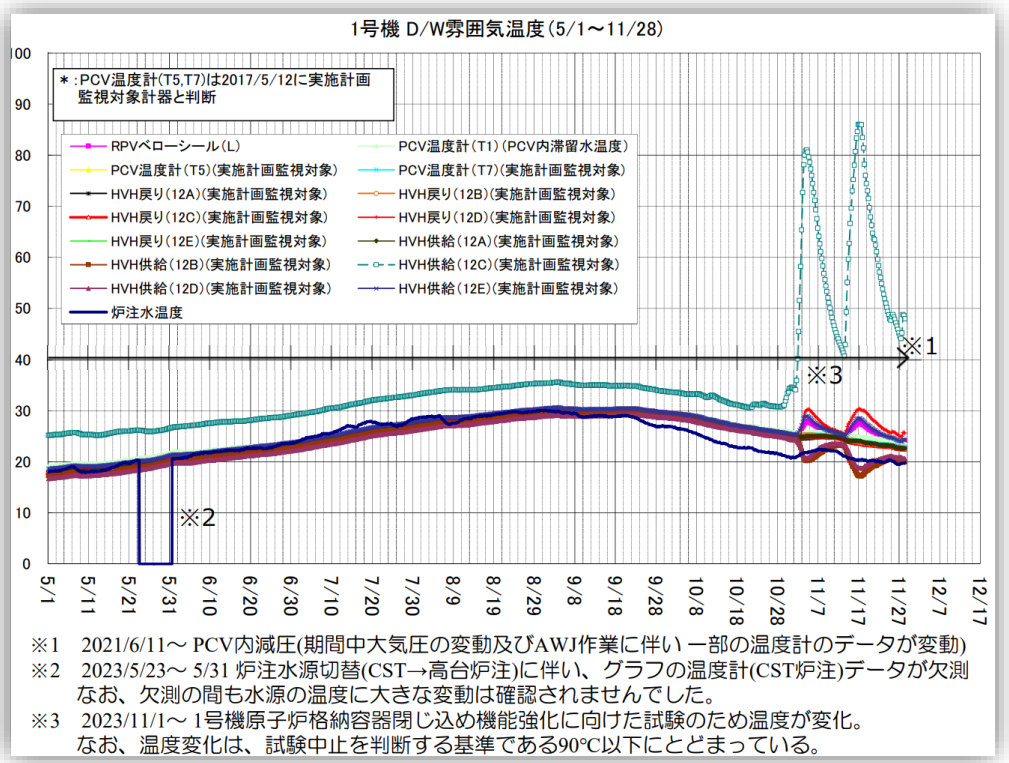
おそらくこの資料等は、この試験の実施を求めた原子力規制委員会の次回（おそらく2024年2月開催）の特定原子力施設監視・評価検討会に提出されると思うので、そこでの東京電力によるこの資料の解説および他の検討会メンバーによる評価を改めてレポートしたいと思います。

③については、次ページのの引用グラフをご覧ください。

（次ページに続く）

出典：2023年10月30日第120回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料
「１号機PCV閉じ込め機能強化に向けた試験の結果（速報）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/11/11/3-5-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る



※1　2021/6/11～ PCV内減圧(期間中大気圧の変動及びAWJ作業に伴い 一部の温度計のデータが変動)
※2　2023/5/23～ 5/31 炉注水源切替(CST→高台炉注)に伴い、グラフの温度計(CST炉注)データが欠測
なお、欠測の間も水源の温度に大きな変動は確認されませんでした。
※3　2023/11/1～ 1号機原子炉格納容器閉じ込め機能強化に向けた試験のため温度が変化。
なお、温度変化は、試験中止を判断する基準である90℃以下にとどまっている。

HVH-12C給気ライン（TE-1625H）という温度計の指示値（緑色）が窒素封入量の低減によって90℃近くまで大きく上昇していることが分かります。この上昇が試験中止判断基準に達する見込みとなったため本試験は計画より早期に終了しています。

東京電力はこの温度の上昇について、

□ PCV温度上昇要因については、CRD ⇒用語解説 配管周辺の温度計に上昇が見られていることから、CRD配管近傍に熱源が存在していると推定

□ 封入窒素と排気の差が減少すると、PCV気相部からのリークが減少しCRD配管付近を通過する気体量も減少し、当該温度計付近の温度が上昇すると推定

しています。

出典：2023年10月30日第120回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料
「１号機PCV閉じ込め機能強化に向けた試験の結果（速報）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/11/11/3-5-2.pdf
2023年10月30日第120回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料「プラント関連パラメータ」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/11/11/1-1.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4. PCV内の局所的な腐食の懸念

前々ページで見た通り、原子炉格納容器（以下、PCV）の損傷時にPCVから環境への放射性ダストの放出を抑制するためには、PCV内部の気圧を大気圧より低く（以下、負圧）保つことが重要になるわけですが、負圧継続時には水素爆発の可能性が増すほか、

酸素濃度上昇が長期間継続する場合、全酸素濃度の上昇により、全面腐食以外の不均一（局所的な）腐食の懸念を否定できない

としています。そして、

そのため、PCV閉じ込め強化に向けた差流量管理試験時のPCV関連パラメータ（圧力、温度、酸素濃度等）を確認したうえで、ダスト濃度上昇リスクがない状態では、酸素濃度を極力抑える運用を検討した上で対応する。

としています。

なお、下記出典2は、6月5日の原子力規制委員会第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合に東京電力が提出したPCVの閉じ込め機能の維持に関する論点を整理した資料。出典3は、同じく東京電力が同会合に提出した、負圧時のPCV内の水素爆発の危険性を訴えた資料。出典4はこれらの資料をたたき台として検討した同会合の議事録。出典1が、同会合での検討結果をもとにした放射性ダストの放出抑制策を東京電力が、第12回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合に提出した資料という位置づけになります。

（次ページに続く）

出典：2023年7月27日第116回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料「1号機 ペデスタルの状況を踏まえた対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-7.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　東京電力資料
「「PCVの閉じ込め機能の維持に関する論点」に係る説明概要について」
https://www.nra.go.jp/data/000434411.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　東京電力資料
「PCVの閉じ込め機能強化に関する検討状況について（PCV内の水素爆発）」
https://www.nra.go.jp/data/000434412.pdf

2023年6月5日　原子力規制委員会　第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合　議事録
https://www.nra.go.jp/data/000442728.pdf

PCV、RPVの構造への影響に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

なお、ここまでの資料の中で、東京電力が繰り返し「これまでのペデスタル強度評価結果等から、大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定している」としているペデスタル強度評価とは、2016年度にIRID＝鹿島建設が行った「圧力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発」

https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20160000_11.pdf

です。

この評価で前提とされている原子炉圧力容器ペデスタルの燃料デブリによる劣化・損傷についての記述は、上記資料のシートNo.35に当たります。

この評価結果が、圧力容器ペデスタル下部コンクリート全周消失が確認された現在、どのくらいの妥当性を維持しているかどうか筆者には評価する能力がありません。読者それぞれがこの資料に当たり判断するよう望みます。

PCV、RPVの構造への影響に戻る

小目次に戻る

概要に戻る

出典：2023年7月27日第116回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料「1号機 ペデスタルの状況を踏まえた対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-7.pdf

q’’’　1号機原子炉圧力容器ペデスタル下部コンクリート全周消失確認を踏まえた震度6弱の地震を想定した対応（PCV、RPVの構造への影響）

2023年6月5日の原子力規制員会第10回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合が、原子炉圧力容器（以下、RPV）ペデスタル下部コンクリート全周消失が確認された1号機について、震度6弱の地震を想定した7つの事項への対応を求めました 参照 。

このうち地震時の放射性物質の閉じ込め機能、原子炉格納容器（以下、PCV）内の局所的な腐食の懸念についての東京電力のコメントは前ページまでレポートしたところです 参照 。

今回は、9月に東京電力が、震度6弱以上の地震のPCV、原子炉圧力容器（以下、RPV）の構造健全性への影響について明らかにした見解についてレポートします。

まず、地震時にPCV、RPVの支持機能となる構造物について図示しておきます。

（次ページに続く）

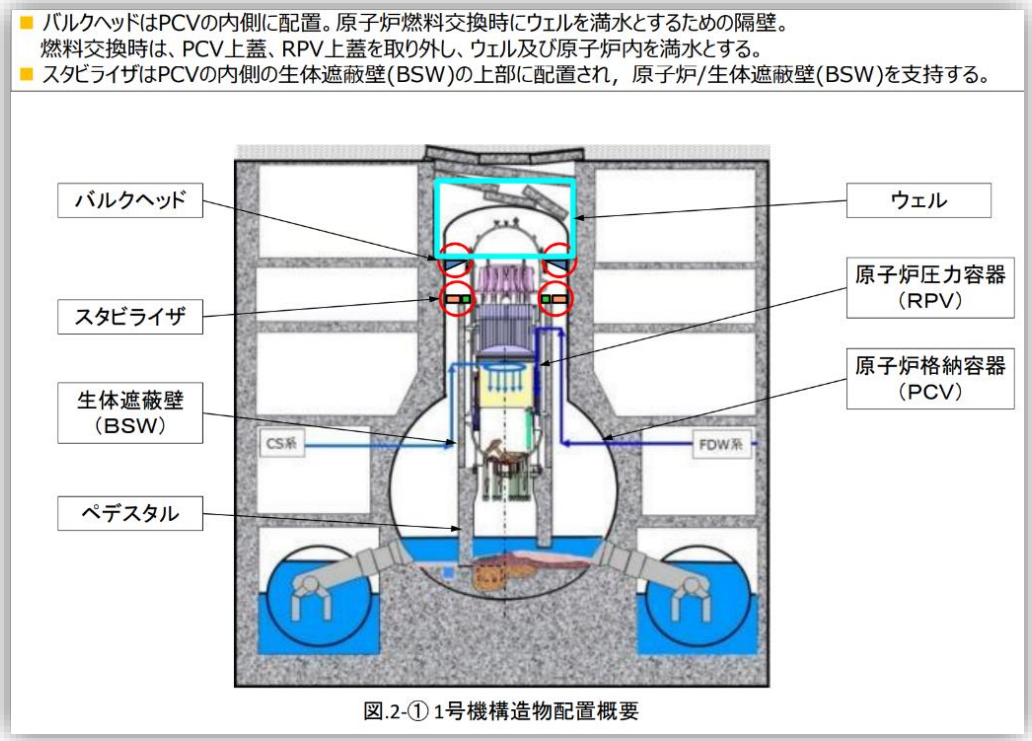
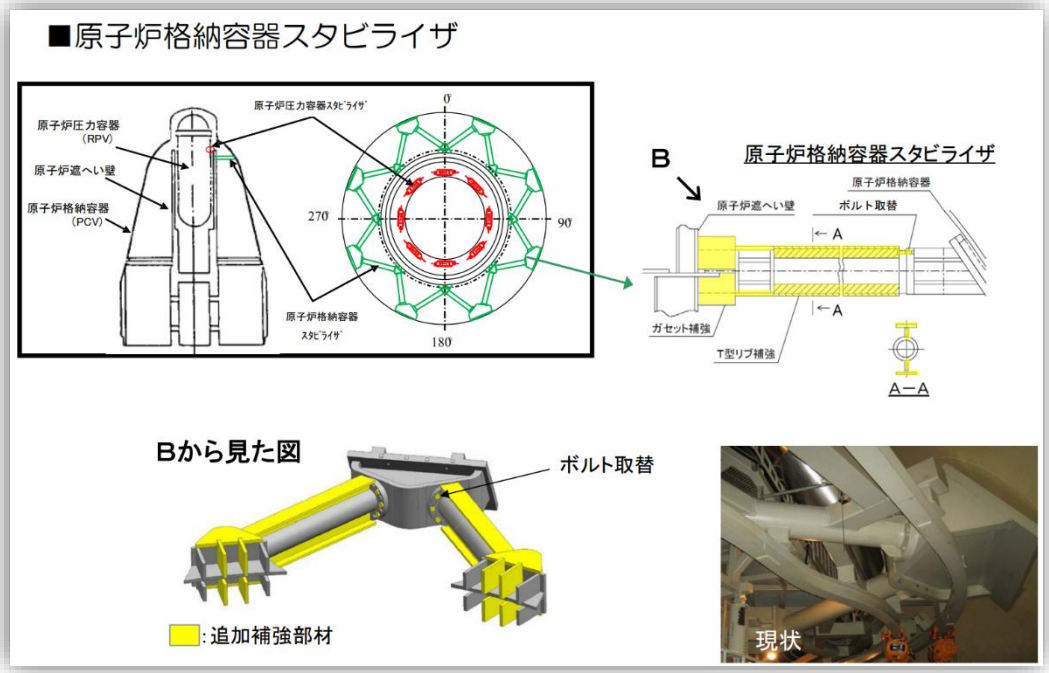
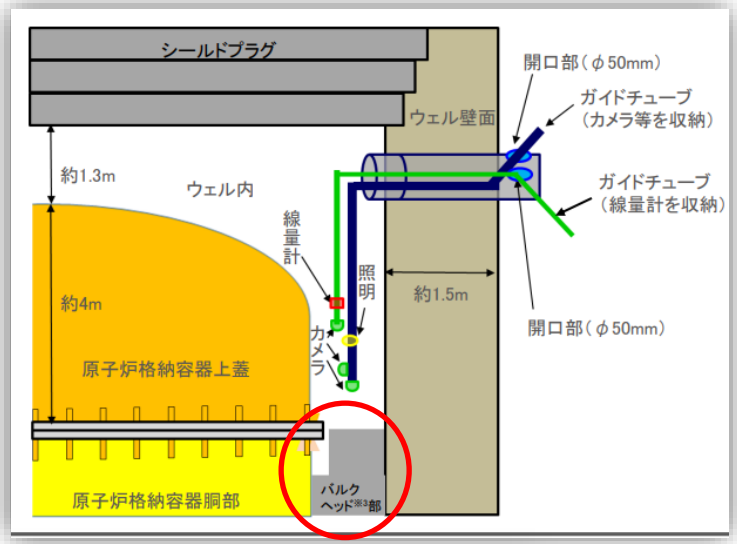


図.2-① 1号機構造物配置概要

小目次に戻る
概要に戻る

出典：2023年9月２８日第１１８回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料
「1号機 PCV内ペデスタルの状況を踏まえた対応状況（コメント回答）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/09/09/3-3-5.pdf







出典：2023年9月２８日第１１８回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機 PCV内ペデスタルの状況を踏まえた対応状況（コメント回答）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/09/09/3-3-5.pdf
2011年6月23日　東京電力資料「柏崎刈羽原子力発電所4号機原子炉圧力容器付属構造物の耐震許可工事について」
https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110623e.pdf
2021年7月28日　東京電力資料「福島第一原子力発電所におけるその他取組みとトラブルの対応状況について」
https://www.pref.fukushima.lg.jp/uploaded/attachment/463222.pdf
2021年6月24日　東京電力ホームページ写真集「福島第一原子力発電所　2号機原子炉ウェル内の様子」
https://photo.tepco.co.jp/date/2021/202106-j/210624-01j.html

小目次に戻る
概要に戻る

東京電力は地震時に原子炉格納容器（以下、PCV）、原子炉圧力容器(以下、RPV）の構造を支持する構造物として以下を列挙しています。

・インナースカート(垂直方向):ペデスタル内の鉄筋の内側に設置されており、ペデスタルにかかる荷重をPCV底部に伝えるための鋼製の円筒形部材 画像参照

・スタビライザ（水平方向）：PCVとRPVに各々8カ所（柏崎刈羽原発の例）設置されており、地震時の水平加重を原子炉建屋に伝達することにより、RPVを安定化させるための設備

・バルクヘッド（水平方向）：原子炉格納容器と壁面の間にある隔壁で床面の部分、原子炉ウェル内にある回廊

東京電力は、インナースカートの垂直方向の支持機能については、メルトダウン時の熱履歴を保守的に800℃と仮定した場合、Ss900の地震動(注)に対して、単体で十分な強度を有していると評価しています。

（注)2014年に策定された福島第一原子力発電所の検討用地震動（最大加速度 900 gal）。2006年に定められた、極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動である福島第一原子力発電所の基準地震動はSs600（最大加速度 600 gal）。

バルクヘッド及びスタビライザのメルトダウン時の熱履歴については、燃料デブリと接触した部材ではないためPCV内気相部温度相当と考えられるため、600℃程度であると仮定。

RPVスタビライザは、鉛直方向の熱伸びを吸収できる構造であり，事故時熱履歴を考慮しても，支持機能を維持している。

PCVスタビライザについては、メルトダウン時熱履歴により一部変形及び残留応力が残る状態と考えられるが、荷重を負担できる状態であり、一定の支持機能を有すると評価しています。

バルクヘッドについては、運転時・事故時に荷重を受けるものではないため事故時に損傷していないと仮定し、十分な強度を要すると評価。

（次ページに続く）

出典：2023年9月２８日第１１８回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料
「1号機 PCV内ペデスタルの状況を踏まえた対応状況（コメント回答）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/09/09/3-3-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

水平方向の強度については、Ss900相当地震時にペデスタル上部構造物による荷重がかかった際にも，スタビライザ・バルクヘッドで水平方向荷重を支持することができるため、ペデスタル上部構造物がPCVに衝突することはないと評価しています。
東京電力は、上記の支持構造物の強度評価を合わせ、以下のようにまとめています。

・1号機 PCV内部調査により，ペデスタル基礎部コンクリートが欠損していることが確認されたが，ペデスタルに埋設されるインナースカートは，Ss900相当の地震を仮定しても単体で十分な強度を有しており，**残存するペデスタルとインナースカート，スタビライザでペデスタル上部構造物を支持することが可能**。
・仮にスタビライザの支持機能が失われた場合にも，代替拘束部材であるバルクヘッドによりペデスタル上部構造物の地震時水平方向荷重を支持することが可能であり，**Ss900相当の地震を仮定しても，RPVを含むペデスタル上部構造物が転倒することはない。**

筆者にはこの東京電力によるまとめの妥当性について評価する能力がありません。
構造物の耐震健全性について詳しい読者は、出典に当たり、それぞれの構造物の設計強度、メルトダウン時の熱履歴、許容応力・Ss900相当地震時に発生する応力の計算結果からご判断ください。
そしてなんらかの評価をされた読者の方は、その評価の概要を福島第一原発WatcherのFacebookサイト
https://www.facebook.com/1fwatcher/
のコメント等でお教えいただけるとありがたいです。

出典：2023年9月２８日第１１８回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議東京電力資料
「1号機 PCV内ペデスタルの状況を踏まえた対応状況（コメント回答）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/09/09/3-3-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

ROV-A~E参照

ROV⇒用語解説

r　ROV-Bによる堆積物3Dマッピング調査結果からの考察

東京電力は、2023年3月4日から8日にかけて実施された、ROV-Bによる原子炉格納容器（以下、PCV）内部の堆積物3Dマッピング調査結果を以下のように明らかにしました。

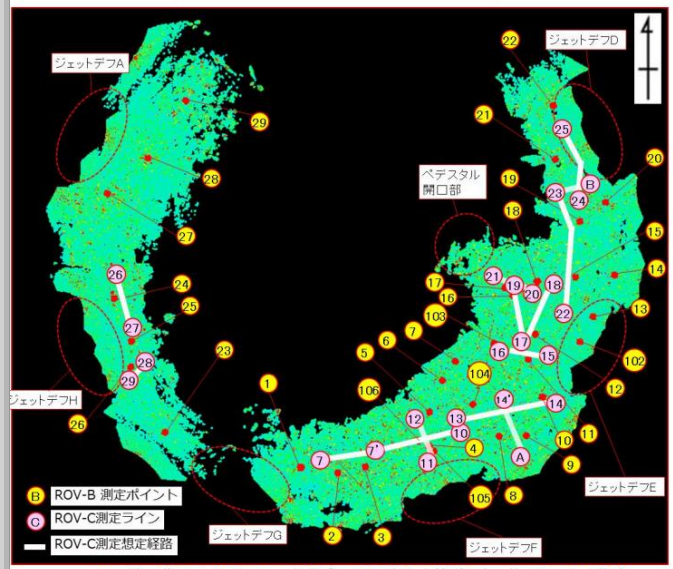
この調査では計34箇所の点群データを取得し、昨年6月のROV-Cによる堆積物厚さ測定結果 参照 と併せ、堆積物の高さに関して、より広範囲で連続したデータを得ることができたそうです。

そして、このデータについて以下のように考察しています。

・1号機PCVの底部では、粉状・泥状の堆積物は薄い

・ペデスタル開口部付近においては内部が空洞の棚状の堆積物が存在する

評価位置とROV-C測定ラインの関係



※PCV地下階平面図において，点群データを取得した箇所を赤，黄，緑の点で識別。
超音波の跳ね返りの強さにより識別される色が変化（赤>黄>緑）

堆積物高さの評価位置まとめ

評価No.	堆積物高さを評価した位置	ROV-C測定ライン	ROV-Bの堆積物高さ評価結果 (m)（最小～最大）	【参考】ROV-Cの堆積物高さ評価結果 (m)（最小～最大）
1	B24,B25,B26	C27-C26	約0.28～0.29	約0.30
2	B25,B26	C28-C29	約0.25～0.26	約0.20
3	B1,B2,B3	C7-C7'	約0.31～0.58	約0.30～0.60
4	B3,B4,B105,B106	C7'-C10	約0.59～0.84	約0.60～0.80
5	B4,B5,B105,B106	C11-C12	約0.75～0.86	約0.75～0.80
6	B4,B8,B9,B10,B105	C13-C14	約0.57～1.13	約0.50～1.05
7	B8,B9,B10	C14'-CA	約0.60～1.06	約0.60～0.95
8	B10,B11,B12,B103	C16-C15	約0.70～1.02	約0.60～1.10
9	B11,B12,B16,B17,B18,B103	C17-C19	約0.56～0.69	約0.55～0.70
10	B11,B15,B16,B18,B102,B103	C18-C17	約0.64～1.00	約0.60～1.00
11	B15,B16,B17,B18	C20-C21	約0.50～0.59	約0.50～0.55
12	B15,B18,B19,B20,B21	C23-C22	約0.50～1.04	約0.45～1.05
13	B19,B20,B21	C23-CB	約0.93～1.06	約0.90～0.95
14	B19,B20,B21,B22	C25-C24	約0.84～1.05	約0.80～1.00

出典：　2023年5月25日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第114回)資料「1号機 PCV内部調査（後半）について）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/05/05/3-3-2.pdf

小目次に戻る

概要に戻る

s　ROV-Eで取得した堆積物の分析について

東京電力は、1号機原子炉格納容器（以下、PCV）底部で、2023年1月～2月にROV-Eにより取得した堆積物のサンプリング容器の状態およびサンプルについて以下の通り報告しています。　ROV⇒用語解説　ROV-A~E参照

- γ線線量率については，今後のグローブボックスによる分取作業に影響を及ぼす値ではなかった
  ※グローブボックスでの分取作業における最大表面線量：150 mSv/h未満
- 堆積物の外観は，2017年に取得した堆積物のサンプルと類似していた
- 堆積物の量については必要な量を取得できたと考えており，構外での詳細分析は可能と判断
- サンプルはグローブボックスでの分取作業後，構外分析機関への輸送を計画しており，調査結果の評価には1年程度を計画

また、今後の取り扱いの方針については、下記のように明らかにしています。

- 取得した堆積物は，構外分析機関に輸送し詳細な分析を行う
- 堆積物はPCV内包水と同時に採取されているため、沈殿させ堆積物を分離し輸送物とする
- 上澄み液は構内分析施設において分析を予定
- 構外輸送は，法令基準（放射能量，線量等量率ならびに表面汚染密度）を満たすことを確認しA型輸送物として輸送する
- 構外分析機関においては，ICP-MS/AES分析（1 U，Zr（燃料成分）、Fe，Cr，Ni（鋼材成分）、Si，Ca，Al，Mg（コンクリート成分）等）やγ，αスペクトロメトリーによる放射線分析（Cs-134，Cs-137,125Sb、Eu-154、Co-60、Am-241、Pu-239 + Pu-240 、Cm-244等）により，サンプルに含まれる元素や核種の種類と量を把握する
- また，微粒子生成プロセスの検討により事故進展に関する情報を引き出すことを目的として、走査型電子顕微鏡（SEM）、透過型電子顕微鏡（TEM）による放射性微粒子の組織観察を行う

出典：　2023年6月29日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第115回)資料
「1号機 PCV内部調査について（ROV-E調査で取得した堆積物の分析）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/06/06/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

s　ROV-Eで取得した堆積物の分析について

東京電力は、1号機原子炉格納容器（以下、PCV）底部で、2023年1月～2月にROV-Eにより取得した堆積物のサンプルを、10・11月に茨城県内の4カ所の施設（MHI原子力研究開発株式会社、日本核燃料開発株式会社、JAEA大洗研究所、JAEA原子力科学研究所）に輸送し、分析を進めています。

ROV⇒用語解説　ROV-A~E参照

今回は、MHI原子力研究開発株式会社および日本核燃料開発株式会社による、光学顕微鏡およびSEM/EDS分析結果について下記明朝体部分のように明らかにしています。

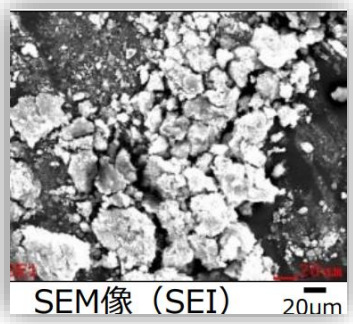
□ペデスタル開口部に最も近い位置から採取した試料についてSEM/EDS分析を実施。（現在、詳細に精査中）

□2017年にペデスタル開口部から離れた位置から採取した試料と概略は類似

- ➢ 鉄さび上にウラン含有粒子が点在していることを確認
- ➢ Si、Al、Mgを含む粒子が点在し、PCVのコンクリート、保温材等に由来する可能性がある。

注：SEM: Scanning Electron Microscope（走査型電子顕微鏡）電子顕微鏡の一種でサンプルに電子ビームをあて表面から放出される、または、反射した電子を測定することで、試料表面を観察するもの。EDSと合わせて用いることで試料表面の元素分布を取得することができる。

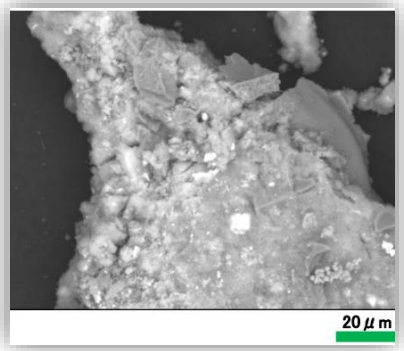
EDS: Energy Dispersive X-ray Spectroscopy（エネルギー分散型X線分光法）特性X線を用いてサンプル中の元素の濃度を測定する方法。同時に複数元素を測定可能。



（2017年サンプルSEM 画像）

（次ページに続く）

（今回サンプルSEM 画像）



小目次に戻る

出典：2023年12月21日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第121回)資料「1号機格納容器底部堆積物の分析状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/12/12/3-3-3.pdf

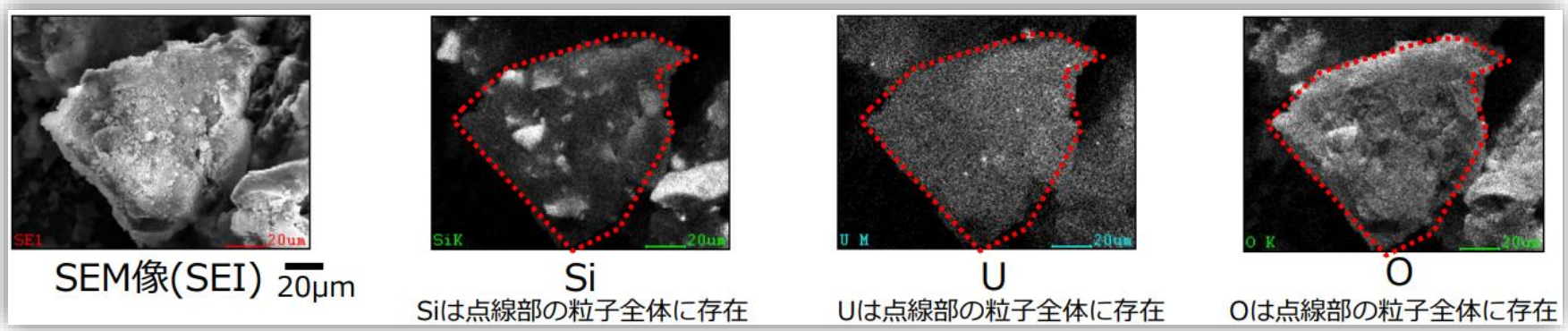
概要に戻る

□多くはないものの、Uを含有するSi含有粒子が存在

➢ 今後、TEM/EDS/電子線回折を進める予定。

➢ Si-O中のUの存在状態、結晶構造を確認し、粒子の経験温度の推定に活用。

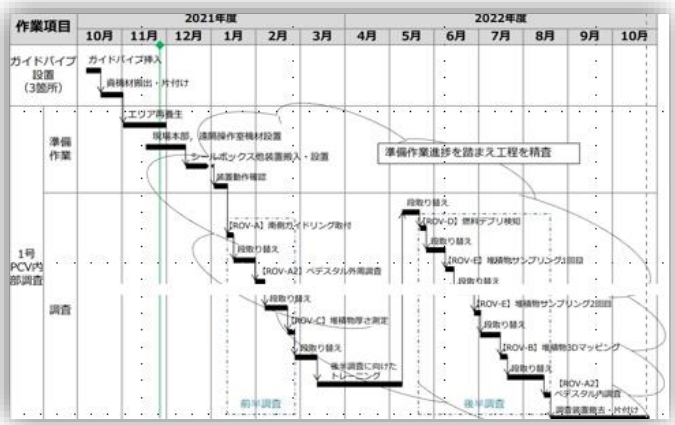
□他の採取位置、分析項目についても引き続き進める。(2023年度末目途)



小目次に戻る

出典： 2023年12月21日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第121回)資料「1号機格納容器底部堆積物の分析状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/12/12/3-3-3.pdf

概要に戻る

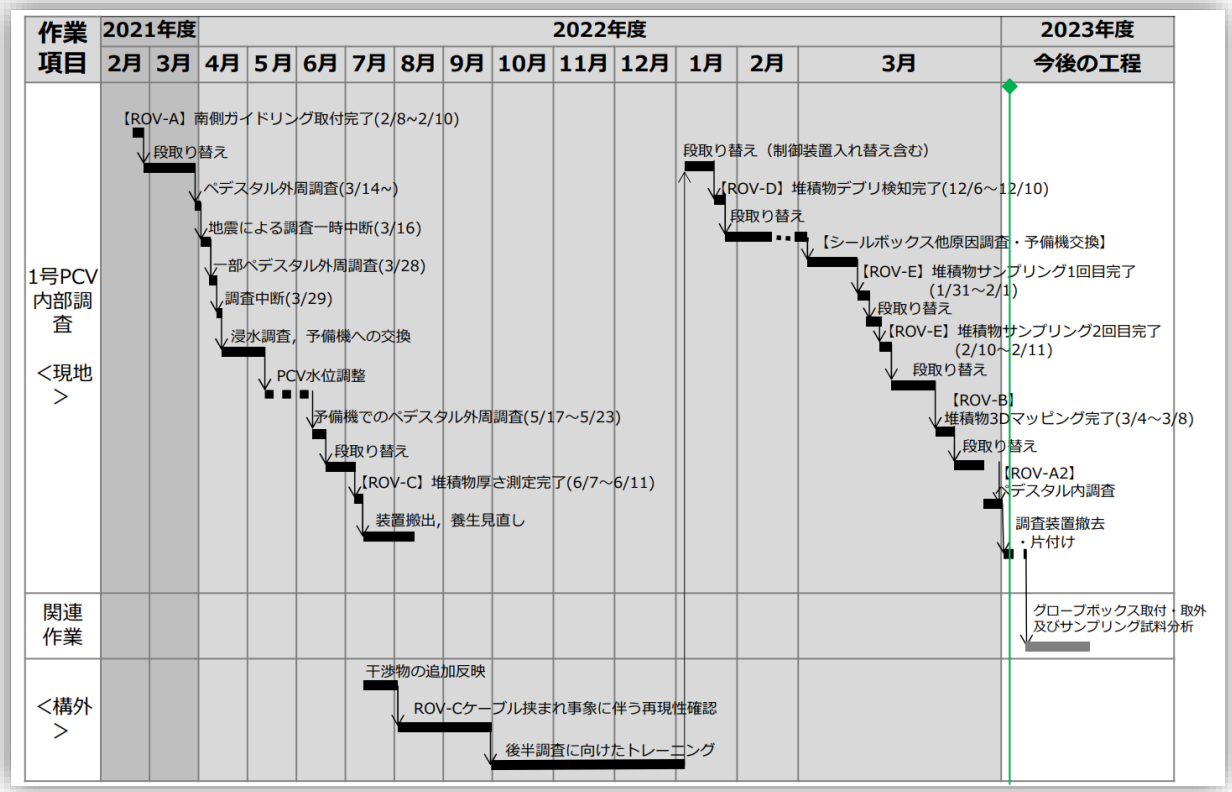


ROV-A~E参照

配置模式図に戻る

↑
2022年11月時点スケジュール

2023年4月更新スケジュール→



小目次に戻る

出典： 2021年11月25日第96回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1号機 PCV内部調査に向けた準備作業状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/11/96-3-4-2.pdf
2023年12月21日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第121回)資料「1号機格納容器底部堆積物の分析状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/12/12/3-3-3.pdf

概要に戻る

t 1号機PCV内部気中部の調査計画

1号機原子炉格納容器（以下、PCV）の地下階の状態については、2015年 参照 、2017年 参照 、2022～2023年 参照 に調査が実施され、PCV底部の温度・線量率、画像が取得されています。

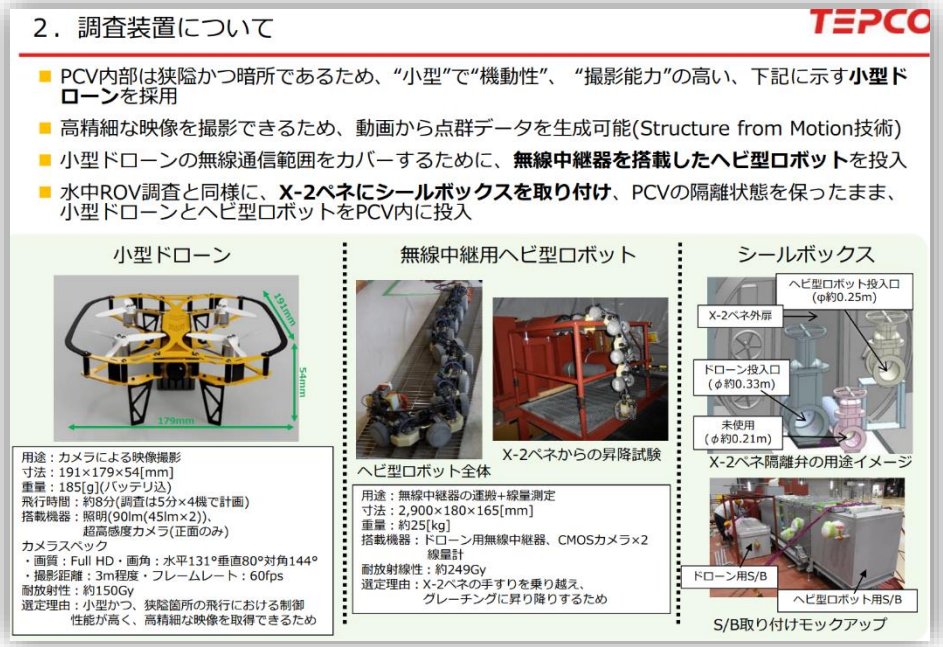
しかし、燃料デブリ取り出しに向けては、地下階の情報だけでなく、PCV全体の状況も把握する必要があります。

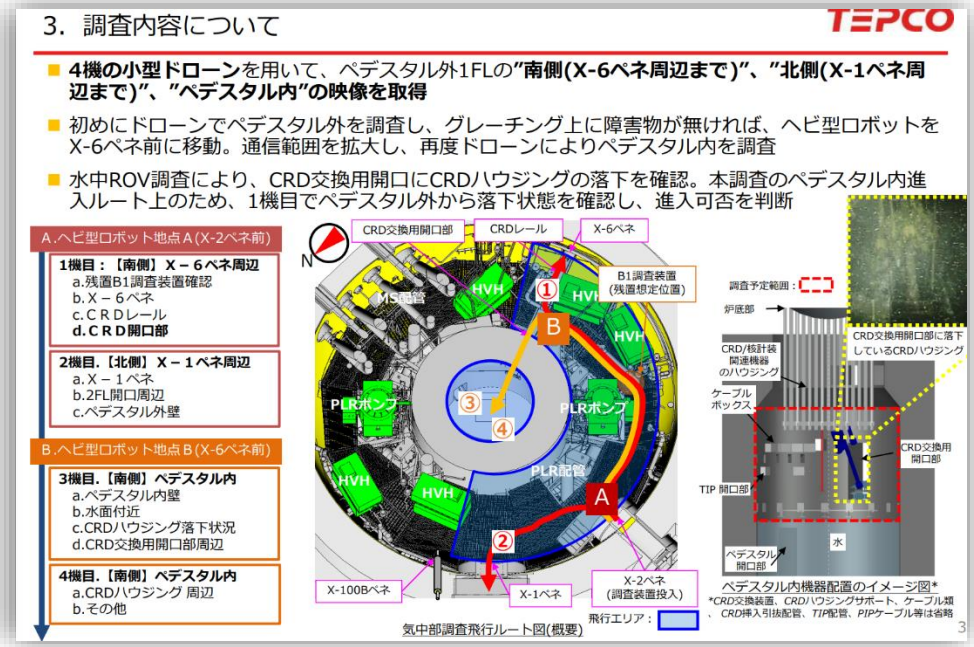
今回東京電力は、PCV内1FLエリアの調査を主とした、”1号機PCV内部気中部調査”計画を明らかにしました。

この調査では、4機の小型ドローンを用いて、ペデスタル外1FLの”南側(X-6ペネ周辺まで)”、”北側(X-1ペネ周辺まで)”および、水中ROV調査（2023年）で確認しきれなかった、ペデスタル内の原子炉圧力容器（以下、RPV）周辺についての映像の取得を目指すそうです。

次ページに、東京電力が示した調査時のリスクおよびその対応、調査結果の活用先、工程表、主な作業ステップを引用しておきます。さらに次々ページに調査ルートの画像を3枚引用しておきます。

小目次に戻る　（次ページに続く）





出典： 2024年2月25日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第122回)資料「1号機 PCV内部調査（気中部調査）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/01/01/3-3-2.pdf

概要に戻る

4. 調査時のリスク

TEPCO

- **機体のPCV内残置リスク**
  - 小型ドローンおよびヘビ型ロボットにおいては、放射線の影響や通信の途絶等により、PCV内への残置リスクはあるものの、**残置になった場合においてもPCV内の状態に影響を与えない**
- **映像取得不能(部分取得、不鮮明)**
  - 放射線ノイズや霧等の悪条件により、映像が不鮮明となる可能性があるが、映像撮影試験において**悪条件環境においても飛行可能であり、接近すれば対象を撮影可能な旨、確認済**
  - ドローンが墜落した場合、直接映像を採取不可となるが、**通信可能であればドローン内の映像をダウンロード可能であり、低画質ではあるが操作画面の映像は逐次保存**する
  - ヘビ型ロボットが移動不能になった場合や、CRD交換用開口が通り抜け不可だった場合は、ペデスタル内の映像が取得不可となるため、**調査時には初めにドローンで、ヘビ型ロボットの移動ルートおよび、CRD交換用開口の状態を事前に確認し、進入可否を判断する(水中ROV調査の映像からは通り抜け可能と評価)**
- **ダスト飛散リスク**
  - 通常、ドローン飛行はダスト飛散リスクが高いが、**今回使用するドローンは小型・軽量のため飛散は少量であり、PCV内は湿潤環境のため、ダスト飛散の影響は低い(調査中はダストモニタの監視を実施)**
- **PCV内気体の漏洩およびPCV内圧低下リスク**
  - シールボックスから、PCV内気体がリークするリスクがあるが、**M/U時や隔離弁開直前にも気密性試験を実施し、漏洩がないことを確認してから作業を実施する。**

5. 調査結果の活用例

TEPCO

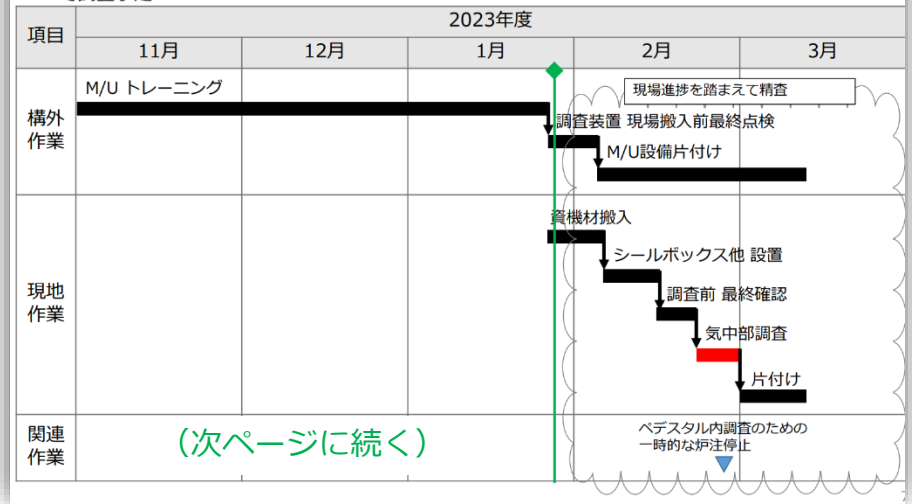
- 調査結果は**“燃料デブリ取り出し工法検討”、“今後のPCV/RPV内部調査検討”、“事故進展解析”**に活用

項目	取り出し工法検討	PCV/RPV内部調査	事故進展解析
X-1,6ペネの状態	取り出しアクセス口の検討	PCV内部調査アクセス口検討	—
CRDレールの状態	取り出しでの活用検討	PCV内部調査での活用検討	—
落下したCRDハウジングの状態	落下物の撤去、取り出し手順の検討	RPV内へのアクセス検討	RPV底部の損傷箇所推定
CRDハウジング周辺の状況	—	RPV内へのアクセス検討	RPV底部の損傷箇所推定
CRD交換用開口の状態	取り出しアクセス口の検討	ペデスタル内アクセス口検討	—
ペデスタル内水面付近	—	—	水位確認、流路の推定(水流がある場合)
ペデスタル内壁の状態	—	—	燃料デブリの移行状況(壁を伝った場合)
B1調査装置、2FL開口の状態	—	今後の内部調査方法検討(2FL調査等)	—

5. スケジュール

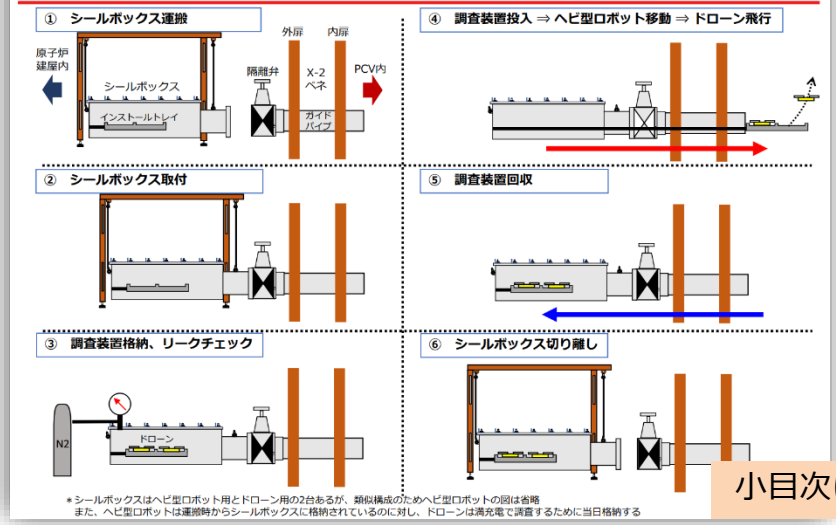
TEPCO

- 調査は2日間で計画しており、1日目に1,2機目(ペデスタル外)、2日目に3,4機目(ペデスタル内)で調査予定



3. 主な作業ステップ

TEPCO



出典： 2024年2月25日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第122回)資料「1号機 PCV内部調査（気中部調査）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/01/01/3-3-2.pdf

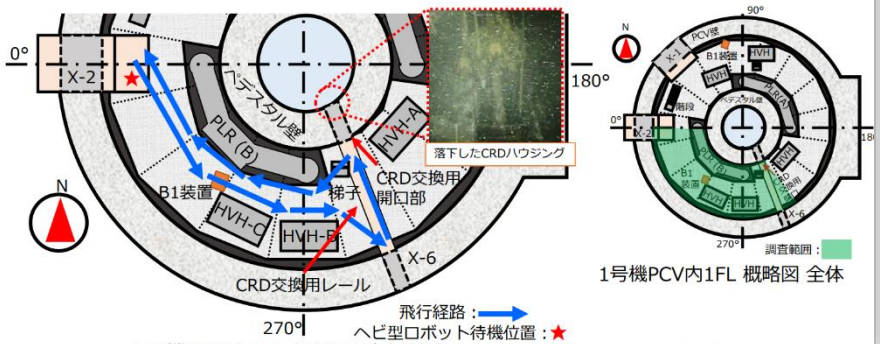
小目次に戻る
概要に戻る

（続報）

4-1. 調査ルートについて (ペデスタル外 南側)

TEPCO

- ペデスタル外南側の調査は1機目のドローンで実施
  - 調査対象：X-6ペネトレーション、CRD交換用開口部、CRD交換用レール、他既設設備の状態
  - ヘビ型ロボットはX-2ペネ前で無線中継を実施
  - ペデスタル内調査の際に、ヘビ型ロボットがCRD交換用レールの位置まで移動するため、動線上に障害物がないか確認(グレーチング上の落下物や、残置されているB1調査装置の状態等)
  - 水中ROV調査時で確認された、CRD交換用開口部付近の落下したCRDハウジングが、ペデスタル内調査の飛行経路上に存在するため、位置関係を確認し、ペデスタル内調査の実施可否を判断



1号機PCV内1FL 概略図 南側拡大

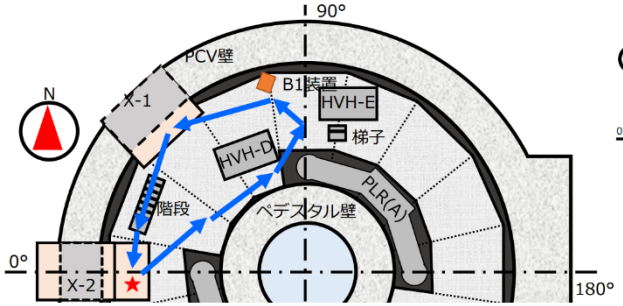
1号機PCV内1FL 概略図 全体

＊現場状況次第では飛行経路・調査対象を変更する可能性有

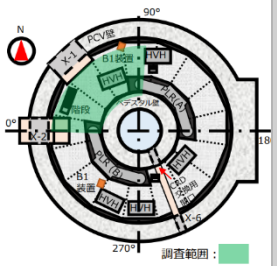
4-2. 調査ルートについて (ペデスタル外 北側)

TEPCO

- ペデスタル外北側の調査は2機目のドローンで実施
  - 調査対象：X-1ペネトレーション、階段、他既設設備の状態
  - ヘビ型ロボットはX-2ペネ前で無線中継を実施
  - 階段調査時は可能な限り上昇し、２FLにアクセス可能か確認
  - 1機目の調査でCRD交換用開口部を十分に調査できなかった場合は、本機で再度南側の調査を実施
    (3,4機目で実施する、ペデスタル内調査を実施可能とするため)



1号機PCV内1FL 概略図 北側拡大



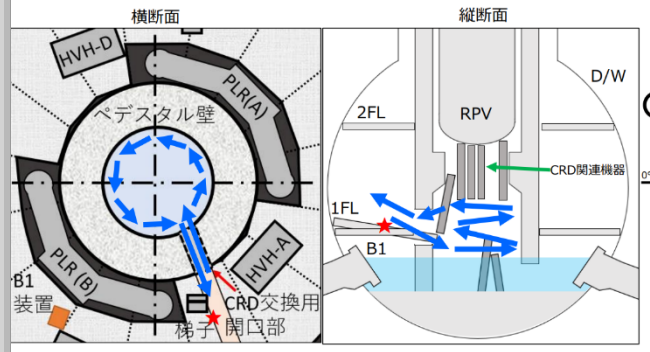
1号機PCV内1FL 概略図 全体

＊現場状況次第では飛行経路・調査対象を変更する可能性有

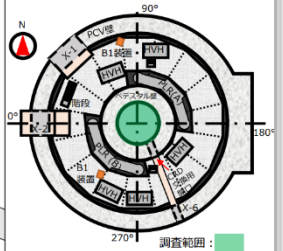
4-3. 調査ルートについて (ペデスタル内)

TEPCO

- ペデスタル内の調査は3,4機目のドローンで実施
  - 調査対象：ペデスタル内壁、ペデスタル内構造物、CRDハウジングの落下状況
  - ヘビ型ロボットはCRD交換用レール周辺で無線中継を実施
  - 3機目では可能な限りペデスタル内全体を撮影し、4機目では3機目で確認された特徴的な箇所について撮影
  - 可能な限り上部構造物についても撮影するが、ドローンのカメラは正面についているため、直上の撮影は不可



1号機PCV内1FL 概略図 ペデスタル内拡大



1号機PCV内1FL 概略図 全体

＊現場状況次第では飛行経路・調査対象を変更する可能性有

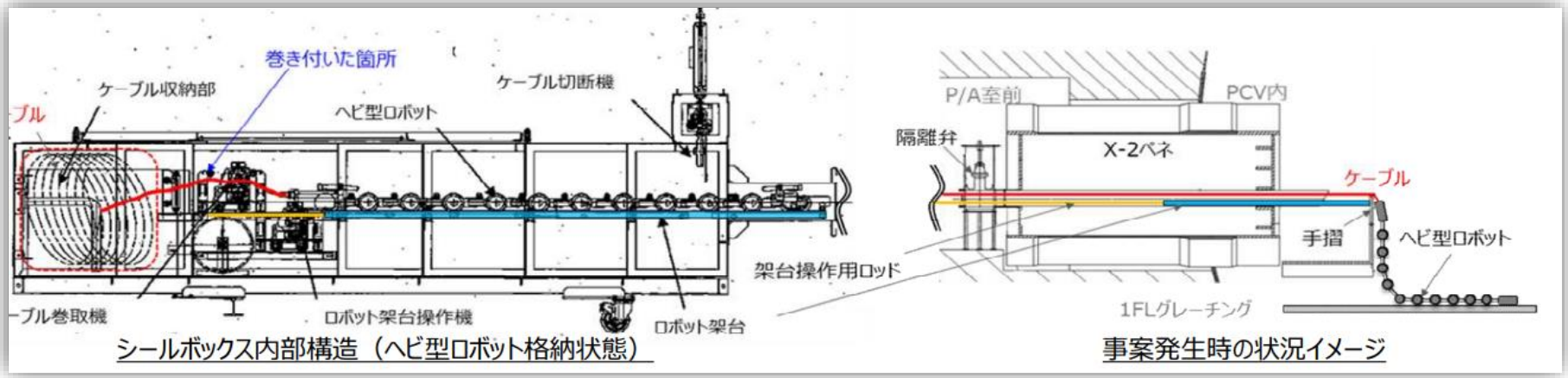
6

出典： 2024年2月25日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第122回)資料「1号機 PCV内部調査（気中部調査）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/01/01/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

U　1号機PCV内部気中部調査の実施状況

2024年2月28日、前3ページで計画を紹介した1号機原子炉格納容器（以下、PCV）において標記の調査が開始されました。
当日はペデスタル外側の画像を取得。翌29日にはペデスタル内部の調査をする計画でしたが、 小型ドローン(合計4機)に無線を中継するヘビ型ロボットの有線ケーブルが延伸することができず、調査は一旦中断されました。
その後、ヘビ型ロボットの有線ケーブルが延伸することができなかった原因を調査。有線ケーブルがシールボックス内のケーブルガイドローラ取り付け台座に巻き付いたためと分かり（下図参照）対策が講じられました。
3月14日、調査を再開。ペデスタル内部の画像を取得して調査を終了しました。
次ページ以降に、取得されたペデスタル内外の画像を引用しておきます。



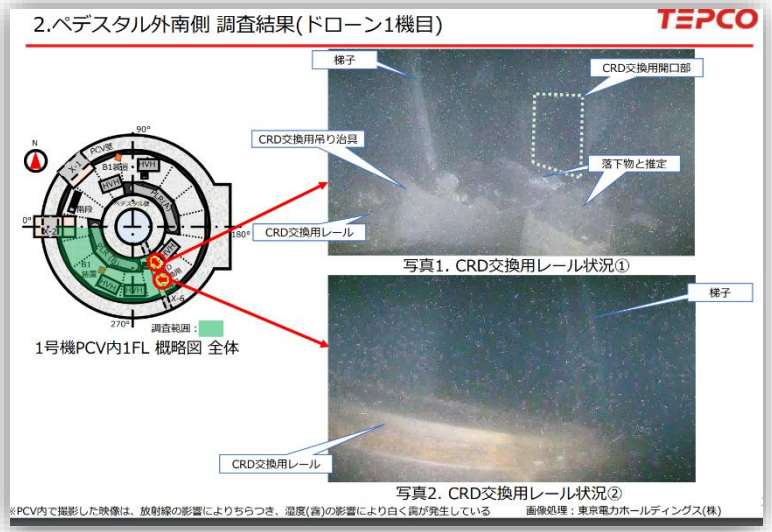
出典： 2024年2月29日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第123回)東京電力資料「1号機 PCV内部調査（気中部調査）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/02/02/3-3-2.pdf
2024年3月11日　東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）ヘビ型ロボットの有線ケーブル不具合の原因と対策について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf_20240311_1.pdf
2024年3月14日　東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）の実施状況（2日目）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf_20240314_1.pdf
2024年3月14日　東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）ペデスタル内部の状況について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf_20240318_2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

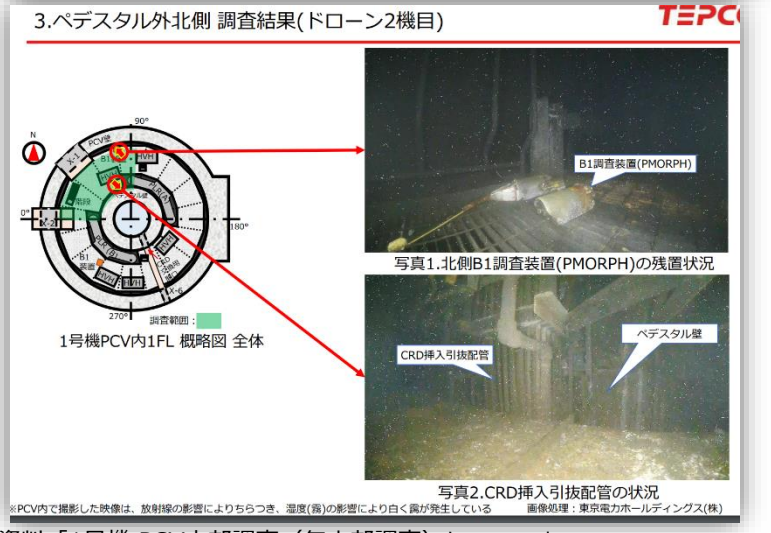
調査1日目（2月29日）に取得されたペデスタル外部の画像

（次ページに続く）









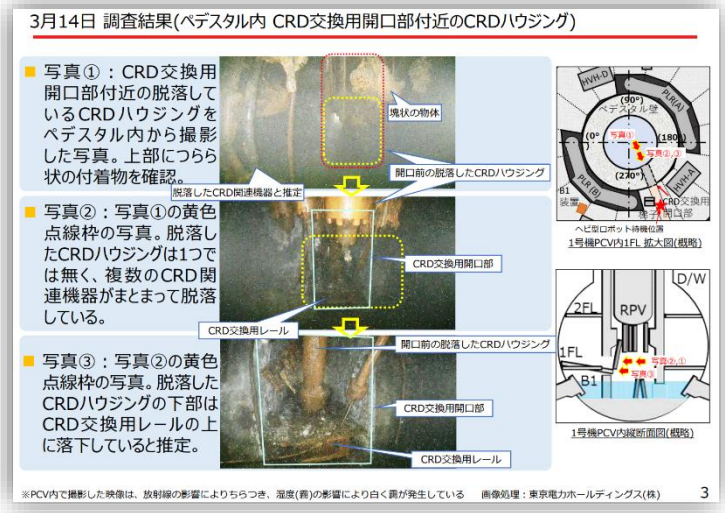
出典： 2024年2月29日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第123回)東京電力資料「1号機 PCV内部調査（気中部調査）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/02/02/3-3-2.pdf
2024年3月11日　東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）ヘビ型ロボットの有線ケーブル不具合の原因と対策について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf_20240311_1.pdf
2024年3月14日　東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）の実施状況（2日目）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf_20240314_1.pdf
2024年3月14日　東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）ペデスタル内部の状況について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf_20240318_2.pdf

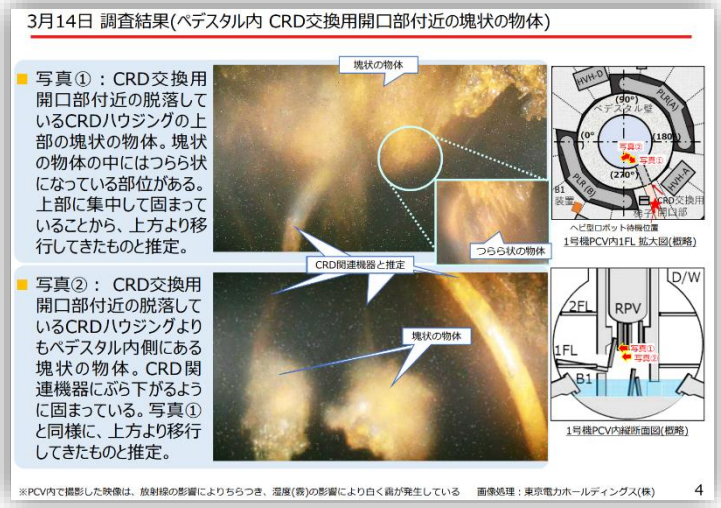
小目次に戻る
概要に戻る

調査2日目（3月14日）に取得されたペデスタル内外部の画像

（次ページに続く）









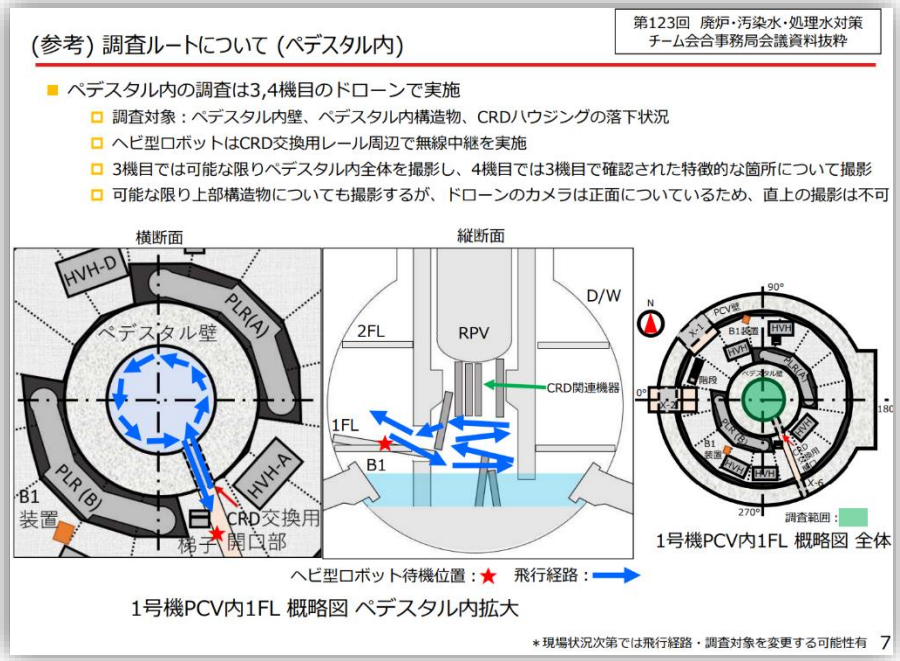
出典： 2024年2月29日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第123回)東京電力資料「1号機 PCV内部調査（気中部調査）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/02/02/3-3-2.pdf
2024年3月11日　東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）ヘビ型ロボットの有線ケーブル不具合の原因と対策について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf_20240311_1.pdf
2024年3月14日　東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）の実施状況（2日目）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf_20240314_1.pdf
2024年3月14日　東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）ペデスタル内部の状況について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf_20240318_2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

調査2日目（3月14日）に取得されたペデスタル内部の画像および調査ルート（再掲）

（次ページに続く）





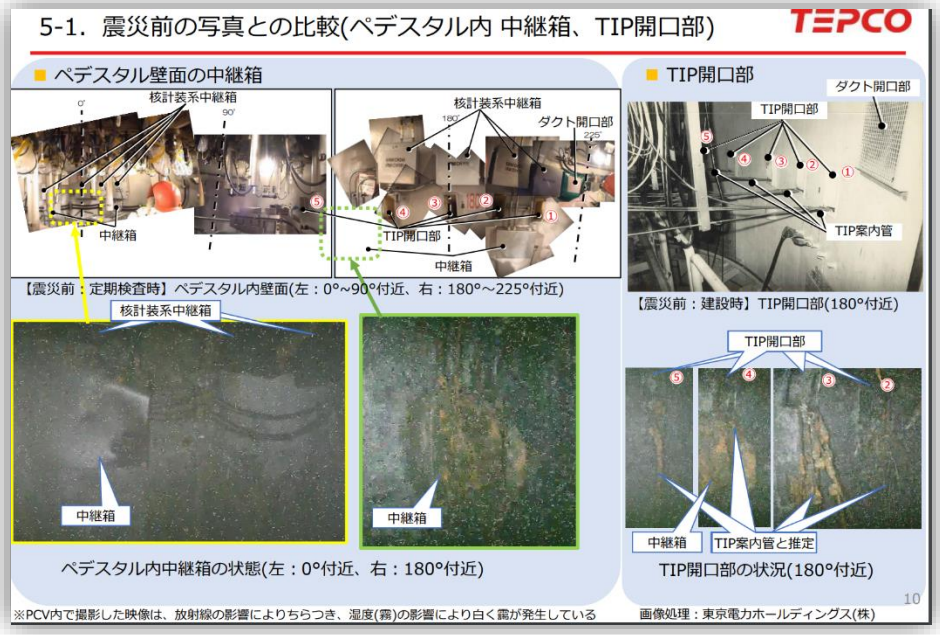
出典： 2024年2月29日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第123回)東京電力資料「1号機 PCV内部調査（気中部調査）について」
https://wwwmeti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/02/02/3-3-2.pdf
2024年3月11日　東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）ヘビ型ロボットの有線ケーブル不具合の原因と対策について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf_20240311_1.pdf
2024年3月14日　東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）の実施状況（2日目）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf_20240314_1.pdf
2024年3月14日　東京電力資料「1号機原子炉格納容器内部調査（気中部調査）ペデスタル内部の状況について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf_20240318_2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

調査2日目（3月14日）に取得された画像（主要な落下物、過酷事故前の写真との比較 1）

（次ページに続く）



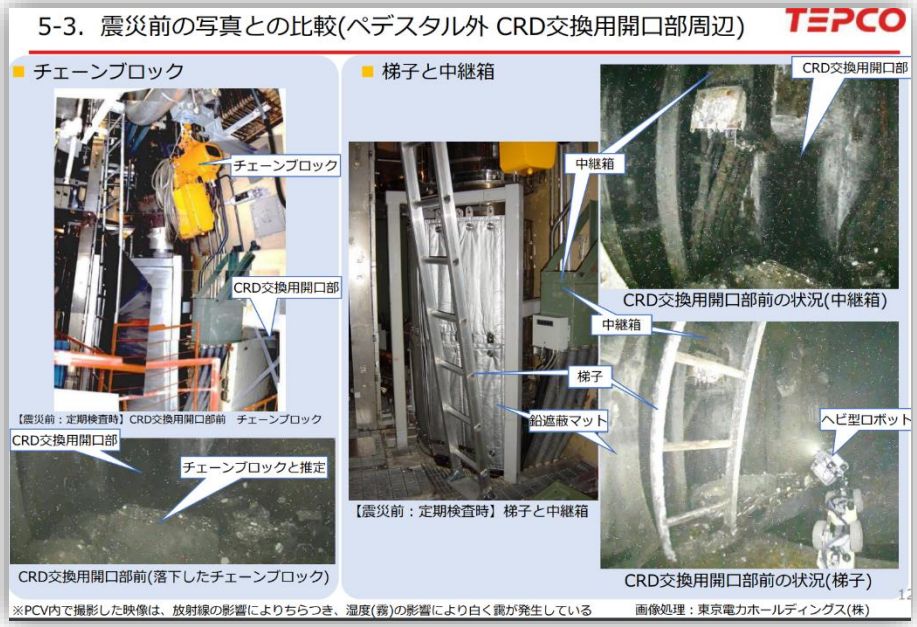


出典： 2024年3月28日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第124回) 東京電力資料
「1号機 PCV内部調査（気中部調査）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/03/03/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

調査2日目（3月14日）に取得された画像（過酷事故前の写真との比較 2,3）





出典： 2024年3月28日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第124回) 東京電力資料
「1号機 PCV内部調査（気中部調査）について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/03/03/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

修復中

②　2号機における原子炉格納容器内部調査の準備状況(2019年2月)

目標:

2018年1月までに実施された格納容器内部調査　参照　では、ペデスタル底部に確認された堆積物の硬さや脆さなどの性状は未解明であり、今回調査ユニットをペデスタル底部の堆積物に接触させ、その挙動を確認し、掴んで取り出せるかどうか可能性を把握します。

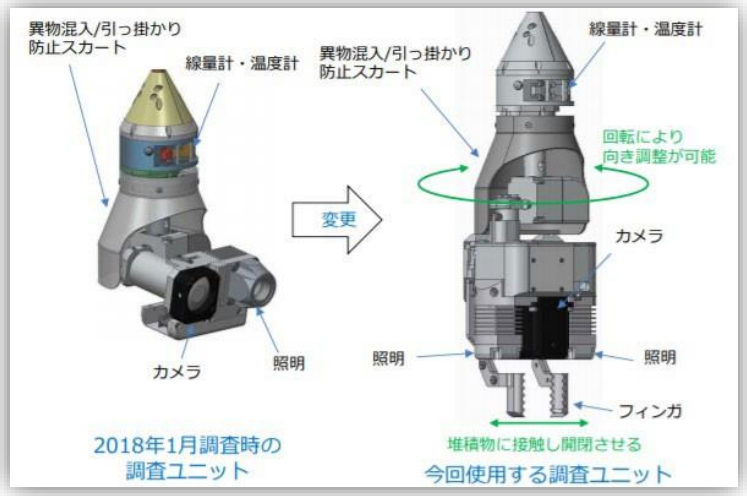
調査の概要:

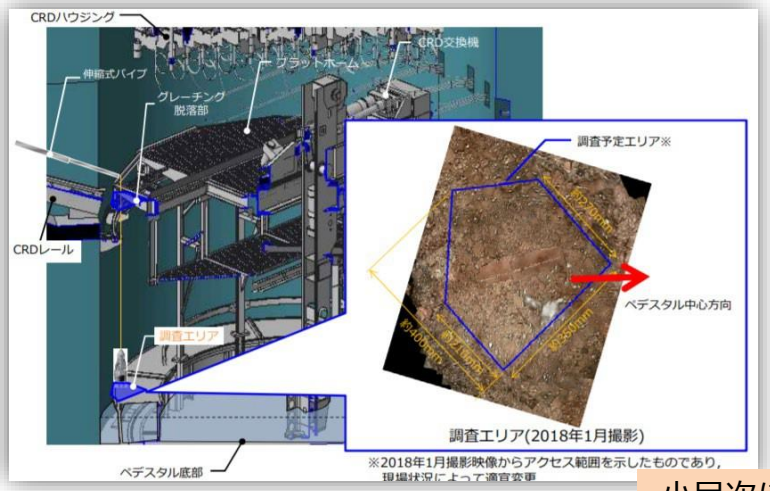
調査装置の主要部分は前回調査と同じガイドパイプ　参照　とし、また格納容器バウンダリの構築についても前回の対応と同様とします。

調査ユニットの変更点:

カメラ・照明構造を改造し、新たにフィンガ構造(下中央図)を採用し、フィンガをペデスタル底部堆積物(下右図)に接触させた後に動作させることで機械的な力を加え、堆積物の挙動を確認します。

配置模式図に戻る





出典：　2018年12月27日第61回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「2号機原子炉格納容器内部調査の準備状況について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/13/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

修復中

③ 原子炉格納容器内部調査の速報について

東京電力によると、2019年2月13日、2号機原子炉格納容器X-6貫通部(ペネ)から調査ユニット(先端は前ページ左画像)を吊り降ろし、作業用足場(プラットホーム)上の4か所、原子炉圧力容器の土台(ペデスタル)底部の6カ所の堆積物に接触し、その状態の変化を確認するとともに、前回調査より更に堆積物へ接近した状態で映像、線量、温度データを取得しました。 参照

(東京電力発表動画)

配置模式図に戻る

https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=107299&video_uuid=yq53a9f4

プラットホームでは、2か所の小石状の堆積物は動かせましたが、2カ所の平面状の部分は動かすことができませんでした。また、ペデスタル底部では、5か所の小石状の堆積物は動かせましたが、1カ所の平面状の部分は動かすことができなかったとのことです。

(2月15日 河北新報)

＜福島第1＞2号機の小石状デブリ、足場でも動く 東電が接触調査

この調査における作業員の被ばく線量は、計画では3.00 mSv/日としていましたが、実績は平均0.26 mSv/日、最大0.68 mSv/日と計画線量内に収まっていたとのことです。 経過へ戻る　2号機原子炉ウェル調査被ばく線量に戻る

次ページは調査個所の概要です。

その次のページは作業状況の模式図です。

引き続く3つのページは、ペデスタル底部の3つの接触箇所での、接触前⇒中⇒後の撮影画像です。

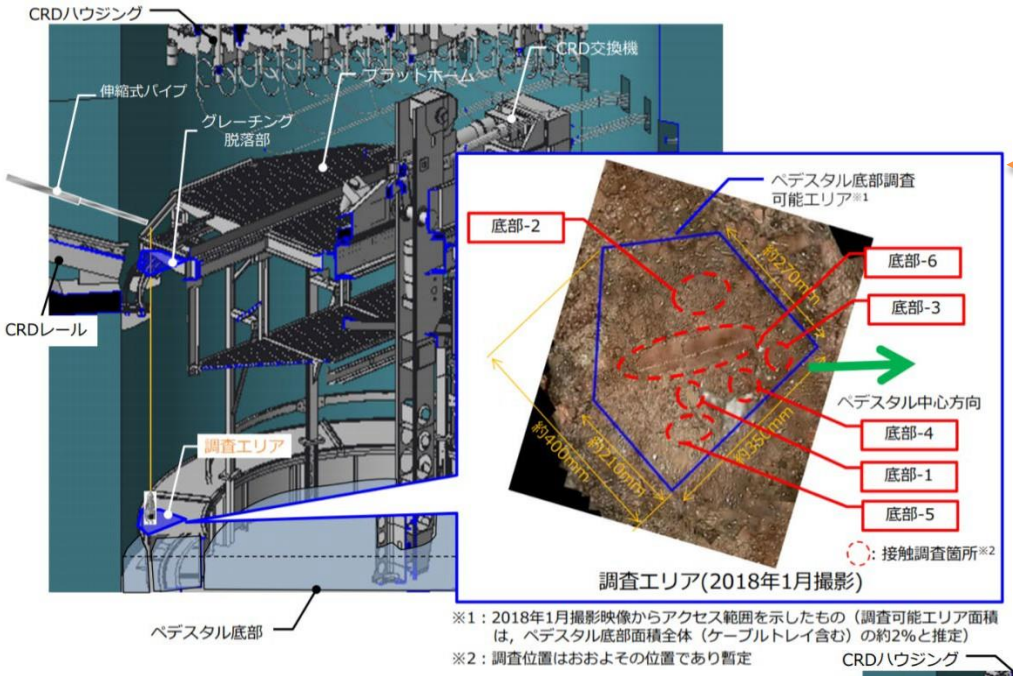
出典： 2019年2月13日　資料　東京電力
「福島第一原子力発電所2号機　原子炉格納容器内部調査(速報)」
http://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2019/1h/rf_20190213_1.pdf
2019年2月13日　資料　東京電力
「【参考】2号機原子炉格納容器内部調査における調査 (2019年2月13日)調査箇所：2号機原子炉格納容器内ペデスタル底部」
http://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2019/1h/rf_20190214_1.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

調査個所の概要

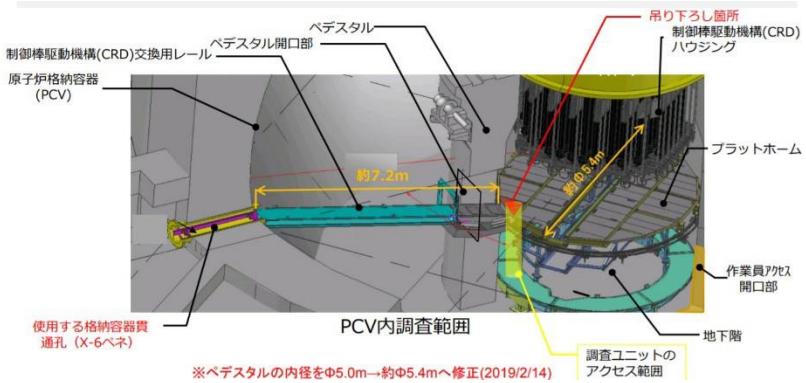
ペデスタル底部

プラットホーム上

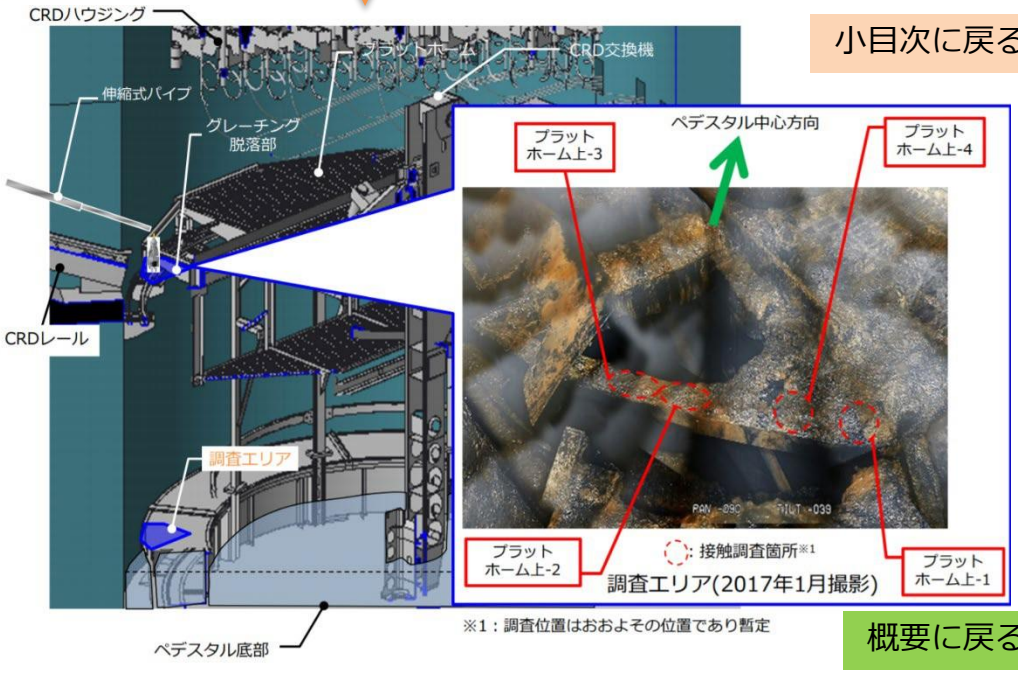


※1：2018年1月撮影映像からアクセス範囲を示したもの（調査可能エリア面積は，ペデスタル底部面積全体（ケーブルトレイ含む）の約2%と推定）

※2：調査位置はおおよその位置であり暫定



※ペデスタルの内径をΦ5.0m→約Φ5.4mへ修正(2019/2/14)

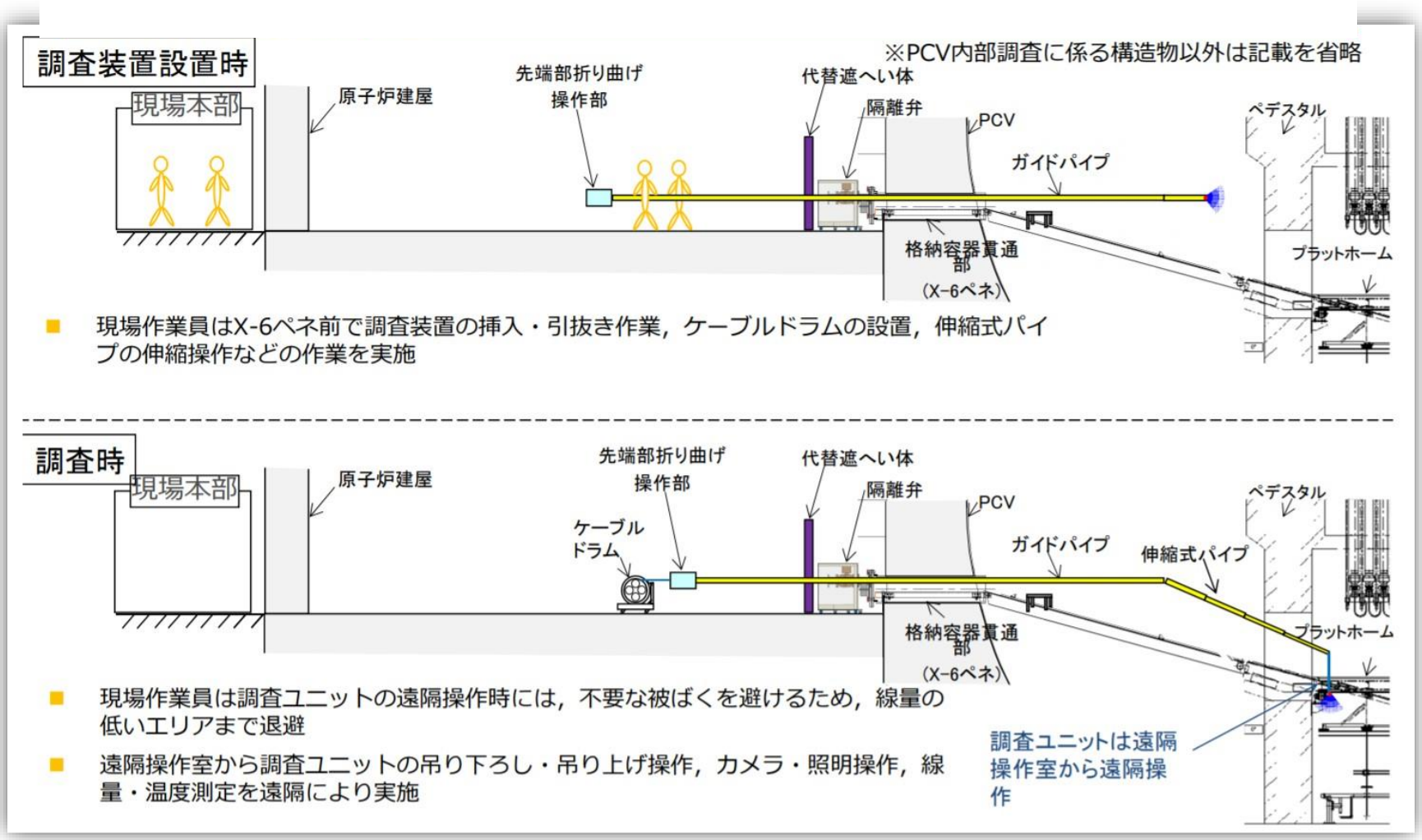


※1：調査位置はおおよその位置であり暫定

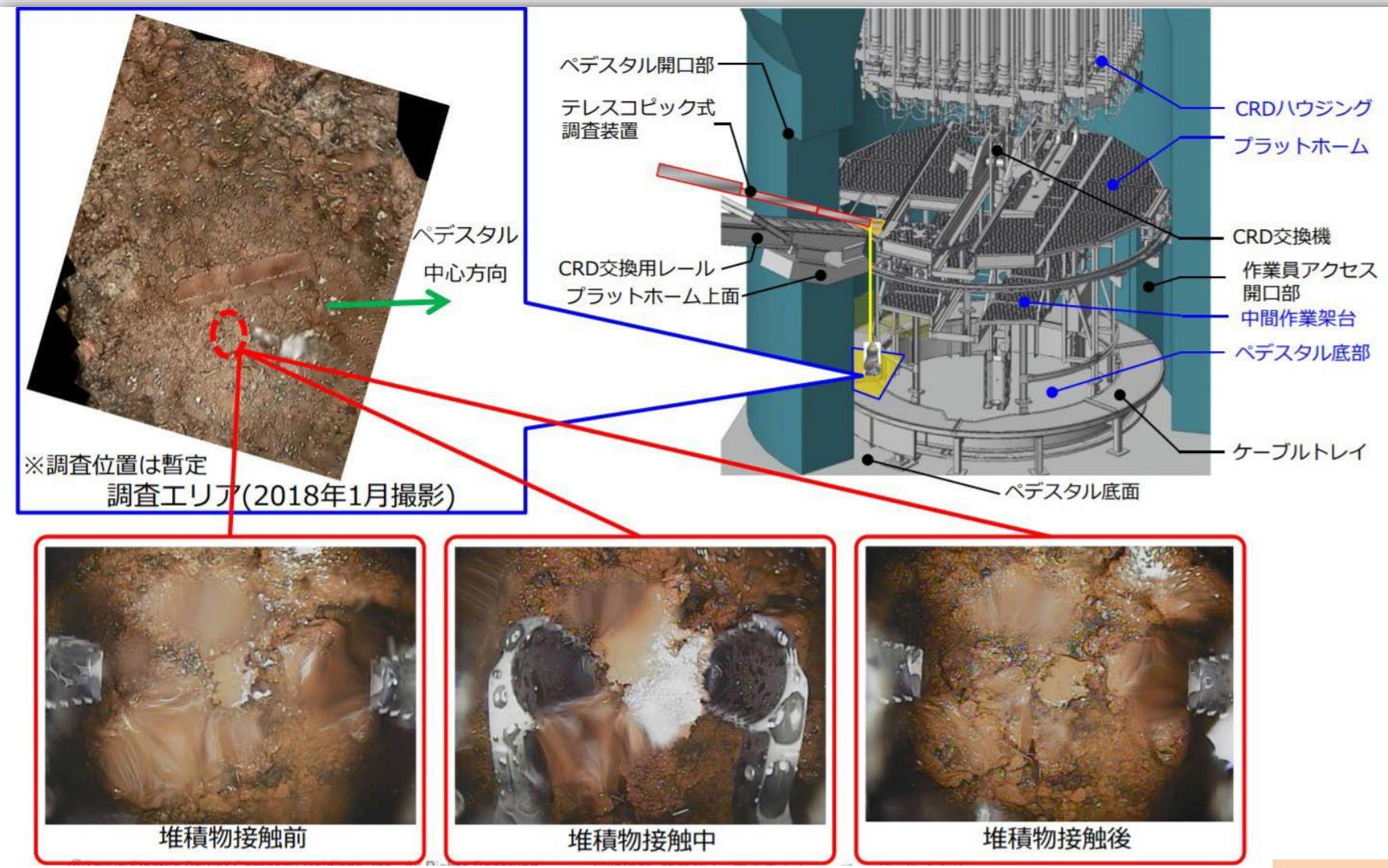
小目次に戻る

概要に戻る

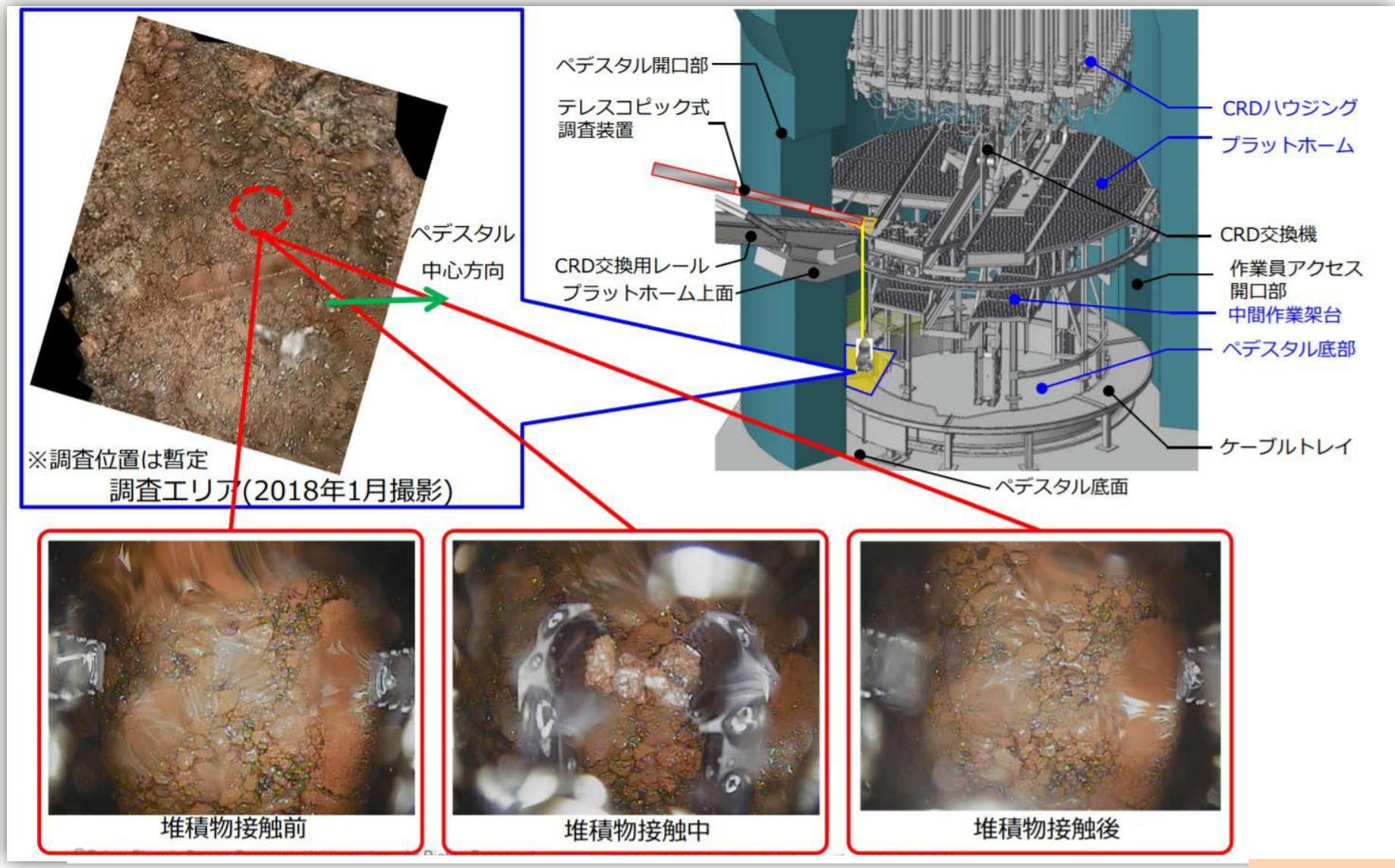
作業状況の模式図



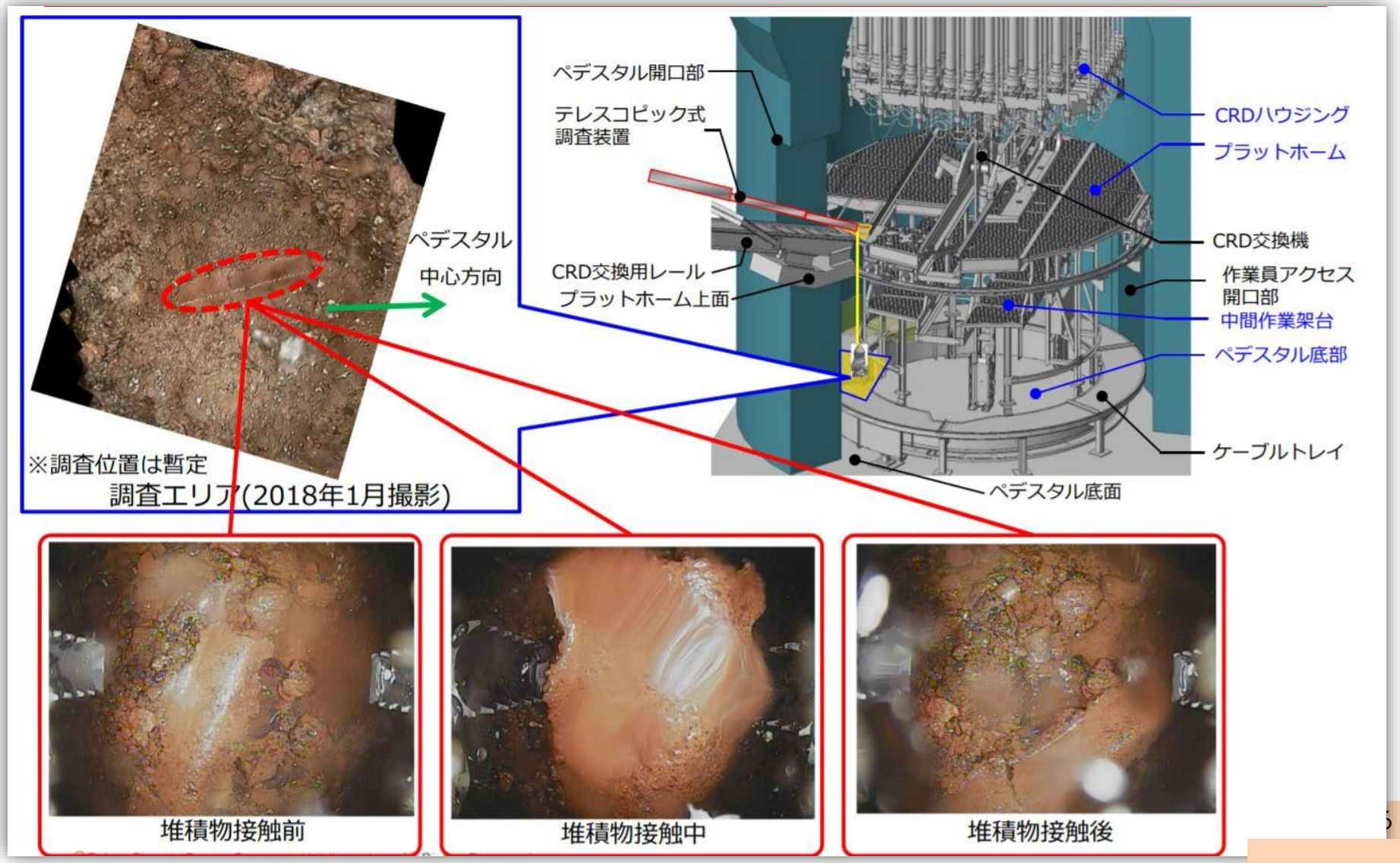
小目次に戻る
概要に戻る



小目次に戻る
目次へ戻る


ペデスタル
中心方向
※調査位置は暫定
調査エリア(2018年1月撮影)
ペデスタル開口部
テレスコピック式
調査装置
CRD交換用レール
プラットホーム上面
CRDハウジング
プラットホーム
CRD交換機
作業員アクセス
開口部
中間作業架台
ペデスタル底部
ケーブルトレイ
ペデスタル底面
堆積物接触前
堆積物接触中
堆積物接触後

概要に戻る

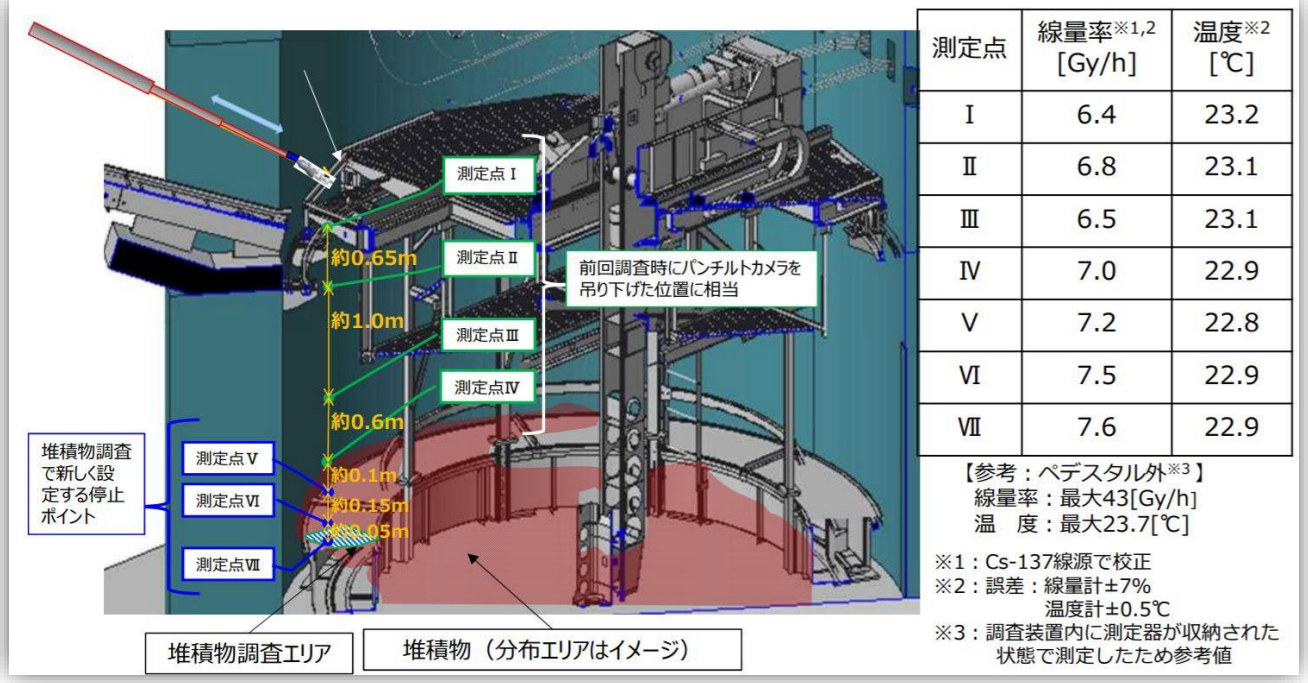

ペデスタル
中心方向
※調査位置は暫定
調査エリア(2018年1月撮影)
ペデスタル開口部
テレスコピック式
調査装置
CRD交換用レール
プラットホーム上面
CRDハウジング
プラットホーム
CRD交換機
作業員アクセス
開口部
中間作業架台
ペデスタル底部
ケーブルトレイ
ペデスタル底面
堆積物接触前
堆積物接触中
堆積物接触後

概要に戻る

④ a 原子炉格納容器内部調査 実施結果について

東京電力によると、この調査において、温度については測定高さに係わらずほぼ一定の値であり、線量については、ペデスタル内において、ペデスタル底部に近づくと上昇する傾向が確認されました。

また線量は、前回調査と同様、ペデスタル外よりペデスタル内が低い傾向であることが確認されました。
さらに、前ページまでで公表した画像については、より分かりやすく伝えていくために、取得した映像からパノラマ合成を実施し、その際、赤色への偏りを低減するとともに、コントラストを強調することによりモヤを目立たなくさせる処理を実施してあるそうです。



測定点	線量率※1,2 [Gy/h]	温度※2 [℃]
Ⅰ	6.4	23.2
Ⅱ	6.8	23.1
Ⅲ	6.5	23.1
Ⅳ	7.0	22.9
Ⅴ	7.2	22.8
Ⅵ	7.5	22.9
Ⅶ	7.6	22.9

【参考：ペデスタル外※3】
線量率：最大43[Gy/h]
温　度：最大23.7[℃]

※1：Cs-137線源で校正
※2：誤差：線量計±7%
温度計±0.5℃
※3：調査装置内に測定器が収納された状態で測定したため参考値

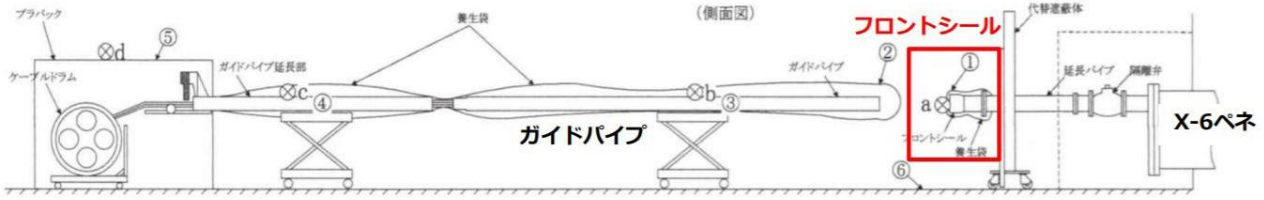
出典： 2019年2月28日 第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料 東京電力
「福島第一原子力発電所2号機 原子炉格納容器内部調査 実施結果」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-3.pdf
2019年2月28日 第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料 東京電力
「福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内部調査（2018年1月） 取得映像の画像処理について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

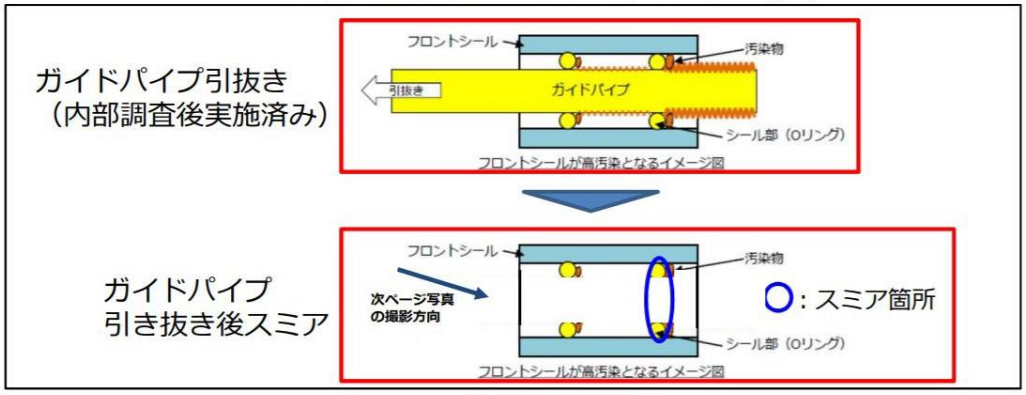
b　原子炉格納容器内汚染物の拭き取り（スミア）分析結果

東京電力によると、2号機PCV内部調査に用いたガイドパイプ外表面には、X-6貫通部(ペネ）やPCV内の汚染物が付着した可能性があり、ガイドパイプ外面の付着物は引き抜き時にフロントシール内のシールリングに濾し取られたと見られることから、シールリングの拭き取り分析により<u>α核種の広がりに係る情報</u>を取得出来る可能性があります。

（次ページに続く）



ガイドパイプおよびフロントシールの概略



スミアの概要



小目次に戻る

出典： 2019年3月28日 第64回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料 東京電力
「福島第一原子力発電所燃料デブリ取り出し関連作業の安全評価の適正化に向けたデータ採取-２号機原子炉格納容器内汚染物のスミア分析結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/03/3-3-2.pdf

概要に戻る

一方、今後の2号機原子炉格納容器（PCV）内部詳細調査のアクセスルートを構築するためには、X-6貫通部（ペネ）の堆積物除去やPCV内の干渉物撤去が必要です。そしてこれらの作業を安全に行うためには、PCV内の汚染した構造物等から飛散するダストの種類や量を推定し、また飛散したダストがPCV外へ放出される可能性を考慮する必要があります。

とくに外部被ばくの支配要因と考えられるCs-137と内部被ばくの支配要因と考えられるα核種（プルトニウム239、ウラン235、ラジウム226、ラドン222等）が、PCV内外でどのように拡散し広がっているかについてより確実な情報を得ておくことは、今後の作業を安全に進めていくために重要だそうです。

このため東京電力は、2019年2月28日、PCV内部調査装置片付け後のシールリングをスミア分析し、全α/Cs-137存在比（放射能比）を調べました。

出典には、調査結果として、

全α/Cs-137存在比＝8×10^{-1}

という数値が示されています。

下表は、今回のものも含め、これまでにα核種が検出されたことのあるデータだそうです。

<Cs-137に対するα核種の存在比>

	1号機		2号機	今回の取得データ	3号機	
①PCV内汚染物	2017/4 α核種分析*	6×10^{-2} [2]	2019/2 全α計測	8×10^{-1} [1]	-	-
②PCVガス管理設備 フィルタ前サンプリング [1]（粒子状フィルタ）**	2016/12 全α計測	10^{-4}	2017/5 全α計測	10^{-3}	2017/4 全α計測	-
③PCV内滞留水 [3]	-	-	2013/8 α核種分析*	10^{-4}	2013/8-2015/10 α核種分析*	10^{-3}
④建屋1階瓦礫等 [3]	2013/10-2015/10 α核種分析*	10^{-7}~10^{-8}	-	-	2014/3 α核種分析*	10^{-6}~10^{-7}
⑤オペフロ瓦礫等 [3]	2015/10-2016/4 α核種分析*	10^{-7}~10^{-8}	2014/1-2014/5 α核種分析*	10^{-4}~10^{-7}	-	-

（次ページに続く）

出典：2019年3月28日　第64回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料 東京電力
「福島第一原子力発電所燃料デブリ取り出し関連作業の安全評価の適正化に向けたデータ採取
-2号機原子炉格納容器内汚染物のスミア分析結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/03/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

東京電力はこれらのデータから、α核種の広がり傾向について以下のように考察しています。

①から,

PCV内でのα核種の広がりはCs137の広がりと比較して同程度～少し少ない程度

①に対する,②の傾向から,

PCV内気相中にダストとして浮遊できる程度としては,α核種はCs137に比べると数桁少ない

①に対する,②～⑤の傾向から,

PCV外にダストが放出される程度としては,α核種はCs137に比べてさらに数桁少なくなる

α核種はCs137に比べて,気相中に浮遊し続けることが難しく,PCV外に放出されにくい傾向があると考えられる。**(下線は筆者)**

配置模式図に戻る

小目次に戻る

出典： 2019年3月28日 第64回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料 東京電力
「福島第一原子力発電所燃料デブリ取り出し関連作業の安全評価の適正化に向けたデータ採取
-２号機原子炉格納容器内汚染物のスミア分析結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/03/3-3-2.pdf

概要に戻る

(4) 原子炉格納容器内部状態の変更

①　水位

a 核燃料デブリ取り出しに向けた1・3号機原子炉格納容器の水位の操作に至る経過

2011年3月11日、全電源喪失・注水冷却系の全面停止により、1～3号機原子炉では、核燃料集合体がメルトスルーしました。この溶融核燃料の崩壊熱による原子炉格納容器（以下、PCV）の損傷、爆発する恐れのある水素の発生や放射性物質の外部への放出を抑制するために、当初は、坂下ダムからの導水による注水冷却により、核燃料域上部まで水で満たすことで（2号機はPCV損傷部分の密閉後）、冷温停止状態(原子炉内の水の温度が100℃未満の状態)の実現をめざしていました（2011.4.17東京電力「当面の取組み（課題／目標／主な対策）のロードマップ」）。

その後、2号機のPCV損傷部分（推定では圧力抑制室（S/C））の密閉ができないこと、1号機ではPCVからの冷却水の漏えいが明らかになり、3号機でも同様の状況が推定されました。

このため注水→排水の一方的な流れでは溶融核燃料に触れた汚染水が増大するばかりとなることが明らかになったため、原子炉建屋内の汚染水を処理して注水冷却に利用する循環注水冷却系の実現を、核燃料域上部までの冠水に先行させることになりました（2011.5.17東京電力「「福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋」の進捗状況」）。

そして6月27日、循環注水冷却が開始されました（2011.7.19原子力災害対策本部政府・東京電力統合対策室「東京電力福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋進捗状況」）。

2011年12月には冷温停止状態が達成されたと宣言されています（2011.12.21原子力災害対策本部政府・東京電力中長期対策会議「東京電力（株）福島第一原子力発電所１～４号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」）。

（次ページに続く）
小目次に戻る
概要に戻る

2017年9月には「中長期ロードマップ 第5版」において、それまで最も有力な核燃料デブリの取り出し工法とされていた、水による遮へい性に優れ、スリーマイル島原子力発電所2号機事故処理で用いられた冠水工法が、湛水に対するPCVの健全性への不安、核燃料デブリがペデスタル（原子炉格納容器（以下、PCV）内の原子炉圧力容器の土台）外部へ拡がっている可能性が高くなったことを理由に棚上げされ、気中工法が優先的な核燃料デブリの取り出し工法とされました。

2017.9.26 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」(第5版)

この後の、下記の循環注水冷却の停止（低減）試験を含む、循環注水冷却の経過については「原子炉の状態4月レポート」9ページ以降をご参照ください。

2019年からは、緊急時対応手順の適正化などを目的とした循環注水冷却の停止（低減）試験が開始されています。2019年10月、1号機。2019年4、5月、2号機。2020年2月、3号機。2020年11月、1号機。2020年8月、2号機。

いずれの試験においても、温度変化の推移は現行の温度評価モデルに基づく予測に近く、ダスト濃度や希ガス(Xe135)濃度等のパラメータに有意な変動も測定されなかったとされています。

2021年5月時点まで、停止（低減）試験時を除き、1～3号の各号機原子炉内の核燃料デブリに対しては、約 3.0 m^3/h の注水冷却が施され、PCVの水位は、1号機1.5 m未満、2号機約 0.3 m、3号機約 5.5 mと推定されています。

（次ページに続く）

小目次に戻る

概要に戻る

2021年2月13日の地震により原子炉格納容器（以下、PCV）の損傷が拡大し（推定）水位が低下した1号機、3号機において、東京電力は、核燃料デブリ取り出しに向けたPCV水位の操作（計画）をより具体的に明らかにしました。

2020年に、水位低減に向けた圧力抑制室に滞留している汚染水のサンプリングが実施された3号機については、2021年4月5日から4月22日、原子炉注水停止に伴いPCVの水位がどの程度まで低下するのかを確認し、さらに今後の燃料デブリ取り出し関連作業に向けた知見拡充を図るため、原子炉注水を一時的に停止する試験を実施しました。

さらに1号機では、2021年度、地震があった際のリスクを低減するため、PCV水位を低下させる計画が発表されました。

しかし、1号機では、不安定なPCV水位を受け、5月10日に計画されていた注水量変更計画は延期されています。

小目次に戻る

出典： 2021年5月10日　東京電力ホームページ「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」
https://www.tepco.co.jp/press/report/2021/1604925_8989.html

概要に戻る

b　1～3号機 PCV冷却注水量の低減

前々ページでレポートした通り、2021年5月時点まで、停止（低減）試験時を除き、1～3号の各号機原子炉内の核燃料デブリに対しては、約 3.0 m^3/hの冷却注水が実施されていました。

ここでは、その後、2021年12月までの冷却注水量の変更についてレポートしておきます。

1号機では、「追設圧力計による水位評価、および注水量の変更」でレポートした通り、原子炉格納容器（以下、PCV）水位低減の大きな流れの中で、2月13日の地震によるPCV損傷の拡大、および2022年1月に開始予定の水中ROVを使ったPCV内部調査の絡みで、6月7日より、注水量は、4 m^3/hから3.5 m^3/hに変更され、現在に至っています。　ROV⇒用語解説

2号機では、「地下水流入量の抑制による建屋滞留水発生量の減少に伴い、淡水生成可能量も減少していくこと」（筆者注：分かりにくい表現ですが、注水冷却は建屋滞留水を原水としています。地下水流入量の減少による原水である建屋滞留水が不足する可能性を示していると思われます）を理由に、7月14日に、注水量は、3.0 m^3/h→2.5 m^3/hに低減され、2021年12月に至っています。さらに2022年1月13日には、2.5 m^3/h→1.7 m^3/hに低減される予定です。

3号機では、2号機と同じ理由で、注水量は、8月16日に3.0 m^3/h→2.5 m^3/h、11月10日には2.5 m^3/h→1.7 m^3/hに低減され、現在に至っています。

なお3号機では、注水設備の点検のため、10月19日から10月28日の間、一時的に注水系統を切替え、3.5 m^3/hとなっています。

出典：
2021年8月12日　東京電力ホームページ「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」 https://www.tepco.co.jp/press/report/2021/1631375_8989.html
2021年8月16日　東京電力ホームページ「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」 https://www.tepco.co.jp/press/report/2021/1632325_8989.html
2021年11月10日　東京電力ホームページ「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」 https://www.tepco.co.jp/press/report/2021/1656077_8989.html
2021年10月29日　東京電力ホームページ「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」 https://www.tepco.co.jp/press/report/2021/1653625_8989.html
2022年1月17日　東京電力ホームページ「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」 https://www.tepco.co.jp/press/report/2022/1671277_8991.html

小目次に戻る
概要に戻る

②　a　3号機サプレッションチェンバ(S/C)内包水のサンプリングについて

1号機～3号機の原子炉格納容器（PCV）では、圧力抑制室（サプレッションチェンバ＝S/C）支持構造物（脚部）耐震強度評価について不安が持たれています。 参照

とりわけ3号機では格納容器内の水位が約6.3 m(2021.2.13地震後は約5.5 m)あります。 参照

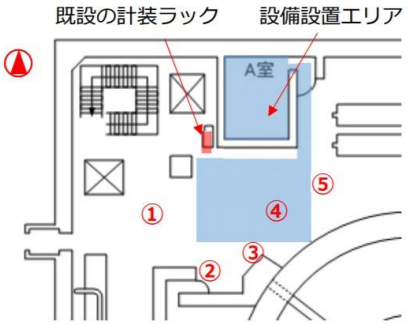
東京電力は3号機において、S/Cの耐震性向上策として，段階的に原子炉格納容器（PCV）の水位を低下させることを計画しています。最終目標水位はS/C下部とされており、格納容器内に溜まっている汚染水をほぼゼロにする計画のようです。 1号機水位低下計画に戻る 3号機原子炉注水停止試験結果に戻る

しかしS/Cの内包水は高濃度に汚染されている可能性があり、PCV取水設備の設計・工事にあたり、S/Cの水質に応じた対応が必要であること、また取水後のS/C内包水を汚染水処理設備へ移送する際の水処理計画策定のためにも、S/C内包水の水質を把握することが必要となります。

今回東京電力は、2020年7月上旬から9月上旬にかけて、下右図および次ページ図のようなイメージで、S/Cの内包水をサンプリングする計画を発表しました。 2号機PCV水位管理に戻る 取水設備に関わる対応状況についてに戻る

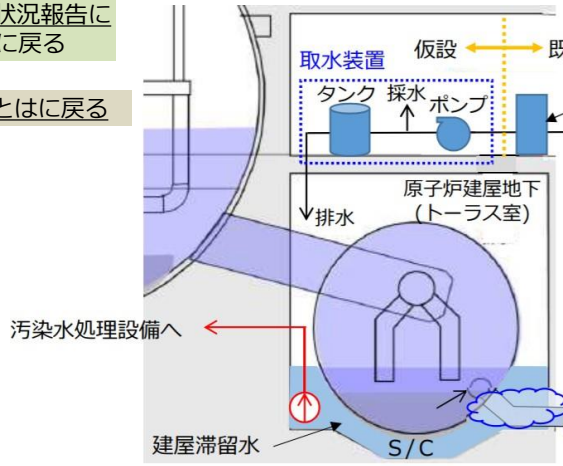
取水量は、先行取水が必要な既設配管内の水量を含め、7～14 m^3を想定し、サンプリング完了は分析結果（濃度変化）も考慮して判断するとしています。 8月27日状況報告による訂正に戻る

（装置の設置場所と空間線量率） 既設配管とはに戻る



		空間線量率 [mSv/h] (床上1.5m,γ線) 2020年4月
測定点	①	2.7
	②	5.5
	③	8.0
	④	7.3
	⑤	8.5

設備設置エリア（原子炉建屋北西エリア）の空間線量



分析結果、および今後の対応に戻る

今回サンプリングのまとめに戻る

議事録に戻る

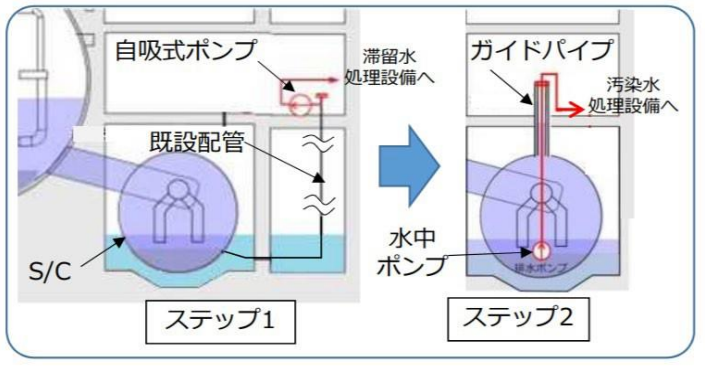
小目次に戻る

配置模式図に戻る

出典：　2020年7月2日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第７９回）　資料
「３号機サプレッションチェンバ(S/C)内包水のサンプリングについて」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-5.pdf

概要に戻る

このページでは、前ページ右図の既設の計装ラックの上流側、下流側それぞれの装置、作業の概要等について、出典1・3ページからそのまま引用掲載しておきます。



水位を低下させる方法に戻る

取水設備に関わる対応状況についてに戻る

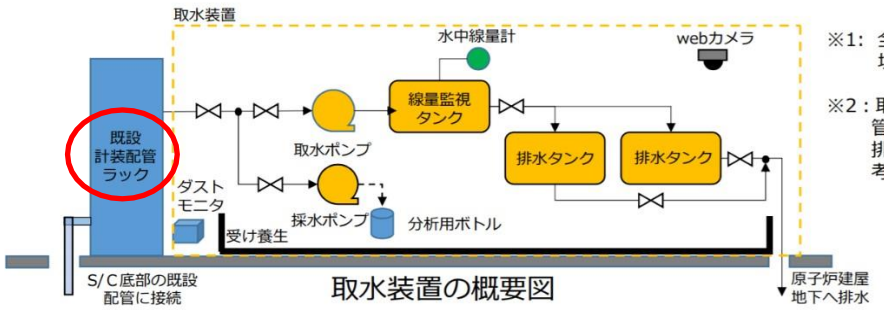
2号機PCV水位管理に戻る

（上流側装置）

ステップ1：既設配管から取水
ステップ2：S/Cから直接取水

（下流側装置および作業の概要）

- 装置はポンプ・タンク等で構成し，取水した水は排水タンクへ移送・貯留。
- 貯留した水は建屋滞留水と同項目の分析※1を実施し，滞留水移送・処理に問題が無いことを確認の上，建屋地下へ排水。排水タンク（約2m³)を2基設け，分析期間（約3日）も取水を継続することで，作業期間を短縮。
- S/C内包水を採水したと判断※2するまで取水/分析/排水の作業を繰り返す。
- 被ばく低減を考慮し，取水/排水の操作や監視（webカメラ等）を遠隔で実施。また，急激な濃度変化に備え，監視用タンクで取水した水の線量を監視。
- 汚染拡大防止対策として，装置は受け養生内に設置し，受け養生外に設置するホースは二重構造とすることで，万が一漏えいが発生した場合も，汚染範囲の拡大を防止。



取水装置の概要図

※1：全α,全β,γ核種(Cs-134，137)，塩素,Ca,Mg,H-3

※2：取水量は，先行取水が必要な既設配管内の水量から，7～14m³を想定。排水完了は分析結果（濃度変化）も考慮して判断。

出典：2020年7月2日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第７９回）　資料
「３号機サプレッションチェンバ(S/C)内包水のサンプリングについて」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-5.pdf

小目次に戻る

概要に戻る

b　3号機圧力抑制室(サプレッションチェンバ＝S/C)内包水サンプリングの状況について

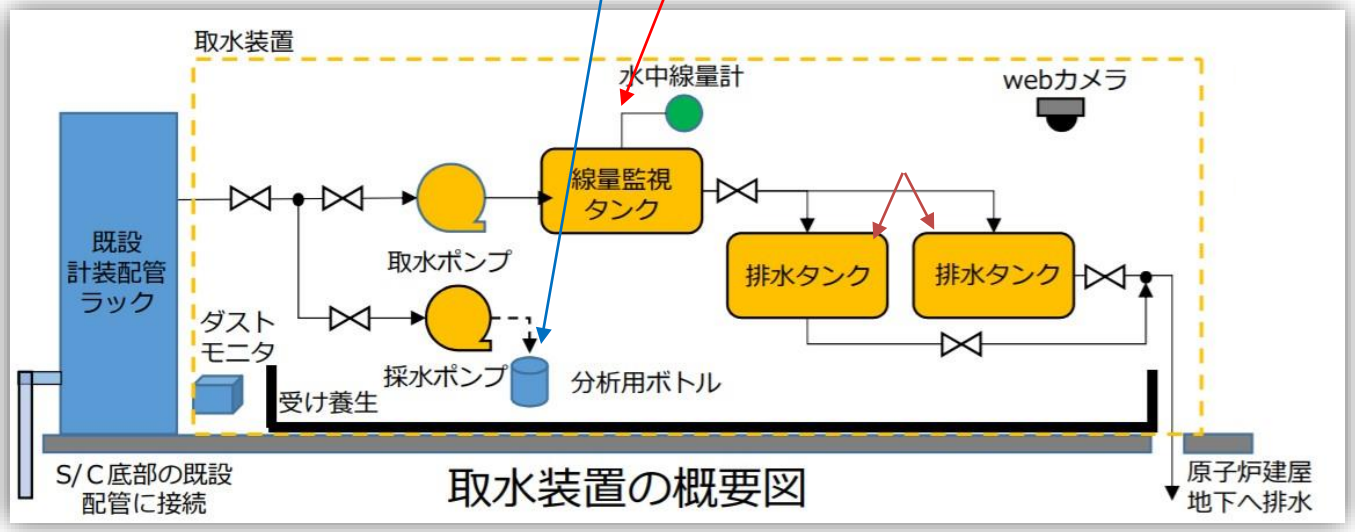
下記出典によると、東京電力は、前2ページの計画に基づき、2020年7月、既設配管からの先行取水、およびS/C内包水のサンプリングを実施しました。

21日に、日量0.6 m^3 で7～14 m^3の取水量を想定していた既設配管（前々ページ右図下右側の逆L字型の水色部分）からの先行取水を開始。しかし、次々ページ左の表のとおり線量監視タンクの水中線量の上昇を確認したため、取水装置周辺の線量上昇を抑え，作業に伴う被ばくを低減する観点から、21日に10 L、22日に100 L取水して終了しています（想定取水量ののの0.8～1.6%）。

23日には、S/C（前々ページ右図中央から左の紫色部分）内包水のサンプリングを実施しました。出典にはサンプリング量についての記述はありません。そして30日に分析用ボトルを回収し、採取した水が高濃度であるため希釈後に分析したということです。分析結果は次々ページ右側の表です。

2号機PCV水位管理に戻る

修復中



取水装置の概要図

出典：2020年7月30日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第80回）資料
「３号機サプレッションチェンバ(S/C)内包水のサンプリングの状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/07/3-3-3.pdf

訂正に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

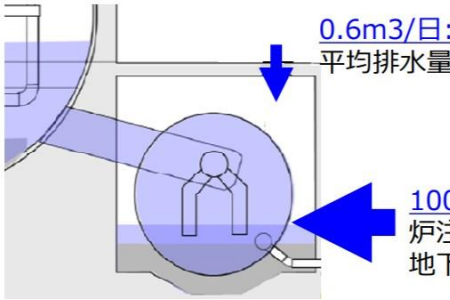
下表は、東京電力による、先行取水する既設配管内の水を原子炉建屋内へ排水する際の、放射性濃度上限の目安値、および目安値設定についての考え方です。

■ 放射性濃度上限の目安値設定の考え方

- 2019年4月～2020年5月の建屋滞留水の放射能濃度の平均値と炉注水・地下水流入による希釈率から排水の放射能濃度上限の目安値を設定。
- 平均排水量(0.6m³/日)に対する炉注水・地下水流入(100m³/日)の希釈は約150倍の見込み。なお，原子炉建屋地下の滞留水を含めると，更なる希釈を見込むことが可能。

	Cs-137	全β	全α
排水の放射能濃度上限目安値 [Bq/L]	4.2E+09	6.6E+09	4.9+E03
建屋滞留水の放射能濃度 [Bq/L]	2.8E+07	4.4E+07	3.3E+01

希釈率(150倍)を考慮



（次ページに続く）

出典：2020年7月30日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第80回）資料
「３号機サプレッションチェンバ(S/C)内包水のサンプリングの状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/07/3-3-3.pdf

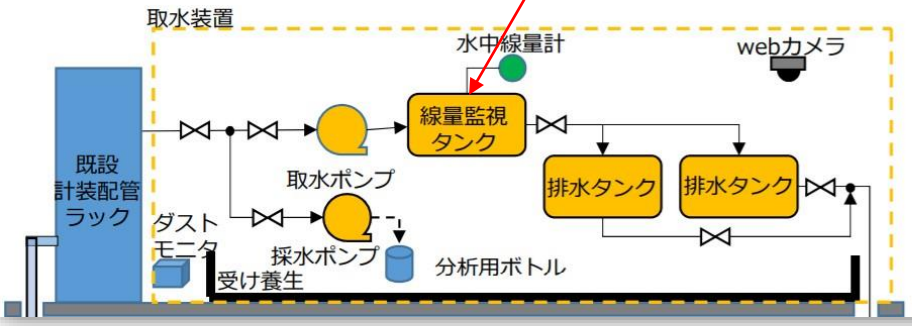
2号機PCV水位管理に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

筆者注:こちらの数値は既設配管からの先行取水（7/21,22）のものです

取水量及びタンク内水中線量

取水日	取水量 [L]	タンク内水中線量 [mSv/h]
7/21	10	17※1
7/22	100	70

※1：希釈用のろ過水100Lをタンクに取水前に入れた状態で取水



サンプリング水　分析結果

	単位	分析結果	
		想定水質（希釈なし）	分析値（希釈あり）
全α	Bq/L	<2.36E+03	<4.86E+01
全β	Bq/L	8.31E+09	1.71E+08
Cs-134	Bq/L	3.69E+08	7.62E+06
Cs-137	Bq/L	6.73E+09	1.39E+08
塩素	ppm	5820	120
Ca	ppm	291	6
Mg	ppm	388	8
H-3	Bq/L	1.06E+08	2.19E+06

サンプリング　参照　水の想定水質中のCs−137濃度6.73×10⁹ Bq/Lは、前ページの「排水の放射能濃度上限目安値（放射性物質濃度）」のCs−137濃度4.2×10⁹ Bq/Lと同水準です。議事録に戻る

ここで、汚染水の放射能濃度は筆者自身なかなかイメージが掴みにくいので、少し大雑把な計算をしてみます。

この圧力抑制室内包水のサンプリング水の想定水質のCs−137についてみると、6.73×10⁹ Bq/Lとなっており、環境への排水時の告示濃度90 Bq/Lの約7400万倍です。

そして、人が通常1日に飲む量（約2.6 L）のこの水を1年間飲み続けた場合の内部被ばく線量は、74000000 mSv=74000 Svとなりますが、こんなことはありえないので、コップ1杯（200 cc）を1回だけ飲んだとすると、15.6 Sv。ちなみに、東海村JCO臨界事故で被ばくし、あらゆる治療の末、事故後88日目に最初に亡くなられた作業員の方の被ばく量は16〜20 Sv以上と推定されています。

2号機PCV水位管理に戻る

（次ページに続く）

小目次に戻る

出典：2020年7月30日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第80回）資料
「３号機サプレッションチェンバ(S/C)内包水のサンプリングの状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/07/3-3-3.pdf

概要に戻る

C　2020年8月27日付け東京電力状況報告による、

前3ページの7月30日付け状況報告レポートの訂正

7月21日の既設配管からの取水の初めから装置周辺 参照 の線量の上昇が確認されました(前ページ参照)。
東京電力は、取水量の調整等により装置周辺の線量上昇を抑え、作業に伴う被ばくを低減するため、計画の日量0.6 m^3を0.1 m^3に減じて7月21日・22日に取水。7月23日にも、圧力抑制室(S/C)ではなく、引き続き既設配管からサンプリングしているようです。

30日には0.8 m^3を取水・サンプリング。その後8月17日より取水・サンプリングを再開しています。
東京電力は、これまでの分析結果や取水量を踏まえた排水運用の調整を行いつつ作業を継続する予定だそうです。
また、これまでのサンプリング結果では、初期段階から高濃度の放射性物質が検出され、分析対象としていた圧力抑制室(S/C)内汚染水の水質に近い可能性があるとしています。
今後については、現場線量に応じた取水量の調整・見直し等を行いつつ、分析結果の推移を踏まえ、9月中に圧力抑制室(S/C)内汚染水の取水・分析・排水を完了させたいとしています。

次ページにサンプリングした汚染水の分析結果表を引用し、考察しました。

なお、ここまで取水された全ての汚染水は、取水量から考え 参照 、圧力抑制室のものではなく、既設配管からのものにとどまっていると思われます。

小目次に戻る

出典：2020年８月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第81回) 資料
「３号機サプレッションチェンバ(S/C)内包水のサンプリングの状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/08/3-3-3.pdf

概要に戻る

下左表の2020年7月23日のサンプリング水のCs-137濃度はごらんの通り6.7×10⁹ Bq/Lです。

一方、2019年3月の出典2によると、3号機原子炉建屋内のCs-137濃度の過去最高値は2018年2月の6.0×10⁸ Bq/Lです。

そしてその後については、「至近では3号機R/Bの放射能濃度は低下傾向を示している」（筆者注：グラフ右端の青い点線の楕円部）とされていました。

出典1は、今回のサンプリング結果について、「初期段階から比較的高濃度の分析値を計測」したと評価していますが、これまでに測定された最高値より一桁高い濃度を「比較的高濃度」と表現するのはいかがなものかと思います。

起きてしまったこと（福島第一原子力発電所過酷事故）は起きてしまったこと。その結果として今ある事実はよい悪いを超えた事実です。過大視することもなく過小視することもなく、ありのままに受け止めることからしか、確実な廃炉も確実な復興も始まらないのではないでしょうか。

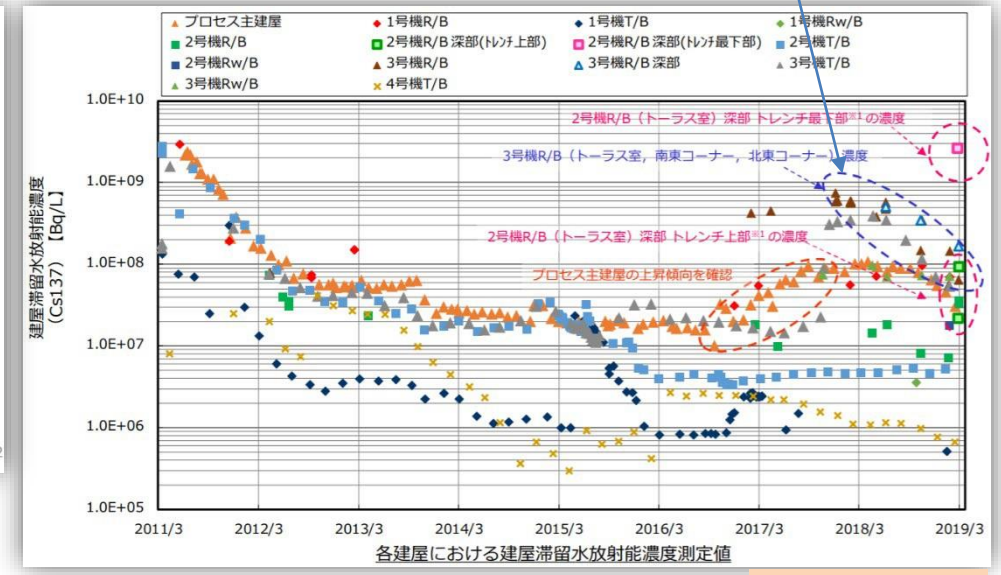
2号機PCV水位管理に戻る

（次ページに続く）

サンプリング水　分析結果

分析項目	単位	分析結果					
		2020/7/23※1		2020/7/30	2020/8/17	2020/8/19	2020/8/21
		分析値（希釈あり）	想定水質（希釈なし）				
累積取水量	m³	0.1		0.9	1.4	2.9	4.0
全α	Bq/L	<4.86E+01	<2.36E+03	<3.08E+01	<3.72E+01	<3.08E+01	<3.72E+01
全β	Bq/L	1.71E+08	8.31E+09	1.64E+09	1.90E+09	1.67E+09	1.49E+09
Cs-134	Bq/L	7.62E+06	3.69E+08	9.15E+07	8.75E+07	8.66E+07	8.43E+07
Cs-137	Bq/L	1.39E+08	6.73E+09	1.70E+09	1.61E+09	1.62E+09	1.57E+09
塩素	ppm	120	5820	1600	1600	1600	1600
Ca	ppm	6	291	－※2	40	23	22
Mg	ppm	8	388	－※2	24	54	56
H-3	Bq/L	2.19E+06	1.06E+08	2.56E+07	2.72E+07	2.73E+07	2.27E+07

※1:7/23は被ばく低減の観点から，現場にて希釈を実施。7/30以降は採水量を絞り（現場での希釈を実施せず），分析を実施。
※2:被ばく低減の観点から採水量が少なく，値の妥当性が確保できない可能性があることから分析せず。



出典：2020年８月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第81回）　資料
「３号機サプレッションチェンバ(S/C)内包水のサンプリングの状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/08/3-3-3.pdf
2019年3月28日　東京電力資料「建屋滞留水中の放射能濃度の測定結果と放射性物質量の低減状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/03/3-1-4.pdf

小目次に戻る

概要に戻る

d 圧力抑制室（S/C）内汚染水サンプリング分析結果、および今後の対応について

出典によると、その後汚染水の取水は当初の計画 参照 の14 m^3まで進められたようです。

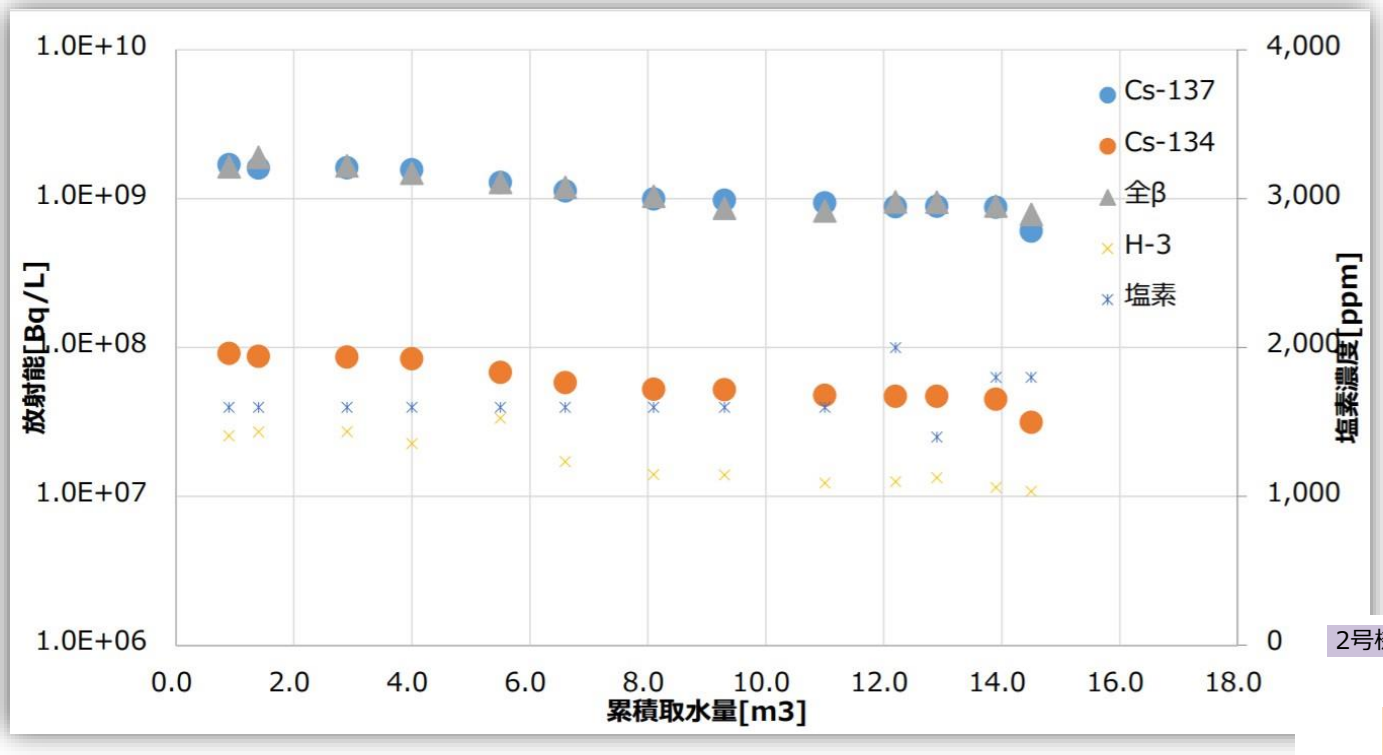
サンプリング水の分析結果については今回は下図のように示されています。

7月21日・22日の取水分で記録されたCs-137濃度6.73×10^9 Bq/L(これまで3号機原子炉格納容器内で計測された最大値)はその後の幾日かの取水分と丸められたようです。

東京電力は、今後の対応について、今回得られた水質の結果を踏まえ，PCV取水設備の設計・工事や，設備設置後の運用計画に活用する予定としています。

第81回事務局会議に戻る

（次ページに続く）



2号機PCV水位管理に戻る

小目次に戻る

出典： 2020年9月24日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第82回）　資料　東京電力
「３号機サプレッションチェンバ(S/C)内包水のサンプリングの状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/09/3-3-4.pdf

概要に戻る

筆者はこのサンプリング 参照 結果については、過酷事故およびその後の経緯から、高濃度の放射能が検出されることは当然であると考えています。

しかし、東京電力が発表した資料には理解に苦しむ部分があります。たとえば2020年7月23日の希釈なしのサンプリング水の想定水質Cs-137濃度が6.73×10^9 Bq/Lである 参照 とする一方、9月公表の分析結果のグラフ(前ページ)には、希釈後の分析値しか載せていません。
また、計画の模式図 参照 では取水部を「S/C底部に接続する既設配管」とする一方、以下に引用する廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議の議事録においては、「サプレッションチェンバより上部から採取している」としています。

議事録の該当部分をそのまま以下に引用してみます。
第80回(2020年7月30日)

Q. サンプリングは遠隔で実施しているのか。(岡本教授)
A. Webカメラ等で監視しながら遠隔にて実施しているが、サンプル水を入れる分析ボトルの回収に当たっては人力で実施している。(東電)
C. サンプル水の線量が高くなってくると考えられるので、被ばく線量に注意して進めて頂きたい。(岡本教授)
A. 今回の目的はサンプリングなので、被ばくを考慮しつつある程度の所で区切りをつけたい。(東電)

(次ページに続く)

2号機PCV水位管理に戻る

小目次に戻る

出典： 2020年８月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第８１回)　資料　東京電力
「廃炉・汚染水対策チーム会合 第８０回事務局会議 議事概要(案)」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/08/0-3.pdf

概要に戻る

第81回(8月27日)

Q. サンプリング水の分析結果 参照 は、事故直後の滞留水の組成に近いのではないか。3号機はデブリを通って流れこんだ滞留水の影響によるものなのか。(小山首席)

A. ご指摘の通り、セシウム、全ベータの比率は事故当初のものに近いと考えている。3号機はサプレッションチェンバの水位が高く、濃度の濃淡もあると考えられるため、今後考察していきたい。(東電)

Q. 分析結果から、塩素濃度が高く、海水の10分の1程度と考えられる。底の方に、塩素濃度が高い水が漏れずに溜まっていると考えるのか、それとも取水量が増えても分析結果に変化がないので、よく拡散していると考えるのか。(岡本教授)

A. 取水量は累積の値であり、まだ7m^{3}には到達していないため、現時点でこれがサプレッションチェンバ濃度とは断定はできない。塩素濃度は比較的高く、初期の海水が希釈されたものと考えられる。(東電)

C. 想定通りではあるが、今回の分析の結果、高濃度の汚染水が確認されている。誤解を与えないよう、この水は漏えいしたものではなく、系統内の水であることをしっかりと説明いただきたい。(資エ庁)

Q. 全αは全て検出限界未満であるが、検出するものがあれば分析を進めていただきたい。(NDF) NDF⇒用語解説へ

A. 今回は系統を通してサプレッションチェンバより上部から採取しているが、底部のスラッジなども含めて採取すると全αは検出されるかもしれない。(東電)

2号機PCV水位管理に戻る

小目次に戻る

出典：2020年9月24日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第82回)　資料　東京電力
「廃炉・汚染水対策チーム会合 第81回事務局会議 議事概要(案)」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/09/0-3.pdf

概要に戻る

e 今回のサンプリングの取水経路である圧力抑制室（S/C）底部に接続する既設配管の探求

また今月は、筆者にとって謎であった、今回のサンプリングにおいて取水経路である圧力抑制室（S/C）底部に接続する既設配管 参照 とはどのようなものであるのか、また現在どのような状態にあるのか、調べ始めました。今のところ、唯一見つけられたのが下右の模式図です。この図から言うと、既設配管とは、ミニマムフローライン、高圧注水系（HPCI）蒸気管、水源切替ラインのいずれかということになります。筆者にはそれぞれがどのような配管なのか理解できていませんが、出典中より関連すると思われる記述を下に示しておきます。水源切替ラインについては不明です。

（次ページに続く）

復水移送ポンプのミニマムフローライン＝ポンプの保護のため設置されるラインで、ポンプの吐出側から分岐して、吸い込み側へ吐出流を戻すライン。消防車を使った代替注水時には、FP系を経由して、MUWC系の復水移送ポンプの吐出側に注水をしていたことから、本ラインを通じて、復水移送ポンプの水源である復水貯蔵タンクに代替注水の一部が流れ込んだ可能性がある。なお、ミニマムフローライン上には、流量制限オリフィスが設置されている。

高圧注水系（HPCI）蒸気管＝原子炉からはHPCIの蒸気配管を通じて蒸気の流出を継続させていたこと、S/Cに外部から低温の水を持ち込むことで格納容器圧力の上昇が抑制されたと推定されている。

2号機PCV水位管理に戻る

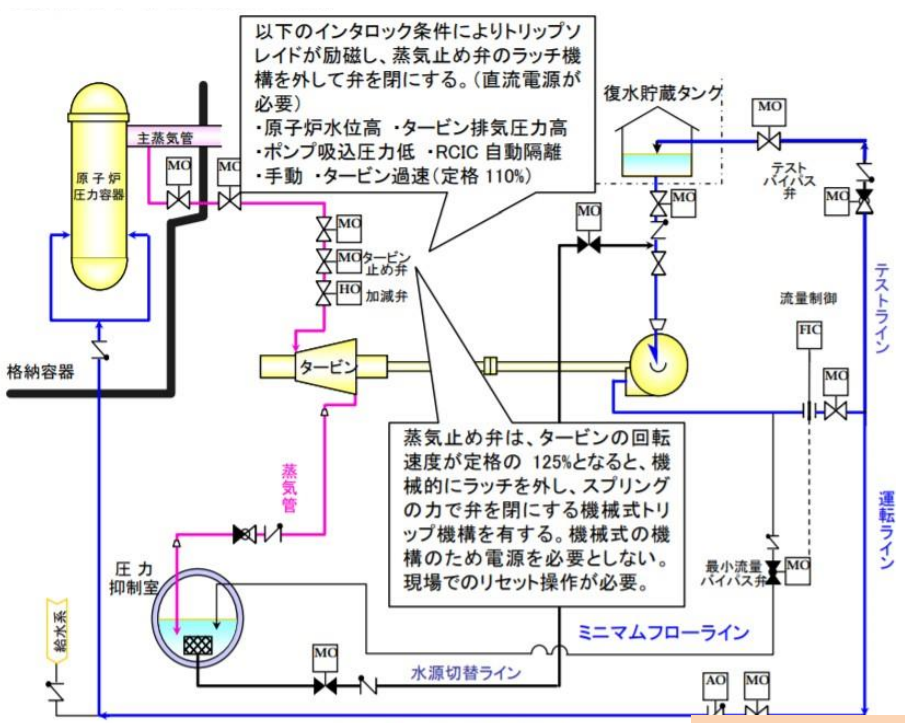


図　RCIC 系統概略図

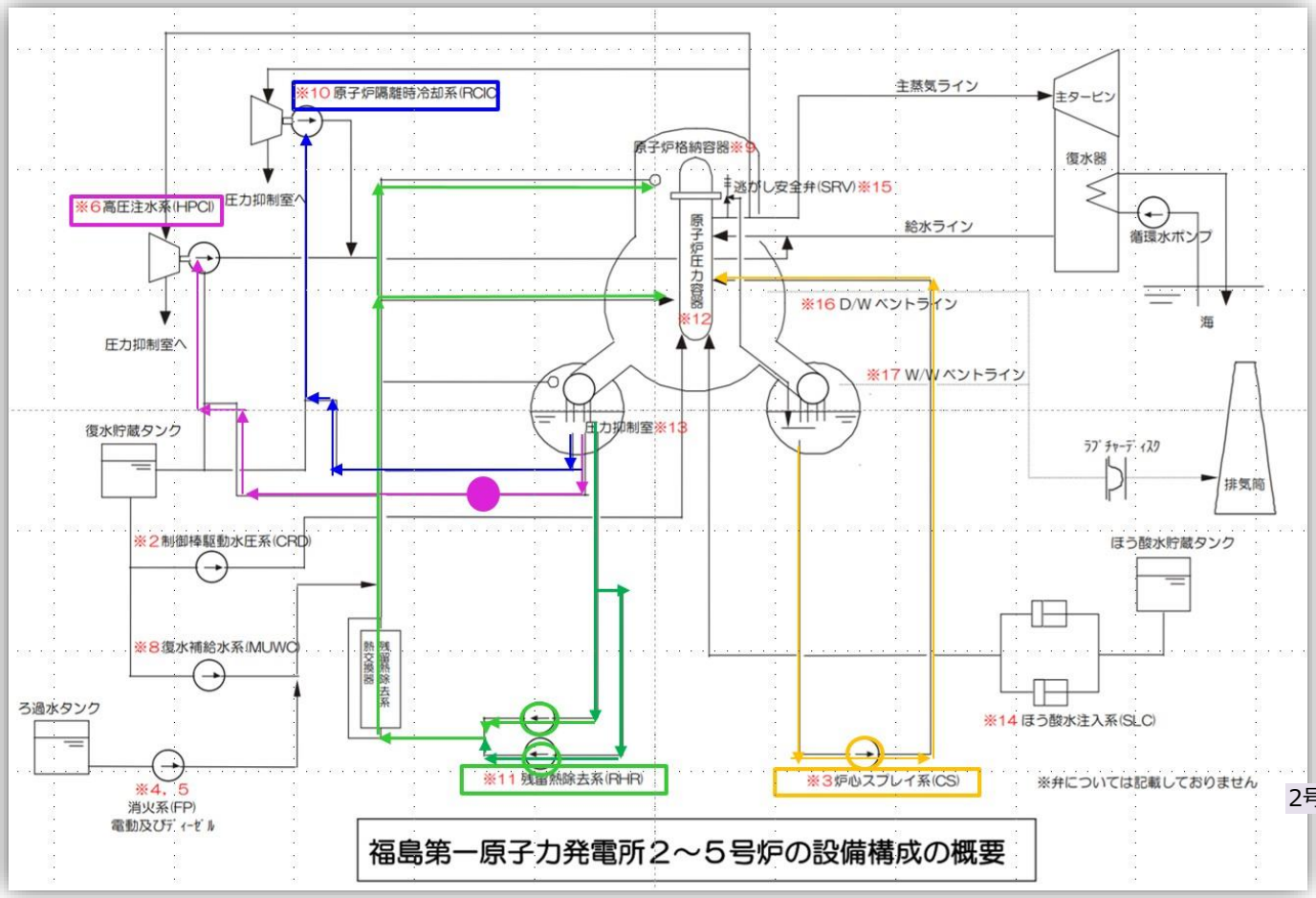
小目次に戻る

出典：2015年5 月20 日　東京電力 資料
「福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第３回進捗報告」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2015/150520j0102.pdf

概要に戻る

前回レポートまで、取水経路である圧力抑制室（S/C）底部に接続する既設配管がどの配管であるか頭を悩ましてきました。しかし、今回出典によって、今回取水した既設配管は相変わらず不明なものの、本格取水時の取水経路としての既設配管は絞られてきました。（下図の色線は筆者）

（次ページに続く）



2号機PCV水位管理に戻る
小目次に戻る

出典：2020年10 月29日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第83回）資料 東京電力 「3号機PCV水位低下に向けた検討状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-5.pdf

概要に戻る

f　今回サンプリングのまとめ

既設配管の探求で回り道しましたが、2020年7月23日に始まった3号機圧力抑制室（S/C）内汚染水のサンプリング は、2020年9月18日のサンプリング(結果は左下引用表)をもって終了したようです。 参照

東京電力は、一連のサンプリングからS/C内汚染水の水質について、全α濃度は検出限界値未満であり、この点からは、S/C内汚染水は現状の汚染水処理設備へ移送可能であろうとしています。

一方、放射性物質濃度(Cs−137，全β)は、累積取水量の増加に伴って若干の低下は見られたものの、現状の建屋滞留水と比較して一桁以上高く（右下引用表赤枠部分）、3号機原子炉格納容器内汚染水の低下のための取水設備の仕様及び運用に、厳しい制約条件が課されることになります。

3号機原子炉注水停止試験結果に戻る

取水設備に関わる対応状況についてに戻る

2号機PCV水位管理に戻る

分析項目	単位	採水日
		2020/9/18
累積取水量	m^3	14.5
全α※	Bq/L	<5.73E+00
全β	Bq/L	7.88E+08
Sr-90	Bq/L	6.45E+07
Cs-134	Bq/L	3.15E+07
Cs-137	Bq/L	6.07E+08
塩素	ppm	1800
Ca	ppm	20
Mg	ppm	56
H-3	Bq/L	1.08E+07

※全αは分析期間全てND（検出限界値未満）

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※1		
全α※2	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

※1：2020年4月~9月までのプロセス主建屋滞留水　分析値の平均
※2：S/C内包水(底部)の全α濃度が低い原因として，既設配管の接続位置やサンプリング時の取水速度が考えられるが，運用に際し水質の分析等を行いつつ対応することを検討予定。

小目次に戻る

出典：2020年10月29日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第83回）資料 東京電力「3号機 PCV水位低下に向けた検討状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-5.pdf

概要に戻る

【取水設備に求められる機能】

水位を低下させたい3号機原子炉格納容器は、2020年10月28日現在、2.9 m³/hの注水を受けつつ6 m強の水位を保ってます。これを原子炉建屋1階床面下まで低下させるための取水設備に求められる機能としては、まず、原子炉注水量以上の取水ができることが求められます。また、取水位置は当然、原子炉建屋1階床面以下ということになります。

ここから、配管の口径条件が絞られ、また、途中に操作できない「閉」状態の弁等がないことが求められます。この二つの条件に合う既設配管は、残留熱除去系（RHR）(A)・(B)系配管（前々ページ図の緑色の配管）、およびコアスプレイ(CS)系配管（同じく黄色の配管）です。東京電力は、さらに左下引用図表に示された当該箇所の線量率から、RHR(A)系配管を取水個所とし、右下引用図のように自吸式ポンプによる取水とすることを固めたようです。

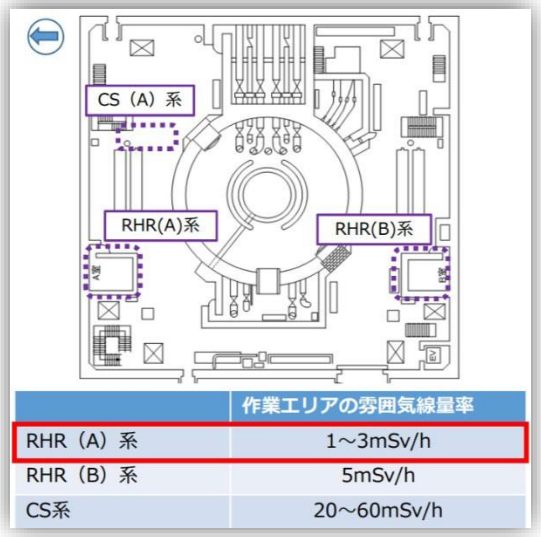
また当然取水個所の水位を計測するための水位計の設置も必要で、東京電力はこの水位計については、耐放射線性も考慮し滞留水移送でも実績があるバブラー式をメインに考えているようです。

（次ページに続く）

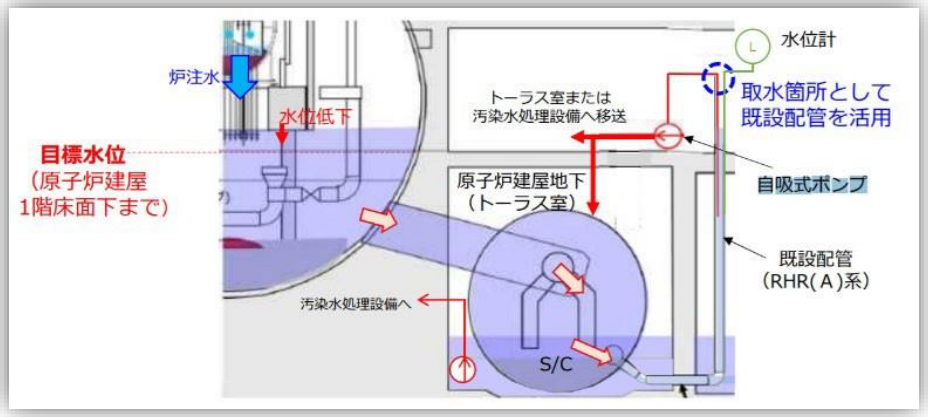
取水設備に関わる対応状況についてに戻る

2号機PCV水位管理に戻る

用語解説へ：
残留熱除去系（RHR）
コアスプレイ系(CS)



	作業エリアの雰囲気線量率
RHR（A）系	1～3mSv/h
RHR（B）系	5mSv/h
CS系	20～60mSv/h



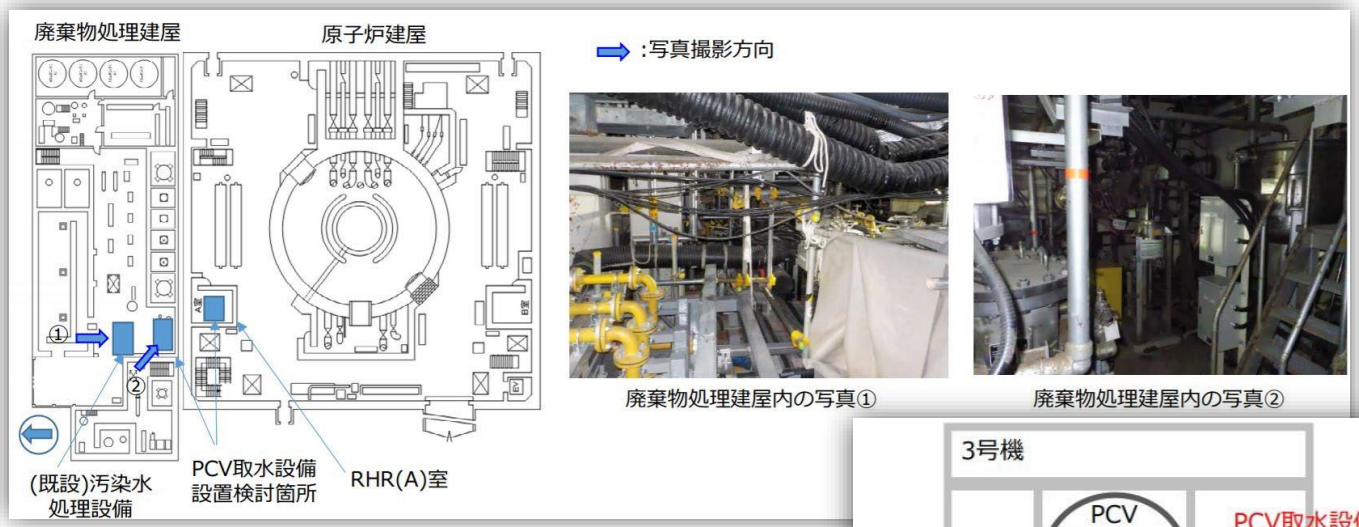
小目次に戻る

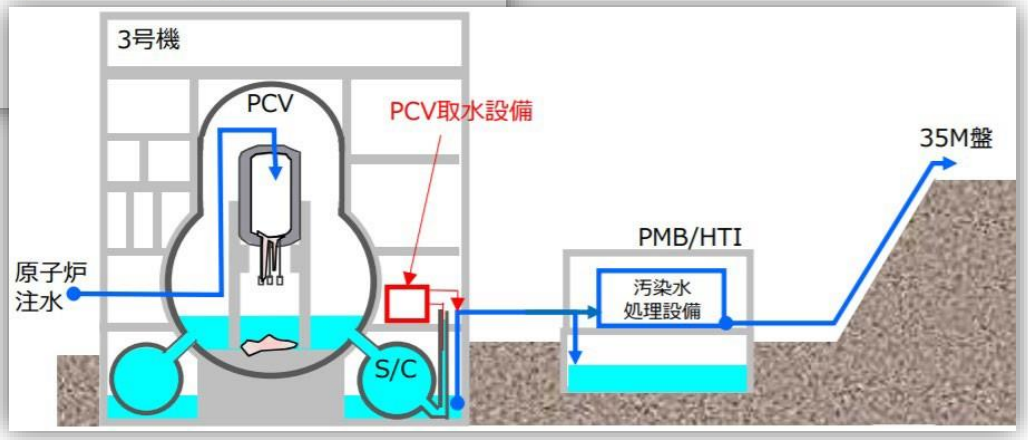
出典：2020年10月29日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第83回）資料 東京電力「3号機 PCV水位低下に向けた検討状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-5.pdf

概要に戻る

【移送先の選定】

東京電力は、現時点での取水設備設置個所として、引用図表の通り、原子炉建屋内のRHR(A)室ないし廃棄物処理建屋を考えています。





その後、PMB（プロセス主建屋）/HTI（高温焼却建屋）に設置する汚染水処理設備で汚染水を浄化処理し、既存の処理水タンクに（ALPS経由？）移送するプロセス（右引用図）を主な案として検討しているようですが、クリアすべき諸条件は厳しく、この経路が次ページ以下に述べる諸条件をクリアできない場合は、一旦、原子炉建屋地下（トーラス室）へ移送するという経路も考えているようです。

（次ページに続く）

2号機PCV水位管理に戻る

小目次に戻る

出典：2020年10月29日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第83回）資料 東京電力「3号機 PCV水位低下に向けた検討状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-5.pdf

概要に戻る

【他のクリアすべき諸条件】

将来取水される汚染水は極めて高い放射性物質濃度を有しており、東京電力は、取水開始前にクリアしておくべき課題として、現時点で以下のことを挙げています。

被ばく抑制の観点から，線量が上昇するエリアの拡大を抑えること。

・汚染水処理における運用や性能に支障を生じさせないよう、移送前の段階で、水質の確認、移送量の調整や希釈等が可能であること。

・今後選定される取水設備機器の耐放射線性・耐食性は今回サンプリング汚染水分析結果に耐えるものであること。

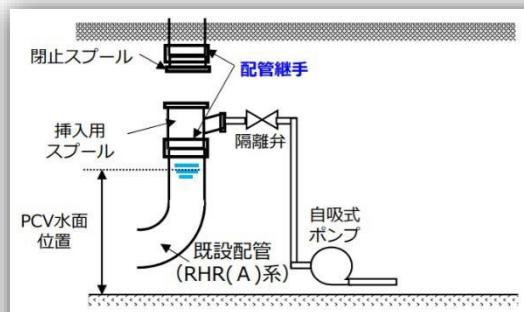
・取水設備は、取水設備を構成する機器を挿入するため、既設配管を切断することになるので、漏えい防止のため新たなバウンダリを構築すること。

・既設配管の設置箇所は環境線量が高く、メンテナンス性や施工に伴う被ばく低減のため、自吸式ポンプの取水ホースおよび水位計は一体で挿入すること。

・取水ホースと水位計の挿入用スプールの接続部については、原子炉格納容器（PCV）内の常用監視計器で実績がある配管継手を採用すること。

・取水設備は廃棄物処理建屋への設置を主に検討しているので、震災前の既存設備や、震災後に設置した汚染水処理設備との干渉を考慮し現場施工性を検証すること。

そして、上記の現場施工性が確認できたのち、実施計画変更を申請し、取水設備の設置、PCVからの取水と進めていくとしています。



取水ホース設置のイメージ（既設配管切断後の状態）


配管継手イメージ
使用圧力：～1.0MPa

2号機PCV水位管理に戻る
小目次に戻る

出典：2020年10月29日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第83回）資料 東京電力「3号機 PCV水位低下に向けた検討状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-5.pdf

概要に戻る

g　特定原子力施設監視・評価検討会で指摘された

3号機原子炉格納容器内の水位低下に向けた問題点

3号機原子炉格納容器(以下、PCV)内の滞留汚染水の水位低下、およびその準備として今回実施された圧力抑制室(以下、S/C)内包水のサンプリング(前ページまで)について、2020年10月19日に開催された特定原子力施設監視・評価検討会において、筆者がレポートしきれなかった問題点がいくつか指摘、回答されていたので、紹介しておきます。

詳しくは下記出典14ページ～32ページをご参照ください。

・ステップ1からステップ2　参照　に至る相当長期の期間、3号機のS/Cから水は出ていけずPCV水位は変わらない状況が続く。

・この間に、S/Cの接続配管破断というリスクも存在し続ける。

・3号機PCVの水位低下の主な目的はPCVの耐震性向上にあるが、現在進められている建屋滞留水の処理においても、現状では3号機のトーラス室の水位がタービン建屋の水位よりも高く、原子炉建屋からタービン建屋に滞留水が流入するリスクがある。

・ステップ2のガイドパイプを入れるというのは、非常に線量面および技術的ハードルが高い。ステップ1の目標値として、床面露出までということだが、ステップ2とは設備要件に大きな隔たりがあるので、その間のステップというのは、細かく刻んでおく必要がある、その部分については別の案を常に持っておくべき。

今回採取したS/C内包水は全α濃度が検出限界値未満だったが、S/C内包水全てを代表しているというわけではない。今後高濃度の全αが検出された時、どう処理するのかを考えておかなければならない。

取水設備に関わる対応状況についてに戻る　2号機PCV水位管理に戻る　小目次に戻る

出典：2020年10月19日 特定原子力施設監視・評価検討会(第84回) 議事録」
https://www.nsr.go.jp/data/000334946.pdf

概要に戻る

h　3号機 原子炉格納容器内取水設備に関わる対応状況について

3号機の原子炉格納容器(以下、PCV)内の滞留汚染水の水位低下計画については、その前段階として2020年夏、原子炉圧力抑制室(以下、S/C)内包水の水質を把握するためのS/C内包水のサンプリングが実施されており、本レポートでもレポートしてきたところです。 参照 参照

その後2021年2月1日、東京電力は、原子力規制委員会に『福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画』のうち「3号機原子炉格納容器内取水設備の設置」を変更申請し、原子力規制委員会は7月27日にこの申請を認可しています。

そして2021年11月、東京電力は、10月から3号機PCVの水位低下計画を開始していることを明らかにしました。

3号機PCV内の滞留汚染水の水位低下計画については、昨夏のS/C内包水のサンプリングの結果、S/C内包水が建屋滞留水と比較して一桁以上高い放射性物質濃度(Cs-137，全β)であることが分かっています。このため、東京電力自身が、取水設備の仕様及び運用についての厳しい制約条件を明らかにするとともに、2020年10月19日の特定原子力施設監視・評価検討会(第84回)でも解決すべき課題を指摘されています。

それでは次ページ以降で、今回計画を、この計画に係る制約条件・課題等が、今回計画でどのようにクリアされているか、変更認可申請書「3号機原子炉格納容器内取水設備の設置」、および今回資料「3号機　原子炉格納容器内取水設備に関わる対応状況について」を見ながら、レポートします。

参照　2号機PCV水位管理に戻る

出典：2021年11月25日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第96回） 資料 東京電力
「3号機 原子炉格納容器内取水設備に関わる対応状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/11/96-3-4-4.pdf

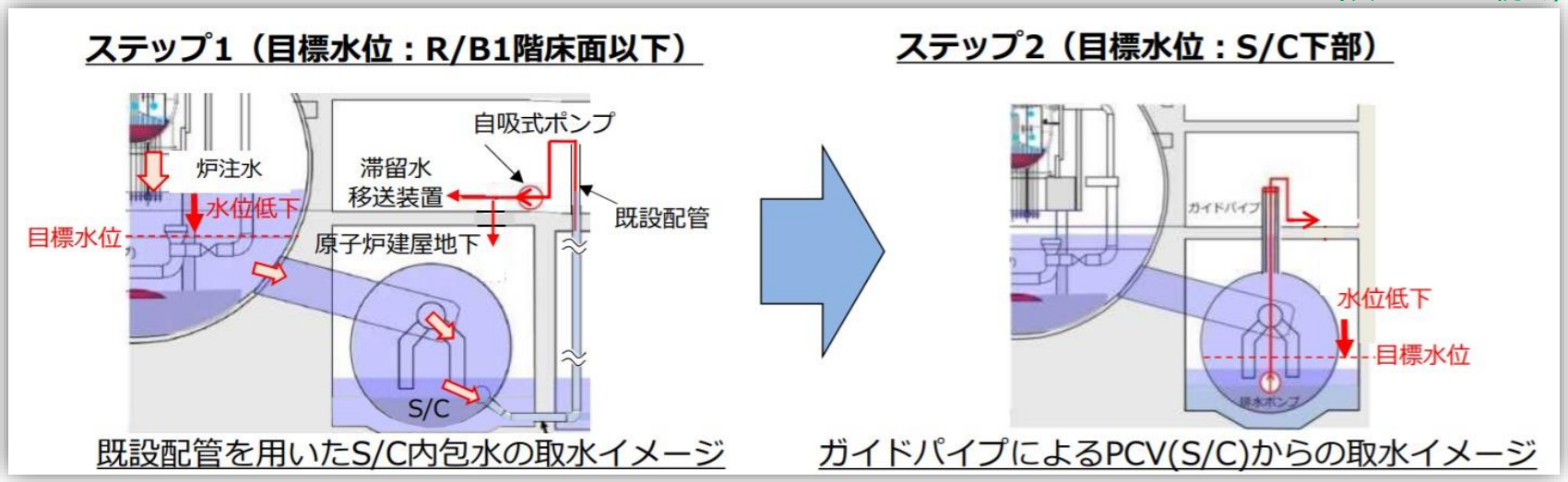
小目次に戻る
概要に戻る

東京電力は今回計画の概要を以下のように示しています。

・耐震性向上策としてPCV(S/C)水位低下を行うため，以下の通り段階的に水位を低下することを計画。
・ガイドパイプ設置等（ステップ2）に先立ち，現状水位（R/B1階床上約1m）をR/B1階床面以下に低下（ステップ1）する。
・ステップ1では、S/C下部に接続する既設配管を用いて自吸式ポンプによる取水を計画。
・取水設備は，3号機原子炉建屋の既設配管（RHR(A)系）より取水し，原子炉建屋地下又は既設の滞留水移送装置へ送水。
・設置場所の線量等も考慮し，主な設備は3号機廃棄物処理建屋に配置する計画。

そしてこのような計画に沿って、2021年10月から、各建屋間に亘る配管およびケーブルの敷設に伴う壁面の穿孔を開始したようです。

（次ページに続く）



出典：2021年11 月25日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第96回） 資料 東京電力
「3号機 原子炉格納容器内取水設備に関わる対応状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/11/96-3-4-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

そして今後の作業の進め方については、

・壁面穿孔作業完了後，既設配管に取水点を構築する。分水栓及び仮設ポンプによる水抜きを行った上で，既設配管を切断し，取水ホース等の挿入を実施。

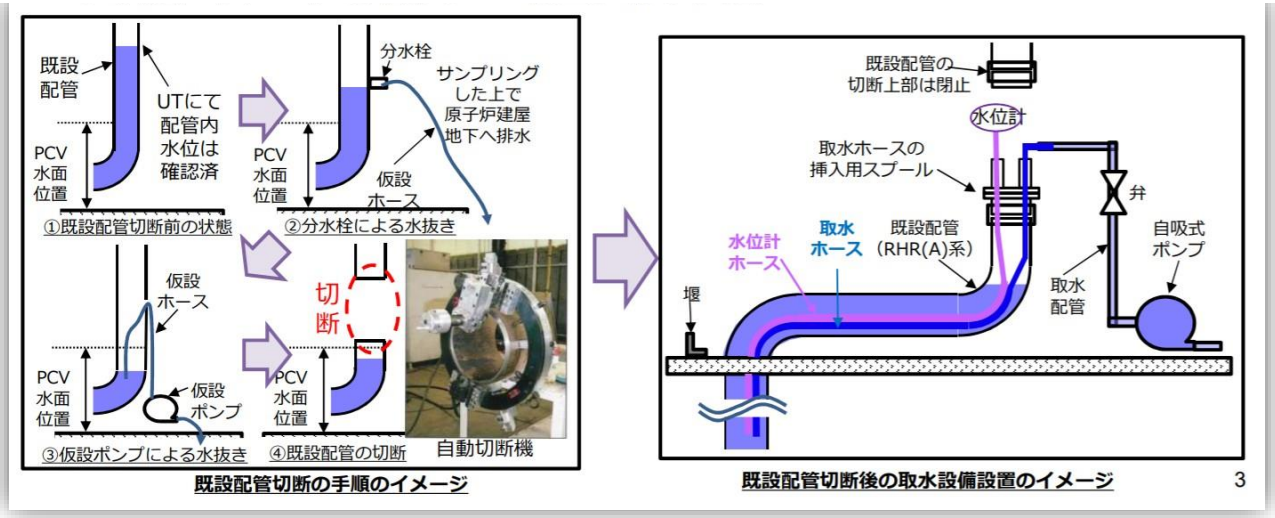
・既設配管の水抜きの際は，既設配管内の水のサンプリングを行い，滞留水移送/処理に影響がないことを確認した上で，原子炉建屋地下(トーラス室)へ排水。

・被ばく低減のため、既設配管の切断は、自動切断機を用いて遠隔操作にて行う計画（12月～）。

・なお、切断部とPCVとの隔離(既設弁の閉操作)は実施済であるが、作業時は，PCV関連パラメータを確認しつつ慎重に行う予定。

としています。

（次ページに続く）



出典：2021年11月25日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第96回）資料 東京電力
「3号機 原子炉格納容器内取水設備に関わる対応状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/11/96-3-4-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

ここからは、この計画を進めるに当たって、東京電力自身による取水設備の仕様及び運用についての制約条件、および特定原子力施設監視・評価検討会(第84回)で指摘された課題が、『福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画』変更認可申請の一部補正「2.49　3号機原子炉格納容器内取水設備」、または、「3号機　原子炉格納容器内取水設備に関わる対応状況について」においてどのように反映されているかを見ていきます。

なお、課題末尾の()書きは課題提出者、⇒後の対応策末尾の()書きは対応策が記載されていた出典です。

＜筆者が出典から対応策の読み取れた課題＞

・原子炉注水量以上の取水ができること(東京電力)

⇒取水ポンプ台数2(うち予備は1台)容量5 m^3/h(1台あたり)揚程65 m(変更認可申請書)

・取水位置は原子炉建屋1階床面以下であること(東京電力)

⇒前々ページ画像(取水設備に関わる対応状況について)

・配管の口径条件、および途中に操作できない「閉」状態の弁等がないこと(東京電力)

⇒残留熱除去系配管(A)　配管口径:400 A/500 A(変更認可申請書)

・取水個所の水位を計測するための水位計を設置すること(東京電力)

⇒原子炉格納容器内取水設備は，主に取水ポンプ，配管，水位計で構成する。(変更認可申請書)

・線量が上昇するエリアの拡大を抑えること(東京電力)

⇒機器の表面線量を数mSv/h以下とするよう，鉛マット等により放射線を適切に遮へいする(変更認可申請書)

(次ページに続く)

出典：2021年7月27日 原子力規制委員会
「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画の変更認可申請（３号機原子炉格納容器内取水設備の設置）に係る審査について」
https://www.nsr.go.jp/data/000360526.pdf
2021年7月7月14日　2021年2月1日『福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画』
変更認可申請の一部補正「2.49 ３号機原子炉格納容器内取水設備」
https://www.nsr.go.jp/data/000359317.pdf
2021年11月25日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第96回） 資料 東京電力
「3号機 原子炉格納容器内取水設備に関わる対応状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/11/96-3-4-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

・適切な移送先を選定すること（東京電力）

⇒3号機原子炉建屋地下（変更認可申請書）又は既設の滞留水移送装置（取水設備に関わる対応状況について）

・耐放射線性・耐食性は今回サンプリング汚染水分析結果に耐えるものであること（東京電力）

⇒取水設備のポリエチレン管は，数年程度の使用では放射線照射の影響を受けることがないと考える（変更認可申請書）

⇒取水設備の耐圧ホースの材質であるEPDM合成ゴムは数年程度の使用では放射線照射の影響により大きく劣化することはないと考えられる（変更認可申請書）

⇒取水ポンプについては，耐腐食性に優れた二相ステンレス鋼を使用する。配管については，耐腐食性に優れたEPDM合成ゴム製耐圧ホース，ポリエチレン管，及びポリエチレンⅡ-2-49-3による内面ライニングを施した鋼管を使用する（変更認可申請書）

・既設配管を切断することになるので、漏えい防止のため新たなバウンダリを構築すること（東京電力）

⇒異物混入防止のため配管スプールを用いた養生を行う。なお，取水ポンプの運転に伴う残留熱除去系配管(A)内の水位変動に伴う配管内の気圧変動を抑制するため，養生部にベントラインを設ける。（変更認可申請書）

⇒切断部とPCVとの隔離(既設弁の閉操作)は実施済（取水設備に関わる対応状況について）

（次ページに続く）

出典：2021年7月27日 原子力規制委員会
「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画の変更認可申請（３号機原子炉格納容器内取水設備の設置）に係る審査について」
https://www.nsr.go.jp/data/000360526.pdf
2021年7月7月14日　2021年2月1日『福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画』
変更認可申請の一部補正「2.49 ３号機原子炉格納容器内取水設備」
https://www.nsr.go.jp/data/000359317.pdf
2021年11月25日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第96回） 資料 東京電力
「3号機 原子炉格納容器内取水設備に関わる対応状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/11/96-3-4-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

＜筆者が出典から対応策を読み取れなかった課題＞

・汚染水処理設備で汲み上げた汚染水を浄化処理すること（東京電力）

・移送前の段階で、水質の確認、移送量の調整や希釈等が可能であること（東京電力）

・メンテナンス性や施工に伴う被ばく低減のため、自吸式ポンプの取水ホースおよび水位計は一体で挿入すること（東京電力）

・取水ホースと水位計の挿入用スプールの接続部については、原子炉格納容器（PCV）内の常用監視計器で実績がある配管継手を採用すること（東京電力）

・取水設備は設置する廃棄物処理建屋の、震災前の既存設備や、震災後に設置した汚染水処理設備との干渉を考慮し現場施工性を検証すること（東京電力）

・原子炉建屋からタービン建屋に滞留水が流入しないようにすること（特定原子力施設監視・評価検討会）

・ステップ2のガイドパイプを入れるというのは、非常に線量面および技術的ハードルが高い。ステップ1の床面露出とステップ2とは設備要件に大きな隔たりがあるので、その間のステップを細かく刻んでおくこと（特定原子力施設監視・評価検討）

筆者が出典から対応策が読み取れなかったこれらの課題が今回の計画でどう取り扱われているかは、今後作業が進捗する中でおいおい明らかになると思います。

出典：2021年7月27日 原子力規制委員会
「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画の変更認可申請（３号機原子炉格納容器内取水設備の設置）に係る審査について」
https://www.nsr.go.jp/data/000360526.pdf
2021年7月7月14日　2021年2月1日『福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画』
変更認可申請の一部補正「2.49 ３号機原子炉格納容器内取水設備」
https://www.nsr.go.jp/data/000359317.pdf
2021年11月25日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第96回）資料 東京電力
「3号機 原子炉格納容器内取水設備に関わる対応状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/11/96-3-4-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

ⅰ　配管内の可燃性ガスの発見によるPCV取水設備設置工事の中断

原子炉格納容器（以下、PCV）の耐震性向上を目指し、PCV水位を低下させるため2021年10月から開始されている取水設備設置工事は、使用する配管内に可燃性ガスが確認され、そこに事故由来の長半減期核種であるKr−85も含まれていることから中断しています。 筆者の混乱に戻る

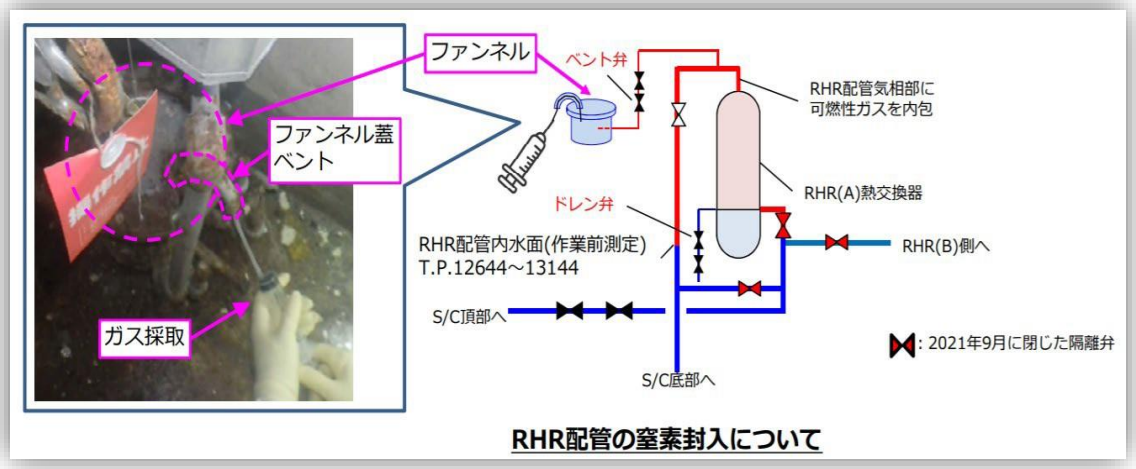
東京電力は、今後の対応について、配管切断作業の安全確保のため，熱交換器・配管に滞留しているガスを抜き出し・置換する必要があるとしています。滞留ガスの抜き出し・置換作業の手順については、作業エリアであるRHR ⇒用語解説へ

熱交換器室1階のガス濃度、ダスト濃度の監視や換気も含めた資機材、手順の準備を整えた上で、RHR熱交換器ドレン弁から窒素を封入し、RHR配管ベント弁から配管内ガスを排出します。ガスパージ作業は2022年1月18・19・21日に行われ、可燃性ガスの濃度の低下が確認されました。

なお、ガスの滞留範囲、濃度等から敷地境界への影響を評価し、十分低いことが確認されているとしています。

取水設備設置工事は、滞留ガスの抜き出し・置換作業を完了し、安全が確保されてから作業を再開するとしています。

なお、取水設備設置工事全体のスケジュールは次々ページです。



出典：2021年12 月23日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第97回）資料 東京電力「3号機 PCV取水設備設置工事の対応状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/12/97-3-4-5.pdf
2022年1月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第98回）資料 東京電力
「3号機 PCV取水設備設置工事に関わる滞留ガスパージ作業の完了について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/01/3-4-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

原子力規制委員会　第97回特定原子力施設監視・評価検討会における RHR配管で確認された滞留ガスに関わる対応についての意見

2022年2月14日に開催された表記委員会において、3号機原子炉格納容器の水位低下のための取水設備の設置工事において、使用する配管内に水素ガスが確認され、そこに事故由来の長半減期核種であるKr−85も含まれていたことについて、以下のような議論がされています。

岩永（原子力規制庁）孤立した場所の空間に高濃度の水素があったということに対する安全対策、サイトの中の同じような場所において、同じようなリスクがないかどうかということについて東京電力はどう考えているか。

井上（東京電力）酸素濃度がない、新たなガスの投入等も考えられないことから、ガス爆発リスクということはないというふうに考えている。他の同じような場所の特定については線量の高いところが多く、これだけを優先することは困難であり、現場に変化を起こす可能性のあるところから抽出するなど、論点、絞り込みの仕方を含めて検討したい。廃炉作業を進める上で滞留ガス、水素等があるということを前提にしながら、安全に配慮して対応していくこととしたい。

高坂（福島県）設備は事故後の状態が10年以上放置されているので、その後にガス蓄積や放射性物質が蓄積している箇所が残存している恐れがある。廃炉作業で設備を撤去したり変更したりする場合には、水素ガスや放射性物質等が蓄積している場合に備えて、油断しないで、20%の水素濃度があるところに万が一酸素が入って爆発するようなことが無いように、事前に点検し必要な処置や対策をする等して慎重に進めていただきたい。

なお、取水設備の設置工事の再開については情報がありません。

出典：2022年2月24日 原子力規制委員会 第97回特定原子力施設監視・評価検討会 資料　東京電力
「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」
https://www.nsr.go.jp/data/000380948.pdf
同議事録
https://www.nsr.go.jp/data/000382839.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

- 今後，既設配管における取水点構築を行った後，配管/取水ポンプ等の設置及び電気・計測ケーブルの敷設を実施の上，系統試験を行う予定。
- 当初、取水点構築を12月中に終え，2021年度内の取水設備設置，2022年度明けからの運用開始を計画。
- ただし、今回確認された状況を踏まえ、安全を確保した上で取水点の構築を行うことを計画。



↑
2021年12月時点スケジュール

更新されたスケジュール　→

- 今後、既設配管における取水点構築を行った後、配管/取水ポンプ等の設置及び電気・計測ケーブルの敷設を実施の上、系統試験を行う予定。
- 当初、取水点構築を12月中に終え、2021年度内の取水設備設置、2022年度明けからの運用開始を計画。
- 系統の滞留ガスパージ作業が完了したことから、配管の切断等の取水点の構築を再開。他設備の設置等を並行して進めているが、今後の干渉を含めた全体工程への影響を確認・調整の上、対応予定。

S/C内滞留ガスのパージ作業に戻る



出典：2021年12月23日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第97回）資料 東京電力「3号機 PCV取水設備設置工事の対応状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/12/97-3-4-5.pdf
2022年1月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第98回）資料 東京電力
「3号機 PCV取水設備設置工事に関わる滞留ガスパージ作業の完了について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/01/3-4-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

j　3号機 S/C内滞留ガスのパージ計画

この計画についてレポートする前に、筆者が、原子炉格納容器（以下、PCV）の耐震性向上を目指し、3号機のPCV耐震性を高めることを目的に水位の低下をめざして2022年3月末に設置された圧力抑制室（以下、S/C）取水設備を設置する際に、使用する系統配管内に可燃性ガスが確認されたため実施されたガスパージ作業と混同していたことを報告しておきます。

※ S/C取水設備設置のためガスパージした系統配管の位置関係については下記出典2のシート1を参照してください。

※ 今回、パージするS/C内滞留ガスの位置については3ページ先の引用画像を参照してください。

そこで、今回の本題である3号機S/C内滞留ガスのパージ計画の報告に入る前に、筆者がフォローを怠っていた3号機のS/C取水設備の設置および稼働経過、3号機PCV水位の経過を報告しておきます。

まず3号機のS/C取水設備の設置および稼働経過です。

下記出典2によると、

「PCV取水設備の設置は2021年10月から開始し，2022年3月末に完了。

3月28日から4月4日までろ過水による試験として，取水ポンプの運転確認及び流量調節弁の動作確認等を実施。

4月5日以降，既設RHR配管を経由してS/C保有水を取水し，以下内容の試運転を4月下旬まで実施予定。移送量は最大で合計30 m^3程度の見込み。

・移送先である3号機R/B地下(トーラス室)及び滞留水移送装置への送水確認

・PCV取水設備の運転状態（PCV水位低下/水位維持等）に応じた動作確認/流量調整」

とあります。

(次ページに続く)

出典：2023年9月28日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第118回）資料 東京電力「３号機 S/C内滞留ガスのパージ作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/09/09/3-3-4.pdf
2022年4月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第101回）資料 東京電力「３号機 PCV取水設備設置工事の対応状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/04/3-3-5.pdf
2022年9月29日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第106回）資料 東京電力「３号機原子炉格納容器内取水設備の運転開始について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/09/09/3-3-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

さらに下記出典3によると、

「現状，PCVの耐震性向上策として，段階的にPCV(S/C)水位の低下を行うことを計画している。
ガイドパイプ設置等（ステップ2）に先立ち，PCV水位をR/B1階床面以下で管理（ステップ1）するため，S/C下部に接続する既設RHR配管を用いて自吸式ポンプにより取水するPCV取水設備を設置した（5月に使用前検査終了証を受領）。
10月上旬より，PCV取水設備の運転を開始し，S/C底部から取水することで原子炉注水と入れ替えし，PCV水位低下に向けたS/C内包水の水質改善※1を実施。（※1：PCV取水設備の運転により，S/C内包水（高濃度汚染水）のCs-137濃度10E+8Bq/Lオーダから10E+7Bq/Lオーダ（建屋滞留水相当）まで低下（目標）することで，PCV水位低下時の取水による水処理設備等への影響を抑制（2023年度末まで実施予定）。）」

とあります。（注：下線は筆者）

そして、下記出典4以降現在に至る「工程表（燃料デブリ取り出し準備）」によると、2022年10月から3号機格納容器内取水設備の運転の継続が記されています。
つまり、3号機のS/C取水設備は設置が完了し2022年10月より稼働しているが、現状では3号機PCV水位を低下させず、PCV水位低下時の取水による水処理設備等への影響を抑制するため、S/C底部からの取水を原子炉注水と入れ替えS/C内包水の水質改善を図っているということだと思います。

（次ページに続く）

出典：2023年9月28日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第118回）資料 東京電力「３号機 S/C内滞留ガスのパージ作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/09/09/3-3-4.pdf
2022年4月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第101回）資料 東京電力「３号機 PCV取水設備設置工事の対応状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/04/3-3-5.pdf
2022年9月29日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第106回）資料 東京電力「３号機原子炉格納容器内取水設備の運転開始について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/09/09/3-3-5.pdf
2022年10月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第107回）資料 東京電力「工程表（燃料デブリ取り出し準備）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/10/10/3-3-1.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

次に3号機PCV水位の経過を見ておきます。

3号機格納容器（以下、PCV ）の水位については、下記出典5のシート21では、2021年4月27日時点で、T.P.9.6 m弱（PCV底面から約5.6 m）だったものが、2022年7月6日時点でPCV底面から約4.5 mとなったところまでは確認できる 参照 のですが、現在の水位については、3号機PCV 水位が記載されることになっている

「東京電力廃炉カンパニーホームページ　プラント関連パラメータ　6時間毎データ　3，4号機」

https://www.tepco.co.jp/decommission/data/plant_data/

の該当列では単位無しで「2」と表示されており意味が分かりません。

3号機PCV水位の経過については、2023年11月に公益社団法人「福島原発行動隊」が開催し、東京電力廃炉カンパニー職員等が講師として福島第一原子力発電所の廃炉の進捗状況について話される予定の第131回参院院内集会で確認してみようと考えます。

このことについて、公益社団法人福島原発行動隊により2023年11月22日に開催された参院院内集会において、講師として出席された東京電力スタッフに確認したところ、「2」は水位計の位置であり、下記出典6によればT.P.9,264 mmということであり、PCV底面からの水位は5.22 mということになります。

(次ページに続く。続報は1ページ跳ばします)

出典：2023年9月28日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第118回）資料 東京電力「３号機 S/C内滞留ガスのパージ作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/09/09/3-3-4.pdf
2022年4月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第101回）資料 東京電力「３号機 PCV取水設備設置工事の対応状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/04/3-3-5.pdf
2022年9月２９日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第106回）資料 東京電力「３号機原子炉格納容器内取水設備の運転開始について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/09/09/3-3-5.pdf
2022年10月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第107回）資料 東京電力「工程表 (燃料デブリ取り出し準備)」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/10/10/3-3-1.pdf
2022年4月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第101回）資料 東京電力「１号機 ＰＣＶ水位低下計画について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/04/4-3-4.pdf
東京電力資料「原子炉格納容器水位計器設置位置」
https://www.tepco.co.jp/decommission/data/plant_data/pdf_csv/pcv_watergauge-j.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

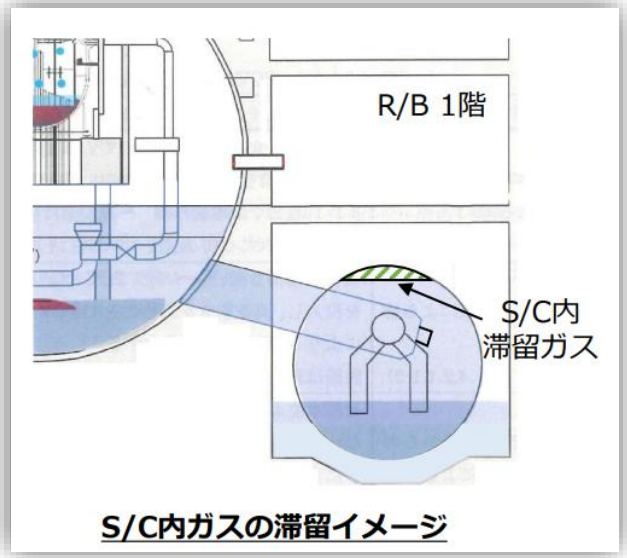
さて、ようやく、今回の本題の3号機 S/C内滞留ガスのパージ作業についてのレポートに移ります。

今回の3号機のパージ計画は2022年1月に完了したS/C取水設備設置のための系統配管 参照 の滞留ガスパージ作業とは独立したガスパージ作業のようです。（注：下線は筆者）

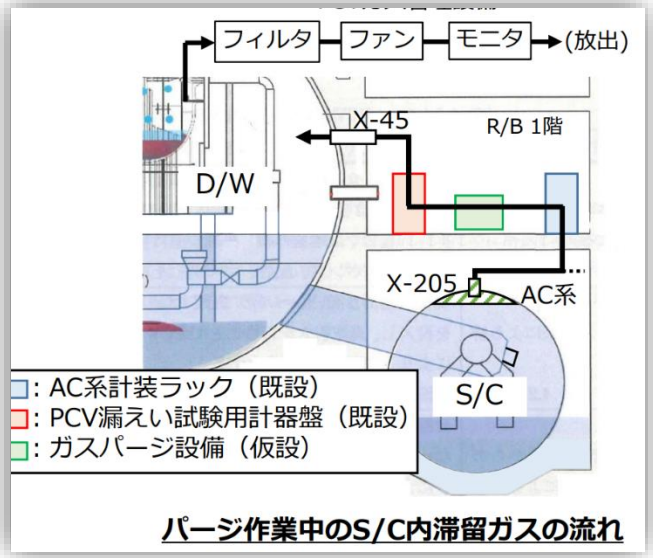
東京電力は、この計画について以下のように述べています。

- 3号機S/Cは，震災以降，窒素封入の実績が無いことから，事故時に発生したガスの滞留に加え，水の放射性分解による水素ガスもS/C内に滞留していると想定。
- 水素を含むS/C内滞留ガスは，PCV保有水によりS/C内で水封され安定状態にあると推定するが，S/Cからパージし水素燃焼に至るリスクを低減することで原子力安全の向上を図る必要あり。
- パージ作業は，既設設備のAC系計装ラック（S/C頂部に接続）とPCV漏えい試験計器盤（D/W気相部に接続）をガスパージ設備（仮設）を介して接続し，PCV保有水の水頭 ⇒用語解説 によりS/C内滞留ガスをD/W ⇒用語解説 に送気することで，PCVガス管理設備による管理放出を実施。

まず、S/C内ガスの滞留イメージとパージ作業中の 3 S/C内滞留ガスの流れについてイメージをつかむため画像を引用します。



S/C内ガスの滞留イメージ



パージ作業中のS/C内滞留ガスの流れ

（次ページに続く）

出典：2023年9月28日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第118回）資料 東京電力「３号機 S/C内滞留ガスのパージ作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/09/09/3-3-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

水素爆発のリスクを低減するために、3号機 S/C内の水素を含む滞留ガスのパージ（準備）作業は次々ページの工程で行われているようです。

東京電力によると、このガスパージ作業において、S/C 内滞留ガスの濃度測定（水素，酸素，硫化水素）およびガス採取・分析（Kr-85）したところ、S/C内滞留ガスの性状について下左表の結果が得られたということです。

右の引用表は過去の類似作業における測定・分析結果です。

分析項目	分析結果
水素	約75%
酸素	約1%
硫化水素	O.S.※
Kr-85	約1.46×10⁴Bq/cm³

※O.S.(オーバースケール)：測定上限は30ppm(=百万分の30)以上であるが，計器の特性上，水素濃度の影響を受け，O.S.となった可能性も有り

■ 滞留ガスの測定・分析の結果，Kr-85が検出されたことから，事故時に発生したガスがS/C内に滞留していたものと推定。

	1号機			3号機	
	RCW熱交換器入口ヘッダ配管	CUW逃がしライン逆止弁		RHR熱交換器（A）	(再掲)S/C
		上流配管	下流配管		
水素(%)	約72	0	約15.5	約20	約75
酸素(%)	約18	約1.0	約19.1	約0	約1
硫化水素(ppm)	約28	約10.2	約21.7	約20	O.S.
Kr-85(Bq/cm³)	約4	約1.2×10³	約1.9×10⁴	約2.64×10³	約1.46×10⁴

東京電力は、

・ ガスパージ設備にてガス採取・分析した結果，Kr-85を約1.46×104 Bq/cm³検出したことから，Kr-85放出による敷地境界における被ばく影響の評価を実施。 ・ 今回確認したKr-85濃度およびS/C内滞留ガスの体積（約1600 Nm³）を考慮し敷地境界における実効線量を評価した結果，低い値（約3.8×10^{-4} mSv）に留まることを確認。 ・ 当該値は，「1～4号機原子炉建屋からの追加的放出量の評価結果にて示す評価値（4×10^{-5} mSv/年）よりは大きいが，「年間1 mSvを満足する気体放出による評価値（ 3×10^{-2} mSv/年）」よりは十分小さいため，周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは小さいと考えている。

としています。

また、作業時の被ばく低減対策として、パージ作業中は当該設備フィルタに設置された線量計を監視し、有意な変動（バックグランドに対して指示値の上昇が継」続）を確認した場合は作業を中断するとしています。

さらに、パージ作業中は建屋内のエア採取およびKr-85濃度の分析を行い、建屋内へのガス滞留がないことを確認するとしています。次ページ右下の工程表によると、2023年12月19日に少量のパージが開始されているようです。

出典：2023年11月30日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第120回）資料 東京電力「３号機 S/C内滞留ガスの測定・分析結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/11/11/3-3-5.pdf
2023年12月21日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第121回)資料「３号機 S/C内滞留ガスのパージ作業の開始について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/12/12/3-3-6.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

k　3号機原子炉格納容器への窒素封入量の増加

2024年4月19日の東京電力によると、3号機において、2023年12月から2024年3月にかけて原子炉格納容器（以下、PCV）ガス管理設備の排気ファン上流で酸素濃度を測定したところ、約 2～3 %の酸素が検出されたそうです。

これを受け、東京電力は、PCV内は窒素封入により不活性状態を維持しており、今回の検出値からもその効果は確認できているが、PCV内にも同程度の酸素が存在している可能性があるため、PCVへの窒素封入量を増加させることにより酸素濃度をより低減し、PCV内の機器保全ならびに環境維持を図ることを明らかにしました。

筆者は、この窒素封入量の増加が、2023年12月のS/C内の水素を含む滞留ガスのパージの準備において、S/Cの気相部に75 %程度という高濃度の水素が滞留していることが確認されたこと（前ページ参照）、および2024年2月19日＜特定原子力施設監視・評価検討会第111回会合＞において、現在不活性雰囲気にある1・3 号機 S/Cの滞留ガスについて、触らないほうが一番安全なのではないかという意見が出されたこと 参照 とも関係しているのではないかと推量していますが、確証はありません。

＜PCV窒素封入量増加の経過と排気ファン上流での酸素濃度＞

4月19日、PCV窒素封入量：16.0 Nm^3/h→17.2 Nm^3/h ⇒排気ファン上流での酸素濃度：4月19日 0.8 %、4月22日 0.9 %

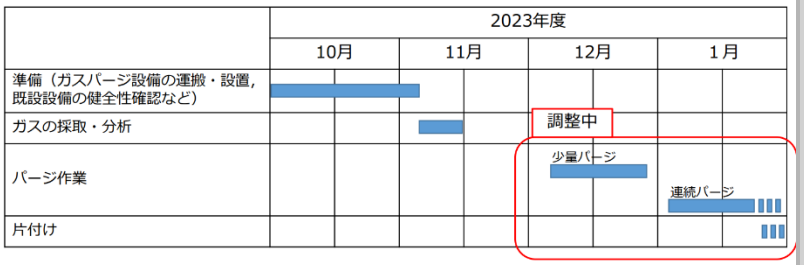
5月9日、PCV窒素封入量： 16.0 Nm^3/h（窒素ガス分離装置の運転号機切替の影響に伴い、17.2 Nm^3/h から 16.0 Nm^3/h まで減少した）→ 19.0 Nm^3/h

出典：2024年4月19日　東京電力「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」
https://www.tepco.co.jp/press/report/2024/pdf/240419j0101.pdf
2024年4月23日　東京電力「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」
https://www.tepco.co.jp/press/report/2024/pdf/240423j0101.pdf
2024年5月9日　東京電力「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」
https://www.tepco.co.jp/press/report/2024/pdf/240509j0101.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

■ S/C内滞留ガスの測定・分析結果を踏まえ，滞留ガスを放出した場合の敷地境界における実効線量の評価を行うとともに，今後のパージ作業に向けて，作業員のさらなる被ばく低減を目的に，追加的な対策を検討中。

■ 対策実施後，パージ作業を日中帯の数時間実施する予定。パージ作業初期は，パージ量を少量としPCVへの影響を確認後，パージ量を増加（最大5m³/h）する計画。



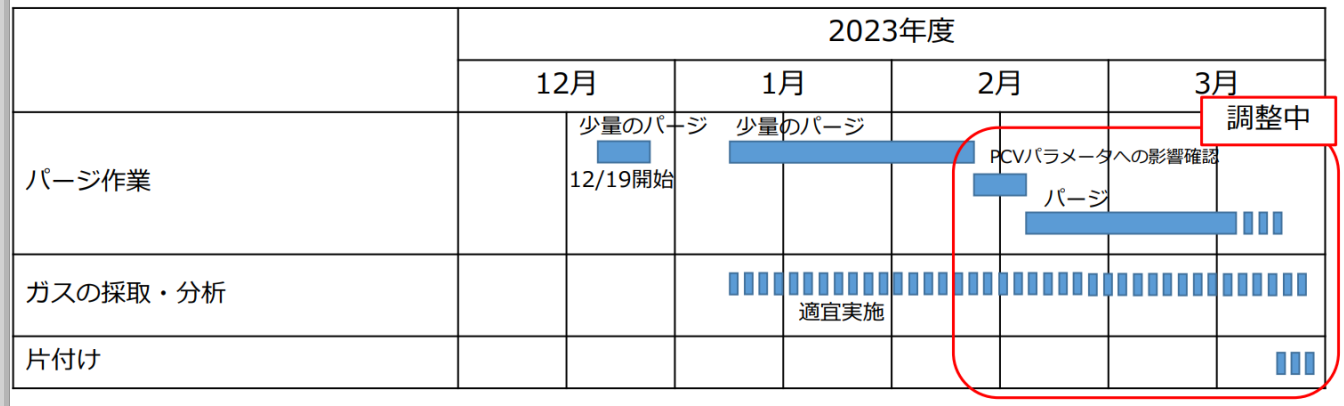
少量パージ：PCVへの影響確認をしながら，パージ量を徐々に増加
連続パージ：PCVに影響がないと確認できた最大量にてパージ（少量パージ同様に日中帯に実施する計画）

↑
2023年11月時点スケジュール

2023年12月更新スケジュール→

■ ガスパージによるPCVパラメータへの影響を確認するため，まずは1日あたり数m³とする少量のパージを実施。

■ 徐々にパージ量を増加させながら，PCVパラメータに影響がないと評価した量にてパージを実施。



パージ作業の進捗によっては
3月以降もの可能性あり。

小目次に戻る

出典：2023年11月30日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第120回）資料 東京電力「３号機 S/C内滞留ガスの測定・分析結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/11/11/3-3-5.pdf
2023年12月21日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第121回)資料「３号機 S/C内滞留ガスのパージ作業の開始について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/12/12/3-3-6.pdf

概要に戻る

4　現在進行中の作業（4）原子炉格納容器内部の状態変更

③　水位低減　a　1･3号機 原子炉格納容器水位低下計画について

1～3号機の原子炉格納容器（以下、PCV）では核燃料デブリを冷却するために1時間当たり約 3 m^3の注水を実施しています。事故時に圧力抑制室（以下、S/C）が損傷（推定）した2号機の水位は約30 cmであり、冷却用注水を掛け流している状態です。

一方、1号機では1.5 m未満、3号機では約 5.5 mです。

いずれも、PCV（S/C）の耐震性および経年劣化に不安を持たれていますが、とりわけPCV内部に大量の水を抱える1･3号機ではその不安は大きくなります。

3号機では段階的にPCV水位を低下させることが計画されています　参照　が、東京電力はこのたび、1号機についてもPCV水位を低下させる計画を明らかにしました。

目的は以下の二つとしています。

1、地震または劣化等によりS/Cが損傷した場合においても、PCV内汚染水の系外への流出を抑制すること。

2、燃料デブリ取り出し期間に亘ってS/Cをバウンダリ（PCV内外の遮断）として使用するため、構造健全性(耐震性)を維持すること。

2号機PCV水位管理に戻る　配置模式図に戻る　閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況に戻る

（次ページに続く）

小目次に戻る

出典：2021年4月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第89回）資料「１号機 ＰＣＶ水位低下計画について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/04/4-3-4.pdf

概要に戻る

ここで、東京電力が1号機の原子炉格納容器（以下、PCV。D/Wと圧力抑制室（以下、S/C）を合わせたもの）の水位を低下させるにあたっての課題としている事項を整理してみます。

（筆者注：PCV、D/W、S/Cの関係については次ページ右図をご覧ください）

【温度、ダスト濃度等の確認設備】

1号機におけるPCVの水位を2号機並みに低下させる場合、水位はD/Wの底部より約30 cmになります。そして、その状態で温度やダスト濃度等に問題がないことを確認することが必要になります。

しかし、現在最も低い位置にある温度計T1はD/W底部より52 cmの高さにあり、PCV水位低下による影響を確認できません。

また、1号機D/Wの現在の水位計は接点式であり、連続した水位の変化を測定できません。圧力計の追設に戻る

2021年2月13日の地震後の水位の低下に伴う注水量の増減の経過からは、注水量3 m^3/hではD/W水位が水位計L2（D/W底部より92 cm）を下回り、また、注水量を4 m^3/hに増加させると温度計T2（D/W底部より122cm）まで水位回復することが分かっています。

【温度、ダスト濃度等の上昇の可能性】

PCVの水位を低下させると、PCV内部の原子炉圧力容器の土台であるペデスタル内・外に堆積した燃料デブリの一部が露出し、温度やダスト濃度が上昇する可能性があります。

しかし、この問題については、2020年に実施した注水停止試験において、水位を水位計L2（D/W底部から92　cm）以下で約8日間、L1（底部から62 cm ）以下で約2日間とどめても、ダスト濃度等の上昇がないことが確認されています。東京電力は、この結果から、注水を継続していればこのレベルまで水位を低下させても温度、ダスト濃度等の上昇問題が発生しないかもしれないとしています。

（次ページに続く）

2号機PCV水位管理に戻る

小目次に戻る

出典： 2021年4月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第89回）資料「１号機 ＰＣＶ水位低下計画について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/04/4-3-4.pdf

概要に戻る

【水位を低下させる方法】　（参考）

1号機原子炉格納容器（以下、PCV）の、D/W（PCVのうちPCV底部の圧力抑制室（以下、S/C）を除いた部分 ）底部より約1.5 mという推定損傷＝漏えい個所の高さを考えると、注水冷却の停止だけではそれ以上の水位の低減は不可能です。

S/Cに推定損傷＝漏えい個所のある2号機並みに水位を低下（D/W底部より約30 cm）させるためには、何らかの方法で、アクセスが可能なS/Cから滞留している汚染水を汲み上げることが必要になります。

2号機PCV水位管理に戻る

東京電力は、汲み上げについていくつかの方法を検討しています。そのうち、3号機におけるS/C内包水の汲み上げの際に用いる、S/Cに新たにガイドパイプを設置する方法　参照　については、建屋内の設置スペースや線量等の観点から、解決しなければならない課題が多いとしています。

配置模式図に戻る

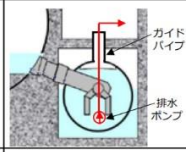
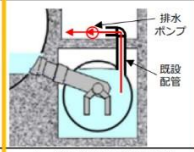
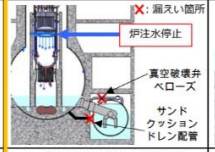
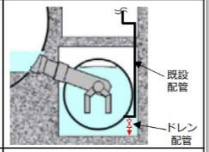
ちなみに、1号機の原子炉建屋は幅・奥行きは約 30 m と、2・3号機（幅・奥行きが約 40 m）に比べて狭くなっています。

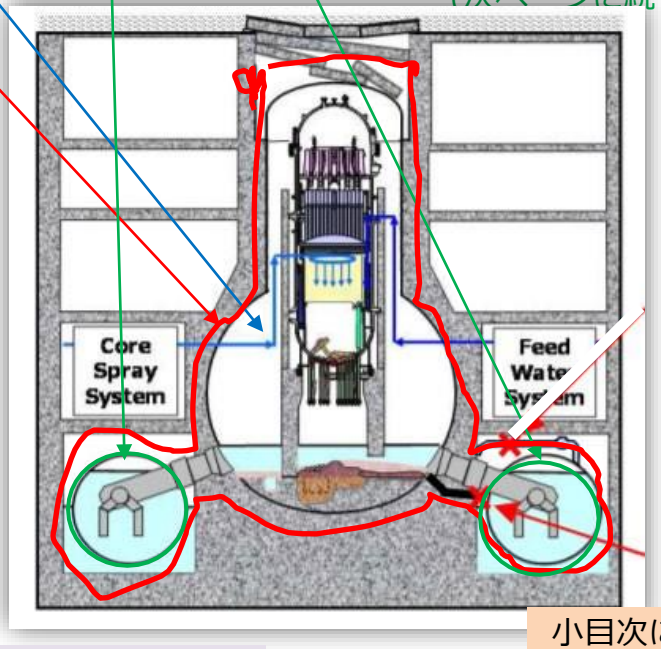
（次ページに続く）

7．1号機　PCV水位の更なる低下に向けた対応案

TEPCO

■ S/Cから取水（排水）するのに、以下の方法が考えられるが、建屋内のスペース、線量等が3号機と異なっており、1号機の状況を踏まえた対応を選択することが必要。

	ガイドパイプを用いた水位低下	①既設配管を活用した水位低下	②炉注水停止	③ドレン配管施工
イメージ図				
耐震性向上の有効性(水位低下範囲)	○（S/C下部）	△（S/C中心程度まで）	×（S/C水位は低下しない可能性あり）	○（S/C下部）
技術成立性	未定	△	○	未定
実施可能時期	未定	2023年度以降	長期間の炉注停止時期は未定	未定
安全・運用上の懸念	・ポンプによる水位制御により、プラント状態に応じた対応が可能	・ポンプによる水位制御により、プラント状態に応じた対応が可能	・燃料デブリに対する冷却性低下 ・温度上昇に伴うダスト濃度の上昇	・地下階は高線量（10^2mSv/hオーダー）であり，アクセス性が悪く操作性（非常時の対応）やメンテナンス性等に課題あり



出典：2021年4月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第89回）資料「１号機 ＰＣＶ水位低下計画について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/04/4-3-4.pdf

2号機PCV水位管理に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

【当面の対応】

このような条件から、東京電力は、1号機原子炉格納容器（以下、PCV）の水位に関する当面の対応として以下のように述べています。

① 当面の水位は、監視確保の観点から、水位計L2（D/W底部より92 cm）～温度計T2（D/W底部より122cm）間で維持する。

② 連続した水位監視のための圧力計を追設し、水位を評価する。

→接点式の水位計等との比較のため流量調整により、状況の変化を確認する。

【連続した水位監視実現（2021年5月上旬目途）後の対応】

③ ②で連続した水位監視が可能なことを確認後、水位計L1（D/W底部より62 cm）～水位計L2（PCV底部より92 cm）間での維持に変更する。ただし、水温確認のために温度計T1（D/W底部より52 cm）より上を維持する。

ただし、連続した水位監視ができない場合も、既存計器でダストに異常な上昇がないことを確認しながらの水位低減を検討する。

④ 水中ROVによる内部調査を行う際は、水位を回復させ、終了後に元の水位(③)に戻す。

次ページに引用した東京電力が示した二つの工程表を見ると、当面は、連続した水位監視を実現し、注水量の低減により最大温度計T1（D/W底部より52 cm）レベルまで水位を低下させつつ、2021年後半～2022年前半に水中ROVによる内部調査を実施するところまでのようです。

その後、2023年度中に取水設備を設置し、2023年または2024年から取水による水位低下を加えるというのが大まかな流れのようです。

2号機PCV水位管理に戻る

（次ページに続く）

小目次に戻る

出典： 2021年4月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第89回）資料「１号機 ＰＣＶ水位低下計画について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/04/4-3-4.pdf

概要に戻る

9．1号機 PCV（S/C）水位低下に向けて必要な対応について

TEPCO

■以下を踏まえ、PCV（S/C)水位低下に向けた対応を検討予定。

- 既述のPCV（S/C)取水の成立性検討を行うと共に、設置エリア周辺の環境改善。
- 1号機のPCV（S/C）水位低下する設備等を設計するにあたり、取水するS/C内包水の水質の把握（サンプリング機構設置・採水）。

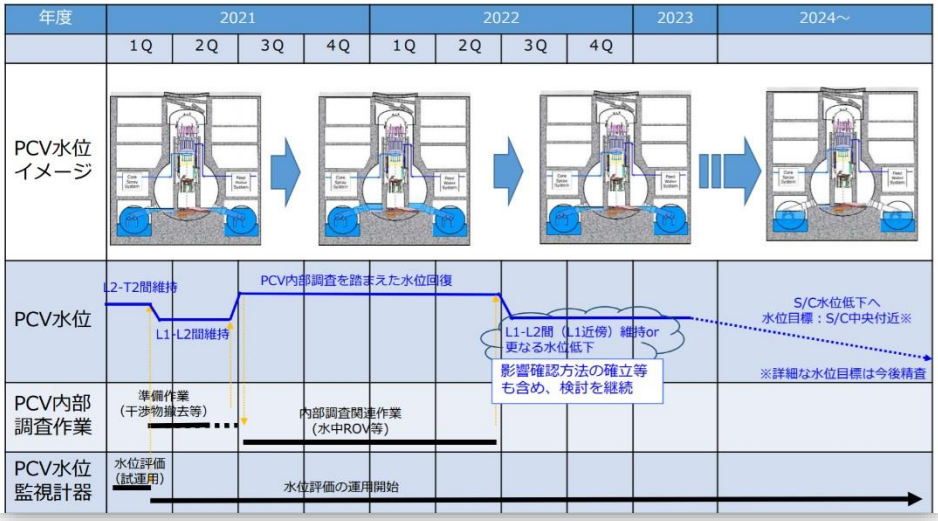
なお、注水量低減等によるPCV（D/W）の水位低下を検討すると共に、水位低下時のD/Wの水位・温度の監視方法も、並行して検討を行う。



１０．1号機 PCV水位低下計画について

TEPCO

■1号機PCV（D/W）水位低下に関わる方針及びPCV（S/C）水位低下に向けて必要な対応も踏まえ、以下の計画での対応を検討。



出典： 2021年4月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第89回）資料「１号機 ＰＣＶ水位低下計画について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/04/4-3-4.pdf

2号機PCV水位管理に戻る
配置模式図に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

原子炉格納容器への圧力計の追設、

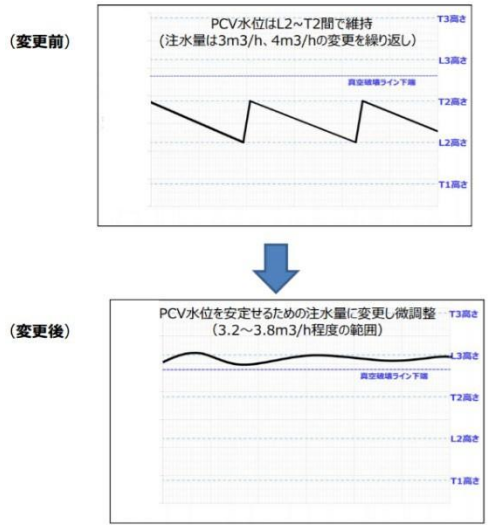
追設圧力計による水位評価、および注水量の変更

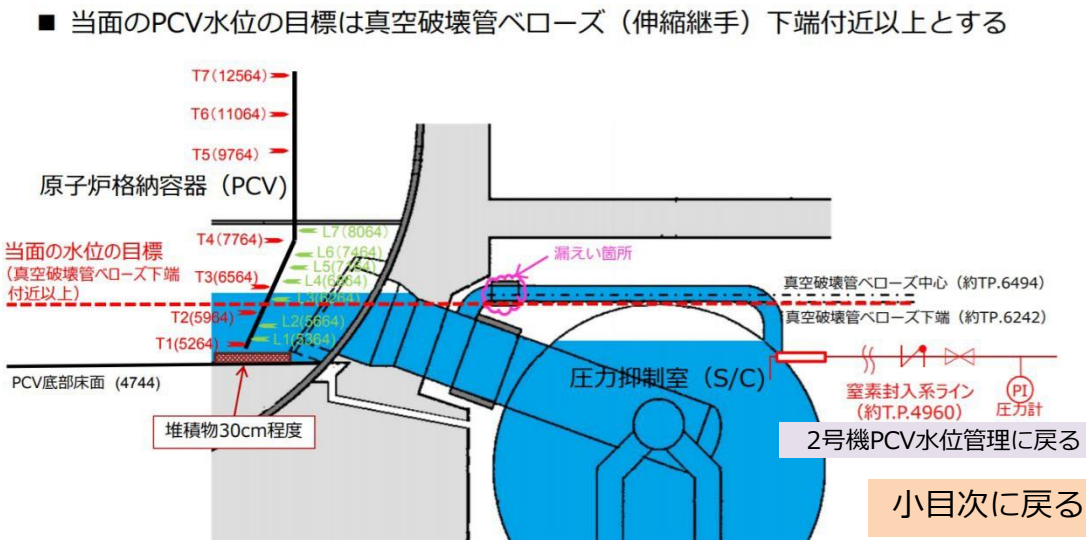
1号機の原子炉格納容器（以下、PCV）水位の測定は、一定の間隔（30cm）で設置された水位計や温度計にて評価しており、連続的に監視する手段がありませんでした 参照。東京電力は、この問題を解決するため、前々ページの【当面の対応】②にあるように、圧力計を追設し、PCV水位については、注水量を3 m^3/hおよび4 m^3/hで変更させながら、温度計T2～水位計L2の範囲で水位を維持することとし、PCV水位の傾向把握が可能か検証を行ってきました。

この結果、追設した圧力計による注水量の増加・減少に応じたPCV水位の傾向把握（水位の上昇・下降傾向）が可能と評価し、6月4日より運用を開始し、6月7日より、注水量を 4 m^3/hから 3.5 m^3/hに変更し、真空破壊管ベローズ（伸縮継手）下端付近以上の水位（PCV底面から約152 cm）で管理しています。1～3号機 PCV冷却注水量の低減（続報）に戻る

このことから1号機のPCVでは、2月13日の地震により、これまでに損傷が確認されていた真空破壊ラインベローズの損傷規模が0.5 m^3/h程度拡大したと推定されます（下図）。

（注水量変更前後の水位変化のイメージ）





出典： 2021年6月4日　東京電力　資料「福島第一原子力発電所 1号機および3号機原子炉格納容器における水位低下について（続報）」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2021/1h/rf_20210604_1.pdf

2号機PCV水位管理に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

b　2022年3月16日夜の福島県沖地震（マグニチュード7.3、イチエフでの地震動：水平221.3ガル、垂直202ガル（いずれも6号機））による、1号機原子炉格納容器水位の低下、および冷却注水量の変更について

前ページまででレポートしてきたとおり、1号機原子炉格納容器（以下、PCV）は、2021年3月13日の福島県沖地震により、真空破壊管ベローズ（伸縮継手、前ページ右図参照）付近の損傷規模が拡大したと推定されています。そのため、PCV水位については、2021年6月より、追設した圧力計による注水量の増加・減少に応じたPCV水位の傾向を把握しつつ、最終的に冷却注水量を3.5 m^3/hとし、真空破壊管ベローズ下端付近以上の水位（PCV底面から約152 cm）で管理してきました。

2022年3月16日夜、福島県沖で地震が発生しました。17日、東京電力は、PCV圧力が上下したこと（地震発生前（3月16日午後10時30分）：0.13 kPa→地震発生後（3月16日午後11時37分）：0.28 kPa→その後（3月17日午前5時37分）：0.00 kPa））を明らかにしました。この変動が下記の水位の低下と関係しているかどうかは分かりません。

PCV水位については、3月22日になって、＜地震当夜の3月16日時点で前述の追設圧力計による計算値で低下傾向が確認されていたが、継続監視としていた。その後、水位が緩やかではあるものの低下傾向にあると判断し、3月22日、3月14日にPCVに投入してあった内部調査用水中ROV-A2により水位を測定した＞と発表しました。

その結果、＜地震発生直後、一時的に約20cm低下(3月17日お知らせ済み（筆者注：未詳）)したのち、3月22日までに水位が約20cm低下していたことを確認した＞としています。

さらに、この低下により、燃料デブリの冷却は問題なく継続されており、外部環境への影響はないと判断し、注水量の調節により水中ROVの調査に必要な水位を確保したうえで、調査を再開したいとしています。

地震前3.5 m^3/hだった冷却注水量は、3月24日：5.5 m^3/h→3月26日：3.8 m^3/hと変更されています。

出典：2022年3月17日　東京電力　「地震情報（福島第一・福島第二原子力発電所関連）（続報4）」
https://www.tepco.co.jp/press/mail/2022/1693677_9006.html
2022年3月22日　東京電力「1号機及び3号機原子炉格納容器の水位について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2022/1h/rf_20220322_6.pdf
2022年3月24日　東京電力「プラント関連パラメータ」
https://www.tepco.co.jp/decommission/data/plant_data/pdf_csv/2022/1h/22032411_table_summary-j.pdf
2022年3月26日　東京電力「プラント関連パラメータ」
https://www.tepco.co.jp/decommission/data/plant_data/pdf_csv/2022/1h/22032611_table_summary-j.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

C　2号機原子炉格納容器の水位の管理について

『中長期ロードマップ』第6版13ページによると、福島第一原子力発電所の原子炉建屋内の滞留水(2021年8月現在 4,940 m³)は、2022～24年度までに、2020年末の半分程度に低減することが目標となっています。15ページでは、「循環注水を行っている1～3号機については、タービン建屋等を切り離した循環注水システムを構築した上で、原子炉建屋（以下、R/B）の水位低下等により、R/Bから他の建屋へ滞留水が流出しない状況を構築する」としています。

また、2021年2月13日の地震により原子炉格納容器（以下、PCV）水位が低下しPCVの損傷が拡大したと推定されるものの、1号機及び3号機は、2号機に比べれば高い水位を保っており(1号機：底面から約1.5 m、3号機：底面から約5.5 m)、PCVの耐震性の維持のためにも、PCVの水位の低下が求められています。 1号機についてはこちらを参照　3号機についてはこちらを参照

これらの目標に向けて、現在1～3号機において、核燃料デブリ（以下、デブリ）冷却のための、これまでの約3.0 m³/hの注水量を低減させる試みが行われています。しかし1号機においては、前ページの通り、2021年2月13日の地震によりPCVの損傷規模が拡大し、想定以上にPCV水位が低下したため、最終的に注水量を約3.5 m³/hと増加させています。

さて、PCV水位が約30 cmの2号機では、2021年7月14日～9月9日の予定で、注水量が2.5 m³/hと低減されています。しかし、2号機での注水量の低減は別の問題を生じます。

2号機ではドライウェル（ 以下、D/W） 参照 の圧力はゲージ圧で1～5 kPa程度に維持されており、東京電力によると、1、3号機と比べ気密性は高く、1・3号機のそれより大きいと推定される圧力抑制室(サプレッションチェンバー。以下S/C) 参照

接続配管部にある損傷＝開口部はS/Cの滞留水中にあると推定しています。なお、S/Cの水位はR/Bの水位とほぼ同じとなっています。

（次ページに続く）

出典： 2021年8月26日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第93回）資料
「2号機原子炉建屋滞留水の水位低下に伴うサプレッションチェンバ開口部の気中露出時の対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/08/93-3-2-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

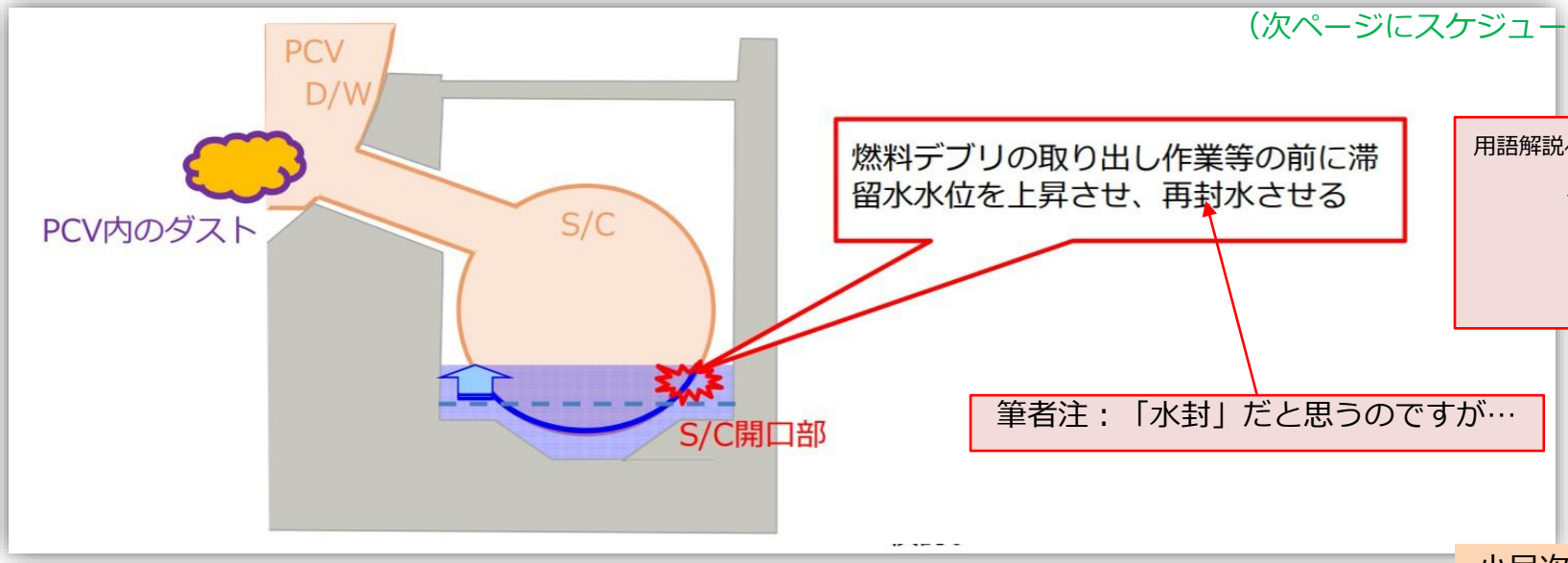
他方、2号機では2022年度にD/Wにおいて核燃料デブリの試験的取り出しが計画されています。 参照

試験的取り出し時には放射性ダストの飛散は避けられません。D/WとS/Cとは繋がっており、注水量の低減⇒S/Cの水位の低下によりS/C滞留水中にあった損傷＝開口部が気中に露出すると、放射性ダストがPCV外（R/B内）へ飛散するリスクが生じます。

これを防ぐため、東京電力は以下のような方針を示しています。

当面R/B滞留水貯留リスクをより低減させるため水位の低下を進めるが、燃料デブリ取り出し作業等、PCV内のダスト濃度を上昇させる可能性のある作業開始までにS/C滞留水中の損傷＝開口部が気中露出しD/W圧力が低下した場合はS/C損傷＝開口部が再水封される水準まで滞留水水位を戻す。ただし、PCV外のダスト濃度のデータ等の知見が拡充され問題ないと判断されれば、S/C損傷＝開口部の水封は必ずしも必要とせず、滞留水水位低下を再開させる。

（次ページにスケジュール）



出典： 2021年8月26日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第93回）資料
「2号機原子炉建屋滞留水の水位低下に伴うサプレッションチェンバ開口部の気中露出時の対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/08/93-3-2-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4．今後のスケジュール

TEPCO

- 水没しているPCV（S/C下部）の接続配管はT.P.約-2300以下にあり、現状の滞留水水位はT.P.-2000程度であるものの、水位計の誤差（最大200mm）を考慮すると、次回水位低下時に開口部が気中露出する可能性がある。
- 2号機はPCV外ダストの連続的な監視が出来ていないことから、8月中に連続ダストモニタを設置※する。2号機R/B滞留水の水位低下は連続ダストモニタ稼働後（9月頃）に行う。
- なお、D/W圧力が低下しない場合は、慎重に滞留水水位低下を継続していく。

※ 他号機（1,3号機）について、1号機は既にPCV外の連続ダストモニタが設置　されている。
3号機については、今後、PCV外の連続ダストモニタ設置を計画していく。



出典： 2021年8月26日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第93回）資料
「2号機原子炉建屋滞留水の水位低下に伴うサプレッションチェンバ開口部の気中露出時の対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/08/93-3-2-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

d　3号機原子炉注水停止試験結果（速報）

および原子炉注水停止試験時の主蒸気隔離弁室内の状況について

東京電力は、2021年2月13日の地震により、原子炉格納容器（以下、PCV）の底から約6.4 mあったPCV水位が約90 cm低下した3号機について、水位低下の原因とみられるPCVの損傷（漏えい）拡大個所を推定するため、：2021年4月9日～4月16日の間、これまで継続してきた1時間当たり3 m^3の注水を停止し、PCV水位の変化を観察しました。

この観察の結果について東京電力は、PCV水位は主蒸気配管（次ページ参照）伸縮継手部下端を下回りましたが、その高さ付近で低下傾向が緩やかとなっており、主要な損傷拡大個所はその高さ付近に存在すると考えられるとしています。

停止期間中、原子炉圧力容器（RPV）底部温度、PCV温度は概ね予測の範囲内で推移し、放射性ダスト濃度やキセノン135（Xe135）濃度に有意な変動はなかったということです。

また注目すべきは、出典がそのまとめで、以下の内容で注水のあり方を検討していくとしていることです。

> PCV主蒸気隔離弁（MSIV）室からの漏えい量を長期にわたって、現状よりも抑制していくこと。短期的には、現在の注水量3m^3/hから減らしていくこと（1.5～2.0m^3/h等）。並行して、今回の注水停止期間よりも長く注水を止めることについて，温度やダストへの影響を踏まえつつ計画していくこと（注：下線は筆者）

東京電力は3号機において、不安を持たれている圧力抑制室（以下、S/C）の耐震性向上策として、段階的にPCV水位を低下させることを計画しています。最終目標水位はS/C下部とされており、PCV内に溜まっている汚染水をほぼゼロにする計画　参照　のようですが、同時に2020年7月～8月に行われたS/C内汚染水のサンプリングでは、放射性物質濃度(Cs-137，全β)は、現状の建屋滞留水と比較して一桁以上高く、取水設備の仕様及び運用上の厳しい制約条件をどうクリアできるのかという課題を抱えています　参照　。

（次ページに続く）

出典：2021年4月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第89回）資料
「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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/04/4-5-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

また、同時に行われた主蒸気隔離弁（MSIV）室内の漏えい個所についての調査では、AからDの主蒸気配管のうち、主蒸気配管Aについてのみ、

・主蒸気配管Aについて、注水中(停止前)の調査にて、流水の状況はカメラの死角にあり確認できないものの、主蒸気配管A伸縮継手部下側の水面に漏えいによるものと考えられる揺れ・波を確認した。なお、カメラ位置にて水が流れている音も確認した。（前回調査時の画像を再確認したところ、主蒸気配管A周辺での流水有無及び継手部下側水面の揺れ・波の有無を明瞭に判断できなかった。また、前回調査時は録画のみであり、録音はしていない。）

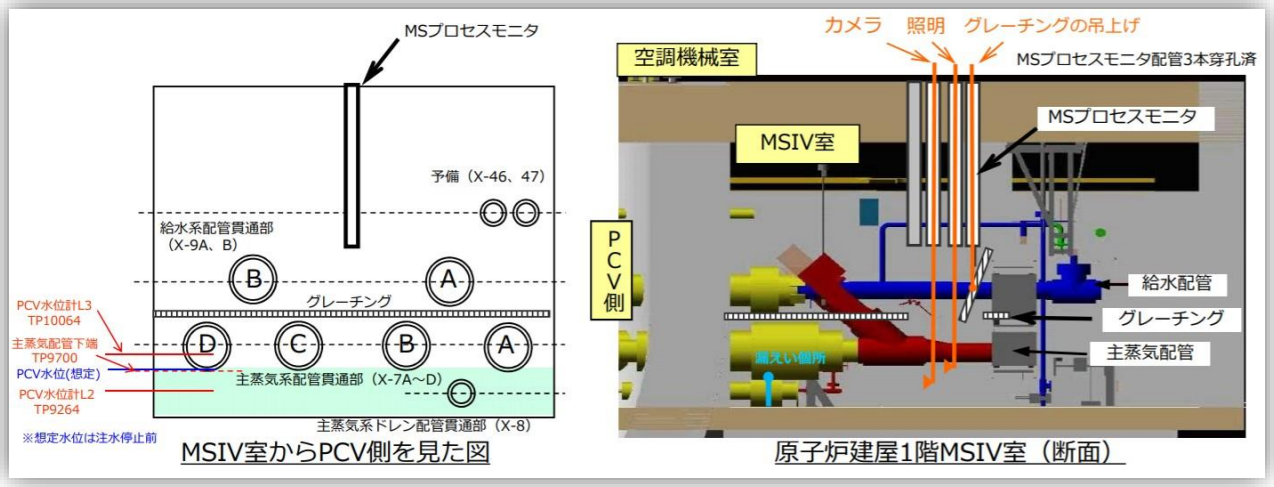
・注水停止中の調査では、水面の揺れ・波がないことを確認した。また、水が流れている音がないことも確認した。

・（注水再開後）主蒸気配管Aについて、主蒸気配管A伸縮継手部下側の水面に漏えいによるものと考えられる揺れ・波を確認した。

という現象が確認されたということです。

なお、主蒸気配管Dについては2014年に漏えいが確認されています。

配置模式図に戻る　2号機PCV水位管理に戻る



出典： 2021年4月27日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第89回）資料
「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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/04/4-5-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

e　3号機原子炉格納容器内取水設備の運転開始

3号機PCVは、2015年時点で原子炉格納容器（以下、PCV）の底面からの水位が約6.5 mあり、相対的に水位の低い1・2号機と比べ耐震性に不安を持たれていました。このため、2020年には圧力抑制室（以下、S/C）からの取水による水位低減が計画され、同年夏にはS/C内包水のサンプリングが行われました。サンプリングでは、原子炉建屋滞留水より一桁高い放射性物質濃度(Cs-137，全β)が測定されています。その後、取水設備を設置するS/C既設配管から発見された水素ガスをパージするなど諸課題に対応しながら取水設備の設置が進められてきていたようです。

この部分については、本レポートでは未修復の部分もありますので、2022年2月核燃料デブリの取り出し準備レポートp.201～p.226をご覧ください。

2022年9月、東京電力は、この3号機原子炉格納容器内取水設備（ステップ1）の運転を開始することを明らかにしました。出典によると、この取水の目的は、当初のPCVの耐震性の向上に加え、S/C底部から取水することで高濃度に汚染されたS/C内包水を原子炉注水と入れ替えることで、PCV水位低下時の取水による水処理設備等への影響を抑制することにも置かれているようです。

3号機PCVの水位については、2021年2月13日および2022年3月16日の福島県沖地震によりPCVの損傷が拡大したと推定され、PCVからの漏えい量が増加し、注水量の調整により、現在、底面より約5.6 mで保たれています。

2021年の地震の3号機PCVへの影響については、2022年2月核燃料デブリの取り出し準備レポートp.190～p.192、p.227を、2022年の地震の影響については本レポート「h　3号機原子炉注水停止試験の早期終了、および注水量と水位の変化から見た原子炉格納容器損傷個所と規模の拡大の確認について」をご覧ください。

今回の取水設備（ステップ1）の運転時においては、PCV水位は、現状水位と同程度となるよう管理されるようです。

今後、地震によるPCVの損傷拡大＝漏えい量の増大＝水位の低下と、今回のS/Cからの取水による水位の低減がどのように調節されていくのか注目していきたいと思います。

次ページに東京電力による取水計画の概要をそのまま引用しておきます。

小目次に戻る

出典：　2022年9月29日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第106回)資料「３号機原子炉格納容器内取水設備の運転開始について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/09/09/3-3-5.pdf

概要に戻る

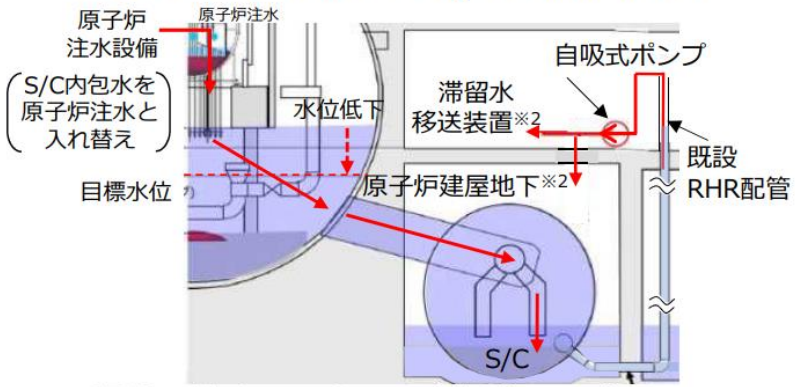
1．概要

TEPCO

- 現状，PCVの耐震性向上策として，段階的にPCV(S/C)水位の低下を行うことを計画している。
- ガイドパイプ設置等（ステップ２）に先立ち，PCV水位をR/B1階床面以下で管理（ステップ１）するため，S/C下部に接続する既設RHR配管を用いて自吸式ポンプにより取水するPCV取水設備を設置した（5月に使用前検査終了証を受領）。
- 10月上旬より，PCV取水設備の運転を開始し，S/C底部から取水することで原子炉注水と入れ替えし，PCV水位低下に向けたS/C内包水の水質改善※1を実施。

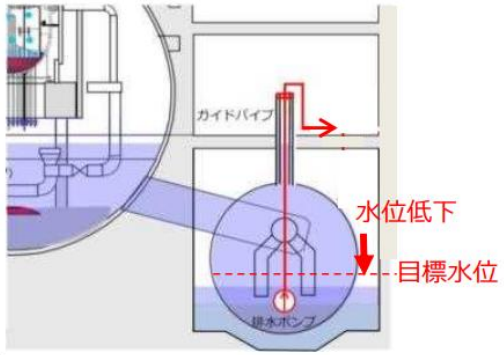
※1：PCV取水設備の運転により，S/C内包水（高濃度汚染水）のCs-137濃度を10E+8Bq/Lオーダから10E+7Bq/Lオーダ（建屋滞留水相当）まで低下（目標）することで，PCV水位低下時の取水による水処理設備等への影響を抑制（2023年度末まで実施予定）。

ステップ1（目標水位：R/B1階床面以下）



既設配管を用いたS/C内包水の取水イメージ

ステップ2（目標水位：S/C下部）



ガイドパイプによるPCV(S/C)からの取水イメージ

※2：S/C内包水の水質改善後は，移送先を原子炉建屋地下から滞留水移送装置に切り替える可能性あり。

PCV：原子炉格納容器　S/C：圧力抑制室　R/B：原子炉建屋　RHR：残留熱除去系

小目次に戻る

出典： 2022年9月29日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第106回)資料「３号機原子炉格納容器内取水設備の運転開始について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/09/09/3-3-5.pdf

概要に戻る

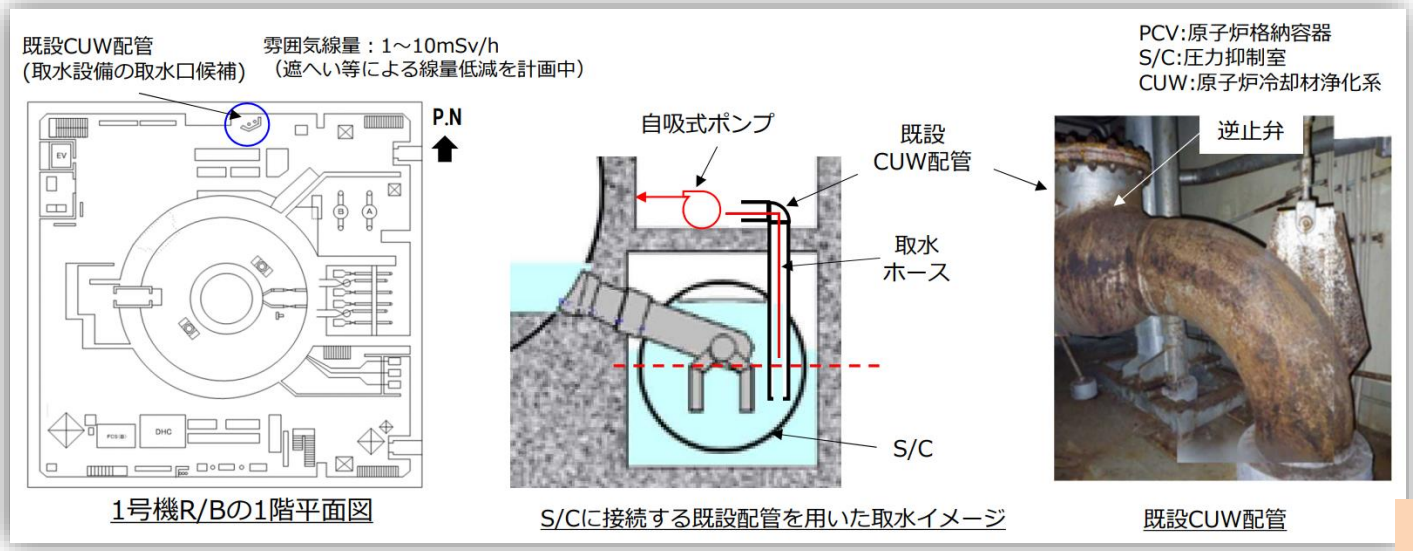
4 (4) ③　ｆ　1号機 PCV水位低下に向けたS／C内包水サンプリング作業計画

前ページでレポートした通り、2021年2月および2022年3月の福島県沖地震後の1・3号機では、原子炉格納容器（以下、PCV）の水位の低下からPCVの損傷の拡大が推定されています。11月22日現在の1号機PCVでは、注水量4.1 m^3/h、水位は水位計L3位置（格納容器底部から約1.5 m）でほぼ平衡を保っているようです。

このような状況を踏まえ東京電力は、1号機PCVの耐震性を向上させることを目的とし、PCV水位を低下させるため、既設配管（CUW（筆者注：重大事故時に圧力容器を除熱することにより間接的にPCVを除熱する代替補機冷却系）配管）を使用した取水を計画しています。この取水設備の設計に向けてS/C（筆者注：圧力抑制室。PCV内の圧力が蒸気などで上昇した場合に、その蒸気をS/C内の水に導いて冷却することでPCV内の圧力を低下させる、PCVの下部をなすドーナツ状の装置）内包水の水質を確認するため、2022年11月～2023年1月に、取水口の候補であるCUW配管から、S/C内包水のサンプリング作業（S/C底部カメラ調査含む）を計画しています。

閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況に戻る

（次ページに続く）

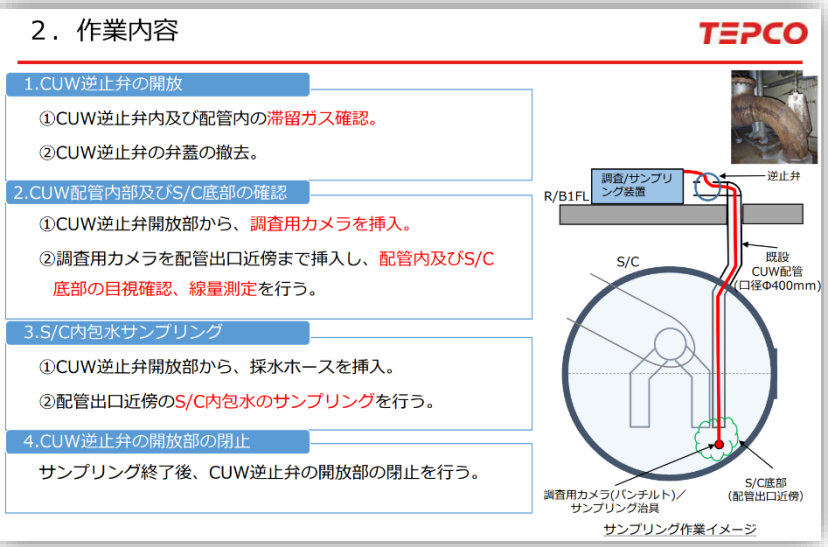


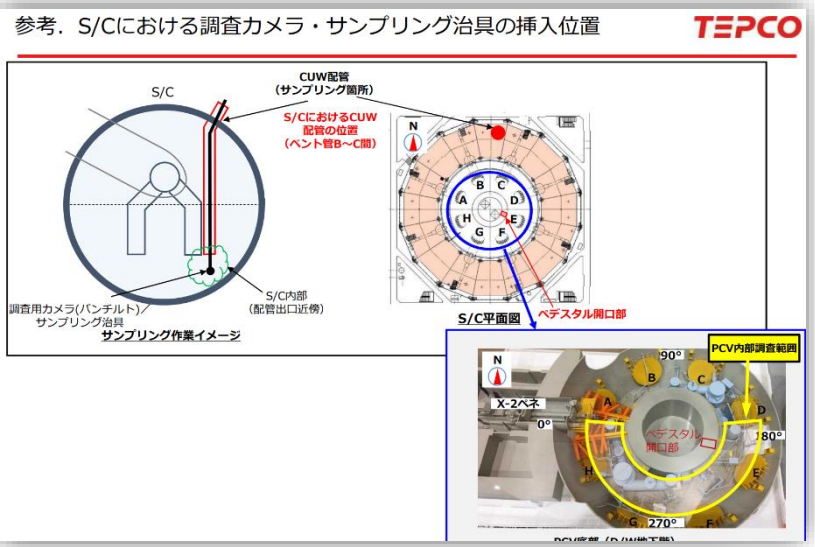
出典：　2022年10月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第107回)
東京電力資料「１号機 ＰＣＶ水位低下に向けたＳ／Ｃ内包水サンプリング作業の実施について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/10/10/3-3-2.pdf

小目次に戻る

概要に戻る

作業内容、調査カメラ・サンプリング治具のS/C内の挿入位置、採取した水の分析項目、スケジュールについては、出典より引用した下の画像をごらんくださいい。また次ページには現在進行中の水中ROVによるPCV内部調査　参照　終了後のPCV水位低下の取り組みスケジュール表を引用しておきます。

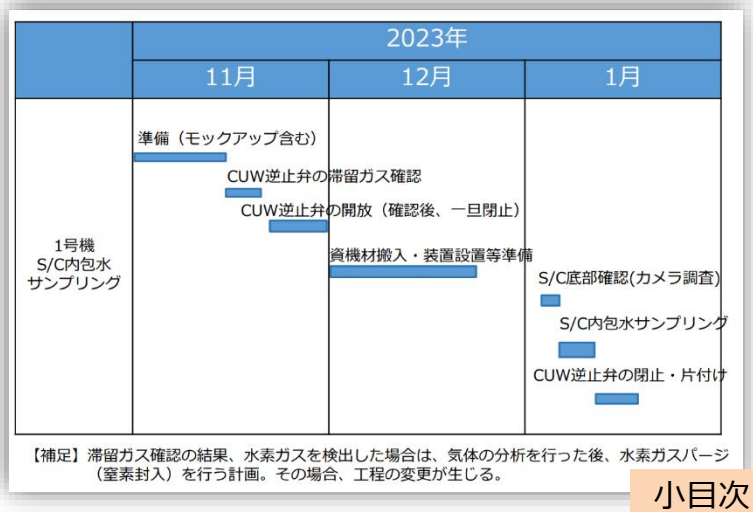




■ CUW逆止弁・配管内の滞留ガス及びS/C内包水の分析項目

試料	目的	分析項目※1
CUW逆止弁・配管内の滞留ガス	• 逆止弁開放作業の安全確保として可燃性ガス滞留の確認のため。 • 事故由来のガスであるかの特定のため。	水素 硫化水素 酸素 Kr-85
S/C内包水	S/Cの内包水は、線量が高いことが想定される。設置を計画している取水設備の仕様検討のため。	Cs-134,137 塩素 H-3 全α 全β 他

※1 3号機RHR配管で確認された滞留ガスの分析項目と同じ。



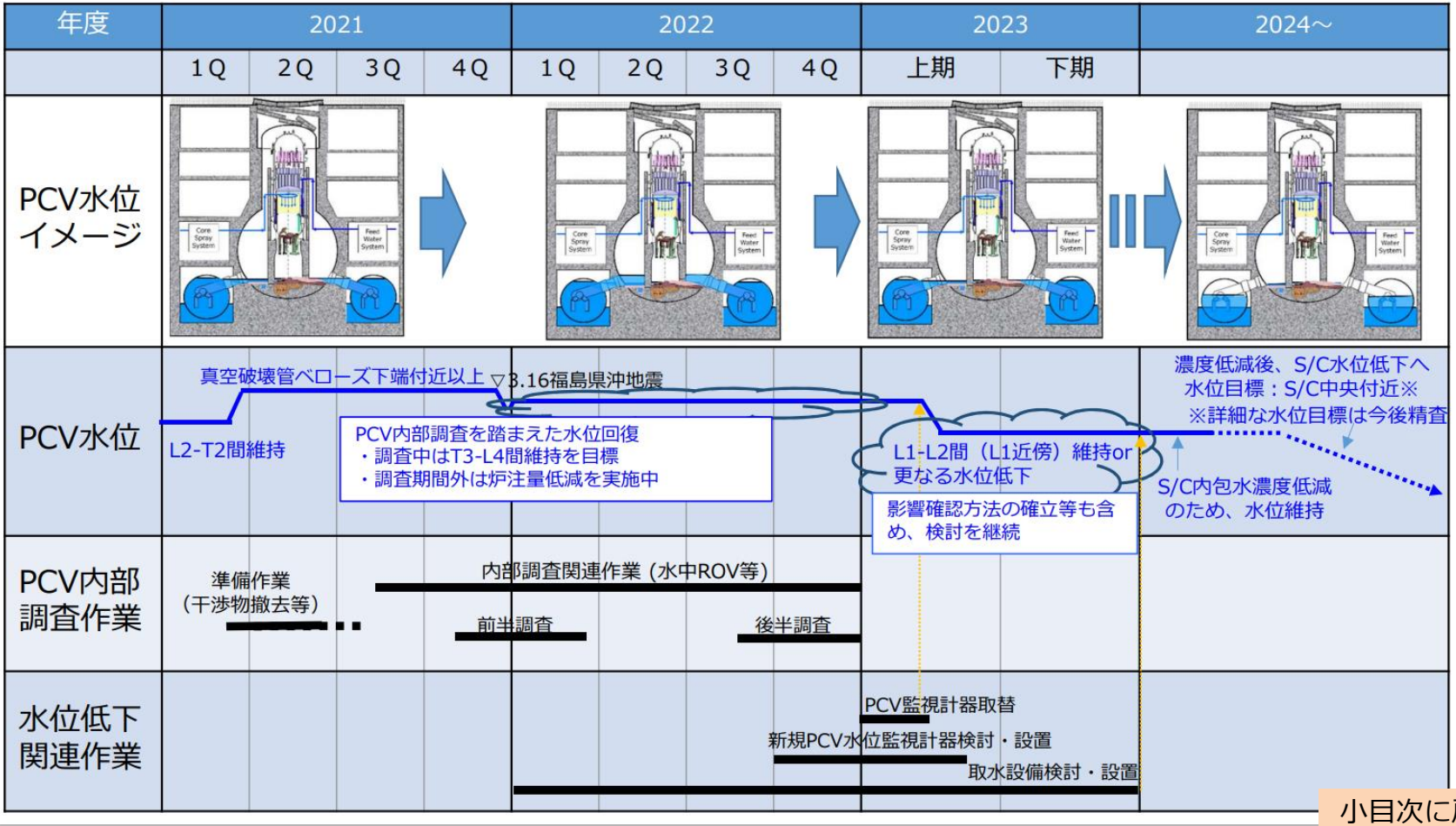
出典：　2022年10月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第107回)
東京電力資料「１号機　ＰＣＶ水位低下に向けたＳ／Ｃ内包水サンプリング作業の実施について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/10/10/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

（参考）1号機　PCV内部調査後のPCV水位低下の取り組み

TEPCO

- 当面（2022年度）は、デブリ取り出しに向けたPCV内部調査作業のため、調査期間中はT3-L4間を目標にPCV水位を維持し、調査期間外は炉注量低減を実施中
- その後、原子炉圧力容器(RPV)温度、PCV温度を確認しながら、段階的にPCV水位を低下させ、最終的には、圧力抑制室（S/C）水位の低下を目指していく



出典：　2022年10月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第107回)
東京電力資料「１号機　ＰＣＶ水位低下に向けたＳ／Ｃ内包水サンプリング作業の実施について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/10/10/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4 (4) ③　g　1号機PCV水位低下に向けたS/C内包水サンプリング準備作業の再開

3ページ前で2022年11月の計画をレポートしたサンプリング作業は、同月、1号機RCW 用語解説へ で高濃度の水素ガス滞留が確認されたため、東京電力は、サンプリングに使用するCUW 用語解説へ 配管においても同様な高濃度の水素ガス滞留の可能性があると判断し、最初の作業となる、弁・配管内部のガス滞留を確認するためのCUW逆止弁の蓋の穿孔作業の開始を延期し、対応策を検討してきました。

計画では、火花発生を抑えるため低速回転の電動ドリルにより穿孔する計画でしたが、さらに火花発生リスクを低減するため，油圧ジャッキにて押し抜き（貫通）する工法に見直し、当該工法のモックアップにおいて穿孔時に火花が発生しないことを確認できたため、2023年7月以降にCUW弁の開放およびサンプリング作業を実施する予定だそうです。

閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況に戻る

（サンプリング作業内容）

1.CUW逆止弁の開放

①CUW逆止弁内及び配管内の**滞留ガス確認（パージ含む）**。

②CUW逆止弁の弁蓋の撤去。

2.CUW配管内部及びS/C内部の目視確認

①CUW逆止弁開放部から，パンチルトカメラを挿入。

②カメラを配管出口近傍まで挿入し，**配管内及びS/C内部（CUW配管出口近傍）の目視確認，線量測定**を行う。

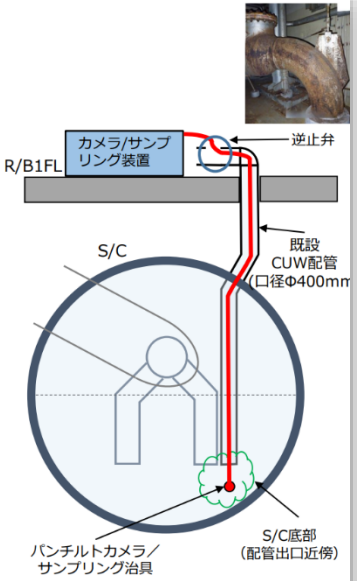
3.S/C内包水サンプリング

①CUW逆止弁開放部から，採水ホースを挿入。

②配管出口近傍の**S/C内包水のサンプリング**を行う。

4.CUW逆止弁の開放部の閉止

サンプリング終了後，CUW逆止弁の開放部の閉止を行う。



サンプリング作業イメージ

（押し抜き工法モックアップ）



小目次に戻る

出典：　2023年6月29日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第115回)東京電力資料
「1号機PCV水位低下に向けたS/C内包水サンプリング作業の実施について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/06/06/3-3-4.pdf

概要に戻る

4 (4) ③　g　1号機PCV水位低下に向けたS/C内包水サンプリング準備作業の再開（続き）

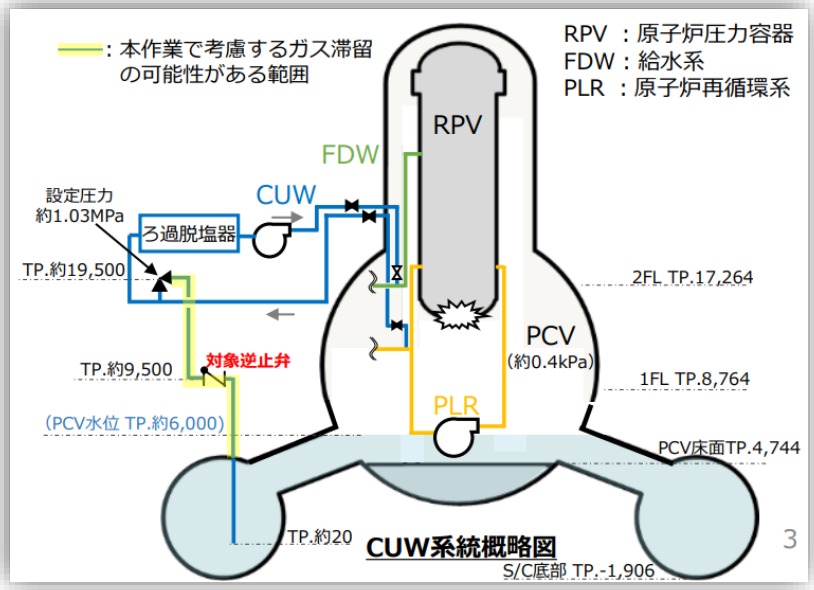
1号機PCV水位低下に向けたS/C　用語解説へ　内包水サンプリング準備作業については、前ページまでで、CUW　用語解説へ　配管逆止弁（以下、弁）の開放およびサンプリング作業を実施する予定までレポートしたところです。

その後、弁上流側および弁蓋(S/C側)の穿孔，滞留ガスのサンプリングが完了しています。ガスサンプリングにおいてはS/C側から水素・Kr−85が確認されましたが，上流側は水素・Kr−85とも検出されなかったということです。

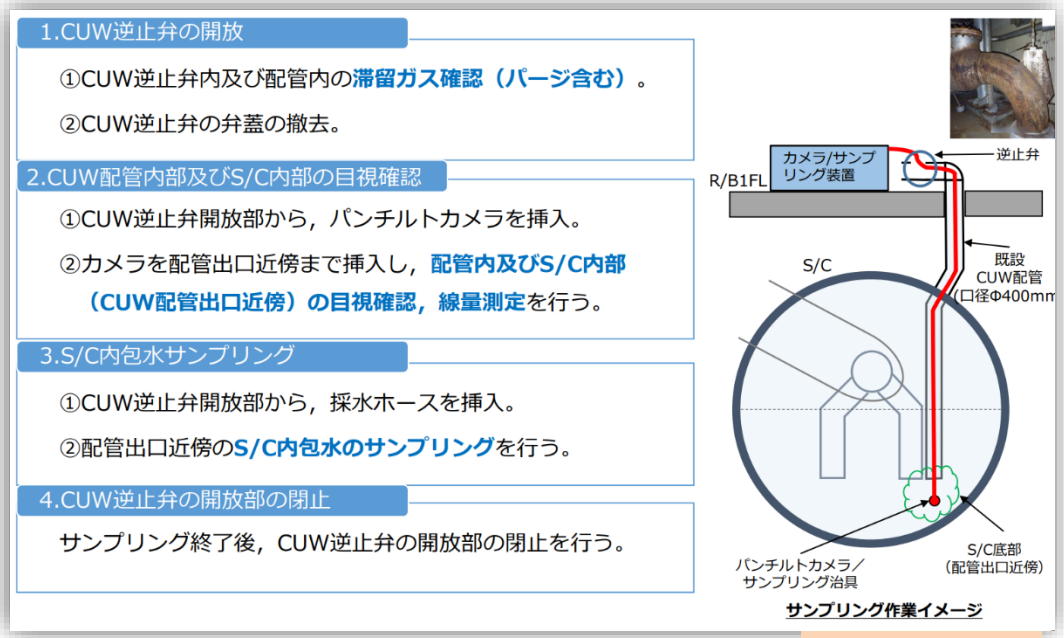
東京電力は、弁開放時に滞留ガスを大気開放することからKr−85の放出影響評価を実施し、その結果、敷地境界における実効線量は小さく、放射線被ばくリスクは極めて低いと判断したようです。

2023年8月時点では、S/C側の水素濃度を可燃限界以下にするために配管内の窒素パージを実施中とのことです。

（CUW系統概略図）



（S/C内包水サンプリング作業ステップ）



出典：　2023年8月31日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第117回)東京電力資料「1 号機 PCV 水位低下に向けた作業の進捗状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/08/08/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4（4）③　g　1号機PCV水位低下に向けたS/C内包水サンプリング準備作業の再開（続き）

東京電力は、1号機原子炉格納容器（以下、PCV）の耐震性向上＝水位低下に向け、圧力抑制室（以下、S/C）用語解説へへの水位計や取水設備の設置を検討しています。そのためにはこれまで確認されてこなかったS/Cの状況を確認しなければなりません。

そこで、2022年11月～2023年1月にCUW配管用語解説へを通してS/Cにパンチルトカメラを投入し、S/C内包水のサンプリングおよびS/C底部のカメラ調査をする予定でした（5ページ前既報）。しかしCUW配管内の高濃度水素ガス滞留の可能性（前々ページ既報）、CUW配管逆止弁の開放時のKr-85の放出影響評価等の課題が明らかになりこれまで延期されていました（前ページ既報）

その後の工法の変更、ガスサンプリング、配管内の窒素パージによりこれらの課題が解消したため、11月15日～17日にS/C内包水のサンプリングおよびS/C底部のカメラ調査が実施され、その結果（一部分析中）が明らかにされましたのでレポートします。

【S/C底部のカメラ調査の結果（堆積物・構造物の状況）】（次ページに画像）

□S/C底部には茶褐色に見える堆積物が、表面を覆っていることを確認した。

□S/C底部の構造物（ダウンカマなど）に異常は確認されなかった。

□S/C内構造物表面の塗装の剥離等は確認されなかった。

【CUW配管内の状況】（次ページに画像）

□CUW配管内の目視確認の結果、今後、設置を検討している設備（水位計、取水設備）に影響が出るような異常は確認されなかった。

□サンプリングについて、上中下の3ヵ所について採取。

□線量測定(参考)について、水中線量計の故障により、上部の測定のみとなった。

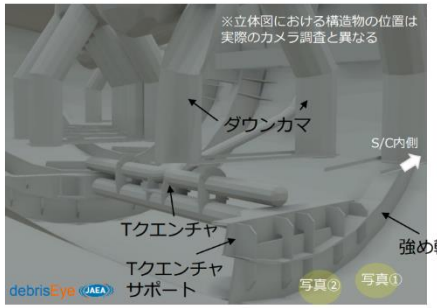
（次ページに続く）

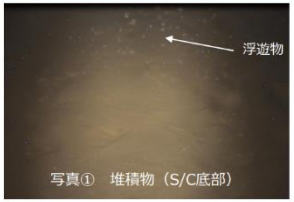
出典：2023年11月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第120回)東京電力資料
「1号機PCV水位低下に向けたS/C内包水サンプリング作業の実施について（S/C底部確認含む）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/11/11/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

3．S/C底部の状況（堆積物）

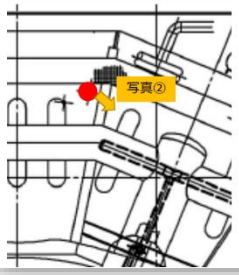
TEPCO

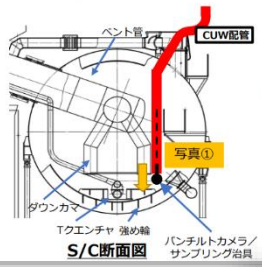




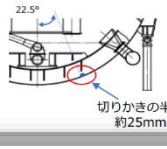


（補足）写真中の浮遊物は調査した範囲全体で確認された





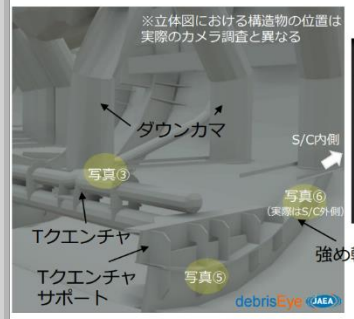
S/C断面図



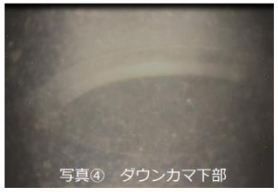
3

4．S/C底部の状況（構造物）

TEPCO

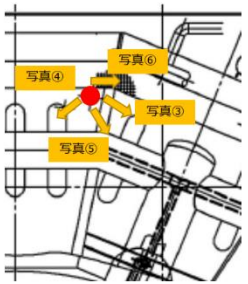












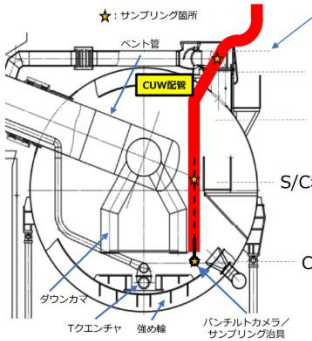
（補足）写真中の浮遊物は調査した範囲全体で確認された

4

5．CUW配管内の状況

TEPCO

- CUW配管内の目視確認の結果、今後、設置を検討している設備（水位計、取水設備）に影響が出るような異常は確認されなかった。
- サンプリングについて、上中下の3ヵ所について採取。
- 線量測定(参考)について、水中線量計の故障により、上部の測定のみとなった。



TP約6700　CUW配管内水面
TP約6650　線量：320mSv/h
TP約6000　S/C頂部
TP約5150　線量：420mSv/h
S/C赤道高さ付近
CUW配管下端



5

(次ページに続く)

出典：2023年11月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第120回)東京電力資料
「1号機PCV水位低下に向けたS/C内包水サンプリング作業の実施について（S/C底部確認含む）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/11/11/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

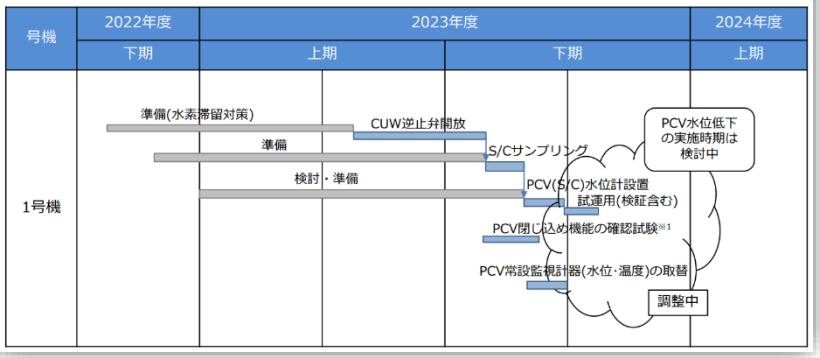
【S/C(CUW配管)の内包水サンプリング結果】

(続報)

測定項目	単位	CUW配管内上部	CUW配管内中部	CUW配管下端(S/C下部)
Cs-134	Bq/L	4.19E+07	5.61E+07	6.11E+07
Cs-137	Bq/L	2.55E+09	3.38E+09	3.64E+09
Sr-90	Bq/L	4.17E+07	7.57E+07	7.95E+07
H-3	Bq/L	1.74E+07	2.14E+07	2.24E+07
全α	Bq/L	<1.14E+03	<1.14E+03	<1.14E+03
pH※1	-	5.9	5.9	5.8
導電率※1	μS/cm	19.0	34.0	34.0
Cl	mg/L	380	740	750
Ca	mg/L	<10.0	14.0	14.0
Mg	mg/L	16.0	40.0	41.0
Na	mg/L	190	380	390
Al	mg/L	1.6	1.9	1.6
SS	mg/L	<100	<100	<100
TOC	mg/L	<10.0	<10.0	<10.0
油分	mg/L	<30.0	<30.0	<30.0
発泡性	-	なし	なし	なし
一般細菌数※2	CFU/mL	<1.0E+03	<1.0E+03	1.0E+04
硫酸塩還元細菌数※2	-	不検出	不検出	不検出
Co-60	Bq/L	<5.68E+05	<6.26E+05	<7.61E+05
Ru-106	Bq/L	<2.34E+07	<2.81E+07	<2.69E+07
Sb-125	Bq/L	<1.58E+07	<1.80E+07	<1.87E+07
Eu-154	Bq/L	<1.61E+06	<2.00E+06	<1.94E+06
Am-241（γ）	Bq/L	<2.17E+06	<2.55E+06	<2.56E+06
I-129（γ）	Bq/L	<1.78E+07	<2.07E+07	<2.15E+07
Ag-108m	Bq/L	<5.36E+06	<6.12E+06	<6.30E+06
Ba-133	Bq/L	<5.63E+06	<6.37E+06	<6.62E+06
I-129（β）	Bq/L	1.04E+03	3.02E+03	2.56E+03

参考．PCV(S/C)水位低下関連作業の工程（予定）

TEPCO



出典：2023年12月21日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第121回)東京電力資料
「1号機PCV水位低下に向けたS/C内包水サンプリング作業の実施について（サンプリング結果の続報）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/12/12/3-3-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4（4）③　h　1号機PCV水位低下方法が、S/Cからの取水から原子炉注水量の低減へと変更された理由の推定

1号機原子炉の耐震性向上のための原子炉格納容器（以下、PCV）水位の低下は、「原子炉の状態3月レポート」4ページの【<R1>核燃料デブリの取り出し準備（1号機）】で概要をレポートした通り、本レポート前ページまででレポートしてきた2022年10月から2023年12月まで維持されてきた圧力抑制室(以下、S/C)からの取水による方法から、PCV損傷個所からの漏水とバランスさせた原子炉注水量の低減による方法に急遽変更され、開始されました。

3月26日から注水量の低減が開始され、PCV水位は、段階的な低下で、9か月後にはS/C 中央部付近まで低下され、PCV底部に拡がる核燃料デブリは、2号機と同様、注水のかけ流しによる冷却状態になる見込みです。

さて、この水位低下の方法の変更については、筆者は、まったく変更理由についての記述の無い2024年3月26日の東京電力「日報」が初見であり、その後も変更理由を記した資料を見つけられていません。

そこで2023年12月21日以降2024年3月26日までの原子力規制員会の諸会議議事録を渉猟してみると、 2024年1月17日の＜原子力規制委員会第59回会議＞において、PCV水位低下のための3号機 S/C内の水素を含む滞留ガスのパージの準備において、S/Cの気相部に75%程度という高濃度の水素が滞留していることが分かり、現状では酸素濃度が極めて低いため不活性雰囲気ではあるが、1・3 号機 PCV S/C内への水位計の設置・S/C 水位の低下については、この新たな知見を踏まえて慎重に進めていく必要があり、1・3 号機 PCV 水位計の設置、S/C 水位の低下は遅延が見込まれることが明らかにされています。

さらに2024年2月19日＜特定原子力施設監視・評価検討会第111回会合＞では、現在不活性雰囲気にある1・3 号機 S/Cの滞留ガスについて、触らないほうが一番安全なのではないかという意見すら出されています。

3号機PCV窒素封入量の変更に戻る

このような状況判断から、1号機PCVの水位低下の方法が、高濃度の水素ガスが滞留しているとみられるS/Cからの取水から原子炉注水量の低減へと変更されたのだと推定します。いずれにせよ東京電力は、この方法の変更とその理由についてのまとまった資料を明らかにした方が無用な不信を招かないのではないでしょうか。

出典： 2024年3月26日東京電力資料「日報」
https://www.tepco.co.jp/press/report/2024/1667292_8994.html
2024年1月17日「令和５年度原子力規制委員会第59回会議議事録」
https://www.nra.go.jp/data/000466975.pdf
2024年2月19日「特定原子力施設監視・評価検討会第１１１回会合議事録」
https://www.da.nra.go.jp/view/NRA022030123?contents=NRA022030123-004-001#pdf=NRA022030123-004-001

小目次に戻る
概要に戻る

4 (4) ③　ⅰ 原子炉注水量の低減による1号機PCV水位低下の進捗状況

おそらく前ページのような理由で圧力抑制室(S/C)からの取水から原子炉注水量（以下、注水量）の低減による方法に変更された、1号機PCV水位（以下、水位）低下の進捗状況について報告しておきます。

なお、注水量の低減による1号機PCV水位低下計画の概要については、「原子炉の状態3月レポート」4ページの【<R1>核燃料デブリの取り出し準備（1号機）】およびリンクさせた出典をご参照ください。

3月26日、注水量を3.8 m^3/hから3.4 m^3/hに低減し水位（圧力抑制室底部から約 8.5 m）の低下を開始。

4月2日、水位の停滞が確認されたため注水量を、3.1 m^3/hから2.7 m^3/hに低減。

4月11日、ホールドポイント1（以下、HP1。圧力抑制室底部から約 7.9 m）に到達したものと東京電力は判断。水位がHP1に低下したことの影響を確認するため、注水量を2.4 m^3/hから2.8 m^3/hに増加、水位に緩やかな上昇傾向が見られたため、4月12日に注水量を2.8 m^3/hから2.5 m^3/hに低減。

その後プラントパラメータへの影響を確認し、異常が確認されなかったため、5月13日には注水量を2.9 m^3/hから2.3m^3/hに低減しています。

この間、HP1到達時のD/W圧力の低下（気相露出した真空破壊ライン損傷部がD/Wと連通したためと推定されます）以外、PCVパラメータに有意な変化は確認されず、原子炉建屋内のダストや建屋滞留水の放射性物質濃度についても、有意な変化は確認されていないとのことです。

出典： 2024年4月25日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第125回)東京電力資料
「1号機原子炉格納容器（PCV）水位低下の状況（ホールドポイント①到達）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/04/04/3-5-2.pdf
2024年4月1日「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」
https://www.tepco.co.jp/press/report/2024/pdf/240401j0101.pdf
2024年4月2日「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」
https://www.tepco.co.jp/press/report/2024/pdf/240402j0101.pdf
2024年4月11日「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」
https://www.tepco.co.jp/press/report/2024/pdf/240411j0101.pdf
2024年4月13日「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」
https://www.tepco.co.jp/press/report/2024/pdf/240413j0101.pdf
2024年5月13日「福島第一原子力発電所の状況について（日報）」
https://www.tepco.co.jp/press/report/2024/pdf/240513j0101.pdf

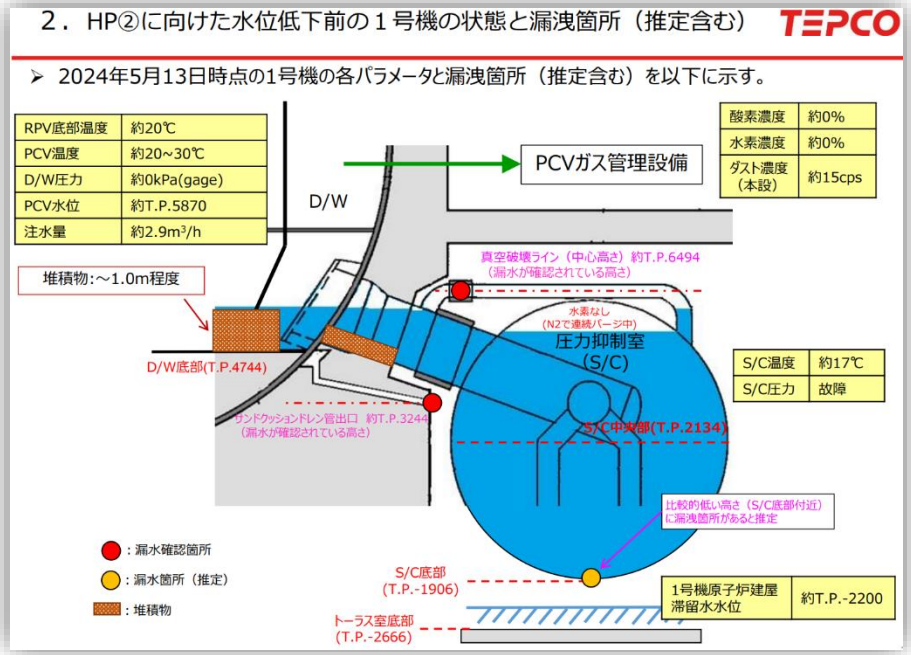
小目次に戻る
概要に戻る

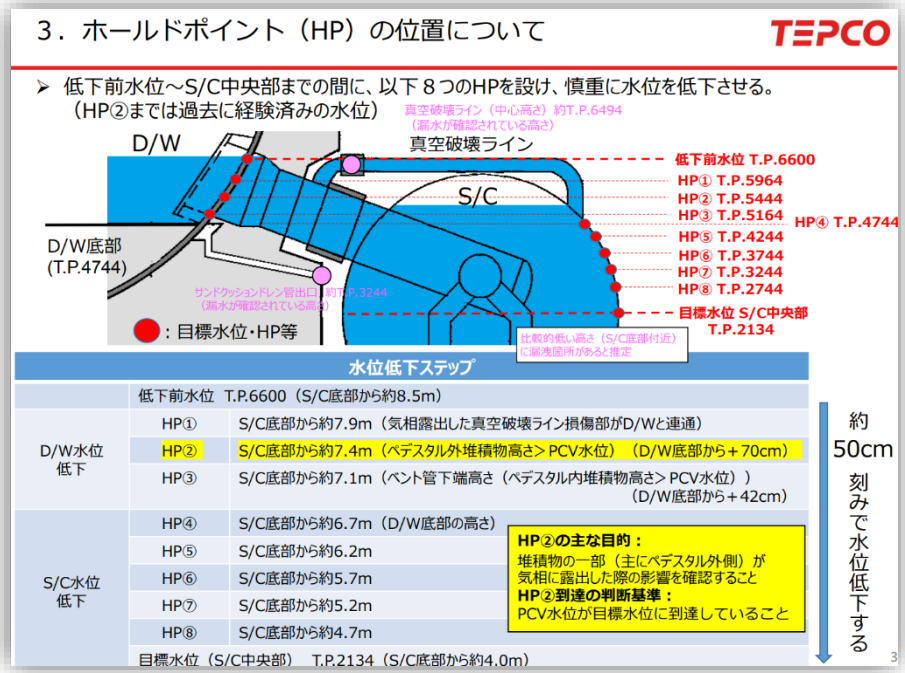
4 (4) ③　j　原子炉注水量の低減による1号機PCV水位低下の進捗状況　（続報）

1号機では、不安を持たれている原子炉格納容器（PCV）の耐震性を向上させることを目的として、2024年3月26日から、S/C底部にあると推定される損傷部からの漏水量とバランスさせる形で原子炉注水量を調節し、PCVの水位の低下を図っています。

低下開始前にT.P.6600（損傷部のある真空破壊ラインの上部）あった水位を、4月11日にはT.P.5964(真空破壊ラインの下)へ、5月25日にはT.P.5444（ペデスタル外堆積物の高さより下）まで低下させています。、2024年12月ごろに到達させる予定の目標水位はT.P.2134（S/C中央部、S/C底部から約4.0m）です。なお、5月29日の注水量は2.8 m^3/hです。

この間パラメータについては、外気温・注水温度・大気圧の変動に帰し難いPCV温度、β 線濃度、Cs-137濃度、H-3濃度の若干の変動が見られているようです。詳しくは下記出典をご覧ください。





出典：2024年5月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第126回)東京電力資料
「1号機原子炉格納容器（PCV）水位低下の状況（ホールドポイント②到達）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-5-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

k　3号機原子炉格納容器取水設備の試運転

東京電力は、原子炉格納容器（以下、PCV）内の水位が約5.5 m あり、圧力抑制室（サプレッションチェンバ＝S/C）支持構造物（脚部）耐震強度評価について不安が持たれている3号機において、S/Cの耐震性向上策として，段階的に原子炉格納容器（PCV）の水位を低下させることを計画しています。

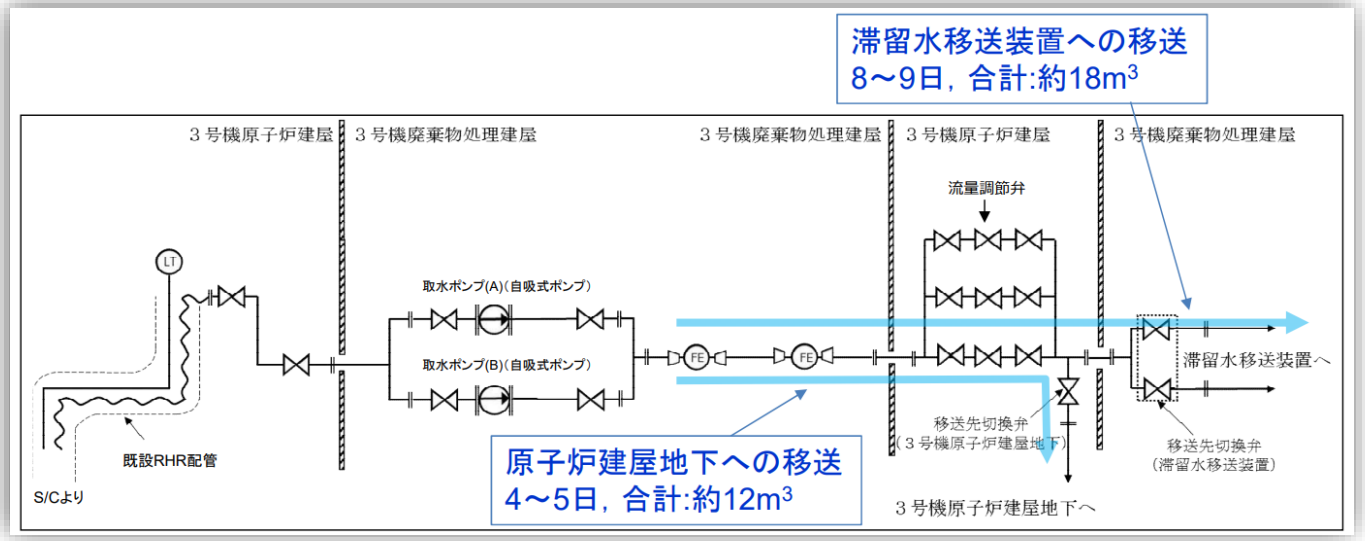
PCV取水設備の設置は2021年10月から開始し，2022年3月末に完了し、3月28日から4月4日まで濾過水により、取水ポンプの運転確認及び流量調節弁の動作確認等が実施されました。

4月5日以降、既設RHR配管 →用語解説 を経由してS/C保有水を取水し、以下内容の試運転が4月下旬まで実施される予定です。移送量は最大で合計30 m^3程度の見込みということです。

・移送先である3号機R/B地下(トーラス室)及び滞留水移送装置への送水確認

・PCV取水設備の運転状態（PCV水位低下/水位維持等）に応じた動作確認/流量調整

次ページにスケジュール

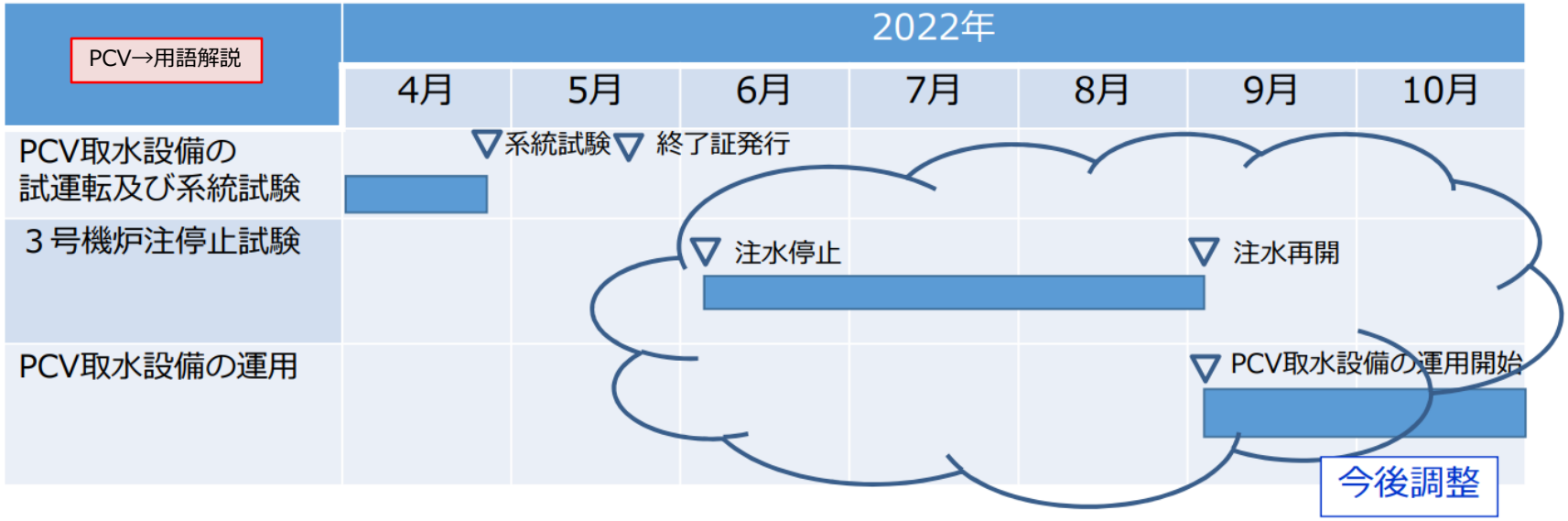


出典：2022年4月27日第101回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料
「20220427_3号PCV取水設備工事の対応状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/04/3-3-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

今後のスケジュール

- 使用前検査の系統試験を4月26日に受検し，５月下旬に終了証発行を想定。
  その後，３号機原子炉注水停止試験に移行する計画。
- PCV取水設備の運用開始は，注水停止試験実施後に開始することを想定しているが，今後の対応状況等を踏まえ，調整を行う。



出典：2022年4月27日第101回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料
「20220427_3号PCV取水設備工事の対応状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/04/3-3-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

L　3号機原子炉注水停止試験の早期終了、および注水量と水位の変化から見た原子炉格納容器損傷個所と規模の拡大の確認について

これまで本レポートでは、2021年2月13日、および2022年3月16日の福島県沖地震による、1・3号機原子炉格納容器（以下PCV）の水位の低下=損傷の拡大（推定）について触れてきたところです。

（筆者注：本レポート中の水位は、出典のT.P.＝東京湾中等潮位から計算した概数です）

2021年2月13日の地震

https://1fwatcher.files.wordpress.com/2022/04/202203-05-debris.pdf#page=192

https://1fwatcher.files.wordpress.com/2022/04/202203-05-debris.pdf#page=193

https://1fwatcher.files.wordpress.com/2022/04/202203-05-debris.pdf#page=195

https://1fwatcher.files.wordpress.com/2022/04/202203-05-debris.pdf#page=199

https://1fwatcher.files.wordpress.com/2022/04/202203-05-debris.pdf#page=201

https://1fwatcher.files.wordpress.com/2022/04/202203-05-debris.pdf#page=230

2022年3月16日の地震

https://1fwatcher.files.wordpress.com/2022/04/202203-05-debris.pdf#page=176

https://1fwatcher.files.wordpress.com/2022/04/202203-05-debris.pdf#page=230

東京電力は、これらの事象のうち2021年2月13日の地震後の3号機について、出典1において、

「PCV水位より下に新たな漏えい箇所が発生した可能性を否定できないものの、地震による既存の漏えい箇所の状態の変化による影響が大きいものと想定」し、「今後、注水停止試験により水位等のパラメータの変動を確認し、知見拡充する」としました。

取水設備運転開始に戻る

（次ページに続く）

小目次に戻る

出典：2021年3月25日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第88回）資料「１・３号機 ＰＣＶ水位低下に関わる対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/03/1-6.pdf

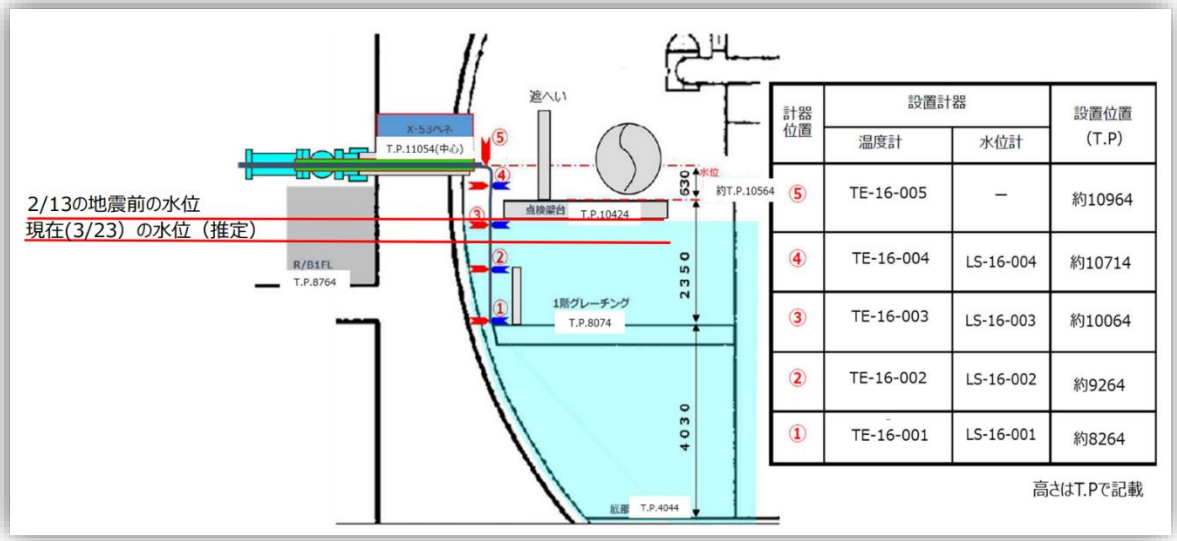
概要に戻る

ここからは、この方針により実施された2021年4月9日～4月16日の注水停止試験の結果（出典1）、さらに2022年3月16日の地震を経て、6月14日～6月19日に実施された2回目の注水停止試験の結果（出典3）から、3号機原子炉格納容器（以下、PCV）の現状を東京電力がどのように把握（推定）しているか見ていきます。

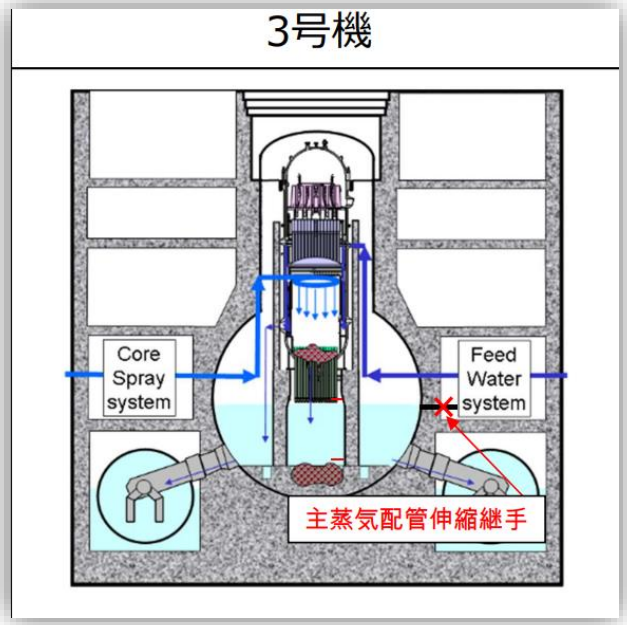
まず、2021年2月13日の地震以前の3号機PCVの状況（推定）を出典1により、確認しておきます。

下左引用図は地震以前の水位と地震後に低下した3月23日の水位を示したものです。地震前の注水量は約3.0 m³/h、水位は約6.5 mでした。漏えい（損傷）個所としては、下右引用図の赤で示した主蒸気配管伸縮継手が知られていました。

（次ページに続く）



計器位置	設置計器		設置位置 (T.P)
	温度計	水位計	
⑤	TE-16-005	–	約10964
④	TE-16-004	LS-16-004	約10714
③	TE-16-003	LS-16-003	約10064
②	TE-16-002	LS-16-002	約9264
①	TE-16-001	LS-16-001	約8264



出典：2021年6月24日廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第91回）資料「３号機原子炉注水停止試験結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/06/91-3-5-4.pdf
2022年3月31日廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第100回）資料「福島第一原子力発電所 3号機原子炉注水停止試験の実施について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/03/3-5-3.pdf
2022年7月28日第104回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料「３号機原子炉注水停止試験結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/07/3-5-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

m　3号機の1回目の注水停止試験（2021年4月9日～4月16日）の結果

試験の直前の注水量は約3.0 m^3/h、水位は約5.5 mでした。

東京電力は試験結果について、以下のようにまとめています

・PCV水位は、主蒸気配管伸縮継手部下端を下回っているが、当該高さ付近で低下傾向が緩やかとなっており、主要な漏えいは当該高さ付近に存在すると考えられる。

・大気圧変動によるPCV水位の変化を補正したグラフから、注水再開直前までPCV水位は緩やかに低下していたと考えられる。

・T.P9600（筆者注：主蒸気配管伸縮継手接続部のPCV底部からの水位約5.5 m）からの主要な漏えいの仮定と、今回の水位低下範囲よりも下部からの漏えいの仮定（例1～例3）により水位評価を行い、いずれのケースでもある程度の実績水位の再現は可能であることを確認。

https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/06/91-3-5-4.pdf#page=8

・なお、注水停止中の後半に関して、実績では低下傾向が緩やかになっているが、当該挙動の再現は例2が近い。

・注水再開後の挙動に関して、いずれのケースでも、水位上昇が早くなっている。この差分の可能性として、例えば、T.P9600に仮定した主要な漏えいの漏えい口が、実際には縦(高さ)方向に細長く広がっているなど、高さに応じた漏えいが存在するなどが考えられる。

（次ページに続く）

出典：2021年3月25日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第88回）資料「１・３号機 ＰＣＶ水位低下に関わる対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/03/1-6.pdf
2021年6月24日廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第91回）資料「３号機原子炉注水停止試験結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/06/91-3-5-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

このような状態にあった3号機原子炉格納容器（以下、PCV）は、2022年3月16日夜深度6弱の福島県沖地震に見舞われました。

前日の2022年3月15日の注水量は約1.6 m^3/h、PCV水位は、出典2よると約5.5 m(計算値+400 mm補正)でした。

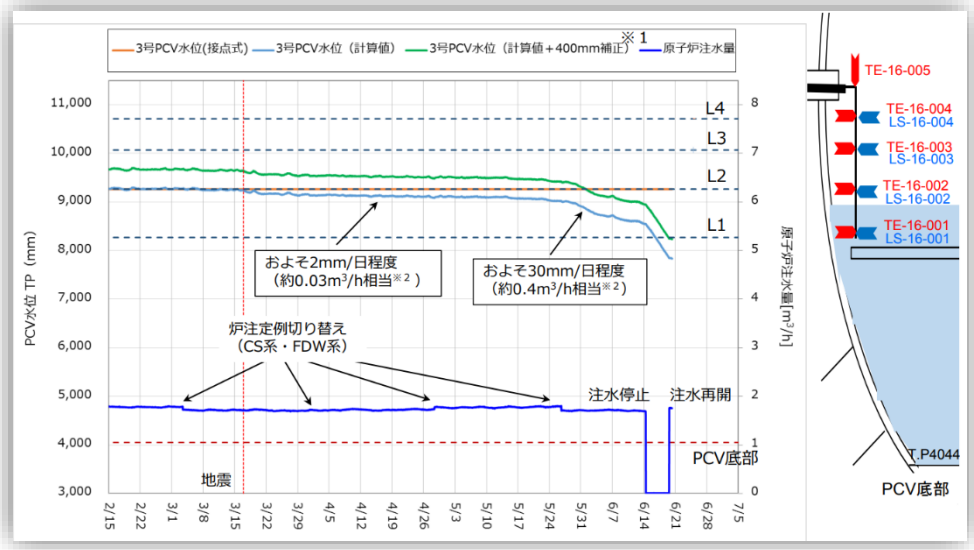
https://www.nra.go.jp/data/000393966.pdf#page=2

地震後、PCV水位は緩やかな低下傾向が継続し、5月下旬頃からPCV水位低下の傾きが大きくなりました。6月14日からの注水停止試験 ii 前には注水量約1.6 m^3/hのもとで計算値に補正400 mm を加えた水位は約5 mとなっていました。

東京電力は、この注水停止試験に向けた出典1において、

「前回の原子炉注水停止試験（7日間停止：2021年4月）において、PCVからの漏えいが経験水位以下にあることが確認されており、デブリ取り出し時の安全確保のためにも漏えい箇所を把握していくことが重要」（下線は筆者）

と、2回の地震により、以前から知られていた主蒸気配管伸縮継手以外に損傷が生じた可能性を示唆しました。



小目次に戻る

概要に戻る

出典：2022年3月31日廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第100回）資料「福島第一原子力発電所 3号機原子炉注水停止試験の実施について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/03/3-5-3.pdf
2022年6月20日特定原子力施設監視・評価検討会（第100回）資料「3月16日地震発生後の3号機原子炉格納容器の水位の状況について」
https://www.nra.go.jp/data/000393966.pdf
2022年7月28日第104回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料「３号機原子炉注水停止試験結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/07/3-5-2.pdf

n　3号機2回目の注水停止試験（2022年6月14日～6月19日）の結果

東京電力は、本試験が必要である状況、試験の目的、および試験結果の概要について以下のように述べています。

【本試験が必要である状況】

・前回の原子炉注水停止試験（7日間停止：2021年4月）において、注水再開直前までPCV水位の低下が継続し、PCVからの漏えいが経験水位以下にあることを確認。

・デブリ取り出し時の安全確保のためにも漏えい箇所を把握していくことが重要。（下線は筆者）

・また、将来のデブリ取り出し工法の具体化を検討中であるが、燃料デブリの空冷の可否や水冷時の最低注水量を見極めていくことが重要。

・今後、PCVの耐震健全性確保のため、段階的にPCV水位を低下させていく計画。

【本試験の目的】

・以下を目的に前回より長い期間での注水停止試験（注水停止：最長3ヶ月）を行う。

・PCV水位低下途中での漏えい有無の把握（今後の燃料デブリ取り出し関連作業に資する情報の取得）

・長期の注水停止時の影響確認（温度・ダスト・PCV水位変化の知見を拡充し、今後の原子炉への注水に関する運用の検討）

・PCV水位がPCV新設温度計/水位計下端（TE-16-001/LS-16-001設置高さ:T.P8264）（筆者注：PCV底部より約4.2 m）を下回った場合、PCV水温の確認ができなくなるため、試験終了して注水を再開する。

（次ページに続く）

小目次に戻る

出典：2022年7月28日第104回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料「３号機原子炉注水停止試験結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/07/3-5-2.pdf

概要に戻る

【試験結果概要】

注水停止：2022年6月14日～6月19日。（7月19日10:00試験終了）

注水停止：2022年6月14日10:30

注水再開：2022年6月19日15:35（注水量1.7 m^3/h）

注水量増加：2022年6月20日10:32（0.5 m^3/h増加：注水量2.2 m^3/h）

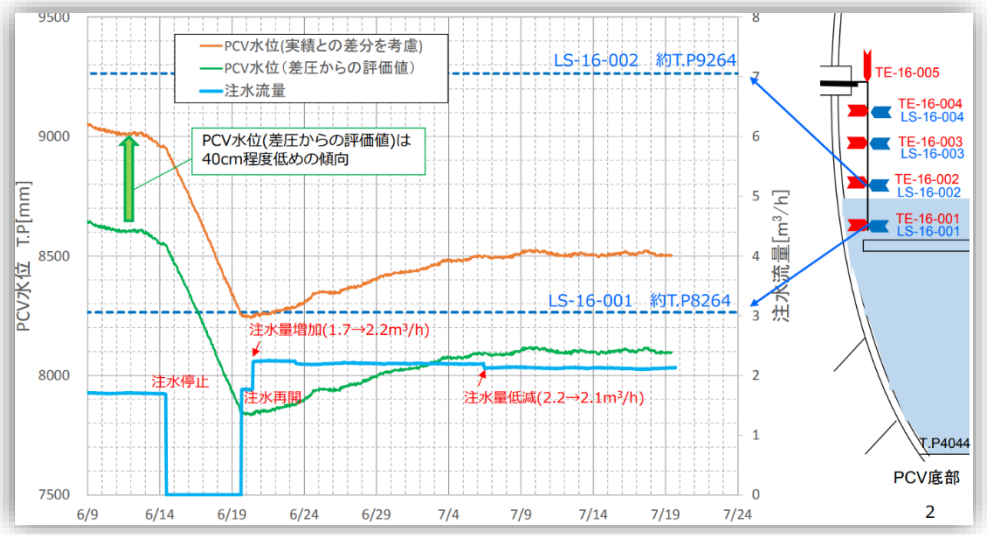
PCV水位は、注水停止後、概ね一定の傾きで低下し、6月19日にPCV新設温度計/水位計下端（筆者注：PCV底部より約4.2 m）を下回ったと判断したことから、注水を再開。

その後、水位の低下は概ねおさまったものの、回復傾向がみられないことから、6月20日に注水量を増加。

7月6日に注水量を2.1 m^3/hに低減、PCV水位が概ね安定（筆者注：PCV底部より約4.5 m）したことから7月19日試験終了。 3号機PCV水位の経過に戻る

RPV底部温度、PCV温度に、大きな上昇等はなく推移。一部の温度計で低下傾向を確認。

ダスト濃度等に有意な変動なし。 （次ページに続く）



出典：2022年7月28日第104回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料「３号機原子炉注水停止試験結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/07/3-5-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

次に、この結果から、東京電力が、本試験の主たる目的である、2021年2月13日の地震前にはなかった漏えい（損傷）箇所の位置と規模をどのように推定しているか見ていきます。

以下の表、グラフは、東京電力が、2021年2月13日の地震前にはなかった漏えい（損傷）箇所の位置と規模について仮定を（左表）置き、どの仮定が注水量と水位との関係をよく説明しているか比較衡量した（右グラフ）ものです。このページでは注水再開後の水位の挙動からの仮定ケースです。

（次ページに続く）

■ 下表のケース１～３は、漏えい高さ等の仮定に応じて、実績の水位挙動を再現するようにパラメータを設定した値であり、実際の漏えい箇所を示すものではない。

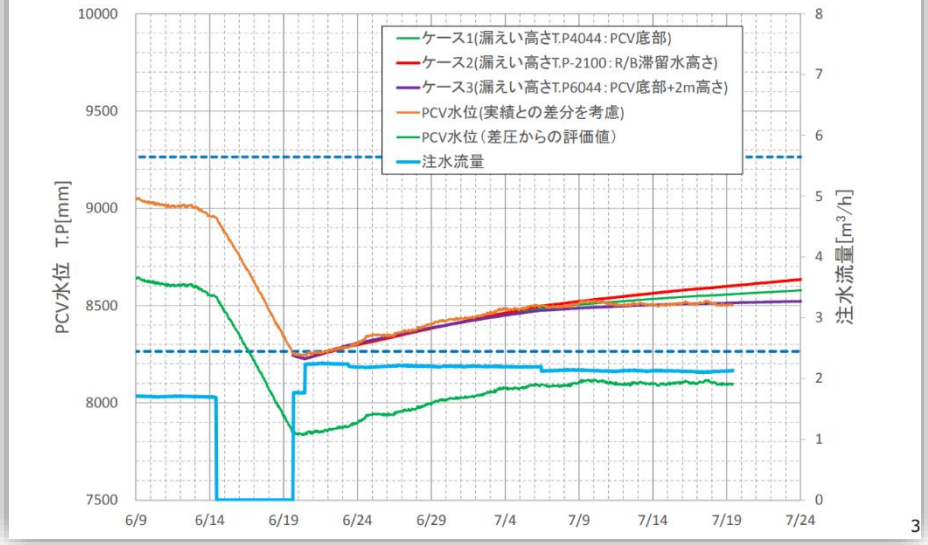
	ケース１	ケース２	ケース３
	PCV底部からの漏えいを仮定	R/B滞留水高さからの漏えいを仮定	PCV底部よりも高い位置からの漏えいを仮定
漏えい高さ (T.P)	4044 (PCV底部)	-2100 (PCV底部から-6.144m)	6044 (水位2m)
漏えい口 (cm^2)	0.611	0.391	0.845

■ PCV水位評価式：$Q=\sqrt{2g(H-h)}\times S$　（水の粘性等は考慮していない）
漏えい量：Q、重力加速度：g、PCV水位：H、漏えい高さ：h、漏えい口面積：S

■ PCV内の水量は、水位以下のPCV体積からペデスタル(コンクリート)の体積を除いた体積を用いて算出（その他のPCV内機器等の体積は除いていない）。

■ 注水再開後の水位の挙動について、漏えい箇所（１箇所を想定）の高さを仮定し、注水再開後の実績にあうように漏えい口(cm^2)を設定。

■ ケース３(漏えい高さPCV底部+2m高さ)の仮定が、実績に近い挙動となる。



3

小目次に戻る

出典：2022年7月28日第104回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料「３号機原子炉注水停止試験結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/07/3-5-2.pdf

概要に戻る

このページでは注水停止前の水位の挙動からの仮定ケースです。

（次ページに続く）

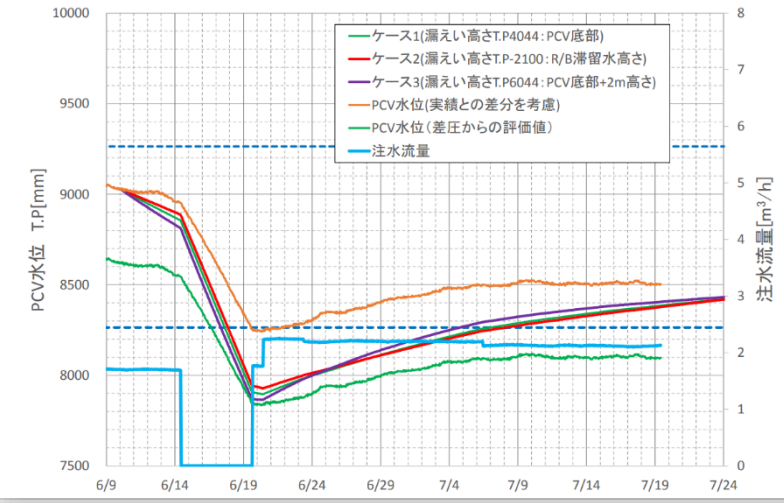
■ 下表のケース１～３は、漏えい高さ等の仮定に応じて、実績の水位挙動を再現するようにパラメータを設定した値であり、実際の漏えい箇所を示すものではない。

	ケース1	ケース2	ケース3
	PCV底部からの漏えいを仮定	R/B滞留水水位高さからの漏えいを仮定	PCV底部よりも高い位置からの漏えいを仮定
漏えい高さ (T.P)	4044 (PCV底部)	-2100 (PCV底部から-6.144m)	6044 (水位2m)
漏えい口 (cm^2)	0.53	0.35	0.69

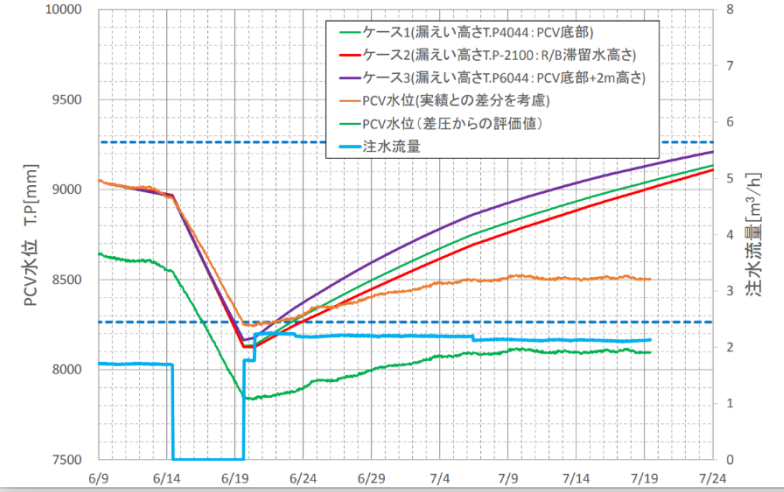
■ PCV水位評価式：$Q=\sqrt{2g(H-h)}\times S$　　(水の粘性等は考慮していない)
漏えい量：Q、重力加速度：g、PCV水位：H、漏えい高さ：h、漏えい口面積：S

■ PCV内の水量は、水位以下のPCV体積からペデスタル(コンクリート)の体積を除いた体積を用いて算出（その他のPCV内機器等の体積は除いていない）。

■ 前段の評価で仮定した漏えい高さ・漏えい口で、注水停止前からの挙動を評価。
■ 注水停止前及び注水停止中の低下の傾きが大きくなり、実績の挙動との差が大きくなる。



■ 前段の評価で仮定した漏えい高さに対して、注水停止前のPCV水位低下の傾きにあうように漏えい口を設定。
■ 注水停止前・注水停止中は、ある程度、実績に近くなるが、注水再開後の実績とは差が生じる。



出典：2022年7月28日第104回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料「３号機原子炉注水停止試験結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/07/3-5-2.pdf

概要に戻る

以上から東京電力は、地震前にはなかった漏えい（損傷）箇所の位置と規模をどのように推定するかについて、以下のようにまとめています。

・PCV水位は、注水停止後、概ね一定の傾きで低下したことから、漏えい箇所は、注水停止中に（筆者注：2021年の注水停止試験で）経験したPCV水位の範囲にはなく、LS-16-001設置位置（PCV底部から約4.2m）よりも比較的低い位置にあることが推定される。

・注水再開後のPCV水位変化に対しては、ケース3(漏えい高さPCV底部+2m高さ)の仮定が、実績に近い挙動となる。

・一方、注水停止前～注水停止中～注水再開後のPCV水位変化に対しては、今回の仮定での評価では、差が生じることが確認できた。差が生じる要因としては、下記などが挙げられるが、今後の水位変化等も含めて、引き続き検討していく。

評価で用いたPCV内の水量の差による影響
（PCV内機器等の体積、PCV接続配管、S/Cの保有水等）
漏えい口の形状や圧力損失による影響
原子炉注水の流量計の誤差による影響

以上から、現時点での結論は次のようになります。

3号機原子炉格納容器（以下、PCV）の漏えい箇所（損傷）は、以前から推定されていたPCV底部から約5.6 mの高さにある主蒸気配管伸縮継手下部の損傷に加え、2021年2月13日の地震以降、新たな損傷が、新設温度計/水位計LS-16-001下端（PCV底部から約4.2 m）よりも低い位置に生じていることが、東京電力の調査結果でも推定されましたが、その正確な位置と数、規模は不明です。

取水設備運転開始に戻る

小目次に戻る

出典：2022年7月28日第104回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料「３号機原子炉注水停止試験結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/07/3-5-2.pdf

概要に戻る

④ 圧力

a　1号機原子炉格納容器の減圧の実施状況

東京電力によると、1号機格納容器の減圧の実施状況は以下の通りです。

1号PCV内アクセスルート構築に際して実施するAWJ作業によるダスト放出リスクをさらに低減することを目的とし，PCVガス管理設備の排気流量の増加操作により，PCV圧力の減圧を実施。(2019年4月4日・11日，約20m³/h→約26m³/h)

4月11日の減圧操作以降、3本のPCV内温度計において、大気圧の上昇に応じた温度上昇が確認された(0.1～0.3℃/h程度)ことから，50℃以下および1.0℃/h以下を判断基準とし，監視を継続していた(第65回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議(4月25日)にて報告済み)。

今回，比較的大きな低気圧が通過した影響により，6月16日の夜間よりPCV内温度が上昇(最大0.5℃/h)。判断規準としていた50℃を超過する恐れがあることから、PCVガス管理設備の排気流量を減圧前の状態に戻す操作を実施(6月17日 14:08～14:18，25.7 m³/h →20.1 m³/h)。その後、PCV温度は安定している状況。

出典： 2019年6月27日　第67回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/06/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

b　原子炉格納容器からの漏えい率(1号機)

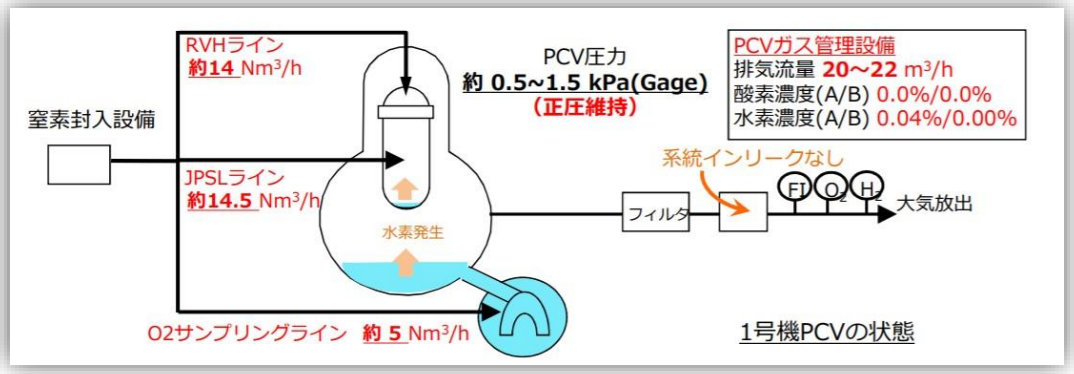
「使用済み(核)燃料プール対策2019年6月レポート」94ページで、2号機原子炉建屋からの推定漏えい率について、1時間当たり 2600 m³とレポートしたところですが、原子炉格納容器内の気圧が話題になったここで、1号機原子炉格納容器からの漏えい率をレポートしておきます。

出典2のb-2-8-2によれば、原子炉格納容器ガス管理設備によるガス抽出がない場合は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入量分は原子炉格納容器から漏えいしています。したがって原子炉格納容器ガス管理設備が導入されている現在は、窒素封入量とガス管理設備の排気風量の差分が、原子炉格納容器から原子炉建屋内への漏えい分ということになります。

下記出典1の2枚目、スライド3よると、1号機格納容器からは、窒素封入量33.5　m³/hとガス管理システムの排気風量20～22 m³/hの差分 10 m³/h強の気体が、常時原子炉建屋内へ漏れていることになります。 1号機ダスト上昇整理に戻る

この数値は、いろいろなパラメータを用いた計算式による原子炉建屋からの推定漏えい率と異なり、単純な封入量と排気量の差分ですので実際の値となります。 ダストロールデータに戻る

なお1号機原子炉格納容器の空間容積は1900 m³です。



配置模式図に戻る

出典：　2019年2月28日　第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「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　原子炉格納容器の減圧について」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-2.pdf
東京電力「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画　2.8 原子炉格納容器ガス管理設備」
http://www.tepco.co.jp/decommission/information/implementation/pdf/2_2_8.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

c　原子炉格納容器からの漏えい率（2・3号機）

1号機における格納容器からの漏えい率の状況は前ページの通りですが、2，3号機については、東京電力発表の「福島第一原子力発電所 プラント関連パラメータ 2020年2月8日 11:00現在」によると、ガス管理設備排気流量の方が窒素封入量より大きくなっており、機序が理解できませんでした。

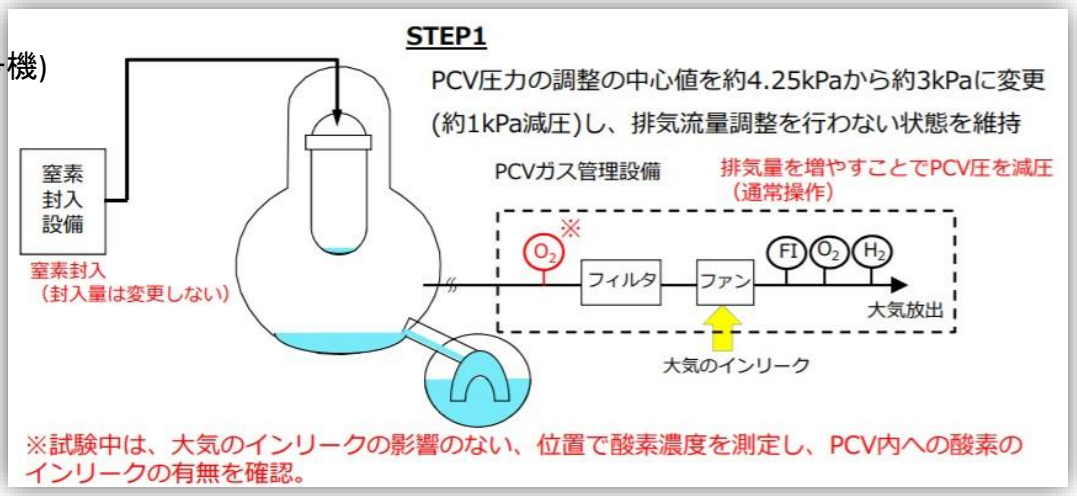
2月15日、福島第一廃炉推進カンパニー廃炉コミュニケーションセンターの木元崇宏副所長にお会いする機会があったので、状況についてお聞きしました。

木元氏によると、2，3号機では、格納容器抽気ヘッダからファン入り口までは陰圧になっており、大気からのインリーク(取り込み)があることが分かっているそうです。窒素ガス封入量は一定であり、天候(大気圧)に左右される格納容器内ゲージ圧を一定に保つよう、インリークも見込んでガス管理設備の排風量を調整しているとのことでした。

ですから2，3号機については、気体量としての格納容器からの漏えい量は評価できず、放射性ダストの格納容器からの漏えいの検知についてはダストモニタだけに頼っているとのことでした。

ダスト濃度への影響に戻る

(2号機)



配置模式図に戻る

出典：「福島第一原子力発電所　プラント関連パラメータ　2020年2月8日11:00現在」
http://www.tepco.co.jp/decommission/data/plant_data/pdf_csv/2020/1h/table_summary-j.pdf
図版出典：2018年9月6日東京電力資料「福島第一原子力発電所２号機原子炉格納容器圧力の減圧試験の実施状況(速報)」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/09/3-5-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

d　2号機原子炉格納容器(PCV)の減圧機能確認の実施について

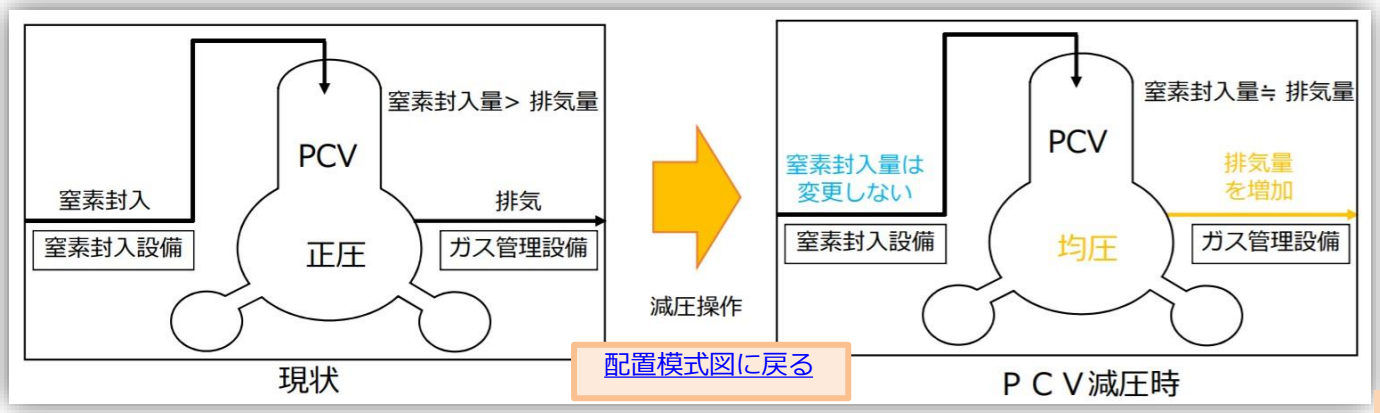
※筆者注：　原子炉の状態）2020年6月レポート　　46ページと重複レポートです

東京電力は2020年7月2日、2021年に予定している2号機での核燃料デブリの試験的取り出し(PCV内部調査)に向け、PCV外への放射性ダストの漏出抑制を目的として、水素濃度の上昇を抑制するため大気圧より高い圧力を維持してきたPCV内を減圧することを検討していることを発表しました。

東京電力は、イチエフの1～3号機原子炉において、PCV内の減圧により外部への放射性物質の放出リスクを低減させ、またPCV内部調査時におけるPCV内外の遮断（バウンダリ）開放作業等の作業性を向上させるために、2018年7月からの減圧試験を経て、12月1日より、PCVの設定圧力を大気圧+2 kPa程度を中心に、ゲージ圧0 kPa～5.5 kPaを運用範囲として運用してきました。

ちなみに2020年7月1日の原子炉格納容器圧力は、ゲージ圧で1号機0.16 kPa、2号機2.55 kPa、3号機0.41 kPaとなっています。
今回は、2020年7月6日～10日に、現状値から大気と均圧まで減圧することを目標として、既設ガス管理設備のフィルタを介した排気量を増加させることで、減圧機能の確認をするということです。

東京電力は、2012年以降、PCV圧力低下と共に一定期間水素濃度の上昇・下降がみられたこと、大気圧の変化による酸素濃度の上昇を評価すること、2018年度にPCV圧力の調整をゲージ圧で約4.25 kPaから約2 kPaに変更した際は、水素濃度等の監視パラメータに有意な変動は確認されていないことなどに留意しつつ減圧計画を進めるようです。



配置模式図に戻る

出典：　2020年7月2日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第７９回）　資料「２号機 原子炉格納容器(PCV)の減圧機能確認の実施について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-4.pdf
2020年7月2日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第７９回）　資料「福島第一原子力発電所 プラント関連パラメータ」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/1-1.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

e　2号機原子炉格納容器(PCV)の減圧機能確認の結果について

2020年7月30日、東京電力は、2号機原子炉格納容器の減圧機能確認（前ページ参照）について、7月6日～8日に機能確認を実施し9日に復旧。既設のガス管理設備の風量を増すことによって大気圧と等しい圧力まで減圧可能であることが確認され、また、機能確認中、下表の監視パラメータに異常がないことが確認されたと発表しました。　参照

監視パラメータ	監視頻度		監視目的	機能確認試験継続の判断基準
	通常時	監視確認時		
窒素封入量	6時間	毎時	・ガス管理設備の運転状態変化に伴う，系統・機器の異常がないことを確認	・通常の変動範囲（±1Nm³/h程度)であること（封入量の異常検知）
排気流量				・通常の変動範囲（±2Nm³/h程度)であること（排気流量の異常検知）
PCV圧力			・PCV圧力の過度な変動等が生じないことを確認	・±5.5kPaであること
水素濃度※			・PCVの不活性状態維持（可燃限界未満に抑えること）	・警報設定値（0.6%）
酸素濃度				・3.5%以下であること
ダスト濃度			・PCV圧力の変化に伴う排気に有意な変動が生じないことを確認。	・警報設定値（2.0×10^{-3} Bq/cm³）
大気圧	毎時		・PCV圧力変動の参考として監視。	・なし

※運転上の制限に関わる監視項目として，水素濃度(PCV内 2.5%未満，ガス管理設備出口を1%未満で管理)があり，減圧によるPCV内部状況の変化は小さく，影響は限定的と想定。

出典：2020年7月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第80回）　資料
「２号機 原子炉格納容器(PCV)の減圧機能確認の結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/07/3-3-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4(5) 原子炉建屋内の環境改善

①　今後の環境改善計画(1号機～3号機)

配置模式図に戻る

東京電力は、2020年7月より、2号機において「廃炉中長期実行プラン2020」参照 に基づき西側エリアの干渉物撤去が開始されることから、これに併せて最近の環境改善の取り組み 1号機 2号機 3号機 と至近の工事計画の概要について公表しました。

1号機では、2022年度内に、X-6貫通部(ペネ)のある南側エリアの線量低減を計画しています。局所的な高線量箇所となっているRCW系統(RCW熱交換器、DHC設備)から順に線量低減を進めますが、高線量の2階を避け、3階の床面に穴をあけてRCW熱交換器へアクセスし、内包水を排水することで線量低減を行う計画としています。

(次ページに続く)

サンプリング計画に戻る　現場調査結果に戻る

廃炉中長期実行プラン2020における原子炉建屋内環境改善計画

燃料デブリ取り出しステージ	号機	環境改善計画
燃料デブリ取り出しの開始	2号機	作業現場である原子炉建屋1階西側エリアの放射線量（5mSv/h程度）の低減のため、放射線源の調査や撤去等を進める。
段階的な取り出し規模の拡大	2号機	原子炉建屋1階西側エリア放射線量の更なる低減を進める。
取り出し規模の更なる拡大	1/3号機	作業現場の放射線量を下げるために放射線源の調査や撤去等（特に、高汚染配管）を進めるとともに、今後の作業の障害となる設備等を撤去する。

出典：東京電力HDホームページ　2020年3月27日公表　廃炉中長期実行プラン2020より抜粋

出典：　2020年7月2日　第79回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「デブリ取り出しに向けた原子炉建屋環境改善の計画」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-6.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

②　1～4号機非常用ガス処理系(SGTS)室調査について

この課題については、先に「原子炉の状態2020年7月レポート」2ページ「主な取り組み」で簡単に報告したところですが、10月29日の第83回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議から＜資料3-3 燃料デブリ取り出し準備＞に括られて資料が提出されてきたため、改めて本レポートで取り上げることとします。

まず7月に公表された計画ではこの調査の概要について以下のように述べられています。

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

SGTS室とは、原子炉建屋2階にあり、原子炉での重大事故時に、原子炉で発生した放射性ガスを排気筒から緊急放出(ベント)するために、原子炉格納容器と排気筒を結ぶ非常用ガス処理系統(SGTS)の、原子炉側の設備です。

まず、次ページの引用図で概要をご確認ください。

(次ページに続く)

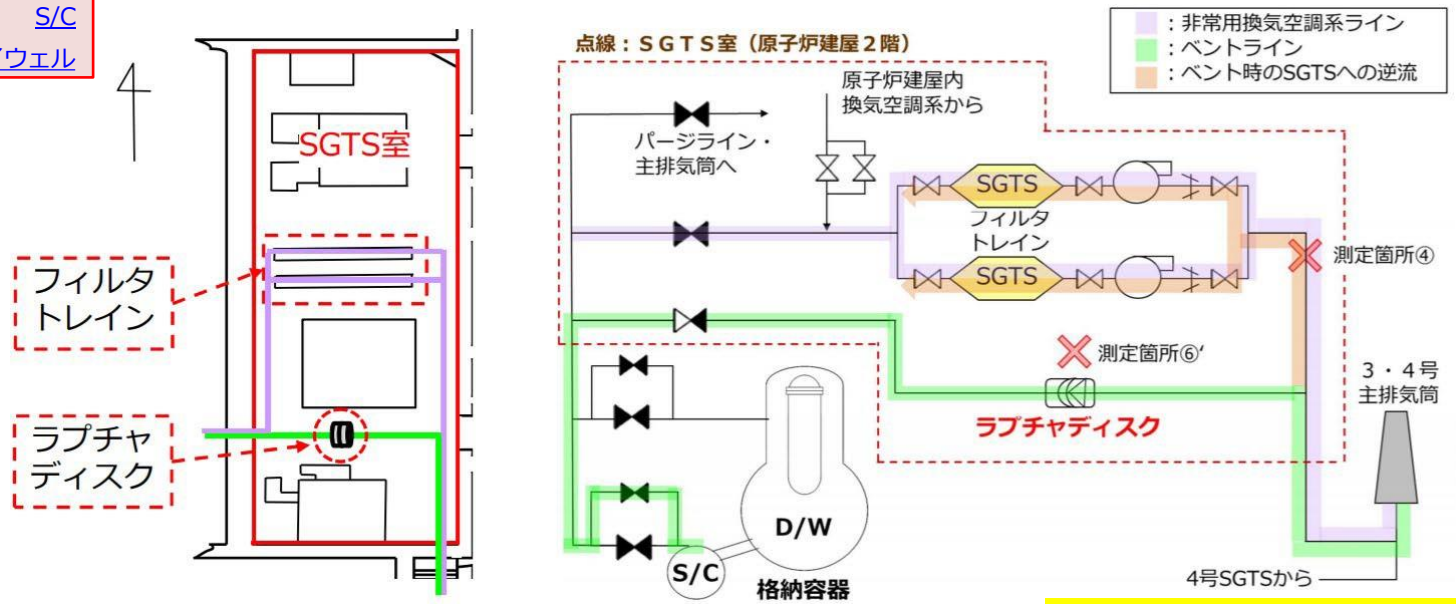
SGTS室調査結果について　b　に戻る　　まとめに戻る　　配置模式図に戻る

小目次に戻る

概要に戻る

出典：2020年7月30日 第80回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の計画について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/07/4-1.pdf

用語解説へ：
SGTS
ラプチャディスク
S/C
ドライウェル



SGTS室調査結果について　b　に戻る

SGTS室についての過去の調査状況については、東京電力は下記のようにまとめています。

1号機：SGTS室入口で5 Sv/h以上の線量率を確認(2011年)(SGTS室内の情報は限定的であり、詳細な情報取得は初めての試み)

2号機：SGTSフィルタトレインにおいて1 Sv/h程度の線量率、ラプチャディスク周辺に汚染無しを確認(2014年)

3号機：SGTSフィルタトレイン周辺の線量率を測定(2011年)

4号機：SGTSフィルタトレイン周辺の線量率を測定(2011年)(3,4号機は1,2号機と比較して線量率が低い。3号機の格納容器ベントガスが4号機に逆流した徴候を確認)

(次ページに続く)

小目次に戻る

出典：2020年7月30日 第80回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の計画について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/07/4-1.pdf

概要に戻る

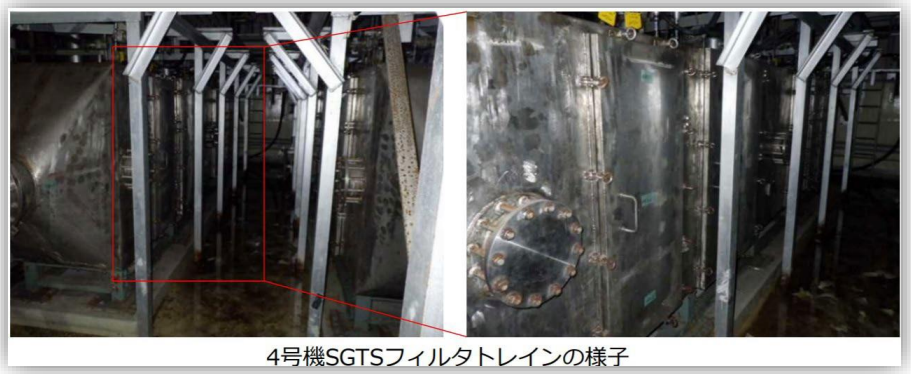
そして調査の概要については、以下のように説明しています。

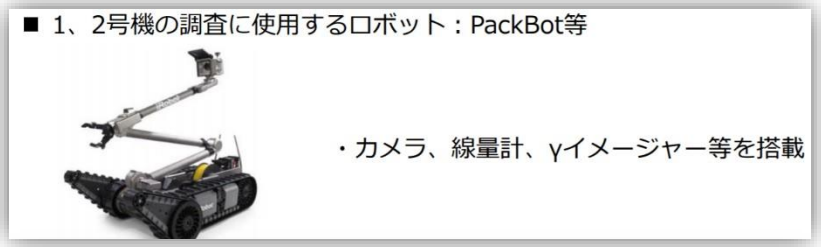
1～4号機のSGTS室内において、フィルタトレイン周辺、格納容器ベント配管を中心に、室内から広範に画像、線量情報を取得する。

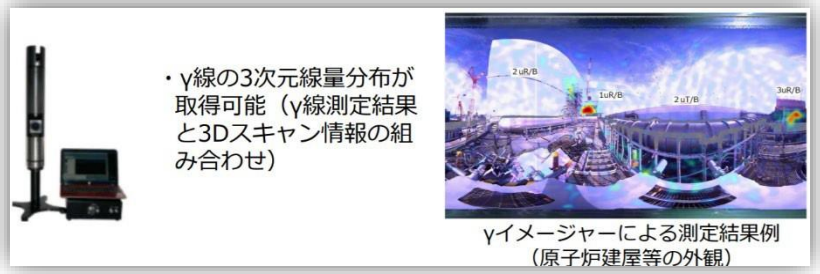
また、可能であれば3、4号機の調査では、フィルタトレインを開放し、内部の様子の確認および汚染物試料の入手(スミア採取)を試みる。

3、4号機のSGTS室内は線量が低く、作業効率性等をふまえ、人力で調査を実施する。一方、1、2号機のSGTS室内は、線量が高いことが確認されているため、ロボットにて遠隔で調査を実施する。 3号機SGTS室調査結果被曝線量に戻る

下左引用画像は今回開放されるSGTSフィルタトレインの様子(4号機)、右側引用画像は今回の調査に使用されるロボット(上)およびガンマカメラ(γイメージャー)(下)です。


4号機SGTSフィルタトレインの様子





小目次に戻る

出典：2020年7月30日 第80回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の計画について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/07/4-1.pdf

概要に戻る

③　1-4号機非常用ガス処理系(SGTS)室調査結果について　a

今回の調査は下に引用した工程で実施される計画ですが、10月までに終了した1・2号機における予備調査、3号機の本調査結果を、東京電力は以下の通りまとめています。(下線は筆者)

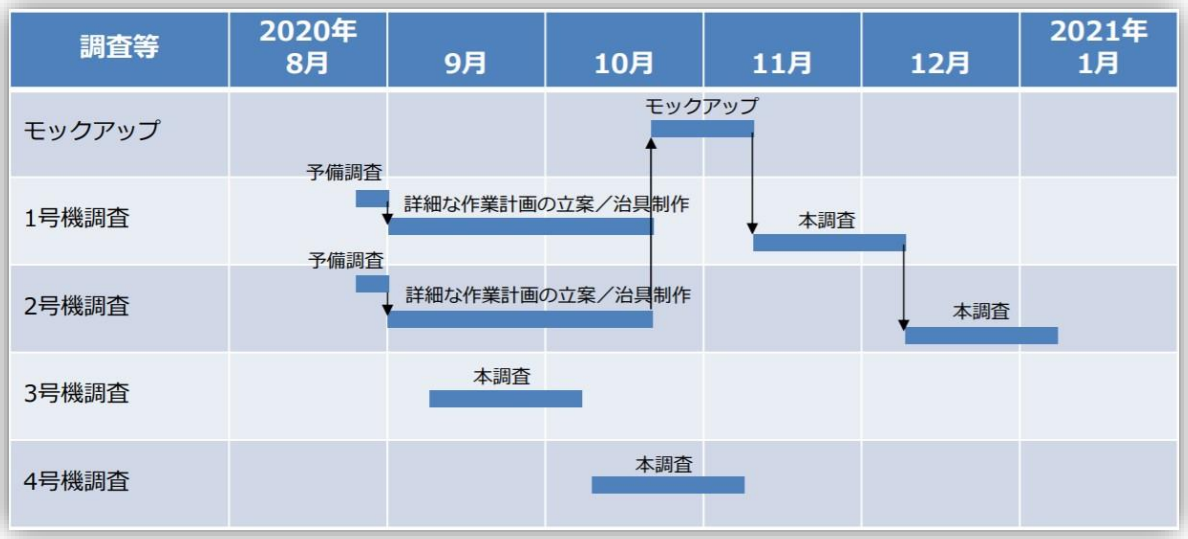
1号機:ロボットにより予備調査を実施。ロボットの走行可能範囲を確認した。SGTSフィルタトレイン周辺で高線量を確認。本調査に向けて調査方法を検討する。

2号機:ロボットにより予備調査を実施。ロボットの走行可能範囲を確認した。過去のロボット調査と同じく、SGTSフィルタトレイン周辺で高線量を確認。本調査に向けて調査方法を検討する。

3号機:SGTS室内の複数点にてγイメージャ(**筆者注:ガンマカメラ**)を用いた線量分布を測定。SGTSフィルタトレインにつながる配管に汚染を確認し、逆流があったことが明確になった。

今後は、SGTSフィルタトレインを開放し、スミア採取など、汚染の状況確認のための調査を実施する。

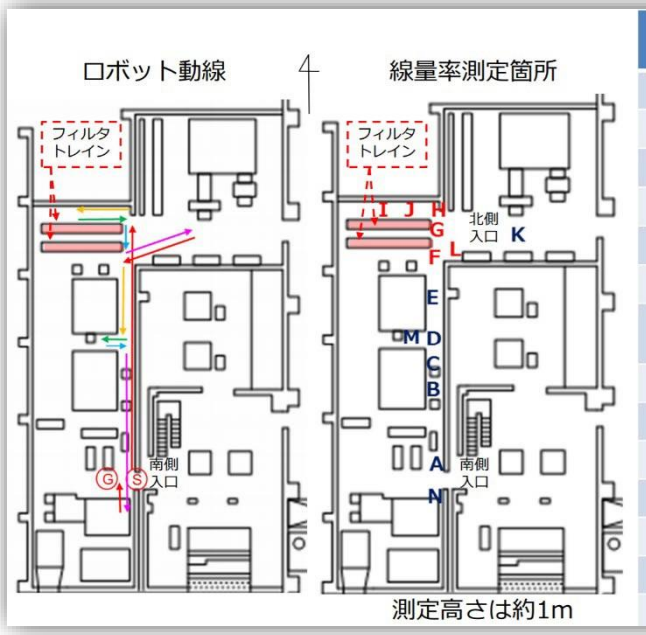
次ページ・次々ページに、東京電力が発表した各調査結果の図表を引用掲載しておきます。



出典：2020年7月30日 第80回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の計画について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/07/4-1.pdf
2020年10月29日 第83回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の進捗について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-4.pdf

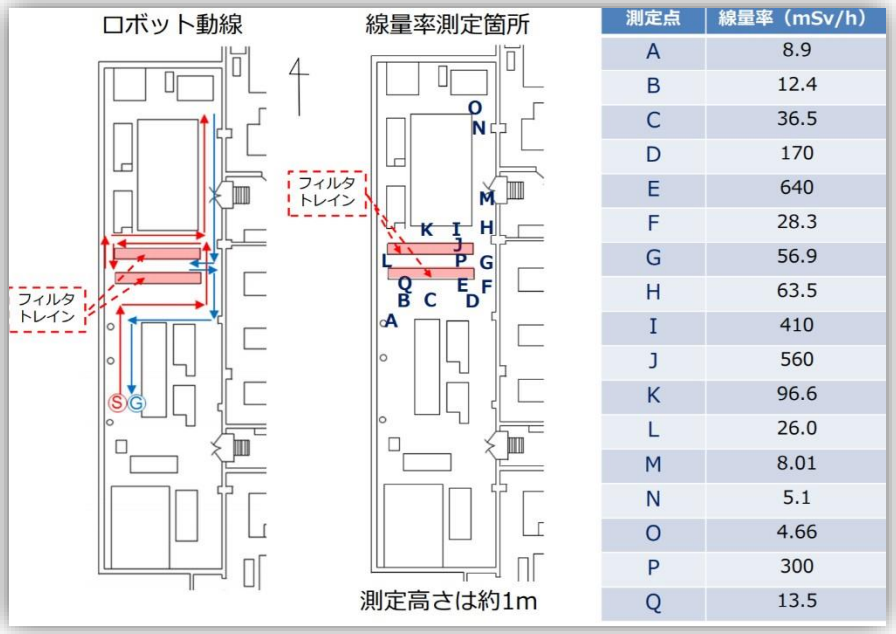
小目次に戻る
概要に戻る

1号機予備調査結果(8月25日)



測定点	線量率（mSv/h）
A	5.1
B	16.6
C	110
D	150
E	310
F	1050
G	2050 3050（床面）
H	1270
I	1620
J	1040
K	50
L	1060
M	160
N	6.76

2号機予備調査結果(8月27日)



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

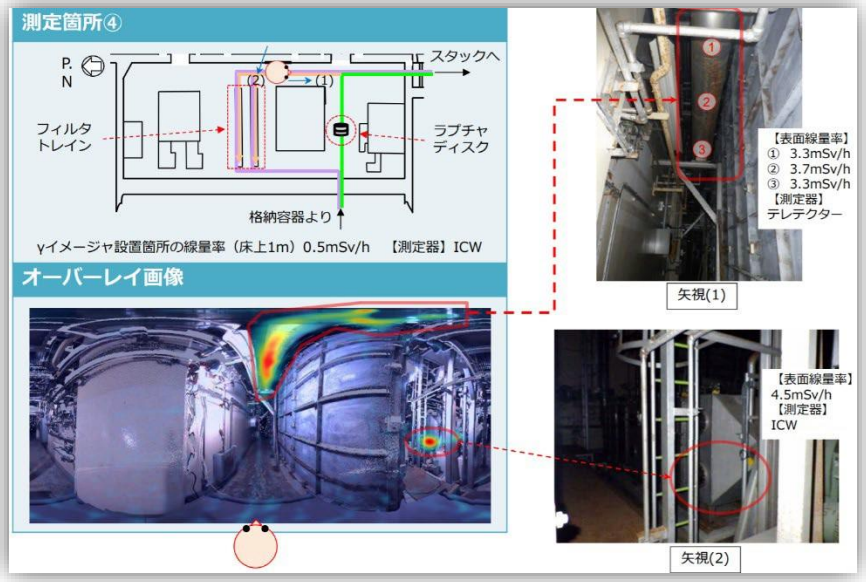
(次ページに続く)

小目次に戻る

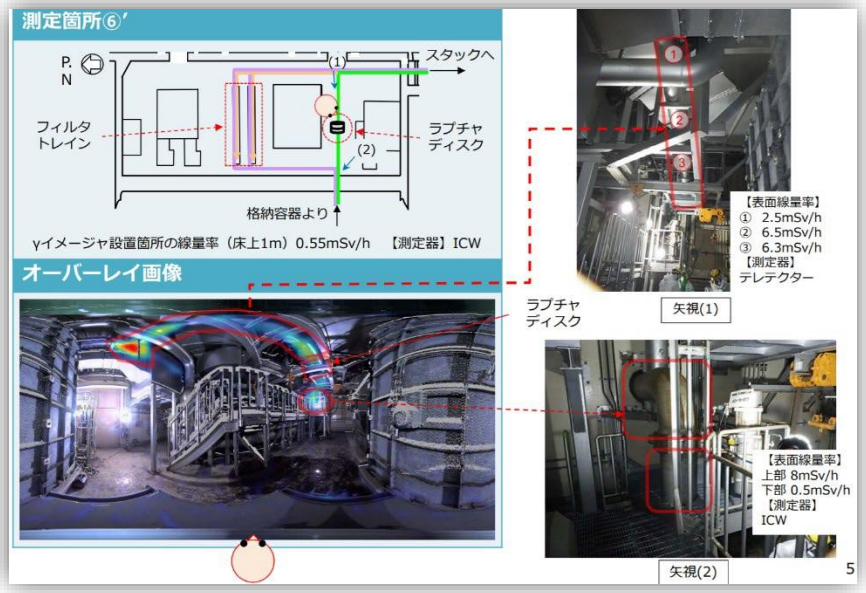
出典：2020年10月29日 第83回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の進捗について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-4.pdf

概要に戻る

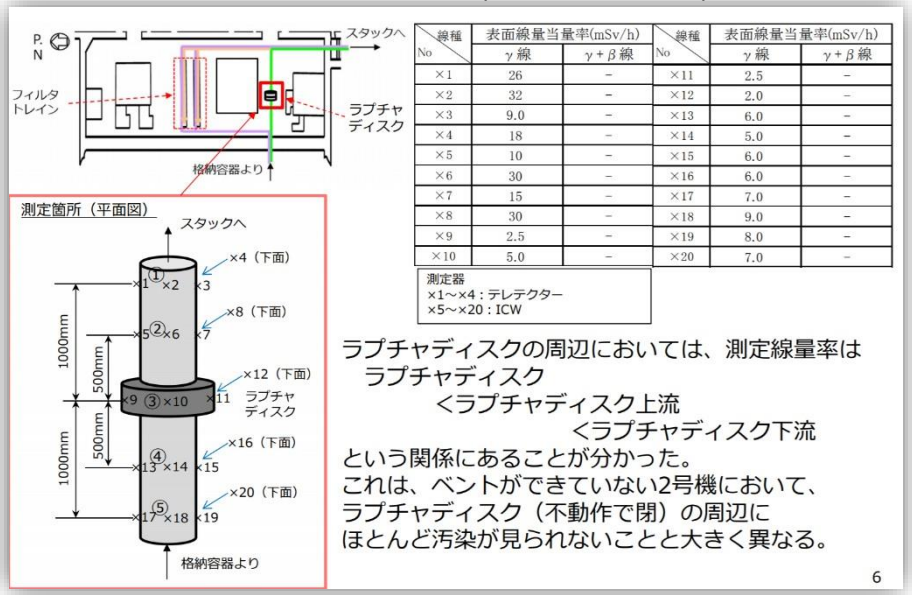
3号機の測定結果(室内その1)



3号機の測定結果(室内その2)



3号機の測定結果(ラプチャディスク)



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

測定器
×1～×4：テレテクター
×5～×20：ICW

ラプチャディスクの周辺においては、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。
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。

6

出典：2020年10月29日 第83回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の進捗について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-4.pdf

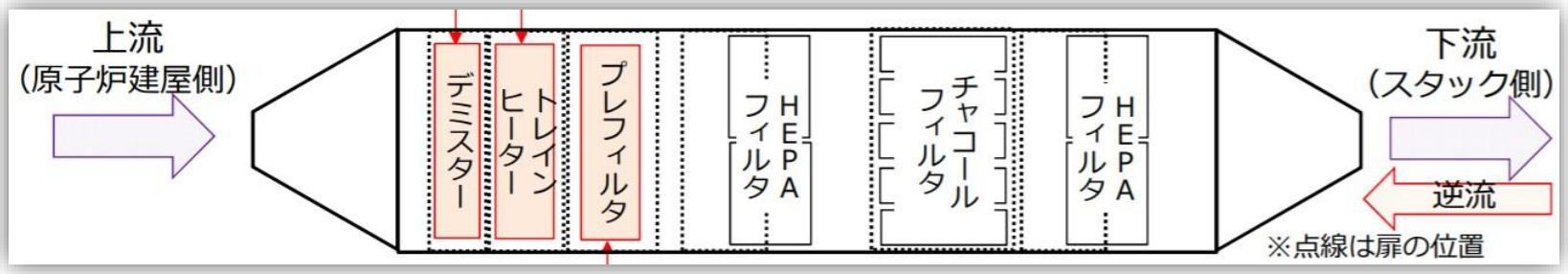
小目次に戻る
概要に戻る

④ 1-4号機非常用ガス処理系(SGTS)室 参照 調査結果について b

（1・2号機本調査、3号機フィルタトレイン内部）

まず3号機の続きです。2021年11月の、γカメラによるフィルタトレイン内部の線量測定結果です。

フィルタトレインは、構成を同じくするA系、B系があり、下の引用の中段がA系、下段がB系の測定結果です。



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

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

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

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

（次ページに続く）

出典：2021年3月25日 第88回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/03/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

3号機においては、SGTS室内の1・2号機と比較しての線量の低さ、作業効率性等から、人力で調査が実施されています。参照

東京電力は、この調査における作業員の被曝実績他について、下の引用の通り報告しています。

東京電力のイチエフ廃炉作業における作業員の被曝管理についてはこちらを 参照 してください。

■ 被ばく線量実績等

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

水素濃度	
A系	B系
水素未検出	水素未検出

連続ダストモニタ指示値（Bq/cm³）		
	A系	B系
α	～ 6.77×10^{-8}	～ 1.33×10^{-8}
β	4.31×10^{-5} ～ 5.14×10^{-4}	2.85×10^{-5} ～ 7.37×10^{-4}

※全面マスク着用基準：2.0×10^{-4} Bq/cm³

■ B系トレイン内部にたまり水を確認

- 扉開口部高さより内部の水位が高かった。開放時に流出した水（約50L）については、一部を袋で回収した。
  残水はトレイン内部に留まっている。（目視にて底部から5~10cm程度の水位）
  ⇒袋内の水及びトレイン内部の水をサンプル採取し、残水は汲み取りを行い既設ファンネルから排水予定。
- たまり水の仮設ハウス外への流出なし、作業員の身体汚染なし。
- A系トレインでは扉の内側や内壁等に少量の水滴を確認（約3L）。

（次ページに続く）

小目次に戻る

出典：2021年3月25日 第88回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/03/3-3-2.pdf

概要に戻る

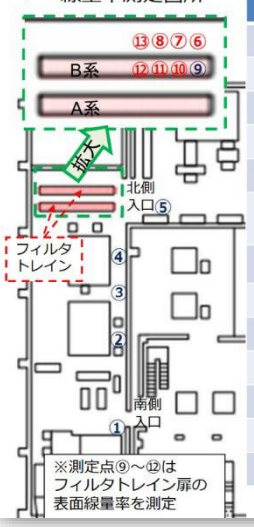
このページの引用は、2020年12月に実施された1号機の本調査の測定結果です。

9．１号機の測定結果（線量率）

TEPCO

本調査結果（12/15測定）

線量率測定箇所

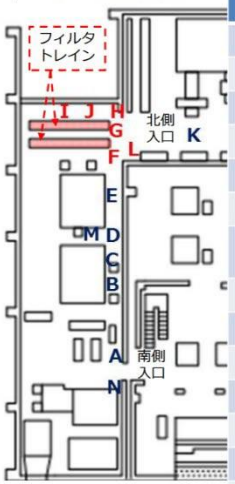


測定点	線量率（mSv/h）
①	5.57
②	16.7
③	120
④	280
⑤	84.1
⑥	1330 2270（床面）
⑦	1420
⑧	1510
⑨※	880
⑩※	1020
⑪※	1180
⑫※	1470
⑬	1580

測定高さは約1m

参考：予備調査結果（8/25測定）

線量率測定箇所



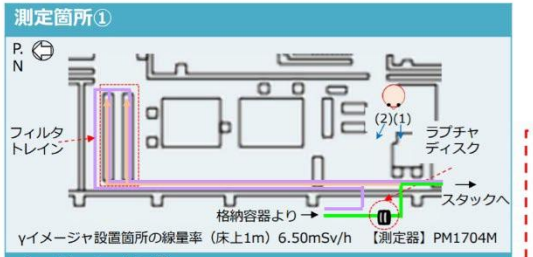
測定点	線量率（mSv/h）
A	5.1
B	16.6
C	110
D	150
E	310
F	1050
G	2050 3050（床面）
H	1270
I	1620
J	1040
K	50
L	1060
M	160
N	6.76

測定高さは約1m

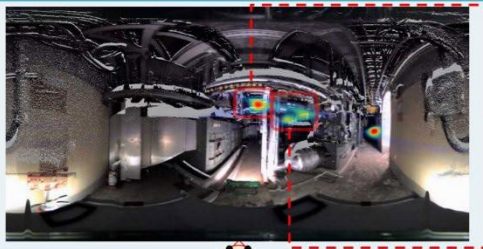
9．１号機の測定結果（室内その１）

TEPCO

測定箇所①



オーバーレイ画像





矢視(1)



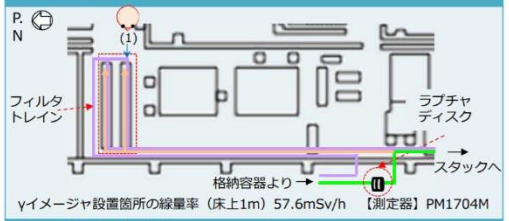
矢視(2)

※ロボット進入不可エリアのため
当該箇所の表面線量率測定は未実施

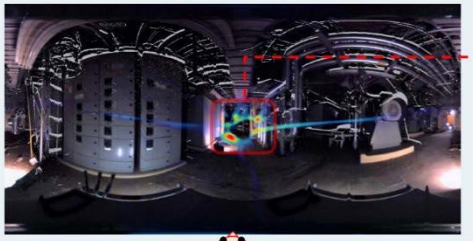
9．１号機の測定結果（室内その２）

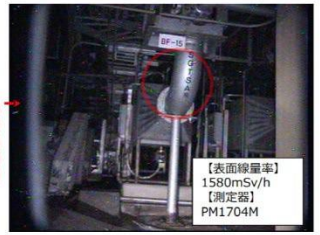
TEPCO

測定箇所⑤



オーバーレイ画像





矢視(1)

（次ページに続く）

小目次に戻る

出典：2021年3月25日 第88回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/03/3-3-2.pdf

概要に戻る

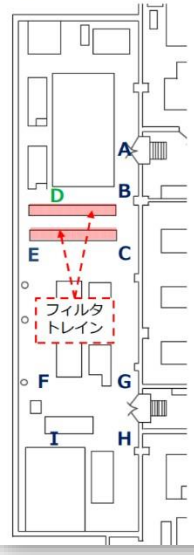
このページの引用は、2021年1月に実施された2号機の本調査の測定結果です。

１０．２号機の測定結果（線量率）

TEPCO

本調査結果（1/20測定）

線量率測定箇所

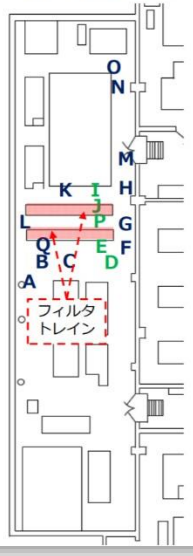


測定点	線量率（mSv/h）
A	17.0
B	71.5
C	61.8
D	140
E	12.6
F	0.52
G	0.18
H	0.094
I	0.17

測定高さは約1m

参考：予備調査結果（8/27測定）

線量率測定箇所



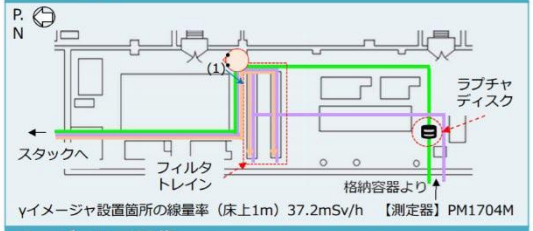
測定点	線量率（mSv/h）
A	8.9
B	12.4
C	36.5
D	170
E	640
F	28.3
G	56.9
H	63.5
I	410
J	560
K	96.6
L	26.0
M	8.01
N	5.1
O	4.66
P	300
Q	13.5

測定高さは約1m

１０．２号機の測定結果（室内その１）

TEPCO

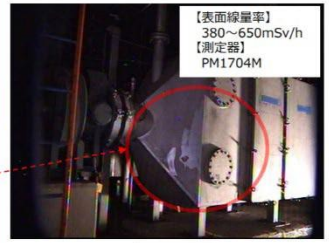
測定箇所②



γイメージャ設置箇所の線量率（床上1m）37.2mSv/h　【測定器】PM1704M

オーバーレイ画像



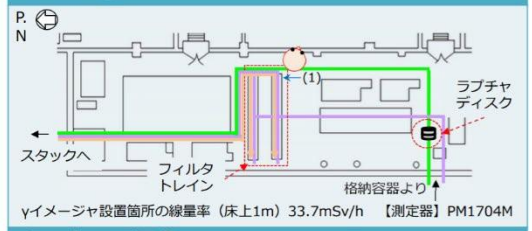


矢視(1)

１０．２号機の測定結果（室内その２）

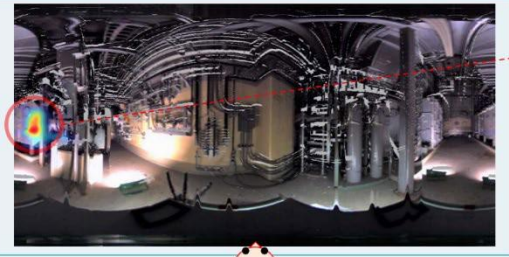
TEPCO

測定箇所③



γイメージャ設置箇所の線量率（床上1m）33.7mSv/h　【測定器】PM1704M

オーバーレイ画像





矢視(1)

（次ページに続く）

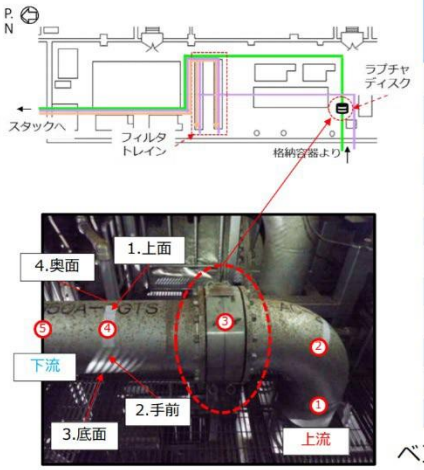
出典：2021年3月25日 第88回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/03/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

このページの引用も、2021年1月に実施された2号機の本調査の測定結果です。

１０．２号機の測定結果（ラプチャディスク）

TEPCO



※①～⑤の位置は500mm間隔で設定

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

測定器：ICW

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

１１．２号機SGTS室の漏えい痕箇所のスミア採取について

TEPCO

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

採取箇所	γ	β+γ
漏えい確認箇所	2.5	＞100

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



（次ページに続く）　小目次に戻る

出典：2021年3月25日 第88回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/03/3-3-2.pdf

概要に戻る

この一連の調査について、東京電力は、以下のようにまとめています。

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

この調査の主な目的は、「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討」参照　にありますが、2号機SGTS室床面の漏えい、1号機SGTS室床面の汚染等、今後の廃炉作業に影響すると思われる原子炉建屋内の状況も確認されています。

なお、出典には4号機の調査結果も記載されていますが、本レポートでは、今後、原子炉格納容器内の核燃料デブリの取り出しが予定されている1～3号機についてのみ報告しました。4号機の状況について興味のある方は下記出典にお当たりください。

出典：2021年3月25日 第88回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「1-4号機SGTS室調査の結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/03/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

⑤　1～2号機原子炉建屋上部階調査の計画について

東京電力は、前ページまでの1～4号機非常用ガス処理系(SGTS)室調査を含め、核燃料メルトスルー事故進展の解明に向けて、事故時の情報が失われる前に行なう原子炉建屋内調査を継続していくとしています。

2021年度は、調査計画立案の準備として、1、2号機原子炉建屋内（地上階）の空間情報や線量情報について、可能な範囲で現状を把握することを明らかにしました。

調査範囲については、1、2号機原子炉建屋内（地上階）のうち以下のエリア近傍を中心に、可能な範囲で広範な調査を実施するとし、具体的には、事故時に動作した機器や事故の影響を受けた機器が設置されているエリアのうち、調査未実施箇所である、

配置模式図に戻る

1号機4階RCWサージタンク近傍等、過去の調査で高線量であることが予想・確認されているエリア

1号機3階AC系配管近傍等

用語解説へ：
RCW系
AC系

を想定しています。

今回の調査では、原子炉建屋内の詳細な空間情報（アクセス性等）や線量情報を取得するため、測定装置としてγイメージャ及び3次元画像取得装置、線量計等を使用し、また、高線量エリアは遠隔操作ロボットを活用するとしています。

調査で取得した情報は、廃炉作業の検討にも活用していくそうです。

（次ページに測定機器等及び調査工程）

出典：2021年7月29日　第92回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1~2号機原子炉建屋上部階調査の計画について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/07/92-3-4-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

測定機器等



○γイメージャ
γ線測定結果と3Dスキャン情報を
組み合わせ、γ線の3次元分布を取得



○FARO Laser Scanner
レーザースキャンを行い
精密な3次元画像を作成



○Packbot（遠隔操作ロボット）
各種測定機器を搭載し、
運搬・設置を行う

調査工程

調査	2021年				
	8月	9月	10月	11月	12月
モックアップ	■				
1号機調査			■	■	
2号機調査		■	■		

配置模式図に戻る

出典： 2021年7月29日　第92回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1~2号機原子炉建屋上部階調査の計画について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/07/92-3-4-4.pdf

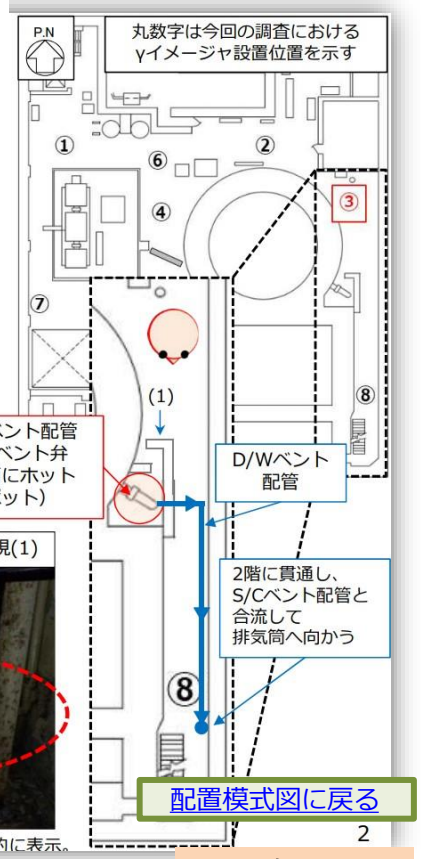
小目次に戻る
概要に戻る

⑥　1～2号機原子炉建屋の上部階調査の結果について

2021年11月から12月にかけて、東京電力は、前々ページの計画に基づき、1号機原子炉建屋3，4階、2号機原子炉建屋2階の空間情報（アクセス性等）や線量情報、原子炉建屋躯体の健全性を確認するための調査を行いました。

その結果、1号機3階では、AC系配管が設置されている遮蔽ブロック内側の床面で、200　mSv/hという表面線量率の高線量箇所（ホットスポット）が確認されました。この原因について東京電力は、水素発生に伴うD/W圧力上昇や高温の影響などにより、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えいし、遮蔽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高いと推測しています。

（次ページに続く）





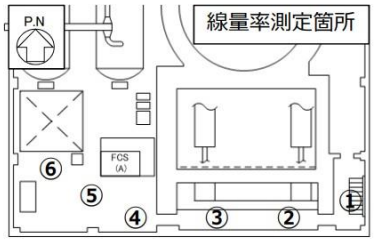
用語解説へ：
RCW系
AC系
D/W

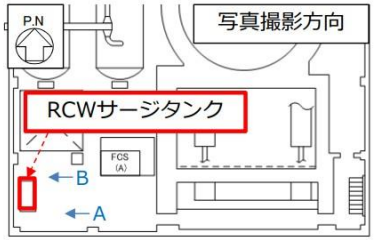
配置模式図に戻る
2
小目次に戻る
概要に戻る

出典：2022年2月24日　第99回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1~2号機原子炉建屋上部階調査の結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/02/3-3-4.pdf

4階では、RCWサージタンク周辺の線量が高いことが確認されました。原因については原子炉格納容器床で核燃料デブリがRCW配管を破損させ、RCW系統に汚染が拡大したものと推定しています。また、周辺にガレキが散乱しており、今回使用した遠隔操作ロボットでは接近不可能な状況ということです。

（次ページに続く）









測定箇所 No.	空間線量率 [mSv/h]
①	7.5
②	1.0
③	1.0
④	6.0
⑤	20
⑥	21

線量測定、写真撮影日：2021/11/19

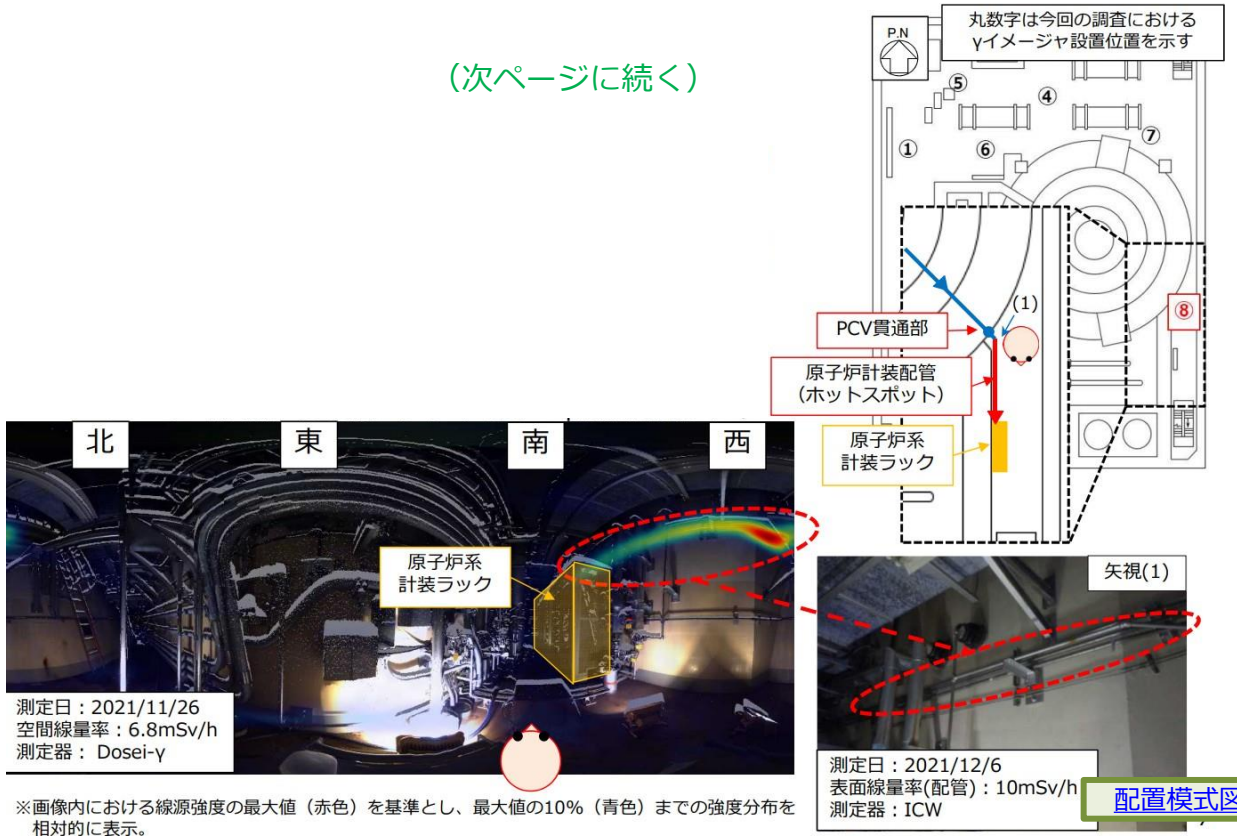
4

配置模式図に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

出典： 2022年2月24日　第99回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1~2号機原子炉建屋上部階調査の結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/02/3-3-4.pdf

2号機2階では、使用実績のないCS（A系）配管で表面線量率15 mSv/hの、原子炉計装配管（原子炉圧力、原子炉水位）で10 mSv/hのホットスポットが確認されました。計装配管の高線量は原子炉内水を測定対象としているため、配管内に核燃料デブリと接触した原子炉内水または原子炉内で発生した気体が流れ込み、放射性物質が付着した可能性が高いそうです。

（次ページに続く）



※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。

配置模式図に戻る

出典： 2022年2月24日　第99回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1~2号機原子炉建屋上部階調査の結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/02/3-3-4.pdf

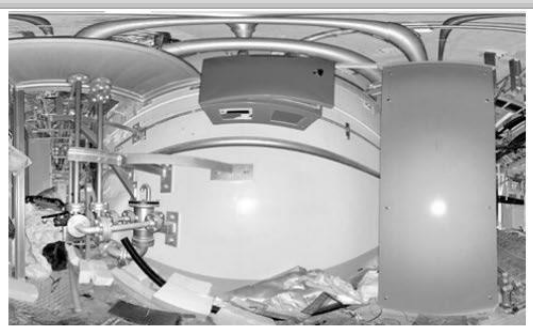
小目次に戻る
概要に戻る

レーザースキャンによる原子炉建屋躯体の調査では、いずれも耐震性能の低下につながるような損傷、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としています。

東京電力は、調査で取得した情報は、今後の詳細調査計画及び廃炉作業計画の立案や、耐震健全性評価へのインプットとして活用していくとしています。



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）

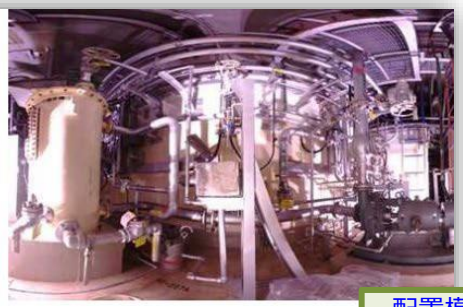
レーザースキャンによる3D画像　↑ 1号機　2号機 ↓



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）

配置模式図に戻る

出典：2022年2月24日　第99回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1~2号機原子炉建屋上部階調査の結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/02/3-3-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

⑦　1号機

a　カメラによる1号機原子炉格納容器上蓋の状況確認

なお、東京電力は、作業監視用ダストモニタのホースを、原子炉キャビティ差圧調整ラインの切断した配管に入れる際 参照 、配管内部の状況を確認するために挿入したカメラを利用して、事故時に主要な漏えい経路となったと推定されている原子炉格納容器(PCV)上蓋のフランジ部を撮影しました。この撮影によるPCV上蓋のフランジ部の状況の画像を次ページ以下に掲載しておきます。

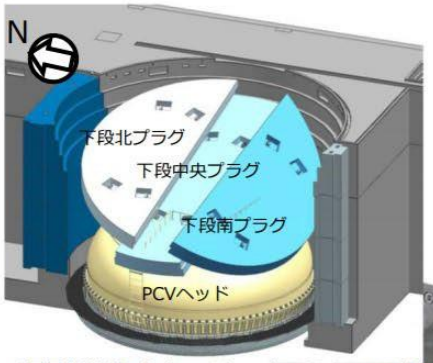
配置模式図に戻る

出典： 2019年11月28日　第72回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機原子炉格納容器上蓋の状況確認について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/11/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

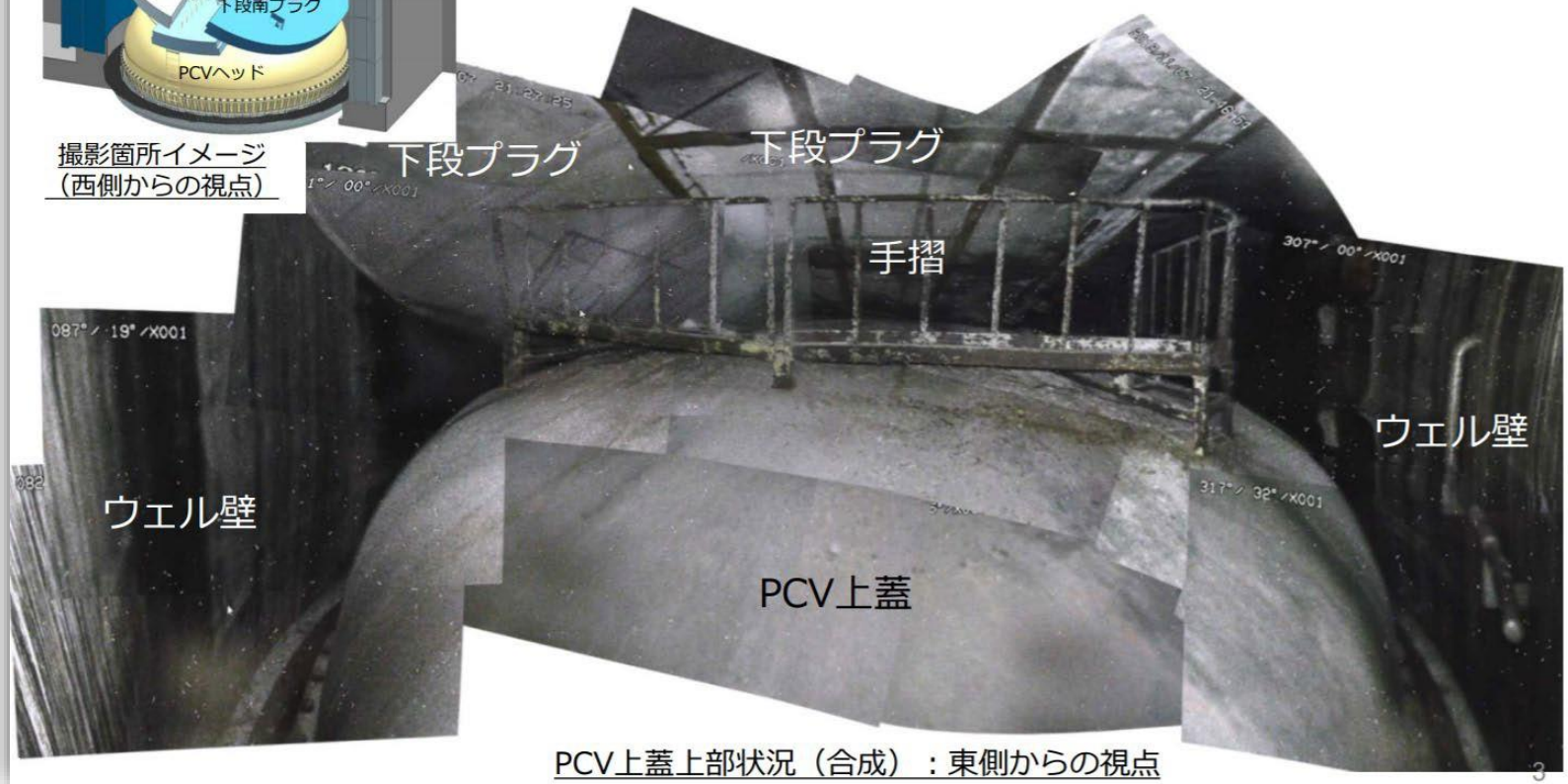
3．PCV上蓋の上部の映像

TEPCO



撮影箇所イメージ
（西側からの視点）

- ホース設置時に原子炉キャビティ（ウェル）内の状況について，映像を取得することができた。
- 取得した映像からはPCV上蓋等の著しい損傷は確認されなかった。



PCV上蓋上部状況（合成）：東側からの視点

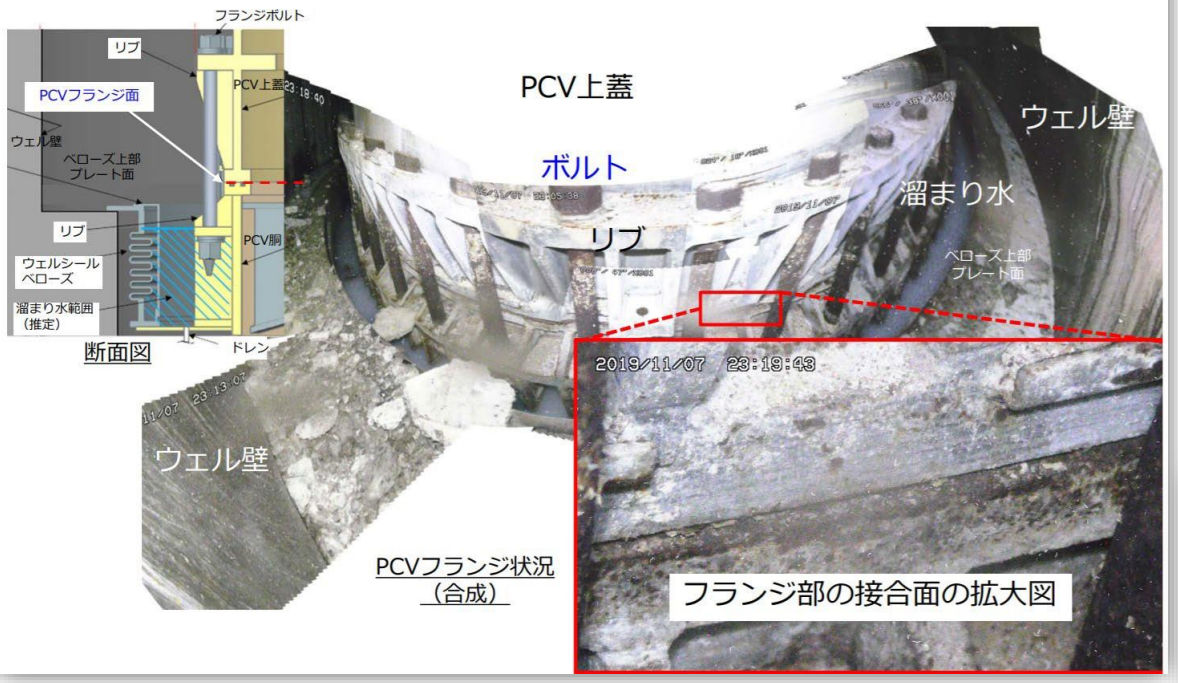
出典： 2019年11月28日　第72回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機原子炉格納容器上蓋の状況確認について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/11/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4．PCV上蓋のフランジ部の映像

TEPCO

- 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。
- 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。



（参考）　事故前のPCV蓋のフランジ部の映像

TEPCO



出典：2019年11月28日　第72回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機原子炉格納容器上蓋の状況確認について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/11/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

修復中

b　1号機RCW線量低減に向けた現場調査結果

RCW系⇒用語解説へ

将来の1号機の核燃料デブリ取り出し(準備)作業に向けて改善すべき環境については、東京電力より

今後の環境改善計画ページ

引用表の通り局所的な高線量箇所となっているRCW系統の改善計画が示されています。

RCW系統の高線量化の経緯については、東京電力は、

> 1号機RCW系統は、事故時にD/W機器ドレンサンプを冷却するRCW配管が破損したことで，放射性物質がRCW配管内に移行し高線量化したと推定されている。

ドレンサンプ⇒用語解説へ

としています。

東京電力によると、3階床面下の線量調査のための床面の穴あけが完了し(この作業についてまとまった資料は見つけられていませんが、燃料デブリの取り出し準備スケジュール表によると2020年7月20日～8月31日にかけて行われたようです)、線量等の現場状況が確認され、12月24日、次ページ・次々ページ引用図表の通り結果が報告されました。

また今後の線量低減作業については、2021年2月に3階床面に作業用の穴をあける一方、サンプリング装置を設計・製作し2021年10月にRCW熱交換器の内包水サンプリングを計画し、さらにこのサンプリング結果を基にその後の作業を検討するとしています。

（次ページに続く）

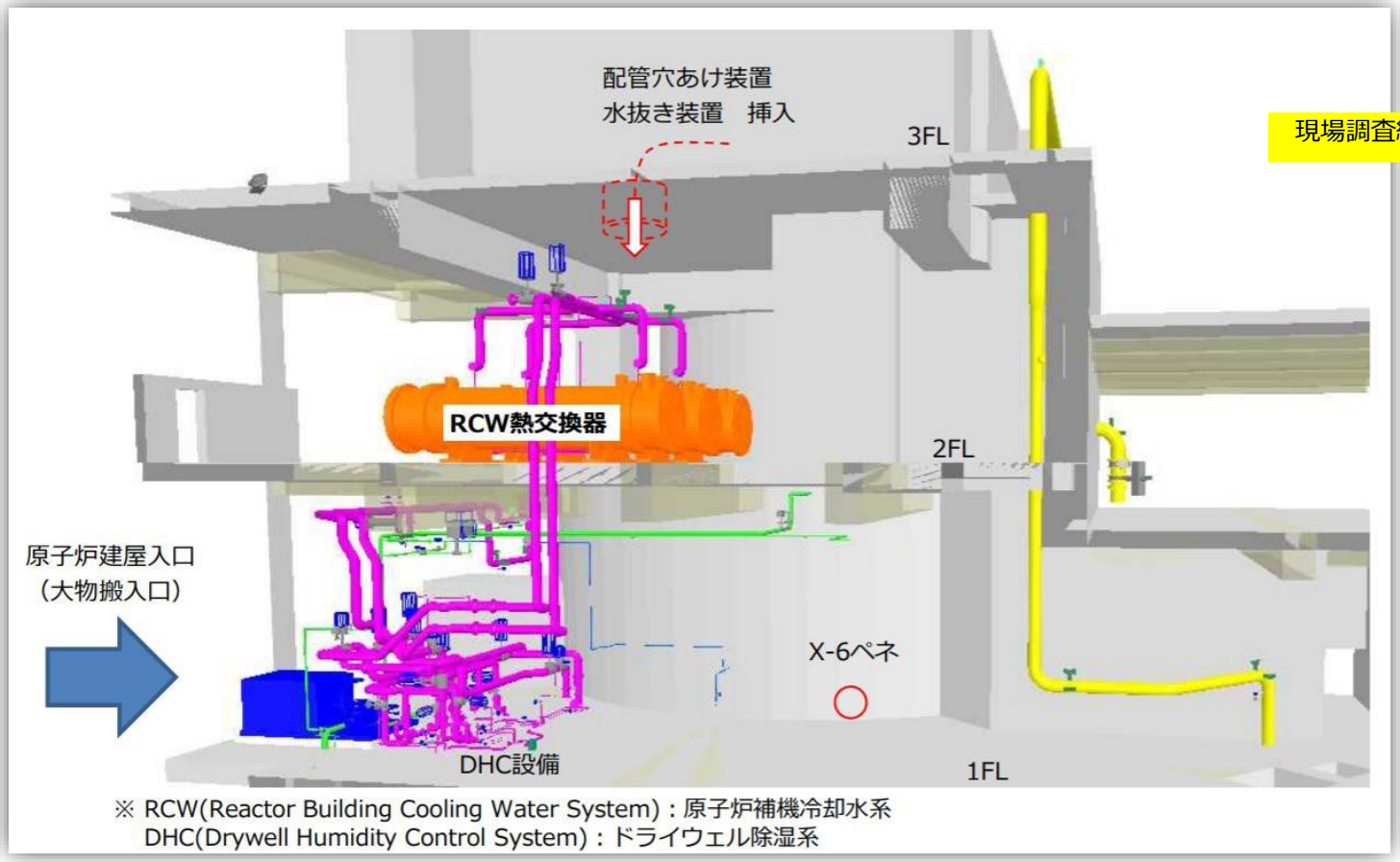
配置模式図に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

出典： 2020年12月24日　第85回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機RCW線量低減に向けた現場調査結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/12/3-3-4.pdf

修復中

下図はRCW系統(RCW熱交換器、DHC設備)の概念図です。

(次ページに続く)



現場調査結果に戻る

配置模式図に戻る

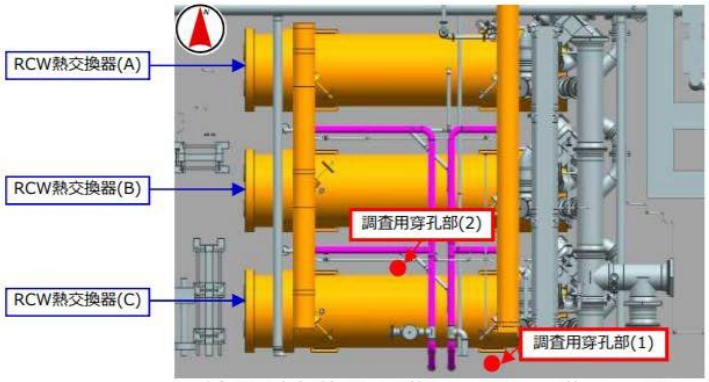
小目次に戻る

出典： 2020年7月2日　第79回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「デブリ取り出しに向けた原子炉建屋環境改善の計画」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-6.pdf

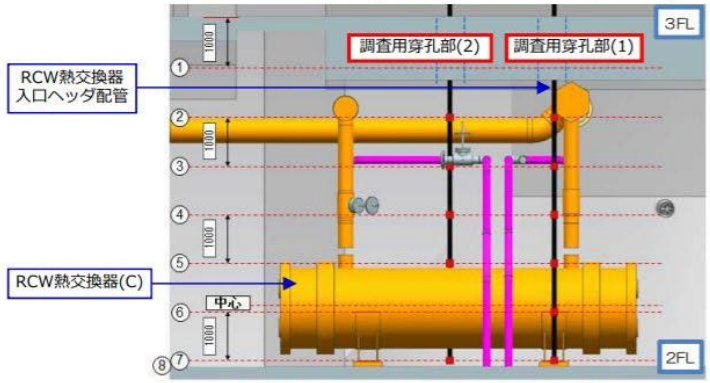
概要に戻る

RCW熱交換器エリアの線量測定結果

- 3階床面の2か所の調査用穿孔部より下方1mから1m間隔で8か所およびRCW熱交換器中心の計9か所で線量測定を実施。
- RCW熱交換器中心付近が高線量となっていることから，熱交換器が線源と推定される。
- 調査用穿孔部(2)の測定結果が，調査用穿孔部(1)の結果より高線量な理由として，調査用穿孔部(2)が2つの熱交換器の間に位置するため考えられる。



線量測定位置(3階からみた2階平面図)



線量測定位置(3階-2階断面図)

単位：mSv/h

測定位置	調査用穿孔部(1)	調査用穿孔部(2)
①3階床面から1000mm下	9.7	47
②3階床面から2000mm下	58	205
③3階床面から3000mm下	103	410
④3階床面から4000mm下	207	560
⑤3階床面から5000mm下	380	790
RCW熱交換器中心（3階床面から5950mm下）	550	1150
⑥3階床面から6000mm下	490	1040
⑦3階床面から7000mm下	215	590
⑧3階床面から7200mm下(2階床面)	225	320

(次ページに続く)

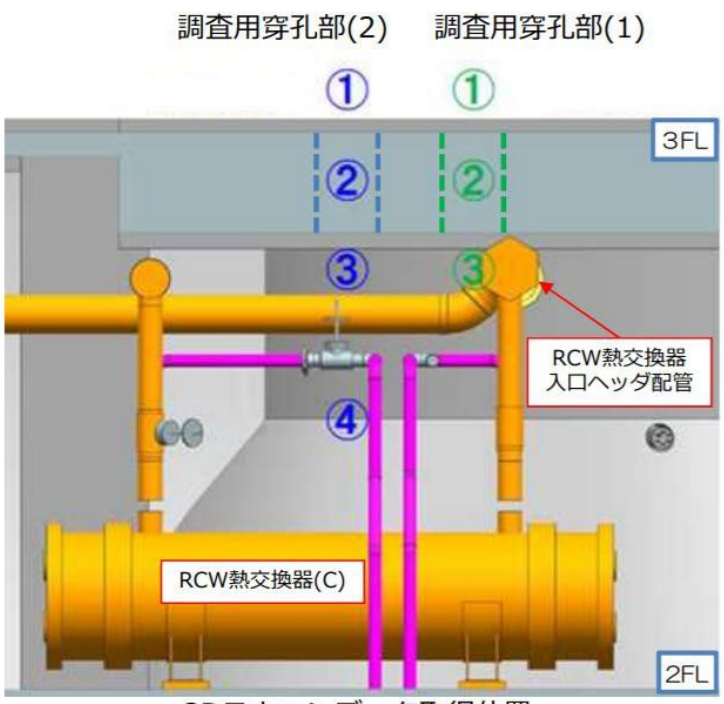
小目次に戻る

出典： 2020年12月24日　第85回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機RCW線量低減に向けた現場調査結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/12/3-3-4.pdf

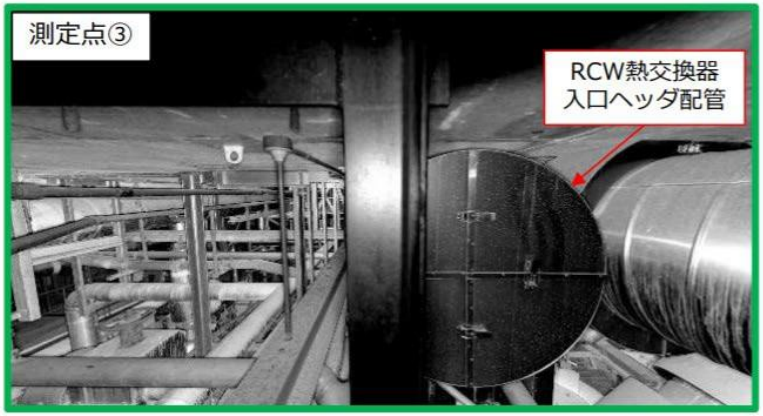
概要に戻る

修復中

- RCW熱交換器周囲の干渉物の確認を目的として，調査用穿孔部から3Dスキャナを投入し，3Dデータを取得。
- 今後の装置設計・工事計画に活用。



3Dスキャンデータ取得位置



調査用穿孔部(1)から見た入口ヘッダ配管



調査用穿孔部(2)から見た入口ヘッダ配管

配置模式図に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

出典： 2020年12月24日　第85回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機RCW線量低減に向けた現場調査結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/12/3-3-4.pdf

C　1号機RCW系 RCW系⇒用語解説へ 線量低減に向けた内包水サンプリング計画

将来の1号機の核燃料デブリ取り出し(準備)作業に向けて改善すべき環境については、東京電力より 参照 ページ引用表の通り局所的な高線量箇所となっているRCW系統の改善計画が示されています。

東京電力は、2020年12月時点で、2021年10月にRCW熱交換器(前3ページ参照)の内包水サンプリングを計画し、さらにこのサンプリング結果を基にその後の作業を検討するとしていました。

2021年12月、東京電力は具体的なRCW熱交換器の内包水サンプリング計画を発表しました。

サンプリング作業は、①ヘッダ配管防露材撤去→②ヘッダ配管穿孔(電解穿孔)→③ヘッダ配管穿孔→④内包水サンプリングの順で行う計画です。

電解穿孔装置というのは、穿孔時に配管内の気体を系外へ漏えいさせず、電解穿孔装置自体によってサンプリングすることが可能な装置であり、装置内の水素濃度計により水素濃度測定が可能な構造だそうです。

また、RCW入口ヘッダ配管内に水素が確認された場合は、安全を確認した上で窒素による置換を実施するとしています。

配置模式図に戻る

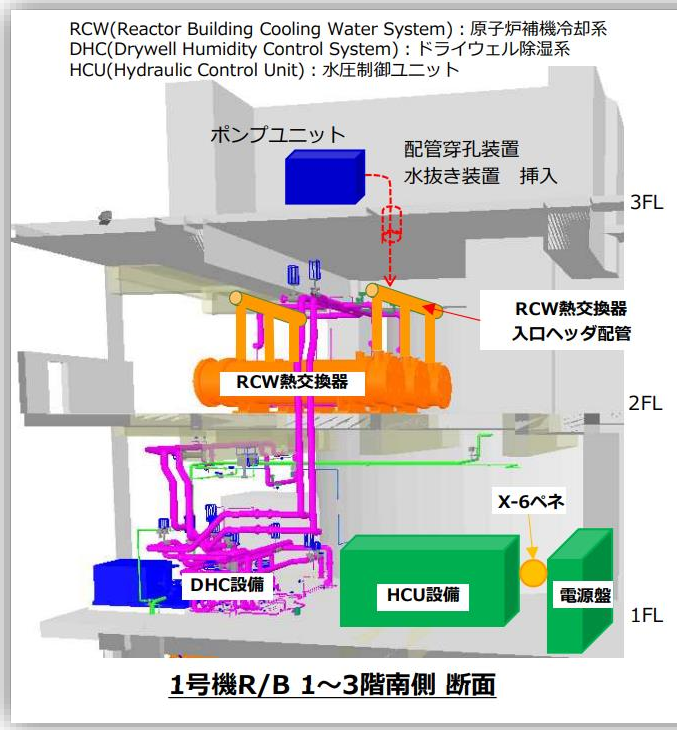
出典： 2021年12月23日　第97回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機原子炉補機冷却系線量低減に向けた内包水サンプリングの実施について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/12/97-3-4-6.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4 (5) ⑦ 1号機 d　RCW熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガスについて

RCW→用語解説

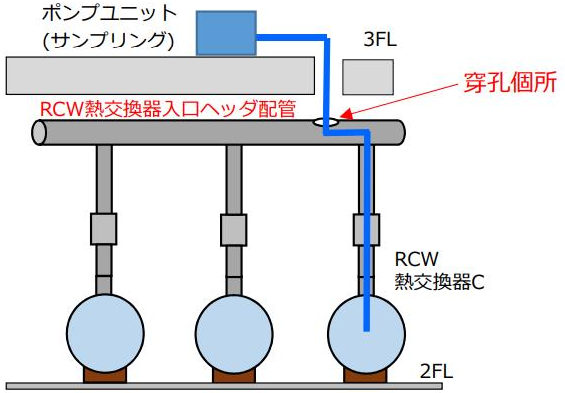
東京電力によると、1号機原子炉建屋（以下、R/B）内の高線量線源であるRCWについて，線量低減に向けた内包水サンプリングに関する作業を2022年10月より実施中ですが、配管内の滞留ガスの確認をしたところ水素を検出しました。また、当該配管内のエア分析の結果、事故由来の核種と考えられるKr85が検出されました。11月現在、今後の作業安全確保に向け当該配管の滞留ガスのパージ（窒素封入）を実施中とのことです。東京電力は、パージに伴うKr85のR/B内への放出については、敷地境界における実効線量の評価では低い値（約1.3×10^{-10} mSv）に留まるため、周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは極めて小さいと考えているとのことです。



1号機R/B 1～3階南側 断面

作業ステップ(概略)

①RCW熱交換器入口ヘッダ配管上面を穿孔する。
・電解穿孔※1による微小な孔を設け，配管内水素ガスの確認※2を行う。
・水素ガスがないことを確認後，穿孔作業(機械式)を行う。
②配管穿孔個所にサンプリング用ホースをRCW熱交換器の内部まで挿入する。
③サンプリング用ポンプユニットで採水する。



※1：火花を発生させず穿孔が可能。本工法は特許出願もしており，合わせてモックアップにて火花が発生しないことを確認済み。
※2：水素ガスが確認された場合は，気体のサンプリング・分析を行った後，水素ガスパージ（窒素封入）を行う計画。

小目次に戻る

出典： 2022年11月24日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第108回)資料「1号機RCW熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガスについて」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/11/11/3-3-3.pdf

概要に戻る

e　1号機RCW系配管内内包水のサンプリングの実施

RCW系⇒用語解説へ

修復中

将来の1号機の核燃料デブリ取り出し(準備)作業に向けて、線量を低減しなければならない原子炉建屋内の環境の一つとして、高線量のRCW系統があります。線量低減作業の準備としてRCW系統配管内に残っている水（以下、内包水）をサンプルとして採取する作業が2022年10月より実施されてきました。

東京電力は、サンプリング作業で使用するRCW熱交換器入口ヘッダ配管（前々ページ左図参照）について、電解穿孔により配管貫通を行い、滞留ガスの確認をしたところ、水素(約72 %)を検出。また、当該配管内のエア分析の結果、事故由来の核種と考えられるKr−85(約4 Bq/cm^3)を検出したことを明らかにしました。。

今後のサンプリングや水抜きに向けた貫通部の機械穿孔時の作業の安全確保に向け、当該配管の滞留ガスのパージ（窒素封入）を実施し、水素濃度が可燃性限界未満(4%)になったことを確認した上、機械穿孔が2023年2月13日に実施されました。穿孔作業後、穿孔箇所は開いたままですが、ダストモニタやPCVパラメータ等に異常はないそうです。

穿孔作業後の2月22日現在、配管内の水素濃度は0%だそうです。

2023年2月現在、内包水サンプリング作業を実施中です。

また、2月15日、穿孔箇所よりカメラを挿入し、入口ヘッダ配管内の状況を見たところ、入口ヘッダ配管内下部において堆積物（結晶のようなもの）を確認したとのことです。なお、入口ヘッダ配管内の空間線量については約50～75 mSv/h程度(底部で約75 mSv/hを確認)だったということです。

配置模式図に戻る

次ページにRCW系配管内内包水サンプルの分析結果と、過去に確認された建屋滞留水等のCs−137，H−3濃度とを掲載しておきます。RCW系配管内内包水がいかに高濃度であるか分かると思います。

5ページ後にサンプリング作業の概要図、入口ヘッダ配管内下部の堆積物の画像を引用掲載してあります。

また、その次のページに更新された最新スケジュールを引用掲載してあります。

小目次に戻る

出典： 2023年2月22日　第101回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「１号機ＲＣＷ熱交換器入口ヘッダ配管で確認された滞留ガスの対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/02/02/3-3-4.pdf

概要に戻る

修復中

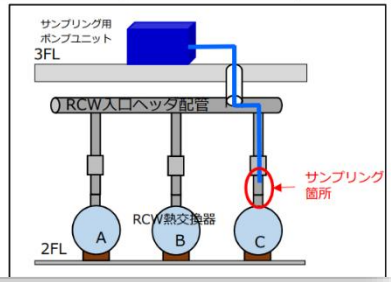
5. ＲＣＷ熱交換器(C)入口配管の内包水サンプリング結果

処理作業のための分析項目

測定項目	濃度	
Cs-134	2.85E+08	Bq/L
Cs-137	1.34E+10	Bq/L
Sr-90	4.29E+07	Bq/L
H-3	2.94E+07	Bq/L
全β	1.28E+10	Bq/L
全α	<1.15E+04	Bq/L
pH※	6.2	―
導電率※	8.8	μS/cm
Cl	1800	mg/L
Ca	170	mg/L
Mg	130	mg/L
Na	1000	mg/L
SS	<1000	mg/L
TOC	<100	mg/L
油分	<300	mg/L
発泡性※	なし	―

事故調査のための分析項目

測定項目	濃度	
Co-60	<4.05E+06	Bq/L
Ru-106	<1.60E+08	Bq/L
Sb-125	<8.73E+07	Bq/L
Eu-154	<1.07E+07	Bq/L
Am-241（γ）	<4.08E+07	Bq/L
I-129（γ）	<4.54E+08	Bq/L
Ag-108m	<2.82E+07	Bq/L
Ba-133	<3.14E+07	Bq/L



補足）

【参考１】　過去に確認された建屋滞留水等のCs-137，H-3濃度

建屋滞留水におけるCs-137，H-3濃度

測定項目		採取場所	濃度（Bq/L）	採取日
Cs-137	過去建屋内で確認された高濃度汚染水の濃度	2号機R/B トレンチ最深部	3.37E+09	2019/5/21
		1号機R/B 北西三角コーナー	2.92E+09	2011/5/27
	至近の汚染水濃度	1号機R/B トーラス室	2.05E+07	2023/1/31
H-3	至近の汚染水濃度	1号機 R/B トーラス室	5.52E+05	2023/1/31

PCV内包水におけるCs-137，H-3濃度

測定項目	採取場所	濃度（Bq/L）	採取日
Cs-137	1号機 D/W内包水	3.47E+07	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	2.04E+08	2022/11/11
H-3	1号機 D/W内包水	1.43E+06	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	3.30E+06	2022/11/11

配置模式図に戻る

出典：2023年3月30日　第112回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「１号機ＲＣＷ熱交換器サンプリングび水素滞留事象の対応について（RCW熱交換器(C)入口配管のサンプリング結果）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/03/03/3-3-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

修復中

f　1号機RCW系配管内内包水のサンプリング結果

まず追加実施項目を含む下表の分析結果をご覧ください。

（次ページに続く）

目的	測定項目	単位	入口配管 (2023年2月22日採取)	熱交換器－上部 (2023年6月21日採取)	熱交換器－中部 (2023年7月6日採取)	熱交換器－下部 (2023年6月29日採取)	参考:R/B3階床面雨水 (2023年4月17日)
処理作業のため	Cs-134	Bq/L	2.85E+08	6.38E+08	5.31E+08	6.59E+08	5.46E+04
	Cs-137	Bq/L	1.34E+10	3.09E+10	2.83E+10	3.20E+10	2.70E+06
	Sr-90	Bq/L	4.29E+07	1.01E+08	8.29E+07	9.25E+07	2.43E+03
	H-3	Bq/L	2.94E+07	6.26E+07	6.37E+07	6.96E+07	1.50E+05
	全β	Bq/L	1.28E+10	2.88E+10	3.32E+10	3.40E+10	2.98E+06
	全α	Bq/L	<1.15E+04	2.14E+03	1.37E+03	1.74E+03	<1.82E+01
	pH※	－	6.2	6.2	5.9	5.9	7.6
	導電率※	μS/cm	8.8	19.0	18.0	19.0	1100
	Cl	mg/L	1800	3900	4000	3900	94
	Ca	mg/L	170	<100	<100	<100	69
	Mg	mg/L	130	200	220	200	5
	Na	mg/L	1000	2100	2200	2200	69
	SS	mg/L	<1000	<1000	<1000	<2000	340
	TOC	mg/L	<100	240	160	<100	247
	油分	mg/L	<300	<300	<300	<300	<3.0
	発泡性※	－	なし	なし	なし	なし	あり

目的	測定項目	単位	入口配管 (2023年2月22日採取)	熱交換器－上部 (2023年6月21日採取)	熱交換器－中部 (2023年7月6日採取)	熱交換器－下部 (2023年6月29日採取)	参考:R/B3階床面雨水 (2023年4月17日)
事故調査のため	Co-60	Bq/L	<4.05E+06	<2.34E+07	<2.74E+07	<2.34E+07	<1.21E+03
	Ru-106	Bq/L	<1.60E+08	<6.43E+08	<5.01E+08	<5.99E+08	<4.45E+04
	Sb-125	Bq/L	<8.73E+07	<6.11E+08	<3.69E+08	<3.98E+08	<2.71E+04
	Eu-154	Bq/L	<1.07E+07	<8.54E+07	<6.17E+07	<7.88E+07	<4.10E+03
	Am-241（γ）	Bq/L	<4.08E+07	<5.86E+07	<5.42E+07	<5.89E+07	<3.47E+03
	I-129（γ）	Bq/L	<4.54E+08	<4.77E+08	<4.44E+08	<4.44E+08	<2.87E+04
	Ag-108m	Bq/L	<2.82E+07	<1.37E+08	<1.38E+08	<1.36E+08	<8.06E+03
	Ba-133	Bq/L	<3.14E+07	<1.43E+08	<1.42E+08	<1.46E+08	<9.20E+03

配置模式図に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

出典： 2023年7月27日　第116回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機RCW熱交換器(C)のサンプリング結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-6.pdf

修復中

前ページの分析結果について、東京電力は下記のように評価し、RCW配管系統の水抜きによる線量低減の成立可能性が確認できたと結論しています。下記の東京電力による評価は、これを評価するだけの能力が筆者にないため、下記出典の文章をそのまま引用しておきます。

・ 1号機RCW熱交換器(C)のサンプリング結果から、RCW熱交換器(3基分)の放射能(Cs-137)について評価を実施。

RCW熱交換器(3基)の放射能：約0.64 PBq(0.064京Bq　※筆者注：6.4×10^{14} Bq)

以下の条件にて算出。

・RCW熱交換器(C)のCs-137濃度：3.20×10^{10} Bq/L（最大値：下部）

・RCW熱交換器(淡水側)：1基 約6 m^3

・RCW熱交換器内包水：約20 m^3

熱交換器3基(満水)＋出入口配管の滞留水を加味し算出

RCW熱交換器(3基)の放射能

3.20×10^{10} (Bq/L)$\times$20(m^3)$\times10^3$(L/m^3)$=6.40\times10^{14}=0.64$ PBq(0.064京Bq ※筆者注：6.4×10^{14} Bq)

「原子力規制庁 東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ（2023年3月版）、放射性物質(主にCs-137)の所在状況」において、1Fの総放射能は約520 PBq(52.0京Bq ※筆者注：5.2×10^{17} Bq)相当と評価。今回確認された放射能は総放射能に対し僅かである。

・ 補足

・1号機RCW熱交換器内のH-3について同様な試算をしたところ、約1.40兆Bq ※筆者注：1.40×10^{12} Bqの放射能と評価。1F発電所構内タンクのH-3の総放射能:約780兆Bq ※筆者注：7.80×10^{14} Bq(2021年4月1日時点)に対し僅かである。

・RCW熱交換器(C)の内包水の水質を踏まえた、RCW熱交換器(3基分)のCsインベントリー評価値であるため、今後、RCW熱交換器(A,B)の内包水のサンプリング結果により、インベントリー評価値は、変わる可能性がある。

（次ページに続く）

配置模式図に戻る
小目次に戻る

出典： 2023年7月27日　第116回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機RCW熱交換器(C)のサンプリング結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-6.pdf

概要に戻る

修復中

そして、今回のサンプリング結果からのRCW配管系統の水抜きによる線量低減の成立可能性について、以下のように述べています。この内容もまた筆者の能力を超えるため、下記出典からの引用そのものです。

・ RCW熱交換器(C)内のCsの濃度について、これまで確認されたものよりも高い値であった が、想定していたものと同程度(1010Bq/L)であった。また、Cs等の放射性物質や水質に係 る物質の濃度について、熱交換器内(上下間)で顕著な差異がないことを確認。

・ 今回のサンプリング作業において、系統の内包水の一部をRO処理水による希釈にて処理を実施。今回の作業や内包水の分析結果から、今後計画している熱交換器の内包水の処理に ついて、希釈により滞留水処理設備に影響なく処理ができる見込みが得られた。

・ ただし、熱交換器本体の水抜き量は多いことから、今回のサンプリング作業を踏まえ希釈 方法・作業員の被ばく低減等の検討を行う。また、サンプリング結果については、1Fにお ける事故調査にも活用していく。

配置模式図に戻る
小目次に戻る

出典： 2023年7月27日　第116回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「1号機RCW熱交換器(C)のサンプリング結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-6.pdf

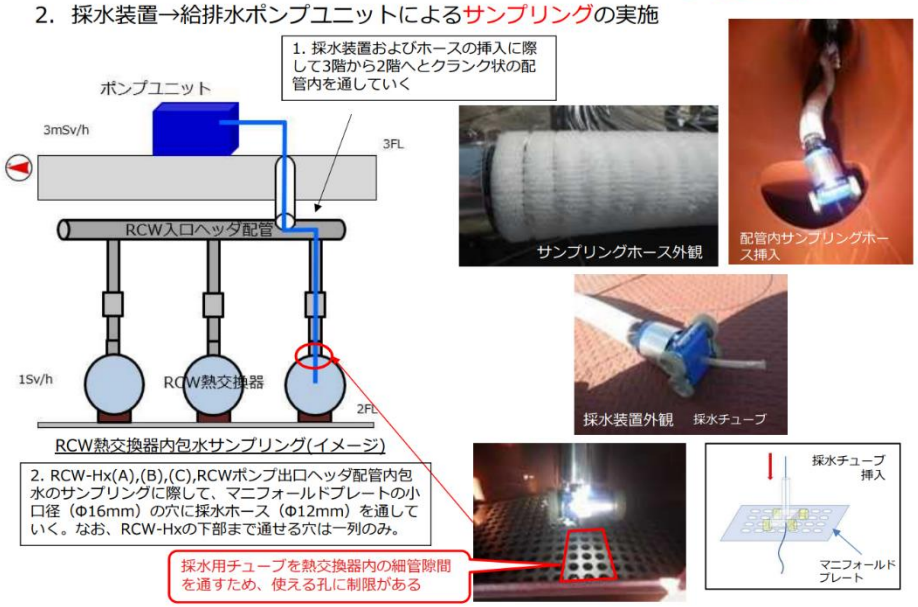
概要に戻る

修復中

【参考２】 サンプリング作業(概要)

TEPCO

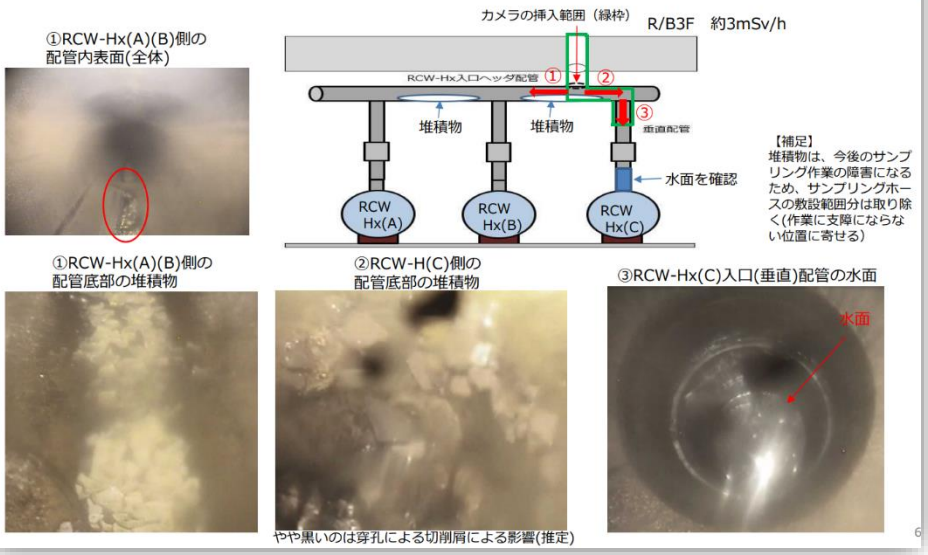
1. 内包水サンプリング・水抜きの為、RCW-Hx入口ヘッダ配管へ採水装置の挿入
2. 採水装置→給排水ポンプユニットによるサンプリングの実施



５．１号機RCW熱交換器入口ヘッダ配管内部の確認結果について

TEPCO

■RCW-Hx入口ヘッダ配管の穿孔箇所よりカメラを挿入し、入口ヘッダ配管内の状況確認を実施。
・入口ヘッダ配管内下部において堆積物（結晶のようなもの）を確認
・入口ヘッダ配管内の空間線量については約50~75mSv/h程度を確認(底部で約75mSv/hを確認



配置模式図に戻る

出典： 2023年2月22日　第101回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「１号機ＲＣＷ熱交換器入口ヘッダ配管で確認された滞留ガスの対応について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/02/02/3-3-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

g　1号機RCW系統で確認された堆積物の分析結果

前ページまでで紹介してきた、高線量の1号機RCW系統の環境改善のための配管内包水のサンプリング調査の過程で、東京電力は2023年2月、RCW入口ヘッダ配管底部で堆積物（白色/透明・結晶のようなフレーク状）を2023年2月にを確認し（前ページ右下引用画像）、遠隔操作により少量採取しました。

しかし、採取した堆積物の外観は配管内で見られたフレーク状の様相とは異なり、黒色（部分的に茶褐色）を呈しており、また、それらの物質が混在している様子も確認できませんでした。

東京電力は、配管内には液溜まりができている状況であったことから、フレーク状の物質については採取時に溶解してしまった可能性等、採取作業の影響が考えられるとしています。

とにもかくにも東京電力は、採取された採取された黒色の堆積物について、溶出成分の分析ならびにSEM-EDS（走査電子顕微鏡によるX線分析装置）」よる元素分析を実施したと結果、粒子状の鉄酸化物が固着・結合して塊状になったものであると考えられ、マグネタイト（Fe3O4）と推定されるとしています。



採取された黒色の堆積物

元素分析の分析結果（単位：mass%）

	C	O	Si	Ca	Fe	Zn
測定箇所①	7.15	32.15	0.31	0.21	57.51	0.72
測定箇所②	6.42	26.97	0.25	0.10	63.12	0.73
測定箇所③	6.53	29.59	0.36	0.40	61.20	0.41
測定箇所④	6.98	23.07	0.38	0.44	63.90	1.53
測定箇所⑤	2.91	12.70	0.23	0.47	81.32	0.87
測定箇所⑥	3.84	12.59	0.13	<0.01	81.45	-

【補足】他の元素（U含む）について、明瞭なピークが確認されなかったため記載していない。

出典：2024年2月29日　第123回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機RCW系統で確認された堆積物の分析結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/02/02/3-3-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

h　1号機 PCV内（X-2ペネ内扉）サンプル採取計画　（New!）

東京電力は、1号機原子炉格納容器（以下，PCV）内部の状況把握を目的として、PCV内壁の拭き取りサン プリング計画を明らかにしました。このサンプリングにより取得したサンプルを分析することにより、事故進展に対する理解深化、および今後実施する作業の安全性の検討に活用するとしています。

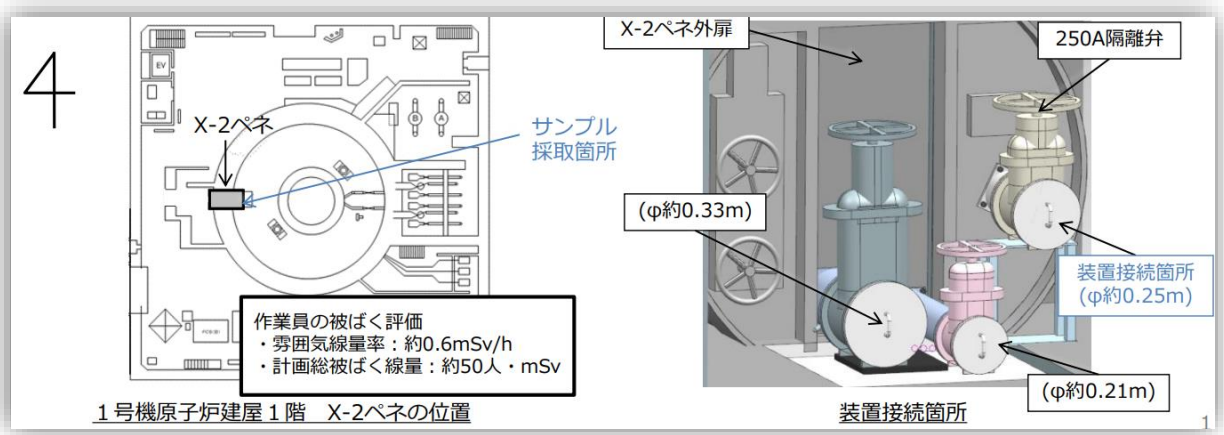
PCV内壁には、放射性物質を含む粒子が付着しています。この粒子を分析することで粒子が生成・移行する過程を推定することにより、事故後のPCV内の状況推定に活用で きる可能性があります。

また，核燃料デブリ取り出し作業時のダスト発生評価等において、PCV内の汚染の核種組成は基礎的なデータでありこれを拡充するものとなるそうです。

作業は，X-2ペネトレーション（以下，X-2ペネ）の隔離弁にサンプル採取装置を接続して行い、X-2ペネ内扉のサンプリングを行う計画です。

実施時期は，PCV水位低下の状況により調整することとし、6月上旬の実施を予定しているとのことです。

下に調査個所、次ページに作業手順の画像を下記出典より引用しておきます。



出典：2024年5月30日　第126回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機 ＰＣＶ内（X-2ペネ内扉）サンプル採取について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-3-2.pdf

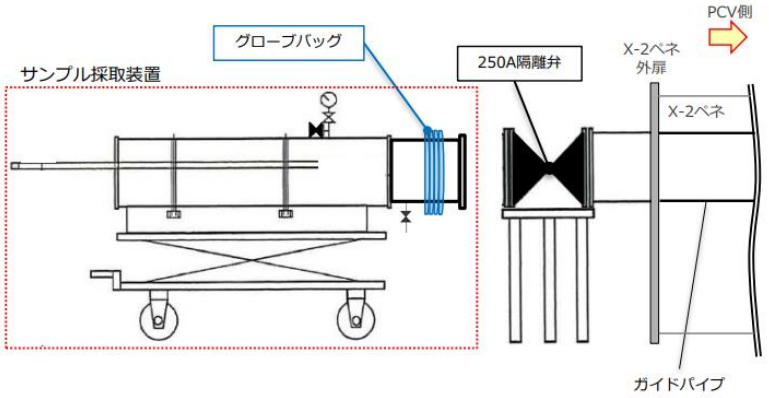
小目次に戻る
概要に戻る

（New!）

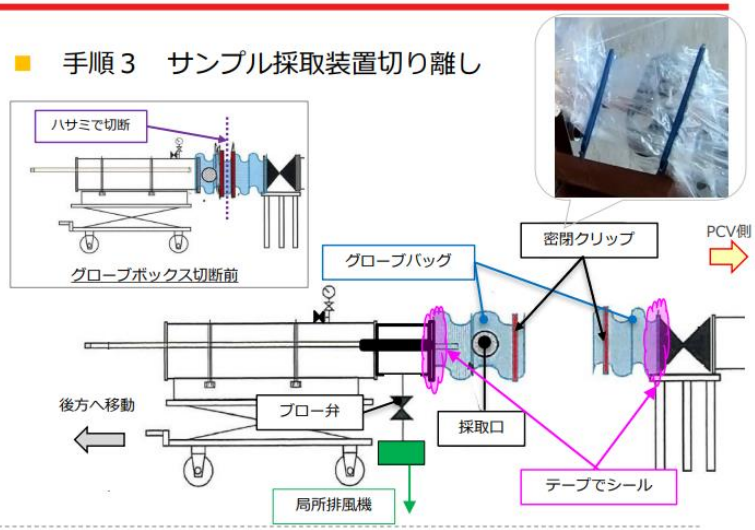
2．作業手順

TEPCO

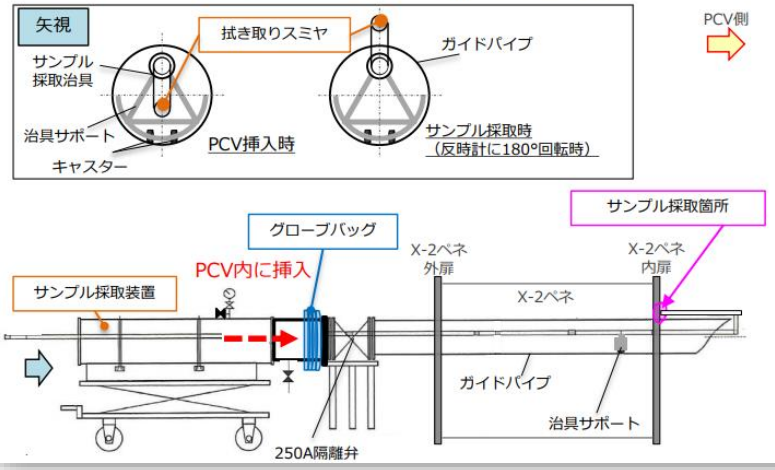
■ 手順１　サンプル採取装置隔離弁接続



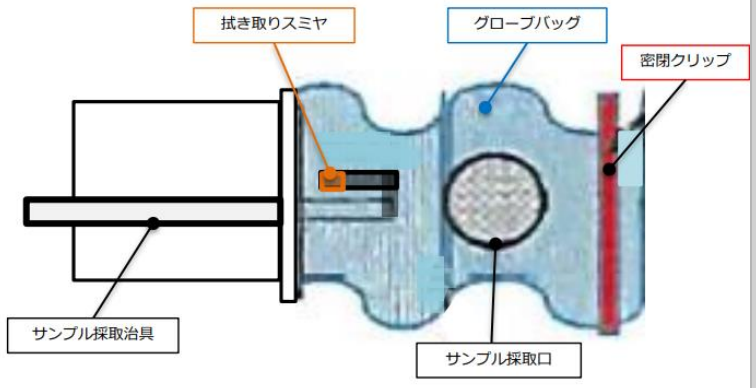
■ 手順３　サンプル採取装置切り離し



■ 手順２　サンプル採取装置挿入，サンプル採取



■ 手順４　サンプル採取，仕分け



出典：2024年5月30日　第126回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1号機 ＰＣＶ内（X-2ペネ内扉）サンプル採取について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

⑧　2号機での取り組み

a　2号機における原子炉建屋内部の線量低減計画

2号機では、2021年度内に、原子炉格納容器(PCV)内部調査等の作業エリア線の線量減・装置搬出入経路である西側エリアにおける干渉物撤去・線量低減を行う計画です。

（次ページに続く）

試験的取り出し・PCV内部調査に向けた
干渉物撤去（2020年7月～）



赤枠：対象機器
２号機原子炉建屋1階（北西）

段階的な取り出し規模の拡大に向けた
干渉物移設（2020年度以降）



赤枠：対象機器
２号機原子炉建屋1階（西側）

小目次に戻る

出典：　2020年7月2日　第79回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料「デブリ取り出しに向けた原子炉建屋環境改善の計画」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-6.pdf

概要に戻る

4（5）b　2号機のシールドプラグ高濃度汚染の調査について

これまで「使用済み核燃料プール対策レポート」でその高線量をレポートしてきた2号機のウェルプラグ（2021年3月号117ページ）ですが、 2021年1月～3月、標記の調査が実施されました。

ウェルプラグ（各種報道では「原子炉格納容器の上ぶた」、中間取りまとめ(案)では「シールドプラグ」）については、2021年1月26日、原子力規制委員会が、2020年10月に実施した現地調査の結果などを盛り込んだ「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(案)」を公表しました。

そしてその中で、「使用済み核燃料プール対策レポート」で1号機についてその高線量をレポートしてきた原子炉建屋5階の3層のウェルプラグ（2021年3月号45、54～59ページ）について、2号機、3号機においては、1号機より2桁多い量のセシウム137の存在（2号機：2～4×10^{16} Bq、3号機：4×10^{16} Bq）が推計されました。

更田原子力規制委員会委員長（当時）は記者会見において、この状況について「格納容器の底にあるデブリが、高いところにもあるようなもの。廃炉にとって極めてインパクトの強い情報」と述べています。

次ページで、2号機のウェルプラグ調査結果の速報についてレポートします。

筆者注：ウェルプラグについては、これまで「使用済み核燃料プール対策レポート」で取り扱ってきましたが、その高濃度の汚染は、使用済み核燃料の取り出しのみならず、左記の通り、核燃料デブリの取り出し（準備）にも大きく影響することが明らかになったため、適宜「核燃料デブリの取り出し準備レポート」でも取り扱います。



筆者注：右の画像は2021年1月27日東京新聞 TOKYO Webからの引用です。

配置模式図に戻る

出典：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「東京電力福島第一原子発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(案)」
https://public-comment.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000213528
2021年1月27日東京新聞 TOKYO Web「「デブリが上にあるようなもの」格納容器の上ぶた高濃度放射能汚染　福島第一原発の廃炉に新たな壁」
https://www.tokyo-np.co.jp/article/82249

小目次に戻る
概要に戻る

c　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　ｉ　原子炉ウェル現場調査(1)

修復中

2021年1月～3月、東京電力は、3回にわたってウェルプラグ下部の原子炉ウェル（筆者注：原子炉上部にある空間で、燃料交換時に使用済燃料プール水面と同一レベルに水を張り、原子炉圧力容器と使用済燃料プール間で燃料などの水中移送用のために使用する（東京電力「用語集」）。下左図参照）の現場調査を行いました。原子炉建屋4階、床上5 mの現場の雰囲気線量は約11 mSv/hであり、また、そのまま実施すると10分程度の作業時間となるため、今後の調査に向けては、除染あるいは遮蔽等の線量低減が必要であるとしています。

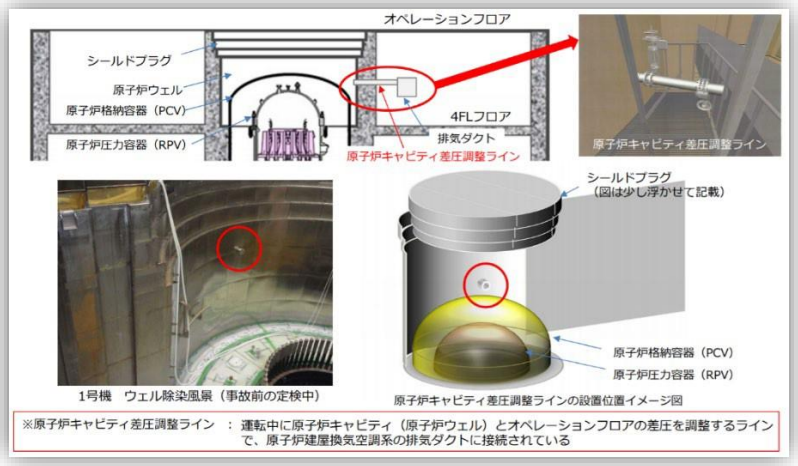
また、放射線データ以外に、今後の事故調査、原子炉ウェル内の状況予測に資する以下の情報が得られたそうです。

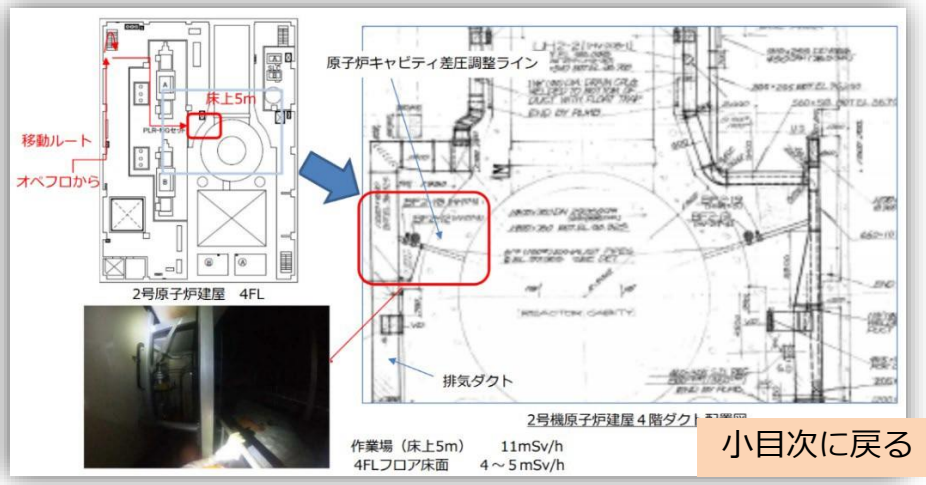
- 原子炉キャビティ差圧調整ラインに設置される弁は開いており、排気ダクトへの直線上の部分が劣化している（その他の箇所に大きな劣化は見られない）。
- また、ダクト下部に高線量箇所が存在し、ダクト下部の（4 m下の）床面付近にも高線量箇所を確認。

さらに、排気ダクト内、配管部等の各部のスミア測定が実施されています。また、ダクト内部の底面および側面の黄色の付着物およびウェル内に向けた気流も確認されたということです。

測定された線量の速報値については、下記出典の7ページ以降をご覧ください。

穿孔部調査に戻る　配置模式図に戻る





小目次に戻る

出典：2021年3月25日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第88回）　資料
「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）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/03/3-3-3.pdf

概要に戻る

修復中

ⅰ　原子炉ウェル現場調査(2)

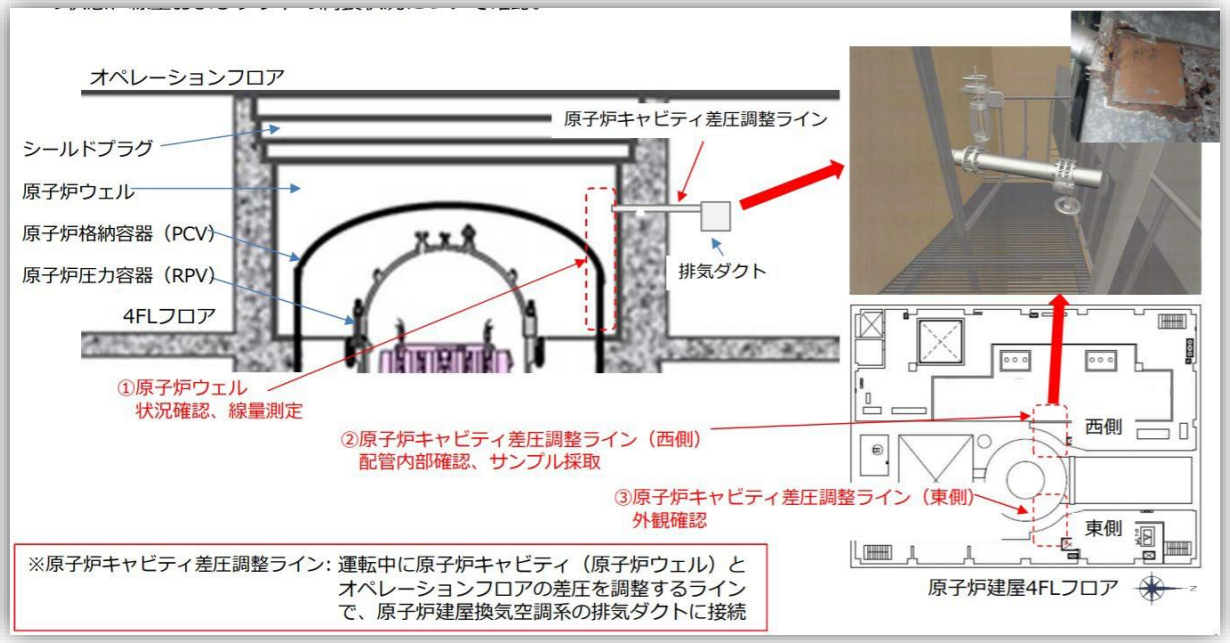
前ページ、前々ページのシールドプラグ高濃度汚染を受けてのことだと思われますが、東京電力は、5月20日・24日に、2号機シールドプラグ下部にある原子炉ウェル内の遠隔調査を行いました。調査目的は、原子炉ウェル内各部の外観画像取得、および線量測定（次々ページ引用）です。

調査の結果、原子炉格納容器（以下、PCV）上蓋等に大きな損傷が無いことが確認されました。（次ページ引用画像）

また、調査前の現場確認で原子炉キャビティ差圧調整ラインの接続ダクト部に腐食等が確認されたため、事故調査への知見拡充の観点から、配管内部を調査して堆積物を採取し、今後分析等を進めるそうです。

さらに、これまでに西側のダクト部に腐食等が確認されているため、東側の原子炉キャビティ差圧調整ラインについて外観の調査を実施し、弁の状態、線量およびダクトの腐食状況について確認しています。（次々ページ引用）

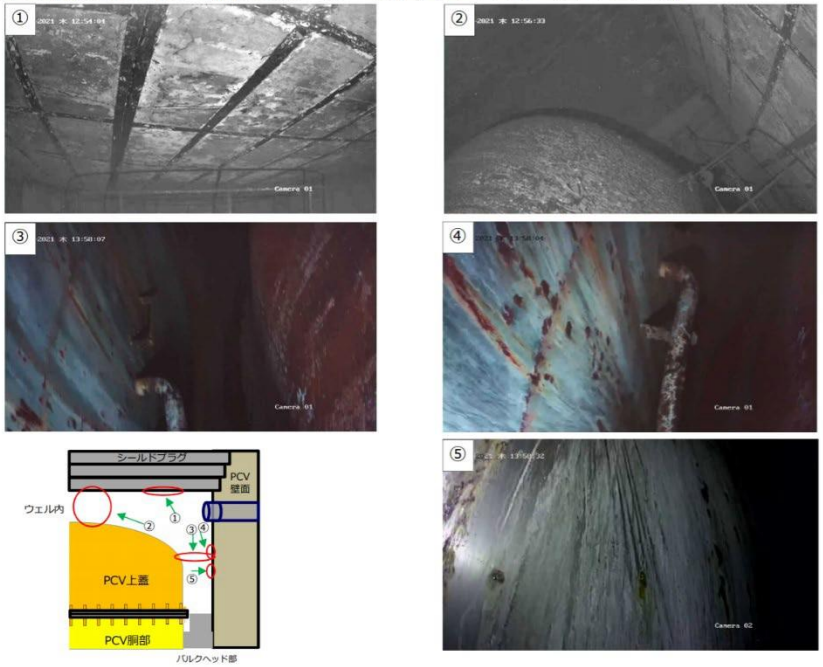
この調査における作業員の被ばく線量は3ページ後をご覧ください。



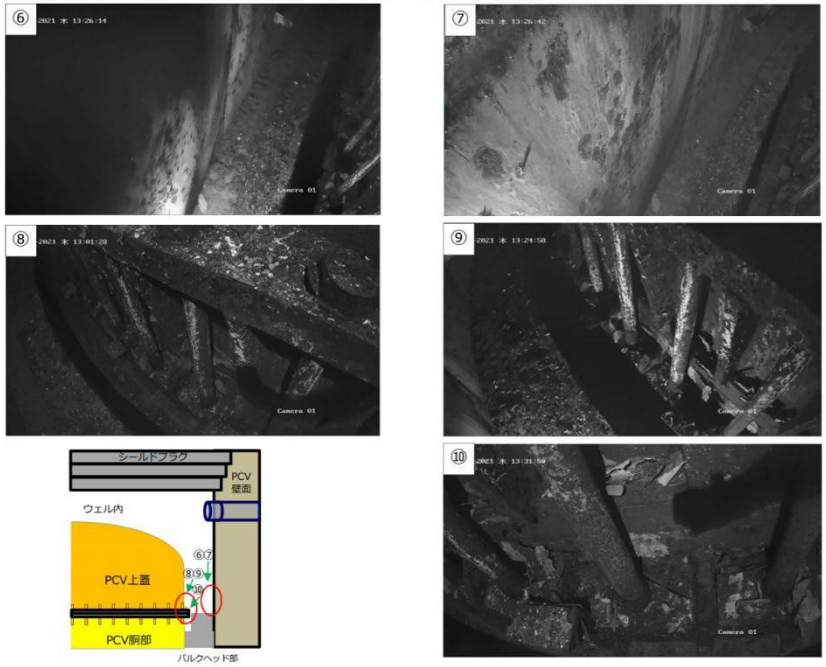
出典：2021年5月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第90回）　資料
「【速報】２号機シールドプラグ高濃度汚染への対応状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/05/90-3-3-4-1.pdf

配置模式図に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

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



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



（次ページに続く）

小目次に戻る

出典：2021年5月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第90回）　資料
「【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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/05/90-3-3-4-1.pdf

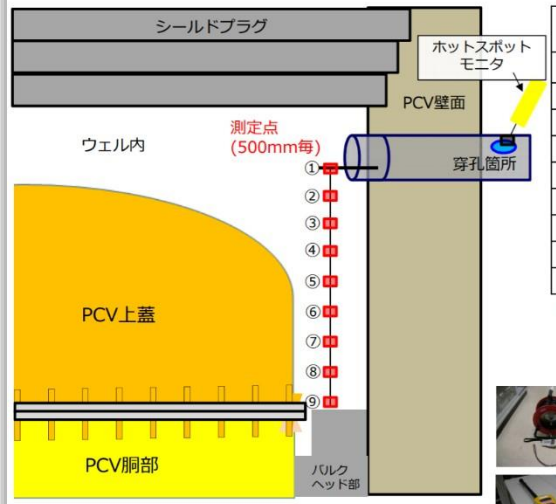
概要に戻る

2-4．原子炉ウェル調査結果（線量測定結果）

TEPCO

■ ウェル内の線量測定※結果は以下の通り。PCVフランジ付近で最大530mSv/hであった。
■ ウェル内の線量については、再度測定する計画。

※配管高さを基準とし、下方向へ500mm毎の測定を実施



測定ポイント	距離 (mm)	線量当量率 (mSv/h)
①	0	74.6
②	500	150
③	1000	330
④	1500	300
⑤	2000	310
⑥	2500	380
⑦	3000	440
⑧	3500	**530(最大)**
⑨	4000	350

※ホットスポットモニタでの測定値
測定値　：23.5mSv/h
（12.5mSv/h（水中サーベイメータ））
測定箇所：穿孔箇所　配管内部

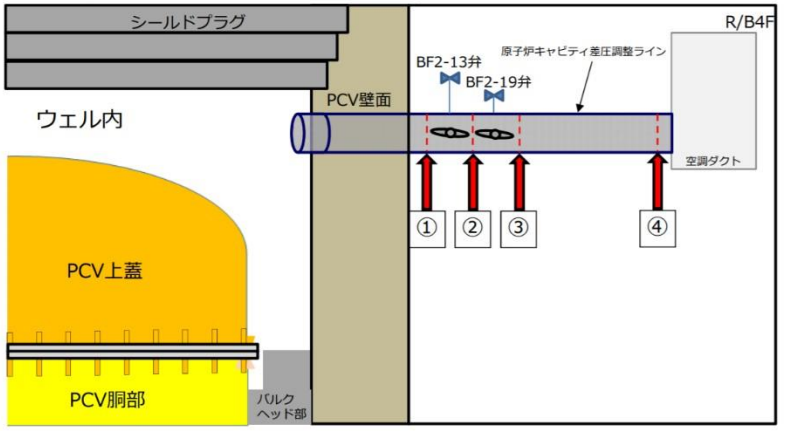


■ 使用測定器
- 水中サーベイメータ
  - 校正年月日：2021年2月10日
  - 測定レンジ：1mSv/h~1000Sv/h
  - ケーブル長：約50m
- ホットスポットモニタ
  - 校正年月日：2020年12月21日
  - 測定レンジ：0.01μSv/h~9.9Sv/h
  - 伸ばし長：約4m

4-2．原子炉キャビティ差圧調整ライン（東側）の調査（線量調査）

TEPCO

■ 線量測定結果は以下の通り。
- 測定ポイント②の配管下部に、最大線量：51mSv/hを確認した。



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

小目次に戻る

出典：2021年5月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第90回）　資料
「【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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/05/90-3-3-4-1.pdf

概要に戻る

修復中

この調査における作業員の被ばく線量は、下引用表の通り、個人最大で5月24日の1.93 mSv/日です。

2019年2月の2号機原子炉格納容器内部の調査における0.68 mSv/日 参照 、2018年1月の2号機原子炉格納容器内部の調査における1.68 mSv/日 参照 より大きく、原子炉ウェル周辺での作業の困難さを窺わせます。

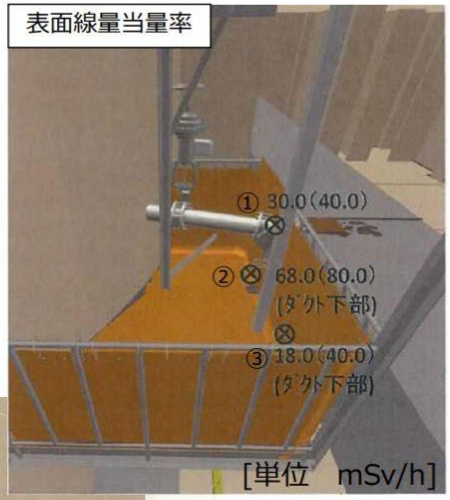
（参考）作業エリアの空間線量および作業員被ばく線量について

TEPCO

■ 作業エリアの空間線量は以下の通り。

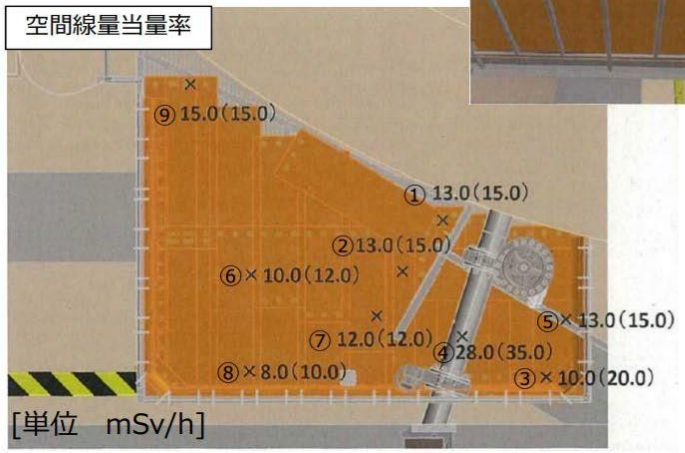
ポイント	空間線量当量率 [mSv/h]
①	13
②	13
③	10
④	28
⑤	13
⑥	10
⑦	12
⑧	8
⑨	15

表面線量当量率



ポイント	表面線量当量率 [mSv/h]
①	30
②	68
③	18

空間線量当量率



■ 作業員の被ばく線量については以下の通り。

作業日	作業内容	被ばく線量（mSv）		
		総線量	個人最大	平均
5/19	配管穿孔、調査準備	24.58	1.86	1.54(16名)
5/20	ウェル内調査	25.10	1.82	1.48(17名)
5/24	ウェル内調査、片付け	11.52	1.93	1.28(9名)

配置模式図に戻る

出典：2021年5月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第90回）　資料
「【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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/05/90-3-3-4-1.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

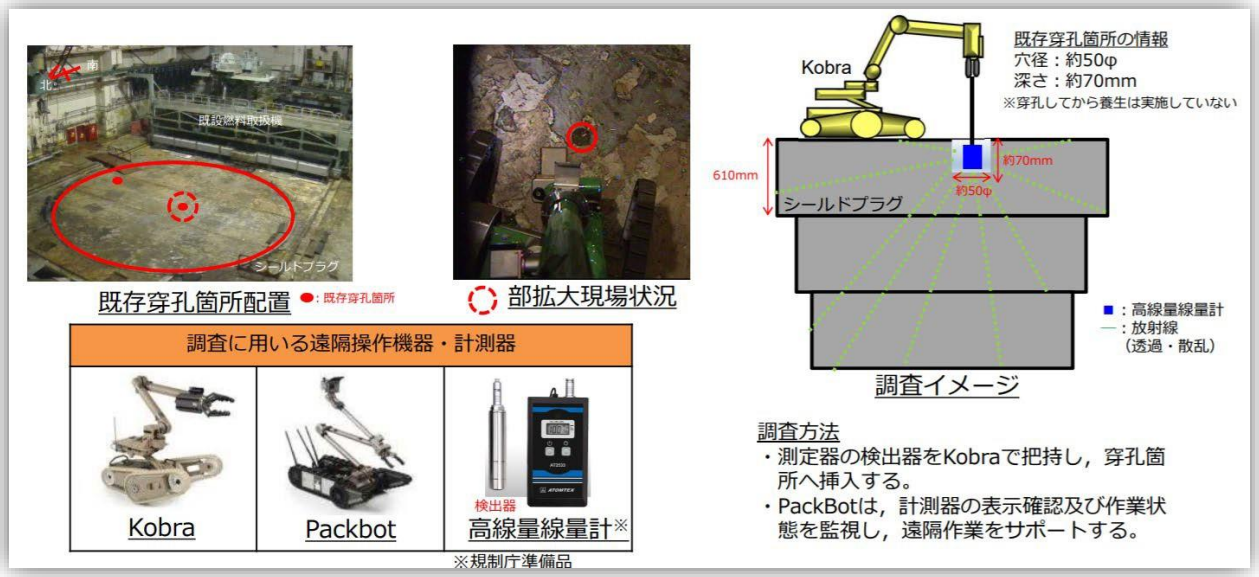
ii シールドプラグの穿孔部調査について

2021年3月実施のオペレーティングフロア（以下、オペフロ）線量調査（参照：『使用済み核燃料プール対策2021年7月レポート』148ページ）、4月の規制庁との協働によるオペフロ床面の表面汚染密度調査（参照：同155ページ）では、オペフロ床面の汚染密度がほぼ一定なのにもかかわらず、シールドプラグ上部の線量当量率が他の場所より1桁程度高いという結果が得られました。この結果からは、シールドプラグの下部及び隙間に大量に存在するセシウム137からの影響が大きいと推定されます。

東京電力は規制庁との協働により、この推定を確認するため、オペフロ床面の表面汚染影響を受けにくい測定方法として、シールドプラグの既存穿孔箇所を活用した調査を、2021年8月に実施する計画を明らかにしました。

既存穿孔箇所の調査結果をふまえ、シールドプラグ鉄筋のかぶり厚さ（100mm程度）分を穿孔し、新規箇所での調査も実施できるよう検討中とのことです。

（次ページに続く）



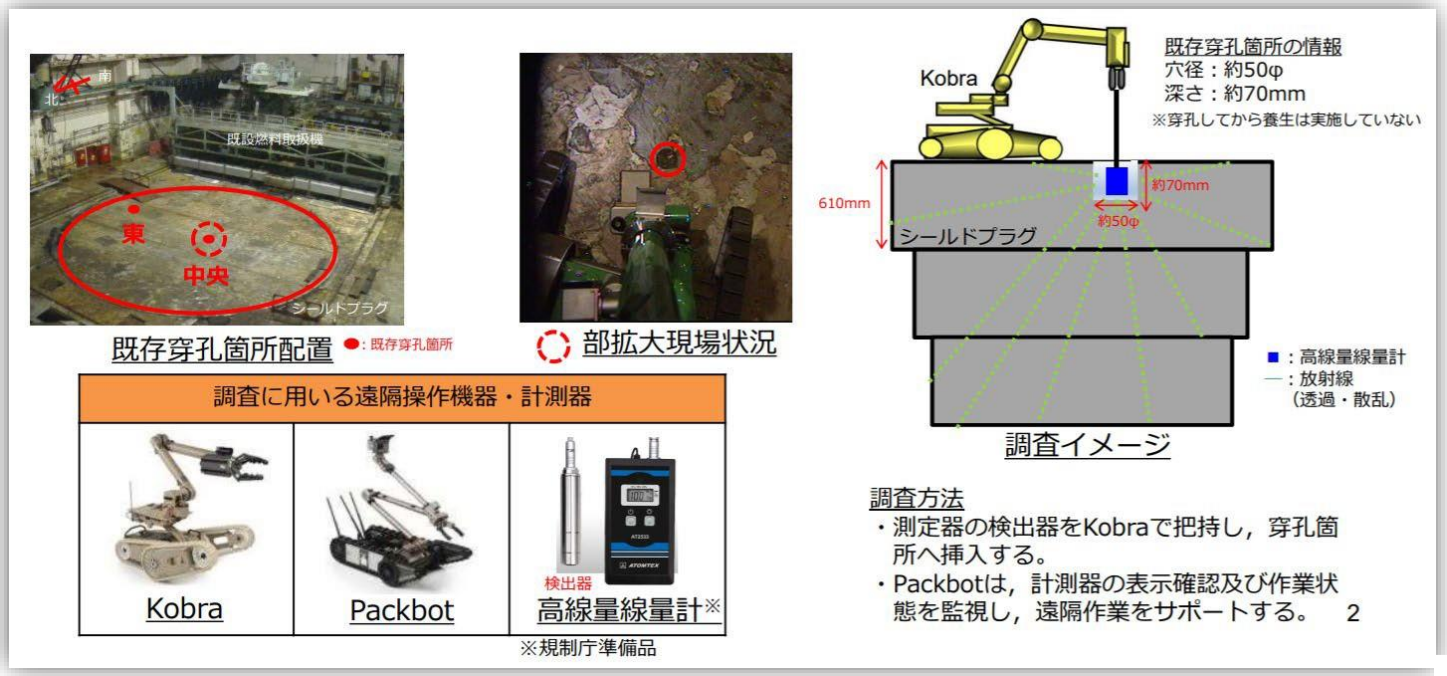
出典：2021年7月29日　第92回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「2号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/07/92-3-4-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

シールドプラグの穿孔部調査について（調査結果および評価）

東京電力によると、この調査は、前ページでレポートした2号機シールドプラグ 用語解説へ の高濃度の汚染という状況を受けて、線源の特定と汚染密度との推定により、2011年3月のメルトスルー事故時に原子炉格納容器（PCV）から放出された核分裂生成物のシールドプラグへの付着と環境への放出量の関係性についての分析に資するため、また、今後実施する核燃料デブリ取り出し関連作業への影響を測るため、原子力規制庁との協力のもとに行ったものだそうです。 調査は、2021年8月5日に既存穿孔箇所の閉塞を事前確認し、8月16日～17日にて既存穿孔箇所の清掃を行った上、8月 26日および9月9日に実施されました。

（次ページに続く）



小目次に戻る

出典：2021年9月30日　第94回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「2号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/09/94-3-3-3.pdf

概要に戻る

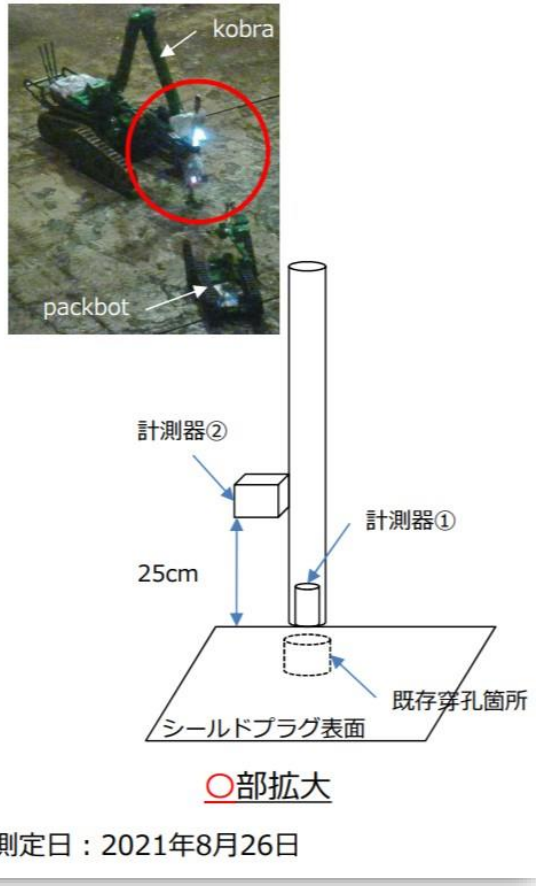
調査では、既存穿孔箇所2箇所（中央、東）に対して、計測器①により深さ方向の線量を測定するとともに、計測器② により25cm高さ位置の線量が測定されました。測定結果は下引用表ご覧ください。

（次ページに続く）

測定結果

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



測定日：2021年8月26日

小目次に戻る

出典：2021年9月30日　第94回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「2号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/09/94-3-3-3.pdf

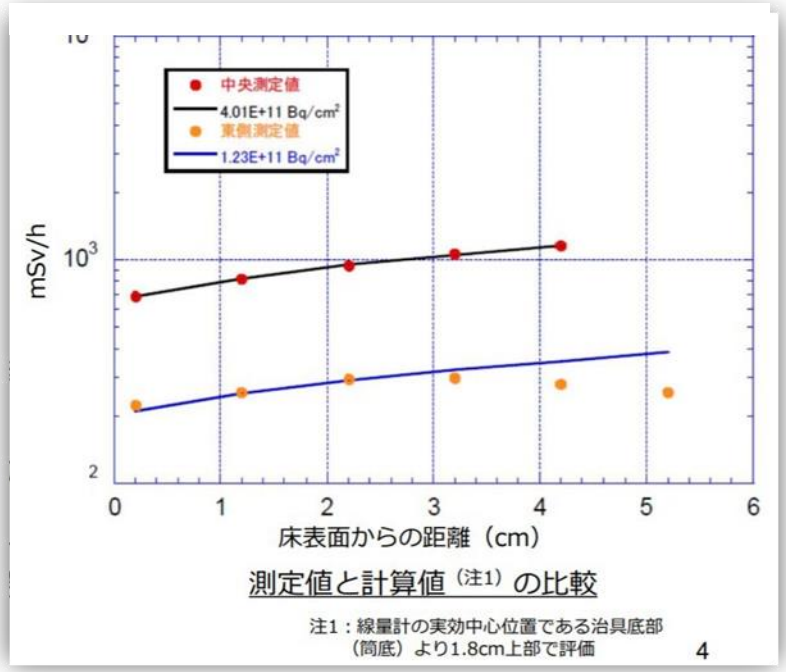
概要に戻る

東京電力は、シールドプラグ上段と中段の隙間（以下、隙間）に汚染が一様な密度で存在し、Cs-134の汚染密度はCs-137の4.4%　（半減期の違い）という二つの仮定のもとで、電磁カスケードモンテカルロ計算コードegs5で算出した、隙間に蓄積したCs-137・Cs-134による穿孔箇所内部（深さ7cm）の線量当量率を、測定結果と比較しています。、

（筆者注：電磁カスケードモンテカルロ計算コードegs5 については、
https://ja.wikipedia.org/wiki/%E3%83%A2%E3%83%B3%E3%83%86%E3%82%AB%E3%83%AB%E3%83%AD%E6%B3%95
および、http://rcwww.kek.jp/egsconf/2006-course/outline_egs_06.pdf
をご参照ください。筆者には歯が立ちません）

その結果、

測定値は、原子炉ウェル中央の穿孔箇所では、Cs-137 の汚染密度を 4.01×10^{11} Bq/cm²とした場合の計算値と合致。
東側の穿孔箇所では、Cs-137の汚染密度を 1.23×10^{11} Bq/cm²とした場合の計算値と、4.2　cm及び5.2　cm以外では合致していました（東京電力は、床表面から4.2　cm及び5.2　cmでの測定値と計算値の不一致は穿孔箇所底面の形状による影響の可能性があるとしています）。



この結果から東京電力は、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結論づけています。

廃炉工程への影響としては、プール燃料取り出しにおいては、シールドプラグ上は散乱線の影響が大きく遮蔽設置が有効であると確認できたことから，現計画に従い着脱可能な遮蔽を設置し環境改善を図るとし、デブリ取り出しの今後の工法検討においては、シールドプラグに高汚染部があることを前提に検討を進めていくとしています。

小目次に戻る

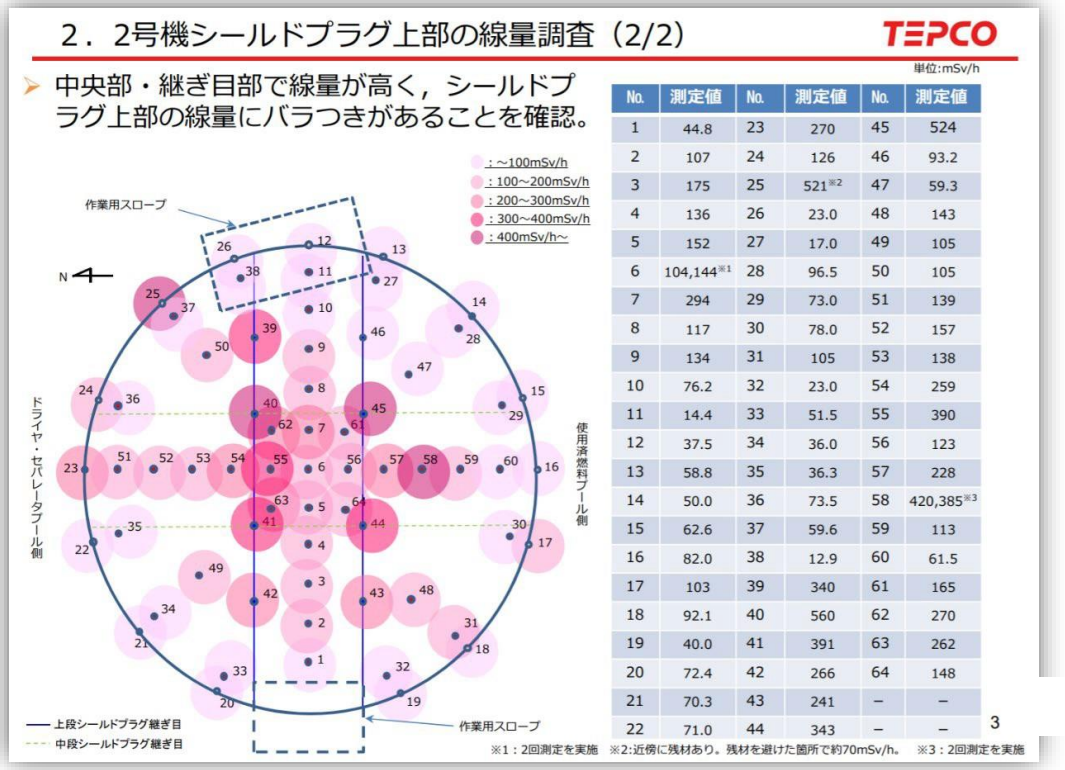
出典：2021年9月30日　第94回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「2号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/09/94-3-3-3.pdf

概要に戻る

シールドプラグの穿孔部調査（新規穿孔に向けたプラグ上の線量調査）について

東京電力は、前ページまでレポートしてきた2号機シールドプラグ 用語解説へ の既存穿孔箇所調査結果から、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、シールドプラグの汚染状況の更なる把握に向けて、新規穿孔による調査を計画しています。

そして、シールドプラグのどこを新規に穿孔するかを検討をするため、　2021年10月7日、シールドプラグ上の線量調査を実施しました。調査結果は下引用図の通りです。この結果から、東京電力は新規穿孔個所を次ページ引用図のように選定しました。



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※2	47	59.3
4	136	26	23.0	48	143
5	152	27	17.0	49	105
6	104,144※1	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※3
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	–	–

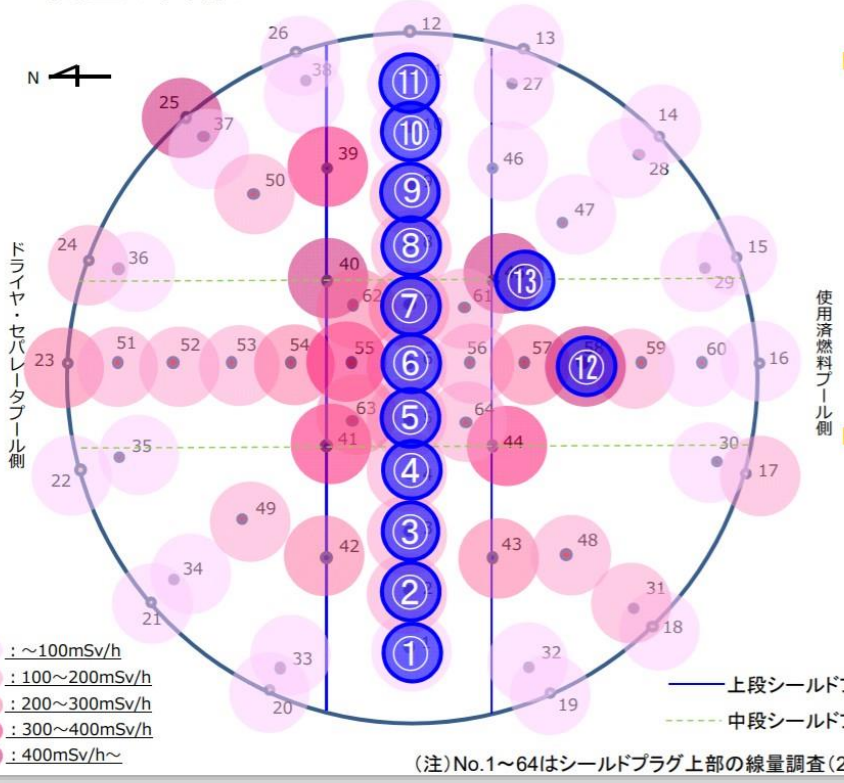
出典：2021年10月28日　第95回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「2号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/10/95-3-3-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

3．新規穿孔箇所の選定

TEPCO

- 工程へのインパクトを最小限にするためには，効率的な穴開け戦略が望ましい。
- 13点の穿孔と測定により，(1)大まかな線源分布，(2)線量測定結果との相関関係，(3)継ぎ目部による影響評価，を実施し，Cs-137存在量をオーダーのレベルでの定量が目標。



- 外周及び継ぎ目の影響が少ない箇所：
  東西方向（No.1～No.11）及び
  南北方向（No.51～No.60）から選定
  - 東西方向から，外周部（No.12）を除く計11箇所を選定（①～⑪）
  - 南北方向から，当該方向の線量最大値が確認されたNo.58を選定（⑫）
  - 上記①～⑫により，東西方向及び南北方向における最大値・最小値が確認された測定点をカバー
- 継ぎ目部の影響の確認：
  - 線量の高い上段シールドプラグ継ぎ目部の近傍を選定（⑬）

4

（注）No.1～64はシールドプラグ上部の線量調査（2021.10.7）の測定点

（今後の調査予定については次ページ引用表のように発表されています）

小目次に戻る

出典：2021年10月28日　第95回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「2号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/10/95-3-3-4.pdf

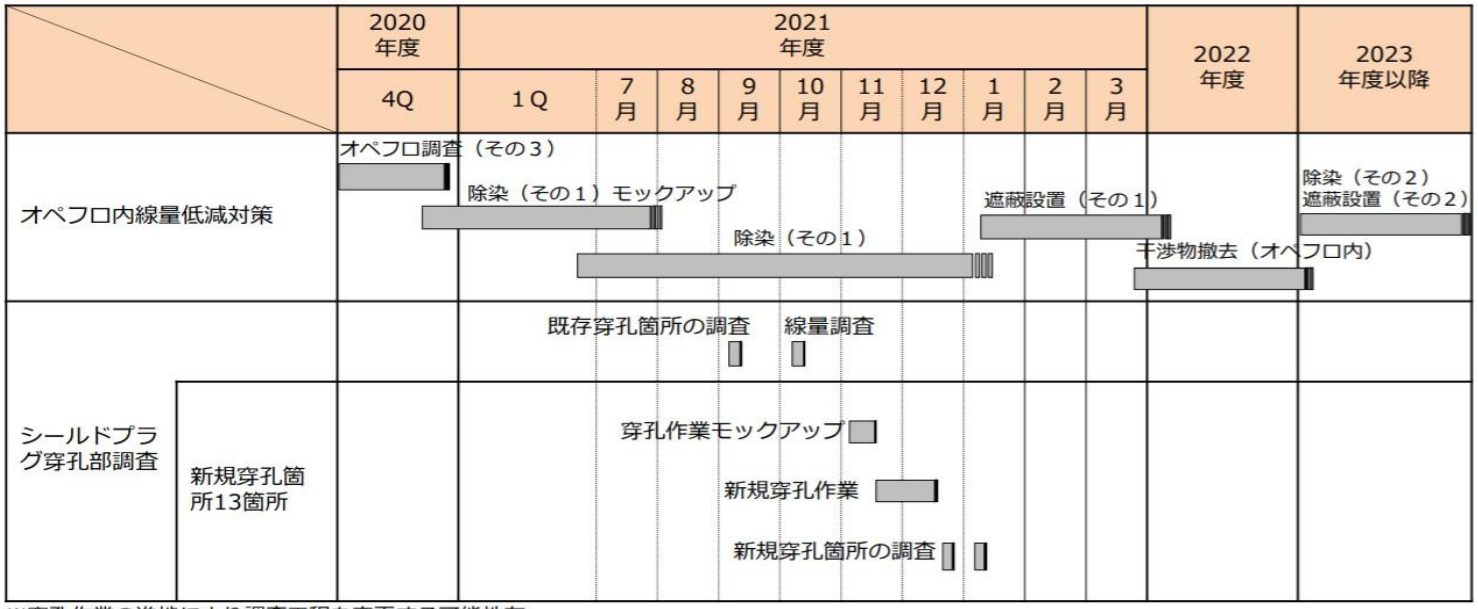
概要に戻る

修復中

4．今後の予定

TEPCO

- 線量調査結果を踏まえ，新規穿孔箇所を決定し，11月下旬から12月中旬にかけ穿孔作業を実施し，12月中旬から再度穿孔箇所調査を実施する予定。
- 新規穿孔については，モックアップにて穿孔作業の施工スピードを確認する計画。（現状１箇所／１日を想定）
- 次工程（遮蔽設置（その１））に延伸影響が生じない様，穿孔作業及び調査工程を工夫し，今後も原子力規制庁殿と協力し調査を進める。



※穿孔作業の進捗により調査工程を変更する可能性有

5

小目次に戻る

出典：2021年10月28日　第95回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「2号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/10/95-3-3-4.pdf

概要に戻る

修復中

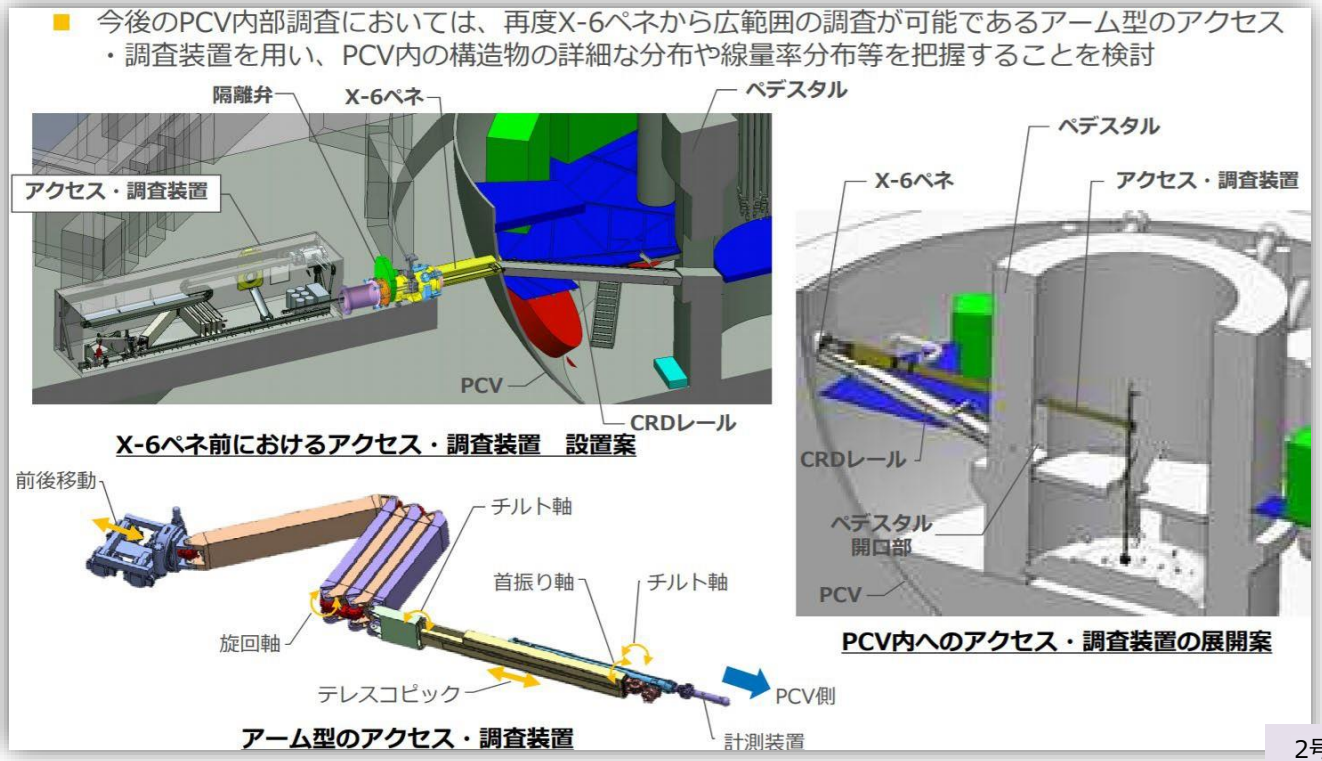
4(6) 原子炉格納容器内部へ

① 2号機で核燃料デブリの試験的取り出しへ

東京電力は、＜小規模なデブリの取り出し＞では、原子炉の安定状態を保つための措置は、これまで2号機で実施してきたガイドパイプによる原子炉格納容器内部調査とほぼ同じで行けると判断しているようです。

新たな＜原子炉格納容器内部調査(サンプリング)＞は、おおむね、これまでの調査装置の改良(下図)、その装置の小規模取り出し装置への転用(次ページの図)というイメージでしょうか。

(次ページに続く)



2号機PCV水位管理に戻る

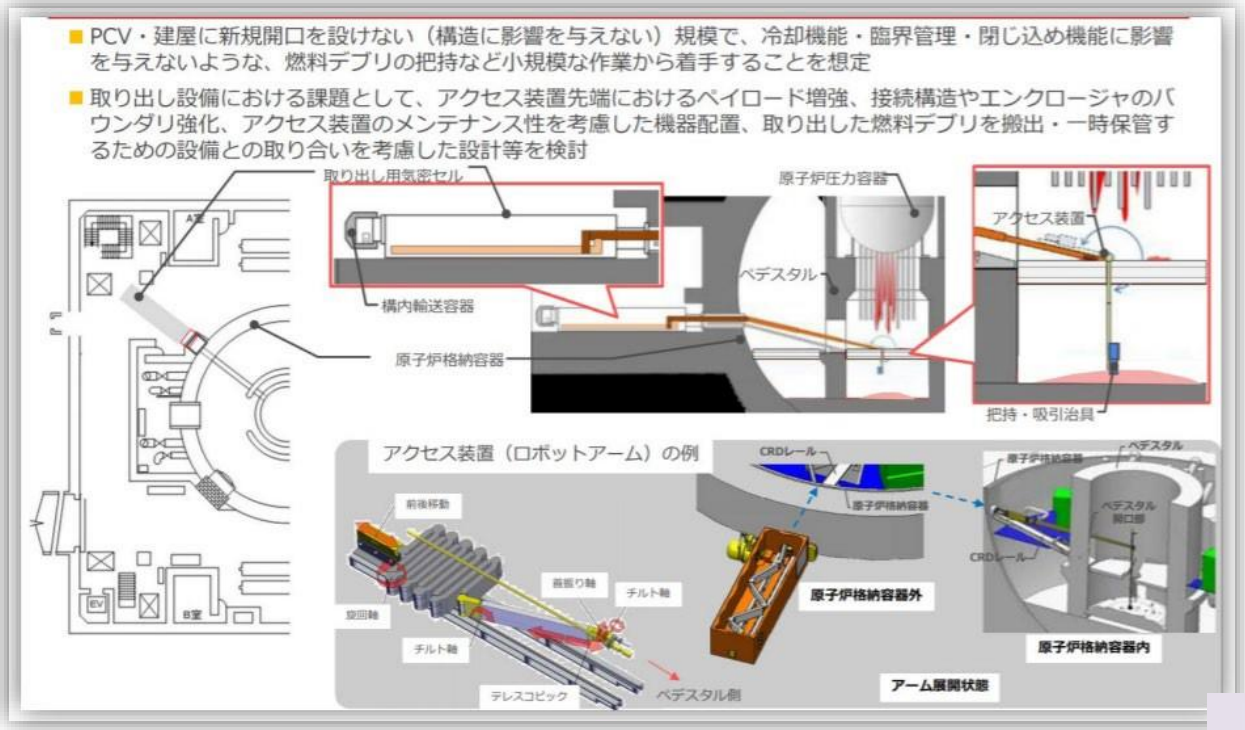
出典：第54回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2018年5月31日資料東京電力
「2号機原子炉格納容器内部調査及び燃料デブリ取り出しに向けた対応状況」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/06/3-03-02.pdf
動画出典：東京電力ホームページ 映像アーカイブ「2018/5/31(木)中長期ロードマップ進捗状況について」
https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61697&video_uuid=koolbw2c

小目次に戻る
概要に戻る

修復中

出典(1)では、＜小規模なデブリの取り出し＞での原子炉格納容器内部へのアクセス経路は、下図から判断する限り、これまで原子炉格納容器内部調査で使用した既存の格納容器貫通部(2号機ではX-6ペネ)を想定していると思われます。
しかし記者会見では、小野プレジデントは、＜原子炉格納容器内部調査(サンプリング)＞で使う原子炉格納容器貫通部と＜小規模なデブリの取り出し＞で使う原子炉格納容器貫通部は同じとは限らない、調査によって確認された核燃料デブリの拡がり具合によって判断するとしていますから、具体的な計画として確定しているのは前ページに示した＜原子炉格納容器内部調査(サンプリング)＞までということになります。

(次ページに続く)



2号機PCV水位管理に戻る

出典：第54回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2018年5月31日資料東京電力
「2号機原子炉格納容器内部調査及び燃料デブリ取り出しに向けた対応状況」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/06/3-03-02.pdf
動画出典：東京電力ホームページ 映像アーカイブ「2018/5/31(木)中長期ロードマップ進捗状況について」
https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61697&video_uuid=koolbw2c

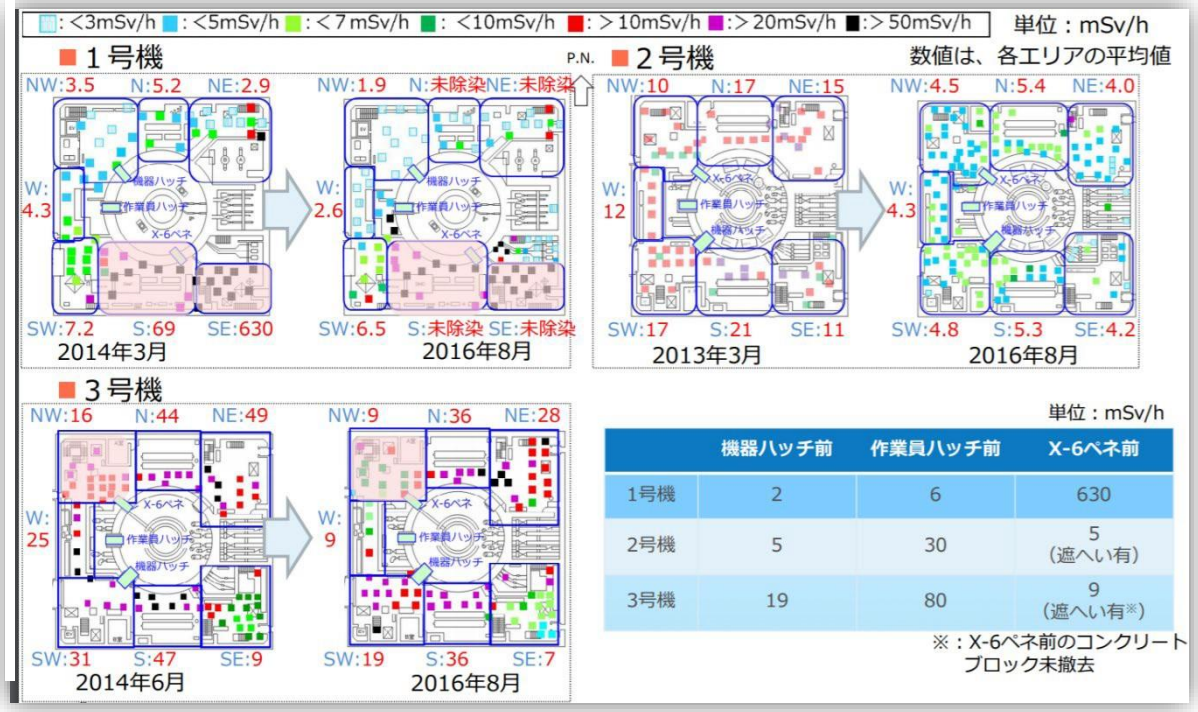
小目次に戻る
概要に戻る

修復中

また、最初に＜原子炉格納容器内部調査(サンプリング)⇒小規模なデブリの取り出し＞に取り組む号機については、下図の1～3号機の原子炉建屋1階の空間線量から分かる通り、1号機ではX-6の格納容器貫通部(ペネ)付近(左上の図でピンクで塗りつぶされた部分)の線量が10 mSv/h超と有人作業ができるレベルではないこと、3号機では約6 mの湛水があること、出典(1)が2号機についてのものであることから、東京電力は2号機を想定していると思われます。

1号機ダスト上昇整理に戻る

小規模な取り出し時の留意事項の表 参照 の下部には「大規模な取り出し段階については今後検討を進める」とあり、東京電力はこの＜小規模なデブリの取り出し＞を以って2021年の核燃料デブリの取り出しの開始としたいと考えているようです。また、出典(1)のスライド19・20枚目には＜大規模なデブリの取り出し＞の想像図が示されています。興味のある方はご参照ください。



単位：mSv/h

	機器ハッチ前	作業員ハッチ前	X-6ペネ前
1号機	2	6	630
2号機	5	30	5 (遮へい有)
3号機	19	80	9 (遮へい有※)

※：X-6ペネ前のコンクリートブロック未撤去

2号機PCV水位管理に戻る

出典：第54回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2018年5月31日資料東京電力
「2号機原子炉格納容器内部調査及び燃料デブリ取り出しに向けた対応状況」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/06/3-03-02.pdf
動画出典：東京電力ホームページ 映像アーカイブ「2018/5/31(木)中長期ロードマップ進捗状況について」
https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61697&video_uuid=koolbw2c

小目次に戻る
概要に戻る

修復中

4(6) ① a 2号機核燃料デブリの試験的取り出し機器の開発状況

東京電力は、2021年に開始される予定の2号機での号機核燃料デブリ（以下、デブリ）の試験的取り出しに使用する、英国で開発中の取り出し装置について開発状況を発表しました。

装置の構成は、次ページの図のように、①ロボットアーム　②エンクロージャ(ロボットアームを収納、放射性物質を閉じ込め)　③接続管(エンクロージャと格納容器入口X-6ペネを接続)の3つの部分からなり、ロボットアームについては、現在英国内で、国際廃炉研究開発機構(IRID)と英国のVeolia Nuclear Solutions (UK) Limitedとが共同で開発に当たっているとのことです。

取り出しの内容としては、ロボットアームでデブリにアクセスし、金ブラシや真空容器型回収装置により、格納容器内の粉状のデブリ(1 g程度)を数回取り出す予定ということです。

取り出し延期に戻る　X-6ペネ内堆積物除去完了に戻る

東京電力およびIRIDは、今後の課題として、

> 難しい環境下(現場把握・視界限定的、高線量・高汚染下、狭い等)での遠隔作業となるため、モックアップを活用した試験・訓練を実施すること、および試験的取り出しに向け、アクセスルート上のX-6ペネ内に存在する障害物の除去と、その際のダスト飛散を抑制するための装置を開発中

としています。

また、作業員の被ばく対策、および取り出した後のデブリの取り扱いについては、

> 取り扱う燃料デブリの量から想定される線量率は、デブリからの距離が20cmの際に約6mSv/hであり、作業員が近づいて作業する必要があることから、①訓練による作業時間短縮、②鉛製の遮蔽材の設置等の被ばく低減策を講じる。
>
> グローブボックス(プラスチック樹脂製の密閉容器)で重量・線量等を測定。その上で、金属製の密閉輸送容器へ収納し、茨城県内の既存分析施設へ輸送する

としています。

2号機PCV水位管理に戻る

（次ページに続く）　小目次に戻る

出典：2020年7月2日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第７９回)　資料「2号機燃料デブリの試験的取り出しに向けた開発の状況
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-2.pdf

概要に戻る

修復中

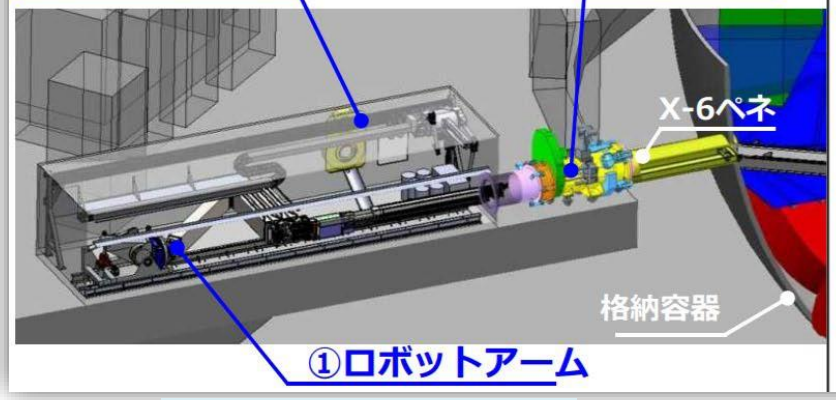
下図は、装置の全体像、およびロボットアームについての画像です。

また開発状況の動画を下記のURLから見ることができます。

https://youtu.be/8LhDa5z51GQ

＜試験的取り出し装置の全体像＞

- 試験的取り出し装置は3種類の装置から構成。
  - ①ロボットアーム
  - ②エンクロージャ
    (ロボットアームを収納、放射性物質を閉じ込め)
  - ③接続管
    (エンクロージャと格納容器入口X-6ペネを接続)



＜ロボットアーム＞

- 先端に取り付ける燃料デブリ回収装置で燃料デブリを取り出すロボットアーム※2。
- 伸ばしてもたわまないよう**高強度のステンレス鋼製**。

※2：仕様；長さ約22m、縦約40cm×幅約25cm、重さ約4.6t、耐放性約1MGy (累積)



燃料デブリ回収装置先端部

テレスコピック先行の理由に戻る
試験的取り出し準備状況に戻る
取り出し開始時期の延期に戻る
試験的取り出し準備状況（続報）に戻る
2号機PCV水位管理に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

出典：2020年7月2日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第７９回)　資料「2号機燃料デブリの試験的取り出しに向けた開発の状況
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-2.pdf

4(6) ①　2号機原子炉格納容器(PCV)内部調査あるいは試験的取り出しの準備状況

b　PCV内部調査あるいは試験的取り出しの計画概要

修復中

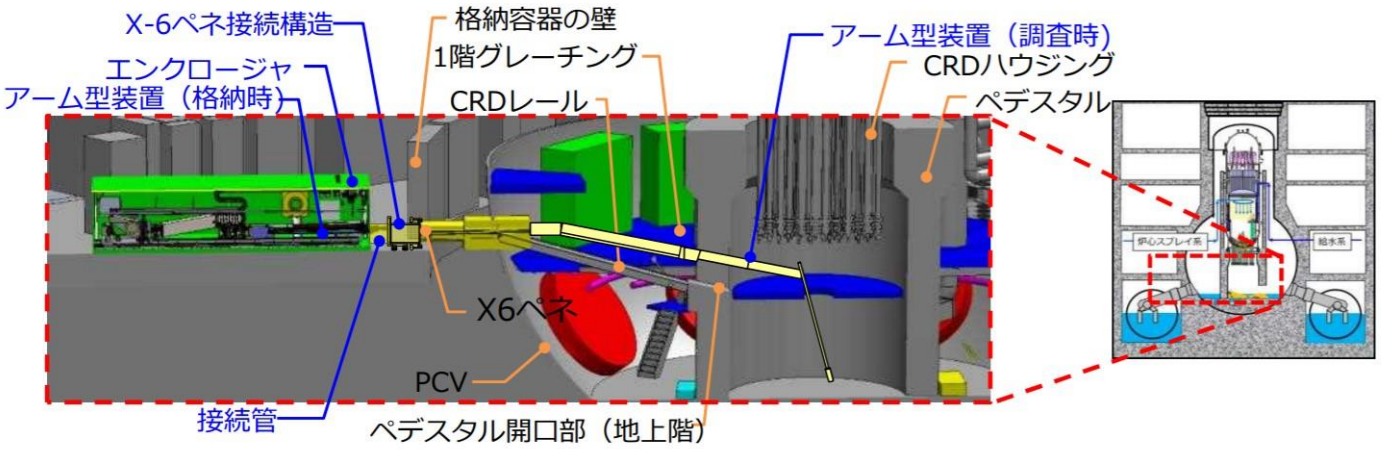
計画については、東京電力による出典1ページが要領よくまとめられおり、筆者が解説をしたり何かを付け加えられる段階でもないので、下および次ページにそのまま引用します。

取り出し延期に戻る

1．PCV内部調査及び試験的取り出しの計画概要

TEPCO

- 2号機においては，PCV内部調査及び試験的取り出し作業の準備段階として，作業上の安全対策及び汚染拡大防止を目的として，今回使用する格納容器貫通孔（以下、X-6ペネ）に下記設備を設置する計画
  - X-6ペネハッチ開放にあたり，PCVとの隔離を行うための作業用の部屋（隔離部屋）
  - PCV内側と外側を隔離する機能を持つ X-6ペネ接続構造
  - 遮へい機能を持つ接続管
  - アーム型装置を内蔵する金属製の箱（以下、エンクロージャ）
- 上記設備を設置した後，アーム型装置をX-6ペネからPCV内に進入させ，PCV内障害物の除去作業を行いつつ，内部調査や試験的取り出しを進める計画



2号機 内部調査・試験的取り出しの計画概要

出典：2020年9月24日 第82回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査及び試験的取り出しの準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/09/3-3-3.pdf

準備状況（続報）に戻る
2号機PCV水位管理に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

修復中

4(6)①　c PCV内部調査あるいは試験的取り出し作業の主なステップ

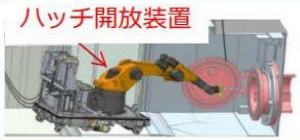
（次ページに続く）

1．隔離部屋設置



●ハッチ開放にあたり事前に隔離部屋を設置

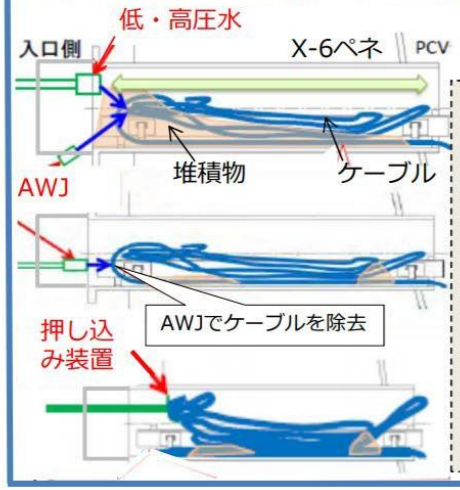
2．X-6ペネハッチ開放



●ハッチ開放装置によりハッチを開放

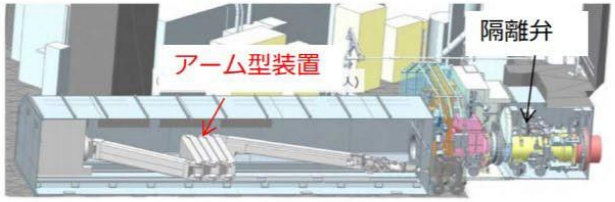
3．X-6ペネ内堆積物除去

X-6ペネ内部にある堆積物・ケーブル類を除去する



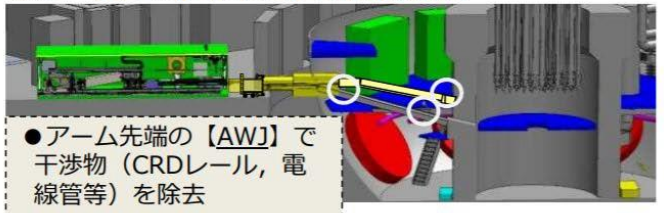
- 【低・高圧水】で堆積物の押し込み
- 【AWJ】でケーブル除去
- 【押し込み装置】でケーブルを押し込み

4．アーム型装置設置



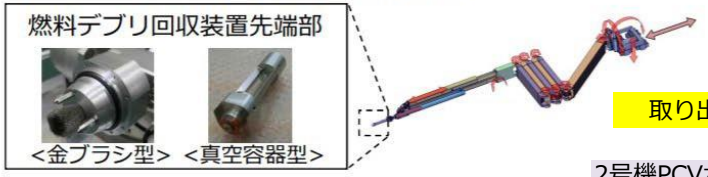
5．内部調査及び試験的取り出し作業

①アーム型装置によるPCV内部調査



●アーム先端の【AWJ】で干渉物（CRDレール，電線管等）を除去

②アーム型装置による試験的取り出し



（注記）
・隔離弁：PCV内/外を仕切るために設置した弁
・AWJ（アブレシブウォータージェット）：高圧水に研磨材（アブレシブ）を混合し，切削性を向上させた加工機

取り出し延期に戻る
2号機PCV水位管理に戻る
小目次に戻る
概要に戻る

出典：2020年9月24日 第82回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査及び試験的取り出しの準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/09/3-3-3.pdf

修復中

4(6)①　d　核燃料デブリの試験的取り出し開始の延期について

東京電力によると、2021年7月10日に英国から日本に到着、7月12日、国内工場へ搬入されたロボットアーム 参照
については、10月現在、性能確認試験および操作訓練を実施しているところです。 2号機PCV水位管理に戻る

ロードマップ第6版変更点に戻る

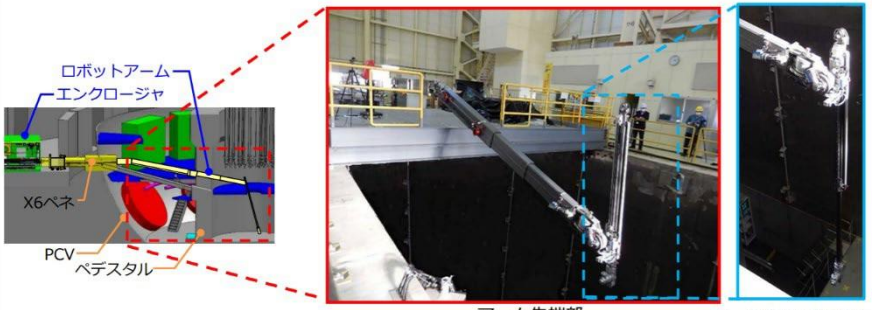
(次ページに続く)

● 性能確認試験はロボットアームを最大伸長などを行い、動作状況を確認。

<主な実施内容>



アーム最大伸長時



アーム先端部　　アーム先端部伸長時

● 訓練はVRシステムを使用したロボットアーム操作訓練及び双腕マニピュレータの実機を使用した訓練を実施しているところ。

<主な実施内容>

○ロボットアーム



ロボットアーム訓練状況（VRシステム）

○双腕マニピュレータ



双腕マニピュレータ（コントロールルーム側）



双腕マニピュレータ（エンクロージャ側）

小目次に戻る

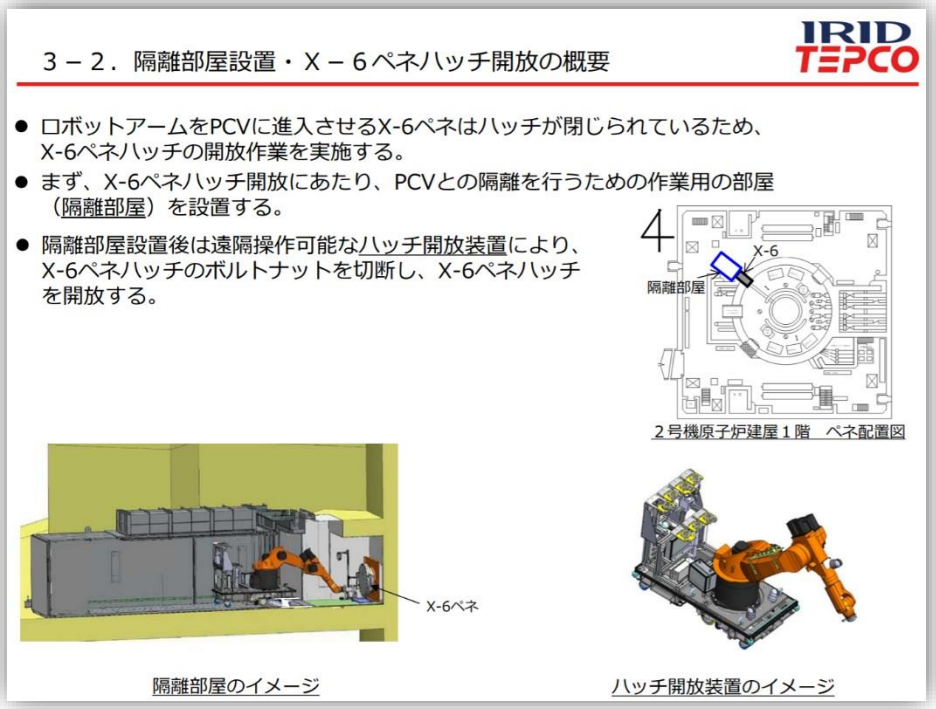
出典：2021年10月28日 第95回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/10/95-3-3-3.pdf

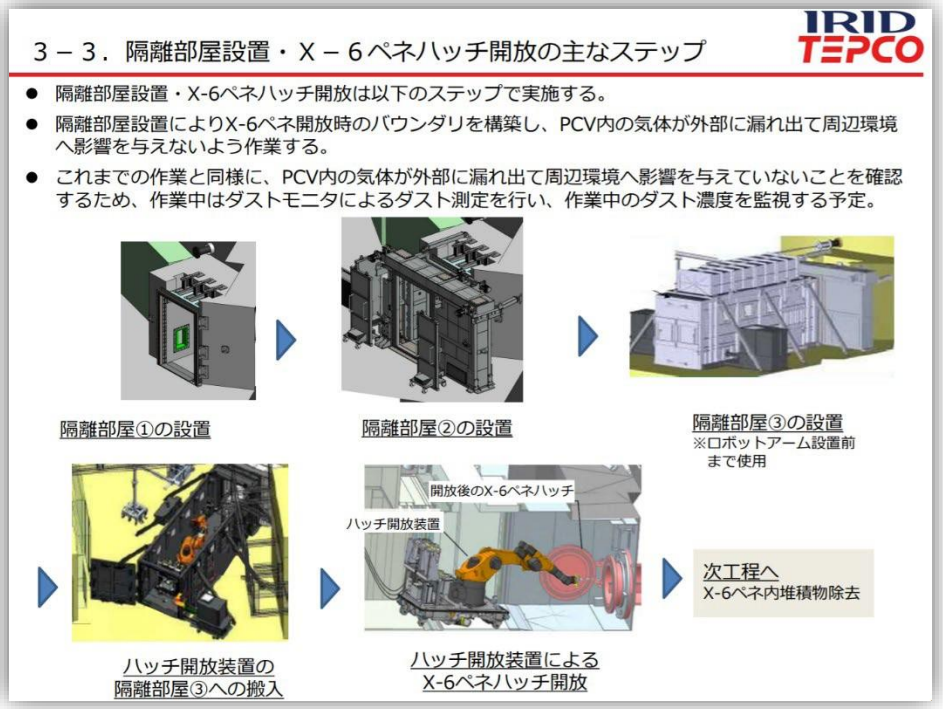
概要に戻る

調査の第一ステップとしては、調査装置を投入するためハッチを開放するX-6貫通部（以下、ペネ）の前に、隔離部屋が設置されます（前々ページ参照）。

東京電力によると、この隔離部屋により、原子炉格納容器（以下、PCV）内の気体が外部に漏れ出て周辺環境へ影響を与えることのないようにするということです。

(次々ページに続く)





小目次に戻る

出典：2021年10月28日 第95回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/10/95-3-3-3.pdf

概要に戻る

修復中

4(6)①　e スプレイ治具取付前のX-53貫通部調査について

東京電力によると、放射性ダストの発生が予想されるX-6貫通部（以下、ペネ）内堆積物除去作業 参照 、および原子炉格納容器(以下、PCV）内干渉物切断時のダスト抑制のため、X6ペネ近傍のX-53ペネにスプレイ治具を取付け、スプレイする計画です。このスプレイ治具（φ100）の取付にあたり、現在のX-53ペネフランジの既設孔（φ50）の拡大（φ130）を行いますが、この作業に向けたX-53ペネ内調査が2021年6月29日に実施されました。

調査ロッドを収納した調査装置をX-53ペネの既設隔離弁フランジに接続し、調査ロッドをX-53ペネ内に挿入し、調査および2012年1月調査時に残置した残置物（丸棒）の撤去が完了したそうです。

（次ページに2022年に予定されている試験的取り出しの開始までの最新の工程表を引用・掲載しました）

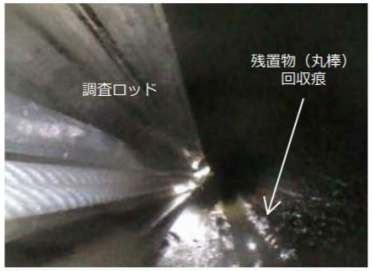
※写真奥側がPCV方向



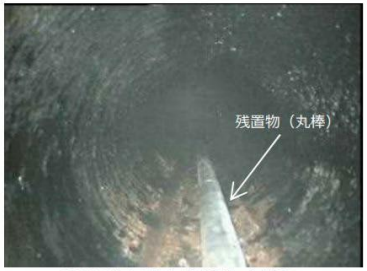
X-53ペネ内，残置物（丸棒）の状況



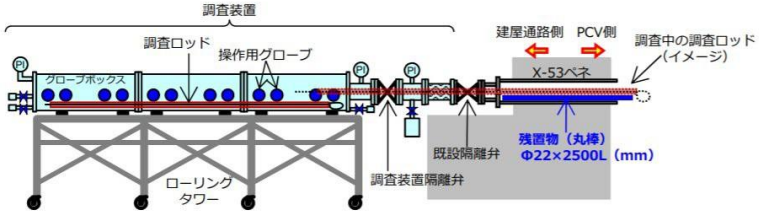
残置物（丸棒）の撤去時の状況



残置物（丸棒）撤去後のX-53ペネ内状況



2013年7月に調査した際の
残置物（丸棒）の状況



調査装置接続イメージ図

小目次に戻る

出典：2021年7月29日 第92回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査及び試験的取り出しの準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/07/92-3-4-3.pdff

概要に戻る

4(6)①　f　2号機PCV内部調査あるいは試験的取り出し作業の準備状況　i

修復中

試験的取り出し装置については、2021年8月より三菱重工業(株)神戸造船所において性能確認試験・作業訓練が行われています。今後、JAEA楢葉遠隔技術開発センター　参照　でのモックアップ試験に進むと思われます。

なお、この調査および試験的取り出しの概要と、三菱重工業(株)神戸造船所における試験・訓練状況の動画が、YouTubeにアップされているので紹介しておきます。

https://www.youtube.com/watch?v=m01kXs5YOac

この性能確認試験・作業訓練においては、ロボットアームのX-6貫通部（以下、ペネ）模擬体の通過試験を行い、問題がないことが確認されたそうです。しかし、双腕マニピュレータの検証作業中に、スレーブ側の左腕ボルトが破損。代替品に交換して復旧し、検証作業は継続して実施されていますが、破損の原因については調査中ということです。

一方、イチエフ構内では、2号機において取り出し装置を投入するX-6ペネの原子炉格納容器内外を隔離しているハッチを開放する準備として、隔離部屋を設置する作業が、2021年11月に開始され12月4日には古い隔離機構の取り外しが完了しているようです。

また、旧隔離機構取り外し後、X-6ペネ配管部磨き作業に取り掛かるため、X-6ペネ小部屋内の敷き鉄板を撤去したところ、床面に凹凸があることが確認されました。X-6ペネ小部屋内に凹凸があることで、今後の隔離部屋設置他作業に影響があることから、床面の状況について確認・処理方法が検討されています。東京電力は、X-6ペネ配管部磨き作業については、床面凹凸の処理によって、配管部に汚れが付着する懸念があるため、床面凹凸処理後に実施するとしています。

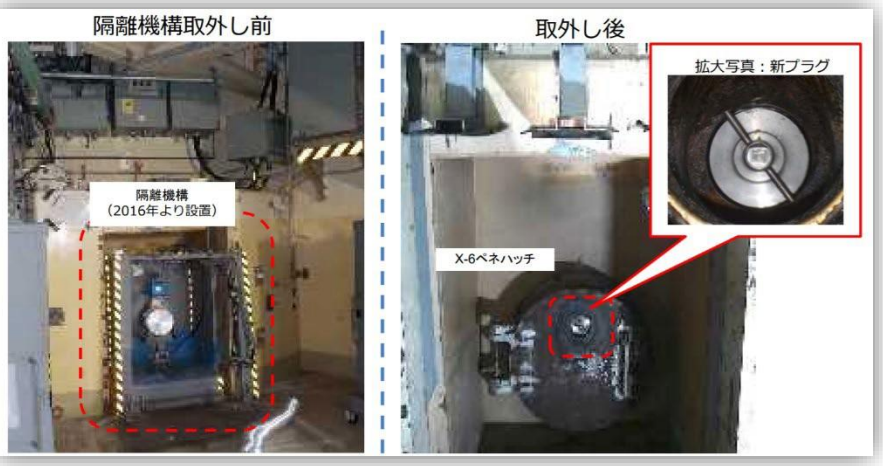
次ページに、双腕マニピュレータの破損個所、X-6ペネ前の旧隔離機構の取り外し前後の状況、X-6ペネ小部屋内の床面の凹凸の様子の画像を引用しておきます。

小目次に戻る

出典：2021年12月23日 第97回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/12/97-3-4-3.pdf

概要に戻る







小目次に戻る

出典：2021年12月23日 第97回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/12/97-3-4-3.pdf

概要に戻る

4(6)①　g　2号機PCV内部調査あるいは試験的取り出し作業の準備状況　ii

2021年12月レポートより、双腕マニピュレータという装置が登場していますが、ここで、この装置についてPCV内部調査あるいは試験的取り出し計画の概要に落としこんでおきたいと思います。

まずPCV内部調査あるいは試験的取り出しの計画概要に戻り、引用画像をご覧ください。

計画の基本は、先端にカメラや治具等を取り付けたロボットアームをX-6貫通部（以下、ペネ）を通して原子炉格納容器（以下、PCV）に挿入し、カメラや治具等によりPCVの内部を調査し、あるいは核燃料デブリの試験的取り出しを行うというものです。

装置についてPCVの外側から順に挙げると、PCVの外側にPCV内部と外部とを隔離する隔離部屋が設置され、さらにその内部にエンクロージャという箱が設置されます。エンクロージャの中には折りたたまれたロボットアーム、および治具やカメラを運んだりそれらをロボットアーム先端に取り付け取り外し等をする双腕マニピュレータが収められています。 X-6ペネには遮へい機能を持つ接続管が設置されます。模擬アームと双腕マニピュレータの位置関係については引用下図をご覧ください。

PCV内部調査あるいは核燃料デブリの試験的取り出しは、エンクロージャ内で双腕マニピュレータによって先端に治具やカメラが取り付けられたロボットアームが伸展し、 X-6ペネ接続管を通りPCV内部に挿入され実施される計画です。

（次ページに続く）



模擬アームと双腕マニピュレータ

出典：2022年1月27日 第98回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/01/3-4-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

下に引用した二つの一覧表は、取り出し装置の、2022年1月12日に終了した三菱重工神戸造船所における試験状況と、今後、JAEA楢葉遠隔技術開発センターにおける改善が期待される事項について記述されたものです。 上はロボットアームに関する事項、下は双腕マニピュレータに関する事項です。

（次ページに続く）

試験分類	試験項目	計画		実績	
		MHI神戸	楢葉	MHI神戸	楢葉
ロボットアーム関連	X-6ペネの通過性	△	○	▲	○
	AWJによるX-6ペネ出口の障害物の撤去	△	○	▲	○
	各種動作確認（たわみ測定等）	○		●	
	PCV内部へのアクセス性 ・ペデスタル上部へのアクセス ・ペデスタル下部へのアクセス		○		○
	PCV内部障害物の撤去 ・X6ペネ通過後のPCV内障害物の切断		○		○

双腕マニピュレータを使用し、下記の通りエンクロージャ内での作業性の検証を実施し改善点　等を抽出

項目	実施結果	抽出した改善点／楢葉への反映事項
先端ツールとアームの接続	模擬アームへの先端ツールの接続作業を実施し、成立見通しを確認した。	○視野改善 ツールの取付位置の視認性が十分でないため、視野改善（カメラ位置変更）が必要
外部ケーブルのアームへの取付/取外し	模擬アームに先端ツール用の外部ケーブルを取付/取外し作業を実施し、成立見通しを確認した。	○作業性改善 ケーブルトレイの下側は狭隘なため、ケーブル取付金具構造、取付位置の改善が必要
先端ツール等の搬入出	物品（先端ツールやケーブル）のエンクロージャ内への搬入出作業の成立性を確認	○作業性改善／視野改善 搬入した物品の吊上げ代が十分でないため、吊り治具の構造改善及びケーブルドラム背面の視認性改善（切り欠き構造等）が必要
アームカメラの交換	模擬アームカメラの取付・取り外し作業を実施し、成立見通しを得た	○作業性改善 コネクタ把持部が滑りやすいため、滑り防止処置が必要
エンクロージャのカメラ位置変更	模擬カメラを使用した設置位置変更作業を実施し、位置変更可能な見通しを得た	○作業性改善 カメラ設置作業性を向上させるため、把持部取付け位置・設置方向の改善が必要

小目次に戻る

出典：2022年1月27日 第98回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/01/3-4-3.pdf

概要に戻る

一方、イチエフ構内2号機においては、東京電力によると、2021年12月レポートでレポートしたX-6ペネ前の小部屋内の床面の凹凸について、大部分は鍬状の治具により剥離しましたが、一部が残っており、隔離部屋設置他作業に影響があることから、凹凸の除去を実施することになりました。

2022年1月7日、ダスト対策の養生を実施した上で床面凹凸除去作業を実施したところ、作業監視用のダストモニタ指示値が上昇、その後、一時的に作業停止基準値までダスト濃度が上昇し、作業は中断されました。

東京電力は、原因について、床面磨きツールの差込口から外気を吸い込んでいたため、磨き作業で舞い上がった上部のダストを局所排風機1台だけでは吸引できなかったため、および養生シートを二重にしていたことで作業中にタワミやゴワツキが発生し、小部屋と養生の隙間が大きくなりダストが養生外に漏れやすくなったためと推定しています。

凹凸の除去作業は、次ページ引用のダスト抑制対策を、モックアップで検証した上で実施し、1月26日より再開される予定です。

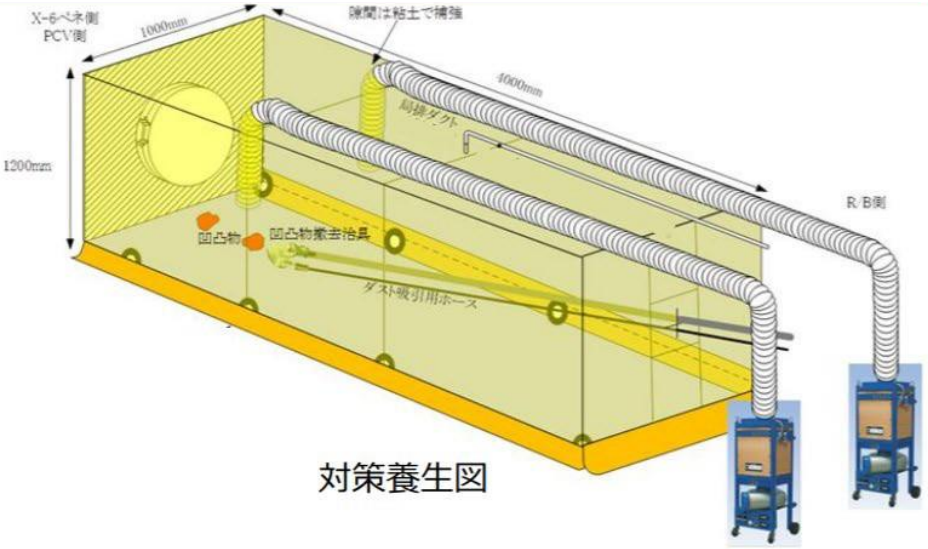
なお、2021年12月の出典で調査中とされていた、双腕マニピュレータのスレーブ側の左腕ボルトの破損の原因については、2022年1月の出典では記載がありません。

東京電力によると、2月14日、楢葉モックアップ施設での性能確認試験及び操作訓練が開始されたようです。
次々ページに更新された最新スケジュールを引用しておきますが前回から大きな変更はないようです。

出典：2022年1月27日 第98回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/01/3-4-3.pdf
2022年2月24日 第99回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/02/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

・以下の追加対策及びモックアップ検証を実施した上で、1月26日より作業を開始。



対策養生図

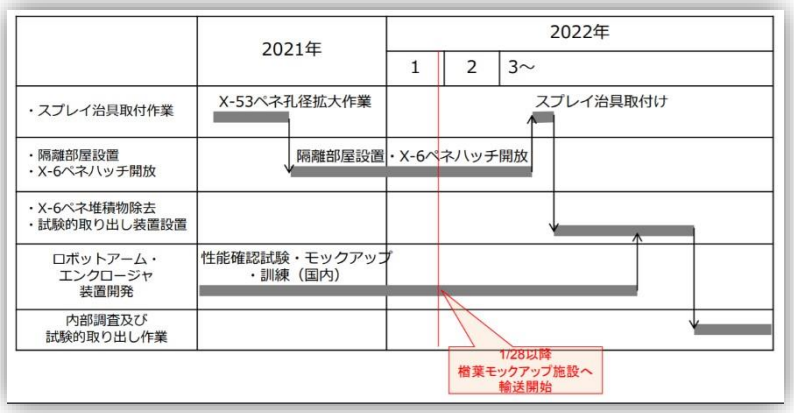
<ダスト抑制対策>

対策	内容	備考
①養生の見直し	・小部屋の中に押し込み、凹凸床面全体を覆う形状に変更 ・磨きツールの差込口を縮小	・ダスト閉じ込め機能強化
②局所排風機の追加	・１台→２台	・ダスト吸引を強化
③散水対策	・養生天井部に散水機能を追加（作業前に床面を濡らす）	・ダスト発生を抑制
④施工時間の短縮	・10秒施工（約20分／サイクルでダスト監視）	・ダスト発生量を制限
⑤ダスト監視強化	・施工直後の養生内ダスト状況の監視 ・養生外ダスト漏洩の早期検出（養生外ペネ近傍） ・養生外の作業環境確認（作業者近傍）	・ダスト監視強化 ・床面凹凸除去作業における次ステップ実施判断

小目次に戻る

出典：2022年1月27日 第98回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/01/3-4-3.pdf

概要に戻る





出典：2022年1月27日 第98回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/01/3-4-3.pdf
2022年2月24日 第99回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/02/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4(6)①　h　2号機原子炉建屋内調査計画

この計画は核燃料デブリの取り出しに直接つながるものではありません。

しかし東京電力が、第108回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議において、燃料デブリ取り出し準備区分での資料として明らかにしているので本レポートで紹介しておきます。

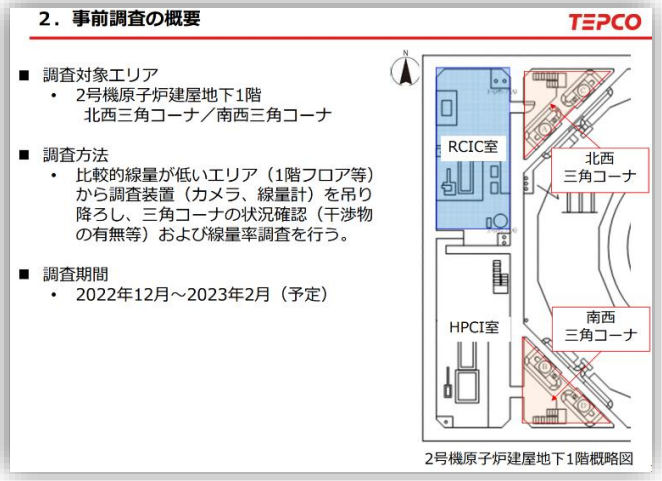
東京電力によると、東京電力は、2011年3月の過酷事故の進展過程の解明に取り組んでいます。

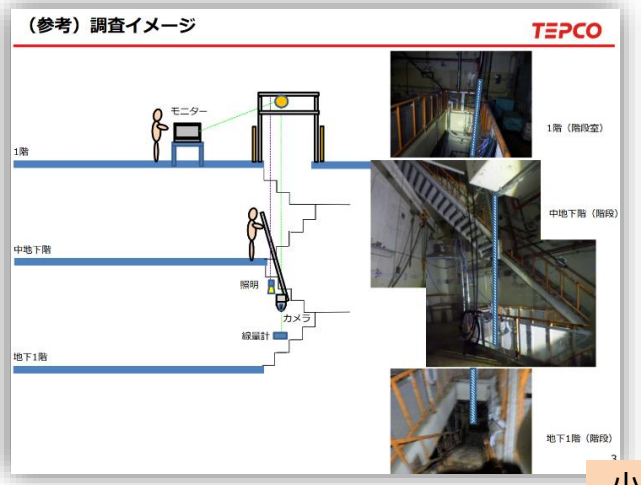
事故進展にかかる多くの情報は廃炉作業の進捗とともに取得していきますが、原子炉建屋内の事故の痕跡を留める場所については、事故時の情報が失われる前に先行して調査を行い検討に役立てることを計画しています。

2号機では、津波到達前後を含め約3日間作動していたRCIC 用語解説へ の停止原因の解明が検討課題の一つとなっていますが、RCIC室は地下1階にあるため、アクセスが困難な状況です。そこで、RCIC室他の設備を含めた地下1階の調査を行うため、地下1階へのアクセス方法を検討しているとのことです。

その事前調査として、2022年12月から2023年3月にかけて、原子炉建屋地下1階へのアクセス方法検討に資する情報を取得することを目的とし、地下1階三角コーナの状況を確認するそうです。

12月に実施された北西三角コーナーおよび南西三角コーナの調査では、RCIC室およびHPCI（高圧注水系）室へのアクセスの障害になるような機器の損傷がないこと、RCIC室およびHPCI室扉は閉状態であり、確認できた範囲では大きな損傷はないと推定されるということです。





出典：　2022年1月26日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第110回)資料
「2号機原子炉建屋内調査（地下1階アクセス性検討のための状況確認）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/01/01/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

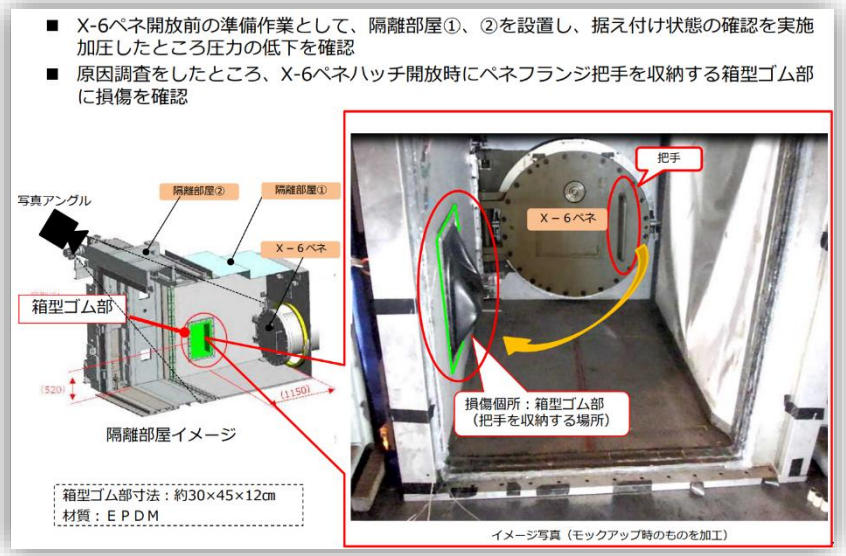
4(6)①ｉ 2号機PCV内部調査・試験的取り出し準備作業での躓き

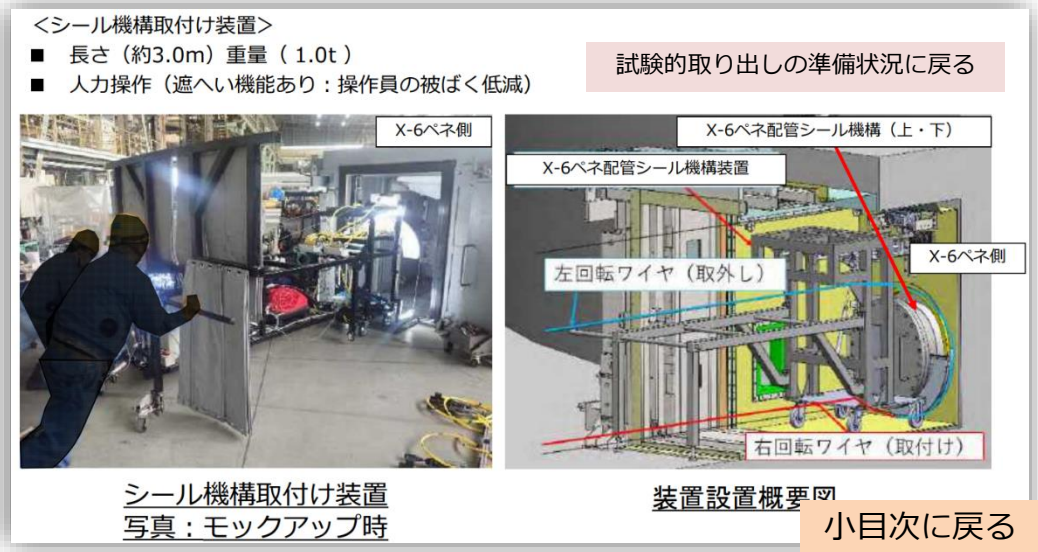
2号機原子炉格納容器（以下、PCV）内部調査・試験的取り出し作業の準備状況については、2022年4月レポートまで概要において「中断している隔離部屋設置が再開し…およびJAEA楢葉遠隔技術開発センターでのロボットアーム・エンクロージャ装置の性能確認試験・モックアップ・訓練が終了した時点でまとめてレポートします」としていました。

しかし、調査・試験的取り出し経路であるX-6ペネ開放時のバウンダリ（PCV内外の放射性物質等の遮断機能）となる隔離部屋について、不具合の修復が難航しているようなので、ここで不具合の詳細状況をレポートしておきます。

不具合は二点あります。

一点目はバウンダリとして当然備えなければならない気密性が保てないということです。この原因は下左図の箱形ゴム部の損傷ですが、東京電力は、その損傷は、隔離部屋へのX-6ペネ配管シール機構の取付け作業（下右図）において、同じフレームに取り付けられた2台のカメラのうち下のカメラB（養生あり）が箱形ゴムに接触しカメラ取付フレームがずり落ちましたが、それに気づかないまま作業を続行したため、ずり下がった上のカメラAの養生なしのブラケットが箱型ゴムに接触したことにより生じたものとしています（次ページ引用画像参照）。　（次々ページに二点目、遮へい扉動作不良）





出典：　2022年5月26日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第102回)資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/05/3-3-3.pdf

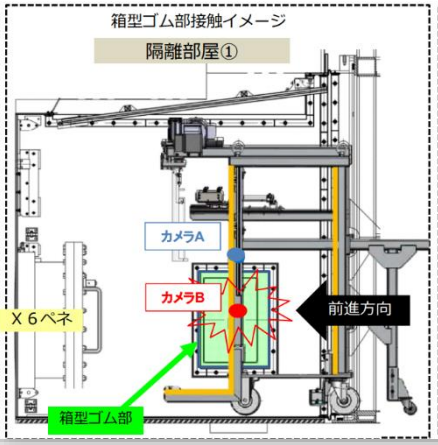
小目次に戻る
概要に戻る

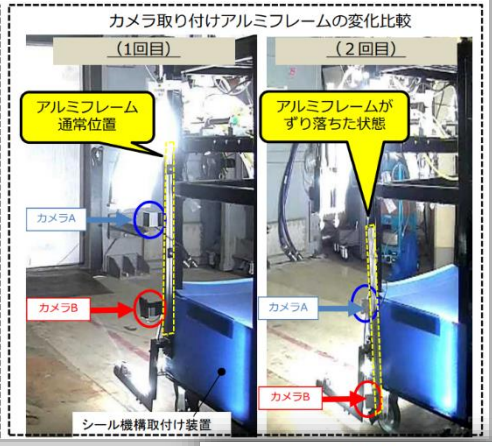
2．現場作業の進捗状況（隔離部屋①　損傷原因1/2）

TEPCO

時系列

- X-6ペネ配管シール機構（上段）取付け作業（1回目）
  →床上約450㎜に設置しているカメラB（取付けブラケット養生あり）が箱型ゴムに接触し、カメラを取付けるアルミフレームがずり落ちた。
- X-6ペネ配管シール機構（上段）取付け作業（2回目）
  →カメラ取り付けアルミフレームがずり落ちた状態に気付かず作業を継続。そのため、カメラA（取付けブラケット養生なし）が箱型ゴムに接触する位置となり、箱型ゴムに接触。





2．現場作業の進捗状況（隔離部屋①　損傷原因2/2）

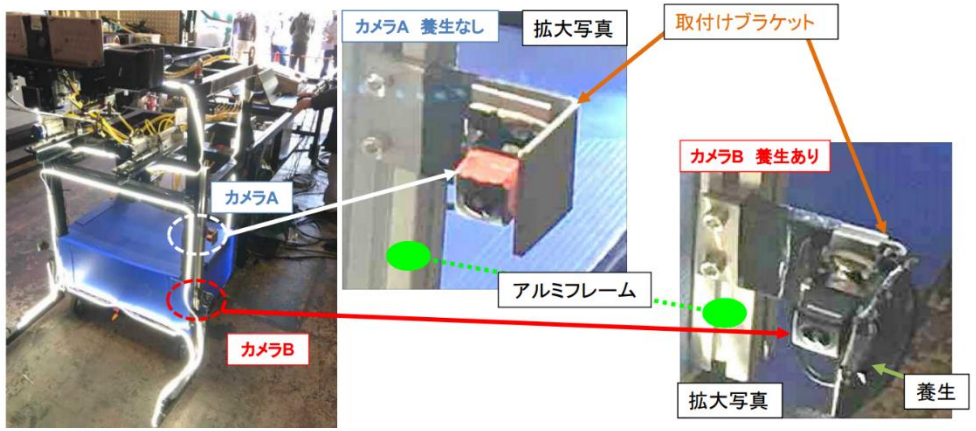
TEPCO

«カメラ取り付けブラケットの養生について»

- カメラA：養生なし　→　カメラ位置と箱型ゴムが干渉しないため養生不要
- カメラB：養生あり　→　M/U時に箱型ゴムとの干渉が確認されていたため、ゴム養生を実施

«損傷原因»

- X-6ペネ配管シール機構（上段）の取付け作業において、カメラA、カメラBのブラケットが箱型ゴムに接触したことにより損傷させたものと考えられる。



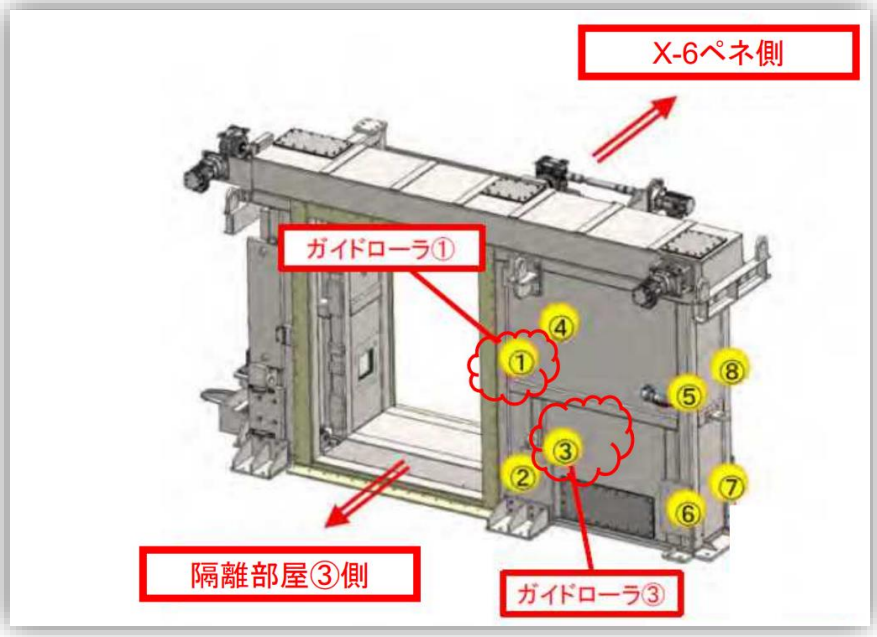
小目次に戻る
概要に戻る

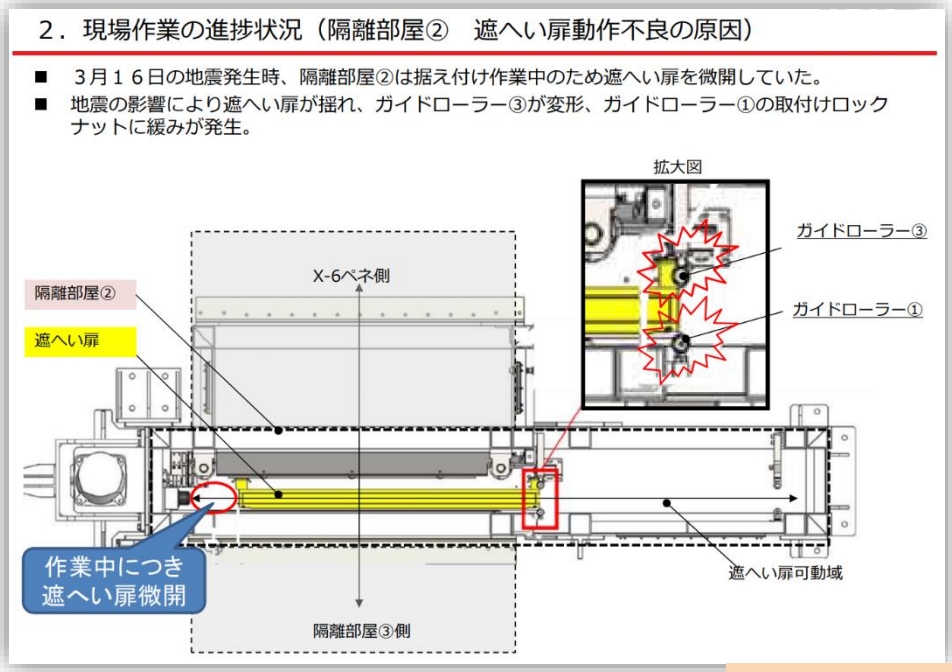
二点目は遮へい扉の動作不良です。

この原因は、隔離部屋②の遮へい扉開閉時に発生する遮へい扉の振れを防止するガイドローラの一部の変形およびロックナットの緩みとのことです。

そしてこの変形および緩みは、3月16日の地震発生時、隔離部屋②は据え付け作業中のため遮へい扉を微開していたため、地震の影響により遮へい扉が揺れ、ガイドローラー③が変形したために生じた、そしてさらに、ロックナットに緩みが生じた状態で遮へい扉の開閉確認を実施したため動作不良が発生したものと推定されています（下引用画像および次ページ引用画像参照）。

現在東京電力はこれら二点の対策を検討中であり、当初2022年3月ごろに予定されていた、調査・試験的取り出し経路であるX-6ペネの開放時期は、次々ページ更新スケジュールにある通り未定のようです。

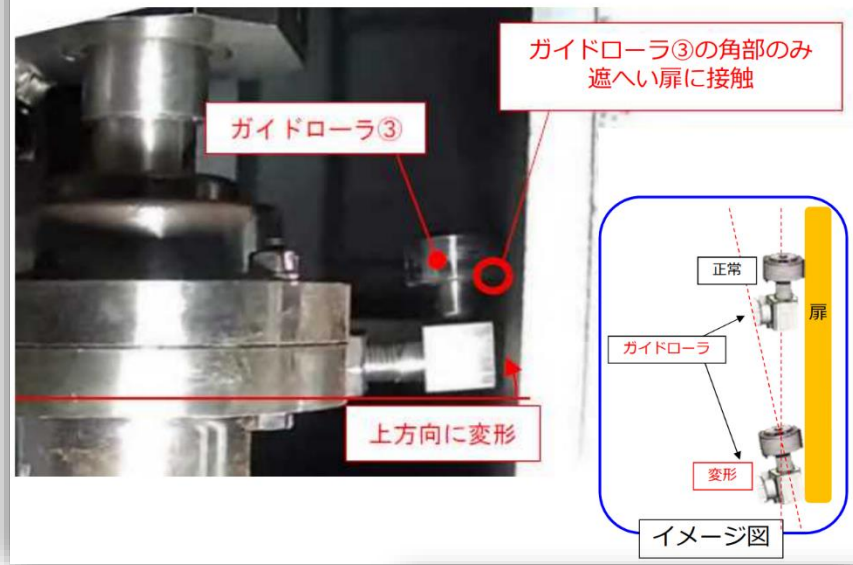




出典：　2022年5月26日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第102回)資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/05/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

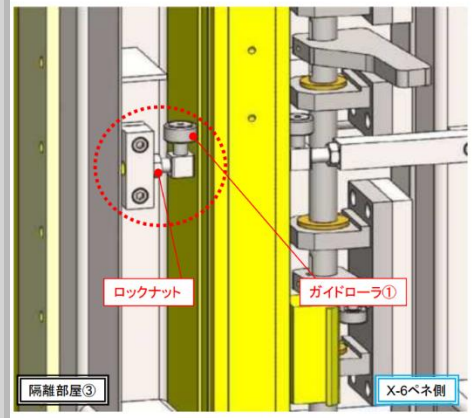
2．現場作業の進捗状況（隔離部屋②　遮へい扉動作不良）



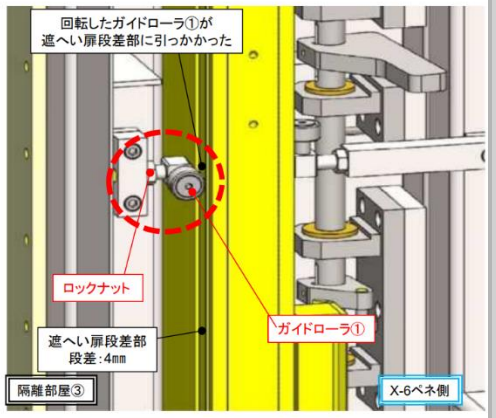
2．現場作業の進捗状況（隔離部屋②　遮へい扉動作不良）

TEPCO

■ ロックナットに緩みが発生した状態で遮へい扉の開閉確認を実施したため動作不良が発生



ロックナット通常設置状態

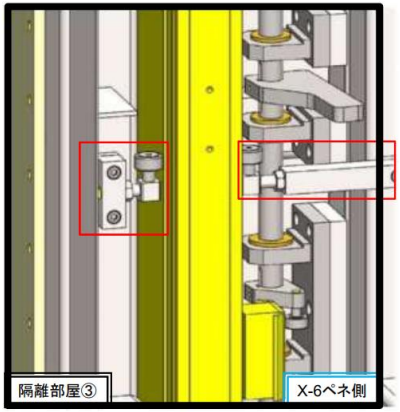


ロックナット緩みがある状態

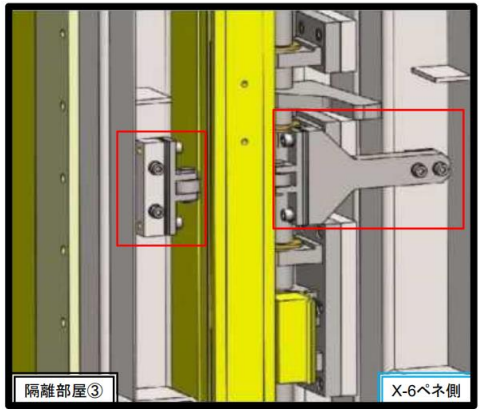
2．現場作業の進捗状況（隔離部屋②　対策）

■ 現状、遮へい扉の動作状況については調整を実施し、問題なく動作することを確認
■ 再発防止対策として、ガイドローラの構造変更を検討中

現状



対策後



小目次に戻る
概要に戻る

4(6)①ｊ 2号機PCV内部調査・試験的取り出しの長期延期について

2号機原子炉格納容器（以下、PCV）内部調査・試験的取り出しについては、前ページまででレポートしてきたように、2022年度中の取り出し開始に向けて、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）の楢葉遠隔技術開発センターにおいて取り出し装置であるロボットアームのモックアップ試験と改良を重ねるとともに、取り出し時に解放されるPCVのX-6貫通部（以下、ペネ）に代わるバウンダリ（PCVと外部との間での気体の遮断機能）として隔離部屋の設置を進めてきました。

しかし、X-6ペネは直径約60 cmと狭隘であり、モックアップ試験において、さらにロボットアームの動作精度を上げる必要性が確認されました。また、隔離部屋についても、設置作業中に確認されたゴム箱部の損傷などへの対応にさらに時間が必要なことが明らかになりました。

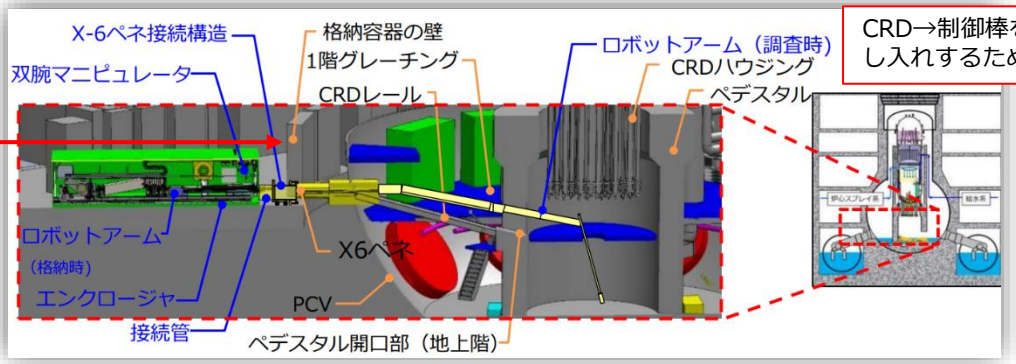
モックアップ試験の結果、要改良点などの詳細については下記出典2をご覧ください。

このような現状から、東京電力は、2022年度中に予定されていた取り出し開始時期を1年から1年半程度延期し、2023年度後半を目途に試験的取り出し作業に着手する工程に見直しました。

ロードマップ第6版変更点に戻る

なお、出典2は、この工程の遅れは「次ステップの段階的取り出し規模の拡大の作業に影響はない」としています。


隔離部屋③の設置



CRD→制御棒を炉心に出し入れするための装置

出典： 2021年3月25日　東京電力「廃炉中長期実行プラン2021」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/03/4-1.pdf
2022年8月25日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第105回)　IRD・東京電力資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/08/3-3-2.pdf
2022年9月3日　原子力損害賠償・廃炉等支援機構
「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦プラン2022 (案)について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/fukushimahyougikai/2022/25/shiryou_05_01.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4(6)①　k　2号機PCV内部調査・試験的取り出し準備の現状

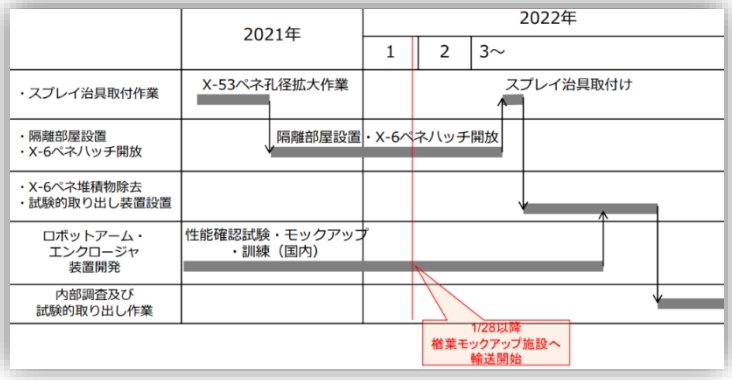
東京電力は、ロボットアーム　参照　等の改良と、隔離部屋　参照　の不具合の改善の現状について、下記2出典において、以下のように述べています。

・ロボットアームについて、2022年2月より実施している現場を模擬した楢葉モックアップ試験を通じて把握した情報と、事前シミュレーション結果との差異を補正することで、燃料デブリ取り出し時の接触リスクを低減するべく、現在、制御プログラム修正等の改良（※）に取り組んでいる。

（※改良点：制御プログラム修正・精度向上、アーム動作速度上昇、ケーブル取付治具の改良、視認性向上、把持部の改良等）

・2023年4月、2号機サイトでは、不具合対策が完了した隔離部屋設置作業・動作確認が終了し、x-6ペネ（PCV 貫通部）開放に向けての作業が進行中のようです。

↓2022年1月時点でのスケジュール　　2022年5月の更新スケジュール↓





出典：　2022年1月27日 第98回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料　「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/01/3-4-3.pdf
2023年5月25日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第114回)資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/05/05/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

2023年4月17日、東京電力は、隔離部屋の据え付け完了を次ページの通り報じています。

●隔離部屋②の据付作業が3月30日に完了し、隔離部屋③について、4月3日から据付作業を行い、4月14日に完了しました。

● 本日(4月17日)から、隔離部屋内へのハッチ開放装置、ならびにハッチ内部の堆積物回収容器等の搬入・設置作業等を行っています。今後、これらの作業等が完了以降、今月下旬から、X-6ペネハッチのボルト切断・開放作業等を行う予定です。

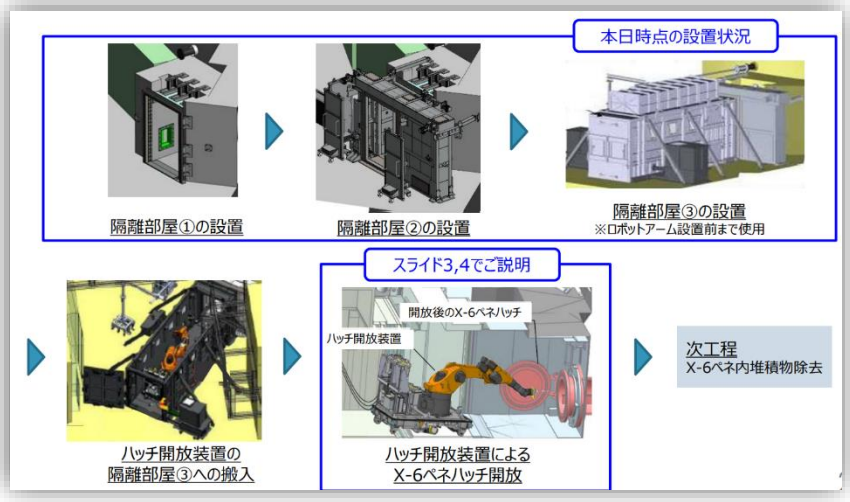
● X-6ペネ 参照 ハッチ開放作業にあたっては、隔離部屋内にダストが飛散する可能性もあることから、周辺環境に影響を与えないよう以下の対策を講じたうえで、安全を最優先に慎重に作業を行ってまいります。

✓ X-6ペネ内からのダスト飛散抑制を目的に、隔離部屋内を窒素で加圧

✓ 隔離部屋の閉じ込め機能は事前に確認していますが、隔離部屋内からのダストの漏れ出しを早期に検知することを目的に、作業中において、隔離部屋周辺のダスト濃度を遠隔操作室で常時監視

✓ 加えて、ダスト飛散を防止することを目的に、隔離部屋周辺にHEPAフィルタ付局所排風機を設置

X-6ペネハッチの開放は5月上旬に予定されていましたが、下記出典によると、隔離部屋①と②の接続部のコーキングによりスロープが浮き上がり、X-6ペネ内堆積物除去装置が走行できないことが明らかになり、現在、コーキングの一部除去、形状変更スロープの設置等の対応策を検討中で、X-6ペネハッチの開放には至っていないようです。



出典：2023年5月25日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第114回)資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/05/05/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4(6)①　k’　2号機PCV内部調査・試験的取り出し準備の現状

前ページまでレポートしてきた、調査・試験的取り出し経路であるX-6ペネ 参照 開放時のバウンダリ（原子炉格納容器（以下、PCV）内外の放射性物質等の遮断機能）となる隔離部屋の設置作業について、東京電力は、コーキングを除去後新たに設置したスロープにより、X-6ペネ内堆積物除去装置の走行に問題がないことが確認されたため、いよいよX-6ペネの開放に向けて、X-6ペネハッチボルトの切断作業に着手したとのことです。

6月29日現在、24本のボルトのうち20本について、締結解除が完了。残りのボルトの切断および押し込み治具を用いてナットとの締結を解除したボルトのハッチ奥側への押し込みが完了後、ハッチを開放する予定だそうです。

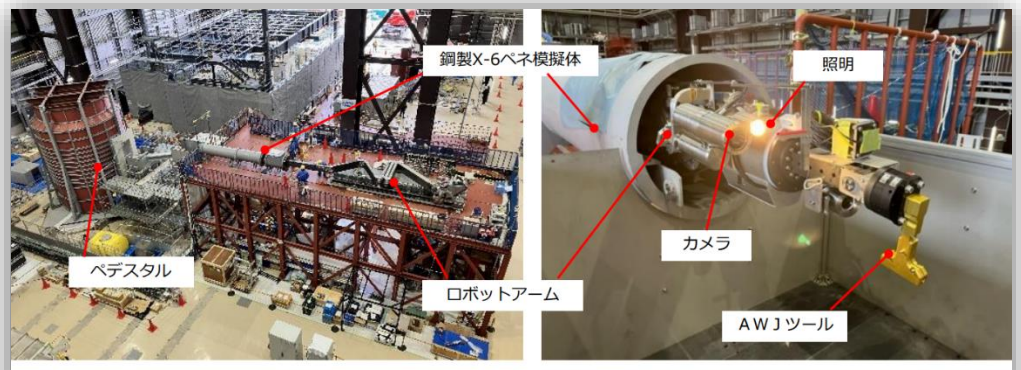
一方、3ページ前でレポートした通り、構外施設において動作精度の向上が図られてきたロボットアームについて、東京電力は、

- 手動運転にてアクリル製X-6ペネ模擬体に接触なく通過することを確認できたため、今般、制御プログラムの改善を行った上で、全自動運転にて鋼製X-6ペネ模擬体の通過性試験を実施し接触なく伸長、格納できることを確認。
- AWJツールを搭載した状態でロボットアーム搭載のカメラ映像を運転員が視認しつつ全自動運転によりロボットアームが鋼製X-6ペネ模擬体に接触することなく通過（往復）することを確認。

でき、今後は、

- X-6ペネ模擬体との最小クリアランスは30 mm程度であったが、接触リスクの低減の観点で、引き続き制御プログラムの改善、最適化を図る予定

としています。



X-6ペネ通過性確認試験の状況

出典：2023年6月29日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第115回)資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/06/06/3-3-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

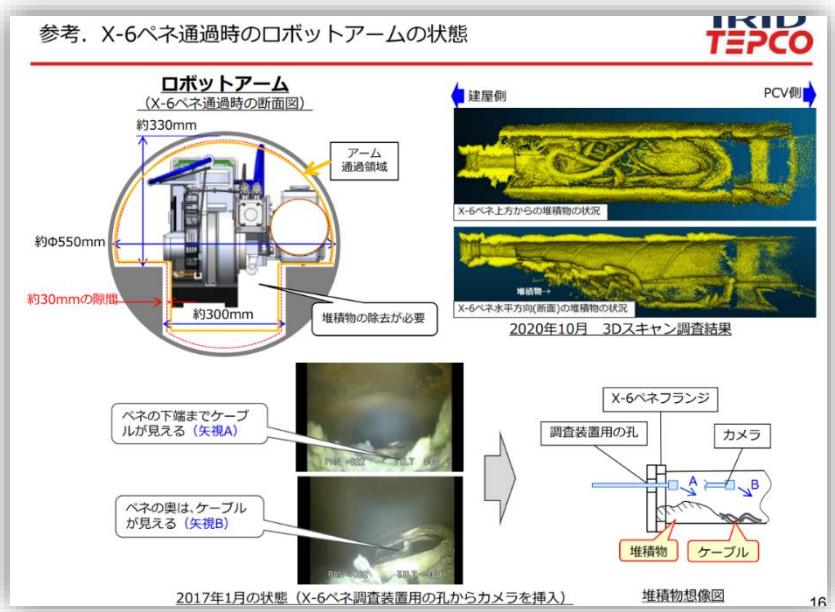
4(6)①ｉア　2号機PCV核燃料デブリの試験的取り出し準備の現状（2023年9月～10月）

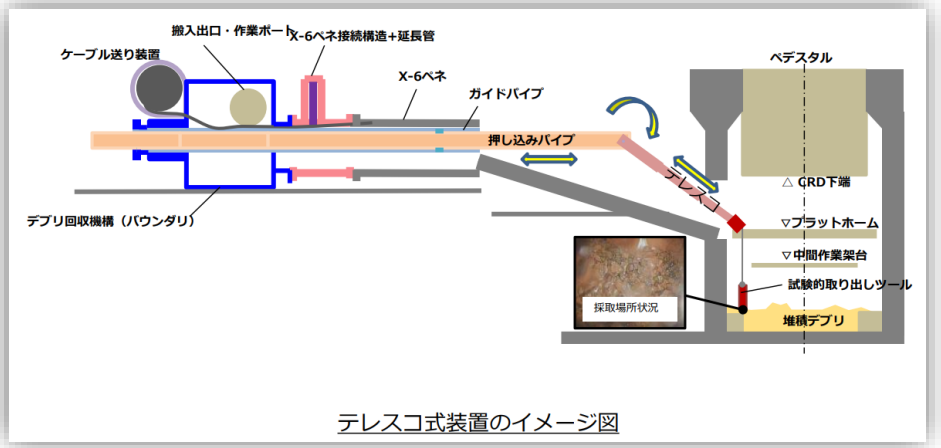
核燃料デブリの試験的取り出しに向け、ロボットアームについては、現在楢葉町のモックアップ施設において、燃料デブリ取り出し時の構造物との接触リスクを低減させるための制御プログラム修正等の改良が取り組まれています。

2号機現場では、全24本のハッチボルトの除去作業が完了し、原子炉格納容器貫通部（以下、X-6ペネ）ハッチが開放されました。この作業でのボルトの固着の状況から、ハッチ開放後、現在準備してある堆積物除去装置ではX-6ペネ内の堆積物をロボットアームを挿入できる水準まで除去できない可能性が出てきました。その場合、これから用意されるAWJ 用語解説へ などによって堆積物を完全に除去するまでの間、ロボットアームを挿入できないことも考えられます。そのような場合に備えて、ロボットアームの挿入に先立ち、2017年から2018年にかけて実施された2号機PCV内部調査で使用されたテレスコピック装置（当時の名称は「ガイドパイプ」）などにより試験的取り出しを実施することが検討がされています。

X-6ペネ内堆積物除去完了に戻る

（次ページに続く）





テレスコ式装置のイメージ図

出典：2023年9月28日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第118回)資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/09/09/3-3-2.pdf
2023年10月26日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第119回)資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/10/10/3-3-2.pdf

小目次に戻る

概要に戻る

10月12日までに全24本のハッチボルト・ナットの切断・取り外し、13日にはハッチの全開放の邪魔になる把手(取っ手)についても切断が完了し、開き角度:約10° の開放、19日には開き角度:約90° でX-6ペネハッチは全開放されました。
そして、17日の福島民報は、X-6ペネ内は大量の堆積物で覆われていることを報じています。
2号機原子炉格納容器（以下、PCV）では、2017年1月から2018年1月にかけて、ガイドパイプ（今回ロボットアームに代わって核燃料デブリの試験的取り出しに使用することが検討されているテレスコピック装置と同様の装置）による内部調査が行われています。 参照
この穴はその時ガイドパイプを通すため開けられた穴です。



前ページでレポートした通り堆積物は想定外の強さで固着していると思われ、ロボットアームによるある程度の範囲の拡がりにある核燃料デブリの試験的取り出しが、計画通り2023年中に実施できるかどうかは、本試験的取り出しにおいて今回堆積物除去のために準備されている三段階の手順：【低・高圧水】による堆積物の押し込み⇒【AWJ】によるケーブル除去⇒【押し込み装置】によるケーブルを押し込み
という手順で固着していると思われる堆積物を除去できるかどうかの判定にかかることになります。

ロードマップ第6版変更点に戻る

出典：東京電力福島第一廃炉推進カンパニーホームページ　2023年10月16日ニュースリリース
「2号機原子炉格納容器 内部調査・試験的取り出し作業X-6ペネハッチの開放(開き角度:約90°の全開放)等について」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2023/2h/rf_20231016_1.pdf
47News原発サイト　2023年10月17日福島民報「２号機アーム挿入口に大量の堆積物　東電福島第１原発　貫通部のふた全開」
https://www.minpo.jp/news/moredetail/20231017111460
2023年10月26日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第119回)資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/10/10/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4(6)① ｲ イ　2号機PCV核燃料デブリの試験的取り出し準備の現状

2号機原子炉格納容器（以下、PCV）内の核燃料デブリの試験的取り出し準備については、2023年11月30日の廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第120回)にも下記出典資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」が提出されています。

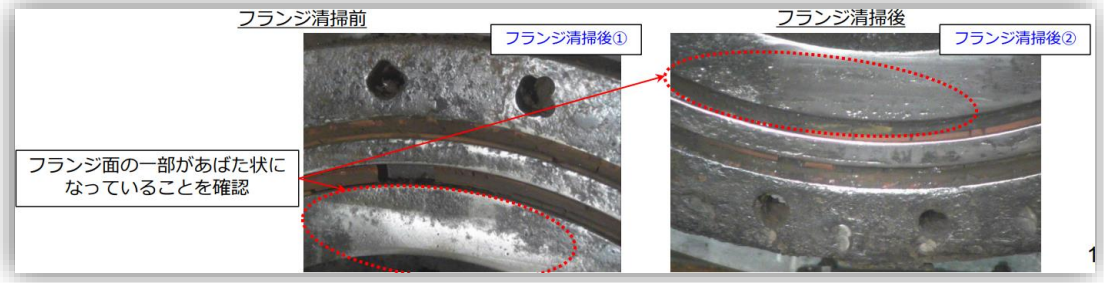
しかし、想定外の強さで固着していると思われるX-6ペネ 参照 内の大量の堆積物を、三段階の手順～【低・高圧水】による堆積物の押し込み⇒【AWJ 用語解説へ 】によるケーブル除去⇒【押し込み装置】によるケーブルを押し込み～によって除去する試み（前ページ参照）が開始されたかどうか、またロボットアーム 参照 を代替することになるかもしれないテレスコピック装置（前々ページ参照）の開発といった新たな課題の進捗状況には触れられていません。

下記出典3ページ以降の【AWJによるX-6ペネ出口の障害物撤去試験】は、あくまで楢葉モックアップ施設における、ロボットアームにAWJを搭載した場合のモックアップ試験のことのようです。

ロボットアームについては、VR精度評価結果も踏まえ、カメラ追設等の改良を検討中ともいう記述もあり、まだ改良の余地があるようです。

また開放されたX-6ペネのフランジ面には付着物が固着しており、堆積物除去装置やX-6ペネ接続構造を接続する際の放射性物質の閉じ込め機能に不安が生じたため、レーザ清掃・バフ清掃・タガネツール・フラットドリルによる切削・カップホイルによる研磨による清掃が実施されました。

東京電力は、フランジ面の一部があばた状になってはいるが、堆積物除去装置やX-6ペネ接続構造を接続する際はフランジ面シール部の加圧やグリス等の塗布でシール確保が可能と判断したようです。





出典：2023年11月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第120回)資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/11/11/3-3-3.pdf

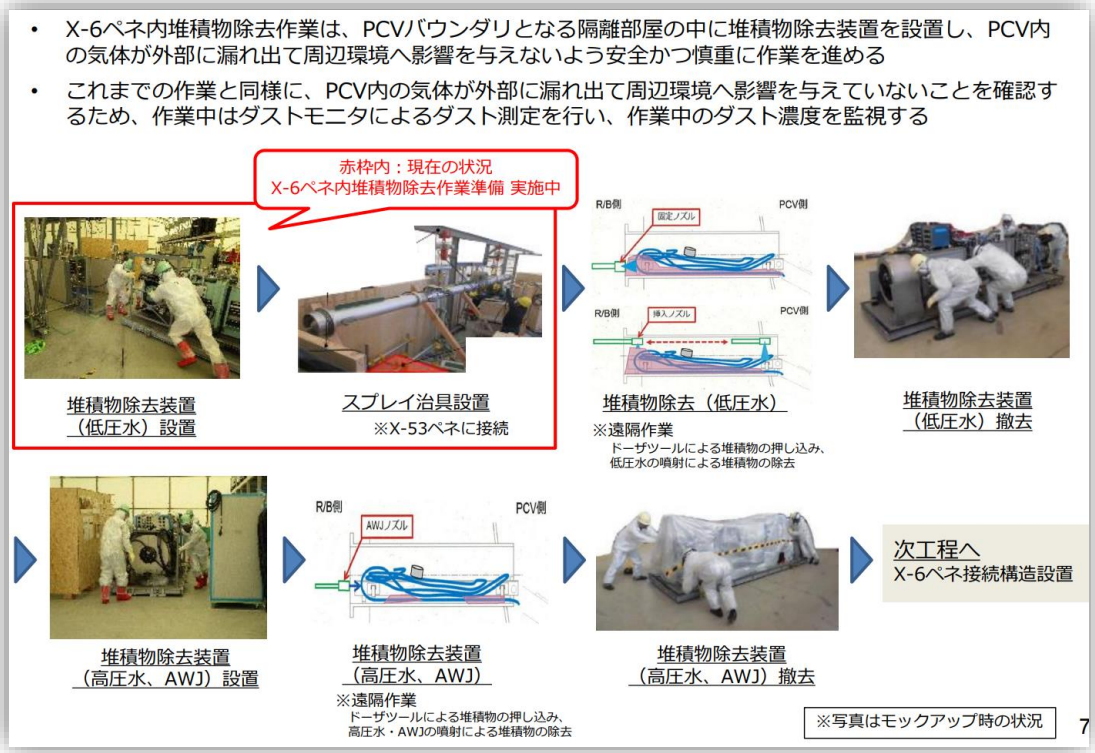
小目次に戻る
概要に戻る

4⑹①ｉウ　2号機PCV核燃料デブリの試験的取り出し準備の現状

2号機原子炉格納容器（以下、PCV）内の核燃料デブリの試験的取り出し準備のうち2号機の現場においては、ロボットアームによる調査・試験的取り出し経路であるX-6ペネ　参照　内に固着した堆積物を取り除く作業が進められています。

堆積物の除去は三段階の手順～【低・高圧水】による堆積物の押し込み⇒【AWJ　用語解説へ　】によるケーブル除去⇒【押し込み装置】によるケーブルを押し込み～によって行われる計画です。

2024年1月現在、ドーザツールという道具により固着した堆積物を突き崩す作業、および突き崩された堆積物を低圧水によりPCV内に押し込む作業が進められているようです。





（写真上）低圧水による除去作業前の貫通部上部＝１６日、（写真下）除去作業後の貫通部上部＝１８日の作業前（東電提供）

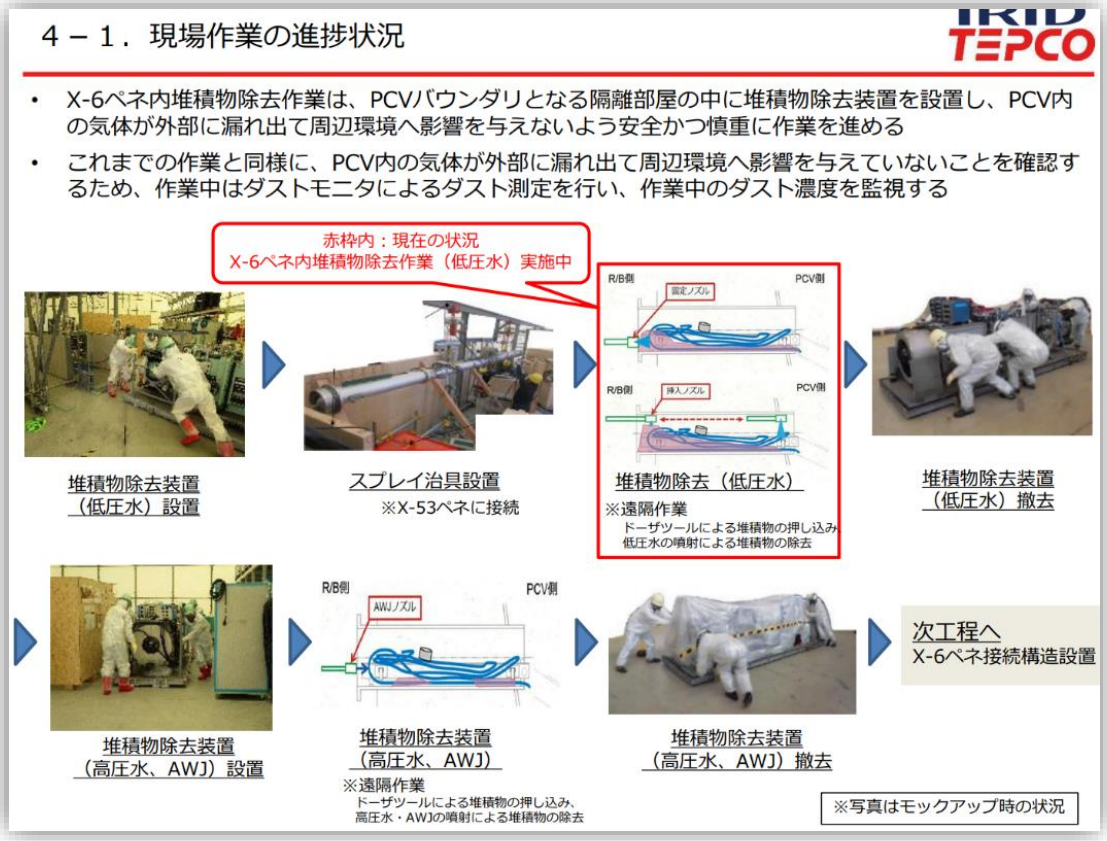
出典：2023年12月21日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第121回)資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/12/12/3-3-5.pdf
2024年1月19日　福島民友新聞「福島第１原発２号機、低圧水で堆積物の一部除去　東電「一定効果」」
https://www.minyu-net.com/news/news/FM20240119-832469.php

小目次に戻る
概要に戻る

4(6)①ｲ エ　2号機PCV核燃料デブリの試験的取り出し準備の課題と、取り出し開始時期の延期

楢葉のモックアップ施設におけるロボットアーム　参照　の改良状況では、アームによる狭隘部へのアクセスを繰り返し行う必要がある2号機現場での適用に向けて、VR(Virtual Reality)精度の把握、カメラ視認性の確認を実施中とのことです。

また、CRDレール上のケーブル、堆積物の残置状態に応じたAWJノズルの角度、位置調整等に時間がかかり、ロボットアーム挿入後のアクセスルート構築に時間を要することが確認され、2号機現場での適用における課題として、作業効率化（作業時間短縮）について検討中ということです。



また左に引用した、2号機現場を模したモックアップ施設での、PCVバウンダリ（格納容器内外の放射性物質の遮断）となる隔離部屋の中で、作業員が人力で堆積物除去装置を設置する作業の様子は、実際の2号機の隔離部屋の中で、作業員が人力で堆積物除去装置を設置する場合、相当高線量下の作業になるのではないかなどと想像させます。

もちろん東京電力は、「作業中はダストモニタによるダスト測定を行い、作業中のダスト濃度を監視する」としていますが。

東京電力は、前ページまででレポートしてきたX-6ペネ内の堆積物の除去状況とこれらの課題を踏まえ、試験的取り出しの着手時期を2024 年10月頃に延期しました。

小目次に戻る

（次ページに続く）

出典：2024年1月25日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第122回)資料「2号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/01/01/3-3-3.pdf

概要に戻る

4⑹①ｌオ　2号機PCV核燃料デブリの試験的取り出し準備の現状、およびロボットアーム使用の後倒しのもう一つの理由

2号機原子炉格納容器（以下、PCV）内の核燃料デブリの試験的取り出しは、X-6ペネ 参照 の固着した堆積物の状況、ロボットアーム 参照 のモックアップ試験の進捗状況などにより、2024年10月ごろに開始が延期されるとともに、ロボットアームより細い、2017年1月から2018年1月にかけてのPCV内部調査で用いられたガイドパイプ 参照 と同様のテレスコピック装置により開始されることになりました。

2024年3月28日の東京電力記者会見「中長期ロードマップ進捗状況について」において、廃炉カンパニーの小野プレジデントは、初期の取り出し装置としてロボットアームに代えてテレスコピック装置を採用する理由として、一連のモックアップ試験において、ロボットアームが問題なくX-6ペネを通して原子炉格納容器（以下、PCV）内で核燃料デブリの試験的取り出しを行うだけの信頼性を確認できていないことを挙げていました。

X-6ペネ内の堆積物については、低圧水・高圧水による除去を終了し、3月現在、AWJ 用語解説へ 施工を開始し、X-6ペネ手前側のCRDレールガイドの除去、X-6ペネ奥側へケーブルの押し込みを実施。引き続き、ケーブルの押し込み及び押し込んだケーブルのAWJ切断を実施しています。

テレスコピック装置については主要構成部の製造は終了し、現在三菱重工神戸工場でモックアップ試験を行っています。

さらに本来の取り出し装置であるロボットアームは、楢葉のモックアップ施設において、エンクロージャ内へロボットアームを組み込み一連の動作を検証するワンスルー試験に向けて準備が進められています。

（次ページに続く）

出典：2024年3月28日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第124回)資料「２号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/03/03/3-3-3.pdf
2024年3月28日の東京電力記者会見「中長期ロードマップ進捗状況について」
https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61697&video_uuid=15226

小目次に戻る
概要に戻る

4(6)①ｌカ　X-6ペネ内の堆積物の除去の完了（速報）

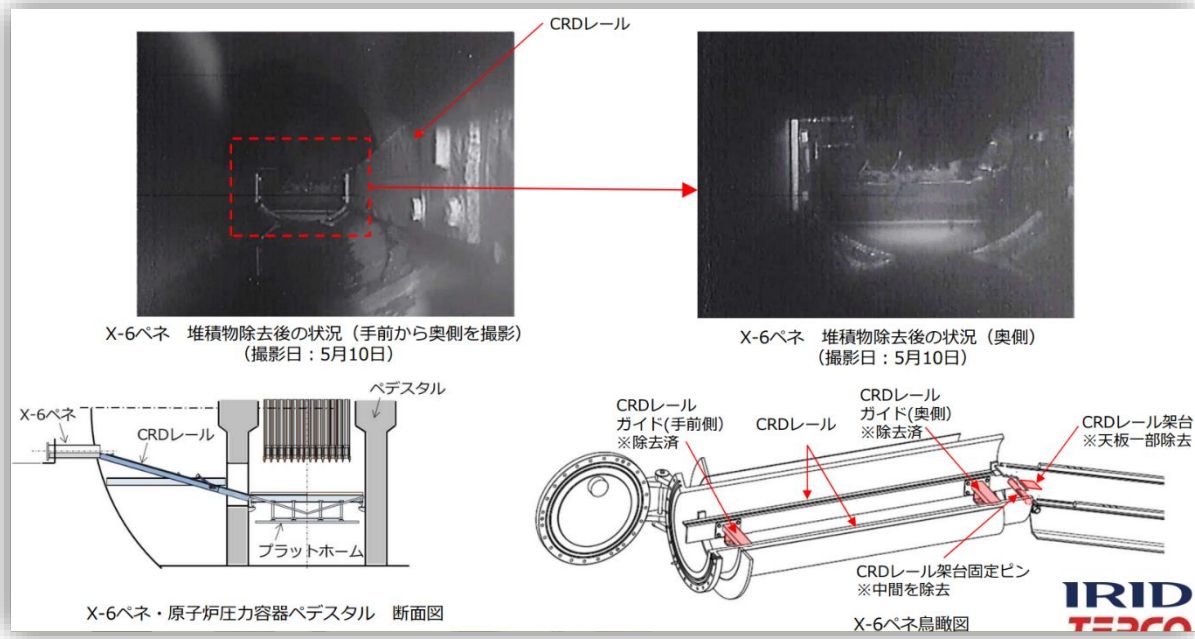
東京電力によると、2号機核燃料デブリの試験的取り出し遅延の原因の一つとなっていたX-6ペネ（貫通部）内の堆積物の除去（2024年1月10日開始）が、5月13日に完了しました。

なお、取り出し装置であるテレスコピック装置 参照 およびロボットアーム 参照 については、2024年10月ごろの取り出し開始をめざして引き続きモックアップ試験中のようです。

（除去作業開始前）



（堆積物が除去されたX-6ペネ内部）



出典：2024年5月13日　東京電力資料
「2号機PCV内部調査・試験的取り出しの準備状況X-6ペネ内堆積物除去の完了について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/02/02/3-3-3.pdf
2024年4月25日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第125回)資料「２号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/04/04/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4⑹①ｲｷ　2号機PCV核燃料デブリの試験的取り出し準備の現状　（続報）

今年1月10日より実施してきた貫通孔（X-6ペネ）の堆積物除去作業は5月13日に完了し、テレスコ式装置およびロボットアームのX-6ペネ内の通過に影響がないことが確認されました。

引き続き、X-6ペネに接続構造および接続管の設置作業が行われています。試験的取り出しの開始時期は、当初、2024年10月ともいわれていましたが、5月30日の共同通信によると、8月には着手されるようです。

今回は堆積物除去前後のX−6ペネ、および楢葉遠隔技術開発センターでのテレスコ式装置のモックアップ試験の状況について画像を加えておきます。

（堆積物除去前後のX-6ペネ）



X-6ペネの状況（堆積物除去前）

X-6ペネの状況（堆積物除去後）



出典：2024年5月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第126回)資料「２号機 PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4(6)①　m　2号機RPV内部調査に向けた原子炉系計装配管の線量低減作業計画

2号機原子炉圧力容器（以下、RPV）内部調査計画の存在について筆者は寡聞にして知りませんでしたが、2023年7月27日時事新報は以下のように報じています。

圧力容器内部調査に着手＝2号機、来年度後半本格化へ―福島第1原発

東京電力は27日、福島第1原発2号機の原子炉圧力容器について、内部調査に着手する方針を明らかにした。

圧力容器内を調べるのは1～3号機を通じて初。8月から配管内の放射線量を下げる準備段階の作業を始め、本格的な調査は2024年度後半を予定している。

調査では、小型カメラを配管に通して圧力容器の内部を確認。

溶け落ちた核燃料（燃料デブリ）やその周辺にある構造物の状況などを調べる。

そして、第116回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議において東京電力は下記出典資料を提出しました。時事新報の報道はこの資料の提出を見て書かれたのかもしれません。

出典ではこのRPV内部調査の目的は明示的には書かれていませんが、調査の準備作業としての計装配管の線量低減作業計画の目的については読み取れるので以下に引用します。

□ 2号機計装配管を用いたRPV内部調査として、RPVのノズルN16A、N11Bに繋がる原子炉水位計配管の使用を検討中。

□ 各々の原子炉水位計配管は、PCV貫通部であるX-28およびX-29ペネトレーションを介してPCV外へ繋がっている。

RPV内部調査として、これらペネトレーション周辺での作業を検討しており、当該ペネトレーションの周辺は、雰囲気線量が高いことから、作業員の被ばく低減を目的に線量低減の必要がある。

□ 作業エリアの線量低減を目的に、原子炉建屋2階のX-28およびX-29ペネトレーションの原子炉系計装配管内の洗浄作業等を行う計画。

□ 今回作業によって得られた結果を、今後のRPV内部調査の遮へい設置等の検討や建屋線量低減等の検討にも活用する。

（次ページに続く）

出典：2023年7月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第116回)資料
「2号機RPV内部調査に向けた原子炉系計装配管の線量低減作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

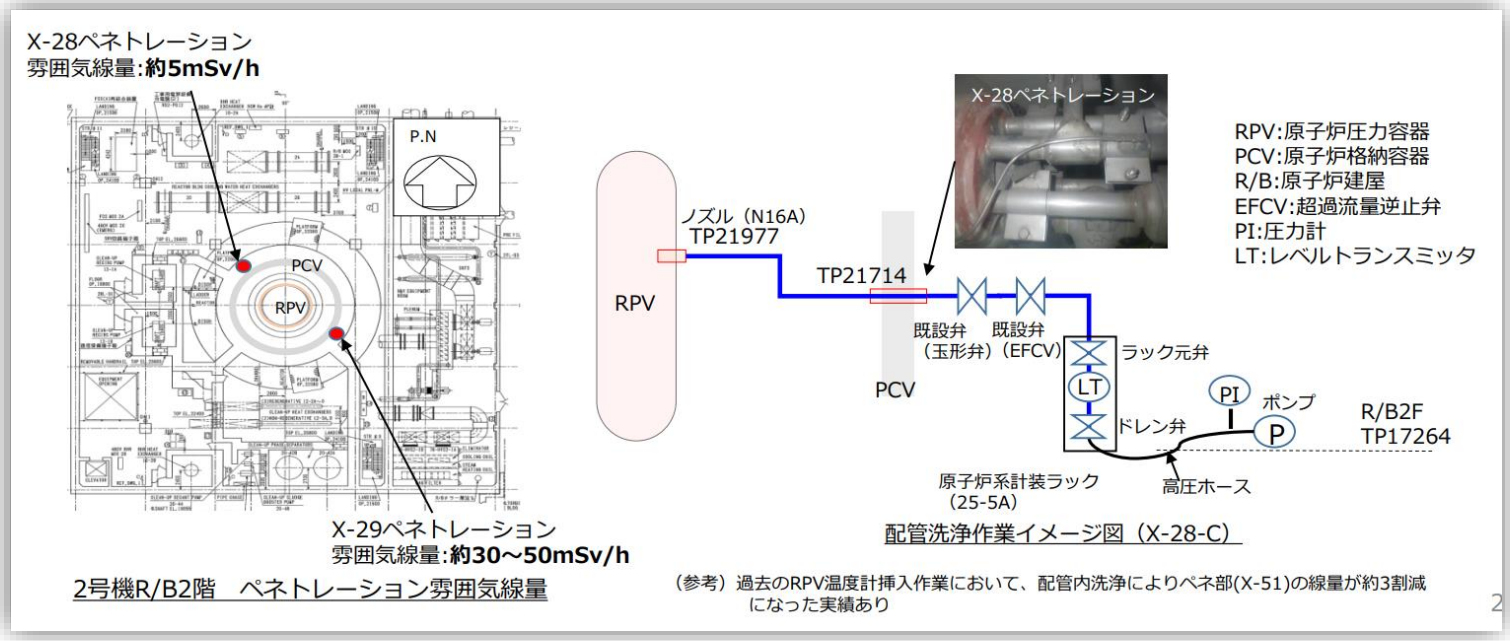
計装配管の線量低減作業計画の目的についての出典の記述が分かりにくいのでここで整理しておきます。

今後行われるであろう2号機原子炉圧力容器（以下、RPV）の内部の調査は、、RPVのノズルN16Aに繋がる原子炉建屋2階の計装配管（X-28ペネトレーション（以下、ペネ）経由）、N11Bに繋がる原子炉水位計配管（X-29ペネ経由）を用いることが検討されています。

しかし、その際作業が行われるであろうX-28ペネ、X-29ペネの周辺は線量が高く、作業員の被ばく低減を目的に線量低減の必要がある。そこで線量低減のため、これらの計装配管内部を洗浄するということのようです。

まずこれらのペネ、計装配管の位置関係を下引用画像でご確認ください。

（次ページに続く）



出典：2023年7月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第116回)資料
「2号機RPV内部調査に向けた原子炉系計装配管の線量低減作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

この作業の手順としては、

1、作業前にX-28ペネ、X-29ペネの線量を測定する

2、配管を水張りし、水頭圧を測定する

3、計装ラックからRPVへろ過水を供給し、配管内付着物を押出し線量低減を行う。

4、作業後、X-28ペネ、X-29ペネの線量を測定する

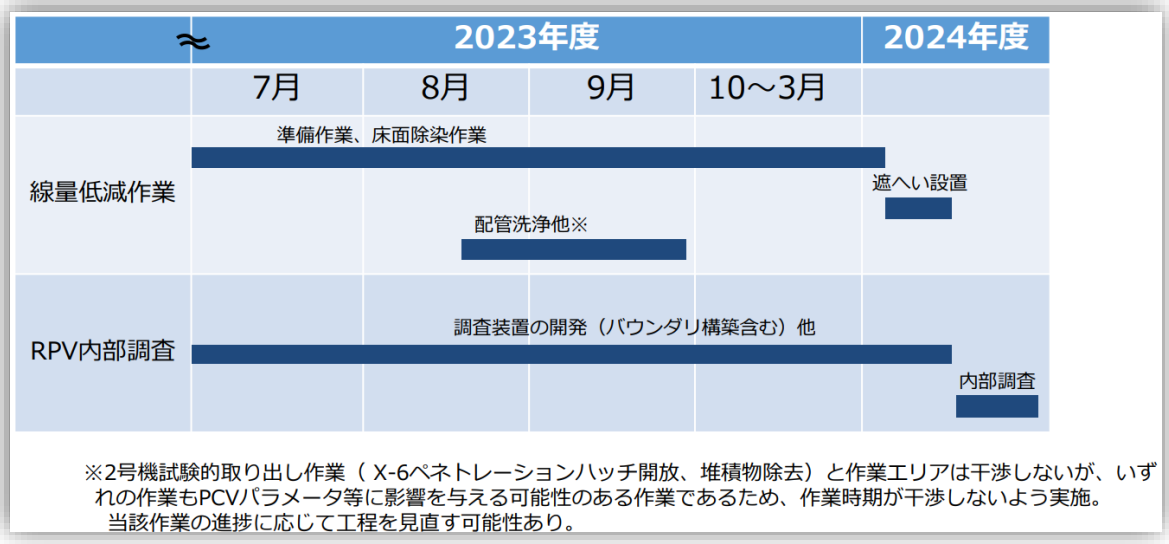
となっています。

なお、東京電力は、

・配管洗浄作業に使用する水量は、計装配管の容積を踏まえ1配管あたり約60 L（容積の3倍程度）として、合計約480 L（8ヶ所）を想定。

・1日1配管ずつ実施する計画であり、PCV内部への影響（PCV圧力やダスト濃度他の変動）は低いと考えているが、PCVパラメータを監視しながら慎重に行う

としています。作業のスケジュールとしては下表が示されています。



出典：2023年7月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第116回)資料
「2号機RPV内部調査に向けた原子炉系計装配管の線量低減作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-5.pdf

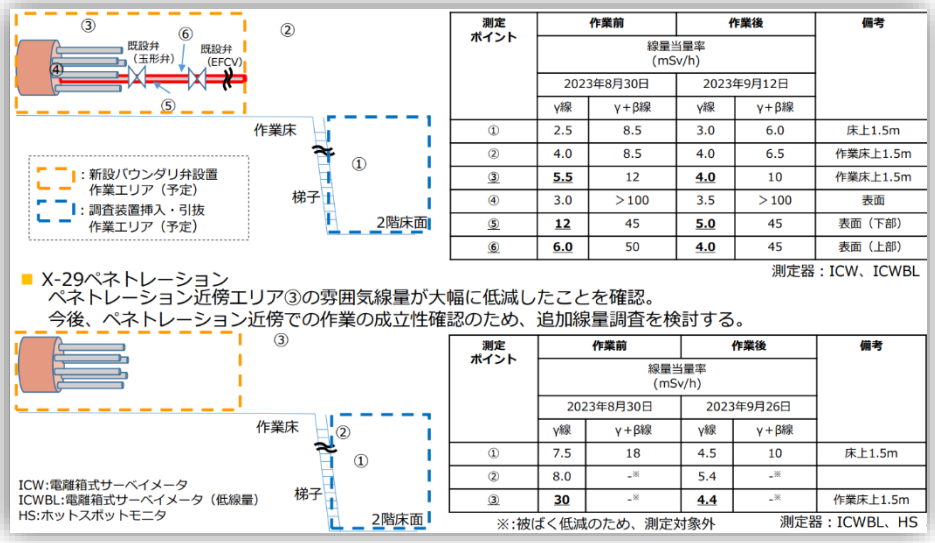
小目次に戻る
概要に戻る

東京電力は、2号機RPV内部調査に向けた原子炉系計装配管（位置関係については前々ページ図を参照）の線量低減作業の実施概要について以下のように述べています。

- 計装配管の線量低減作業は、原子炉系計装ラックから、ペネトレーションを貫通する配管内にろ過水を送水し、配管内の洗浄等を実施。
- 計装配管には事故時のガスが滞留している可能性があることから、配管内の洗浄前にサンプリングを実施。ドレン弁下流からガスではなく水を確認。

その結果、X-28ペネトレーションでは、RPV内部調査を行うための新設バウンダリ弁設置作業エリア③～⑥の線量が概ね低減したことが確認され、今後は新設バウンダリ弁設置および調査装置挿入・引抜作業エリアの更なる線量低減を目的に遮へい等の設置を検討するとしています。

X-29ペネトレーションでは、ペネトレーション近傍エリア③の雰囲気線量が大幅に低減したことが確認され、今後は、ペネトレーション近傍での作業の成立性確認のための追加線量調査を検討するとしています。



測定ポイント	作業前 線量当量率 (mSv/h) 2023年8月30日 γ線	作業前 γ+β線	作業後 2023年9月12日 γ線	作業後 γ+β線	備考
①	2.5	8.5	3.0	6.0	床上1.5m
②	4.0	8.5	4.0	6.5	作業床上1.5m
③	**5.5**	12	**4.0**	10	作業床上1.5m
④	3.0	＞100	3.5	＞100	表面
⑤	**12**	45	**5.0**	45	表面（下部）
⑥	**6.0**	50	**4.0**	45	表面（上部）

測定器：ICW、ICWBL

■ X-29ペネトレーション
ペネトレーション近傍エリア③の雰囲気線量が大幅に低減したことを確認。
今後、ペネトレーション近傍での作業の成立性確認のため、追加線量調査を検討する。

測定ポイント	作業前 線量当量率 (mSv/h) 2023年8月30日 γ線	作業前 γ+β線	作業後 2023年9月26日 γ線	作業後 γ+β線	備考
①	7.5	18	4.5	10	床上1.5m
②	8.0	-※	5.4	-※	
③	**30**	-※	**4.4**	-※	作業床上1.5m

※:被ばく低減のため、測定対象外　測定器：ICWBL、HS

出典：2023年9月28日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第118回)資料
「2号機RPV内部調査に向けた原子炉系計装配管の線量低減作業について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/10/10/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

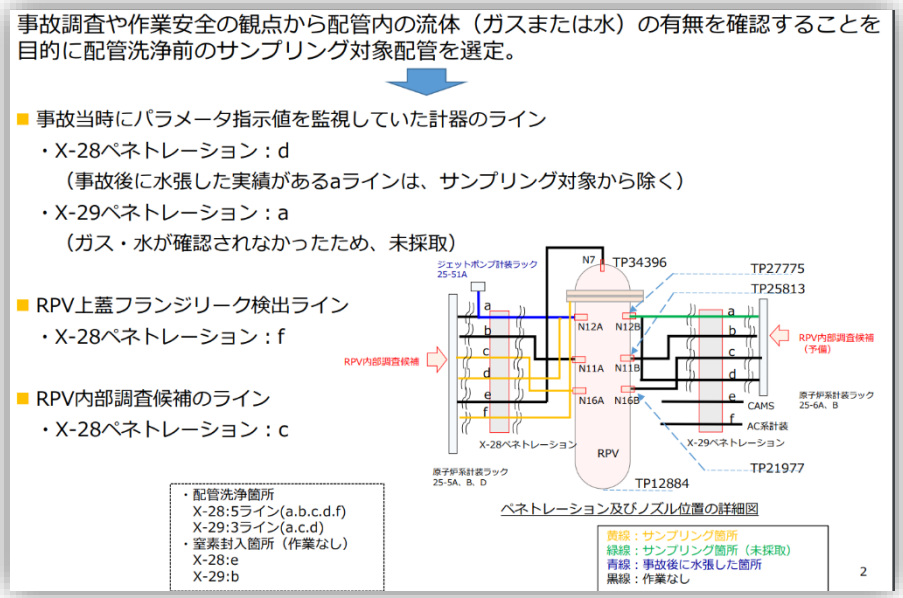
4(6)①　n　2号機RPV内部調査に向けた

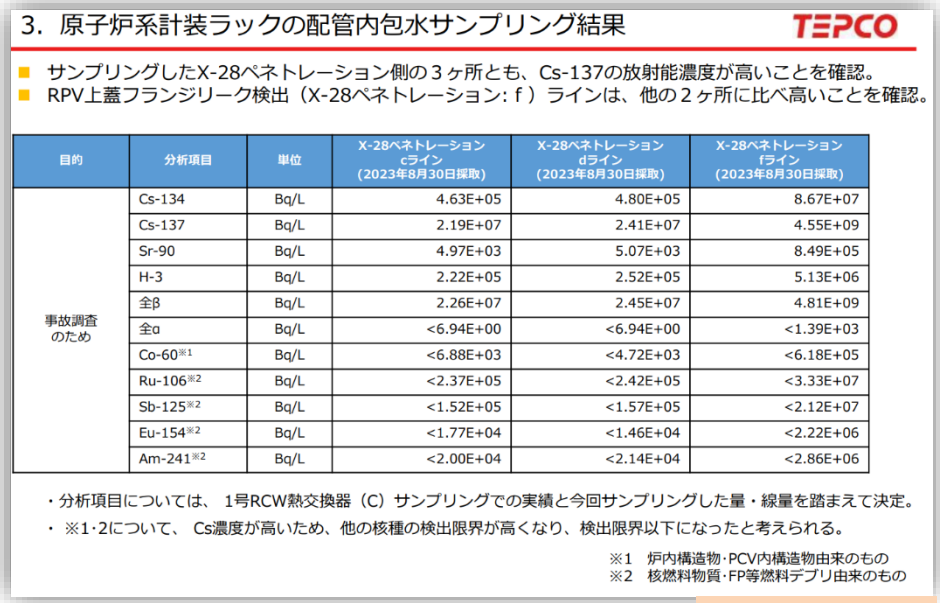
原子炉系計装配管の線量低減作業前のサンプリング結果

2号機原子炉計装配管のサンプリングは、前ページでレポートしたとおり、事故時のガスの滞留の有無を確認するためのサンプリングであり、サンプリングによりガスはないことが確認され、配管のろ過水洗浄が実施され、該当箇所の線量が低減したことで当初の目的は達成されています。

しかし一方で、多分過酷事故の進展調査に資するためだと思いますが、、東京電力は2023年10月、サンプリング水の分析結果および結果についての考察を明らかにしましたので、サンプリング対象配管、分析結果および結果についての考察をそのまま引用しておきます。

考察は次ページ。





3. 原子炉系計装ラックの配管内包水サンプリング結果　TEPCO

- サンプリングしたX-28ペネトレーション側の３ヶ所とも、Cs-137の放射能濃度が高いことを確認。
- RPV上蓋フランジリーク検出（X-28ペネトレーション: f ）ラインは、他の２ヶ所に比べ高いことを確認。

目的	分析項目	単位	X-28ペネトレーション cライン (2023年8月30日採取)	X-28ペネトレーション dライン (2023年8月30日採取)	X-28ペネトレーション fライン (2023年8月30日採取)
事故調査のため	Cs-134	Bq/L	4.63E+05	4.80E+05	8.67E+07
	Cs-137	Bq/L	2.19E+07	2.41E+07	4.55E+09
	Sr-90	Bq/L	4.97E+03	5.07E+03	8.49E+05
	H-3	Bq/L	2.22E+05	2.52E+05	5.13E+06
	全β	Bq/L	2.26E+07	2.45E+07	4.81E+09
	全α	Bq/L	<6.94E+00	<6.94E+00	<1.39E+03
	Co-60※1	Bq/L	<6.88E+03	<4.72E+03	<6.18E+05
	Ru-106※2	Bq/L	<2.37E+05	<2.42E+05	<3.33E+07
	Sb-125※2	Bq/L	<1.52E+05	<1.57E+05	<2.12E+07
	Eu-154※2	Bq/L	<1.77E+04	<1.46E+04	<2.22E+06
	Am-241※2	Bq/L	<2.00E+04	<2.14E+04	<2.86E+06

・分析項目については、 1号RCW熱交換器（C）サンプリングでの実績と今回サンプリングした量・線量を踏まえて決定。
・ ※1･2について、 Cs濃度が高いため、他の核種の検出限界が高くなり、検出限界以下になったと考えられる。
※1　炉内構造物･PCV内構造物由来のもの
※2　核燃料物質･FP等燃料デブリ由来のもの

出典： 2023年10月26日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第119回)資料
「2号機RPV内部調査に向けた原子炉系計装配管の線量低減作業前のサンプリング結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/09/09/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

原子炉系計装配管内包水のサンプリング結果についての考察

- 放射能濃度（Cs-137）が高い理由
- 事故時（燃料破損後）の放射性物質が各計装配管内に流入し、汚染したと推定。
- RPV上蓋フランジリーク検出ラインについては、事故時にRPV上蓋フランジにある金属Oリング（内側）を介して、RPV内部の放射性物質が流入したものと推定。
- 濃度差がある理由として、以下の違いや影響が考えられる。

  ・RPV上蓋フランジリーク検出ラインは通常時（事故前）水はない状況。一方、原子炉水位計配管には、水位計測のため水張りされた状態にあったことから、配管内の水の有無の違いによるもの。

  ・また、事故時の原子炉水位計配管内の水は、蒸発した可能性があるものと、残水として残っている可能性があるものがあり、後者のものに事故時の放射性物質が混入したものと推定。

  ・各ノズルと炉内構造物の位置関係の違いによるもの。
- X-29ペネトレーション（aライン）からサンプリングできなかった理由

  配管洗浄の際、配管が詰まっている兆候が確認されたため、配管内包水を採取できなかったと推定。
- 今回得られたサンプリング結果については、1Fにおける事故調査にも活用していく。
- RPV上蓋フランジリーク検出ラインへの流入経路

  事故時に、RPV上蓋フランジにある金属Oリング（内側）に漏えい経路があり、そこを経由して、RPV内部の放射性物質が流入したものと推定。

【金属Oリング（内側）を介して、流入した理由】

・配管洗浄を実施したところ、配管ボリューム（約20L）以上の洗浄水が流れたことから、金属Oリング（内側）に漏えい経路があり、RPV内部へ洗浄水が流れたと推定。（金属Oリング（外側）へ流れた可能性もある）

・なお、配管洗浄前の満水（水頭圧）確認の結果、計装配管などからの漏えいの兆候は確認されていない。

出典： 2023年10月26日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第119回)資料
「2号機RPV内部調査に向けた原子炉系計装配管の線量低減作業前のサンプリング結果について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/09/09/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

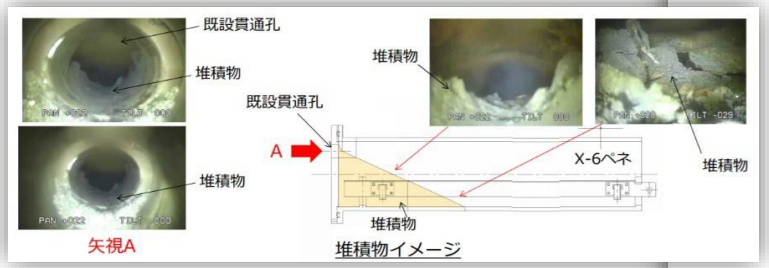
修復中

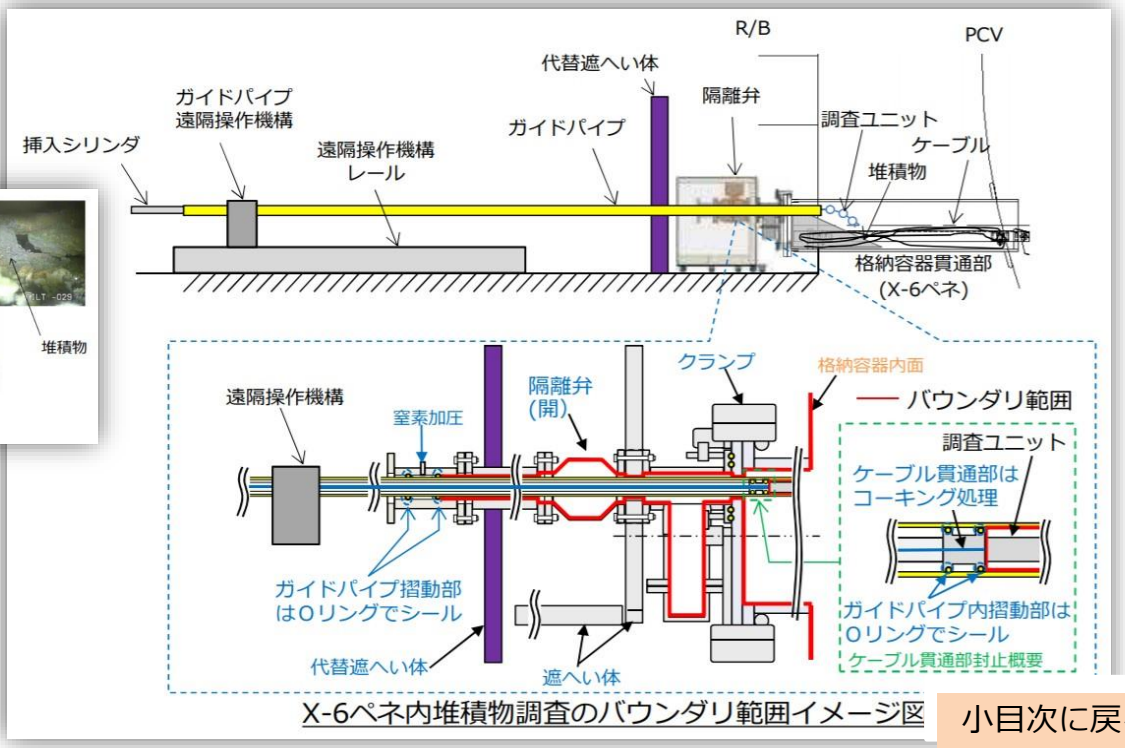
4(6)①　o　X-6貫通部（ペネ）内堆積物調査について

2017年1月以降のX-6ペネをアクセスルートとする格納容器内部調査　参照　により、X-6ペネに堆積物があることが確認されています。（下左画像）。東京電力によると、内部調査用アーム型装置（前々ページ参照）をX-6ペネから格納容器内部に挿入するためにはこの堆積物を除去する必要があり、除去作業の手順を組み立てるために、2020年10月に、X-6ペネ内堆積物調査を実施するとのことです。　X-53ペネ内調査にもどる

調査時の放射性物質の漏えいを抑制する格納容器内外の遮断（バウンダリ）構築については、下右の模式図をご覧ください。

（次ページに続く）





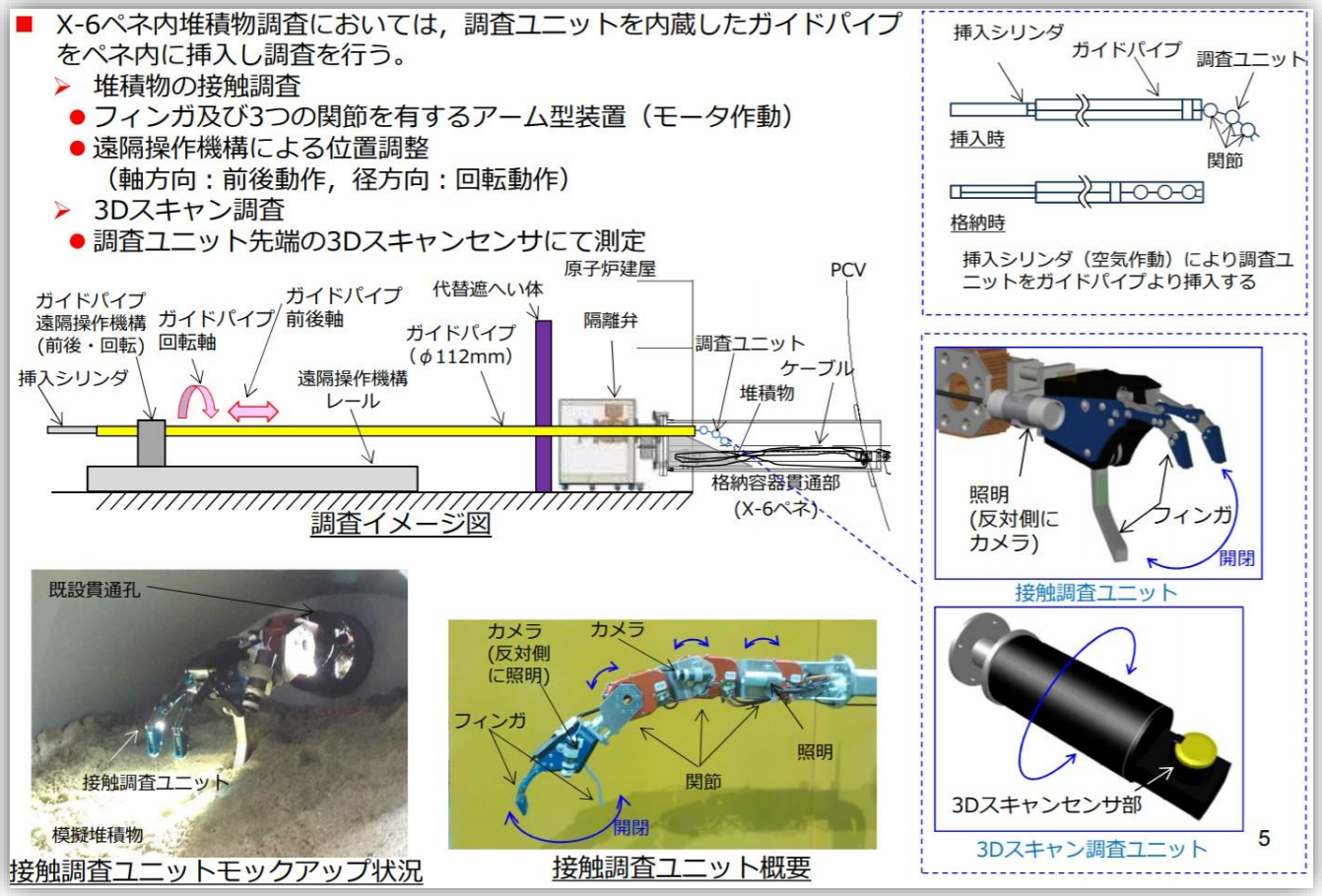
小目次に戻る
概要に戻る

出典：2020年9月24日 第82回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査及び試験的取り出しの準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/09/3-3-3.pdf

調査の概要については、下に出典5ページをそのまま引用しておきます。

なお、堆積物除去作業時には放射性ダストの飛散を抑制するために、X-6ペネ近傍のX-53ペネからスプレイ装置を挿入し散水する計画ですが、これにX-53ペネに設置している常設監視計器が邪魔になるため、いったん常設監視計器を取り外し、作業終了時に復旧させるそうです。作業時の原子炉格納容器（PCV）の温度の監視は、この監視計器以外の7基の既設監視計器により可能としています。

（次ページに続く）



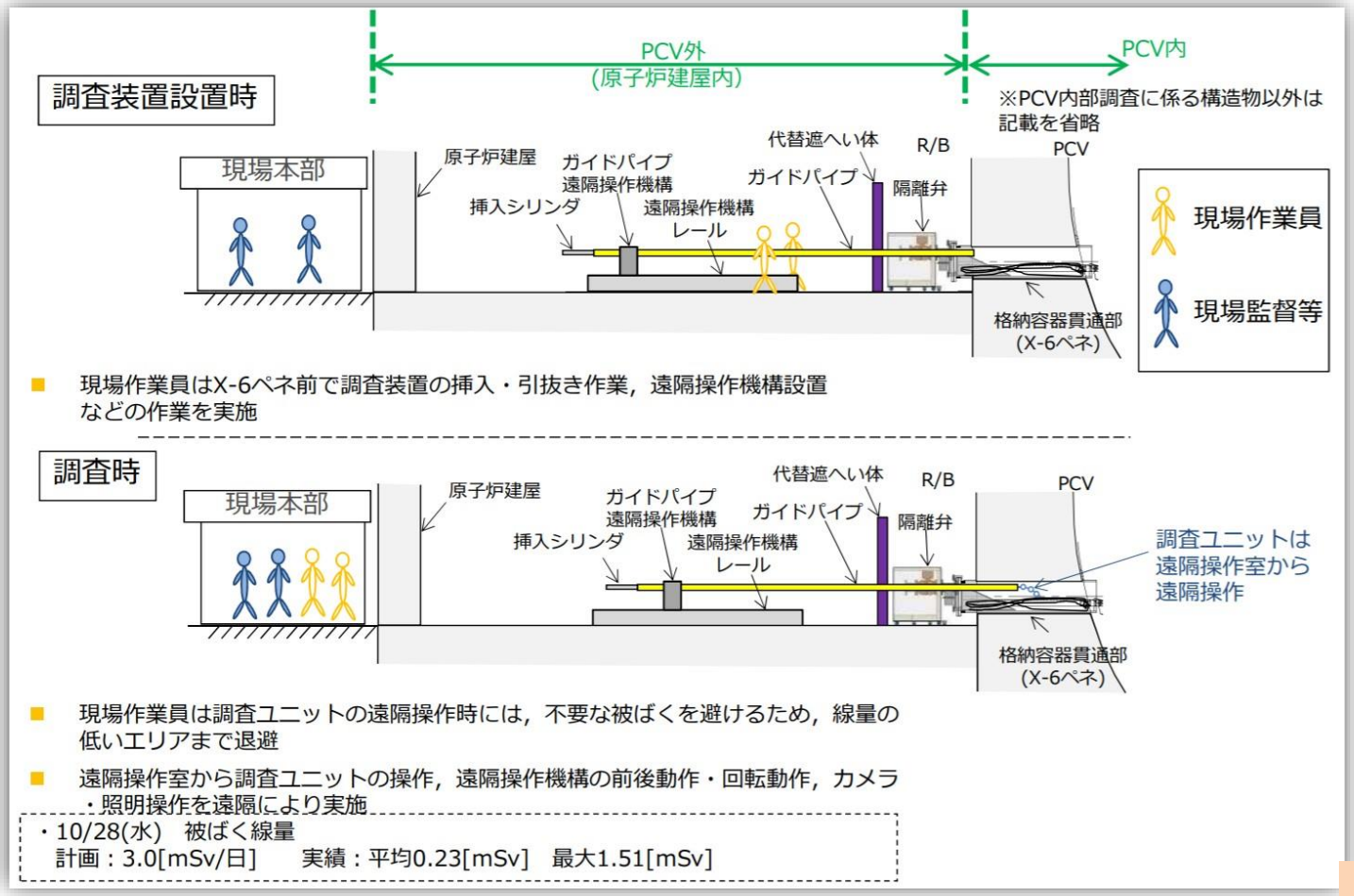
出典： 2020年9月24日 第82回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査及び試験的取り出しの準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/09/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

10月28日に実施された堆積物の接触調査の作業状況としては、東京電力から下図が示されています。

なお、3Dスキャン調査は10月30日に実施予定となっています。

（次ページに調査の概要）



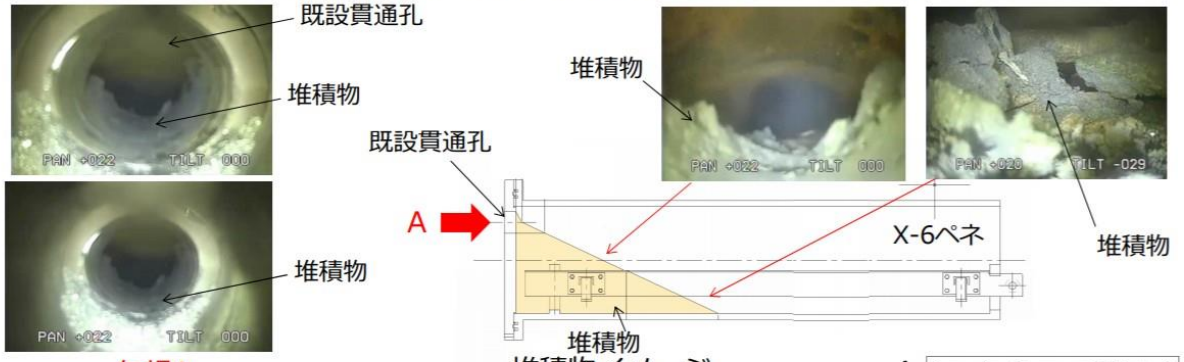
小目次に戻る
概要に戻る

出典： 2020年10月29日 第83回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査及び試験的取り出しの準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-3.pdf

調査の概要としては下図が示されました。

（次ページに調査結果）

- PCV内部調査及び試験的取り出し作業で使用するアーム型装置をX-6ペネからPCV内に進入させるために，X-6ペネ内堆積物除去することを計画。
- X-6ペネ内の堆積物の状態は，2017年1月の調査時の映像より推定しているが，より詳細な堆積状況に関する情報を取得することを計画した。
- X-6ペネ蓋の貫通孔から調査装置を挿入して，堆積状況について調査し，取得した情報を活用し，X-6ペネ内堆積物除去手順を検討する予定。
- 堆積物の接触調査は10/28に実施した。3Dスキャン調査は10/30に実施予定。



小目次に戻る

概要に戻る

出典： 2020年10月29日 第83回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査及び試験的取り出しの準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-3.pdf

東京電力は、接触調査の結果について、

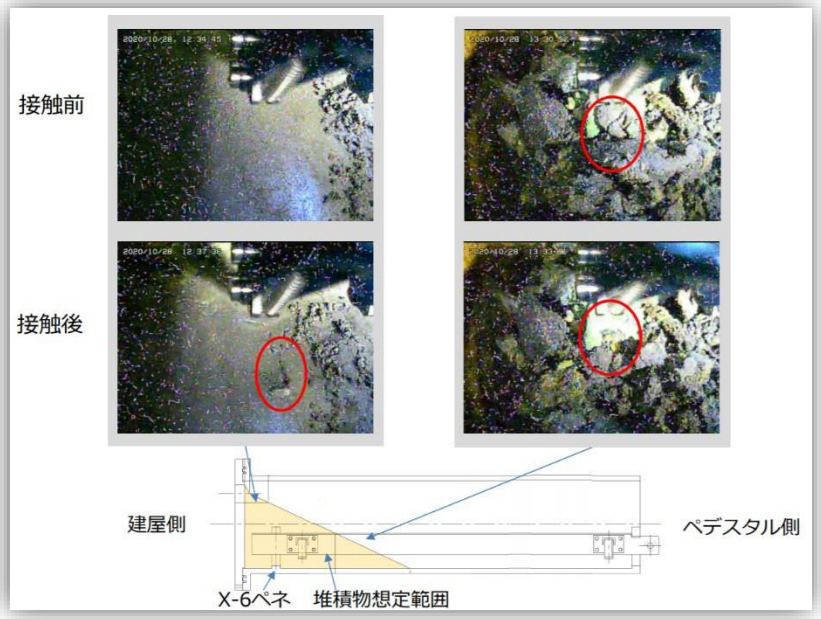
・ 堆積物は固着しておらず形状が変化する。(**下左引用画像**)

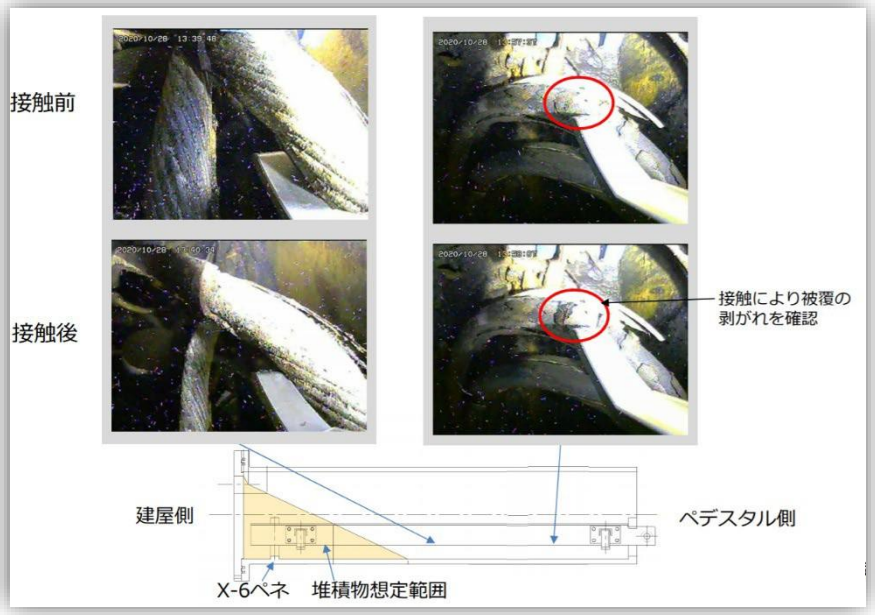
・ ケーブルは固着しておらず持ち上がる。(**下右引用画像**)

・ 作業員の被ばく線量は，計画線量以内で作業を終了した。

としています。

(次ページに続く)





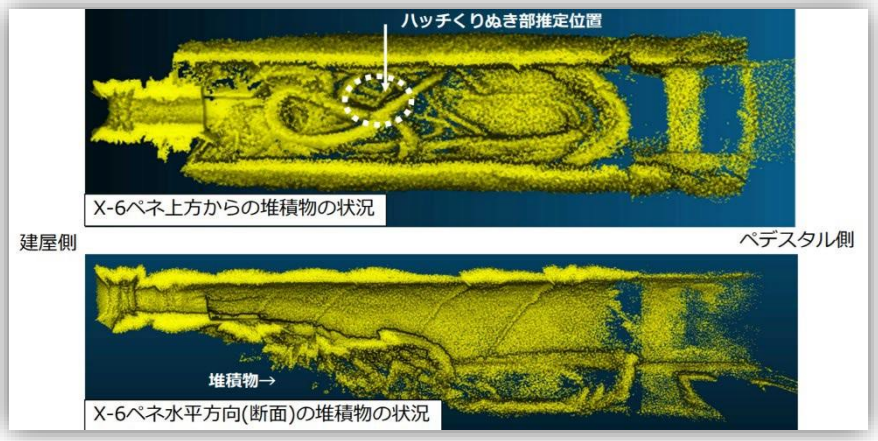
小目次に戻る
概要に戻る

出典： 2020年10月29日 第83回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料 「2号機 PCV内部調査及び試験的取り出しの準備状況」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-3.pdf

上段引用画像は、堆積物、ケーブルの状況およびX-6ペネハッチくり抜き部※の映像による確認です。

下段は、3Dスキャンによる調査結果です。





出典： 2020年11月26日 第84回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料
「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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/11/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

東京電力は、前ページまでの接触調査の結果について以下のようにまとめています。

·堆積物は、X-6ペネ内の位置によって表面の性状が異なり(X-6ペネ建屋側では締まった状態、中ほどでは砂状)、建屋側からペデスタルに向かって斜面状に堆積している。

・ ケーブルについては、今回の接触調査の範囲内では固着しておらず、持ち上がることが確認された。

・ ハッチくりぬき部の位置はX-6ペネ中ほど。

また、X-6貫通部(ペネ)内の堆積物は、低・高圧水、AWJ、押し込み装置を用いて原子炉格納容器内に押し出すことでの除去を計画しているそうです。

そしてこれらの調査結果を、今後のX-6ペネ内堆積物除去装置のモックアップ試験で活用するとしています。

なお、一連の調査において、作業員の被ばく線量は計画線量以内で作業を終了し、作業前後でモニタリングポストやダストモニタに有意な変動はなく、周囲への放射線影響は確認されていません。

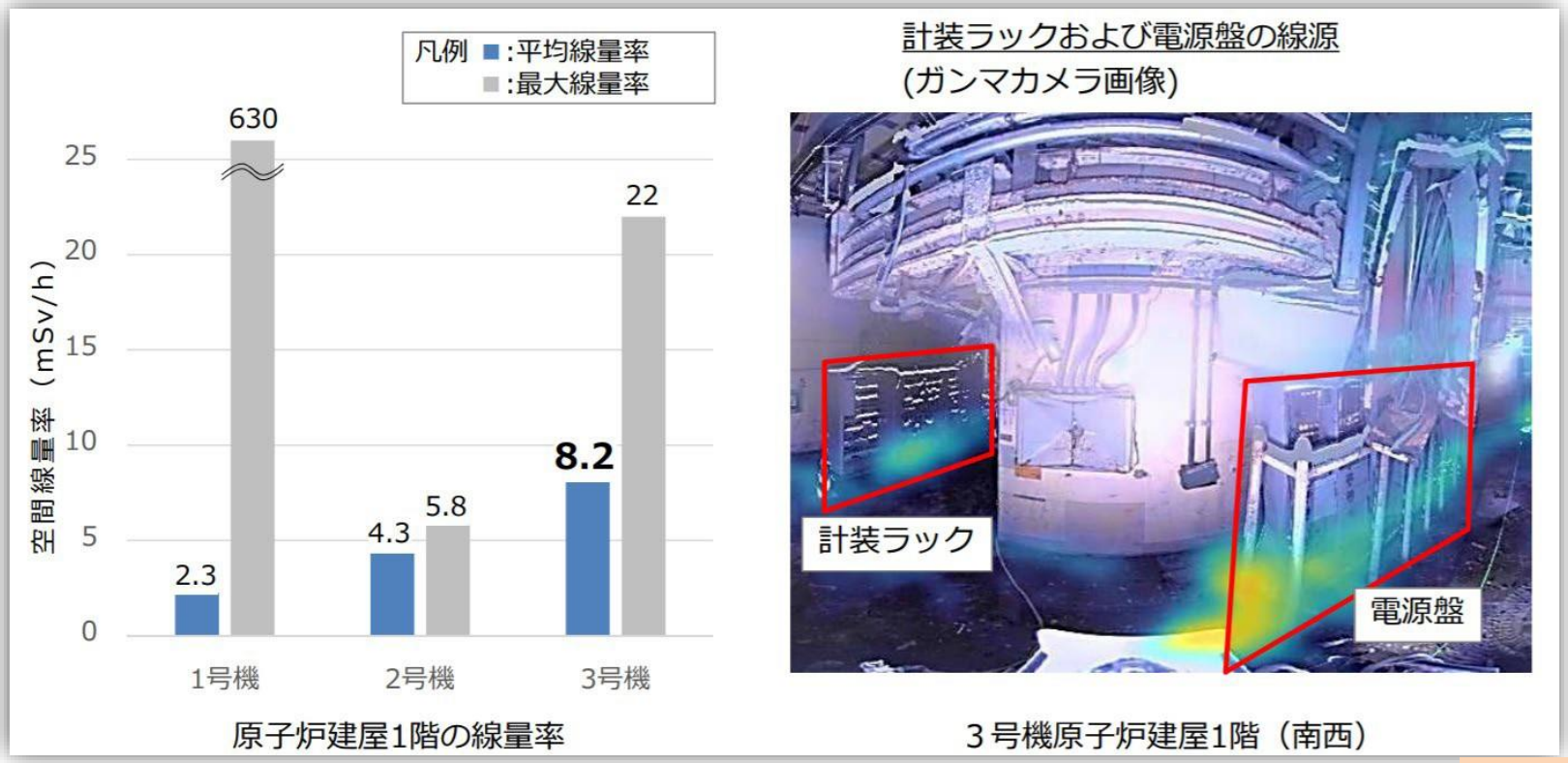
小目次に戻る

出典： 2020年11月26日 第84回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料
「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」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/11/3-3-3.pdf

概要に戻る

4(6) ② a 3号機での取り組み

3号機は、他号機に比べて原子炉建屋1階の最大空間線量率が高く、全体的に線量低減を実施する必要がありますが、まず2021年度内に、作業員出入口のある北西エリアから着手されるようです。東京電力は、線源は機器（電源盤、計装ラックなど）および床・壁面であることから、撤去や除染を中心に線量低減を行うとしています。



配置模式図に戻る　小目次に戻る

出典：： 2020年7月2日　第79回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「デブリ取り出しに向けた原子炉建屋環境改善の計画」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-6.pdf

概要に戻る

4(6) ② b 3号機原子炉建屋内部調査 (New!)

3号機原子炉建屋（R/B）内の空間情報（アクセス性等）や線量率情報について4月16日～6月中旬目途で調査が行われています。今回の調査ではR/B南西エリアを対象とし、遠隔操作ロボットを活用して、映像、点群データや線量率データが取得されています。

調査装置は遠隔操作が可能な高所作業台車および四足歩行ロボット(SPOT)、測定装置はγイメージャ及び3次元画像取得装置、線量計等です（下引用画像参照）。

東京電力は、引き続き調査を継続するとともに、今後、取得した情報を元に、当該エリアでの線源箇所の特定や線量率分布の推定を行い、これらの情報を、今後の廃炉作業の検討や他エリアの調査計画立案に活用するとしています。

次ページ以降5ページにわたって、調査結果画像を解説抜きで下記出典から引用しておきます。



出典：2024年5月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第126回)資料「3号機原子炉建屋内調査の進捗について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-3-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

(New!)

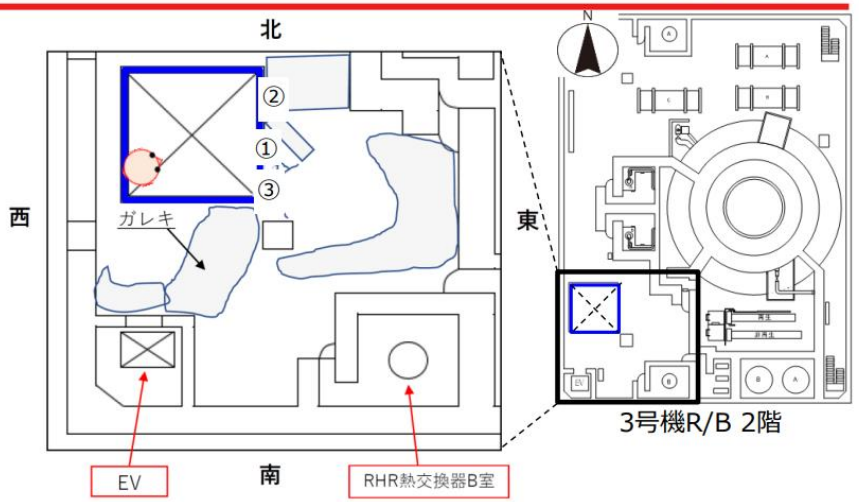
2．3号機R/B 2階の調査結果（1／2）

TEPCO

■ 建屋内の空間線量率

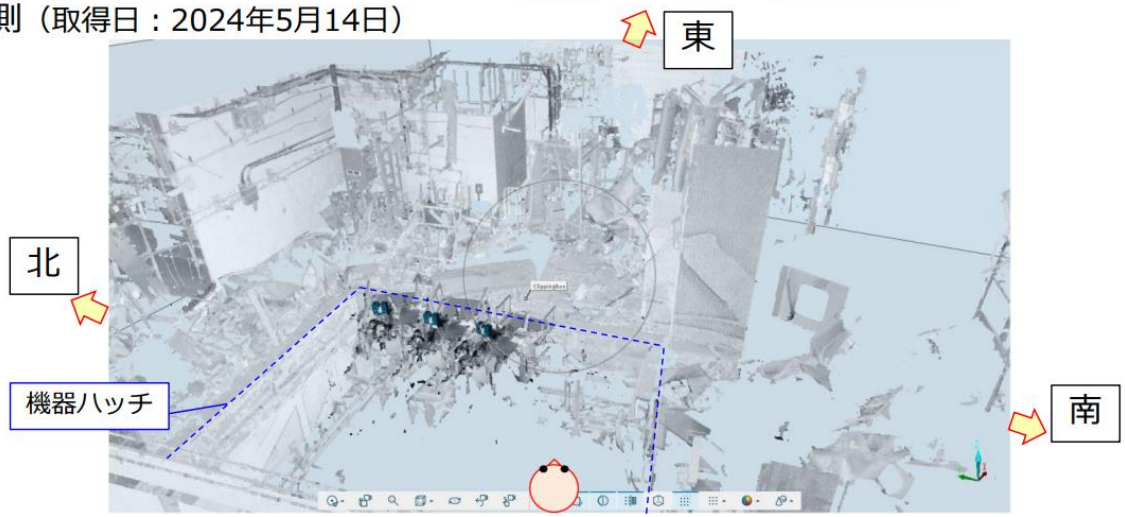
- 2階東側（測定日：2024年5月13日）

測定箇所	測定高さ ※2階床面(T.P.17264)を基準とする	線量率 [mSv/h]
①	約850mm	4.64
②		4.75
③		4.60



■ 点群データ

- 2階東側（取得日：2024年5月14日）



2

小目次に戻る

出典：2024年5月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第126回)資料「3号機原子炉建屋内調査の進捗について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-3-4.pdf

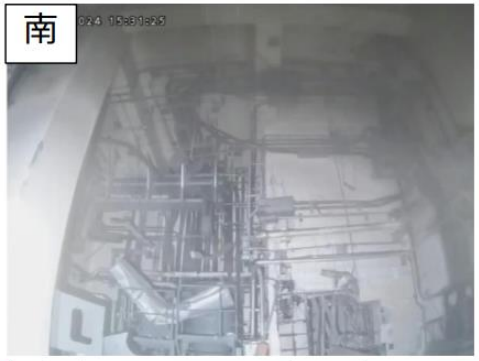
概要に戻る

(New!)

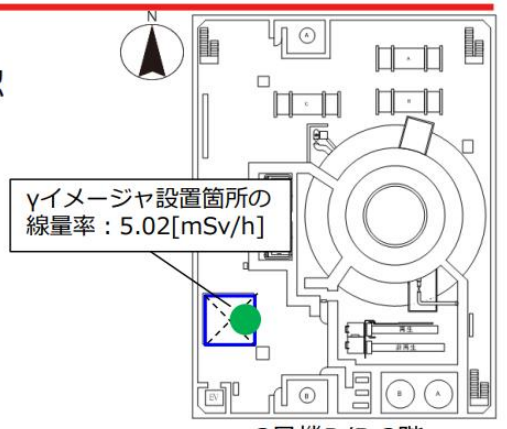
2．3号機R/B 2階の調査結果（2／2）

TEPCO

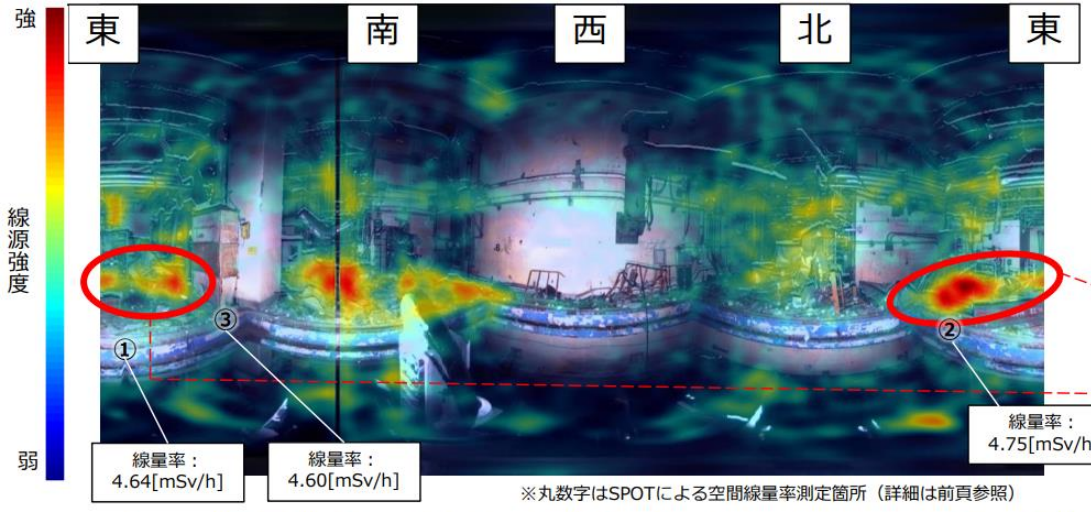
■ γイメージャ測定によるγ線源分布
- 2階では、床付近のガレキ周辺が線源であることを確認







□ ：機器ハッチ位置
● ：γイメージャ設置位置
（高所作業台車の架台上）



※丸数字はSPOTによる空間線量率測定箇所（詳細は前頁参照）



画像撮影日：2024年4月16日
γイメージャ測定日：2024年4月17日

※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。

3

小目次に戻る

出典：2024年5月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第126回)資料「3号機原子炉建屋内調査の進捗について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-3-4.pdf

概要に戻る

(New!)

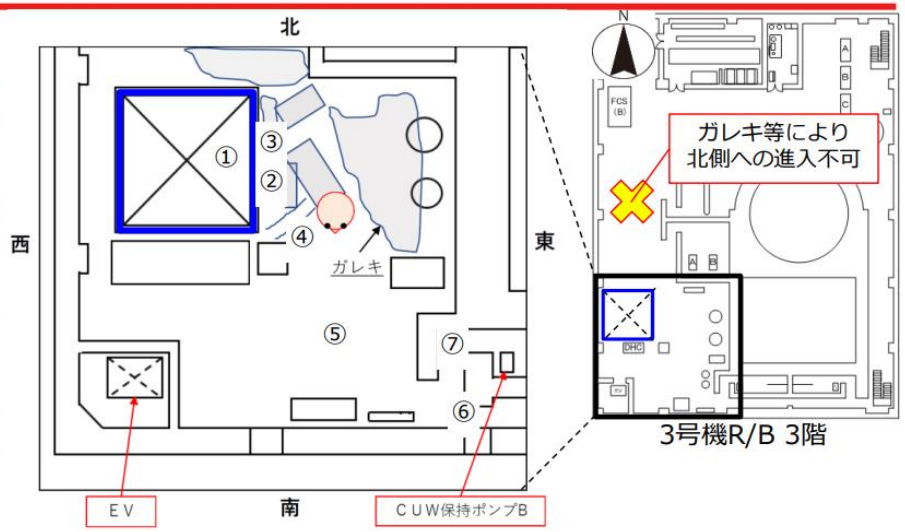
3．3号機R/B 3階の調査結果（1／2）

TEPCO

■ 建屋内の空間線量率

- 3階東側（測定日：2024年5月21日）

測定箇所	測定高さ ※3階床面(T.P.25464)を基準とする	線量率 [mSv/h]
①	約650mm ※高所作業台車に設置した架台上	8.21
②	約750mm	10.2
③		10.1
④		12.7
⑤		14.4
⑥		4.75
⑦		3.27



■ 点群データ

- 3階東側（取得日：2024年5月22日）



4

小目次に戻る

出典：2024年5月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第126回)資料「3号機原子炉建屋内調査の進捗について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-3-4.pdf

概要に戻る

(New!)

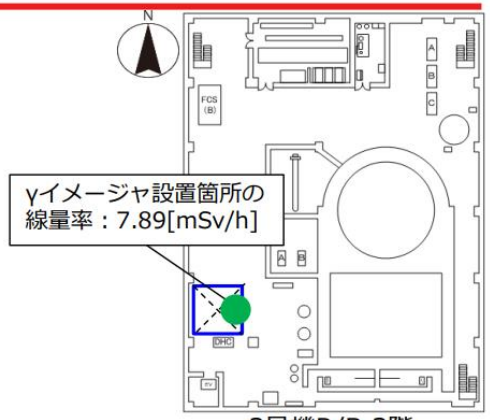
3．3号機R/B 3階の調査結果（2／2）

TEPCO

■ γイメージャ測定によるγ線源分布
- 3階では、機器ハッチ上部の縁および床付近のガレキ周辺が線源であることを確認

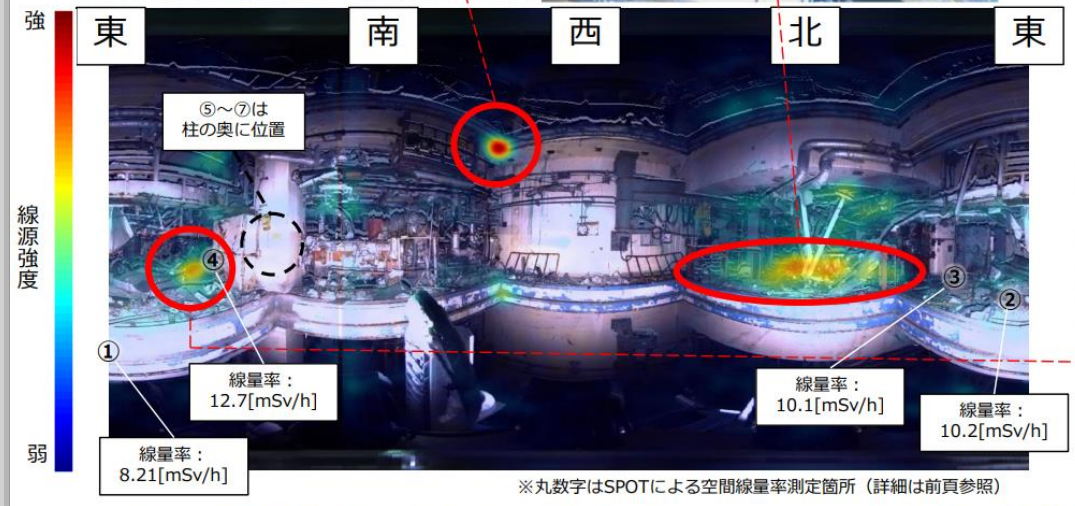




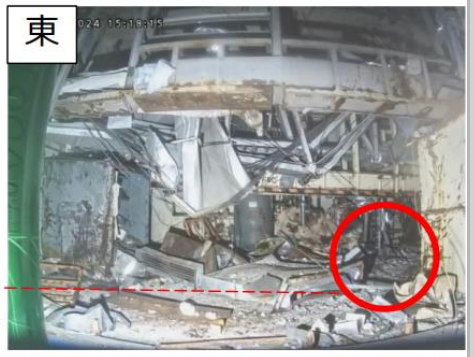


3号機R/B 3階

□ ：機器ハッチ位置
● ：γイメージャ設置位置
（高所作業台車の架台上）



※丸数字はSPOTによる空間線量率測定箇所（詳細は前頁参照）



画像撮影日：2024年4月18日
γイメージャ測定日：2024年4月18日

※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。

5

出典：2024年5月30日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第126回)資料「3号機原子炉建屋内調査の進捗について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-3-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

(New!)

4．3号機R/B 4階の調査結果

TEPCO

■ γイメージャ測定によるγ線源分布
- 4階では、床付近のガレキ周辺が線源であることを確認
- 3階で線源となっていた箇所の線源強度が相対的に弱くなっていることから、4階はより高線量であると推定







3号機R/B 4階

□ ：機器ハッチ位置
● ：γイメージャ設置位置
（高所作業台車の架台上）





画像撮影日：2024年4月19日
γイメージャ測定日：2024年4月19日

※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。

6

小目次に戻る

出典：2024年5月30日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第126回)資料「3号機原子炉建屋内調査の進捗について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-3-4.pdf

概要に戻る

4(6) ③ a 各号機格納容器内部調査で取得した堆積物の分析計画

東京電力は、2017年9月20日、下の2種類のサンプルについて、より詳細な分析を行うため、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)大洗研究開発センターおよび日本核燃料開発株式会社(NFD)へ輸送しました。今後、イチエフ内での簡易蛍光X線分析により存在が確認されている1号機のサンプルのウランの定量分析や、形状の観察、表面の構成元素の分析を実施する予定です。

さらに、2号機格納容器内部調査装置付着物および3号機格納容器内部調査水中ロボット付着物についても外部での調査に出す準備を進めています。

2017/3　1号機ＰＣＶ内部調査まとめに戻る

(次ページに続く)

①１号機　格納容器底部堆積物

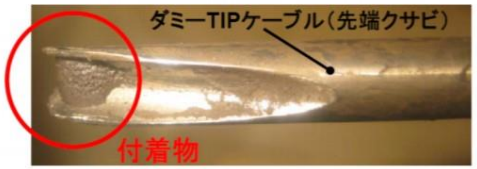
１号機格納容器内部調査の一環として、格納容器底部から採取したサンプル
（2017年４月採取）



１号機格納容器底部堆積物

②２号機　ＴＩＰ配管内閉塞物

ＴＩＰ配管の健全性確認時に、挿入したケーブルの先端に付着したサンプル
（2013年７月採取）



２号機ＴＩＰ配管内閉塞物

出典：2017年9月21日東京電力「福島第一原子力発電所で採取した試料の構外での分析について」
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images2/handouts_170921_08-j.pdf
2017年10月30日第56回特定原子力施設監視・評価検討会資料東京電力「福島第一原子力発電所のサンプル分析について」
https://www.nsr.go.jp/data/000207804.pdf

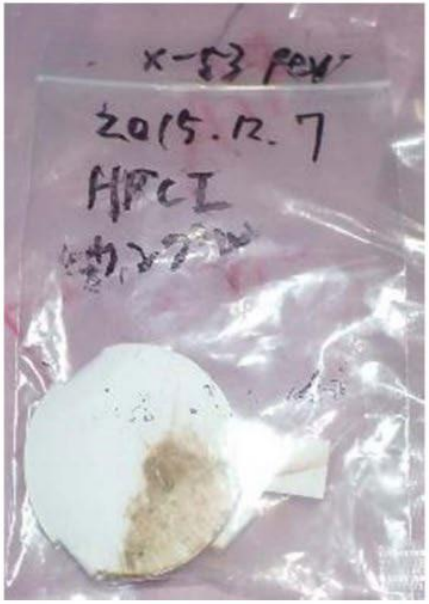
小目次に戻る
概要に戻る

さらに東京電力は、2017年11月16日、以下3種類のサンプルについて、構外の分析施設へ搬出しました。今後、形状の観察や、表面の構成元素の分析を実施するとのことです。

なお、構外の分析施設がどこなのかは今回の資料には明記されていません。

2017/3　1号機ＰＣＶ内部調査まとめに戻る

①1号機原子炉建屋エアロック室 堆積物（スミヤ1枚）



1号機R/B内調査時に格納容器貫通部下部床面、貫通部より採取されたサンプル
（2015年12月採取）

①2号機　格納容器内部調査装置の付着物（綿棒２本）



2号機PCV内部調査の一環として使用した、堆積物除去装置への付着物
（2017年2月付着）

③3号機　格納容器内部調査装置 付着物（スミヤ1枚、綿棒1本）





3号機PCV内部調査の一環として使用した、水中ROVへの付着物
（2017年7月付着）

出典：2017年10月17日東京電力「福島第一原子力発電所で採取した試料の構外での分析について」
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images2/handouts_171117_01-j.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

修復中

4(6)③ b　1～3号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果

(a) 2018年7月発表分

東京電力は、2018年7月26日の第56回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議で、これまで1～3号機の内部調査で採取したサンプルの分析結果を公表しました。

採取し分析したサンプルは以下のものとされています。

(本ページを含め7ページ続きます)

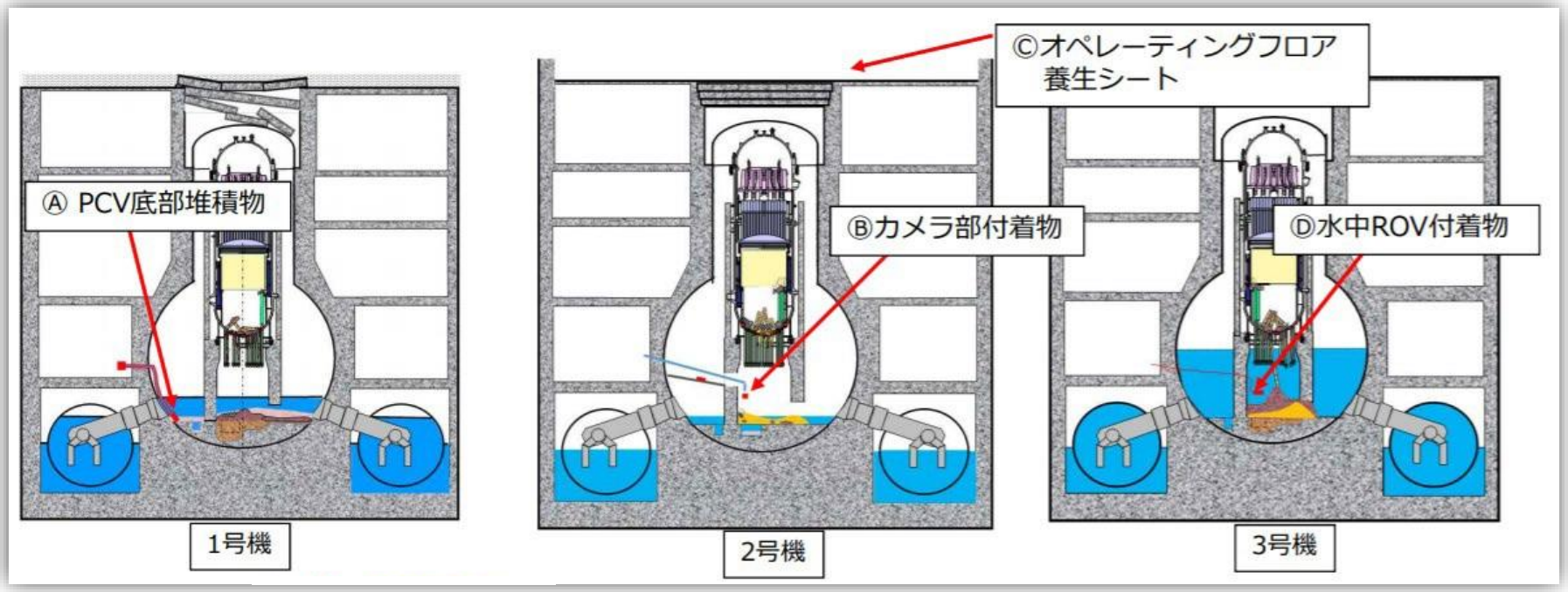
	サンプル	概要	採取時期
①	1号機 格納容器底部堆積物	格納容器底部の堆積物（浮遊物）を吸引し採取	2017年4月
②	2号機 格納容器内部調査装置付着物	格納容器内部調査装置の付着物を拭き取り採取 ロボットが通過した、CRDレール上堆積物が付着している可能性	2017年2月
③	2号機 原子炉建屋 オペレーティングフロア養生シート	建屋最上階の床面に敷かれていた養生シートを採取	2014年3月
④	2号機 TIP配管内閉塞物	原子炉圧力容器に直接繋がっている配管の閉塞物を採取 炉心過熱後ごく初期の物質が流入している可能性	2013年7月
⑤	3号機 格納容器内部調査装置付着物	2017年7月に実施の3号機格納容器内部調査装置（水中ロボット）の表面を拭き取り採取	2017年7月

※ CRD：制御棒駆動機構、TIP： 移動式炉心内計装系

分析結果まとめへ戻る
取り出しの行方へ戻る
小目次に戻る
概要に戻る

出典：2018年7月26日　第56回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「1～3号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/08/3-3-3.pdf

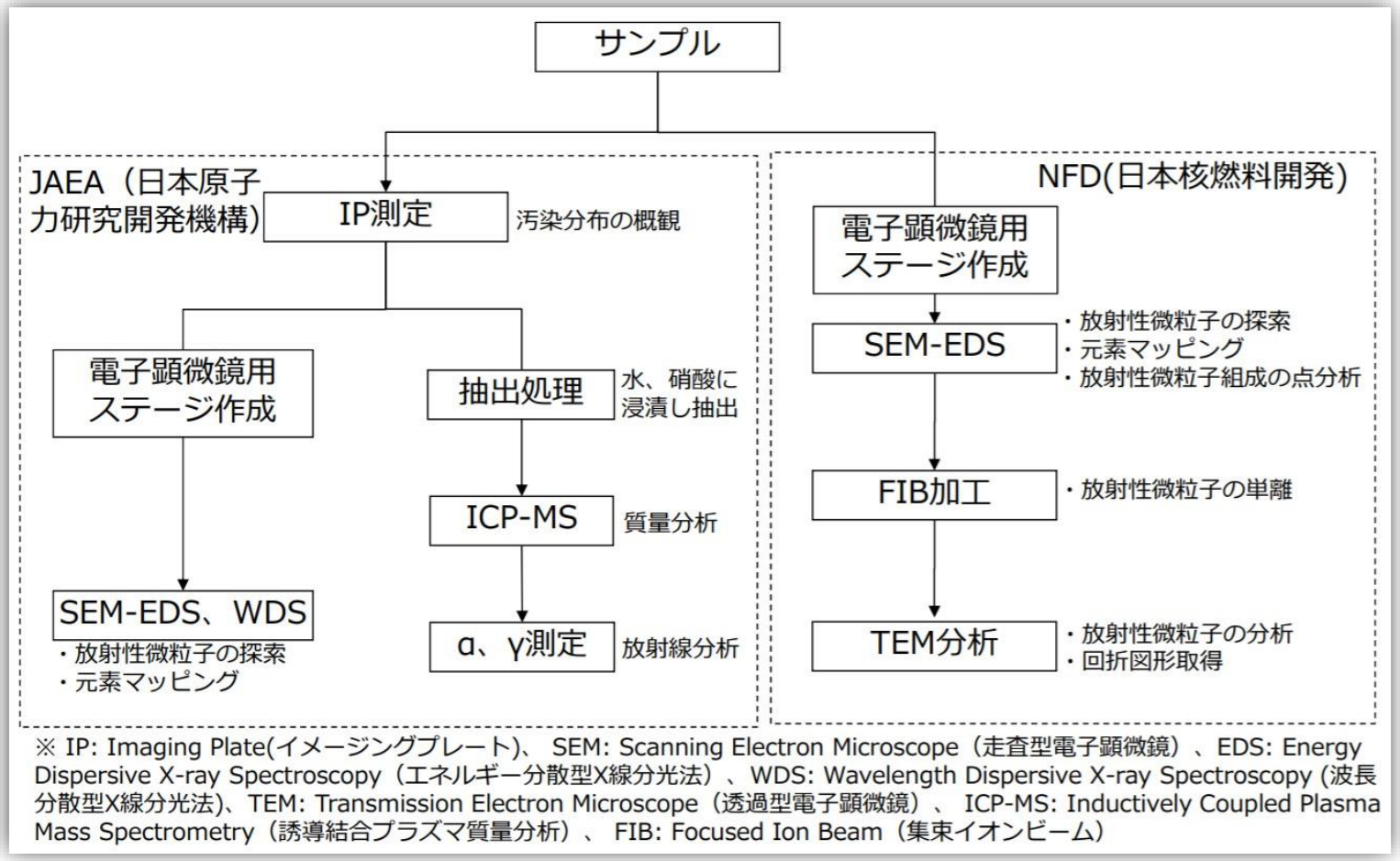
下図は、サンプルの取得個所を、各号機の原子炉建屋、原子炉格納容器、原子炉圧力容器の概念図に落としたものです。



出典： 2019年5月30日　第66回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/05/3-3-2.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

分析先の機関、および分析手法は以下の通りとされています。



小目次に戻る

出典：2018年7月26日　第56回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「1～3号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/08/3-3-3.pdf

概要に戻る

現時点での分析結果は以下の通りと報告されました。

＜1号機格納容器底部堆積物のサンプル採取状況および分析結果概要＞

1号機格納容器内部調査の一環として、原子炉格納容器底部の堆積物(浮遊物)を採取したもの(2017年4月採取)。サンプリング時の映像から、堆積物は固い層の上に浮遊物があることを確認。主に浮遊物の部分が回収されていると考えられる。

・発電所内で簡易蛍光X線分析とγ核種分析を実施。

・簡易蛍光X線分析では、構造材料等のほかにウラン(U)を検出、プルトニウム(Pu)は確認されていない。

・ガンマ核種分析では、Cs-134、Cs-137、Co-60、Sb-125を確認。

・サンプル全体の観察結果

- SEM-EDS分析では、鉄さび上にU含有粒子が混在していることが確認された。
- 300μm×200μm程度領域の観察でU含有粒子を確認。
  ただし、領域平均で見るとU濃度は低く検出されない程度。
- ICP-MSの分析結果では、Feが多く次いでAl、Cu、Zn、Pb、Uなどを確認。

・U含有粒子の観察結果

- U含有粒子はUリッチな立方晶$(U,Zr)O_2$、Zrリッチな正方晶$(Zr,U)O_2$

小目次に戻る

出典：2018年7月26日　第56回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「1～3号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/08/3-3-3.pdf

概要に戻る

＜2号機PCV内部調査装置付着物のサンプル採取状況よび分析結果概要＞

·2017年2月に実施の2号機格納容器内部調査の際、使用した堆積物除去装置が通過した配管(ガイドパイプ)内下部から採取したサンプル。

・サンプル全体の観察結果

- SEM-EDS分析の結果、鉄さび上にU含有粒子が混在していることが確認された。
- 約300μm×約200μmの領域平均で見るとU濃度は低く検出されない程度。

・U含有粒子の観察結果

- Uと同位置にZr、近傍にはFe、Cr、Niなどが見られた。

＜2号機オペフロ養生シートのサンプル採取状況および分析結果概要＞

・2014年3月に2号機建屋最上階の床面に敷かれていた養生シートから採取。

・サンプル全体の観察結果

- SEM-EDSで養生シートに埋没したU含有粒子を確認。単離しTEM分析を実施。
- ICP-MSの結果、海水成分(Na、Mg)の他、Fe、Alが多く検出された。

・U含有粒子の観察結果

- U含有粒子はUリッチな立方晶$(U,Zr)O_2$、立方晶UO_2を確認。
- U含有粒子の近傍に、養生シートに埋没した、ガラス質のSiO_2を主成分とした微粒子を確認。

小目次に戻る

出典：2018年7月26日　第56回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「1～3号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/08/3-3-3.pdf

概要に戻る

＜2号機TIP配管内閉塞物のサンプル採取状況および分析結果概要＞

・2013年に原子炉温度計設置のため原子炉の炉心部に直接繋がっている配管であるTIP配管内をファイバースコープで観察し、配管に閉塞があることを確認した。追加調査で、ダミーケーブルを用い閉塞を貫通・除去することを試みた際に、その先端に付着したものを回収。輸送時の分析では、γ線がCo-60支配であることを確認。

・発電所内で簡易蛍光X線分析を実施し、構造材料等のほかにMo、Cl等を検出。

・サンプル全体の観察結果

- SEM-EDS分析の結果、U粒子は確認されていない。

＜3号機PCV内部調査装置付着物のサンプル採取状況および分析結果概要＞

・2017年7月に実施した3号機格納容器内部調査に使用した水中ロボットの表面を拭き取ったもの。調査中にロボットのスラスターの水流の影響で舞い上がった、ペデスタル下方の堆積物等が付着。

・サンプル全体の観察結果

- SEM-EDS分析の結果、鉄さび上にU粒子が混在していることが確認された。
- 約300μm×約200μmの領域平均で見るとU濃度は低く検出されない程度。

・U含有粒子の観察結果

- U含有粒子近傍にはFeなどが見られた。

小目次に戻る

出典：2018年7月26日　第56回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「1～3号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/08/3-3-3.pdf

概要に戻る

修復中

分析結果まとめ

東京電力はこの調査結果を以下のようにまとめています。

- SEM-EDS分析の結果、TIP配管内閉塞物を除く各サンプル①、②、③、⑤から、ウラン(U)含有粒子が確認された。ただし、サンプルの平均的な濃度としては低いものであった。
- 1号機格納容器底部堆積物①、2号機オペレーティングフロア養生シート③について、TEM-EDS分析でU含有粒子の近傍を観察したところ、組成や結晶構造から溶融燃料のUリッチ相(U,Zr)O_2、Zrリッチ相(Zr,U)O_2を多く含んでいることがわかった。これらはスリーマイルアイランド2号機(TMI-2)の経験や、U-Zr系の状態図の知見から、存在が推定されていたもの。
- 2号機原子炉建屋西側壁開口後のオペレーティングフロア調査では、床面にα線放射核種による汚染が確認されている。α汚染源は、2号機オペレーティングフロア養生シート③で確認されたU含有粒子と同様な形状や性状を持った粒子である可能性がある。 参照

小目次に戻る

出典：2018年7月26日　第56回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料　東京電力
「1～3号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/08/3-3-3.pdf

概要に戻る

(b) 2019年5月発表分

東京電力は、2018年度に実施した電子顕微鏡(SEM/TEM)による分析結果について取りまとめた資料を発表しました。これは前ページまでに記した2018年7月の分析結果に続くものです。分析の詳細は筆者の手に余りますので、出典をご覧ください。

東京電力は分析の結果を以下(明朝体部分)の通りまとめています。

ウラン含有粒子に着目したSEM-TEM分析を実施し、以下の知見を得た。

ウラン含有粒子には、炉心溶融物から派生した粒子(タイプa)や、蒸発凝縮過程で生成した粒子(タイプb)と推定されるものが存在することが確認された。

● 燃料デブリにはタイプa粒子と同様の組成、組織を持つものがある可能性がある。
●建屋内のα汚染(アクチニド挙動)には、タイプa粒子だけではなく、タイプb粒子も係わっている可能性がある。現在、ペデスタル内の燃料デブリからの少量サンプリングについての検討を進めている。今回実施したような格納容器内等のサンプル分析の結果、及び、分析を通じて得られるサンプル取扱いの経験は、こうした燃料デブリサンプルの分析や取扱い方法の検討に活用していくものと考えている。

この報告では別のページに、

「2号機オペレーティングフロアでは、両方のタイプの粒子が見つかっており、建屋内のα汚染には、タイプa粒子だけはなく、タイプb粒子も係わっている可能性がある」

との記述もあり、気になります。

小目次に戻る

出典： 2019年5月30日　第66回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/05/3-3-2.pdf

概要に戻る

（c） 2020年11月発表分

2020年11月26日の第84回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議において、東京電力は、前ページまでレポートしてきた、原子炉格納容器内部調査等により得られたサンプルの分析結果について、2019年度に実施した電子顕微鏡(SEM/TEM)による分析結果を中心にまとめた資料を提出しました(下記出典参照)。

分析では、ウラン含有粒子に着目して分析評価を進めることにより、微粒子の形成プロセスについて整理し、滞留水中に含まれるα線の主な要因がフィルタにより取り除けるものであり、粒子によるものであることが示されたとしています。また、これらの知見は、燃料デブリ分布や核分裂生成物(FP)の化学的特性に関する検討など、廃炉に役立つとしています。

分析結果の評価については筆者の手に余るため、本レポートでは、分析サンプルの一覧表(下引用表)、および東京電力による「まとめ」(次ページ)をそのまま引用するにとどめます。この分野に関心のある、または精通されている読者は出典にお当たりください。

	サンプル	概要	採取時期
①	2、3号機トーラス室滞留水ろ過物	2号機原子炉建屋トーラス室深部滞留水ろ過物ろ紙（0.1μmろ過物） 3号機原子炉建屋トーラス室滞留水ろ過物ろ紙（0.1μmろ過物）	2019年5月
②	3号機 格納容器内部調査装置付着物	2017年7月に実施の3号機格納容器内部調査装置（水中ロボット）の表面を拭き取り採取	2017年7月
③	1号機X-2ペネトレーション内堆積物	1号機X-2ペネトレーション内（外扉・内扉間）の堆積物と接触した治具の表面をふき取り採取	2019年6月
④	1号機オペレーティングフロアウェルプラグスミア	ウェルプラグにはRPVトップヘッドフランジから放出されたFPがトラップされている可能性	2019年7月~8月
⑤	2号機 原子炉建屋オペレーティングフロア養生シート	建屋最上階の床面に敷かれていた養生シートを採取	2014年3月

用語解説へ：
RPV
FP

小目次に戻る

出典： 2020年11月26日　第84回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「1～3号機格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/11/3-3-4.pdf

概要に戻る

（d） 1～3号機格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果まとめ

まとめ TEPCO

トーラス室滞留水中のα源の検討

- 2号機および3号機トーラス室滞留水のα核種は0.1μmフィルターによりそれぞれ99.6%および92.5%除去された
- 分析されたろ過物は、**水中で安定な立方晶**のUO_2および$(U,Zr,Fe,Cr)O_2$であった
- 水中の試料として3号機格納容器内部調査装置(ROV)付着物をTEM観察した結果、高U濃度領域はいずれも回折図形においてリングパターンを示し、**微細結晶子で構成**されていることを示した

1号機気相移行粒子の分析

- 1号機オペレーティングフロアウェルプラグスミアおよびX-2ペネトレーション内堆積物において確認された粒子は、蒸発凝縮過程、溶融凝固過程で形成されたものと考えられ、**形成過程としては従来結果と同様**
- ただし、U-Fe-O系溶融物から析出したと考えられる結晶を検出し、U-Fe-O系溶融物形成過程の評価は今後の課題
- また、Uを含有する単斜晶ZrO_2を検出し、**冷却速度が遅かった**ことを示唆

2号機気相移行粒子の分析

- 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア養生シート上のU含有粒子は、溶融凝固過程により形成したものと考えられ、従来結果の延長上
- ただし、U-Zr-Fe-Cr-O系溶融体が冷却過程で相分離したと考えられる粒子の組成・組織情報は、粒子の**冷却速度(炉内温度状況)の推定に役立つ**ことが期待される

U含有粒子の分布に関する直接的な情報のほか、形成プロセスを推定する情報や事故進展解析におけるInput条件の一つを提供

出典： 2020年11月26日 第84回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料
「1～3号機格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/11/3-3-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

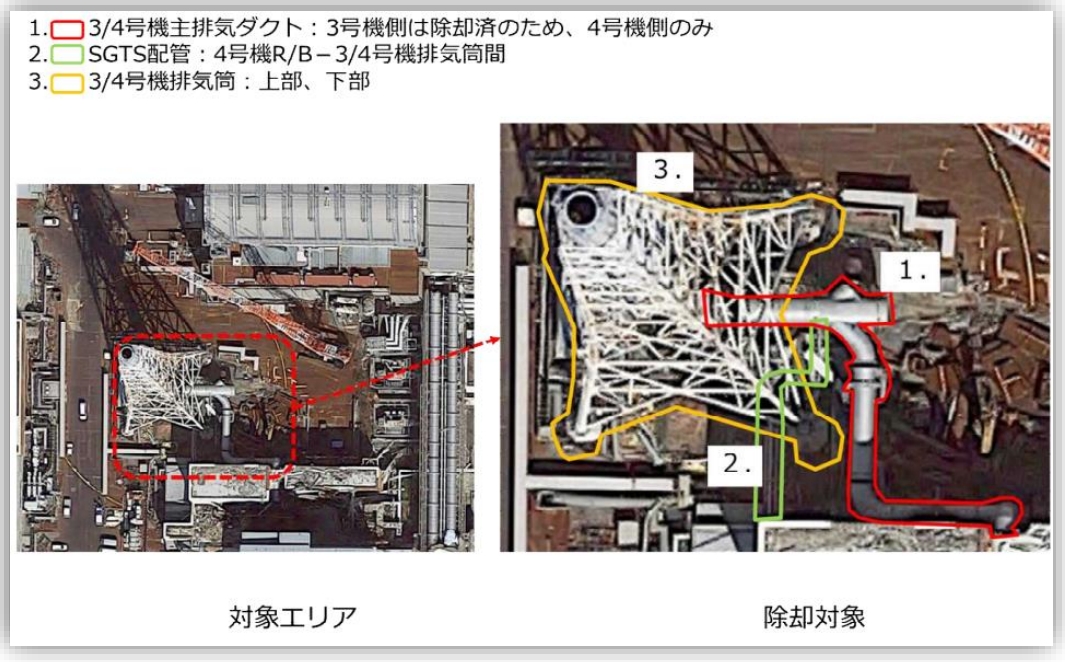
4 (7)その他　3/4号機排気筒解体計画

東京電力は4月27日、燃料デブリ取出設備等の敷地確保のための3/4号機排気筒の解体・撤去計画を明らかにしました。

解体・撤去の対象は、3/4号機排気筒の地上部および内部のSGTS ⇒用語解説 配管、さらに3/4号機排気筒から4号機T/B ⇒用語解説 までの間の主排気ダクトおよび地上部のSGTS配管です。

そしてまず、この解体・撤去に向けた現場調査として、2023年5月から6月にかけて排気筒およびSGTS配管の内部線量調査を実施するそうです。

なお、3/4号機排気筒は、1/2号機排気筒と比較して雰囲気線量が低く汚染リスクも低いそうですが、1/2号機同様にダスト対策用ハウス・局所排風機を設置して調査を行うとしています。



出典：2023年4月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第113回)　東京電力資料
「3/4号機排気筒解体に向けた 現場調査の実施状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/04/04/3-3-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

4 (7)その他 ① 3/4号機排気筒解体計画

6月から排気筒解体に向けた現場調査が下記のような手順で行われたようです。

1、【準備】ダスト対策用ハウス・局所排風機設置、穿孔装置の局所排風機接続

2.【穿孔】事前穿孔φ10 mm、気流確認後本穿孔φ100 mm

3、【調査】線量測定・スミヤ採取・カメラ調査

4、【閉止・終了】穿孔穴に鉄栓を取付

カメラ調査では排気筒底部から約1 mの深さの溜水（雨水）が確認され、溜水の全β放射能は1.683×10^5 Bq/Lだったそうです。

排気筒の筒身内部線量は、

①筒身中央 0.165 mSv/h

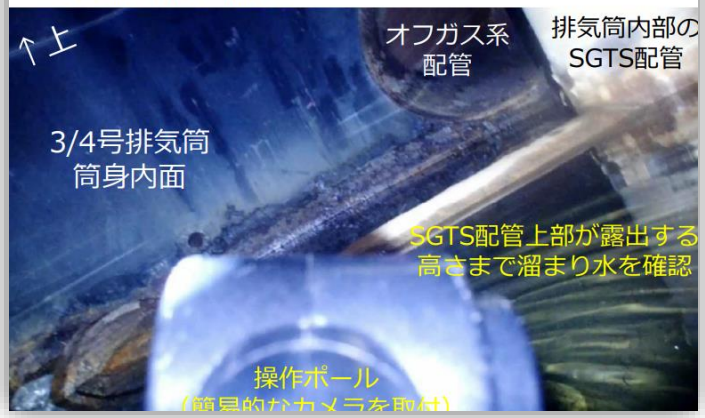
②筒身内側面から200 mm 0.205 mSv/h

③筒身内側面から200 mm 0.187 mSv/h

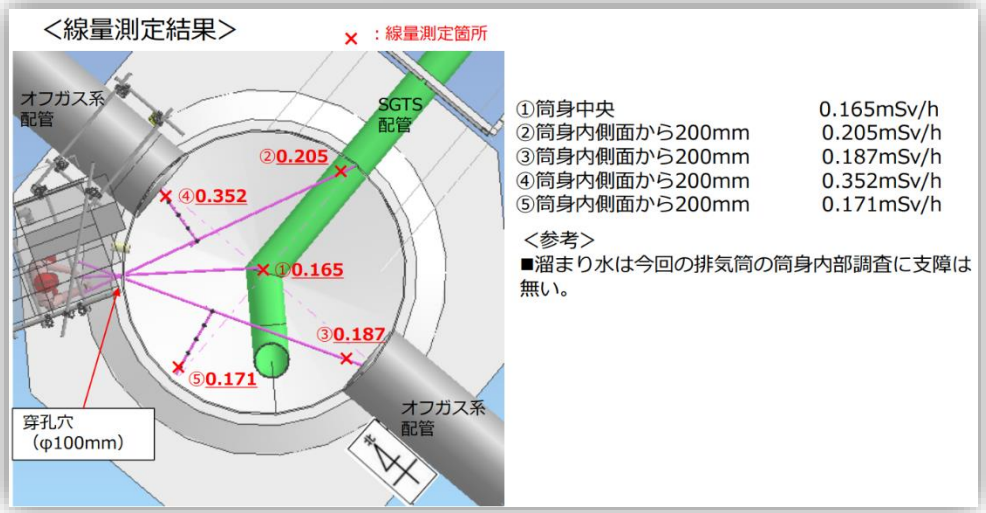
④筒身内側面から200 mm 0.352 mSv/h

⑤筒身内側面から200 mm 0.171 mSv/h

<筒身内部の様子>



<線量測定結果>



（次ページに続く）

出典：2023年7月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第116回)　東京電力資料
「3/4号機排気筒解体に向けた現場調査の実施状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

筒身内部SGTS配管の線量は、

① SGTS配管内面穿孔位置正面壁面 0.425 mSv/h

② SGTS配管内中央 0.425 mSv/h

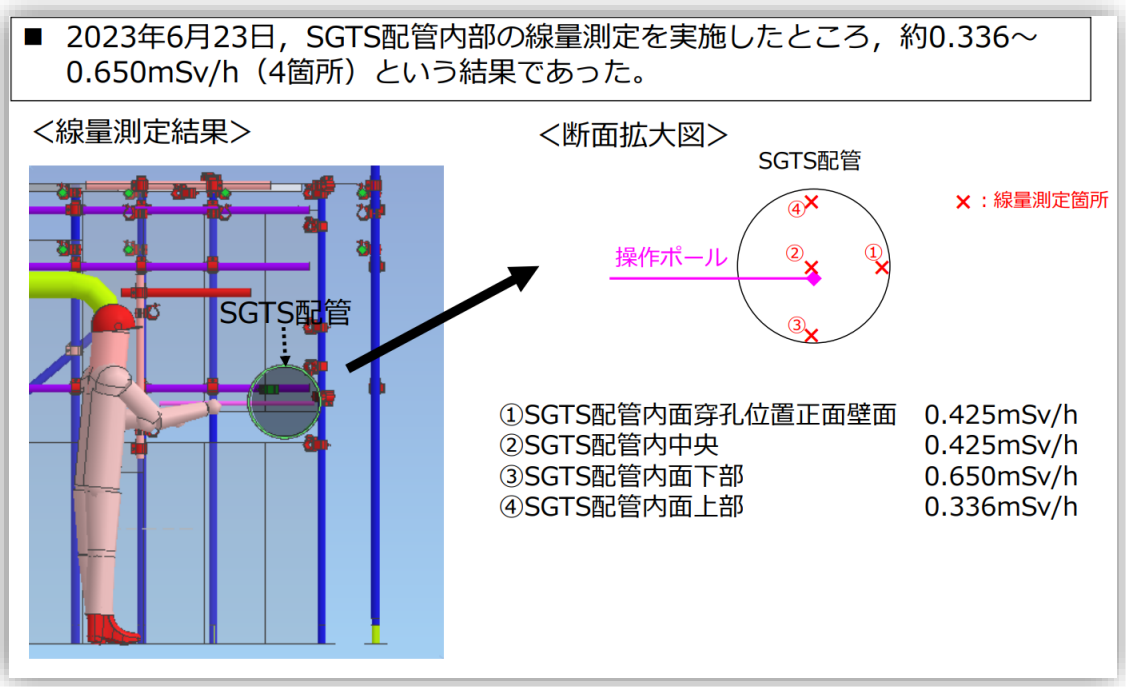
③ SGTS配管内面下部 0.650 mSv/h

④ SGTS配管内面上部 0.336 mSv/h

この調査結果を、東京電力は下記の通りまとめています。

□ 筒身内部の線量は約0.165～0.352mSv/h（5箇所），SGTS配管内部の線量は約0.336～0.650mSv/h（4箇所）という結果であった。

□ 筒身外側周辺の雰囲気線量平均約0.650mSv/hと比較して低い値であり，線量計画を立て，排気筒の具体的な切断工法検討を行う。

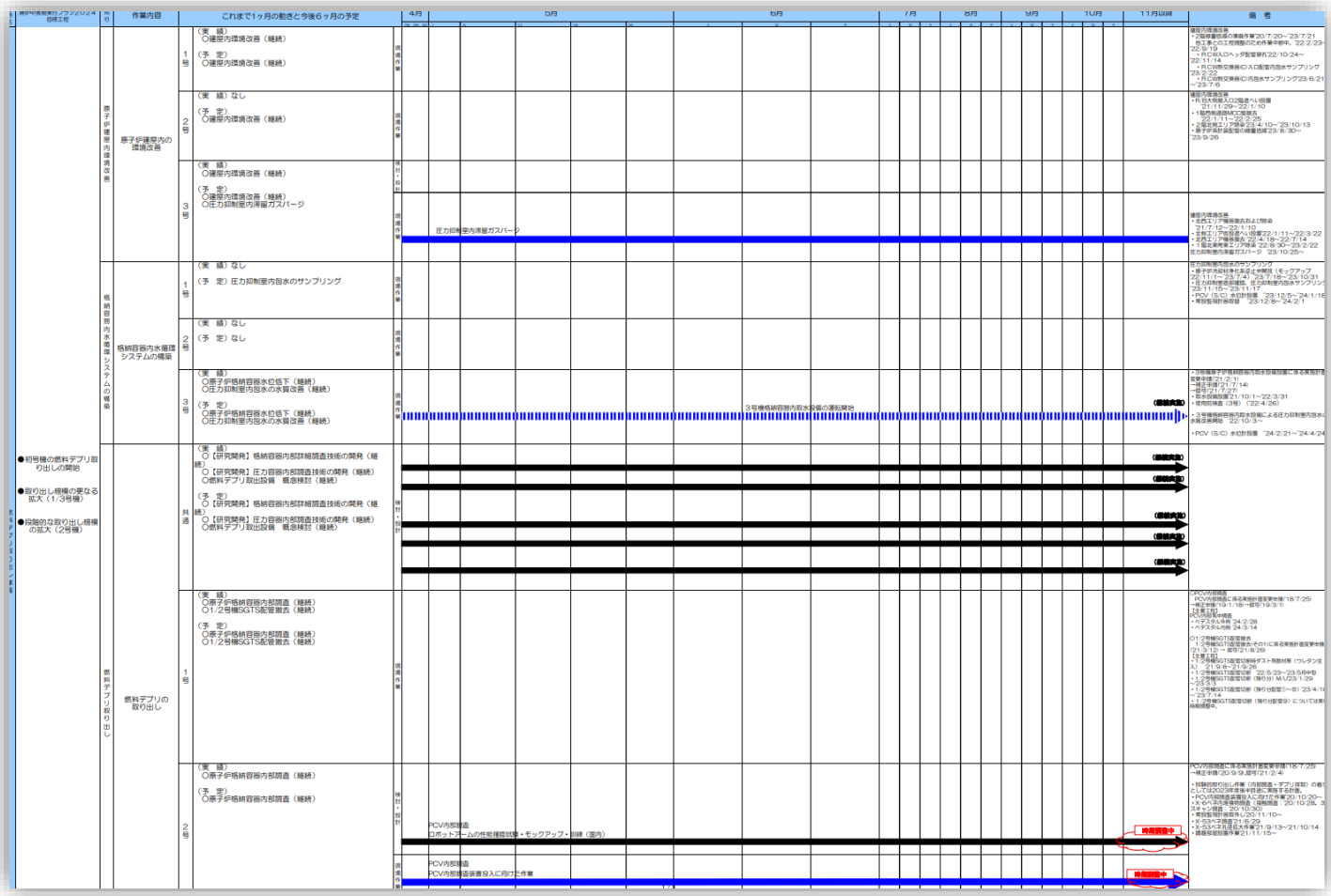


出典：2023年7月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第116回)　東京電力資料
「3/4号機排気筒解体に向けた現場調査の実施状況について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2023/07/07/3-3-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

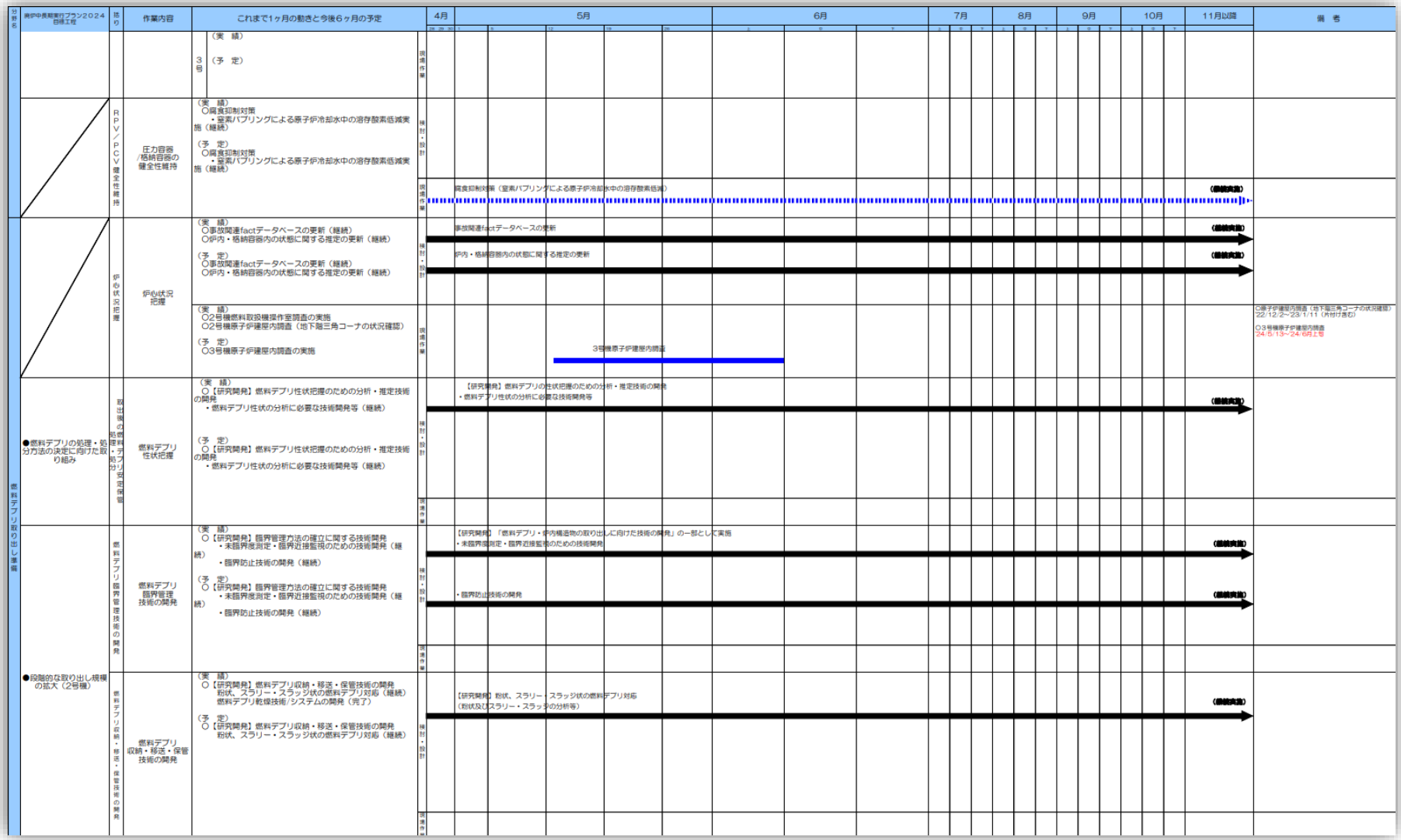
(8)直近のスケジュール　（更新）

デブリ取り出し準備のスケジュールについては、2024年5月30日の第126回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議に提出された東京電力の資料によると、下および次ページ以下の表のようになっています。青い棒で示されているのが現場での実施作業です。細かくて見にくい図版で申し訳ありません。詳しくご覧になりたい方は下記出典をご覧ください。スケジュールは次ページに続き、次々ページは廃炉中長期実行プラン2024です。



出典： 2024年5月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第126回)資料「工程表（燃料デブリ取り出し準備）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-3-1.pdf

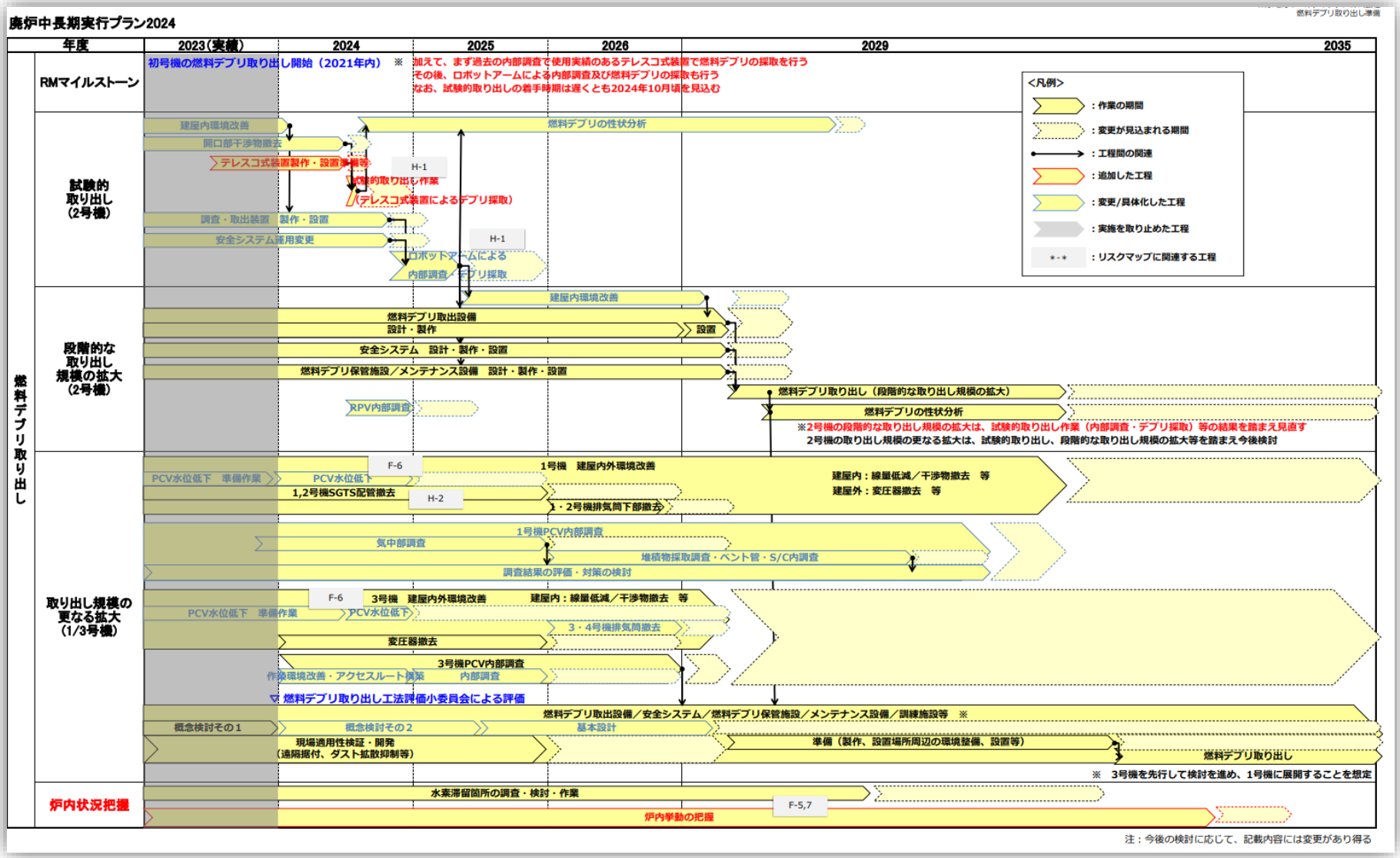
小目次に戻る
概要に戻る



小目次に戻る

出典： 2024年5月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第126回)資料「工程表（燃料デブリ取り出し準備）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-3-1.pdf

概要に戻る



小目次に戻る

出典： 2024年5月30日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第126回)資料「工程表（燃料デブリ取り出し準備）」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2024/05/05/3-3-1.pdf

概要に戻る

5　今後の課題と技術開発の状況

(1)　原子炉格納容器

①　補修技術の研究・開発

格納容器の補修技術の研究・開発については、手探りの状態です。
研究・開発に当たっている技術研究組合国際廃炉研究開発機構の鈴木俊一研究推進部長は、2014年11月25日に開催された文部科学省・東京工業大学共催の廃止措置・人材育成ワークショップにおける講演「廃炉研究開発の状況と今後の課題」において、格納容器下部の補修技術については2016年度、格納容器上部の補修技術については、2017年度を開発の目標年度としています。

【資料「研究開発プロジェクトの進捗状況及び次期計画の方向性」から】
2016年2月末までの成果として、圧力抑制室(S/C)脚部の補強材の改良(次ページ参照)及び実機適用の見通しが立ったこと、圧力抑制室脚部補強工法が実規模試験において使用できることが確認されたこと等を挙げています。
「課題及び今後の方向性」としては、実機への適用性を考慮し装置の要求性能に反映すること、長期的な止水機能維持に関する検討を挙げ、この分野が全体としては研究段階にあることを示唆しています。

出典：　http://irid.or.jp/_pdf/20141125.pdf
「圧力容器／格納容器の 健全性評価技術の開発」2014年5月29日IRID
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/0529/140529_01_041.pdf
2016年2月25日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第27回)資料「研究開発プロジェクトの進捗状況及び次期計画の方向性」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/pdf/0225_4_3a.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

修復中

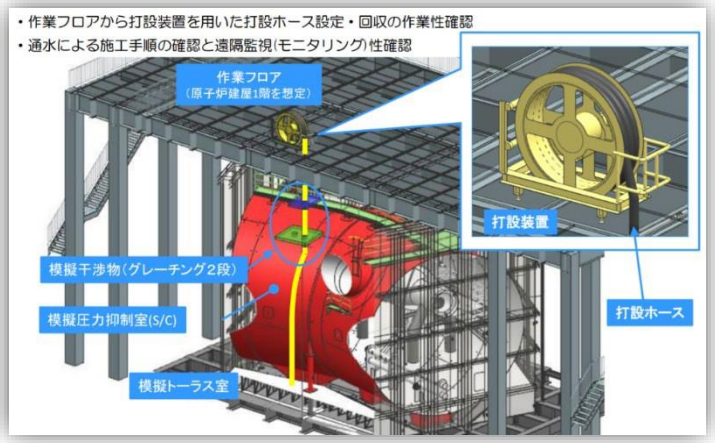
②　格納容器の補修技術の研究・開発－原子炉格納容器止水実規模試験について

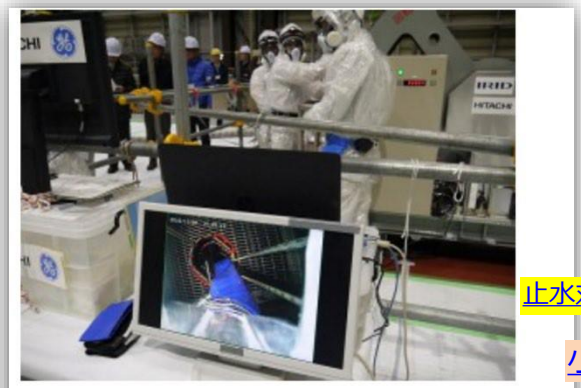
耐震強度評価において不安を持たれている圧力抑制室（S/C）支持構造物（脚部）参照の補強について、国際廃炉研究開発機構は、2号機のPCV下部にあたるベント管・圧力抑制室やトーラス室壁面などを模擬し実規模試験体（試験体のサイズは実寸大ですが、本来は円周状の圧力抑制室を8等分して、その一つを切り出した形）を用いた施工性確認試験を開始しました。

同機構は、核燃料デブリ取り出しのため圧力抑制室内に止水材の充填をおこなう研究開発を行っていますが、その際、止水材の充填による重量増加が見込まれるため、圧力抑制室を支える脚部の耐震補強を目的として、圧力抑制室下部に補強材を充填して補強する技術開発に取り組んでいます。

また今後、ベント管止水技術、圧力抑制室内充填止水技術、S/C脚部補強技術について、施工性確認試験及び打設試験を行う予定で、2017年度中に、一連の工法開発の実規模試験を完了させる計画です。

（次ページに続く）





手前モニタを見ながら干渉物を避けホースを降下させ

止水対象箇所へ戻る
小目次に戻る
概要に戻る

出典：国際廃炉研究開発機構/日立GEニュークリア・エナジー2016年11月29日
「原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験 圧力抑制室（SUPPRESSION CHAMBER，S/C）脚部補強技術の実規模試験について」
http://irid.or.jp/topics/%E5%8E%9F%E5%AD%90%E7%82%89%E6%A0%BC%E7%B4%8D%E5%AE%B9%E5%99%A8%E6%BC%8F%E3%81%88%E3%81%84%E7%AE%87%E6%89%80%E3%81%AE%E8%A3%9C%E4%BF%AE%E6%8A%80%E8%A1%93%E3%81%AE%E5%AE%9F%E8%A6%8F%E6%A8%A1%E8%A9%A6/

この実験は、前ページで紹介した、主として核燃料デブリの取り出しを冠水工法により行う際、最も重要な課題である格納容器と外部との遮断(バウンダリ)の構築 参照 に係る一連の実験(①ベント管止水技術②圧力抑制室(S/C)内充填止水技術③S/C脚部補強技術)の一部です。

②について、楢葉遠隔技術開発センターで実物大模型を用いて、イチエフの現場環境を想定した放射線環境下(3 mSv/h)で人手による作業や遠隔機器による作業の手順を確認する「施工性確認試験」、および「コンクリート打設試験」が行われました(2017年6月)。実験の概要は次ページ以降の図をご覧ください。

【実験の結果】

施工性確認試験については、装置の搬入～組み立て～解体～搬出に要した時間は45分であり、全体の作業を2～3班に分け、放射線環境(3 mSv/h)下で1人当たりの作業時間を20分以内にすることで人手による施工が可能(被ばく上限1 mSv/人日)なことが確認されたとのことです。

コンクリート打設試験については、10時間強で200 m^3の打設を完了し、遠隔操作でホース下端を100 mmピッチで段階的に引き上げられることが確認されたそうです。

なお、①ベント管止水技術の施工性確認試験は2017年3月～5月に、③S/C脚部補強技術の施工性確認試験は2016年11月に実施されていますが、結果資料については見つけることができていません。

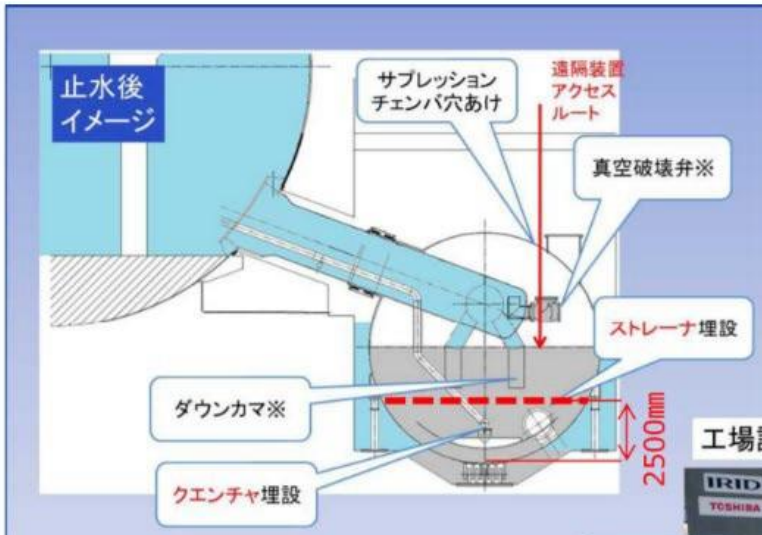
小目次に戻る

出典：2017年6月29日　国際廃炉研究開発機構(IRID)　「圧力容器／格納容器の 健全性評価技術の開発」IRID
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/06/3-03-03.pdf

概要に戻る

（圧力抑制室内充填止水技術の概要）

■ S/C内外の流路となる**配管端部（クエンチャ、ストレーナ）**を止水することを目的とした技術開発。また、**ダウンカマまでを埋設**してベント管止水のバックアップとしての役割も検討中。



【実施手順】
①サプレッションチェンバへ穴あけ

②サプレッションチェンバ内へ止水材打設

③ストレーナ、クエンチャを埋設止水

※ダウンカマ、真空破壊弁を埋設止水（オプション）

【候補材】
サプレッションチェンバ内止水材：
水中不分離性コンクリート

工場試験（コンクリート打設中）



工場試験（ストレーナ埋設前）

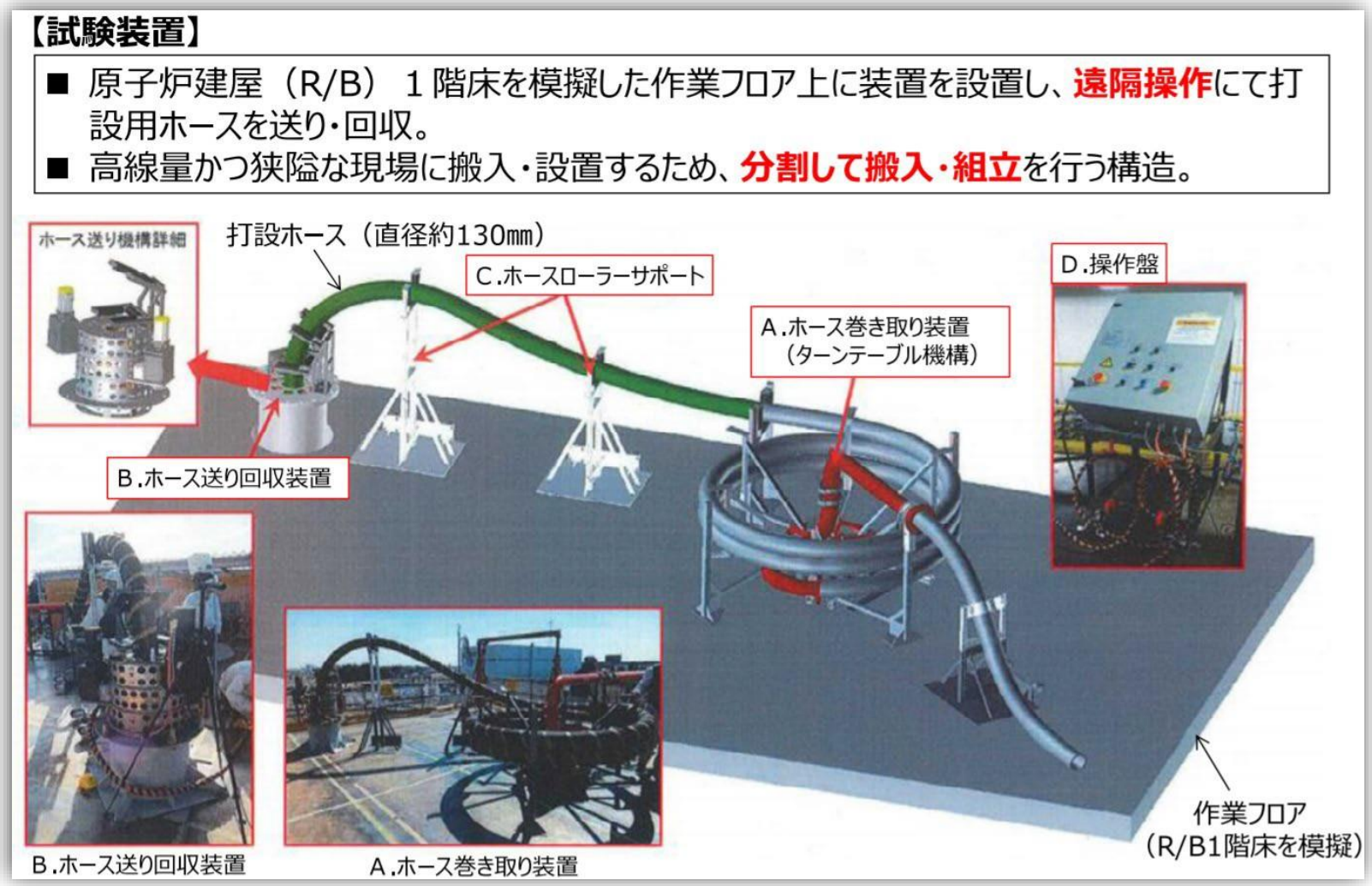


---- ：6月24日コンクリート打設試験での打設高さ（S/C底部より約2500㎜）

（筆者注）ダウンカマ：ベント管の先端で圧力抑制室（S/C）内の水に浸かっている部分。格納容器内の圧力が高くなりすぎたとき、格納容器内の放射性ガスがここを通って圧力抑制室（S/C）内の水をくぐることによってガス中の放射性物質が水に吸収され、格納容器から排出されるガスの放射能を低減させる。

小目次に戻る
概要に戻る

（コンクリート打設試験装置の概要）



小目次に戻る

概要に戻る

修復中

(2) 格納容器等の健全性の評価

冠水工法時、地震発生時に、冠水により自重が増加した格納容器等の原子炉構造物が耐えられるかどうかの健全性の評価については、2011年より技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)が2016年度に向けて研究・開発に当たり、2014年5月に評価を公表しています。

それによりますと、原子炉圧力容器およびそれを支える土台である圧力容器の土台(ペデスタル)の耐震強度評価については、落下した核燃料デブリによる侵食等の影響を考えない場合には、現状でも、あるいは冠水工法時に格納容器を水で満杯にした状態でも、想定した地震動に耐えられる。しかし、圧力抑制室(S/C)支持構造物については耐えられるかどうか分からないようです。 サプレッションチェンバ内包水のサンプリングに戻る

また、第27回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第27回)資料「研究開発プロジェクトの進捗状況及び次期計画の方向性」では、実施した耐震強度評価において評価結果が厳しい部位として圧力容器の土台および圧力抑制室脚部支持構造物を挙げ、圧力容器の土台については侵食影響を評価していますが評価結果については明らかにされていません。

「課題及び今後の方向性」においては圧力抑制室脚部支持構造物や補強材の耐震性評価試験の実施が必要としています。

(筆者注:下線は筆者によるものです)

止水対象箇所へ戻る

止水実規模試験へ戻る

小目次に戻る

出典： 2014年5月29日国際廃炉研究開発機構「平成25年度実績概要　圧力容器／格納容器の 健全性評価技術の開発」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2014/11/140529_07.pdf
2016年2月25日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第27回)資料「研究開発プロジェクトの進捗状況及び次期計画の方向性」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/pdf/0225_4_3a.pdf

概要に戻る

(3) 核燃料デブリの特性と取り出し時の臨界評価

① 核燃料デブリの特性

国立研究開発法人日本原子力開発機構原子力科学研究所はそのホームページで、「炉心溶融の際には、核分裂連鎖反応を止める役割を果たす制御棒も同時に壊れ、核燃料デブリ(以下、デブリ)とともに本来の位置から動いていると想定されている。このデブリは、水中において破砕した後、取り出し、保管・管理されることになるが、このときの状態変化により、再び核分裂連鎖反応(＝再臨界)が起きる可能性が示唆されている。一方で、ジルコニウム、鉄、コンクリートなど様々な物質が核燃料と溶融・混合したデブリの臨界挙動は、未だ十分な研究がなされておらず、その取り扱い時における再臨界のリスク評価やそれ自体を防止する確実な対策が必要不可欠である」としています。

【資料「研究開発プロジェクトの進捗状況及び次期計画の方向性」から】
2016年2月末までの成果として、模擬デブリを用いた特性評価により、物性データおよびデブリとコンクリートとの高温反応(コアコンクリート反応＝MCCI反応)生成物のデータが取得できたこと、炉内溶融物・溶融反応生成物の機械的性質を評価できたこと等を挙げています。

「課題及び今後の方向性」においては収納缶に係るデブリ性状データを平成28年度末に取りまとめることとされていました。

(次ページに続く)

出典：https://www.jaea.go.jp/04/ntokai/fukushima/fukushima_01.html
「廃炉・汚染水対策の概要」2015年5月28日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/150528_01_2_01.pdf
2013年12月17日 国際廃炉研究開発機構
http://irid.or.jp/debris/TA_RFI1J.pdf
原子力規制員会2015年1月23日「平成27年度原子力施設等防災対策等委託費(東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備)事業の実施に係る入札可能性調査の結果について」
https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9970828/www.nsr.go.jp/nra/chotatsu/buppin-itaku/itaku/h26fy/20150123-3.html
2016年2月25日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第27回)資料「研究開発プロジェクトの進捗状況及び次期計画の方向性」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/pdf/0225_4_3a.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

修復中

②　核燃料デブリの臨界評価手法の整備

評価手法の整備については、平成27年度原子力施設等防災対策等委託費に基づいて原子力規制委員会が事業者を公募し、日本原子力開発機構が随意契約で実施することになりました。

【資料「研究開発プロジェクトの進捗状況及び次期計画の方向性」から】

2016年2月末までの成果として、複数工法における臨界管理の基本的考え方を整理し、事故･異常事象を検討することにより、深層防護に基づく臨界安全の考え方をまとめ、核燃料デブリ取出しシステムに対する要求を整理したというところのようです。具体的な臨界近接検知技術や再臨界検知技術、臨界防止技術の開発に関しては、システムの概念の構築、試験計画案の立案などペーパー以前の段階にあるようです。

「課題及び今後の方向性」としては、部分的な技術要素およびシステムの試験を実施し、臨界管理に必要な要素技術を確立することを挙げています。 臨界管理技術に戻る

2016年12月の「燃料デブリ取り出し準備スケジュール」によれば、1号機原子炉格納容器ガス管理システムで臨界近接検知技術の現地試験が行われているようですが、その具体的な内容については資料を見つけられていません。今後追跡し、分かった時点でレポートします。

出典：原子力規制員会2015年1月23日「平成27年度原子力施設等防災対策等委託費(東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備)事業の実施に係る入札可能性調査の結果について」
https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9970828/www.nsr.go.jp/nra/chotatsu/buppin-itaku/itaku/h26fy/20150123-3.html
2016年2月25日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第27回)資料「研究開発プロジェクトの進捗状況及び次期計画の方向性」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/pdf/0225_4_3a.pdf
第37回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2016年12月22日資料東京電力「燃料デブリ取り出し準備スケジュール」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/12/3-03-01.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

修復中

③ 核燃料デブリの臨界 参照 評価手法の整備（統計的臨界評価）

そもそも「燃料デブリの臨界評価」とは具体的にはどういうことでしょうか？
出典1は、

> 東京電力福島第一原子力発電所1～3号機では、炉心が損傷・溶融し、多量の燃料デブリ(核燃料と炉内構造やコンクリート等が溶融し再度固化したもの)が発生し、原子炉圧力容器下部や原子炉格納容器内部に存在すると推測されている。廃炉に向けた燃料デブリの管理、取出し作業及び取出し後の収納・輸送・保管については性状の不確かさを考慮した臨界管理が必要であることから、事業者が行う臨界管理の適否を判断するための手法

と定義しています。

つまり、核燃料デブリ(以下、デブリ)の臨界評価とは、第一義として、メルトスルーを起こしたイチエフの1号機～3号機において、燃焼度も様々な核燃料が、ある部分では被覆管のジルコニウムと、ある部分では構造材の鉄と、またある部分ではコンクリートと、さらにそれらが入り混じっていると推定されている、不均一かつ多様な性状で存在し、さらに取り出し作業のような操作により性状が変化してゆくデブリの現実的な臨界性(中性子増倍率)を推定する一連の手続きのようです。

そしてそれは、デブリの取り出し開始までに、本レポートで報告してきた、MAAPなどの過酷事故解析コード 参照 による解析、原子炉格納容器内部調査、取得したサンプルの解析などによる絶えざる更新が必要な作業と思われます。

一方、原子力規制委員会等の規制サイドから言えば、上記の、事業者が行う臨界評価を含む臨界管理の一連の体系の可否を判断する体系でもあるようですが、本レポートでは第一義としての臨界評価について考察していきます。

出典2の45ページには、臨界評価・影響評価手法の目標、現状及び課題が次ページの表のように示されています。

今回は、この表中で、これまで筆者が未見であった「統計的臨界評価」および「臨界リスク図表」についてレポートを試みます。

(次々ページに続く)

出典：2019 構想日本・日本大学尾上研究室・Visualizing.JP・ワセダクロニクル「燃料デブリの臨界管理に係る評価手法の整備事業」
https://judgit.net/projects/8554
2019年7月技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)
「平成29年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化
(臨界管理方法の確立に関する技術開発)平成30年度実施分最終報告」
https://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

実施済の内容（黒），本年度の内容（青）

表1　開発成果と実機適用までの課題

最終目標	実機適用までの達成目標	達成状況	実機適用までの課題
臨界シナリオ・臨界管理上重要度評価	・最新知見を反映した、1～3号の部位毎の臨界シナリオ・臨界管理上の重要度評価	・最新知見を反映して臨界リスク図表を見直し。 ・臨界評価/臨界挙動評価の結果を取り込み、臨界リスク図表を定量化。	・最新知見を反映したアップデートを継続する。
	・臨界評価合理化のため、内部調査、サンプリングへのニーズを提示。	・段階的規模拡大における取得データの使用方法、臨界評価の合理化方法整理。	ー
現実的リスクの把握	・統計的臨界評価に基づく現実的な臨界リスク評価（統計的臨界評価）	・1号機ペデスタル部評価及びPCVガス放射線モニタによる未臨界度推定の結果を反映した精緻化。 ・2、3号機RPV下部評価 ・2号機ペデスタル評価（内部調査結果を反映した精緻化）	・最新知見を反映したアップデートの継続 ・統計的臨界評価手法による、臨界防止対策の有効性確認

筆者注：強調枠は筆者によります。

出典：2019年7月技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）
「平成29年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）平成30年度実施分最終報告」
https://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

出典1には「統計的臨界評価」に係る評価式そのものは示されていません。

一方、出典2-13ページによると、「統計的臨界評価」とは、

「デブリ性状などのパラメータを確率変数として取り扱うことで、現実的な臨界性(中性子増倍率)を推定」

することのようです。

例えば、2号機において、出典1の49ページに示された

- 燃料デブリは，直径5.4(m)×高さ0.6(m)の扁平な円柱状に堆積しているとした(PCV内部調査画像より)
- 燃料デブリのウラン濃縮度は，燃焼度の異なる6バッチに区分して，それぞれの存在割合を設定した(運転履歴データより)
- Gdは1バッチ目燃料のみに局所的に偏在するモデルとした(保守的)
- B4Cは考慮せず(保守的)
- 1000ケースの計算結果について中性子増倍率の頻度分布を得た

用語解説へ：
B4C
Gd

を所与の条件と仮定し、次ページに示した出典1-48ページの表の、これまでの知見から推定されたデブリの組成、形状の値をパラメータとして評価式の中で動かしてみたところ、

- 臨界判定基準keff=1.0を超過するケースは無し。(keff=0.95を超過するケースは約0.6%あり)
- ２号機ペデスタルに堆積している燃料デブリの臨界リスクは十分小さいことが定量的に試算された。(多くの仮定を含むので評価の信頼性には注意が必要)

という評価結果が得られ、2号機ペデスタル内の核燃料デブリの現実的な臨界性についての推定手法の精緻化が進んだということになるのだと思われます。

評価式そのものなど、さらに詳しくお知りになりたい読者は次の資料に当たられることをお勧めします。残念ながら筆者には歯が立ちません。

日本原子力研究開発機構 平成30年3月「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」
https://www.nsr.go.jp/data/000256179.pdf

(次々ページに続く)

出典：2019年7月技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)「平成29年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発)平成30年度実施分最終報告」
https://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf

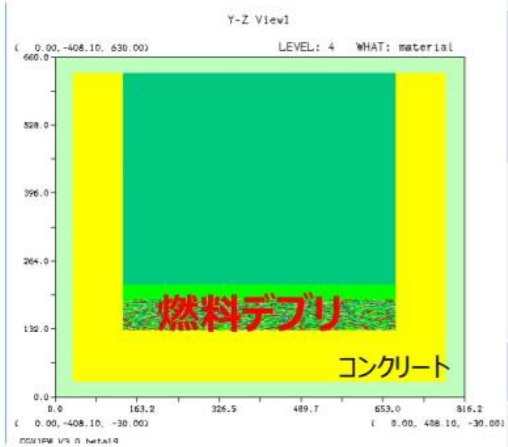
平成29年4月　技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)
「平成２６年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」(燃料デブリ臨界管理技術の開発)中間報告」
https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20160000_06.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

【実施内容】

- 2号機ペデスタルに堆積している燃料デブリを対象として，加工制限無しで燃料デブリ形状を変化させた場合を想定して，臨界リスクを統計的手法に基づき評価した
- ペデスタル映像（内部調査Pj成果）、燃料デブリ分布推定図（炉内状況把握Pj成果）、燃料デブリ特性リスト（性状把握Pj成果）を調査して、統計的臨界評価に必要となる解析条件を整理（下表）

項目	値	根拠
燃料デブリの内訳(vol%)	UO_2：30 ～70 構造材：70～30	事故解析コードの解析結果や燃料デブリ性状把握Pjの成果を参考にして設定
構造材の内訳(vol%)	Zr：40 ～60 SUS：60～40	事故解析コードの解析結果や燃料デブリ性状把握Pjの成果を参考にして設定
燃料デブリ体積占有率 (vol%)	50～ 90	PCV内部調査の画像，および今後想定される形状変化を仮定 （50以下は巻き上がり事象として扱う）
燃料デブリ球 の大きさ（直径(cm)）	UO_2：4 ～9 Gd：0.5～4	燃料デブリ組成の局所的な偏りを表現するためのモデル 直径数cm程度が保守的 直径9cmの球の体積は燃料棒1本分に相当 Gd球はUO2球に含まれるものと仮定
UO_2密度 (g/cm³)	9 ～ 10.5	燃料デブリ性状把握Pjとの協議を参考にして設定
燃料デブリ内空隙率（空気）(%)	0 ～ 15	燃料デブリ性状把握Pjとの協議を参考にして設定



計算モデル

2号機ペデスタル統計的臨界評価のための解析条件（一様分布の確率分布を仮定）

小目次に戻る

出典：2019年7月技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）
「平成29年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）平成30年度実施分最終報告」
https://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf

概要に戻る

修復中

出典1、46ページ。ページ内の配置から判断すると下図が、統計的臨界評価により定量化された「臨界リスク図表」というもののようです。2016年の「システムの概念の構築、試験計画案の立案などペーパー以前の段階 参照 と比べると、現在の統計的臨界評価は、2号機という一部の状況について、事故進展解析コードによる解析や格納容器内部調査など得られた知見をベースに、計算機によるシミュレーションを試みたという点で半歩前進なのだと思います。核燃料デブリの取り出し時の臨界管理に有効なツールとするためには、2021年度以降の2号機の試験的取り出しなどにより、さらに多くの知見の積み重ねとテストを繰り返し、更新し続けていく必要があると思われます。
次回は、臨界近接検知技術など臨界を防ぐ臨界管理についてレポートを試みる予定です。

CRDハウジング⇒用語解説へ

表1　号機毎の臨界管理の重要度

部位	臨界シナリオ	1号機	2号機	3号機
炉心部	・残存燃料の水没	極小 (残存燃料ほとんどなし)	中 (炉心領域,外周部に燃料残存可能性あり)	小 (外周部に燃料残存可能性を否定できない)
RPV下部	・燃料デブリの水没 ・取り出し時状態変化	水没：小 取り出し：極小 (残存量少)	水没：中 取り出し：小 (残存量多く、かつ露出)	水没：中 取り出し：小 (残存量多く、かつ露出)
CRDハウジング	・付着燃料デブリ水没	小～極小 (付着形状・量からリスク小)	小～極小 (付着形状・量からリスク小)	小～極小 (付着形状・量からリスク小)
PCV底部	・露出燃料デブリ水没 ・取り出し時状態変化 (含、巻き上が	水没：小 取り出し：小 (存在量多い、露出量少)	水没：小 取り出し：小 (存在量やや少、露出量大)	水没：小 取り出し：小 (存在量多い、露出量少)

*ここでいう臨界リスクとは、今後の状態変化に備える臨界防止対策を検討する際の重要度を意味する

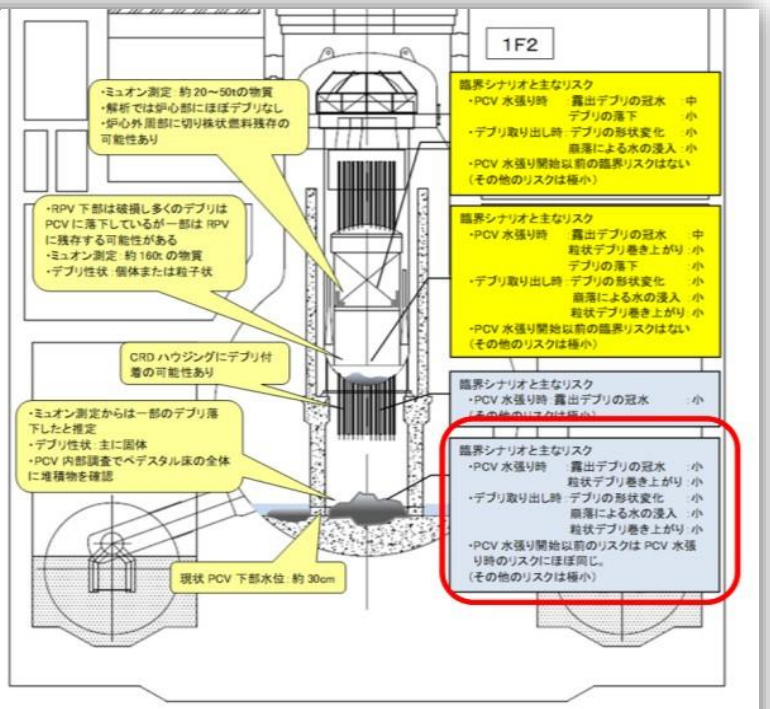


図1　1F2号機 臨界管理の重要度

小目次に戻る

出典：2019年7月技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）
「平成29年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）平成30年度実施分最終報告」
https://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf

概要に戻る

修復中

(4) イチエフ核燃料デブリにおける臨界 参照 管理技術

現在、1～3号機の核燃料デブリ(以下、デブリ)においては、常時格納容器内の放射性物質濃度(Xe-135)を測定することで未臨界が維持されているかどうか推定しています。 Xe-135⇒用語解説へ

一方ここでの臨界管理とは、取り出し等、デブリに何らかの操作を加えた時に、デブリの中で核分裂連鎖反応が起こっているかどうかを測定し、それによって臨界に向かっている(臨界近接)のかどうかを判断し、臨界近接であれば、それをどう抑制するのかということだと思われます。

出典によると、2017年度までに、「燃料デブリ臨界管理技術の開発」として、燃料デブリ取り出し作業時の臨界管理に必要な要素技術の基本的な成立が確認されているそうです。しかし、これらの技術について、開発中の核燃料デブリ取り出し工法・システムへの適用性の確認や具体化に向けた課題が残っているとしています。

ここでは、2017年度までに技術的な成立性が確認されたという臨界管理技術がどのようなものか、出典の(1)未臨界度測定・臨界近接監視のための技術、(2) 再臨界を検知する技術、(3) 臨界防止技術の三つの分野に沿って少しずつ概観し、不均一かつ多様な性状で大量に存在する1～3号機のデブリへの適用性をどのように確認しているかも見ていくことにします。

今月は、臨界近接を検知する技術の核心であるらしいXe-135等の希ガス濃度測定システム、および中性子検出器、また臨界防止技術の核心であるらしい非溶解性中性子吸収材について筆者が理解できる範囲でレポートを試みます。

(次ページに続く)

小目次に戻る

出典：2019年7月技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)「平成29年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発)平成30年度実施分最終報告」
https://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf

概要に戻る

まず、希ガス濃度測定システムとはどのようなものでしょうか。

現在、1～3号機の核燃料デブリ（以下、デブリ）においては、常時格納容器ガス管理設備モニタによってとらえられる Xe-135（キセノン135）の濃度を測定することで臨界近接が生じていないかどうか確認しています。

しかし出典によると、Xe-135より同じ希ガスであるKr-88（クリプトン）の方が臨界近接、臨界終息のどちらにも応答が速いということです。

また、現在1号機で使用されているゲルマニウム半導体では、本格取り出し時の流量ではXeの濃度定量は困難であり、本格取り出し時の濃度モニタリングには高感度化が必要ということです。高感度化した場合、Xe-135、Kr-88共に1時間で検出限界以上となる見通しが得られたということです。これは2号機に設置した場合も同様とのことです。

【前提】D/W体積3600 m^3,排気流量21 m^3/h(現状)、2100 m^3/h(本格)
現1号機相当Ge検出器10%効率、高感度化120%効率×2,中性子源増倍係数1号機並み

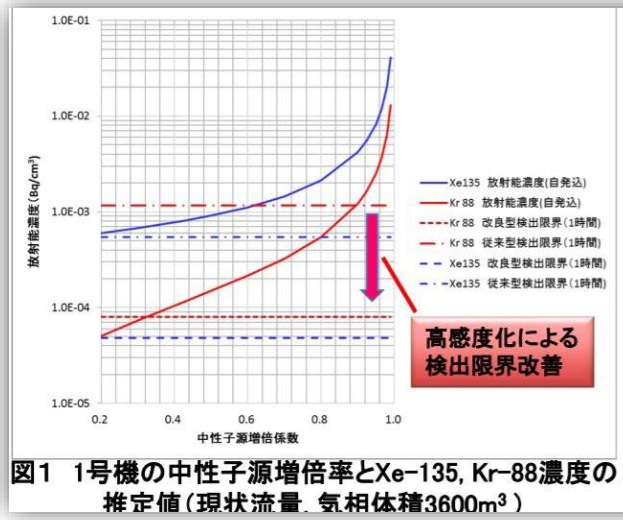


図1　1号機の中性子源増倍率とXe-135, Kr-88濃度の推定値（現状流量、気相体積3600m^3）

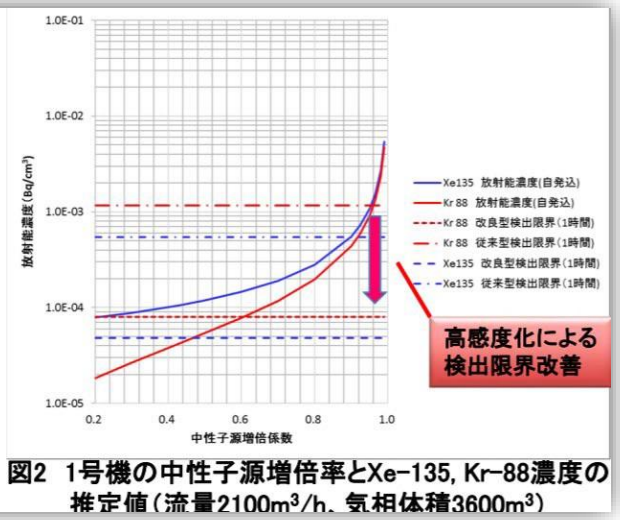


図2　1号機の中性子源増倍率とXe-135, Kr-88濃度の推定値（流量2100m^3/h、気相体積3600m^3）

小目次に戻る

出典：2019年7月技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)「平成29年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発)平成30年度実施分最終報告」
https://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf

概要に戻る

次に、中性子検出器です。

1個の核分裂で平均で2.5個の中性子が飛び出す 参照 ので、核分裂連鎖反応が進めば中性子が増えます。

出典2によると、中性子検出器の原理は、

> 中性子は物質と相互作用して電離する能力がないことから，速い中性子の場合は，原子核との弾性散乱をしてできる荷電粒子（Hなどの反跳核）を利用して測定します．また，遅い中性子では中性子による核反応（(n,p)，(n，α)など）に基づく荷電粒子を利用して測定します（特別な場合では(n，γ)もある）．また，中性子検出器には，イメージングプレート，放射化箔，写真乾板などを使う時間積分型と，ガス検出器やシンチレーション検出器など中性子を1個ずつ計測する時間微分型の検出器があります．

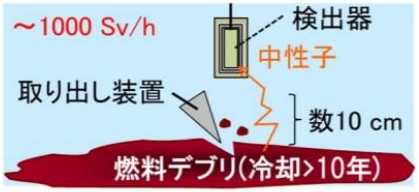
ということですが、これでは筆者にはお手上げです。「中性子検出器への入門」は筆者にとっては全然「入門」ではありません。

出典1からのシステム概要図（下図）、および次ページの未臨界度測定のための中性子検出器の性能比較表の引用で理解したことにします。

（次ページに続く）

【システム概要】

- **中性子検出器を燃料デブリ近傍に設置して、核分裂による局所的な中性子のゆらぎを計測（図1）**
- **中性子のゆらぎを炉雑音分析して未臨界度を推定**
- **燃料デブリ取り出し作業による未臨界度の変化を中性子源増倍法でリアルタイム監視**



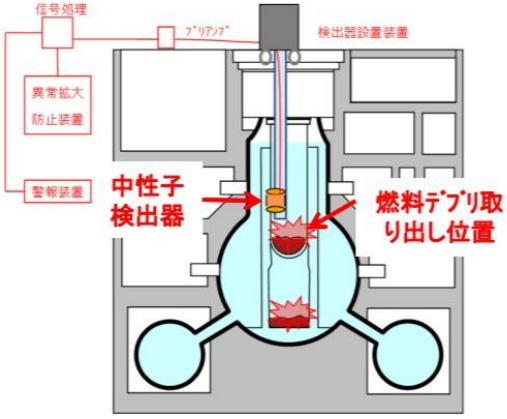


図1　未臨界度測定・臨界近接監視システム概要

出典：2019年7月技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）「平成29年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）平成30年度実施分最終報告」
https://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf

中性子検出器への入門　曽山 和彦　（日本原子力研究開発機構 J-PARC センター 物質・生命科学ディビジョン 中性子基盤セクション）
https://www.jstage.jst.go.jp/article/hamon/19/4/19_242/_pdf

小目次に戻る
概要に戻る

(参考)未臨界度測定のための中性子検出器の性能比較

【目的】
未臨界度測定の用途に適用可能な中性子検出器候補のリストアップ

【成果】
コロナカウンターを含む代替検出器の適用性を評価した

【実機適用までの課題】
- 現場環境のガンマ線量率に応じて適切な検出器を選定
- コロナ/PCV詳細調査向けSiC型半導体検出器は要求仕様に対して未検証の項目があるため，KUCA試験で未臨界度測定性能の評価が必要
- PCV詳細調査向けSiC型半導体検出器の応用も検討する。

評価項目	検出器(型式)	B-10比例計数管 [高感度タイプ] (E6863-150)	B-10コロナカウンター	U-235核分裂検出器 (CFUL01)	He-3比例計数管 (E6862)
システムへの適合性	中性子束測定範囲[1/cm²/sec]	0.1～10^4	~10^3	10^2～10^8	0.1～10^3
	中性子検出感度 (*1) [(c/s)/(1/cm²/sec)]	1.67 [γ未照射時]	(*1)	1	23 [γ未照射時]
	センサ大きさあたりの中性子感度 [(c/s)/(1/s/cm²)/cm³]	0.013	(*1)	0.002	0.189
	識別可能な隣接パルス間隔[ns]	○ 100ns以下	(*1)	○ 100ns以下	(*1)
	パルス到達時間検出精度／パルス出力遅延時間ばらつき[ns]	○ 10ns以下	(*1)	○ 10ns以下	(*1)
	センサ部形状[Φ(mm)×L(mm)]	25.4×245	(*1)	48×337	25.4×245
環境条件への対応	許容ガンマ線線量率[Gy/h]	△(遮へい要) 1.67cps/nv (<2.2Gy/h) 0.5cps/nv (<100Gy/h)	(*1)	○ (1×10^4Gy/h)	(*1)
	耐積算線量 [Gy]／耐用年数	○ (3×10^{10}Gy)	○ (5×10^4Gy以上)	○ (1×10^9Gy)	(*1)

(*1)ベンダーの商業機密につき公開不可。

小目次に戻る

出典：2019年7月技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)「平成29年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発)平成30年度実施分最終報告」
https://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf

概要に戻る

そして、非溶解性中性子吸収材です。

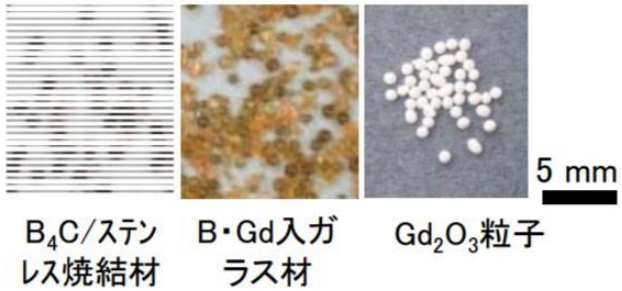
出典2によれば、中性子吸収剤とは、

> 中性子の吸収反応が容易に起こる物質を中性子吸収材という。たとえば、ホウ素（ボロン、B）、カドミウム（Cd）、キセノン（ゼノン、Xe）、ハフニウム（Hf）などの元素、またはこれらを含む物質である。中性子と原子核との核反応によりその中性子が原子核に吸収される場合を、中性子の吸収反応という。これら中性子吸収材により中性子の数を調整できることから、原子炉の制御棒として使われるほか、中性子の遮蔽材としても利用される。

ということです。

核分裂で飛び出た中性子が周囲の核燃料物質の原子核に吸収され次の核分裂を起こす 参照 のですから、周囲の核燃料物質に吸収される前に中性子吸収剤で中性子を吸収してしまえば核分裂連鎖反応は終息に向かいます。

ただ、イチエフの核燃料デブリのような不均一な性状の核燃料物質では、中性子を吸収するためには、ホウ酸水などの溶解性中性子吸収材だけではなく、局所的に散布できる非溶解性中性子吸収材（下図）も必要なようです。





水ガラス／Gd_2O_3造粒粉材(硬化後)

出典：2019年7月技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）「平成29年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）平成30年度実施分最終報告」
https://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf
国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構(JAEA)　原子力百科事典ATOMICA「中性子吸収材」
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1045.html

小目次に戻る
概要に戻る

(5) 核燃料デブリの取り出しに係る技術開発

廃炉研究開発連携会議はその)ポータルサイトで概ね以下のように述べています。

イチエフの原子炉建屋や原子炉格納容器の内部は、依然、高線量の厳しい環境下にあります。核燃料デブリ(以下、デブリ)取り出しに向けた取組みを進めるためには、原子炉建屋を除染する技術、炉内に直接アクセスし内部を調査する技術、デブリのサンプリング技術の開発が必要です。また、デブリや炉内構造物取り出しの作業に使用する機器・装置の開発も必要です。これらの作業は、作業員の被ばくリスクを低減するためにも、遠隔操作型の機器・装置、システムを採用する必要があります。

次ページ以下で、これらの遠隔技術の開発状況を紹介します。

小目次に戻る

出典：廃炉研究開発情報ポータルサイト）遠隔技術
http://www.drd-portal.jp/r_and_d/remote/index.html

概要に戻る

(6) 炉内構造物、デブリ
① はつり除去技術の開発

2016年12月月例レポート68ページの新聞スクラップで「燃料デブリ、レーザーで表面溶融」という報道記事を紹介しましたが、出典資料によりその概要をレポートします。

国際廃炉研究開発機構(開発担当：東芝)は、位置・形態・性状がさまざまであるデブリを収納缶に収納可能なサイズに加工する技術である、「レーザガウジング技術」の開発について、気中／水中環境下での水噴射とレーザ光照射を同軸で行うガウジング(切削)加工試験を実施したとのことです。
新たに開発した加工ノズルより水流を噴射し、レーザ光を水流内に照射。デブリ表面に当て、デブリ表層をレーザ光で溶融するとともに、水流で溶融した部分を飛散させると、固まっていたデブリは主に細かな粒状になり、沈殿させて回収できます。
試験では、ステンレス鋼のほか融点の高い酸化アルミニウム、酸化ジルコニウムのいずれも加工可能なこと、気中、水中で性能に差異がないこと、酸化ジルコニウムと酸化アルミニウムでの加工速度にも大きな差異がないこと、さらにガウジングノズルと材料間の距離と加工速度に相関関係があることを確認したそうです。
今後の課題としては、微細な粒状デブリが気中や水中に浮遊するため、回収のための移行量と性状の把握が挙げられています。
この技術が実用化されると、気中・水中の両方で、デブリの厚さが不明でも表面を削って行くことでデブリ取り出し加工が可能になります。試験の様子は下記の動画で見ることができます。

https://www.youtube.com/watch?v=Ea-jce6OIn8&feature=youtu.be

(次ページに続く)

出典：2016年10月28日国際廃炉研究開発機構「燃料デブリの「レーザガウジング技術」の開発について［開発担当：東芝］」
http://irid.or.jp/topics/%E7%87%83%E6%96%99%E3%83%87%E3%83%96%E3%83%AA%E3%81%AE%E3%80%8C%E3%83%AC%E3%83%BC%E3%82%B6%E3%82%AC%E3%82%A6%E3%82%B8%E3%83%B3%E3%82%B0%E6%8A%80%E8%A1%93%E3%80%8D%E3%81%AE%E9%96%8B%E7%99%BA%E3%81%AB/
同添付資料
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/10/20161031_01.pdf

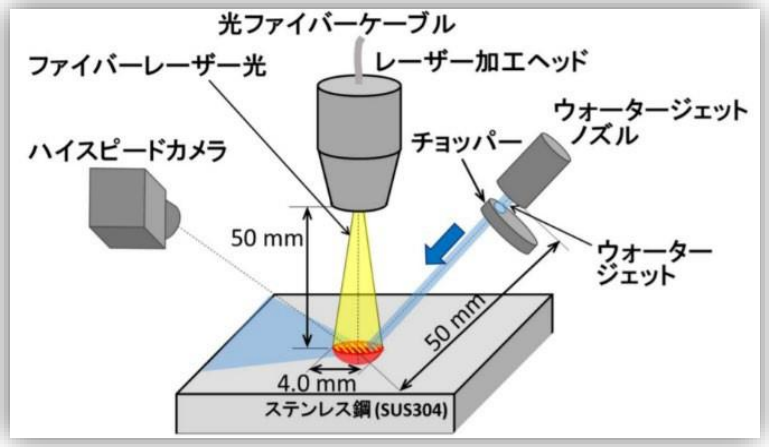
小目次に戻る
概要に戻る

4月27日、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構他の共同研究グループは、イチエフの廃炉作業における「炉内構造物及び核燃料デブリ等の取り出し工程に適用可能なレーザー光とウォータージェット(噴射水)の組合せによる除去技術」を開発したことを発表しました。

開発者による技術の概要は以下の通りです。

「イチエフの廃炉作業では狭い空間において遠隔操作技術により炉内構造物や燃料デブリ等を切断し、かつ取り出すことができる大きさに加工する必要があります。また、安全の観点から作業者の被ばく低減や放射性ダストの飛散防止が求められています。今回こうしたニーズに対応して、装置の小型化と狭い空間への適用が可能なレーザー加工と大気中へのダストの飛散抑制に有効なウォータージェットを組み合わせた技術を開発しました。本技術では、ウォータージェットを断続的に噴射することで溶融と冷却を制御し、水による冷却効果やレーザー光の吸収など、レーザー加工と組み合わせる際の影響を低減することができました。また、炉内構造物や燃料デブリ等を想定したレーザーはつり除去加工の実証試験を行い、本技術の高い有用性を確認しました。」

お二人の読者から、前ページで紹介した技術は、ノズル先端と加工点の距離が可変というメリットと、融かした瞬間の水蒸気泡でレーザ光が屈折しその間はレーザ光がターゲットから外れるというデメリットが考えられる。
本ページの技術では、水流を停止できるので熔けた物をある程度の大きさにまとめることができ回収が容易になるというメリットが考えられるが、表面に残った水を通してレーザがうまくターゲットに当たるか、前者に比べて増えるであろう溶融物が気中へ飛び散るのをいかに回収するかという課題が考えられるというご意見が寄せられました。
ありがとうございます。



小目次に戻る

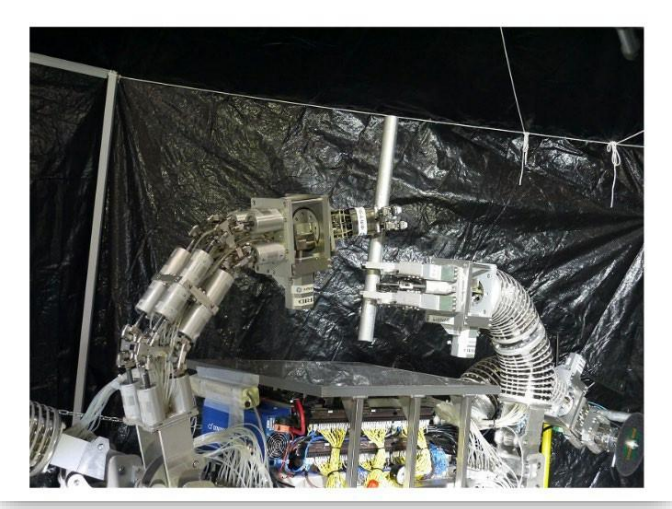
出典：2017年4月27国立研究開発法人日本原子力研究開発機構日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社　株式会社スギノマシン
「「レーザー光」と「ウォータージェット」の組合せによる炉内構造物、燃料デブリ等はつり除去技術を開発」
https://fukushima.jaea.go.jp/info/pdf/2017-0427.pdf

概要に戻る

②　核燃料デブリ取り出しにおける
遠隔作業技術・「柔構造アーム（筋肉ロボット）」の開発

国際廃炉研究開発機構（開発担当：日立GEニュークリア・エナジー）では、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発の取組のひとつとして、廃炉・汚染水対策事業費補助金・核燃料デブリ（以下、デブリ）・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業をおこなっています。
今回は、デブリ取り出し工法のひとつである、デブリ取り出しにおける遠隔作業技術「柔構造アーム（筋肉ロボット）の研究開発状況」をご紹介します。

気中―横アクセス工法を念頭に、遠隔作業用柔構造アームを応用した装置のアクセス性、遠隔作業の操作性およびハンドリングといった作業性を確認しています。



出典：2016年3月22日国際廃炉研究開発機構
「燃料デブリ取り出しにおける遠隔作業技術・「柔構造アーム（筋肉ロボット）」の開発状況について
［開発担当：日立GEニュークリア・エナジー］（2017年3月）」
http://irid.or.jp/topics/%E7%87%83%E6%96%99%E3%83%87%E3%83%96%E3%83%AA%E5%8F%96%E3%82%8A%E5%87%BA%E3%81%97%E3%81%AB%E3%81%8A%E3%81%91%E3%82%8B%E9%81%A0%E9%9A%94%E4%BD%9C%E6%A5%AD%E6%8A%80%E8%A1%93%E3%83%BB%E3%80%8C%E6%9F%94/

小目次に戻る
概要に戻る

柔構造アーム（筋肉ロボット）の適用について

東京電力は、2019年10月1日より、メーカで開発中の「柔構造アーム（筋肉ロボット）」の、3号機タービン建屋の滞留水（建屋内に溜まっている汚染水）移送装置設置に向けた干渉物撤去作業における、試験的な運用を開始しました。

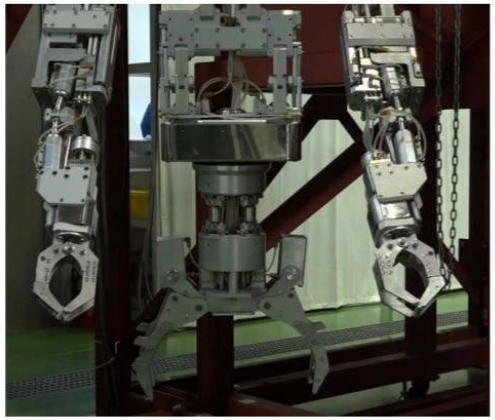
この「柔構造アーム（筋肉ロボット）」の特長について、東京電力は、アーム部に通常のロボットで採用するような電子部品（モータ等）を使用せず、水圧シリンダーとバネで駆動させるため、放射線量の高い環境下でも稼働できる。耐衝撃性が高く、衝突した場合でも故障しにくい。作動流体が水であるため、万が一、水圧シリンダーが破損した場合であっても、建屋内に溜まっている汚染水の水質には影響を与えないとしています。

今回の作業は、3号機タービン建屋地下階に溜まっている汚染水の処理における干渉物撤去ですが、核燃料デブリの取り出しも視野に入れた、今後の廃炉技術に向けた知見拡充を図る狙いがあるようです。

なお、作業の全体像については下記出典をご覧ください。



3号機タービン建屋で適用する
柔構造アーム（筋肉ロボット）



アーム部拡大

出典： 2019年10月31日　第71回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議　東京電力資料
「3号機タービン建屋 滞留水移送装置設置に向けた干渉物撤去作業における 「柔構造アーム（筋肉ロボット）」の適用について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/10/4-3.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

③　ペデスタル内アクセス装置の試験・「ロボットアーム／アクセスレール」の開発

IRID（開発担当：三菱重工業）では、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発の取組のひとつとして、廃炉・汚染水対策事業費補助金・燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業をおこなっています。

今回は、核燃料デブリ取り出し工法のひとつである、気中ー横アクセス工法で重要なアクセス技術となる、「ペデスタル内アクセス装置の研究開発状況」を紹介します。

試験の様子を下記の動画で見ることができます。

試験的取り出しの準備状況に戻る

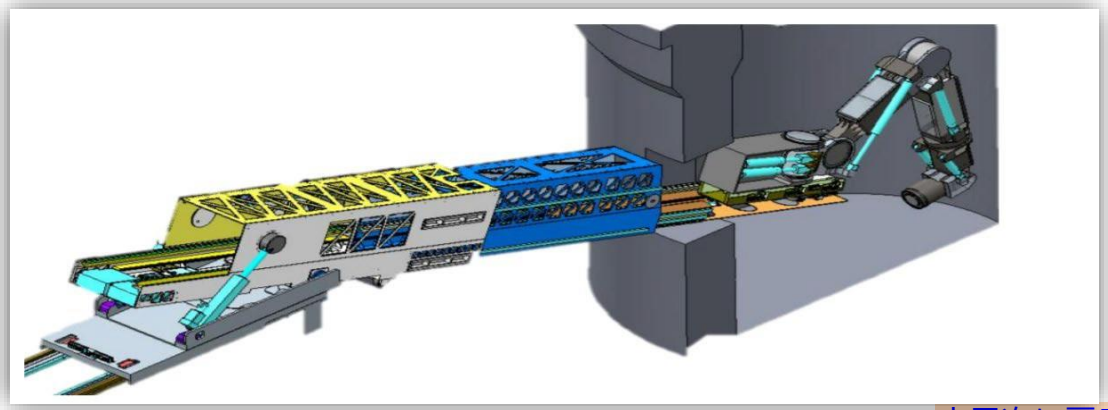
https://www.youtube.com/watch?v=TVGLwXSCc-s&feature=youtu.be

https://www.youtube.com/watch?v=7f4RGW4bheo&feature=youtu.be

https://www.youtube.com/watch?v=XJtnBAw5CMY&feature=youtu.be

このロボットアームを三菱重工業が神戸市内の工場で報道陣に公開しました（2017年4月）。このときの動画を下記で見ることができます。

https://www.youtube.com/watch?v=KWNDxDINVsI



出典：2017年3月21日国際廃炉研究開発機構
「ペデスタル内アクセス装置の試験・「ロボットアーム／アクセスレール」の開発状況について［開発担当：三菱重工業］」
http://irid.or.jp/topics/%E3%83%9A%E3%83%87%E3%82%B9%E3%82%BF%E3%83%AB%E5%86%85%E3%82%A2%E3%82%AF%E3%82%BB%E3%82%B9%E8%A3%85%E7%BD%AE%E3%81%AE%E8%A9%A6%E9%A8%93%E3%83%BB%E3%80%8C%E3%83%AD%E3%83%9C%E3%83%83%E3%83%88%E3%82%A2/

小目次に戻る

概要に戻る

(7) 原子炉圧力容器 1/1 スケールモデル試験の研究開発状況

IRID（開発担当：日立GEニュークリア・エナジー）は実物大の原子炉圧力容器の模型を作り、模型内に、個別装置を設置するための基盤である共通装置や、核燃料デブリ（以下、デブリ）を切断・把持・回収するための加工機などの個別装置を組み込んだ場合の、放射性物質の外部飛散防止性の確認試験を実施中です。
また、デブリの切削を想定し、砥石による模擬燃料デブリ凸部の研削作業後、平らになった模擬燃料デブリの切削加工試験を実施中です。

（モデルの全容）



（砥石を使った模擬燃料デブリ凸部の研削試験）



出典：2017年4月17日国際廃炉研究開発機構「燃料デブリ取り出し工法の検討
「原子炉圧力容器1／1スケールモデル試験」他［開発担当：日立GEニュークリア・エナジー］」
http://irid.or.jp/topics/%E7%87%83%E6%96%99%E3%83%87%E3%83%96%E3%83%AA%E5%8F%96%E3%82%8A%E5%87%BA%E3%81%97%E5%B7%A5%E6%B3%95%E3%81%AE%E6%A4%9C%E8%A8%8E%E3%80%8C%E5%8E%9F%E5%AD%90%E7%82%89%E5%9C%A7%E5%8A%9B%E5%AE%B9%E5%99%A81/
同「RPV1／1スケールモデル試験の研究開発概要」
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/04/20170417.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

(8) その他

飛散防止へ技術開発（IRID）

福島民報の報道によると、国際廃炉研究開発機構(IRID)の奥住直明開発計画部長は2018年4月20日、県庁で記者会見し、2018年度、東京電力福島第一原発の原子炉圧力容器から溶け落ちた核燃料(デブリ)の取り出しに向けた飛散防止の技術開発に取り組むことを発表しました。デブリにはウランやプルトニウムなどアルファ線を出す放射性物質が含まれており、人体に取り込まれると内部被ばくの危険性があるため、デブリから発生する放射線飛散微粒子の性質や挙動を分析するそうです。

なおこの計画は5月13日時点では国際廃炉研究開発機構のホームページにはアップされていないようです。

デブリ把握へ3次元画像化(東工大と東電 超音波計測器で実験)

福島民報の報道によると、東工大と東京電力の共同研究チームは、福島第一原発事故で溶け落ちた核燃料(デブリ)の詳しい形状と分布の把握に向け、超音波計測器による3次元画像化に成功したそうです。東電はこれまで、1～3号機のデブリについて宇宙線の一種「ミュー粒子(ミュオン)」で分布状況を調べてきました。研究チームによると、超音波測定器は、物質の凹凸などの形状をミュー粒子よりもはっきり判別でき、デブリの詳細な実態把握が可能になるということです。

この発表の予稿はこちらです。

https://confit.atlas.jp/guide/event-img/aesj2018s/1A04/public/pdf?type=in

出典：2017年4月21日　福島民報　「第一原発のデブリ取り出し　飛散防止へ技術開発　ＩＲＩＤ」
https://web.archive.org/web/20180421072620/http://www.minpo.jp/news/detail/2018042150974
国際廃炉研究開発機構ホームページ/研究開発
http://irid.or.jp/research/
日本原子力学会2018年春の年会講演情報「空中超音波センシングによる三次元物体形状画像化手法に関する基礎研究」
https://confit.atlas.jp/guide/event/aesj2018s/subject/1A04/date?cryptoId=&eventCode=aesj2018s&eventCode=aesj2018s&eventCode=aesj2018s&eventCode=aesj2018s

小目次に戻る
概要に戻る

5 今後の課題と技術開発の状況 (9) 炉内状況把握と燃料デブリ性状把握

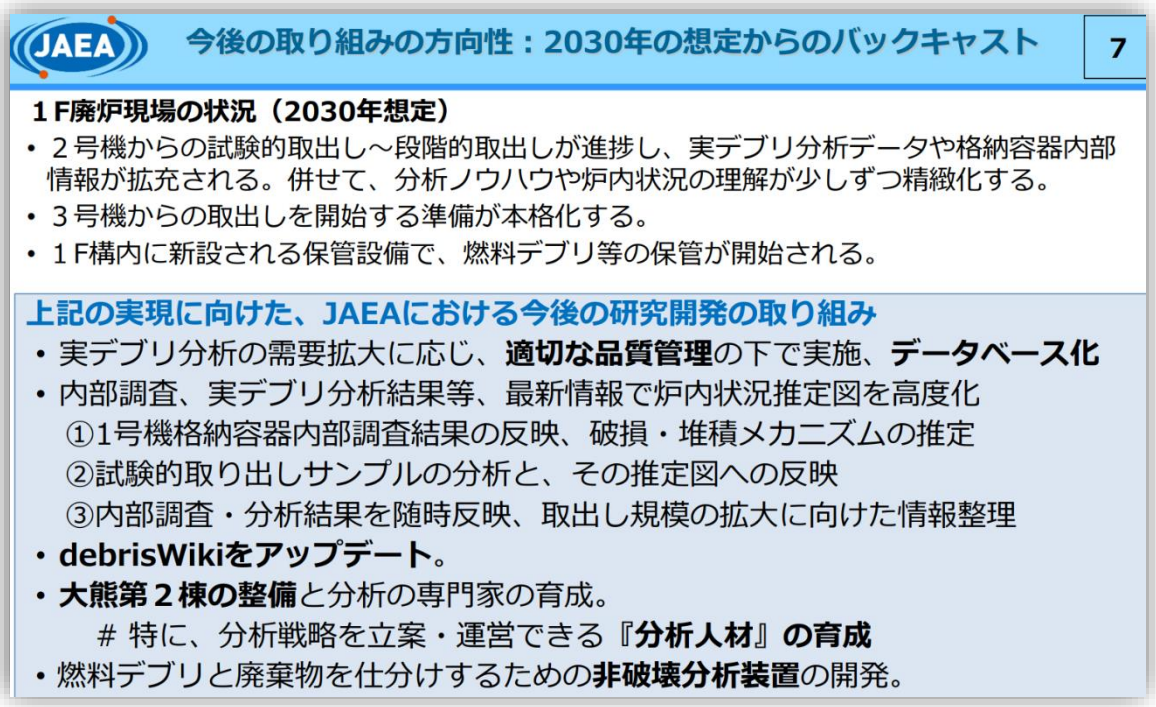
2022年10月27日に開催された第107回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議に、核燃料デブリ取り出し準備の資料として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)から、下記出典の資料が提出されました。

この会議に、このような形で東京電力以外からの資料が単独で提出されたことは筆者の記憶にありません。

廃炉に向けた体制・制度に変更があったのでしょうか？

今回は、出典中の、2030年度のイチエフの状態を想定し、そこに向けた研究開発を記述したページをそのまま引用しておきます。

この中に、2022年になって廃炉等支援機構（NDF）や東京電力が加速させている、1・3号機原子炉格納容器の耐震性の向上のための研究開発は含まれていないようです。



JAEA　今後の取り組みの方向性：2030年の想定からのバックキャスト　7

1F廃炉現場の状況（2030年想定）

- 2号機からの試験的取出し～段階的取出しが進捗し、実デブリ分析データや格納容器内部情報が拡充される。併せて、分析ノウハウや炉内状況の理解が少しずつ精緻化する。
- 3号機からの取出しを開始する準備が本格化する。
- 1F構内に新設される保管設備で、燃料デブリ等の保管が開始される。

上記の実現に向けた、JAEAにおける今後の研究開発の取り組み

- 実デブリ分析の需要拡大に応じ、**適切な品質管理**の下で実施、**データベース化**
- 内部調査、実デブリ分析結果等、最新情報で炉内状況推定図を高度化
  - ①1号機格納容器内部調査結果の反映、破損・堆積メカニズムの推定
  - ②試験的取り出しサンプルの分析と、その推定図への反映
  - ③内部調査・分析結果を随時反映、取出し規模の拡大に向けた情報整理
- **debrisWikiをアップデート。**
- **大熊第２棟の整備**と分析の専門家の育成。
  - # 特に、分析戦略を立案・運営できる『**分析人材**』**の育成**
- 燃料デブリと廃棄物を仕分けするための**非破壊分析装置**の開発。

出典： 2022年10月27日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第107回)
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構福島研究開発部門資料「炉内状況把握と燃料デブリ性状把握に関する最近の成果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/10/10/3-3-4.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

5 今後の課題と技術開発の状況 (10) 燃料デブリ取り出し工程の検討に向けた線量測定・評価

表題の状況について、下記出典より、「1.はじめに」のページと「6.まとめ」のページの記述をそのまま紹介しておきます。

（太字化は筆者）

1. はじめに

・燃料デブリの取り出し工法の検討や取り出し装置の設置の検討においては、作業現場における被ばくの低減、装置類の放射線対策、放射線測定機器の選定などのため、原子炉の内外、原子炉建屋の内外の**様々な箇所の放射線**を測定・評価できる技術・装置が必要となる。

・また、燃料デブリの取り出し作業においては、燃料デブリ中に含まれるウラン等の**核燃料物質の濃度の幅が広く**、合理的な取り出し作業や保管管理等の取り扱いを実現するためには、その濃度を測定・評価できる技術・装置が必要となる。

・ このため、JAEAでは、最先端の技術・知見を駆使し、**「工法検討・選定に必要な線量率評価」、「燃料デブリ遠隔・その場・迅速簡易分析」、「作業被ばく低減のための放射線源等の可視化」**に向けた研究開発を実施してきたところ。

・ここでは、2030年頃に期待される状況と成果の適用先を号機毎に触れた上で、研究成果の1F廃炉現場への適用状況や最近の成果等について報告する。

6. まとめ

・**「工法検討・選定に必要な線量率評価」**については、**2号機の原子炉ウェル内調査の作業計画立案に活用**された。その結果、**より精度高く評価できるようになった**。

・**「燃料デブリ遠隔・その場・迅速簡易分析」**については、**レーザーの照射による汚染拡散がなく、現場で使用できた**。その結果、**燃料デブリの迅速簡易分析の実現に向け見通しを得ることができた**。

・**「作業被ばく低減のための放射線源等の可視化」**については、**移動しながら短時間に線量率分布や高濃度汚染箇所を3次元に可視化した**。その結果、**線量低減や廃炉戦略検討に有用なデータ・情報を整備していくことが可能**とわかった。

・今後も、1F廃炉を安全に、かつ、確実に実現するため、2号機から取り出される燃料デブリの分析や、3号機の工法検討・選択など、新たなニーズに柔軟に対応した研究開発を行い、放射線源等の可視化の高度化により被ばく量の低減などリスク低減に貢献するとともに、分析技術の高度化により、迅速性、合理性の向上に貢献する。

出典： 2022年12 月22日　廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第109回)
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構福島研究開発部門資料「燃料デブリ取り出し工程の検討に向けた線量測定・評価に関する最近の成果」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/12/12/3-3-5.pdf

小目次に戻る
概要に戻る

(11) 廃炉に向けた研究・開発機関

イチエフの廃炉に向けた研究・開発機関を三つ紹介します。

廃炉国際共同研究センター

(茨城県那珂郡東海村 日本原子力研究・開発機構 原子力科学研究所内 2015年4月20日開所、国際共同研究棟は福島県富岡町2017年4月竣工)

産学官が一体となって世界の英知を結集し、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発及び人材育成に係る取組を加速できるよう設置されました。

廃炉国際共同研究センターでは、加速プランの4つの柱である、

(a)国内外の英知を結集する場の整備

(b)国内外の廃炉研究の強化

(c)中長期的な人材育成機能の強化

(d)情報発信機能の整備

の実現に向け取り組んでいくとしています。

具体的には核燃料デブリ取扱技術の開発、廃棄物処理・処分の開発、基盤技術の開発(デブリ/炉内構造物取り出し工法/装置の開発、圧力容器/格納容器内部調査技術の開発、イチエフサンプルの汚染性状評価、デブリに係る計量管理方策の検討/開発)

楢葉遠隔技術開発センター(福島県双葉郡楢葉町2016年4月1日本格運用開始)

各種試験設備を整備するとともに、ロボット開発に必要な標準試験法(共通基盤的なタスク遂行能力を定量的に予測する試験法を開発し、ロボットの要求水準やオペレータの技能達成水準を明示)、ロボットシミュレータ(イチエフの作業現場をコンピュータ内に再現し、ロボット製作を効率的に行う)等の研究開発を行っていきます。

※　現在の状況はこちらから

2号機試験的取り出し準備状況に戻る

出典：日本原子力研究開発機構福島研究開発部門「廃止措置に向けた取り組み」
http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat05/haishi02.html
日本原子力研究開発機構福島研究開発部門「楢葉遠隔技術開発センター」
http://naraha.jaea.go.jp/
JAEA「楢葉遠隔技術開発センター　東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた挑戦」
http://web.archive.org/web/20170222125945if_/http:/naraha.jaea.go.jp/assets/pamphlet/naraha_pamphlet.pdf

小目次に戻る

概要に戻る

大熊分析・研究センター

2018年3月15日、核燃料デブリ（以下、デブリ）やがれきなどを分析する日本原子力研究開発機構(JAEA)大熊分析・研究センターの施設管理棟が開所しました。

場所はイチエフ西側の隣接地で東京電力からの借地です。
管理棟は遠隔操作で放射性廃棄物をつかむロボットアームや飛散しやすい試料を扱うグローブボックスの訓練用設備なども備え、当面は分析技術の開発や訓練を行うようです。
2020年度末には、がれきなど中・低線量の廃棄物を分析する第1棟を、その後デブリなど高線量の放射性物質を扱う第2棟も整備した上、放射性物質の割合や硬さなどを把握し、燃料取り出しや廃棄物処分に必要な技術開発を行う予定とされています。



小目次に戻る

出典：2018年3月29日　日本原子力研究開発機構「大熊分析・研究センターの施設管理棟の開所」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/04/3-04-04.pdf

概要に戻る

用語解説

統合版用語集サイトを別途立てました。適宜ご利用ください

AC系（Atmospheric Control System）		窒素封入系の予備封入ラインの一つ	上部階調査計画に戻る 上部階調査結果に戻る
AWJ（Abrasive Water Jet）	アブレシブウォータージェット	研磨剤入り高圧水による孔あけ加工機	1号機今後の計画に戻る 1号機干渉物一覧表に戻る 1号機主な作業ステップに戻る 1号機切断作業イメージに戻る 1号機AWJ中断中に戻る 2号機2023年9月～10月に戻る 2号機取り出し準備の現状に戻る ２号機取り出し準備（速報）に戻る 2号機試験的取り出し準備の現状（課題）に戻る 2号機試験的取り出し準備の現状（続報）に戻る テレスコピック先行の理由に戻る
B4C（Boron Carbide）	炭化ホウ素／ボロンカーバイド	長寿命の放射性同位体を作ること無く中性子を吸収することから原子力発電所から出る中性子線の吸収剤として用いられる。制御棒の主成分の一つでもある。	統計的臨界評価に戻る

概要に戻る

用語解説

統合版用語集サイトを別途立てました。適宜ご利用ください

CRD（Control　Rod　Drive）	制御棒駆動機構	制御棒を炉心に出し入れするための装置。沸騰水型原子炉では水圧式のものが使用されており、駆動機構アセンブリは圧力容器下部から延長しているハウジング内に収納されている	2号機ペデスタル底部画像に戻る 1号機PCV閉じ込め機能試験結果の速報に戻る
CRDハウジング		制御棒駆動機構を包み保護する部分	2号機ペデスタル底部画像に戻る 臨界リスク図表に戻る
CUW	代替補機冷却系	重大事故時に圧力容器を除熱することにより間接的にPCVを除熱する	1号機S/C内包水サンプリング準備作業の再開に戻る 続報に戻る
DF（Decontamination Factor）	除染係数	除染前の表面汚染密度/除染後の表面汚染密度	高所除染の実機実証試験に戻る

概要に戻る

用語解説

修復中

DM (dust monitor)	ダストモニタ	空気中の放射性物質の濃度を測る装置	1号機今後の計画に戻る
DRRF (Dose Rate Reduction Factor)	線量率減少係数	DRRF=除染前空間線量率／除染後空間線量率	1号機建屋1階の除染結果に戻る 3号機建屋内の状況に戻る
DSP (Dryer　Separator　Pit)	ドライヤ・セパレータピット	運転中は圧力容器内にある蒸気乾燥器（ドライヤー）および気水分離器という炉内構造物を定期検査中に仮置きするオペレーティングフロア上にある穴（ピット）	
D/W (Drywell)	ドライウェル	格納容器のうちフラスコ型の部分	2号機S/C水位低下方針に戻る SGTS室調査状況に戻る 上部階調査結果に戻る 3号機 S/C内滞留ガスパージに戻る
FP (Fission Product)	核分裂生成物		2020年11月発表分に戻る
FPC (Fuel Pool Cooling and Filtering System)	燃料貯蔵プール冷却浄化系		

概要に戻る

修復中

用語解説

FHM(Fuel Handling Machine)	燃料取扱装置、燃料交換機		
Gd (gadolinium)	ガドリニウム	中性子吸収断面積が非常に大きいので、原子炉の制御材料などに使われる	統計的臨界評価に戻る
HVH (House Ventilation and Heating System)	格納容器空調系		
ITV (Industrial Television)	工業用テレビ（監視カメラ）		
LCO (Limiting Conditions for Operation)	運転上の制限	原子力発電所の保安規定の中に定められている安全機能を確保するために必要な動作可能機器等の台数や原子炉の状態ごとに遵守すべき温度・圧力等の制限	
NDF (Nuclear Damage Compensation and Decommisioning Facilitation Corporation)	原子力損害賠償・廃炉等支援機構	2015年に実質的に国営化された東京電力を破産した事業会社とすれば、筆頭株主である国が指定した破産管財人の立場の、原子力損害賠償・廃炉等支援機構法による国の認可法人。2011 年設立。2014年に廃炉支援部門が追加された	第81回(8月27日)に戻る「燃料デブリの大規模取り出しに向けて」を読んでに戻る

概要に戻る

用語解説

修復中

PCV (Primary Containment Vessel)	原子炉格納容器	冷却材喪失時などに圧力障壁となるとともに放射性物質の放散に対する障壁を形成するための施設	2号機S/C水位低下方針に戻る 1号機今後の計画に戻る 3号機今後のスケジュールに戻る
PLR配管 (Primary Loop Recirculation system)		原子炉内の冷却水を原子炉圧力容器から取り出し、ポンプで昇圧し原子炉に戻す強制循環系統。原子炉圧力容器内のジェットポンプに冷却水を供給する原子炉再循環ポンプと、2系統の再循環ループで構成されています。中を流れる冷却水は高線量であり、定期検査時などに作業員の被ばくを低減するために遮へいを施される	1号機AWJ…位置関係に戻る 1号機切断作業イメージに戻る
RCIC (Reactor Core Isolation Cooling system)	原子炉隔離時冷却系	通常の系統による原子炉への給水が出来なくなった時、原子炉の蒸気を駆動源とするポンプによって給水する系統。	2号機原子炉建屋内調査計画に戻る
RCW系 (Reactor Cooling Water system)	原子炉補機冷却水系	格納容器ドライウェル(D/W)、原子炉建屋、廃棄物処理建屋、及びタービン建屋内に設置されている原子炉補機（ポンプ、モーター、冷却機等）へ冷却水を供給し、各補機がその機能を維持できるようにする冷却系配管	上部階調査計画に戻る 上部階調査結果に戻る 1号機現場調査結果に戻る 1号機RCW内包水サンプリング計画に戻る 1号機RCW滞留ガスに戻る 1号機サンプリングの実施に戻る 1号機S/C内包水サンプリング準備作業の再開に戻る

概要に戻る

用語解説

修復中

ROV (Remotely operated vehicle)	遠隔操作型の無人潜水機	概要に戻る (後半)計画に戻る 1号機干渉物イメージ図に戻る 1号機取得目標情報に戻る 1号機調査延期に戻る 1号機調査開始に戻る 1号機状況2022年3月に戻る 1号機予備機投入へに戻る 1号機内部調査の状況に戻る	1号機堆積物の採取に戻る 1号機堆積物サンプリングに戻る 1号機耐震性評価の見直しに戻る 注水量の低減に戻る 概要に戻る 堆積物の分析に戻る
RPV (Reactor Pressure Vessel)	原子炉圧力容器	原子炉の炉心部を収納する肉厚に作られた頑丈な鋼製容器であり、BWRの場合は直径約6 m、高さ約23 mの円筒型で、両端 が半球状の鏡部をしている。内部に燃料集合体から成る炉心、制御棒などの炉内構造物、一次冷却材（軽水）等があり、運転時には高温・高圧となっている。冷却材入り口・出口や蒸気出口等の外部とつながる部分は、太く丈夫な配管で接続されている。	2020年11月発表分に戻る

概要に戻る

用語解説

修復中

Rw/B (Radioactive Waste Disposal Building)	放射性廃棄物処理建屋		**取り出しへの道筋に戻る**
R/B (Reactor Building)	原子炉建屋	原子炉、使用済み核燃料プールなどが収められた鉄筋コンクリート製の建物	取り出しへの道筋に戻る 2号機S/C水位低下方針に戻る

概要に戻る

修復中

用語解説

SFP (Spent Fuel Pit (or Pool))	**使用済燃料ピット(または、プール)**		
SGTS (Standby Gas Treatment System)	非常用ガス処理系統	原子炉での重大事故時に、原子炉で発生した放射性ガスを排気筒から緊急放出(ベント)するために、原子炉格納容器と排気筒を結ぶ排気系統	3/4号機排気等解体計画に戻る SGTS室調査状況に戻る
SUS (stainless steel)	ステンレス		
S/C (Suppression Chamber)	サプレッションチェンバ	圧力抑制室。 格納容器の一部で、冷却材喪失事故時に放出される炉蒸気を凝縮するプール水を保持しているドーナツ型の部分	2号機S/C水位低下方針に戻る SGTS室調査状況に戻る 1号機S/C水位低下準備続報に戻る
T/B	タービン建屋	原子炉建屋に隣接し、原子炉から送られる蒸気で発電機のタービンを駆動する	3/4号機排気等解体計画に戻る
UO_2 (uranium(IV) oxide)	酸化ウラン	核燃料。 現用の軽水炉では低濃縮の酸化ウラン(IV)の粉末をプレス機で直径・長さとも約1 cmに成型・加工し、高温で焼き固めたペレットが使われている	

概要に戻る

修復中

用語解説

vol%	体積%	濃度を表す単位の1つ。体積を用いて濃度を表した単位。vol%の計算式は下記 vol%＝100×物質Aの体積÷Aの体積を含めた全体の体積	
X-1,X-6		原子炉格納容器（PCV）貫通孔（ペネトレーション）の一つ	取り出しへの道筋に戻る
Xe-135 (Xenon-135)	キセノン135	キセノン135はウラン燃料が核分裂をした時に生じる放射性物質。半減期は極めて短く約9時間。このためXe-135が増加したままになるのは、ウランの核分裂が継続して起きているときであり、臨界に達していると考えられる	核燃料デブリの臨界管理技術に戻る
Zr (zirconium)	ジルコニウム	金属の中で熱中性子の吸収断面積が最小のため、ジルカロイと呼ばれるジルコニウム合金が原子炉の燃料棒の被覆材料（燃料被覆管）や沸騰水型原子炉用燃料集合体チャンネルボックスの材料として利用される	

概要に戻る

修復中

用語解説

ウェルプラグ（シールドプラグ）	well plug	原子炉格納容器内部からの放射線を遮へいするためにオペレーティングフロアに設置された、それぞれが3分割された総重量約 500トン超の3層の蓋。シールドプラグとも言う。	2号機シールドプラグ穿孔部調査結果に戻る プラグ上の線量調査に戻る
L型サポート		原子炉ウェル下部で、配管やケーブルを支持するL字型の支持物	1号機調査の状況2022年3月に戻る
グレーチング	grating	原子炉格納容器内で平時に作業時の足場となる金属製の格子	2号機ペデスタル底部画像に戻る
ケーブルトレイ	cable tray	原子炉格納容器内でケーブルを収めた、ペデスタル内側壁面に沿った底面から60 cmの高さの構造物	2号機ペデスタル底部画像に戻る
コアスプレイ系(CS)	Core Spray System	冷却材喪失事故時等に炉心の過熱の恐れのある場合、原子炉格納容器のサプレッションプールの水をポンプで送水し、 シュラウド内の炉心上部にノズルからスプレイし冷却する非常炉心冷却設備の一つ	3号機取水設備求められる機能に戻る

概要に戻る

用語解説

修復中

残留熱除去系（RHR）	Residual Heat Removal System	原子炉が停止した後に、炉心より発生する崩壊熱及び顕熱を除去・冷却するための系統	3号機取水設備工事の中断に戻る 3号機取水設備求められる機能に戻る 3号機取水設備試運転に戻る
ジェットデフレクター	jet deflector	原子炉ドライウェルと圧力抑制室(S/C)とをつなぐベント管の原子炉側にある、一次系配管破断に伴うジェット力に対してベント管を保護する設備	1号機調査の状況2022年3月に戻る
スタテン	stud　tensioner	原子炉の容器を開閉する際、天井クレーンで圧力容器の真上に運び、油圧で、容器のふたのボルトを締めたり、緩めたりする円盤形の装置	
耐放性	耐放射線性		
チャンネルボックス(CB)	Channel Box	沸騰水型発電炉（BWR）の燃料集合体を覆っている四角の筒。原子炉冷却材流路の確保、制御棒のガイド、燃料棒の固定と保護の機能を持っている。	
水頭	hydraulic head または piezometric head	水の持つエネルギーを水柱の高さに置き換えたもの。圧力水頭、速度水頭、位置水頭がある。https://safulle.co.jp/faq/faq-1648/	3号機 S/C内滞留ガスのパージに戻る

概要に戻る

用語解説

修復中

天クレ	天井クレーン	燃料取扱装置で取り出し、輸送容器に装填された使用済み核燃料を地上に下ろすときなどに使うクレーン	
ドレンサンプ	drain sump	原子炉格納容器内で漏えい水をいったん集める槽	c　線量測定結果に戻る ペデスタル内部映像に戻る 現場調査結果に戻る
プラットホーム	platform	原子炉格納容器内で圧力容器直下の作業空間	2号機ペデスタル底部画像に戻る
ペデスタル	pedestal	原子炉格納容器内で圧力容器を支える鉄筋コンクリート製の円筒形の土台	2号機ペデスタル底部画像に戻る
ベント	Vent	格納容器の内圧が異常に上昇して格納容器が破損することを防止するため、放射性物質を含む格納容器内の気体を、圧力抑制室(S/C)内の水を通して一部外部に放出し圧力を低下させる措置	
ラプチャディスク	rupture discs	配管の途中にある仕切り板。普段は誤ベント防止のため閉まっているが一定以上の圧力がかかると破裂し、ベントを可能にする。	SGTS室調査状況に戻る
ランウェイガーダ	runway girder	燃料取扱設備・クレーンを構台と使用済み核燃プールの間で移動させるレールを載せる橋げた	

概要に戻る