

福島第一原発Watcher 月例レポート 2020年10月

核燃料デブリの取り出し準備

概要 2020年10月の核燃料デブリ(デブリ)の取り出し準備作業についてレポートします。

今月、デブリの取り出しとは直接関係しませんが、「[原子炉の状態7月レポート](#)」2ページで計画について簡単に触れた、**1-4号機非常用ガス処理系(SGTS)室の調査結果**が、1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定に資する調査として提出されたため、改めて計画を含め、新たに報告しました([85ページ](#))。

1号機では、**原子炉格納容器(PCV)内部調査に向けた干渉物切断作業**において、**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め引き続き作業を中断中**です。([141ページ](#))。

2号機では、2021年に実施を予定されているPCV内部調査及び試験的取り出しの準備として、10月に実施された**X-6貫通部(ペネ)内の堆積物の調査結果**をレポートしました([187ページ](#))。

8月から継続してレポートしてきた**3号機圧力抑制室(S/C)内汚染水のサンプリング**については、**サンプリングの結果と、それを踏まえた3号機PCV水位低下に向けた検討状況**を報告します([221ページ](#))。

目次	0 核燃料デブリ取り出し準備作業の進行状況(概容)	…	2	
	1 核燃料デブリとは何か?	…	4	
	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	…	13	
	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	…	38	
	4 核燃料デブリ取り出し準備のスケジュール	…	48	
	5 テーマ別の取り組みの状況	…	50	1号機 … 91 2号機 … 149 3号機 … 193
	6 各号機ごとの取り組みの状況	…	91	
	7 今後の課題と技術開発の状況	…	226	

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。

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

確認または推定されている格納容器の損傷箇所	サンドクッションドレン管(2013年11月)→ 参照1 圧力抑制室上部(X-5E近傍)真空破壊ライン(2014年5月)	トラス室	主蒸気配管 D の格納容器貫通部(2014年5月)
測定または解析された線量	金属製格子上 10000 mSv/h (2017年3月21日) 床面から約0.9m 9400 mSv/h (2017年3月22日)	80 Gy/h(2017年7月27日) 70 Gy/h(2017年7月27日)	1000 mSv/h(2015年10月)
水位	約1.5 m	約30 cm	約6.3 m
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???	ある程度の割合でデブリが、圧力容器と格納容器の両方に存在する	大部分が、圧力容器から落ち、格納容器に移行した
最新の作業	格納容器内部調査(2017年3月18日～22日)ワカサギ釣りロボット調査→ 参照	格納容器内部調査(2017年1月26日～2月16日)サソリ型ロボット調査→ 参照	格納容器内部調査(2017年7月)水中遊泳ロボット調査→ 参照
成果	画像、線量・温度情報の取得→情報の解析中	画像、線量・温度情報の取得→情報の解析中	現在の到達点へ戻る
課題	デブリ(推定232～357t)未確認、底部堆積物サンプリング	デブリ(推定189～390t)未確認	デブリ(推定188～394t)未確認 1ページへ戻る

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 ヶ原子炉冷却 1 2 日間の深層へ見過ごされた危機
<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(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 2016 概要版」
http://www.dd.ndf.go.jp/jp/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DESTAL外側_1階グレーチング上調査（B 1 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

1 核燃料デブリとは何か？

(1) 核燃料デブリとは何か？

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>

[1ページへ戻る](#)

(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種近くの放射エネルギーが、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>

(3) 核燃料デブリの危険性

① 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)。

② 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](#)

③ 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。

④ 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的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](#)

[非溶解性中性子吸収材に戻る](#)

[\(次ページに続く\)](#)

[1ページへ戻る](#)

(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。

⑤ イチエフの核燃料デブリ(以下、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、熔融した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 II に戻る](#)[統計的臨界評価に戻る](#)[臨界管理技術に戻る](#)

(4) なぜ核燃料デブリ(以下、デブリ)を取り出そうとするのか

(更新)

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」及び「**実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則**」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。

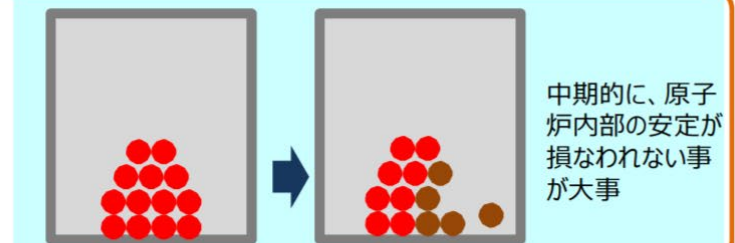
(12ページまで続く)

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
「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
https://elaws.e-gov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/lsg0500/detail?lawId=332AC0000000166
「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第百十九条
https://elaws.e-gov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/lsg0500/detail/353M50000400077_20171214_429M60080000016/0?revIndex=4&lawId=353M50000400077&openerCode=1#1159

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。

中期的リスク

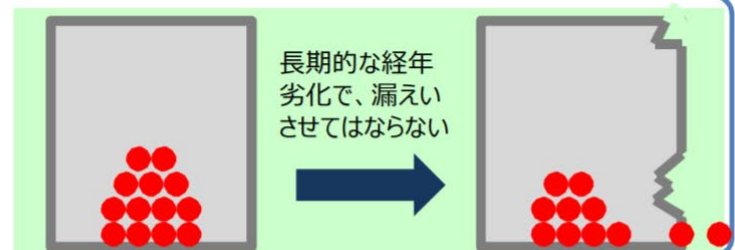
- ✓ 燃料デブリについて現在維持されている“一定の安定状態”からの逸脱が発生するリスク



長期的リスク

- ✓ 核燃料物質が、将来的に建屋の劣化に伴い漏えいし、環境汚染が発生するリスク

[おさらいへ戻る](#)



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DESTAL)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」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

[1ページへ戻る](#)

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(はじめ)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(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 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(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 2016」
http://www.dd.ndf.go.jp/jp/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3版)
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/hairo_osensui/pdf/20150612_01a.pdf

2 どういうにして核燃料デブリ(以下、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

① 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、ロードマップと略)の2012年の第1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。

② 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2016年のロードマップ第3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。

[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1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3版)

http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_4_1c.pdf

[1ページへ戻る](#)

(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3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。

(18ページまで続きます)

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3版)
http://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2月16日「第20回廃炉等技術委員会議事要旨」
<http://www.dd.ndf.go.jp/jp/committee/pdf/summary/20170216dscsum.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.nsr.go.jp/data/000189685.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>

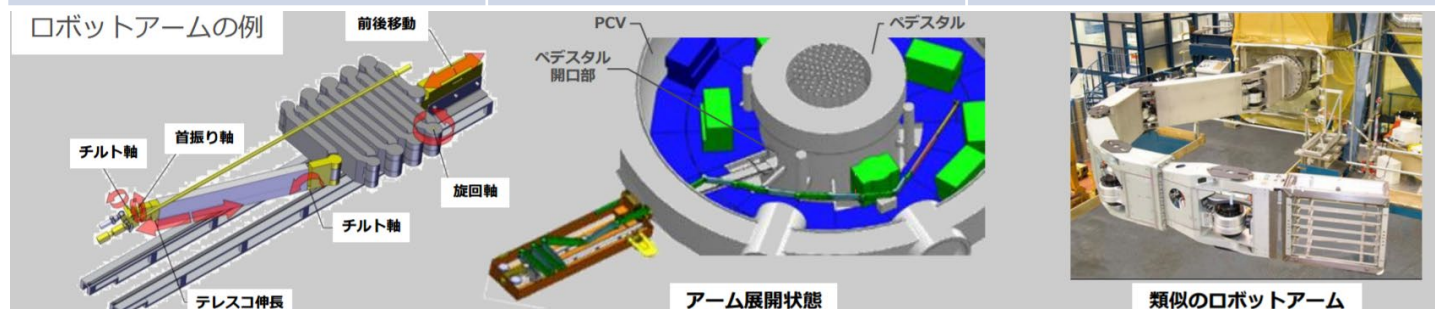
(参考: 東京電力が2018年度以降実施を予定している
核燃料デブリ(以下、デブリ)取り出しのための格納容器内部調査の概要)

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。

その調査では、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	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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なとなる情報
落下構造物	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動機構(CRDハウジング)等の落下物の形状・分布 	<ul style="list-style-type: none"> ・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なとなる情報
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・線量率分布 	<ul style="list-style-type: none"> ・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](#)



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」
<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_siryos3-1.pdf

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4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3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4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。

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4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。

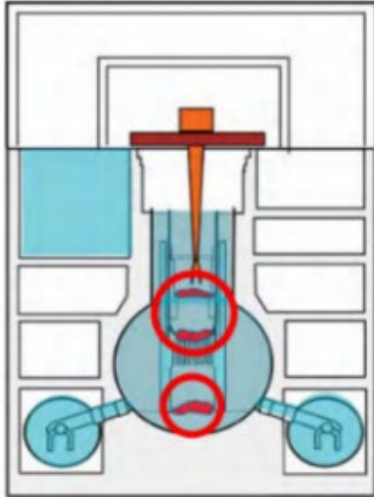
改訂されたロードマップ第4版において、廃炉の進め方についてのキーワードになるとと思われる「全体の最適化」、「ステップ・バイ・ステップのアプローチ」、「予備エンジニアリングの活用」の内容、また、冠水工法に代わって採用された気中工法—横アクセスの内容、工法の開発状況、課題についてどのように記述されているか、気中工法—横アクセスの課題 [参照](#) でレポートしてあります。

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。

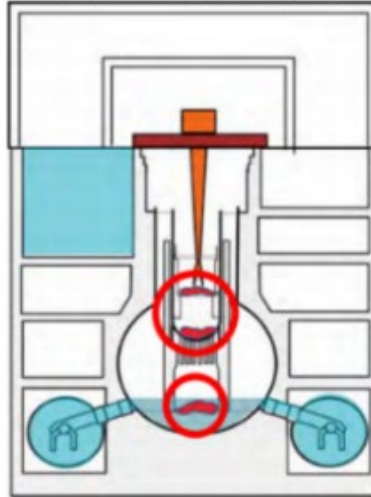
(参考: 有力な取り出し工法)

選定した燃料デブリ取り出し工法オプションの概要

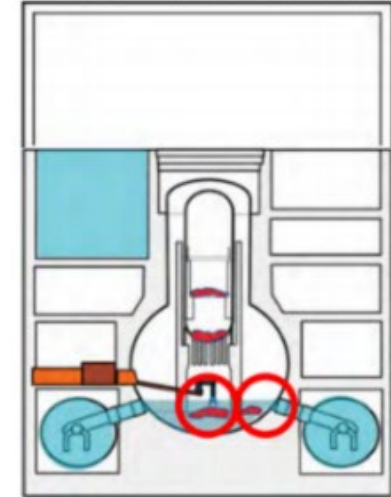
a. 冠水－上アクセス工法



b. 気中－上アクセス工法



c. 気中－横アクセス工法



- ・ 戦略プラン (※) に基づき、デブリ取り出し工法は上記 3 工法を対象に検討
- ・ 主な実施内容 (3 工法に対して)
 - ① 工法実現性検討
 - ② 実現性見極めのためのシステムの概念検討
 - ③ 取り出し装置の設計、開発計画策定
 - ④ ①～③を踏まえた燃料デブリ・炉内構造物取り出しシステム・装置の開発計画策定

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3版)

http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_4_1c.pdf

(3) 取り出しに向けてのリスクと課題

① 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す。

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。

② 現在の到達点

本レポートでこれまでレポートしてきたのは事故後8年間余りで実施されてきた、以下のような、核燃料デブリ(以下、デブリ)取り出し時に予想される、また現在実施されている取り出し準備におけるリスク低減作業の取り組みです。

(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)原子炉建屋内の除染」[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 [参照](#) 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 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](#)、「5 テーマ別の取り組みの状況(2) 格納容器内部の状況、燃料デブリの性状・分布の把握」[参照](#)、「6 各号機ごとの取り組みの状況」[参照](#))

デブリの取り出しに向けた研究・技術開発

③ 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。

[1ページへ戻る](#)

(4) 冠水工法の課題

① 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○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。

各止水対象箇所における難易度は、止水性、施工性、現場環境条件、長期的条件等により判断される。

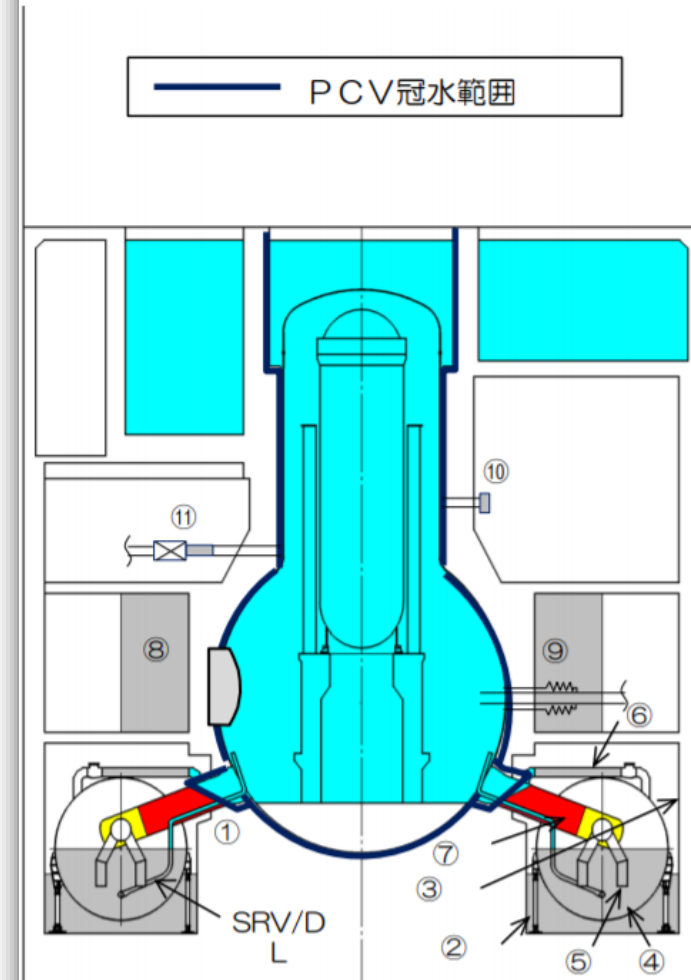


図 燃料取出しのためのPCV冠水範囲構成
(ウェル満水とした場合) (1F-1号機/2, 3号機)

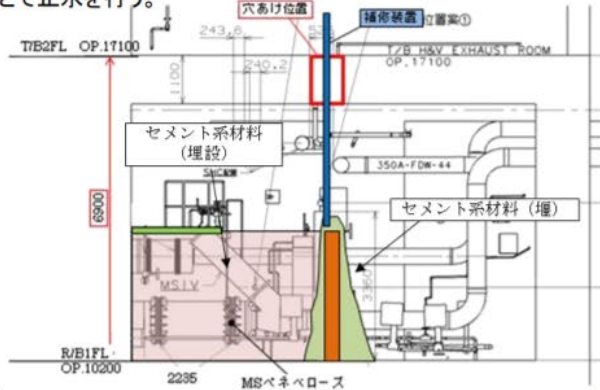
格納容器(PCV)止水技術開発対象箇所と目的

N0.	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。 1ページへ戻る

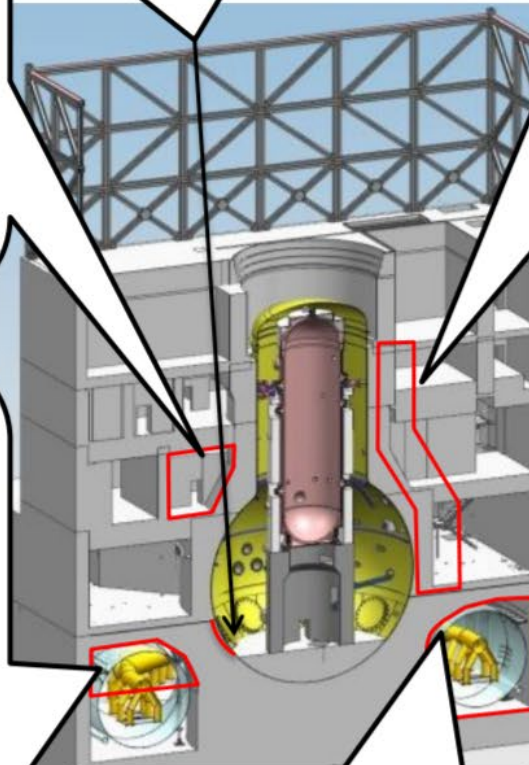
(参考)

⑤貫通部の止水工法(小部屋内)

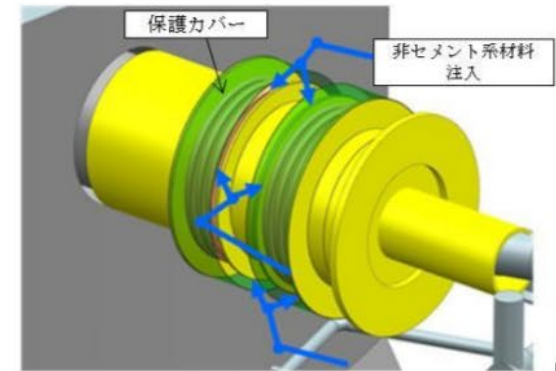
PCVを貫通している貫通部のうち、小部屋内に設置されている貫通部については、小部屋内をセメント系材料で埋設することで止水を行う。

**⑧D/Wシェルの補修**

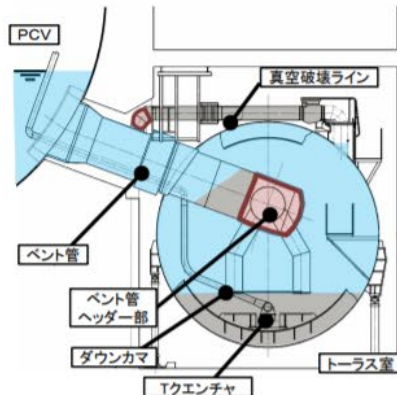
調査結果等を踏まえてシェル損傷状態を想定し、補修(止水)方法の検討を行う。

**④シール部、⑤配管ベローズ**

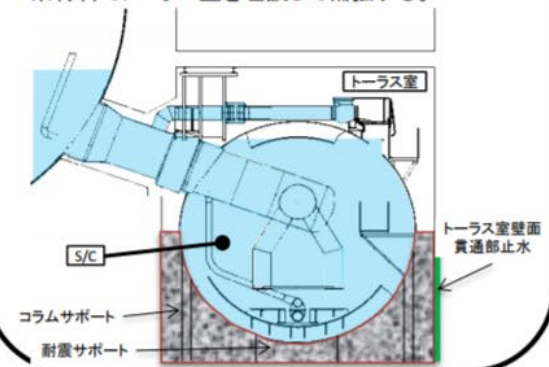
PCVを貫通している貫通部のうち、開放部に設置されている貫通部については、溶接補修を基本とするが、接近不可の場合を想定し、非セメント系材料を用いた止水を検討する。

**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、イクエンチャは、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。

**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。

② 残された課題

i 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:○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。

ii 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3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。

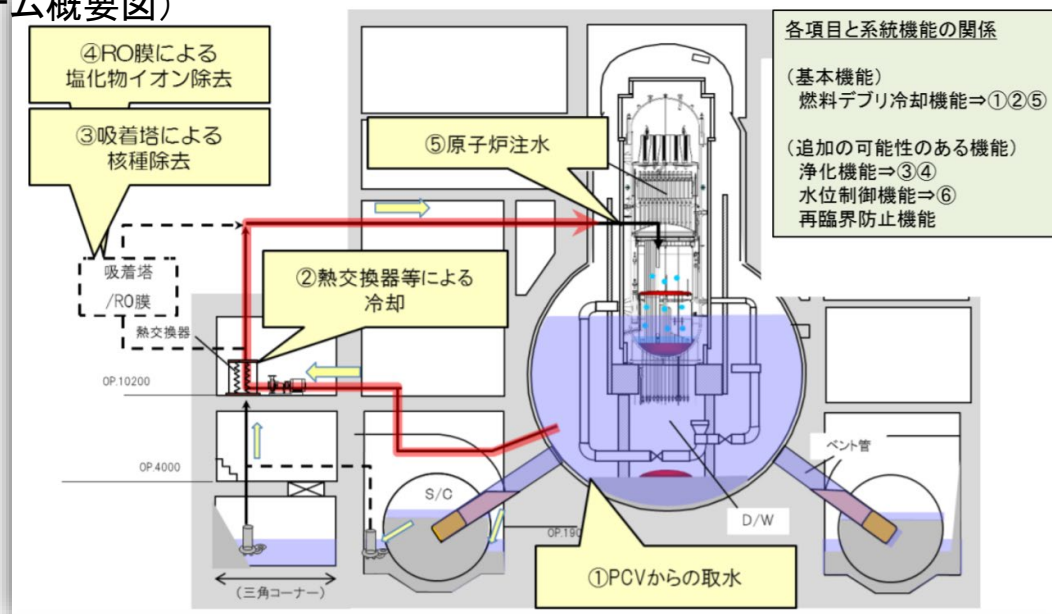
小循環ループ化（格納容器内循環冷却）の前提となる各建屋間の切り離しについては、2016年3月の1号機のタービン建屋を循環注水ラインから切り離しに続き、2017年12月の3・4号機間の連通部の切り離し、2018年9月13日には1・2号機間の連通部について切り離しを達成しています。

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）。

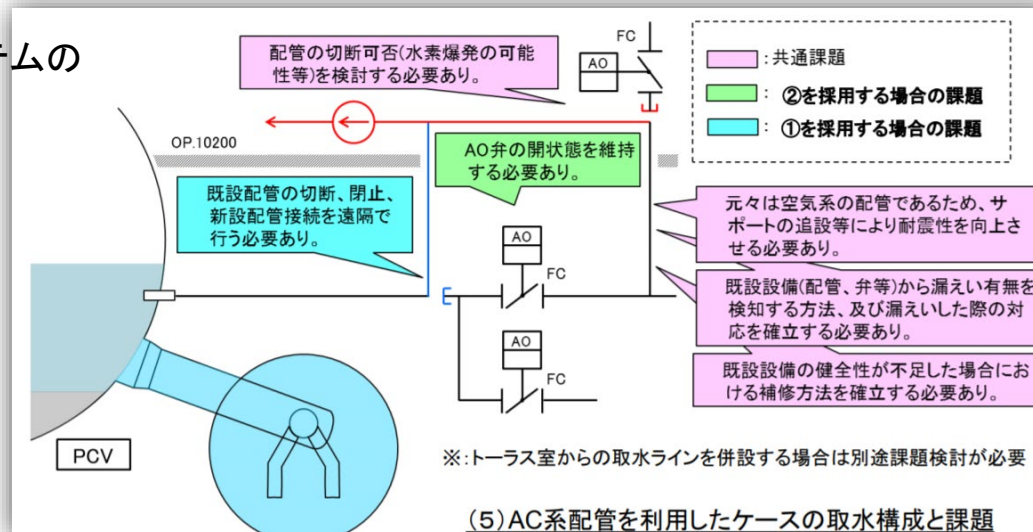
出典：廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議2015年6月12日
「東京電力(株)福島第一原子力発電所の 廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（第3版）
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_4_1c.pdf
2014年12月25日東京電力
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d141225_06-j.pdf
2016年3月 技術研究組合 国際廃炉研究・開発機構「原子炉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>

(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)



iii 冠水工法の課題 ～ とりあえずのまとめ

このように見えてくると、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4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(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 2017」

http://www.dd.ndf.go.jp/jp/strategic-plan/book/20170831_SP2017FT.pdf

(5) 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

ロードマップ第4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4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号機周辺的环境改善(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。」

(32ページまで続く)

[気中工法へ戻る](#)

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。

○ 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

○ 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

○ 使用済み核燃料の取り出し作業と並行し得ること

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)

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認させる。

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](#)

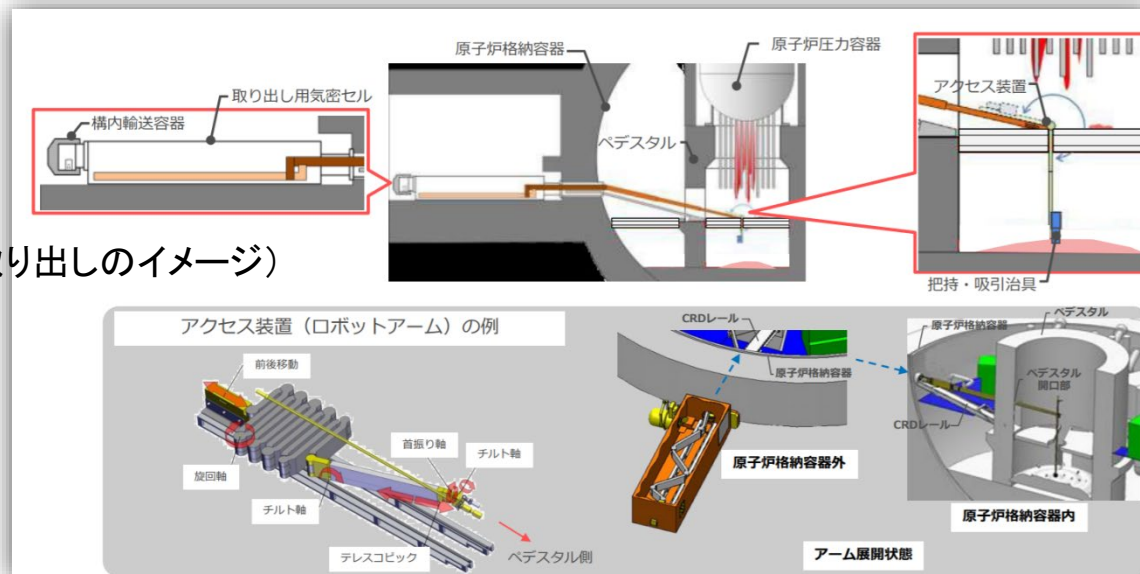
[気中工法へ戻る](#)

(6) 初期段階の核燃料デブリ(以下、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4版に基づき、2021年度に予定される最初の段階の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洩を防ぎ、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。

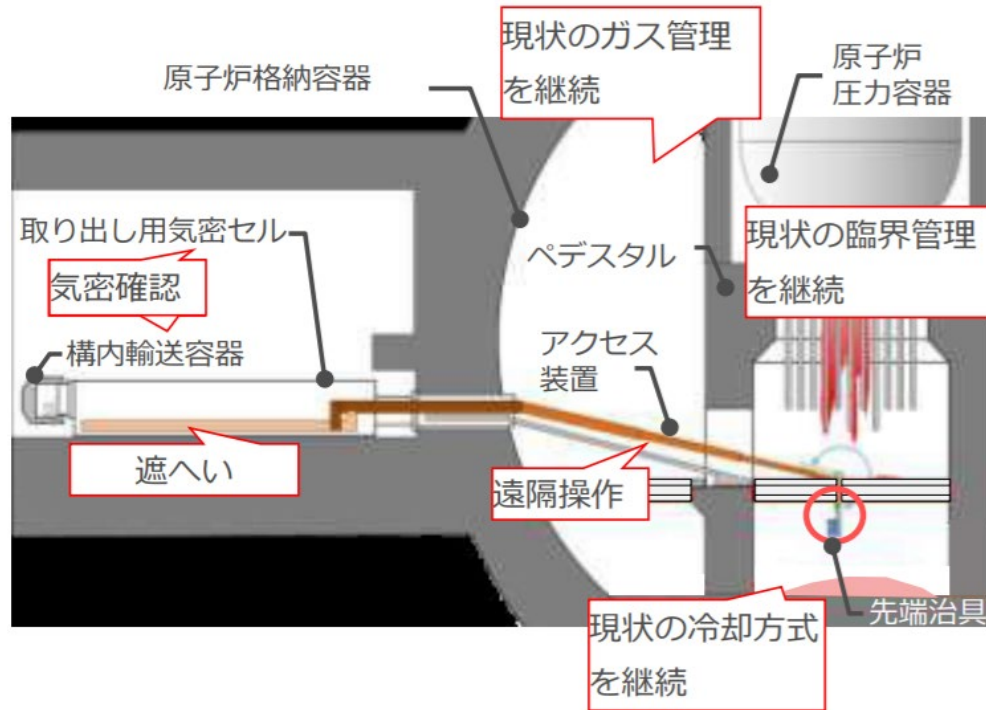
次ページの図、および「6 各号機ごとの取り組みの状況 (2) 2号機での取り組みの状況 ⑤ 東京電力が示す燃料デブリ取り出しへの道筋」もご参照ください [参照](#)。



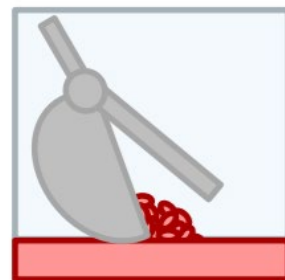
(初期段階のデブリ取り出しのイメージ)

2号機での小規模な取り出しからへ戻る

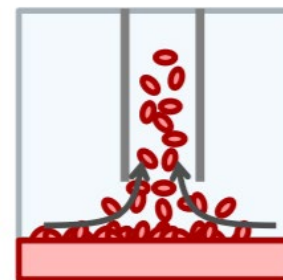
(初期段階の核燃料デブリ取り出しのイメージ)



先端治具の例



把持用先端治具



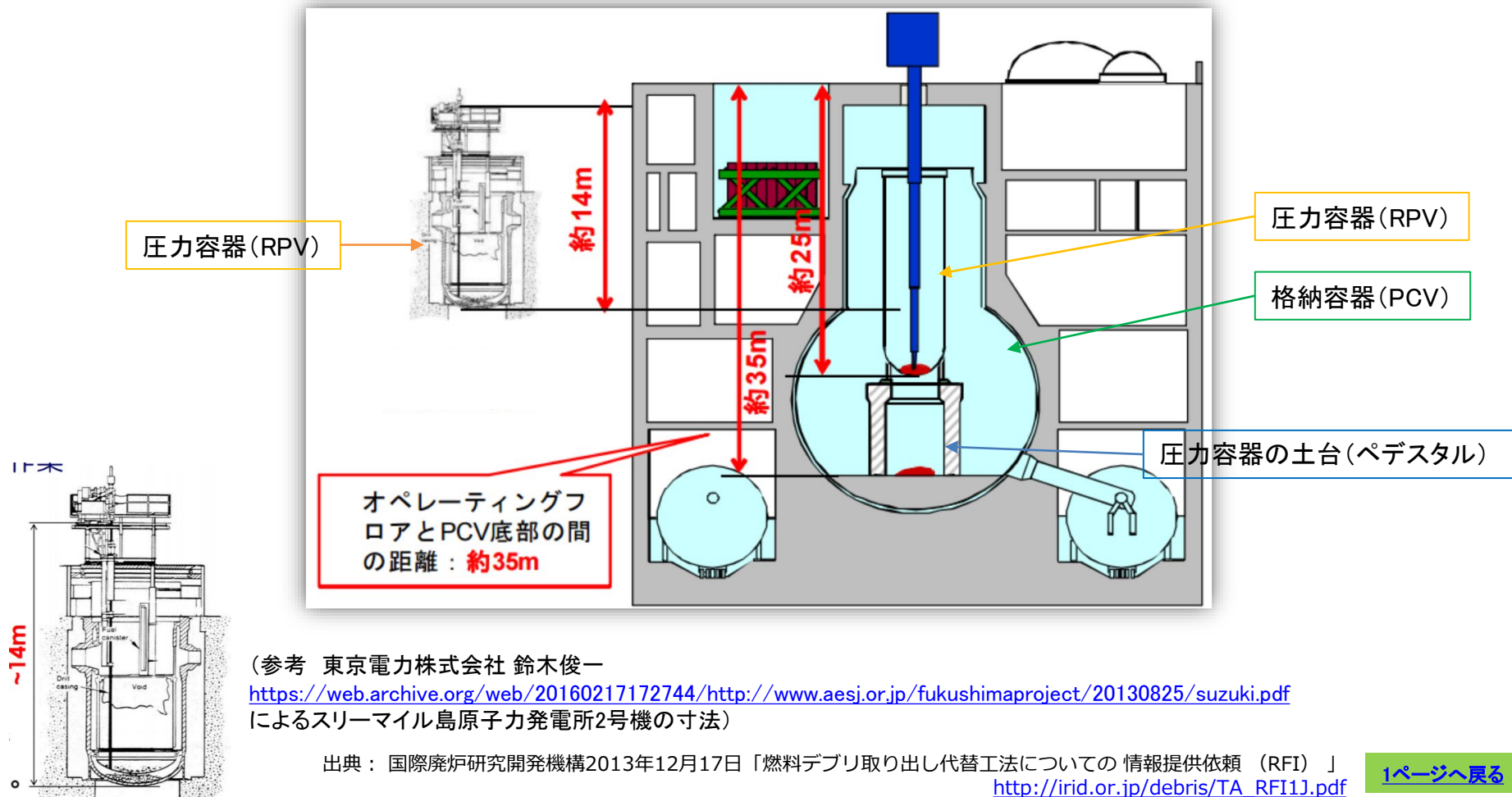
吸引用先端治具

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)

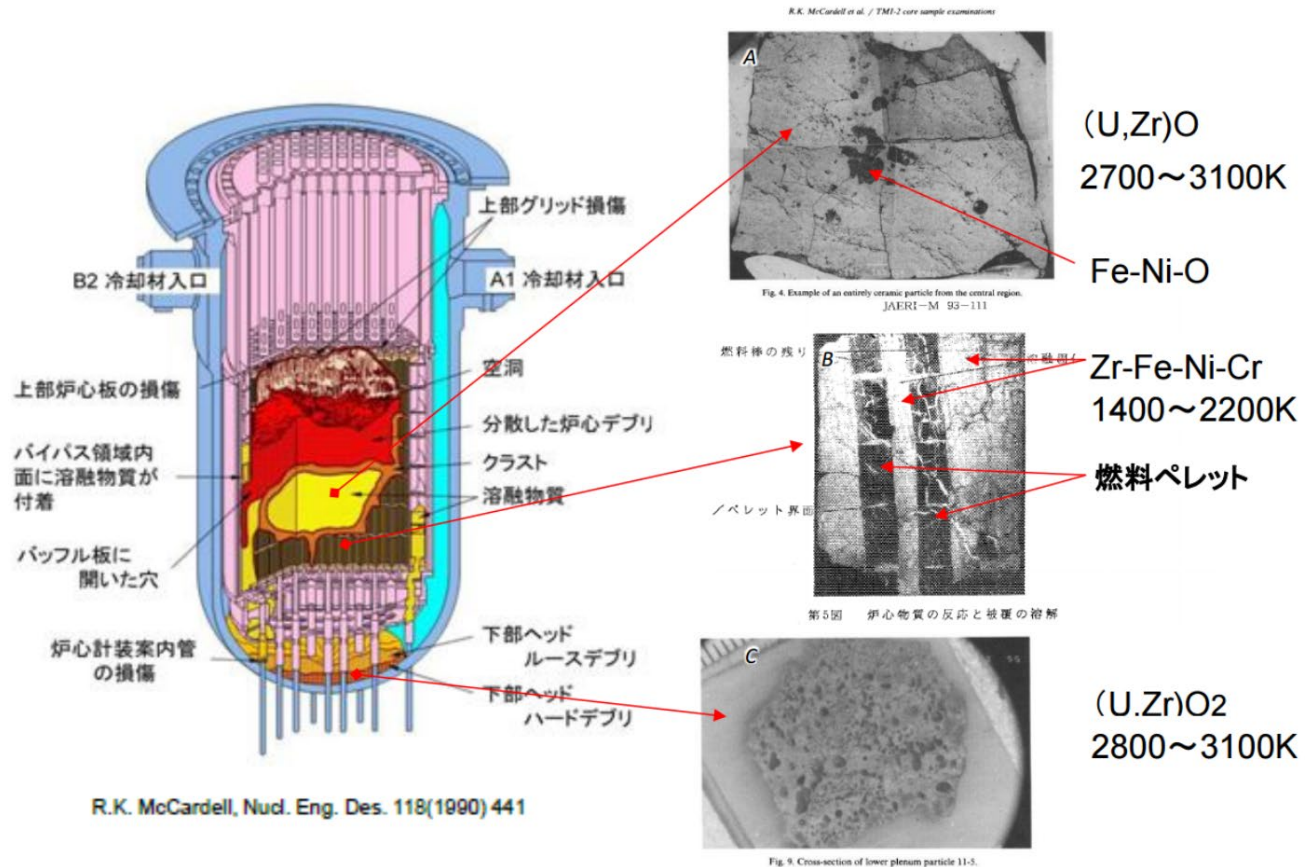
(イチエフ1～3号機)



参考: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

スリーマイル島原子力発電所2号機(米1979)事故におけるデブリの概要



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

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4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4回目の改訂(第5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。

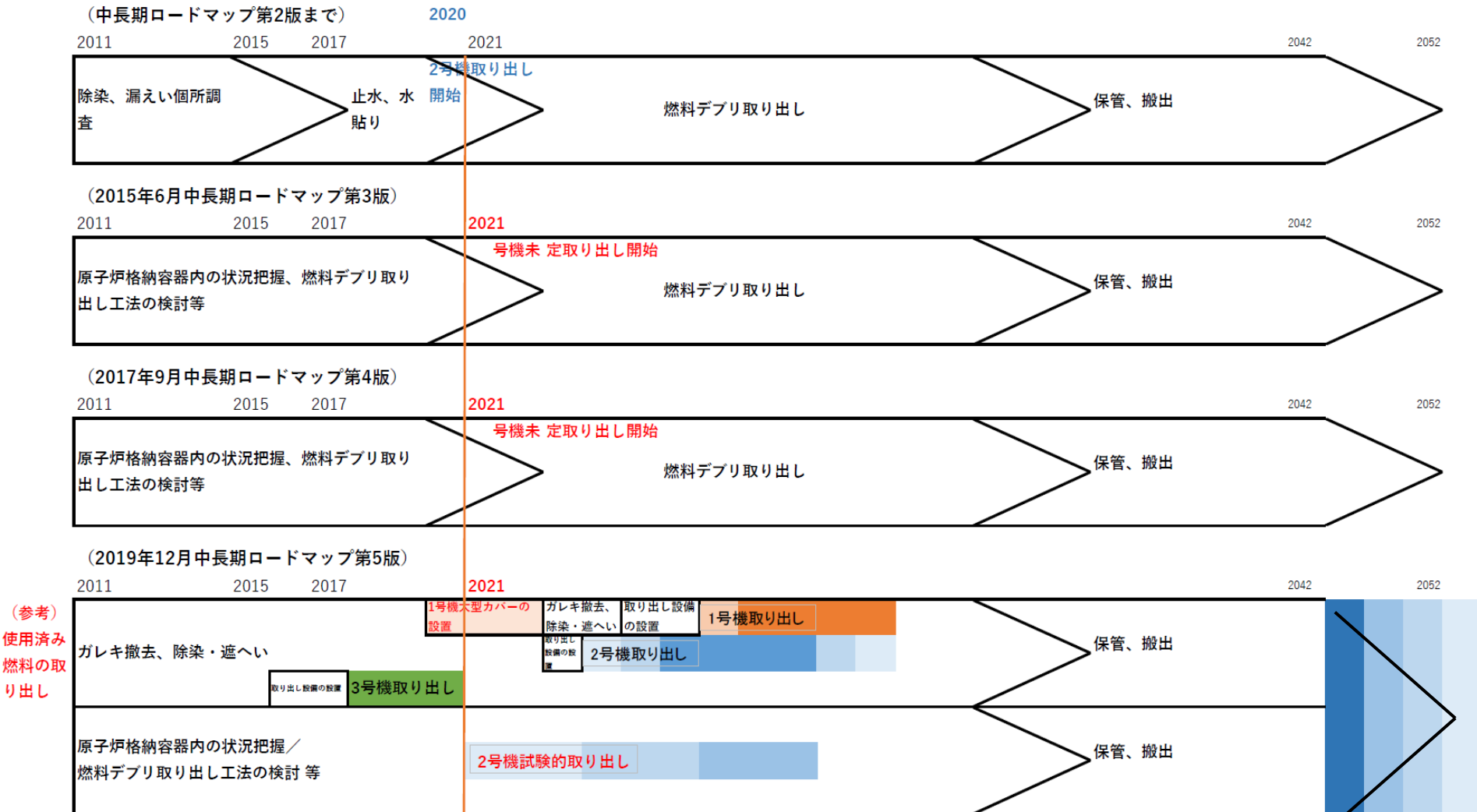
出典：2015年6月12日廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議「東京電力(株)福島第一原子力発電所の 廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(第3版)」
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0625_4_1c.pdf

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・汚染水対策」
<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」
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/20191227.pdf>



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3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・汚染水対策」

<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」

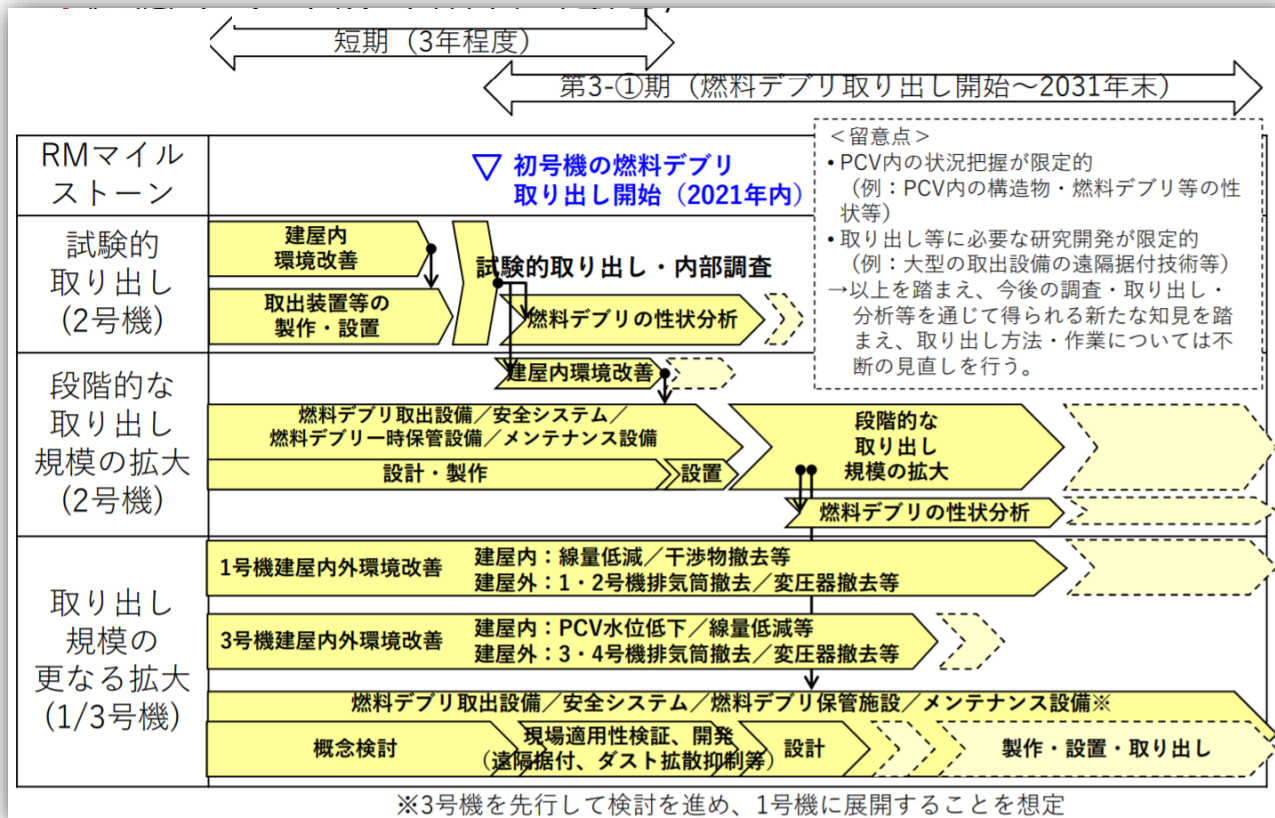
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/20191227.pdf>

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



(2) 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。

(次ページに続く)

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) [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](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」
<https://www.the-miyanichi.co.jp/news/Science/2018080401001836.php>

[1ページへ戻る](#)

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、福島県楡葉町・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)。

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号機から熔融核燃料(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。

(3) 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5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号機において、[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(アプ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」

<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>

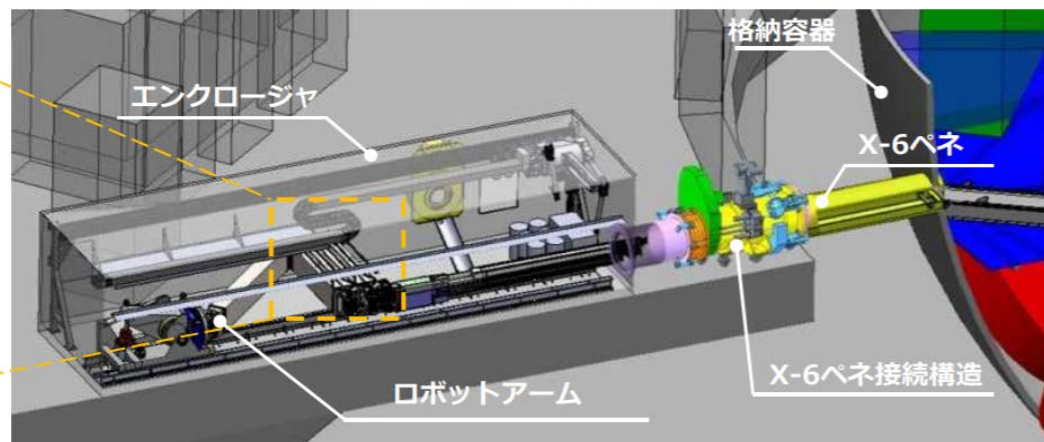
アクセス装置・デブリ回収装置（気中・横アクセス）

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

図：燃料デブリ取り出し装置のイメージ

写真：ロボットアーム



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

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>

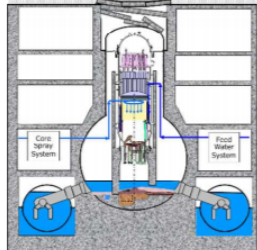
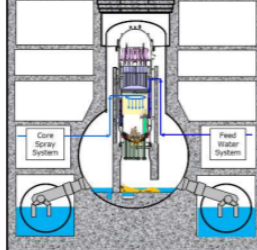
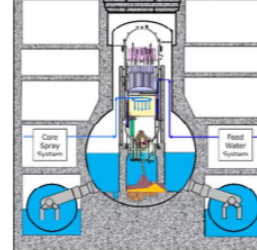
1ページへ戻る

初号機について

TEPCO

- 「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子発電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DESTAL内	大部分が存在	一定量が存在	多くが存在
	ペDESTAL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DESTAL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
デブリ取だし時期の使用済み燃料取だし作業状況		使用済み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

筆者注:RPV=原子炉圧力容器

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>

1ページへ戻る

2号機燃料デブリ取り出しの進め方イメージ

TEPCO

- 試験的取り出しに着手し、その結果を踏まえて方法を検証・確認した上で、段階的に取り出し規模を拡大していく、「ステップ・バイ・ステップ」の一連の作業として進めていく。



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>

[1ページへ戻る](#)

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 「燃料デブリ取り出し準備スケジュール」
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-1.pdf>

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

① 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 $5 \mu\text{Sv/h} = 0.005 \text{ mSv/h}$ 」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、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。

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。

[現在の到達点へ戻る](#)

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」

http://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」

<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(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2016」

http://www.dd.ndf.go.jp/jp/strategic-plan/book/20170322_SP2016FT.pdf

[1ページへ戻る](#)

② 核燃料デブリ(以下、デブリ)の取り出しと除染

一方、核燃料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ション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、当サイトでレポートしてきた除染作業以外に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みつけれられていなかった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[55ページ](#)で紹介します。

③ 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

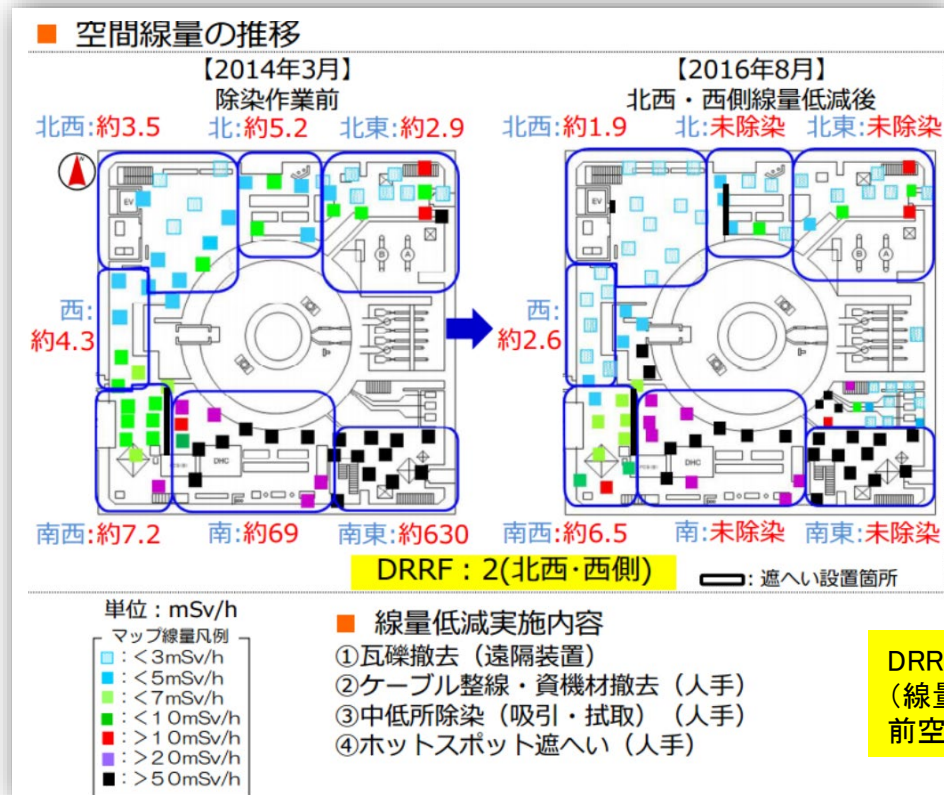
「2号機原子炉建屋1階ダクト内除染の実施報告と1～3号機原子炉建屋1階線量低減の進捗報告」

<http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/10/3-03-02.pdf>

④ 1号機の原子炉建屋1階の除染の進捗状況

さて、2014年12月以降の除染作業と結果です。

まず1号機では、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。



⑤ 2号機の原子炉建屋1階除染の進捗状況

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、5mSv/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、7～10mSv/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。

（人手によるルーバー取外し作業の様子）

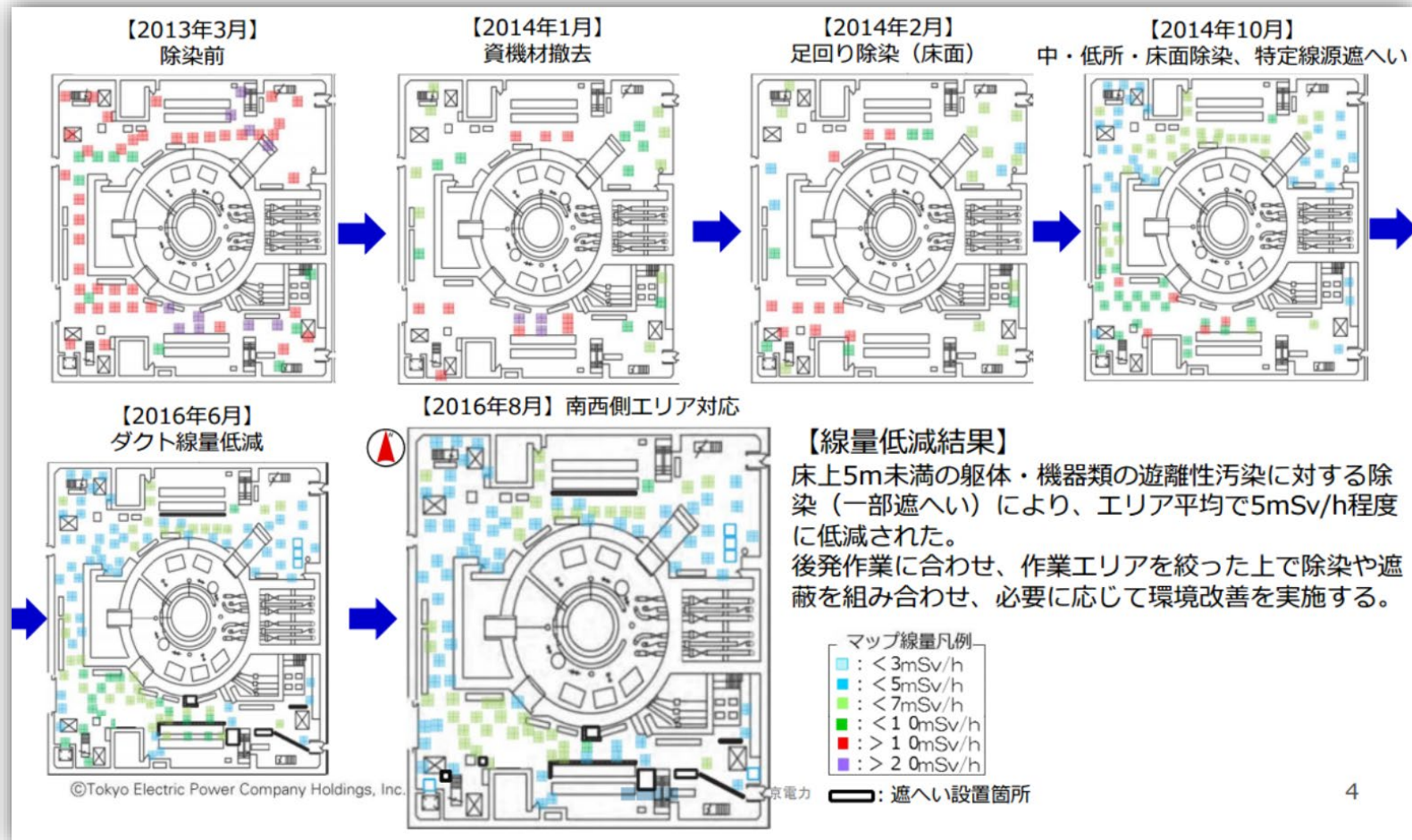


出典：第35回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議2016年10月27日資料東京電力
「2号機原子炉建屋1階ダクト内除染の実施報告と1～3号機原子炉建屋1階線量低減の進捗報告」

<http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/10/3-03-02.pdf>

[1ページへ戻る](#)

(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)



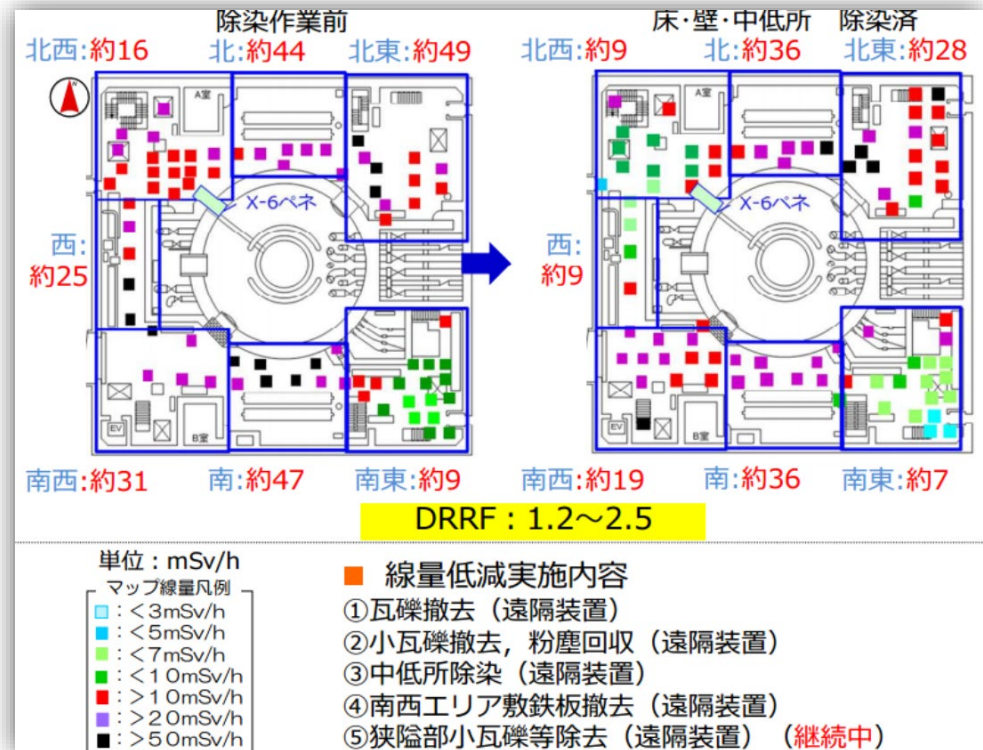
⑥ 3号機の原子炉建屋1階除染の進捗状況

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。

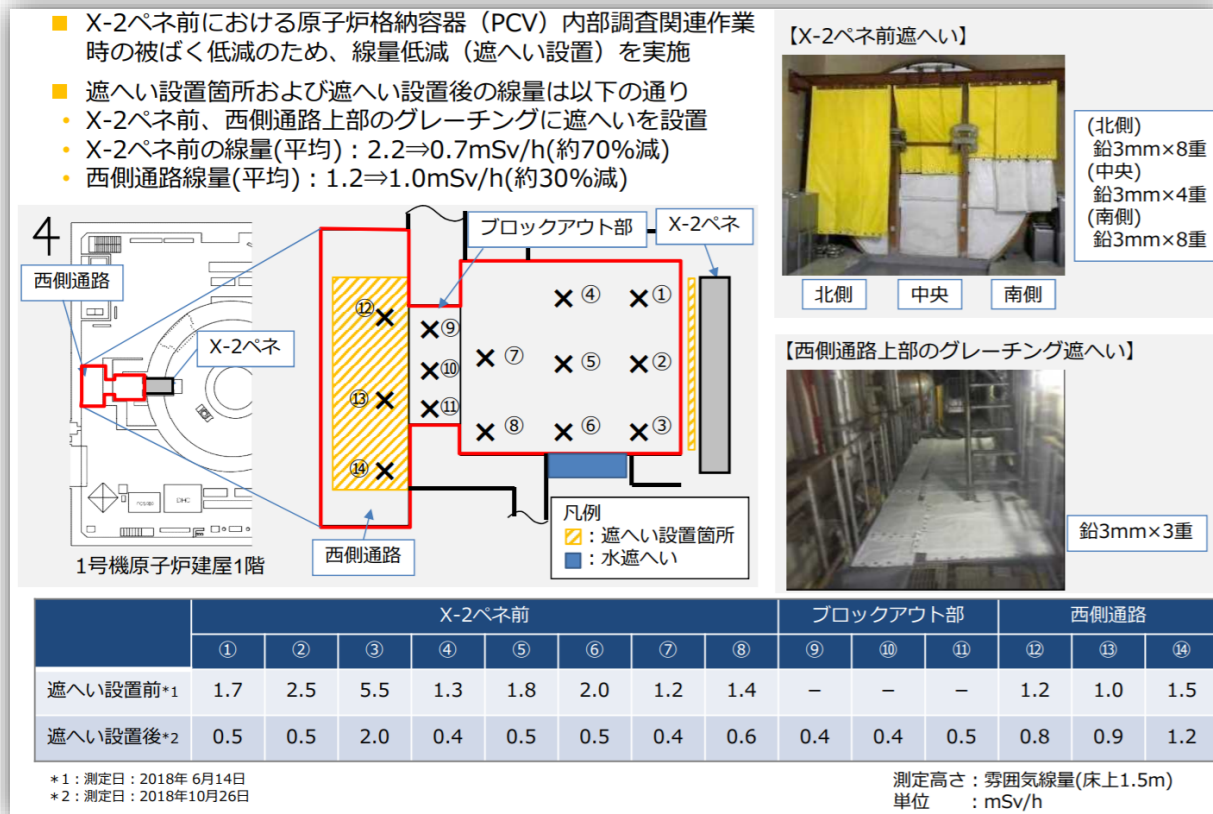


⑦ 1号機 X-2ペネ調査前の線量低減(2018年7月～10月)

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(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 **参照** 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。

東京電力は、遮へい、遮へい設置箇所、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)



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>

1ページへ戻る

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)

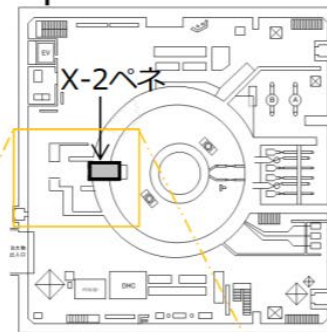


【ブロックアウト撤去後】
(矢視B)



ブロックアウト部

4



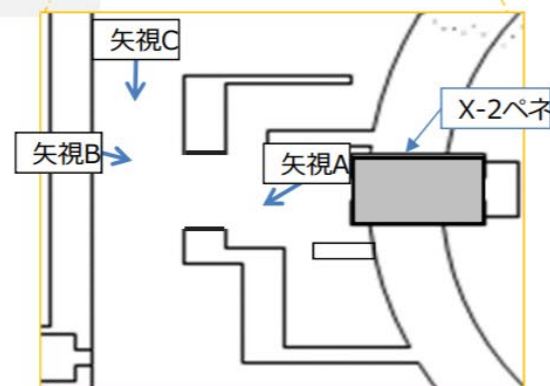
1号機原子炉建屋1階

西側通路干渉物撤去状況

【撤去前】(矢視C)



【撤去後】(矢視C)



⑧ 2号機 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)

実施。



■ 撤去した干渉物：空調ダクト、計装ラック、電源盤等

建屋内の状況：北西エリア（矢視A）

2016年 2019年

建屋内の状況：西側通路（矢視B）

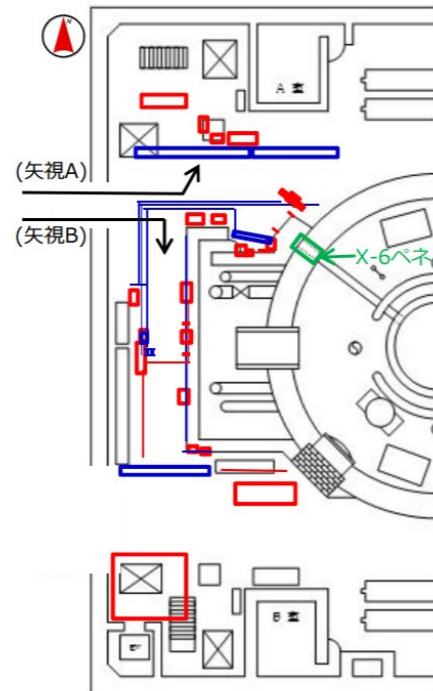



2017年 2019年

※赤枠：撤去機器

凡例

- : X-6ペネ
- : 高所撤去機器
- : 低所撤去機器

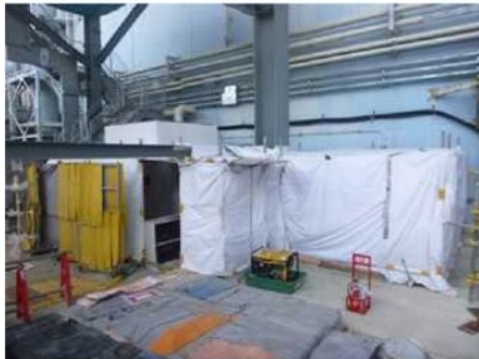


2号機原子炉建屋1階

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設備交換所が設置されています。

東京電力は、新設設備交換所内には、エアシャワー（空気が上から下へと流れ、設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。

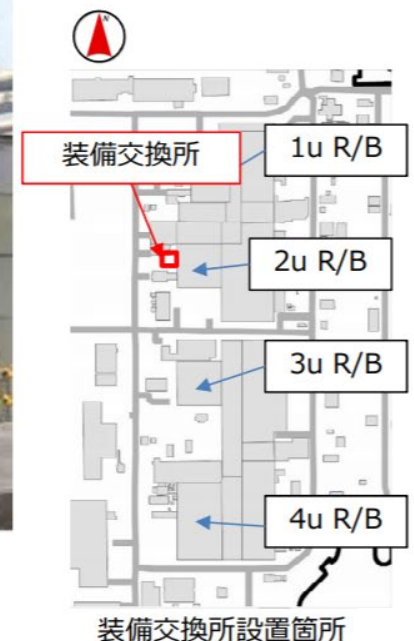
今後の環境改善計画に戻る



既設設備交換所



新設設備交換所



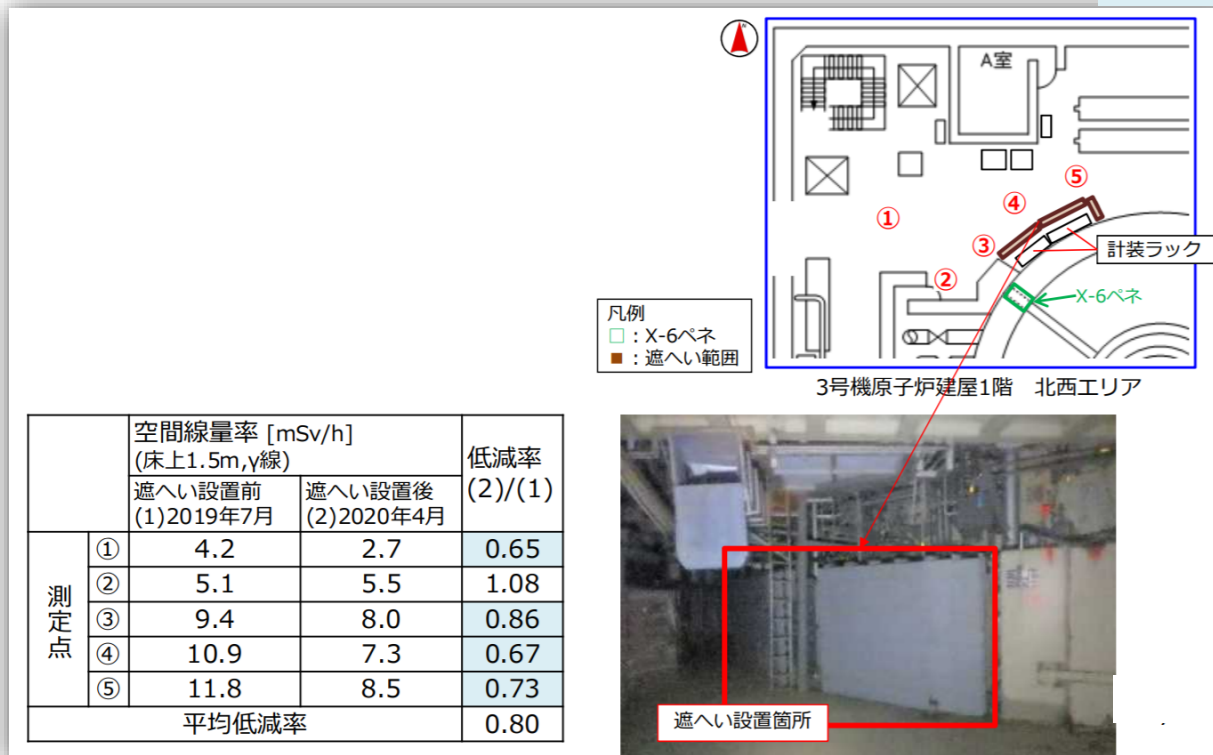
⑨ 3号機 北西エリアおよび西側通路の干渉物撤去等(2019年度)

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5.3mSv/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



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>

1ページへ戻る

⑩ 今後の環境改善計画(1号機～3号機)

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)

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」

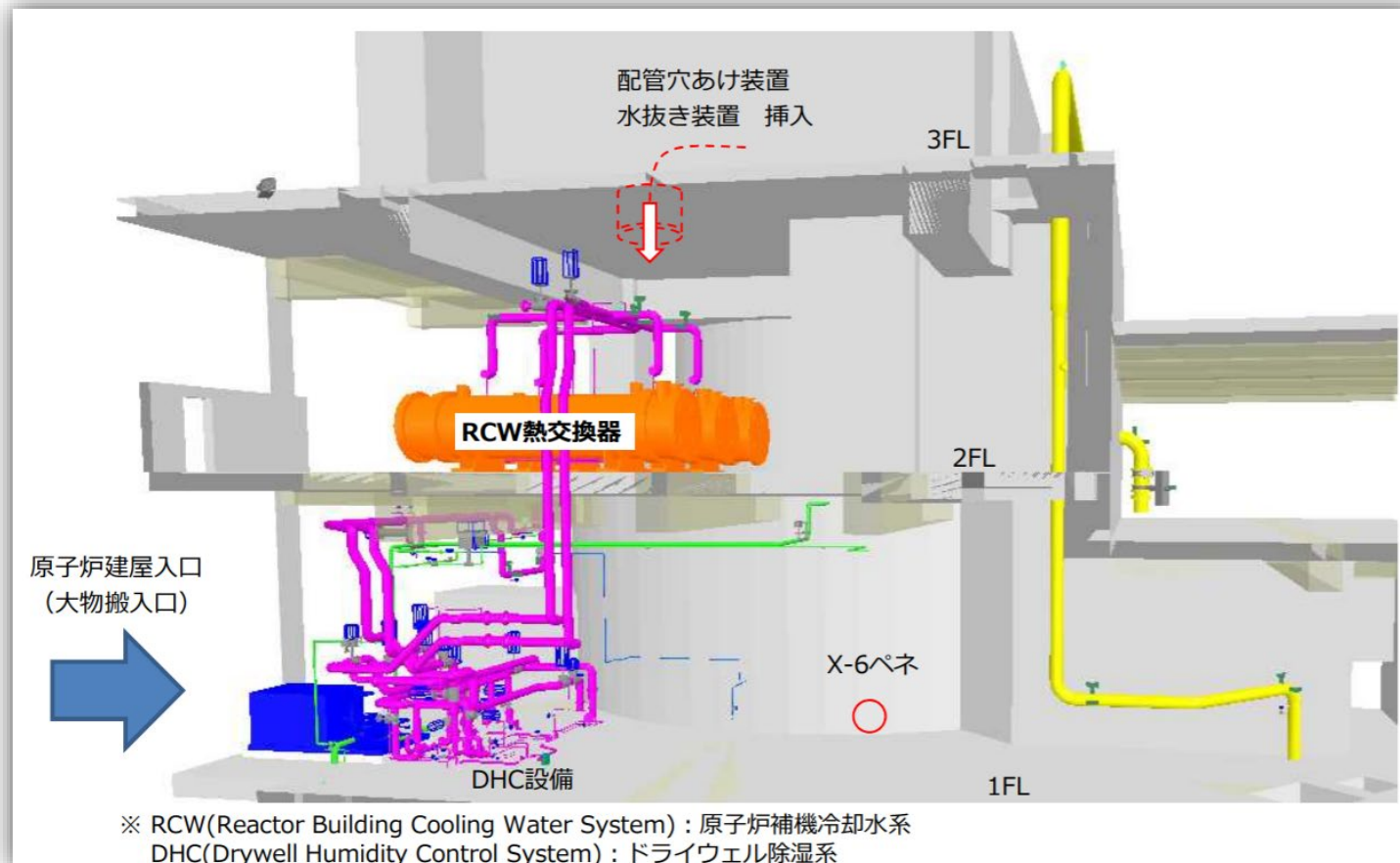
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-6.pdf>

[1ページへ戻る](#)

下図はRCW系統(RCW熱交換器、DHC設備)の概念図です。

筆者注：RCW系＝原子炉補機冷却水系～は格納容器ドライウエル（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。

(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
「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>

1ページへ戻る

2号機では、2021年度内に、格納容器(PCV)内部調査等の作業エリア・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～)



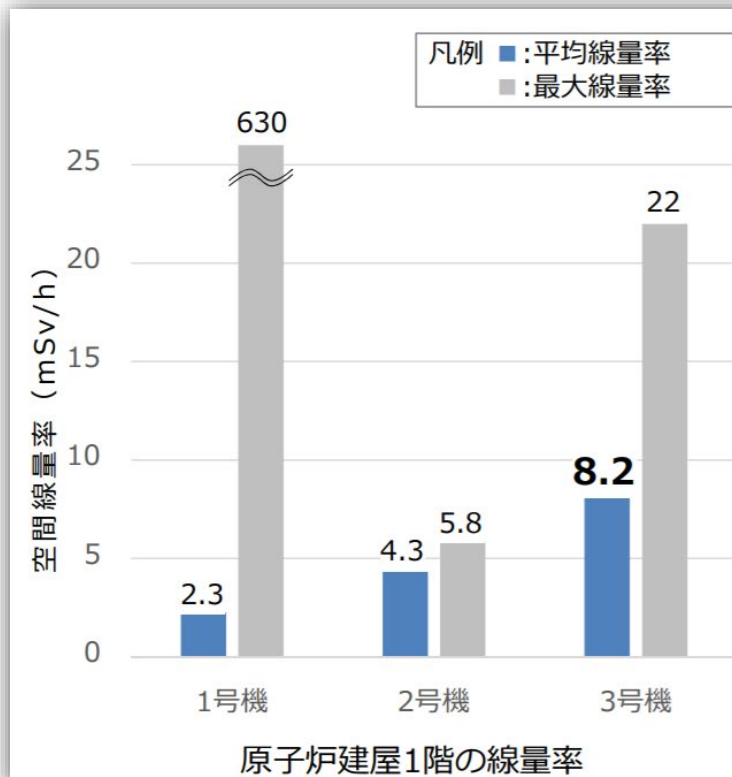
赤枠：対象機器
2号機原子炉建屋1階（北西）

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)

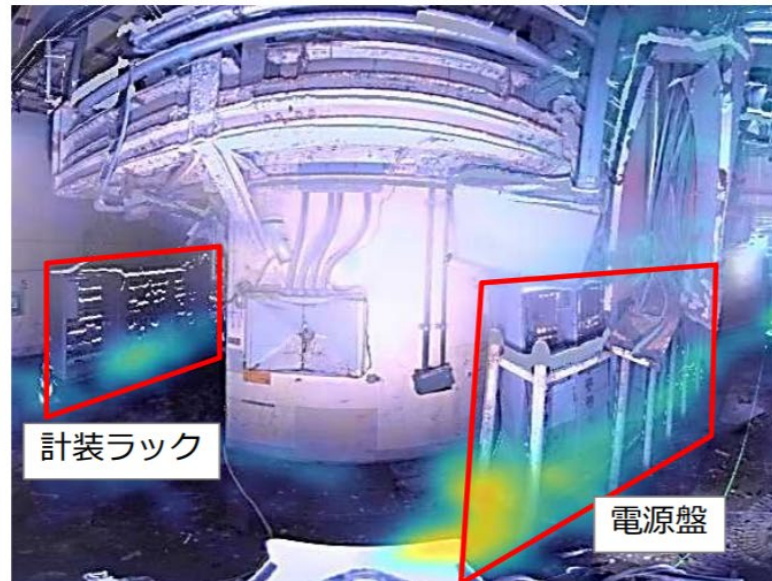


赤枠：対象機器
2号機原子炉建屋1階（西側）

3号機は、他号機に比べて1階面の空間線量率が高く、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。



計装ラックおよび電源盤の線源
(ガンマカメラ画像)



3号機原子炉建屋1階（南西）

(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 経過

2016年から、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](#)からの、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](#)

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。	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

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
2015.12~2016.1	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

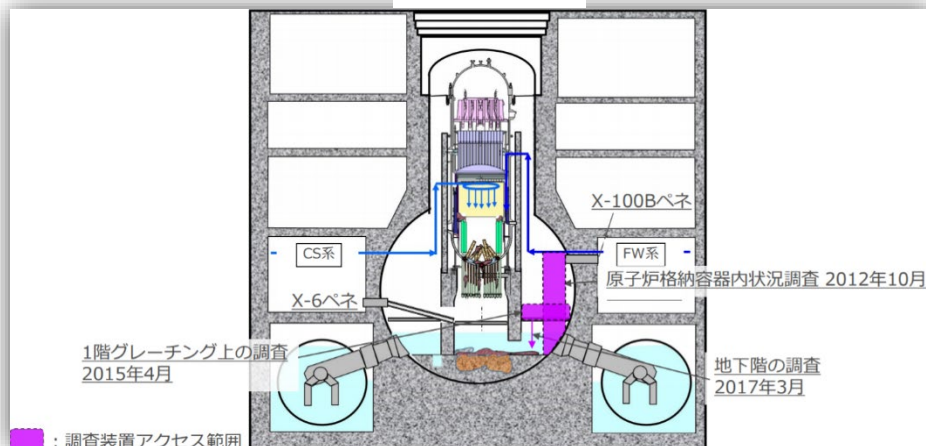
実施期日	号機	内容	出典
2017.1~2	2号機	X-6ペネからガイドパイプ、走行型遠隔調査装置（ROV）を挿入しペDESTAL内部の調査 参照 。走行型遠隔調査装置（ROV）はスタックしてしまいましたが、ガイドパイプに取り付けたカメラ・線量計により、ペDESTAL内において堆積物やグレーチングの脱落等の状況が確認されています。	2017年2月 東京電力
2017.3	1号機	格納容器1階に遠隔調査装置を投入。グレーチング上からカメラ・線量計を吊り下ろし、ペDESTAL地下階開口部近くの原子炉格納容器底部の状況を調査 参照 。確認された範囲では、機器に損傷は確認されませんでした。また、格納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うとともに、取得した線量のデータより、ペDESTAL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か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

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、プラットフォ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 国際廃炉研究開発機構・東京電力
2019.2.13	2号機	格納容器X6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か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。	2019年2月 東京電力
			参照
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。	

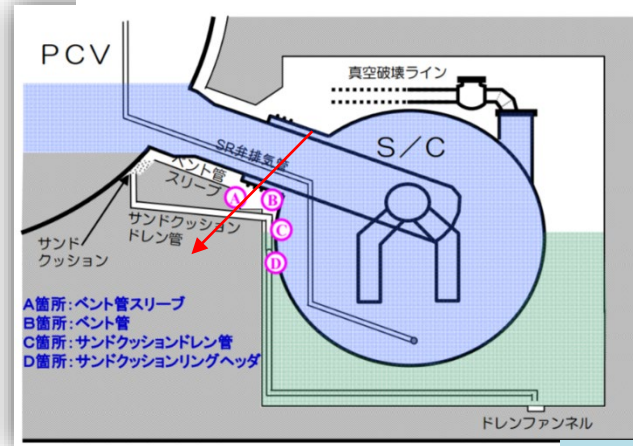
② 説明図

[アクセスルート構築\(速報\)へ戻る](#)

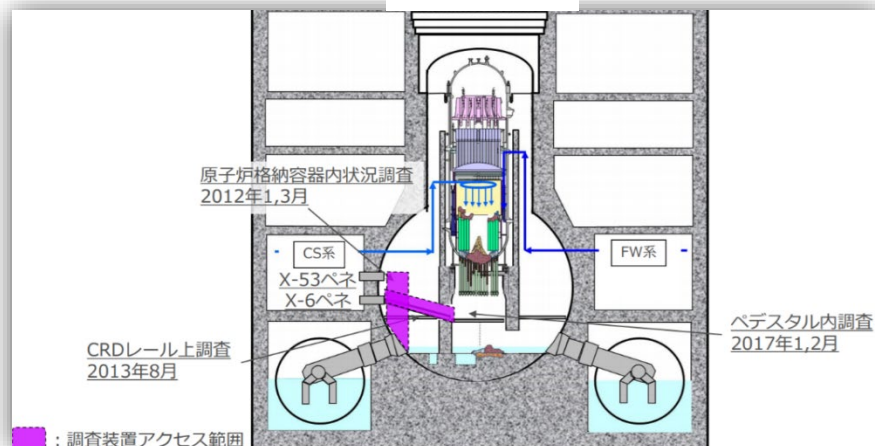
(1号機)

[1号機ダスト上昇整理に戻る](#)

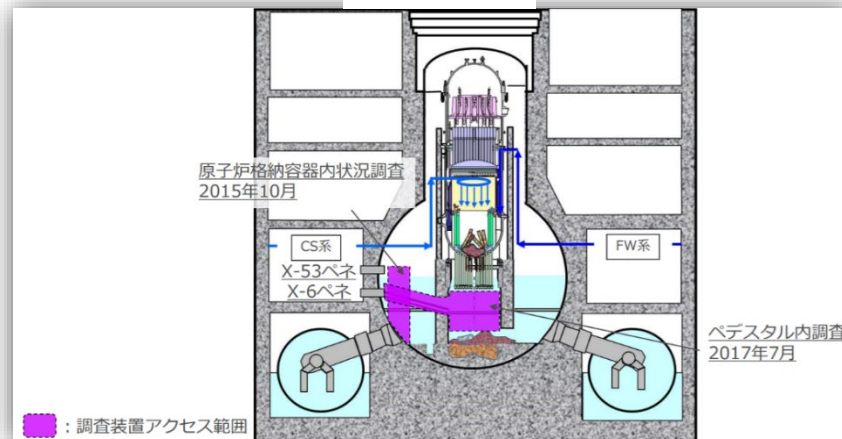
(1号機サンドクッションドレン管)

[経過一覧へ戻る](#)[進行状況\(概容\)へ戻る](#)

(2号機)



(3号機)



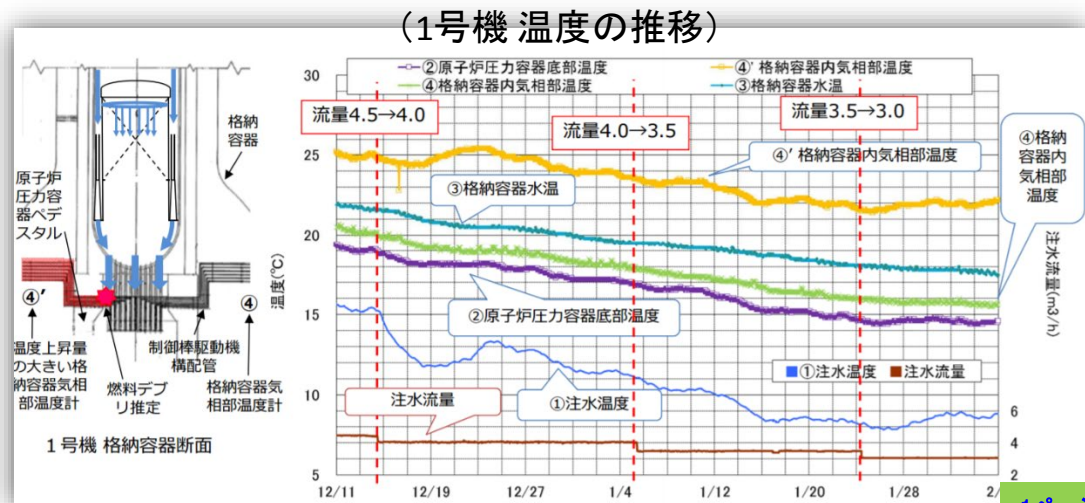
③ 注水量低減から分かったこと

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 m³/h から3.0 m³/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。

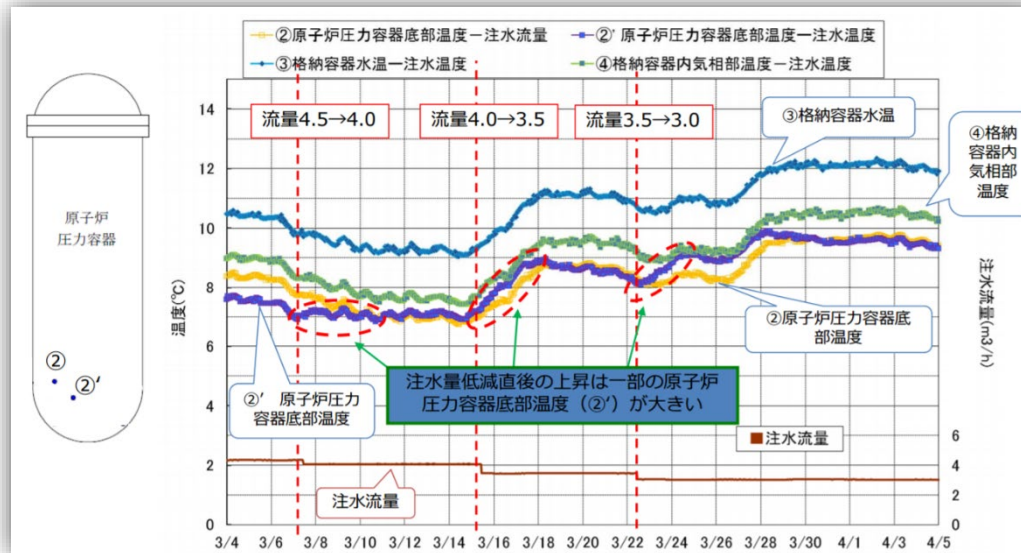
一方、各号機とも 下図のように、原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度の一部に若干の上昇が見られ、その要因について東京電力は以下のように考察しています。

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DESTAL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。

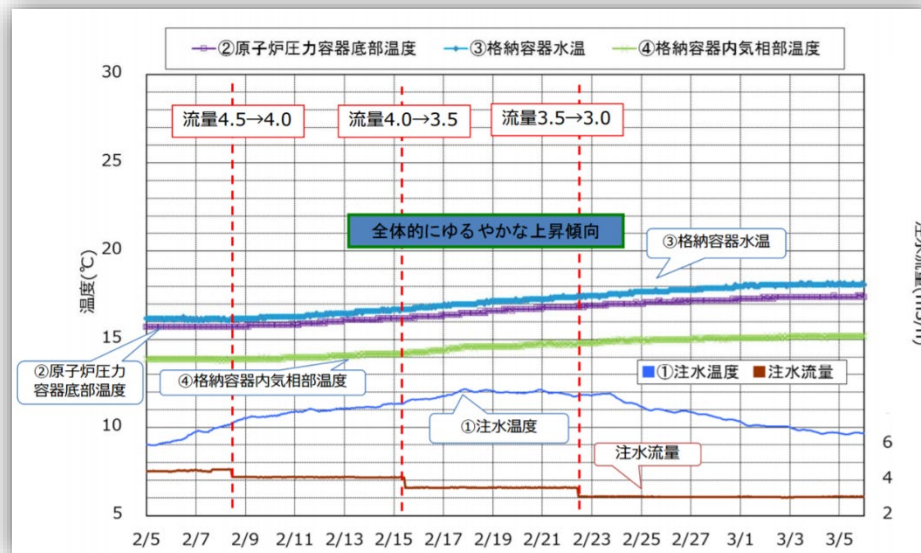
(筆者注: 出典には1～3号機についてそれぞれ温度の推移と温度の差分の推移のグラフ両方があります、本レポートでは東京電力が考察に用いたグラフのみ掲載しました。)



(2号機 温度の差分の推移)



(3号機 温度の推移)



(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 60Nm³/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>

(4) ① 各号機格納容器内部調査で取得した堆積物の分析

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。 [1号機調査結果まとめへ戻る](#) [\(次ページに続く\)](#)

① 1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

② 2号機 T I P 配管内閉塞物

T I P 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)

(※ TIP配管: 移動式炉心内計装系)



2号機T I P 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>

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。

①1号機原子炉建屋エアロック室
堆積物（スミヤ1枚）



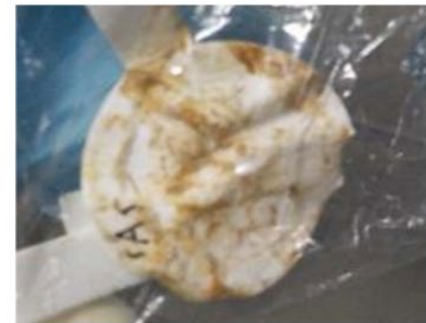
1号機R/B内調査時に格納容器貫通部下部床面、貫通部より採取されたサンプル
(2015年12月採取)

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)

② 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 i

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。

(85ページまで続く)

サンプル	概要	採取時期
① 1号機 格納容器底部堆積物 (次ページA)	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 (次ページB)	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 (次ページC) 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 (次ページD)	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](#)

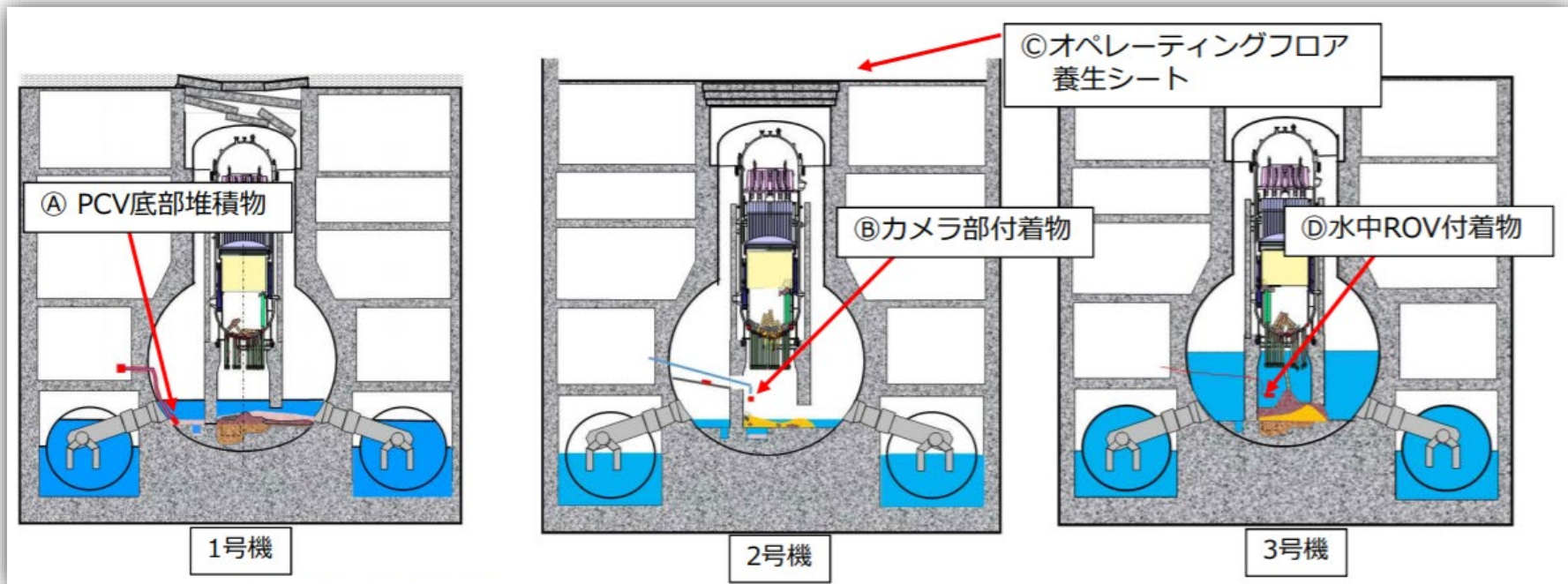
[取り出しの行方へ戻る](#)

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>

[1ページへ戻る](#)

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。

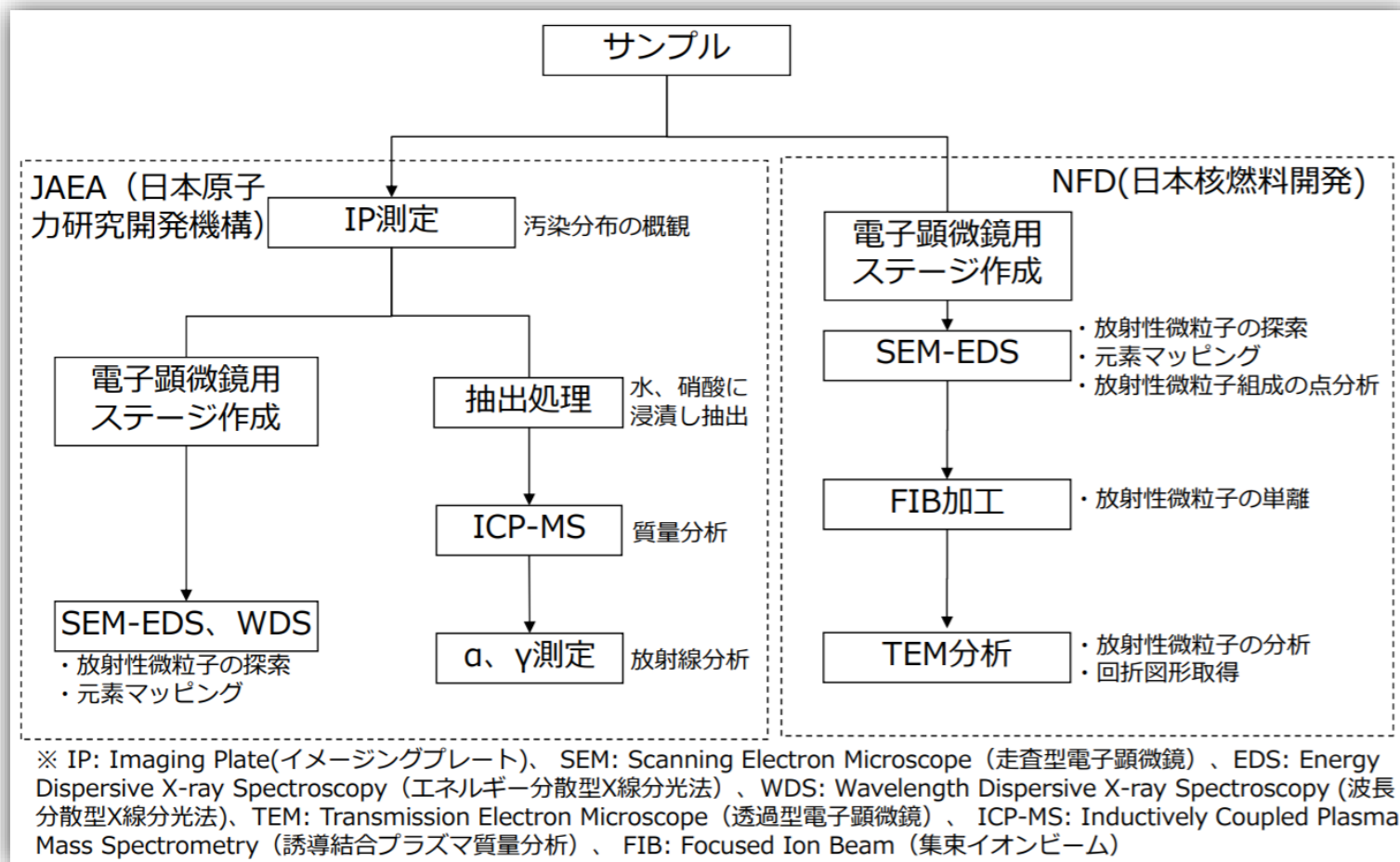


出典：2019年5月30日 第66回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料
「福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析」

<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/05/3-3-2.pdf>

1ページへ戻る

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。



現時点での分析結果は以下の通りと報告されました。

分析結果 i -1

<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。
 - 300 μ m \times 200 μ m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)O₂、Zrリッチな正方晶(Zr,U)O₂

分析結果 i -2

＜2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300 μ m×約200 μ m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)O₂、立方晶UO₂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SiO₂を主成分とした微粒子を確認。

分析結果 i -3

＜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300 μ m×約200 μ m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。

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熔融燃料のUリッチ相(U,Zr)O₂、Zrリッチ相(Zr,U)O₂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](#)

② 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 ii

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Ⅰ)や、蒸発凝縮過程で生成した粒子(タイプⅡ)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Ⅰ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Ⅰ粒子だけではなく、タイプⅡ粒子も係わっている可能性がある。

現在、ペDESTAL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り、建屋内の α 汚染には、タイプⅠ粒子だけではなく、タイプⅡ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。

(5) ① 1-4号機非常用ガス処理系(SGTS)室調査について

(New!)

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たきたため、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。

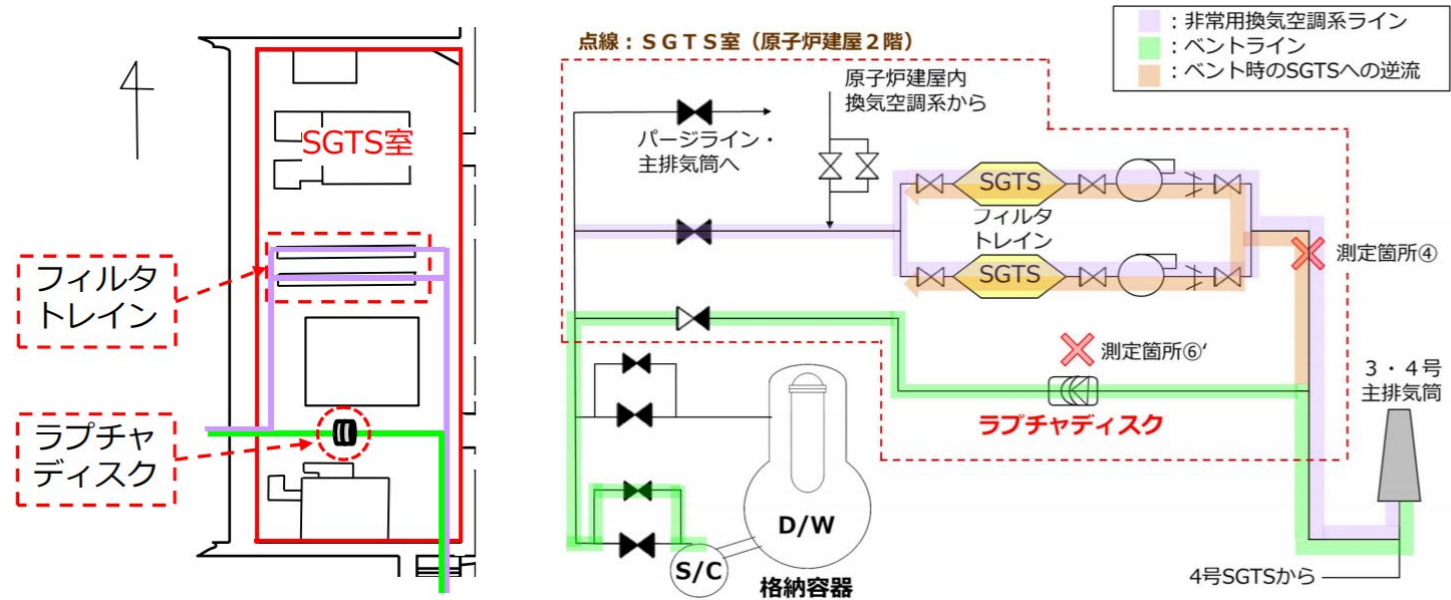
まず、[次ページ](#)の引用図で概要をご確認ください。

(次ページに続く)

筆者注：SGTSフィルタトレイン=ベント時に放出されるガスから放射能を取り除くフィルタの列

筆者注：ラブチャディスク=配管の途中にある仕切り盤。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。

(New!)



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、ラブチャ 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)

(New!)

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、内部の様子を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。

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

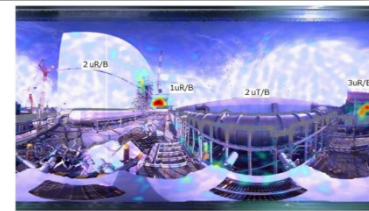
■ 1、2号機の調査に使用するロボット：PackBot等



・カメラ、線量計、γイメージャー等を搭載



・γ線の3次元線量分布が取得可能(γ線測定結果と3Dスキャン情報の組み合わせ)



γイメージャーによる測定結果例
(原子炉建屋等の外観)

(次ページに続く)

(5) ② 1-4号機非常用ガス処理系(SGTS)室調査結果について

(New!)

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)

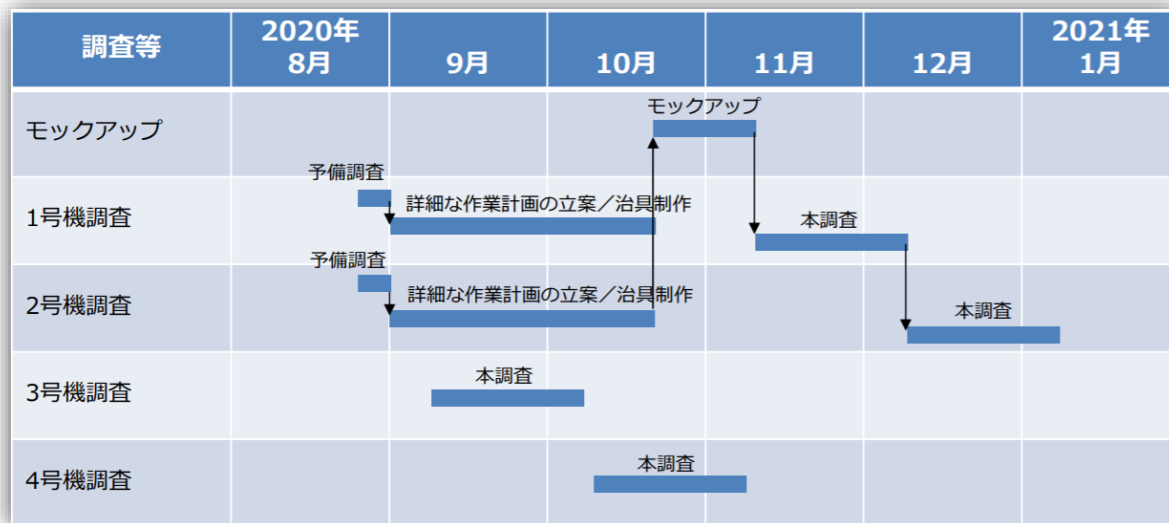
1号機:ロボットにより予備調査を実施。ロボットの走行可能範囲を確認した。SGTSフィルタトレイン周辺で高線量を確認。本調査に向けて調査方法を検討する。

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。

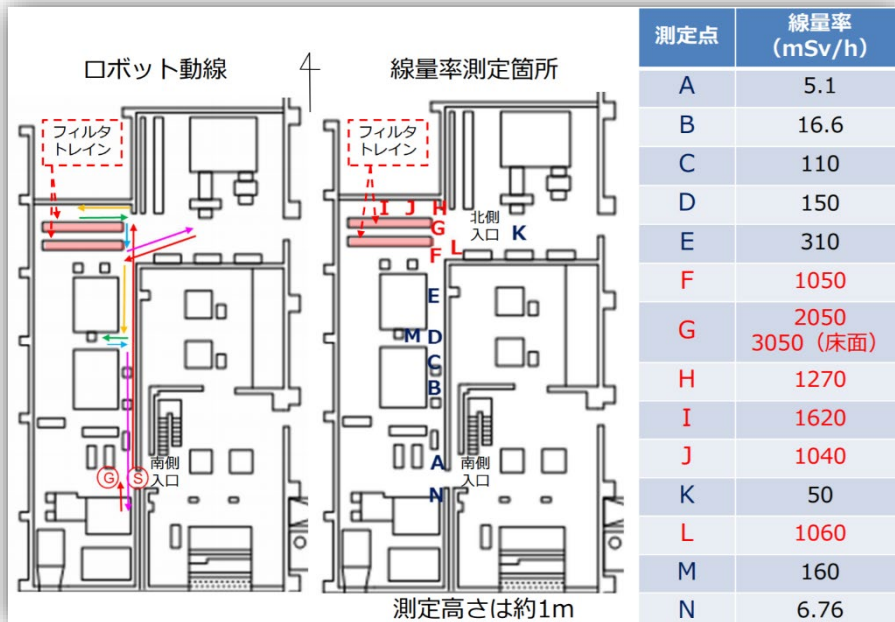
次ページ・次々ページに、東京電力が発表した各調査結果の図表を引用掲載しておきます。



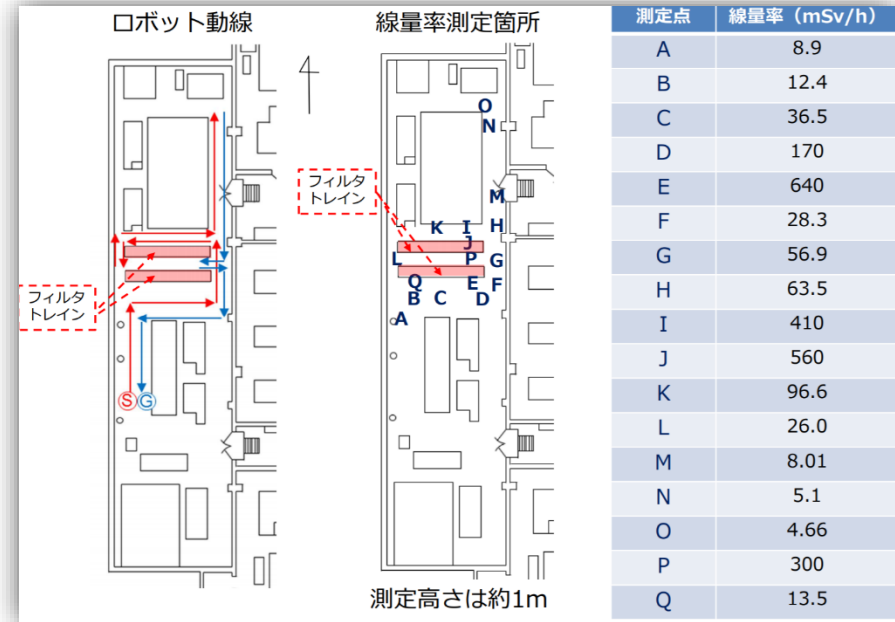
出典：2020年7月30日 第80回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料「1-4号機SGTS室調査の計画について」
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/07/4-1.pdf>
 2020年10月29日 第83回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料「1-4号機SGTS室調査の進捗について」
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/10/3-3-4.pdf>

(New!)

1号機予備調査結果(8月25日)

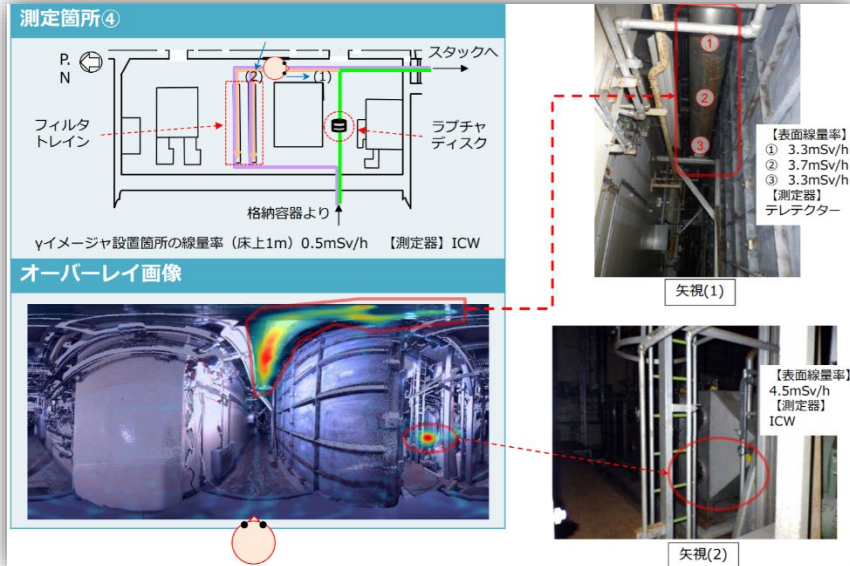


2号機予備調査結果(8月27日)



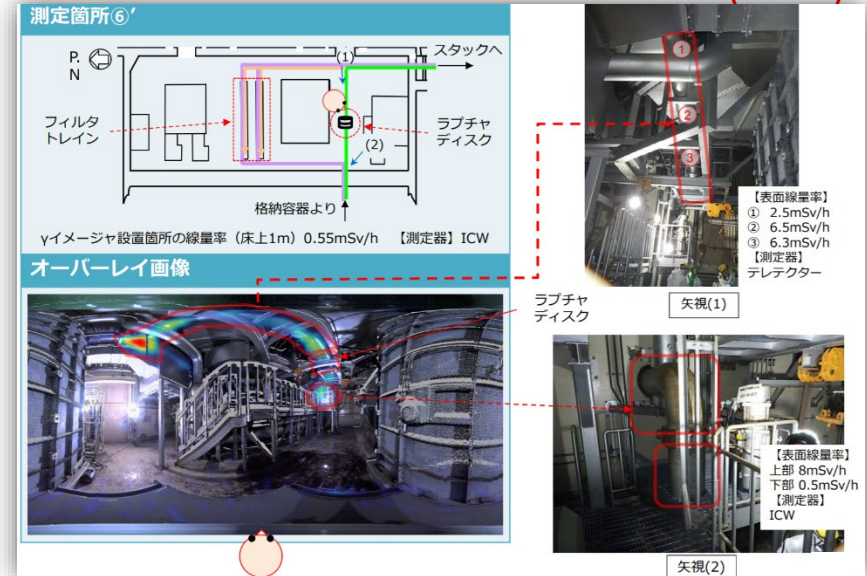
(次ページに続く)

3号機の測定結果(室内その1)

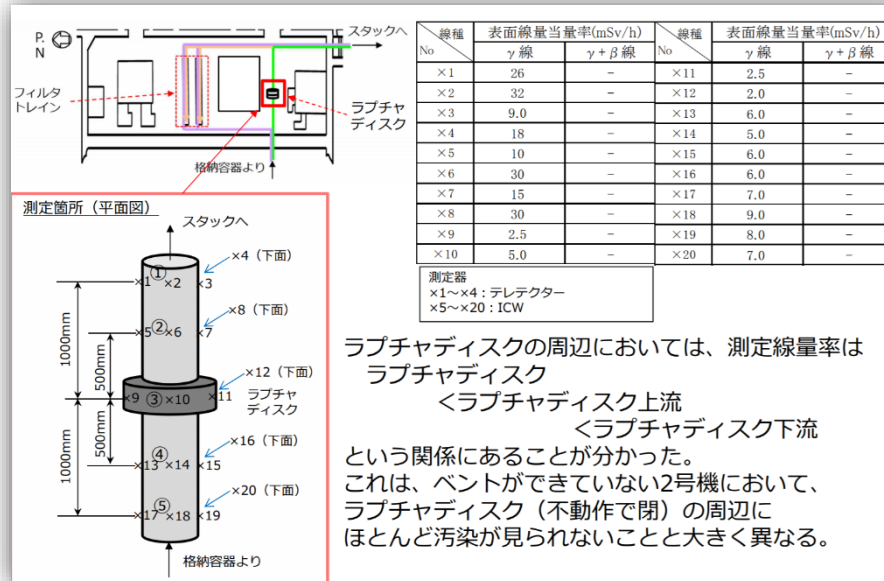


3号機の測定結果(室内その2)

(New!)



3号機の測定結果(ラプチャディスク)



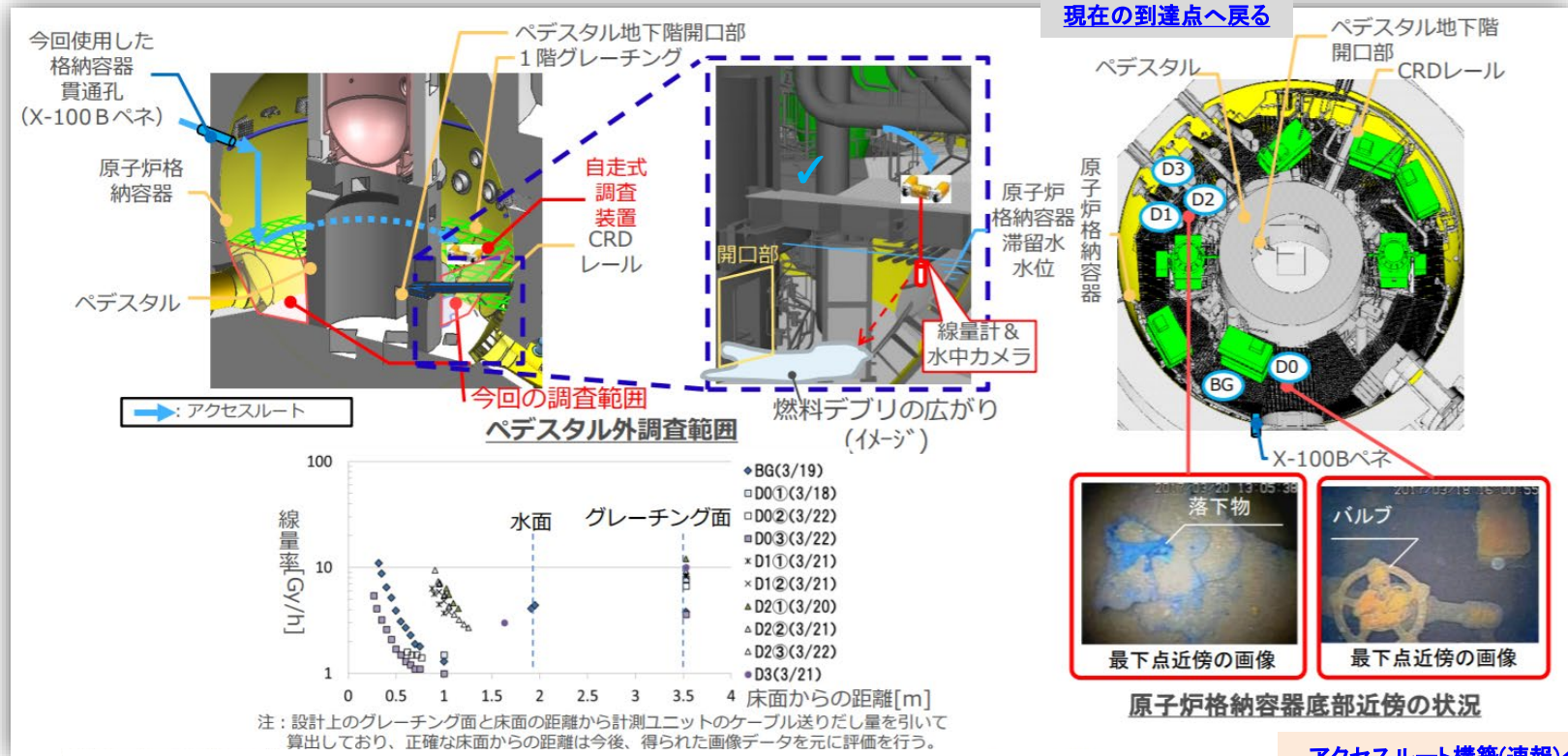
6 各号機ごとの取り組みの状況

(1) 1号機の取り組みの状況

① 2017年3月の原子炉格納容器内部調査結果の概要 i

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DESTAL)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](#)

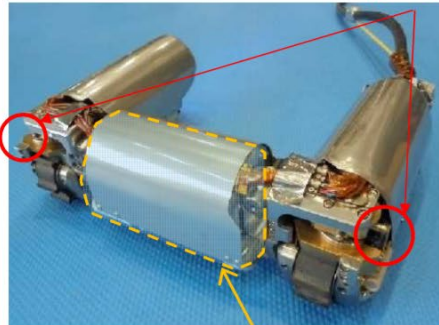
確認された範囲では、機器に損傷は確認されませんでした。また、格納容器床面から高い位置に堆積物があることを確認し、底部に近づくほど線量が上昇する傾向を確認しました。 [進行状況\(概容\)へ戻る](#) [経過一覧へ戻る](#)



ii 調査装置

自走式調査装置 外観

レーザーガイド



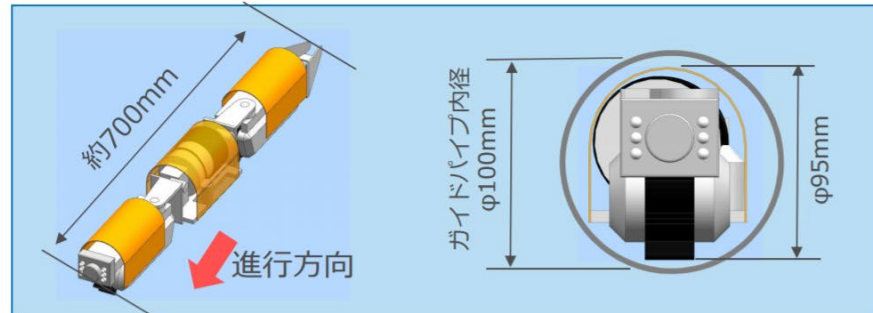
カメラ及び線量計の収納部

自走式調査装置 映像及び線量取得時

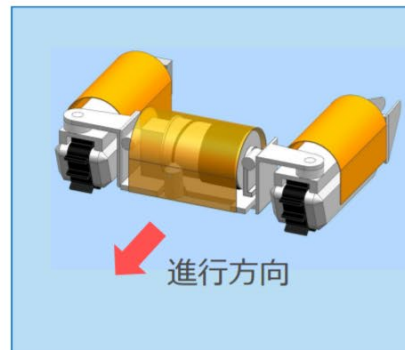
カメラ及び線量計が一体化した
センサーユニット

©Tokyo Electric Pow

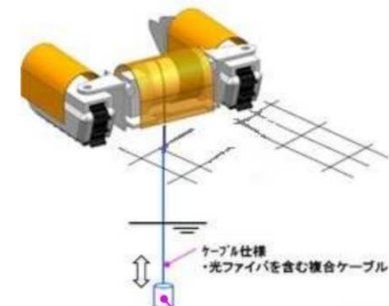
ガイドパイプ挿入時



PCV内グレーチング上走行時



無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

計測ユニット（線量計+水中カメラ）
・約φ20mm×約40mm線量計計測範囲： $1 \times 10^{-1} \sim 1 \times 10^4 \text{ Gy/h}$ 7
水中カメラ：35万画素
耐放射線性：1000Gy

iii 線量測定結果

目標：開口部からの核燃料デブリの拡散有無の推定

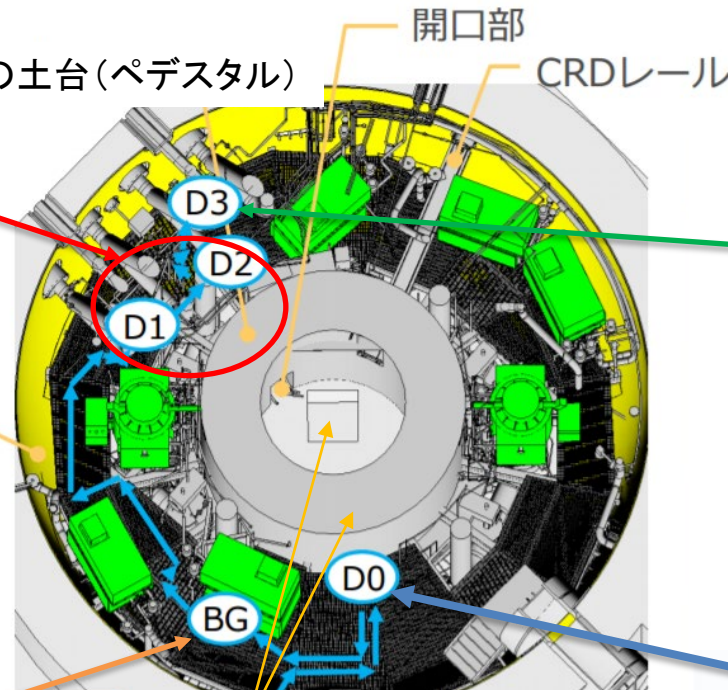
3月21日調査

- ・1階金属製格子上: 8.4 Sv/h (圧力容器の土台(ペデスタル))
- ・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。

原子炉格納容器 (PCV)



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)

[アクセスルート構築\(速報\)へ戻る](#)

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

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

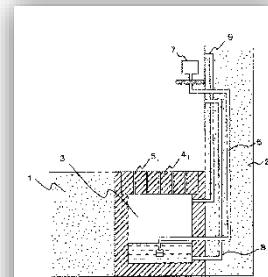
- ・1階金属製格子上: 6.7 Sv/h
- ・最下点: 1.6 Sv/h (格納容器床より約0.6 m上)
- ・1階金属製格子上: 3.6 Sv/h
- ・最下点: 5.4 Sv/h (格納容器床より約0.3 m上)

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)

筆者注：ドレンサンプ＝格納容器内の漏洩水をいったん集める穴



iv 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も線量が上昇した。
- 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底部近傍に熔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、ウランが検出されたとのこと。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。 [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

出典：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>

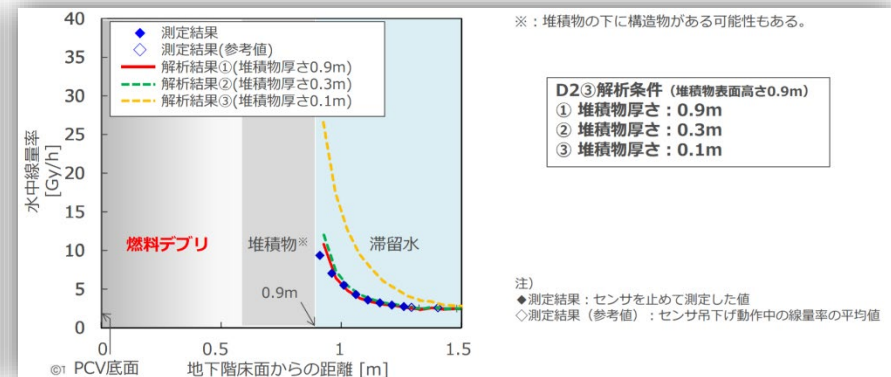
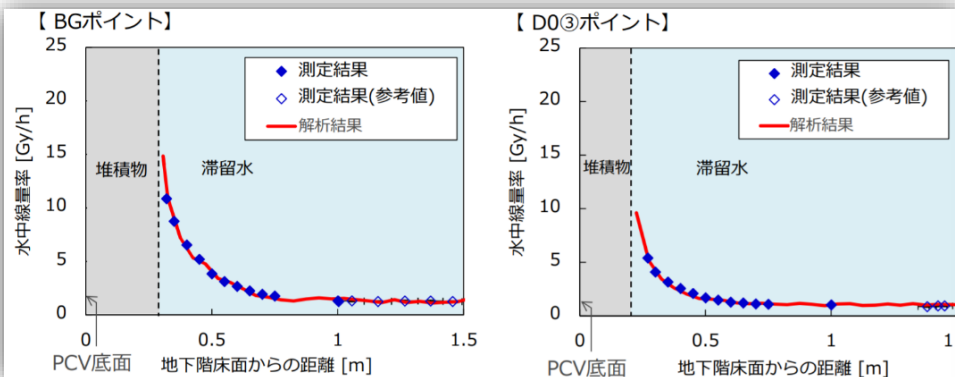
v その後の線量データの分析結果

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>

② X-2ペネトレーションからの原子炉格納容器(PCV)内部調査計画

i アクセスルート構築作業について

1号機の格納容器の内部(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DESTAL)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 [参照](#)。

2019年1月31日、東京電力は、ペDESTAL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。

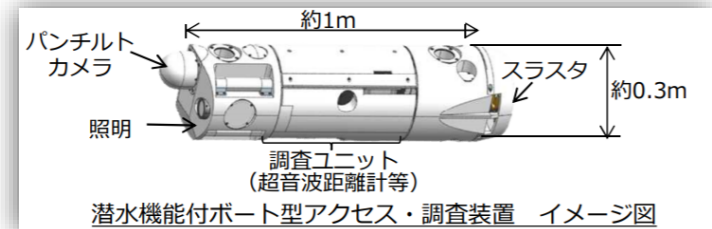
2号機ではX6ペネから調査機を投入しましたが、1号機ではX6ペネ周辺が高線量であり、また1号機で前回使用したX100Bペネは格納容器の高い位置あるためか、格納容器内に現在開発中の

調査装置 [内部調査用ROVに戻る](#) を投入するために、新たな投入口としてX2ペネ(所員用エアロック)を選んでいきます。

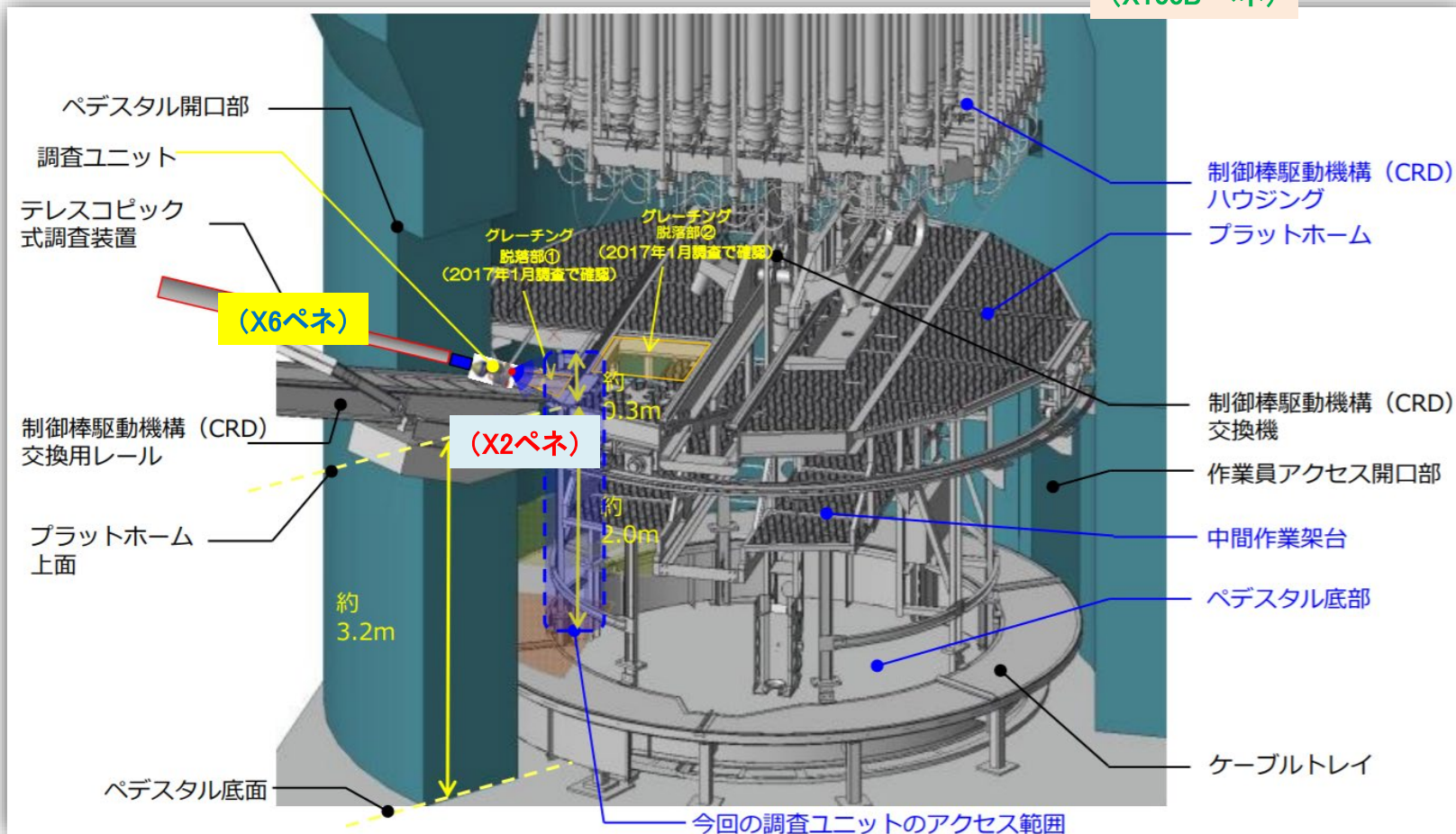
出典からだけではX2ペネの位置が把握しにくいのですが、種々の画像から判断するとX6ペネとほぼ同じ高さ、X6ペネから反時計回りに30度あまり回ったところのようです([次ページ](#)画像参照)。

今回の投入口であるX2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ください。



(X100B ペネ)



ii 詳報

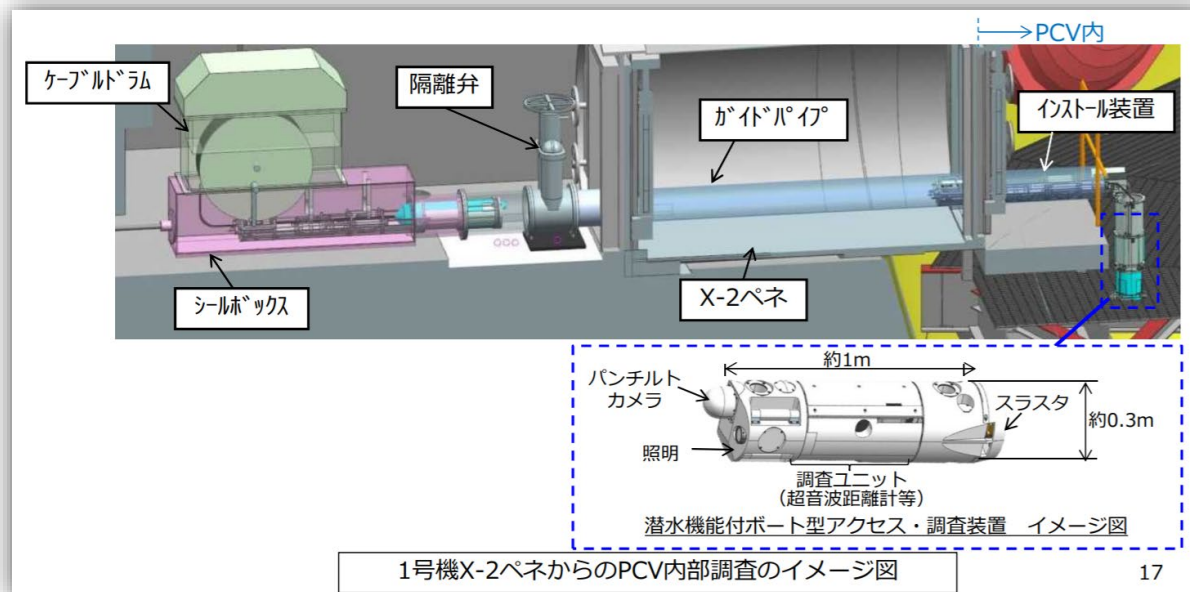
イ 調査の概要

東京電力によると、原子炉圧力容器の土台（ペDESTAL）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しています。

（次ページに続く）

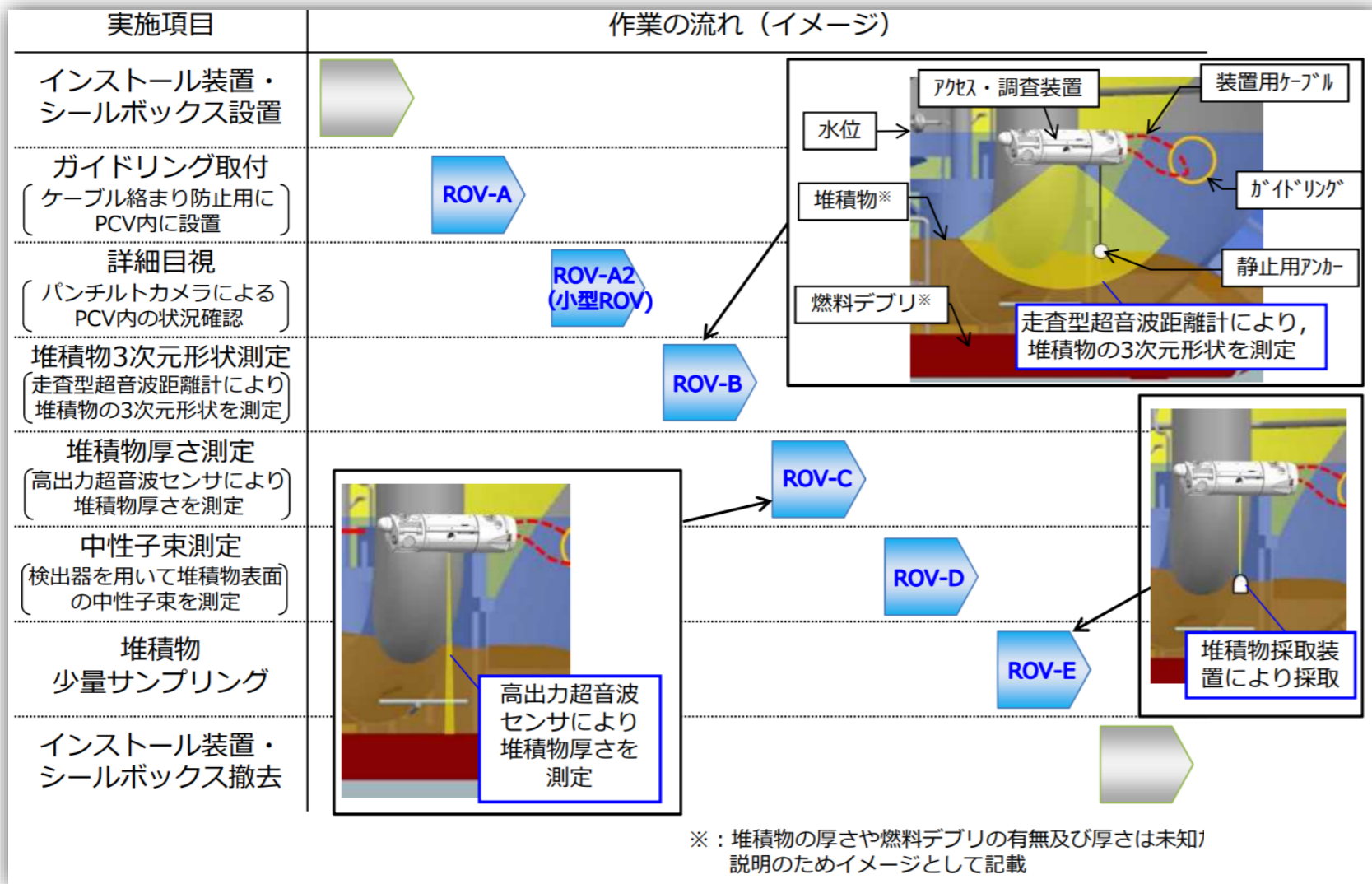


出典：2019年2月28日 第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料 東京電力
「1号機X-2ペネトレーションからの原子炉格納容器内部調査 原子炉格納容器の減圧について」

<http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-2.pdf>

1ページへ戻る

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。



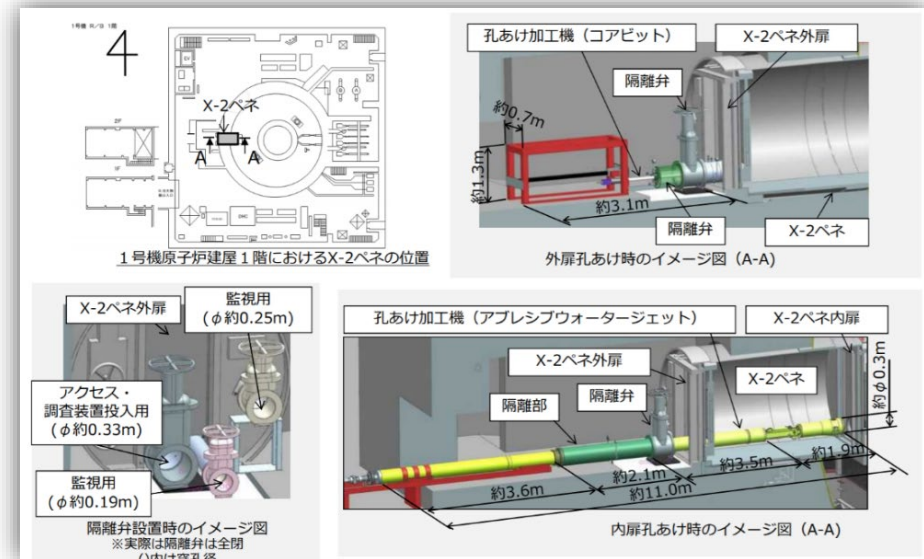
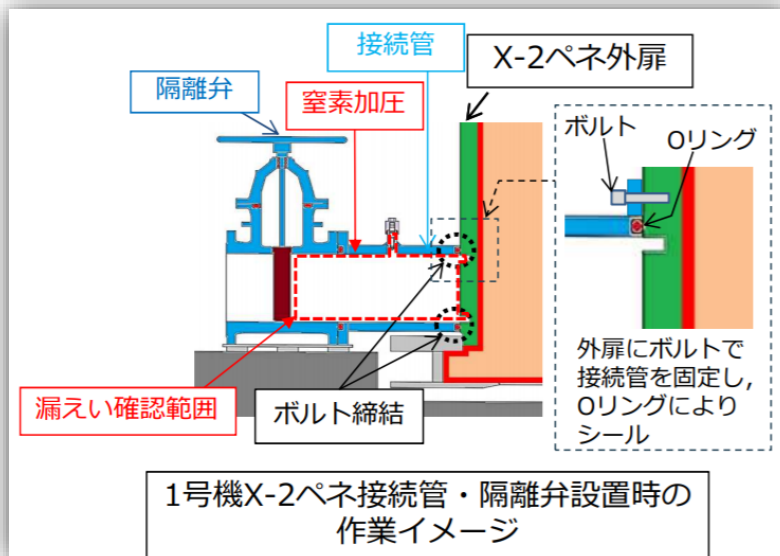
ロ アクセスルート構築作業

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

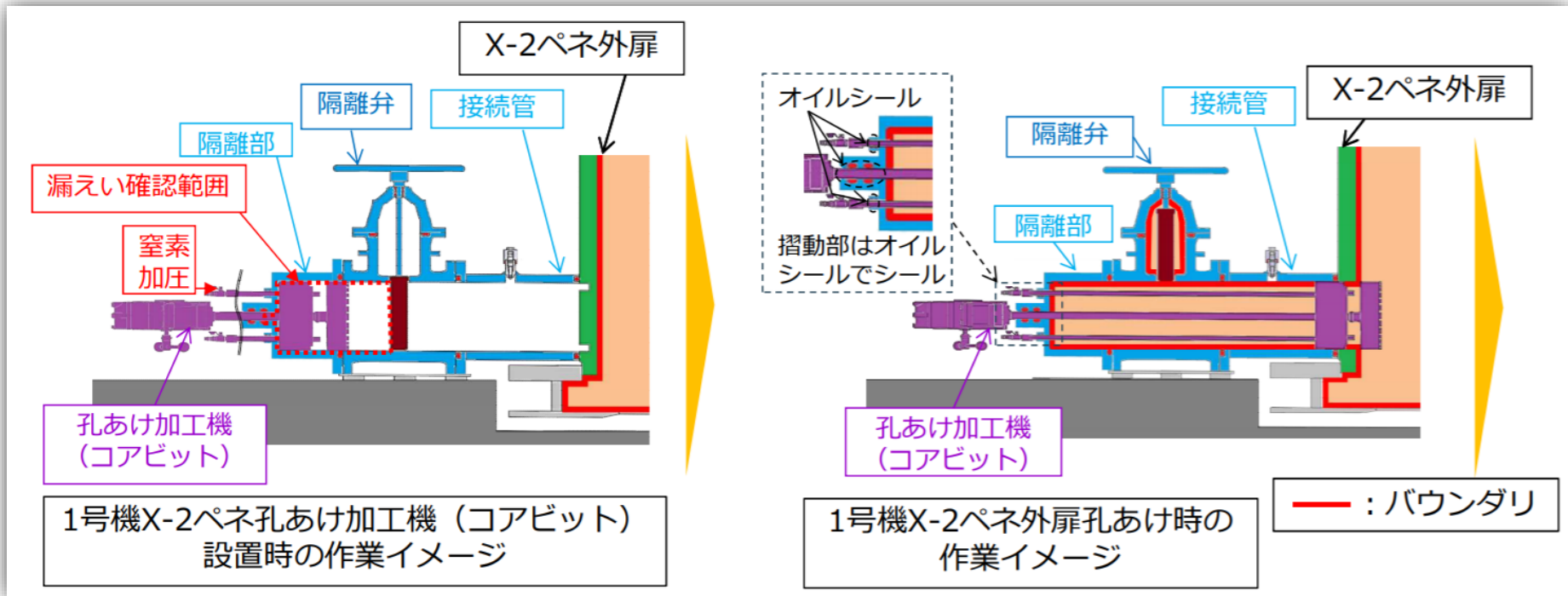


出典：2019年2月28日 第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料 東京電力
「1号機X-2ペネトレーションからの原子炉格納容器内部調査 原子炉格納容器の減圧について」

<http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-2.pdf>

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。

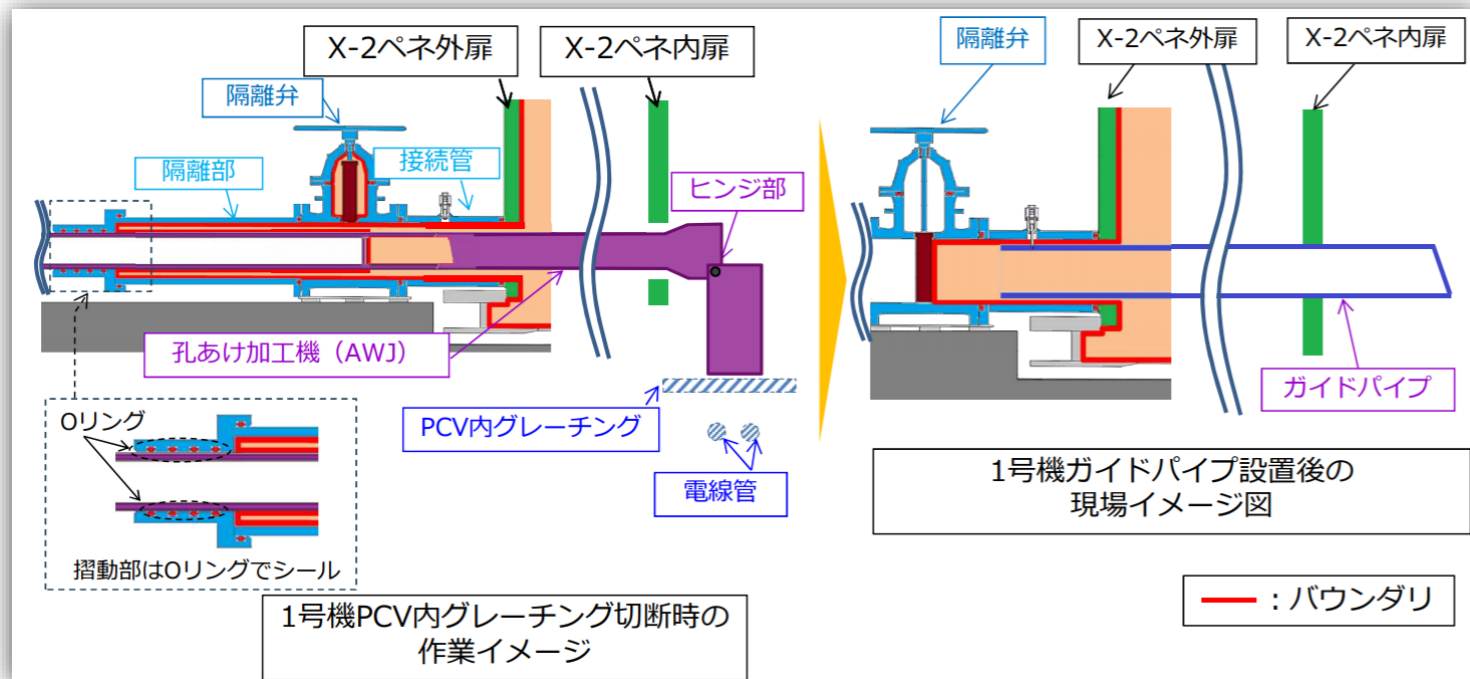
以降の作業においても、隔離弁を開ける前に窒素加圧、漏えい確認を行ってから作業を進めるとしています。



X-2貫通部(ペネ)内扉は孔あけ加工機(アブレス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 [参照](#)。

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内投入に必要な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**



ハ 原子炉格納容器の減圧について

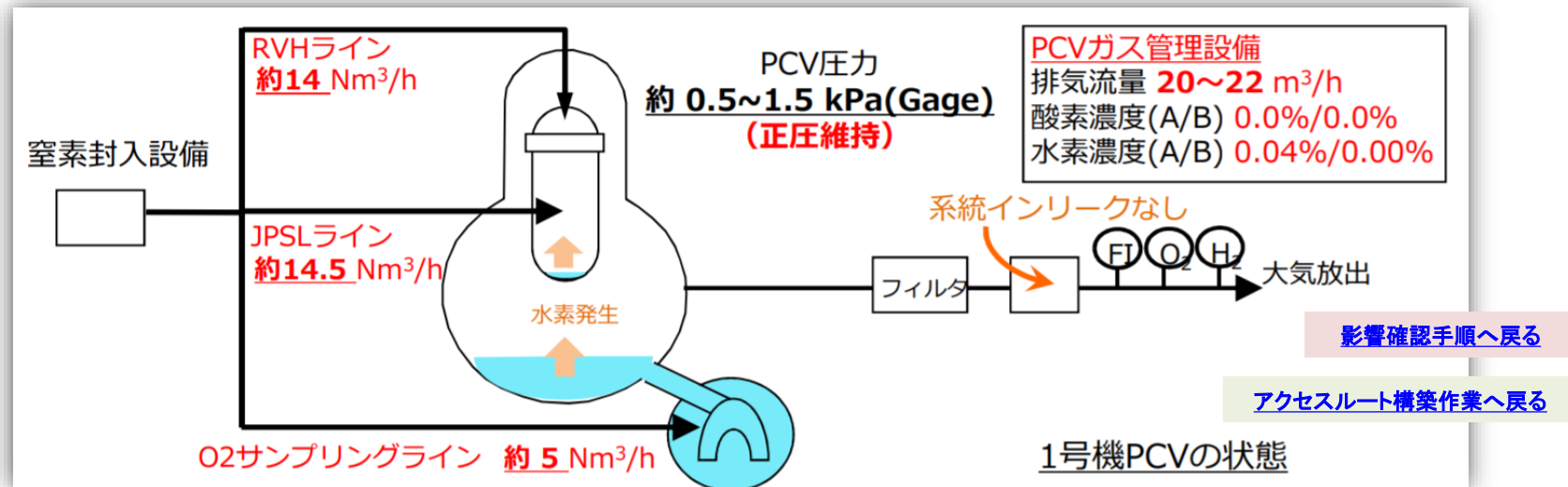
東京電力は、孔あけ加工機(AWJ)による孔あけ作業における放射性物質の放リスクの更なる低減のため、原子炉格納容器(PCV)圧力の減圧(均圧化)について実施を検討しています。

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 Nm³/h、S/Cに約 5 Nm³/h)に比べ、ガス管理設備の排気流量(20~22 m³/h)は少ない状況であり、PCV圧力は0.5~1.5 kPa(gage)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)

[ダストロールデータについてに戻る](#)

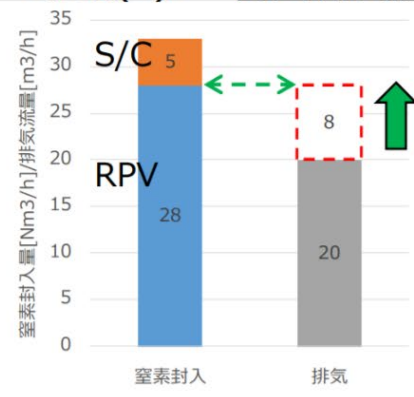
[\(次ページに続く\)](#)



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



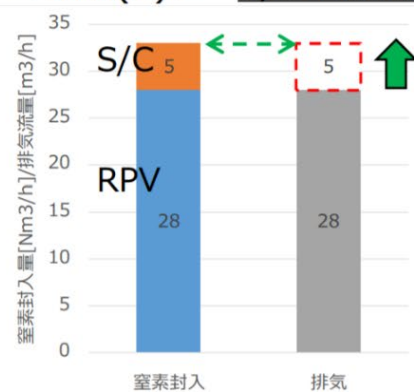
- 1回の操作あたり5m³/h以内を目安に、2回程度に分割して操作
- 操作後2日程度の監視により、監視パラメータに異常がないことを確認し、次の操作を実施する。

(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

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)圧力は約0.5 kPa(gage)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小さく、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。排気流量操作を8 m³/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 m³/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)

(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 ↓ 筆者注：格納容器空調系	・ 過去実績最大約2℃/h (LCO逸脱まで10時間以上) ↓ 筆者注：運転上の制限	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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1m³/hあたり、0.011%/h程度と評価 	<ul style="list-style-type: none"> 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)	<ul style="list-style-type: none"> 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) 	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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れる 	<ul style="list-style-type: none"> 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>

1ページへ戻る

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。

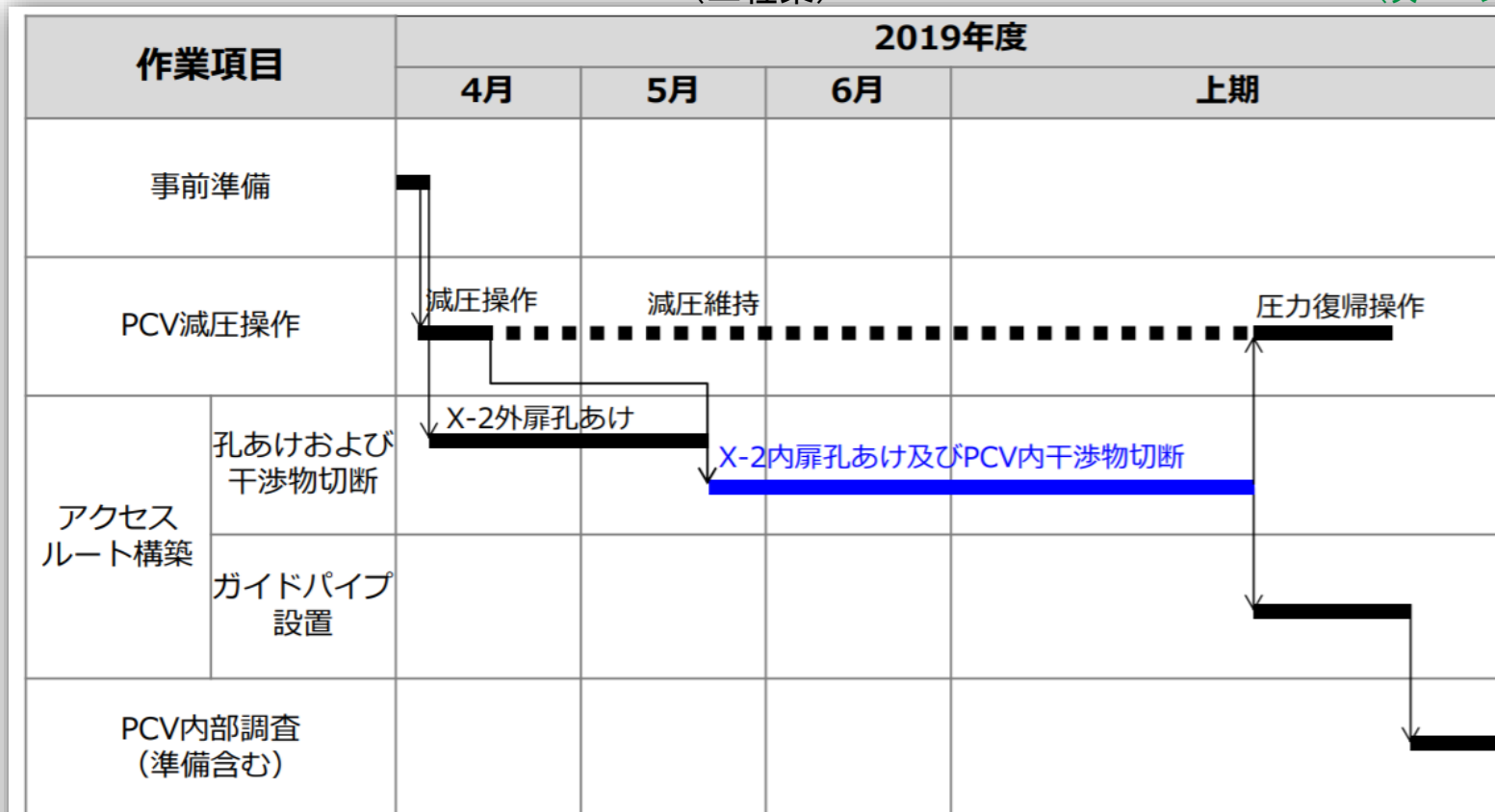
X-2ペネ調査前の線量低減に戻る

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。

(工程案)

(次ページに続く)



(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

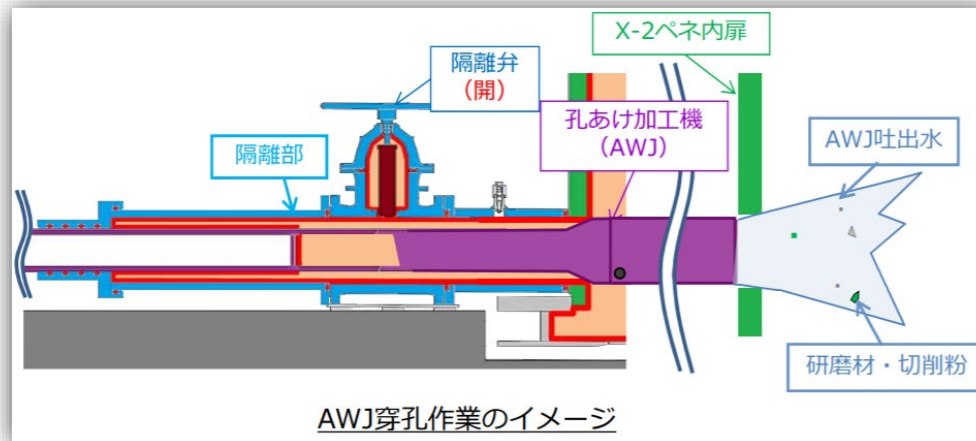
10

二 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



(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	$5 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^3$	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 10 mSv/h 以下	作業中断。原因特定・対策を行い、再開する

※PCVバウ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		判断基準	逸脱時の対応
	作業中及び 作業後24時間	作業後 24時間以降		
・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作業での温度上昇が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： $1 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^3$ 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	・ $1 \times 10^{-3} \text{ mSv/h}$ 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

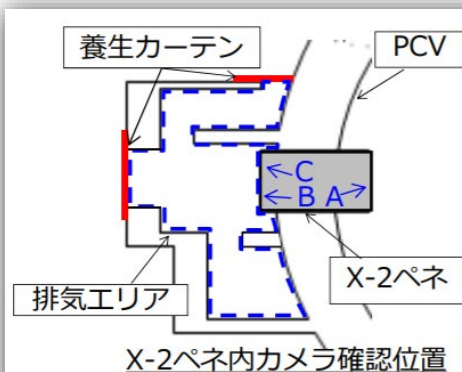
ホ 1号機 アクセスルート構築作業の実施状況

(1) 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。



X-2ペネ内扉の状況 (A方向から撮影)



X-2ペネ外扉の状況 (B方向から撮影)



X-2ペネ外扉の状況 (C方向から撮影)

(2) 内扉穿孔作業時の仮設ダストモニタの値の上昇

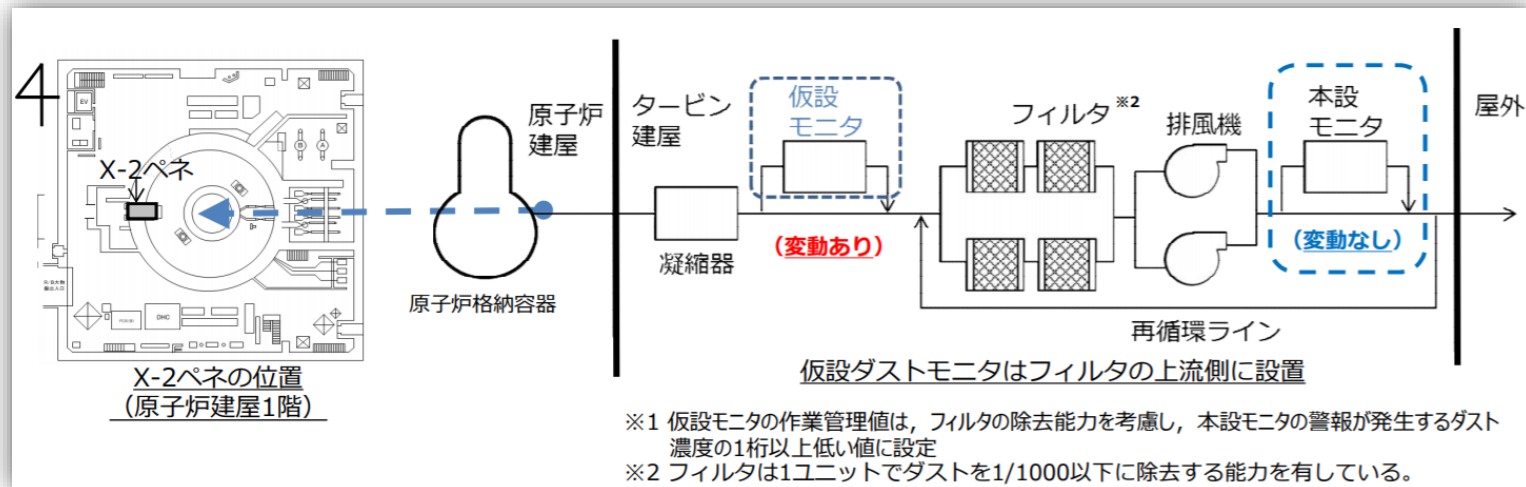
東京電力によると、以下のように穿孔作業を一時中断したようです。

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

手摺(縦部)切断完了に戻る

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。



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>

1ページへ戻る

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たと考えていたが、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。

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

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。

へ 1号機 アクセスルート構築作業の実施状況

(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 **参照** 6月4日においても、1号機格納容器の漏えい率 **参照** が2 m³/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XCEL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	試料採取日	分析計画	試料名称	試料採取E	試料採取時	試料性状	total-α (全α線)	total-β (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。

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、

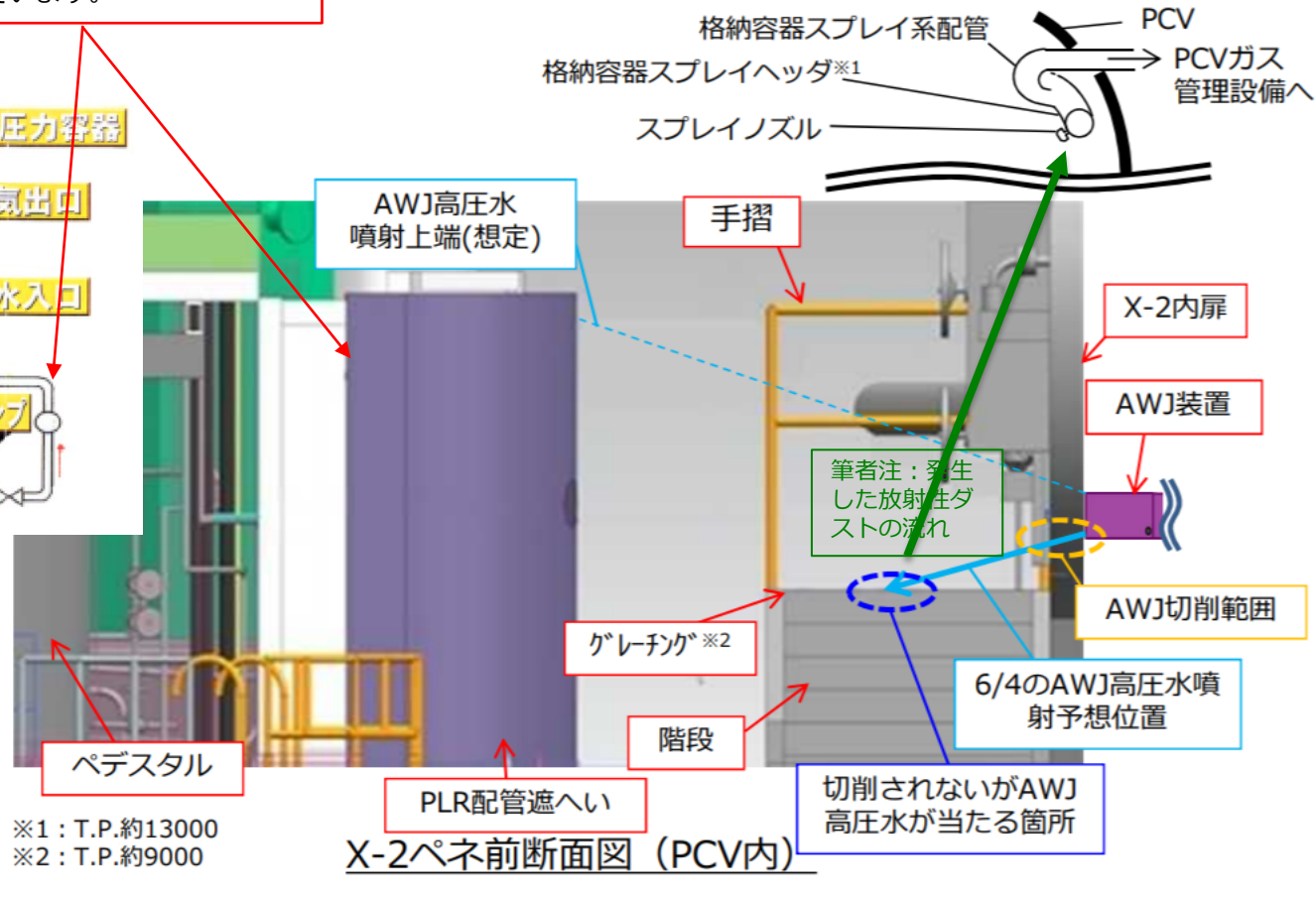
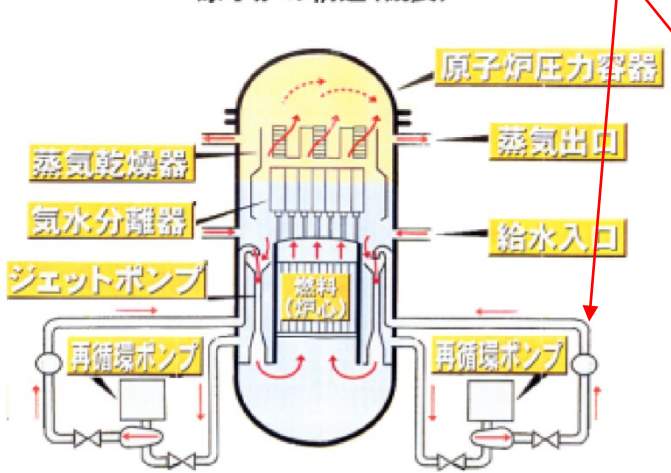
「全 α は天然核種が減衰し、検出限界値未満であることを確認した。全 β は検出しているが毎月測定している1号機原子炉建屋上部の濃度と同程度であり、有意な上昇は見られていない」ということであり、6月4日の孔開け作業による放射性ダストの上昇は、原子炉建屋カバーのダストモニタ(位置不明)に達していないということになります。

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 **参照** を受けて、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。

AWJ作業とPCVガス管理設備との位置関係

筆者注：P L R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ています。

原子炉の構造(概要)



ト 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、ダスト発生が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。

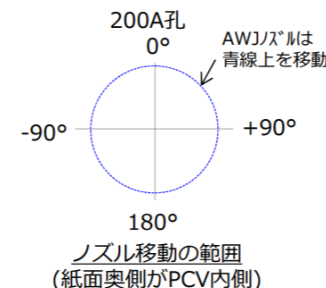
東京電力は、データ拡充作業を下記の方針で実施するとしています。

- ・ 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	ベDESTAL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。



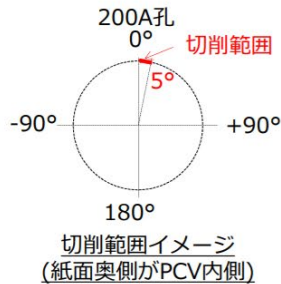
- ・ 作業管理値は前回同様(1.7×10^{-2} Bq/cm³)とするが、仮設ダストモニタによる管理を円滑に行うため、設定値変更を行い、測定レンジを約10倍広げた上で作業する。

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、7月から8月にかけて実施されるこの作業の予想図を挙げておきます。

(次ページに続く)

■ 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)

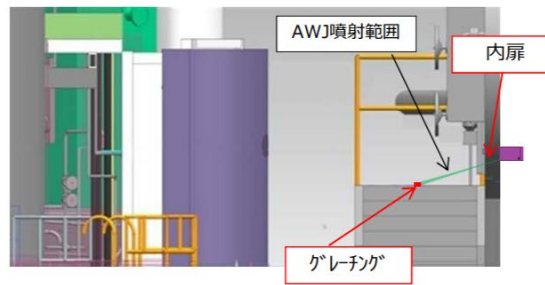
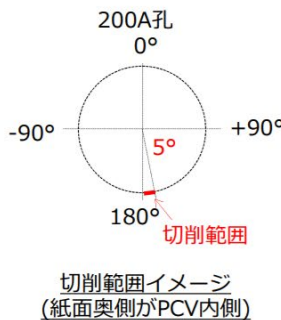


X-2ペネ前断面図 (PCV内)

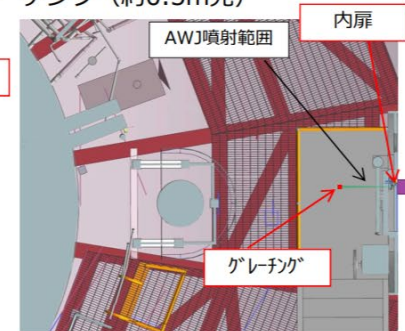


X-2ペネ前水平面図 (PCV内)

■ 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)

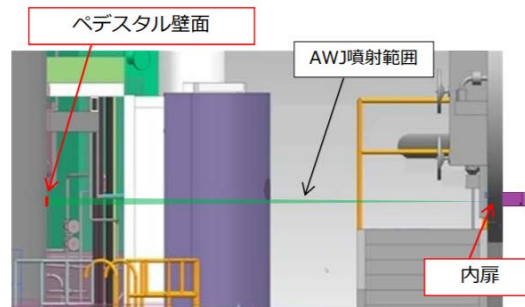
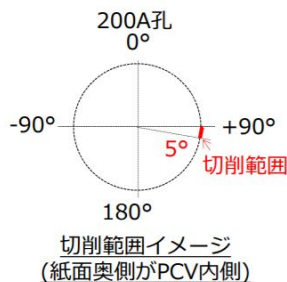


X-2ペネ前断面図 (PCV内)

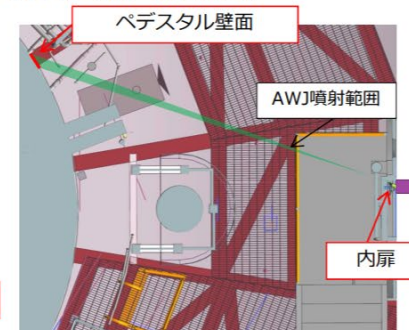


X-2ペネ前水平面図 (PCV内)

■ 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DESTAL壁面 (約5m先)



X-2ペネ前断面図 (PCV内)



X-2ペネ前水平面図 (PCV内)

(次ページに続く)

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。

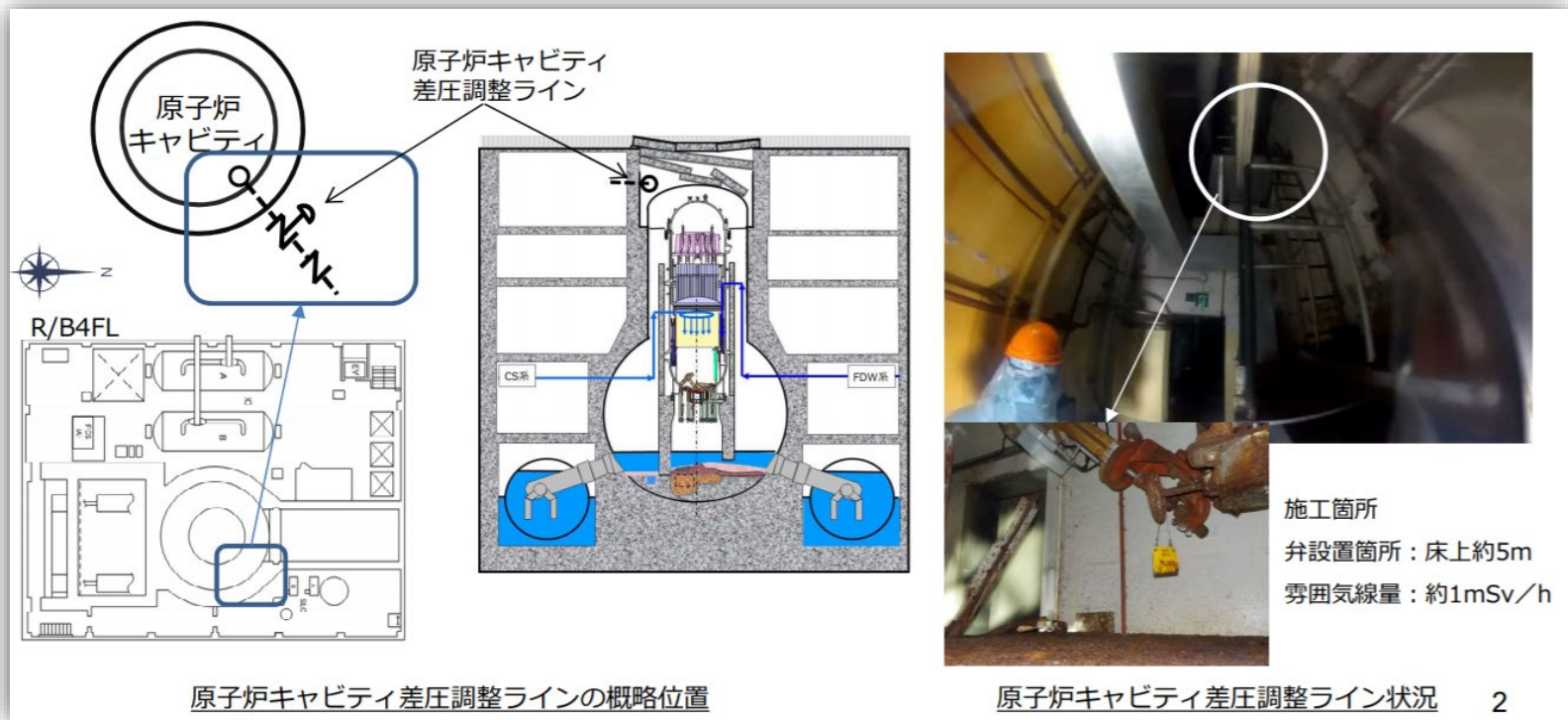
しかし、アクセスルート構築のための作業時間はより長い時間の作業となる(例:200A孔の施工に約80分)ことから、切削時間を延ばした場合のダスト飛散状況の把握が必要であり、今後はより切削時間を延ばした場合のダスト飛散状況に関する更なる情報を取得していくとしています。

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洩している気体量が10 m³/h強あるということを気にしているからなのではないでしょうか。 **参照**

(次ページに続く)

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)



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。

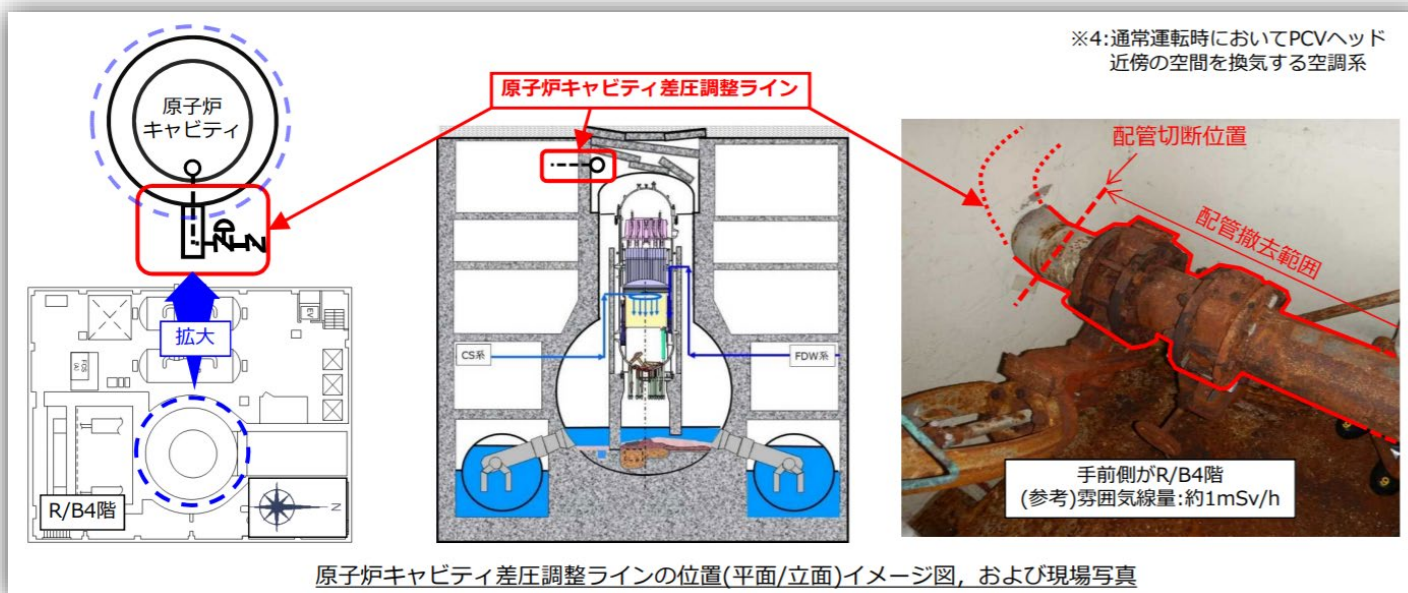
その後、配管内部が閉塞されることなく原子炉キャビティ内に通じていることを確認し、配管内にホースおよびカメラを送り込み、ホースが適切に敷設されていることをカメラで確認する予定としています(筆者注:次ページ下図参照)。

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、切断箇所的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、今回の図では東の位置と示されています。

(次ページに続く)

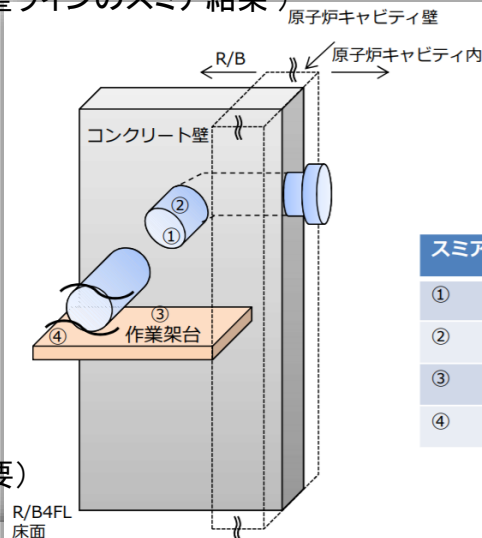


出典: 2019年10月31日 第71回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議 東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかる アクセスルート構築作業について」

<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/10/3-3-2.pdf>

1ページへ戻る

(原子炉キャビティ差圧調整ラインのスミア結果)



スミア結果

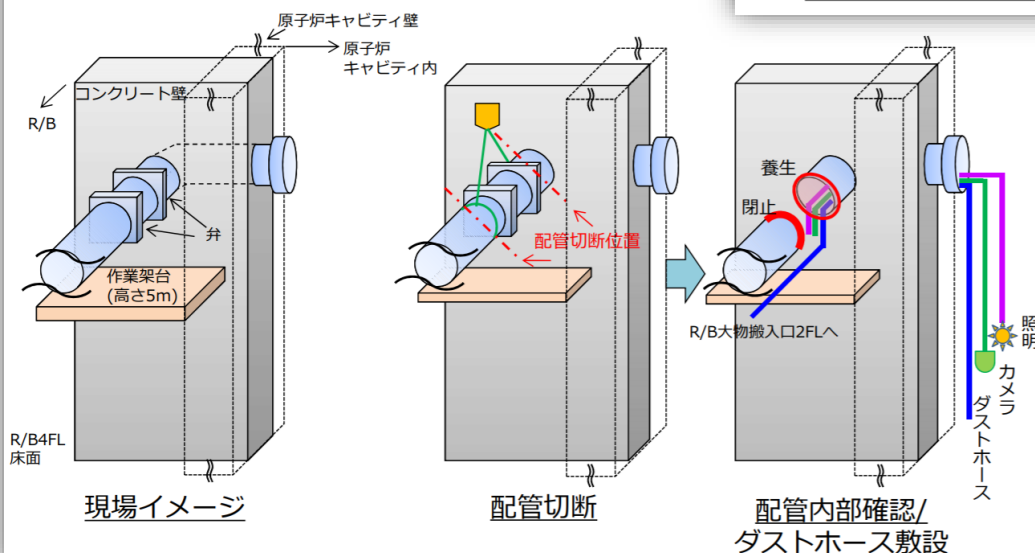
(Bq/cm²)

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

(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)

- 配管の切断（弁の上流/下流側）を実施。
- 配管内部確認を行い、ダストホース他の敷設を実施。



(次ページに続く)

チ 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、11月25日より孔あけ加工機(アブレス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。

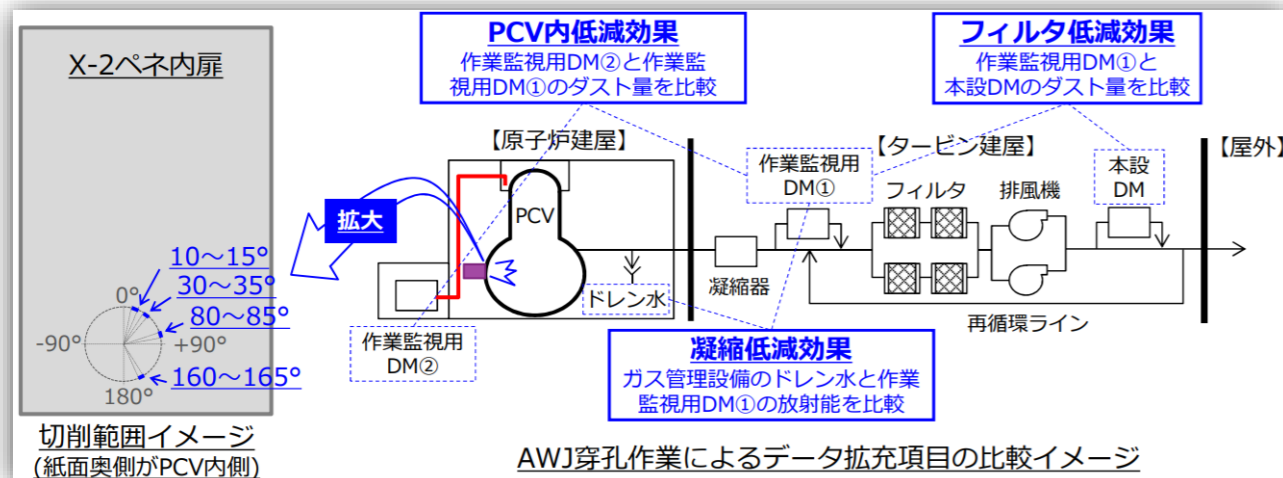
凝縮効果:凝縮によるダスト濃度の低減効果、およびPCV内濃度を評価。

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。

(次ページに続く)

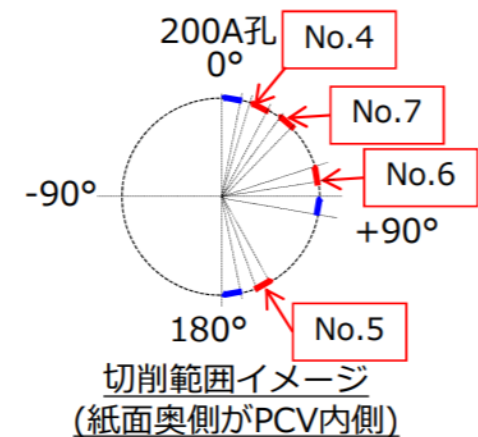
この作業による作業監視用DM①の最大ダスト濃度は**次ページ**の通りです。



No.	施工範囲	作業監視用DM①の 最大ダスト濃度 [Bq/cm ³]	切削 時間	目的
	ノズル移動範囲			
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。



(次ページに続く)

リ 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

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。

筆者注：DM＝
ダストモニタ。
PCV＝原子炉
格納容器

(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 (筆者注：孔あけ加工機(アプレシブウォータージェット)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0.21m)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。

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0.21m)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作業時のスプレー散水：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。

手摺(縦部)の切断完了に戻る

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>

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。

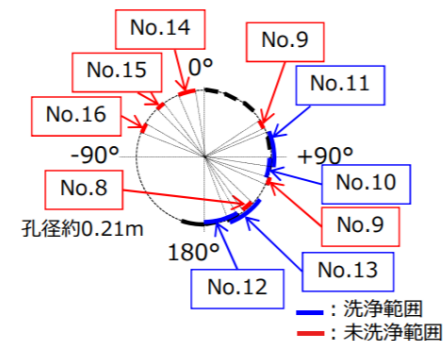
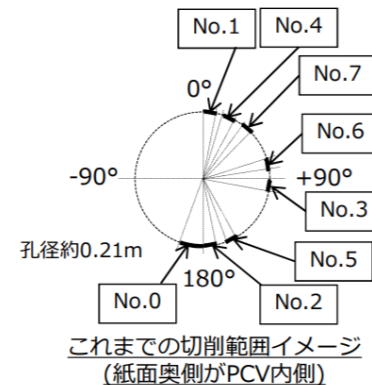
No.	施工範囲		作業監視用DM①の 最大ダスト濃度 [Bq/cm ³]	備考
	ノズル移動範囲	切削角度		
0 (6/4)	-160°→+160°※4	40°	2.7×10^{-2}	—
1 (7/31)	+5°→0°	5°	9.4×10^{-3}	—
2 (8/1)	180°→+175°	5°	1.1×10^{-2}	—
3 (8/2)	+95°→+90°	5°	4.9×10^{-3}	—
4 (11/25)	+15°→+10°	5°	1.9×10^{-3}	—
5 (11/26)	+165°→+160°	5°	2.1×10^{-3}	—
6 (11/27)	+85°→+80°	5°	2.2×10^{-3}	—
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



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0.21m)の施工を完了させたいとしています。

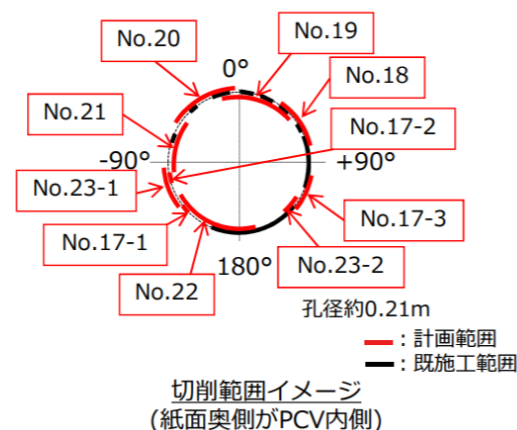
4. 今後の切削箇所 (No.17～) の計画

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		備考
	ノズル移動範囲	切削角度	
17	-1	-135° → -140°	※ 1, 3
	-2	-105° → -110°	※ 1, 3
	-3	+135° → +100°	※ 2, 3
18		+75° → +30°	※ 2
19		+40° → -15°	※ 2
20		-5° → -60°	※ 2
21		-50° → -105°	※ 2
22		-125° → +170°	※ 2
23	-1	-95° → -135°	※ 2, 3
	-2	+145° → +125°	※ 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

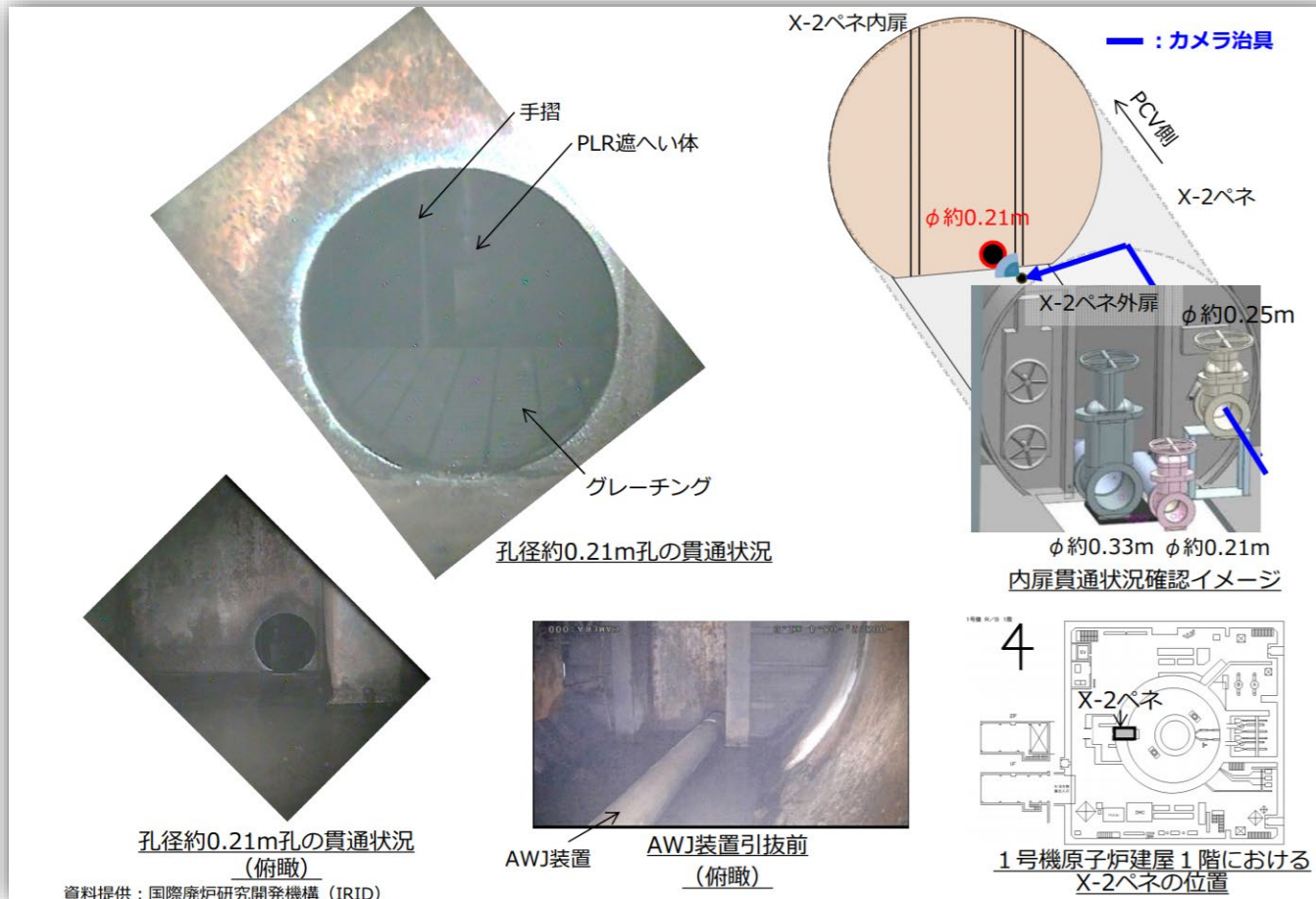


出典：2020年1月30日 第74回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料
 「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」

<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/01/3-3-2.pdf>

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>

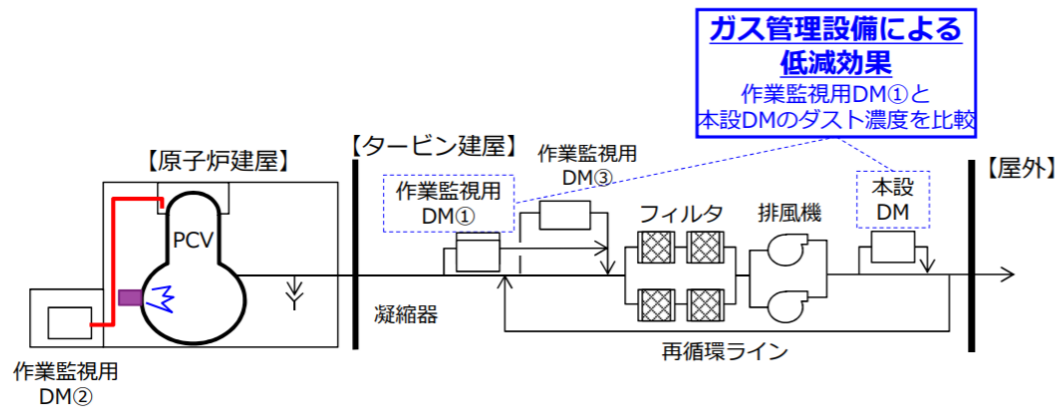
1ページへ戻る

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)

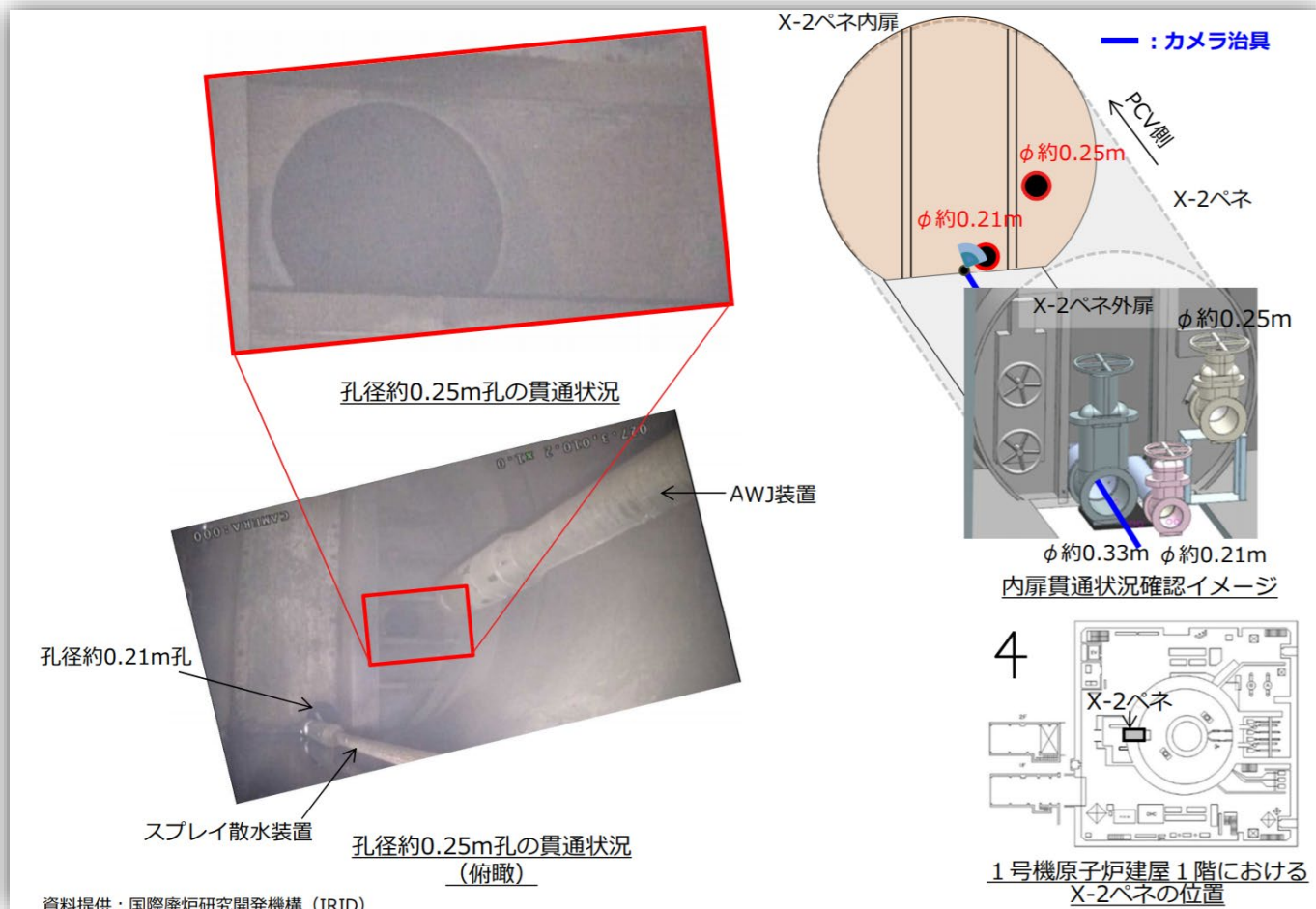
■ 得られた知見

- 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。



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0.25m)の切削が完了したと発表しました。

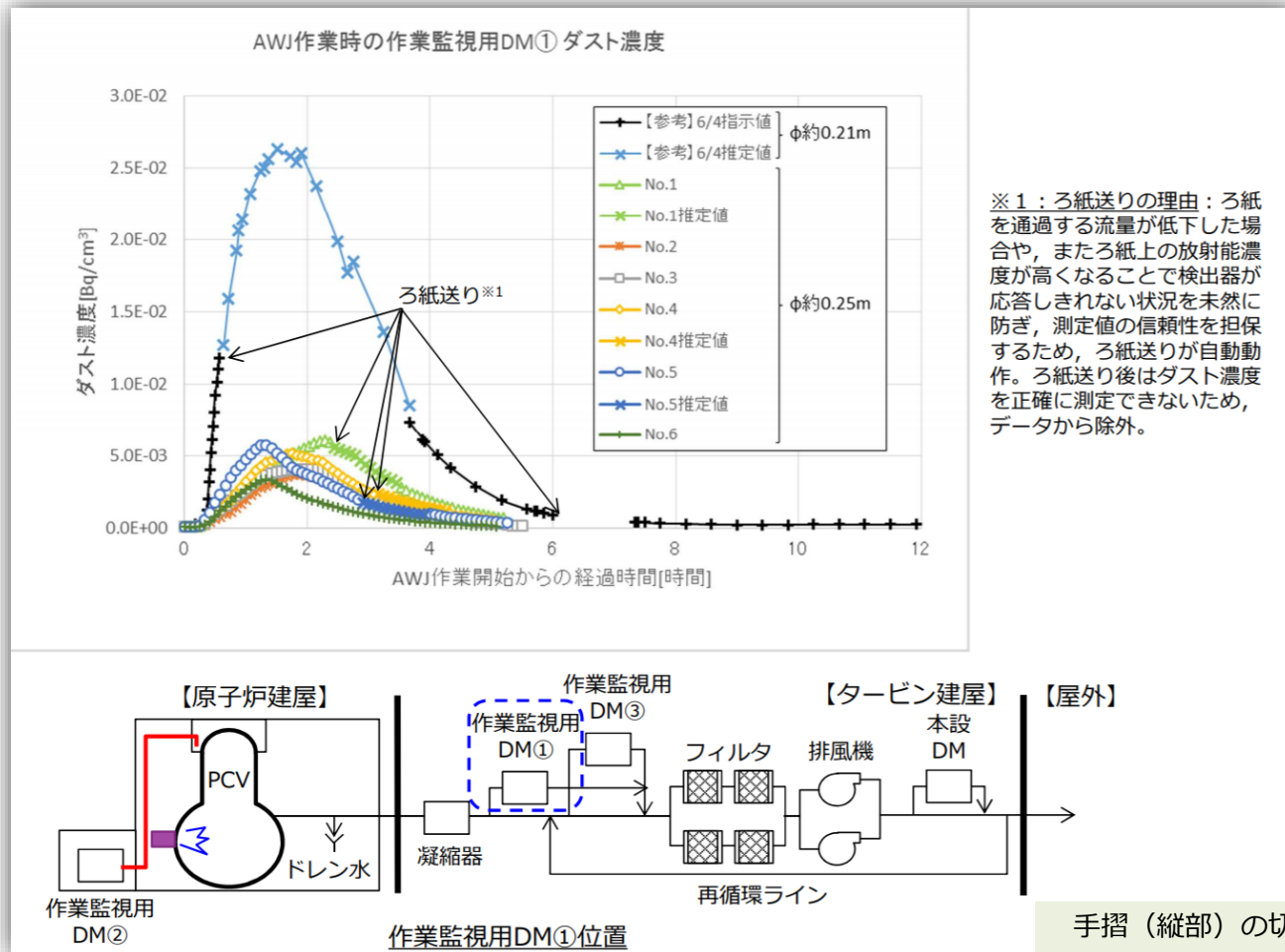
(次ページに続く)



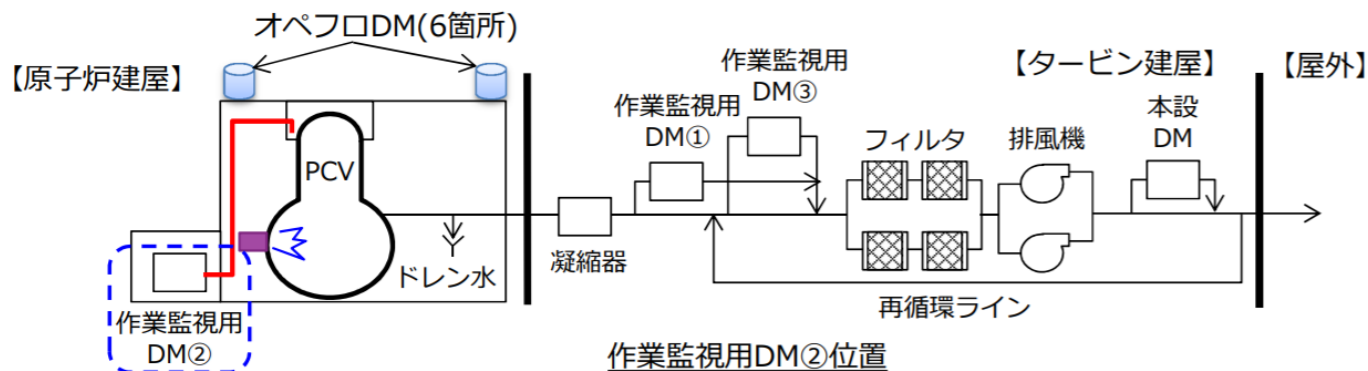
出典：2020年3月27日 第76回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」

<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/03/3-3-2.pdf>

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。[\(次ページに続く\)](#)

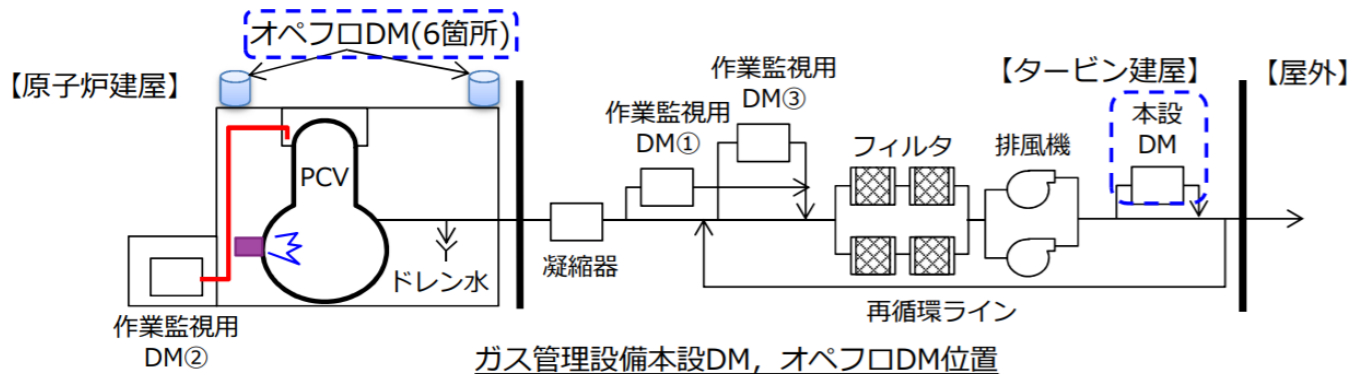
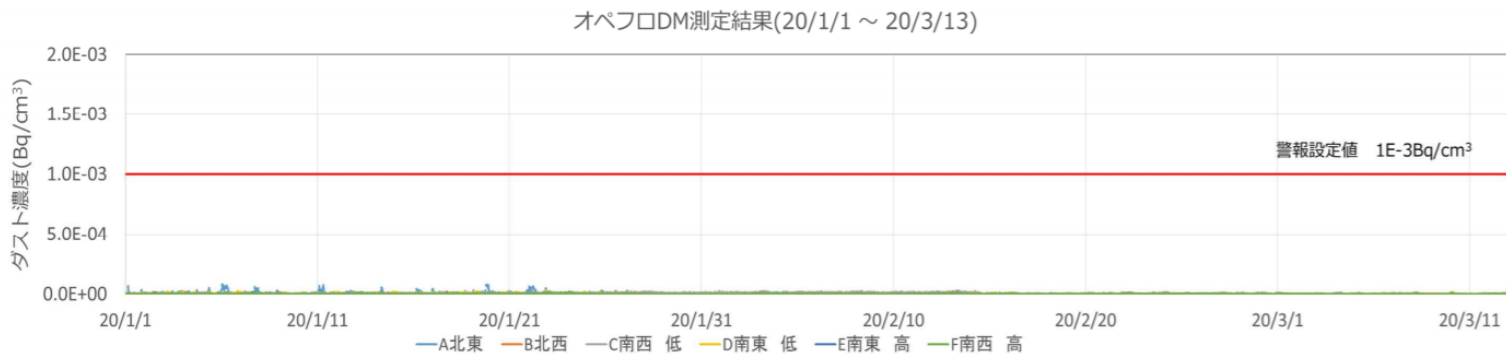
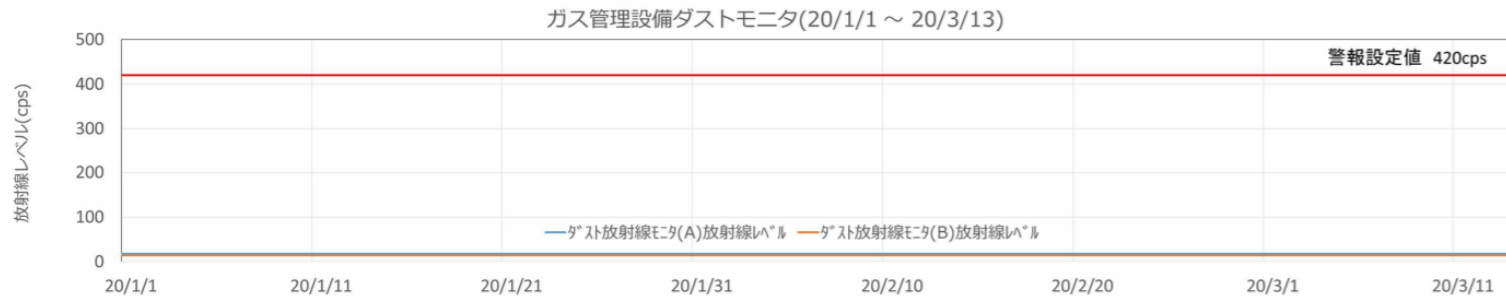


■ AWJ作業によるPCVヘッド近傍のダスト濃度は有意な変動は確認されていない。

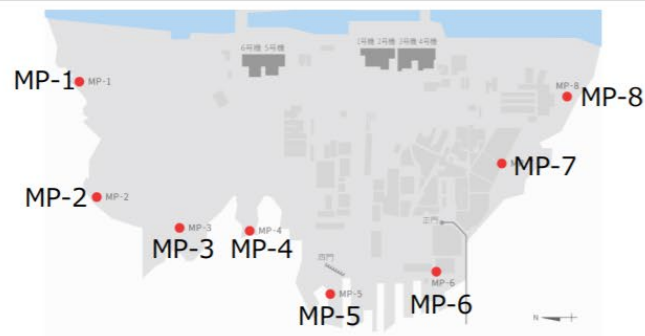
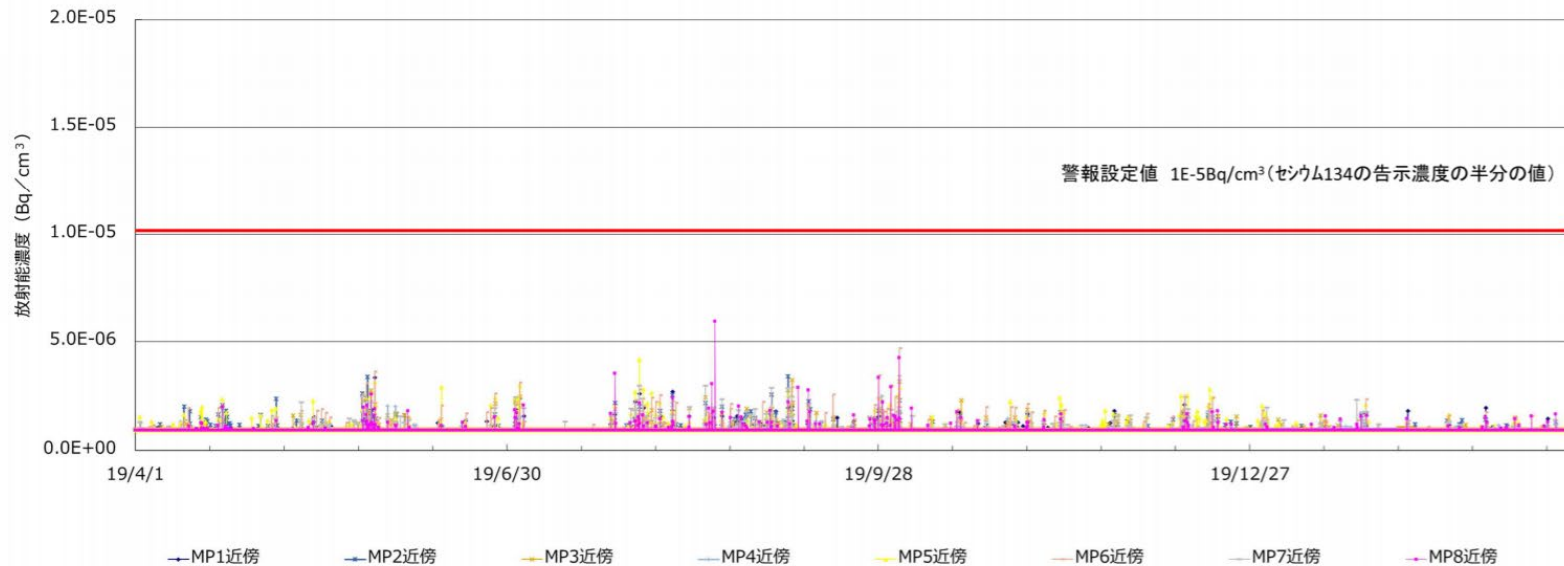


出典：2020年3月27日 第76回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 東京電力資料
「1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業の状況」

<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/03/3-3-2.pdf>



敷地境界近傍ダストモニタ指示値 (19/4/1 ~ 20/3/13)



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>

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0.25m）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。

筆者注：AWJ＝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）

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。	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。

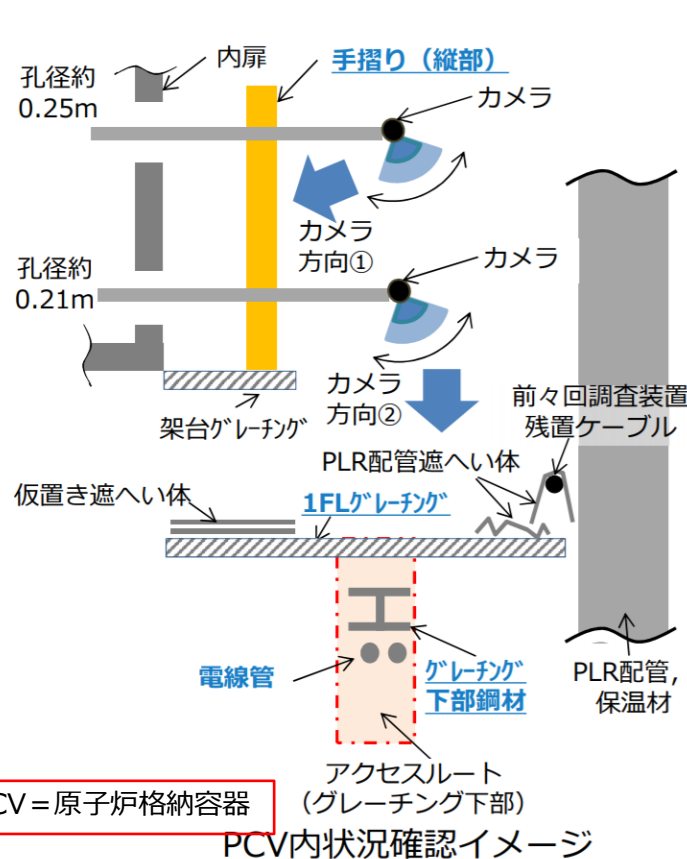
手摺（縦部）の
切断完了に戻る

※：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

4. PCV内グレーチング周辺部の状況確認結果（2 / 2）

TEPCO

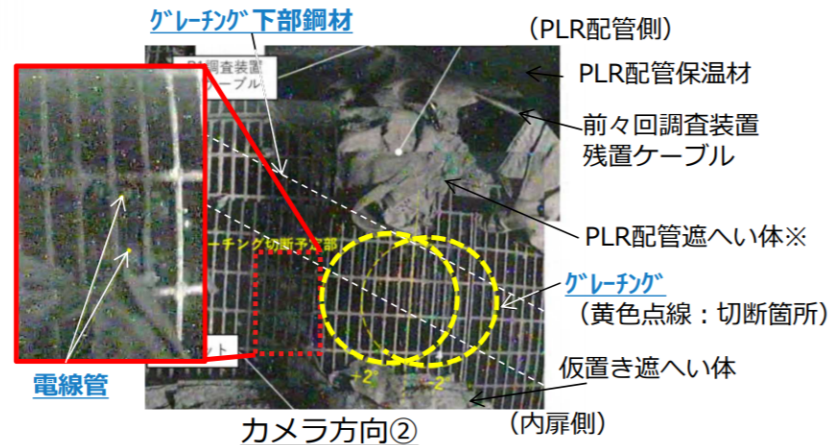
- 今後切断予定の手摺り・グレーチング・グレーチング下部構造材・電線管周辺をカメラで調査。
- 主な調査結果（映像）は以下の通り。



筆者注：PCV = 原子炉格納容器

PCV内状況確認イメージ

資料提供：国際原子炉研究開発機構（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

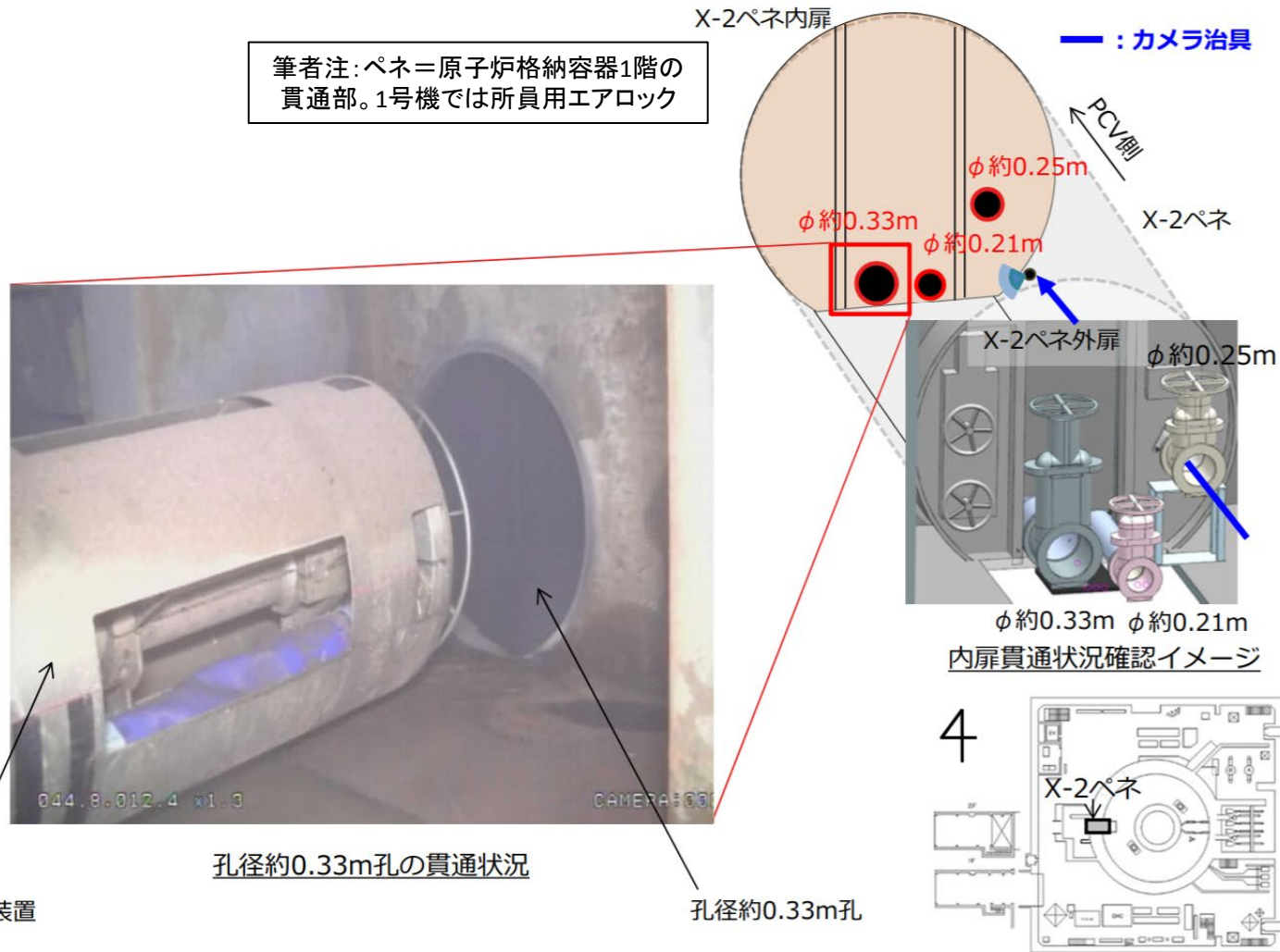
5

筆者注：P L R : 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



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」

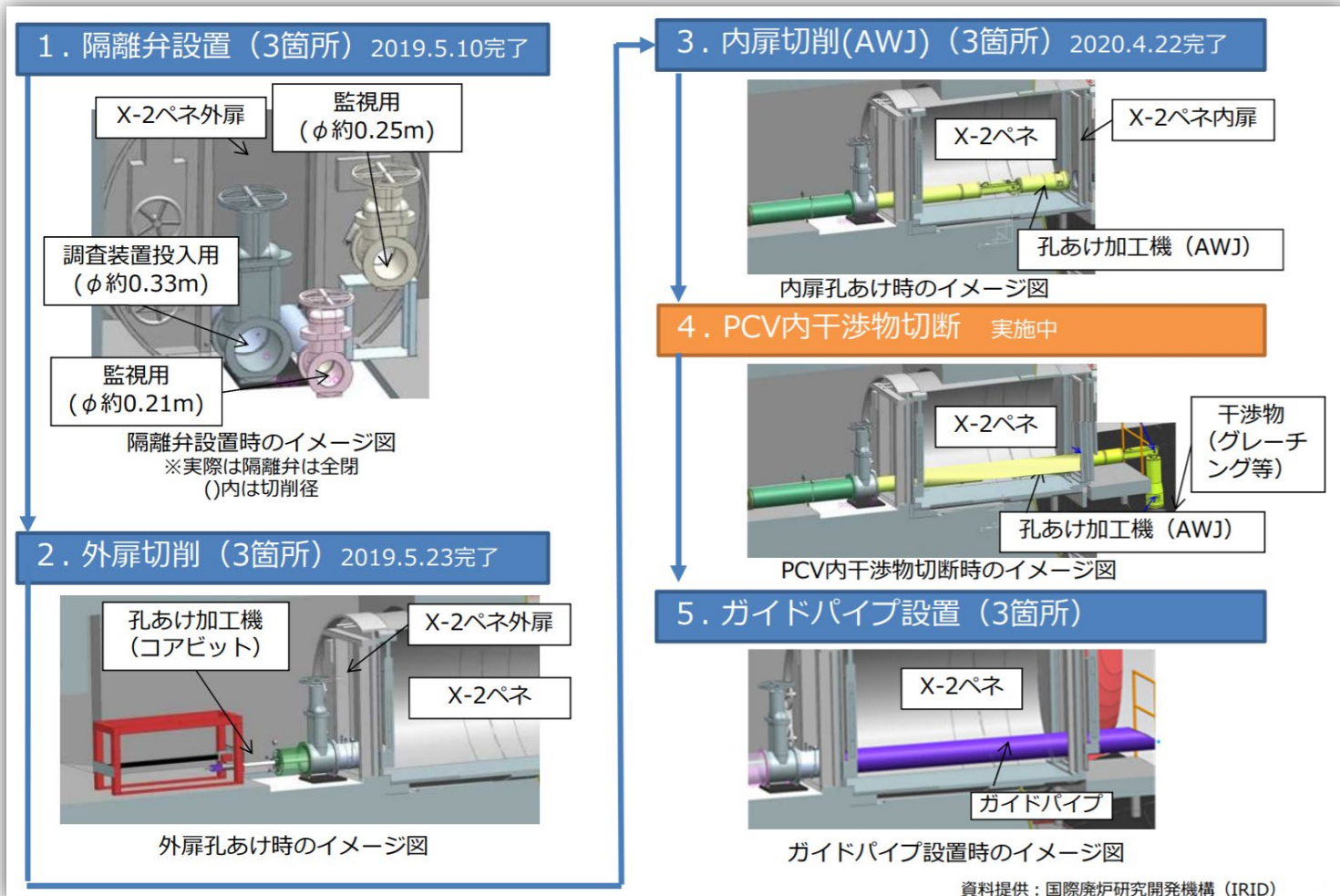
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/04/3-3-2.pdf>

1ページへ戻る

又 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

(更新)

筆者注：AWJ=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）



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>

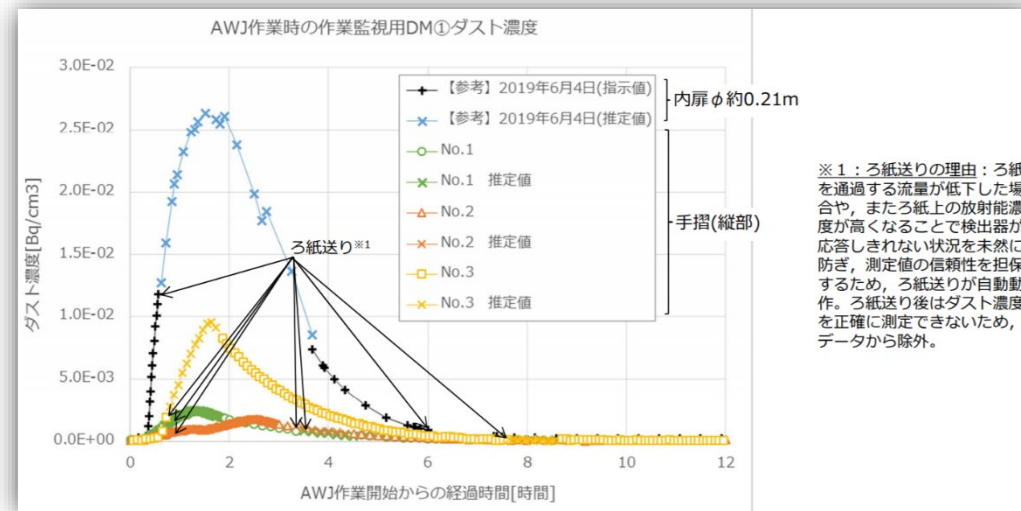
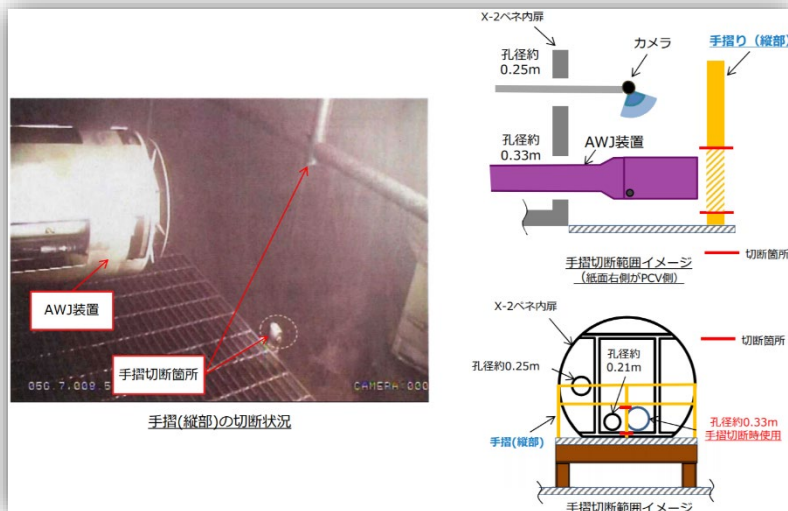
ル 原子炉格納容器(PCV)内部調査装置投入に向けた干渉物の切断

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 **参照ダストモニタ①** [設置場所] 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。

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>

1ページへ戻る

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。

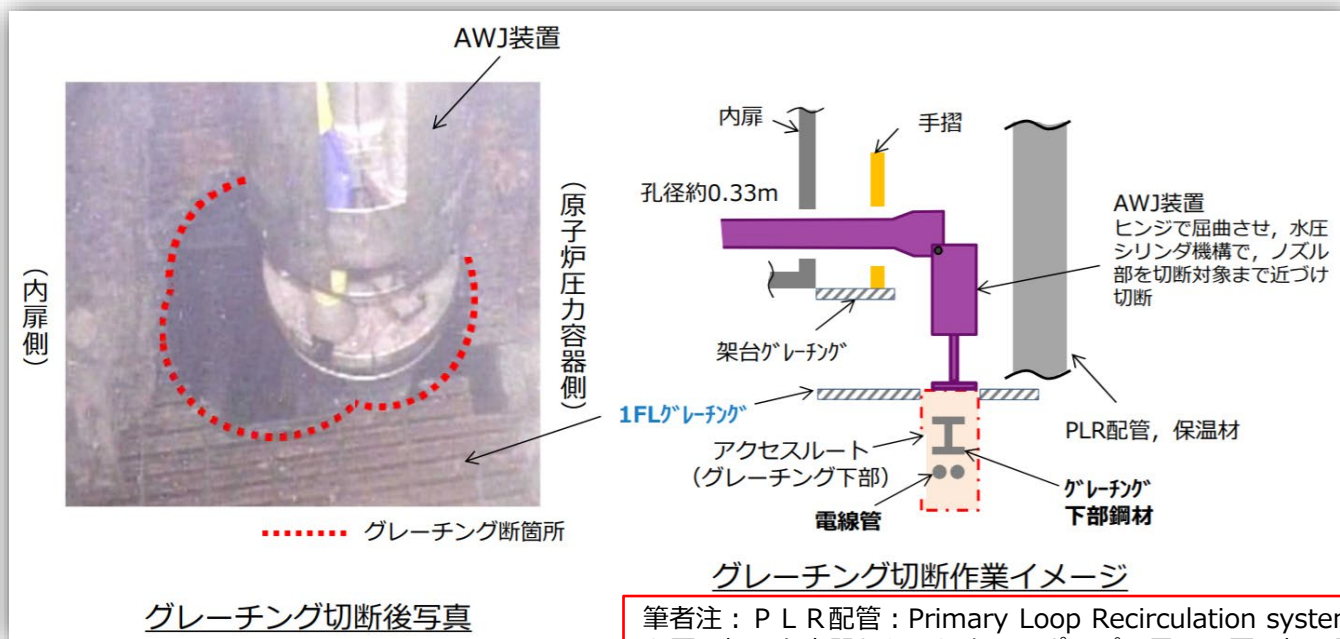
8月26日にグレーチング下部鋼材切断作業前に作業用カメラ治具を設置したところ、原子炉格納容器(PCV)圧力の低下傾向が確認され、作業が中断されましたが、隔離弁 **参照** を閉にすることでPCV圧力の復帰が確認されました。

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、この圧力低下に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。

筆者注：AWJ=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）

（次ページに続く）



筆者注：P L R 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ています。

筆者注：AWJ=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）

（更新）

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。

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。

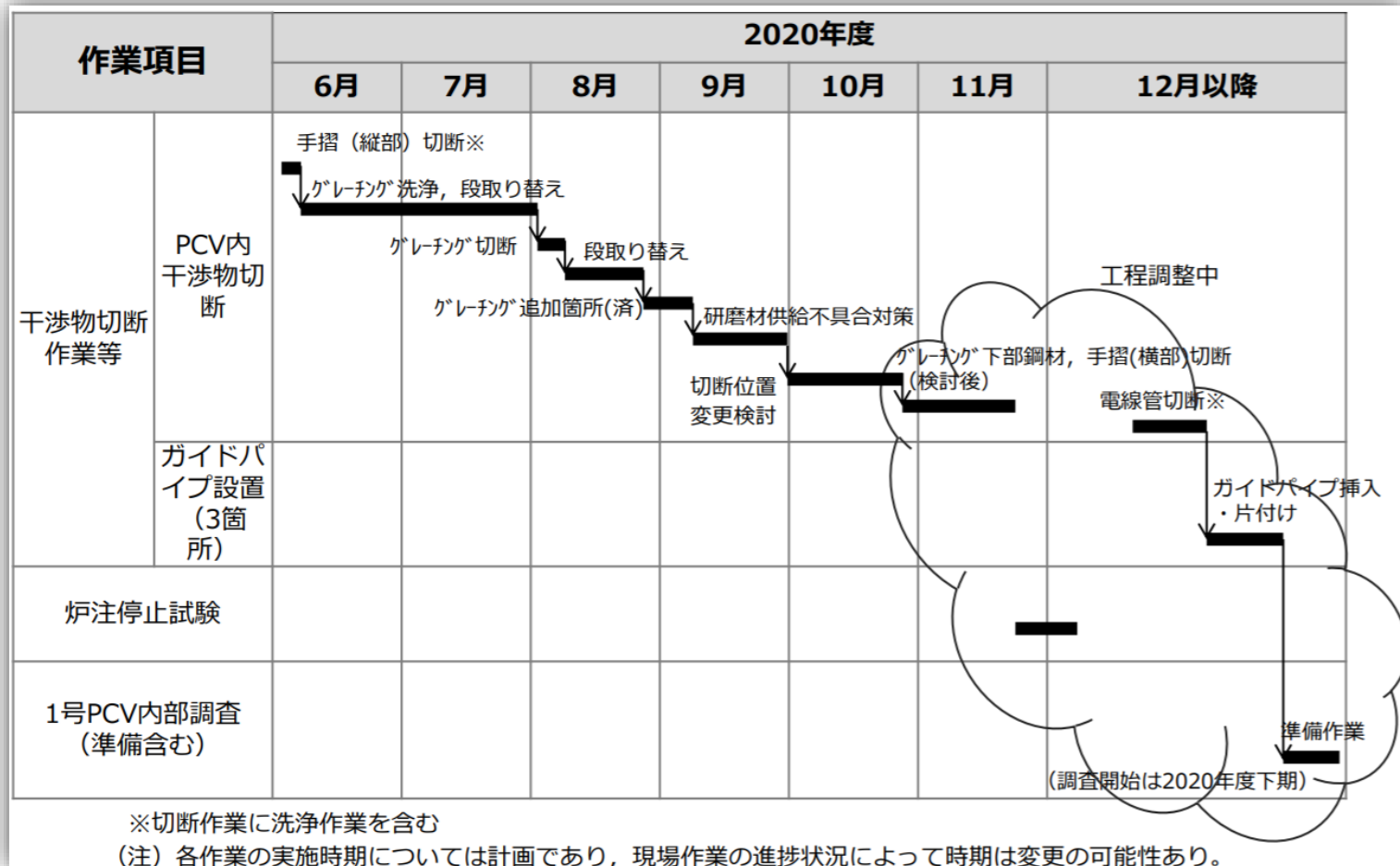
その後、9月29日よりグレーチング下部鋼材切断に向け準備作業を行ってきましたが、引用下図の通り、切断範囲の下部に原子炉再循環系統(PLR)の計装配管が敷設されていることが確認されたため引き続き作業を中断中です。(次ページに更新された工程表)



今後の予定

(更新)

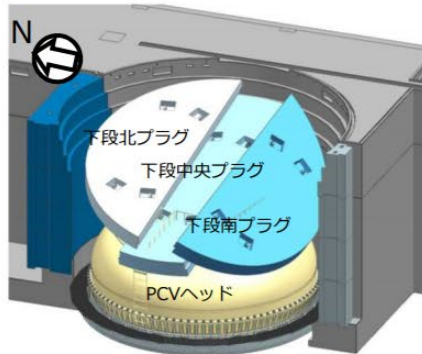
東京電力は、現在、原子炉再循環系統(PLR)の計装配管との干渉事象について対策を検討中です。



ヲ 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

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

3

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>

1ページへ戻る

ワ 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)。判断基準としていた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, 25.7m³/h → 20.1m³/h)。その後、PCV温度は安定している状況。

カ 1号機原子炉格納容器からの漏えい率

[「使用済み\(核\)燃料プール対策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とで、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Ⅱ-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。

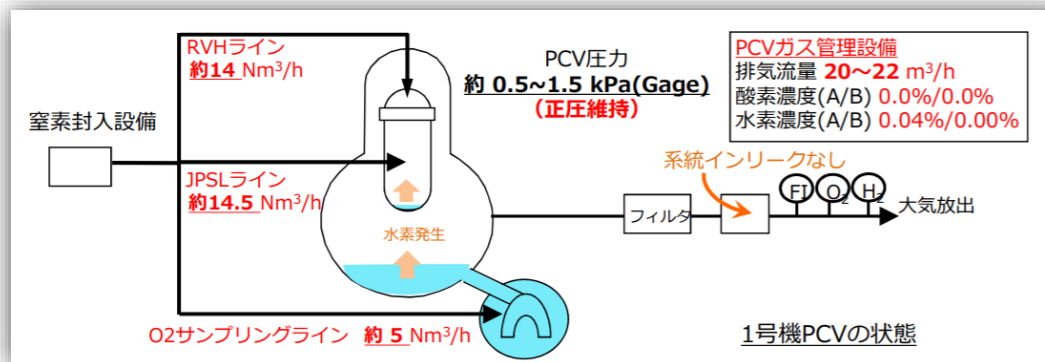
下記[出典1の2枚目、スライド3](#)によると、1号機格納容器からは、窒素封入量 33.5 m³/hとガス管理システムの排気風量 20～22 m³/hの差分 10 m³/h強の気体が、常時原子炉建屋内へ漏れていることになります。

[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。



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ベ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

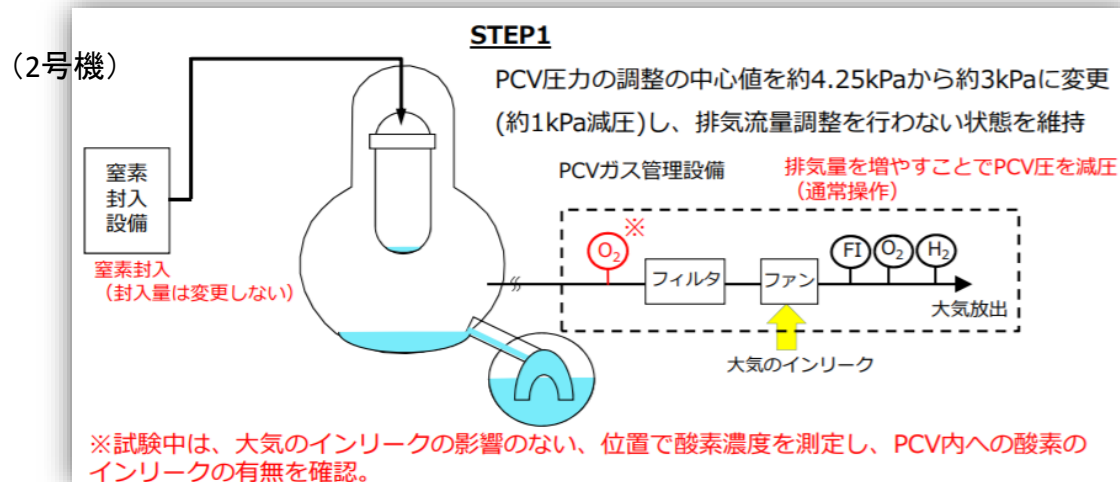
ヨ 2, 3号機原子炉格納容器からの漏洩率

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。



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>

(2) 2号機での取り組みの状況

① ミュオン測定による圧力容器内核燃料デブリ(以下、デブリ)位置把握の結果について

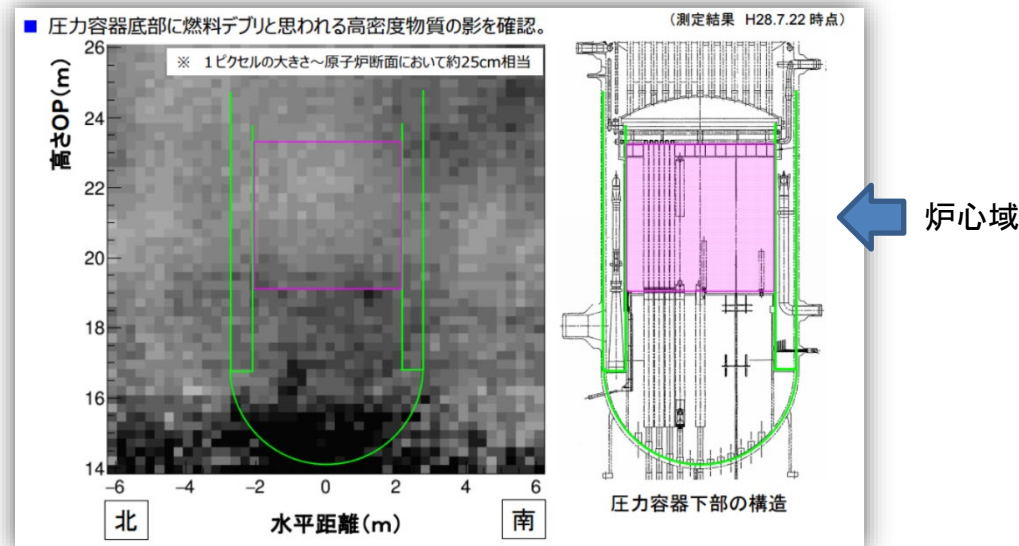
2号機では2016年3月22日から7月22日にかけて、ミュオン透過法による測定(2016年6月レポート本文34ページ <https://1fwatcher.files.wordpress.com/2016/07/201606-05-debris.pdf> を参照してください)を行い、原子炉を透過するミュオンの透過率を算出し、ミュオン透過率から物質量の分布を推定しました。この結果、圧力容器の底にデブリと思われる高密度物質の影を確認しました。

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)

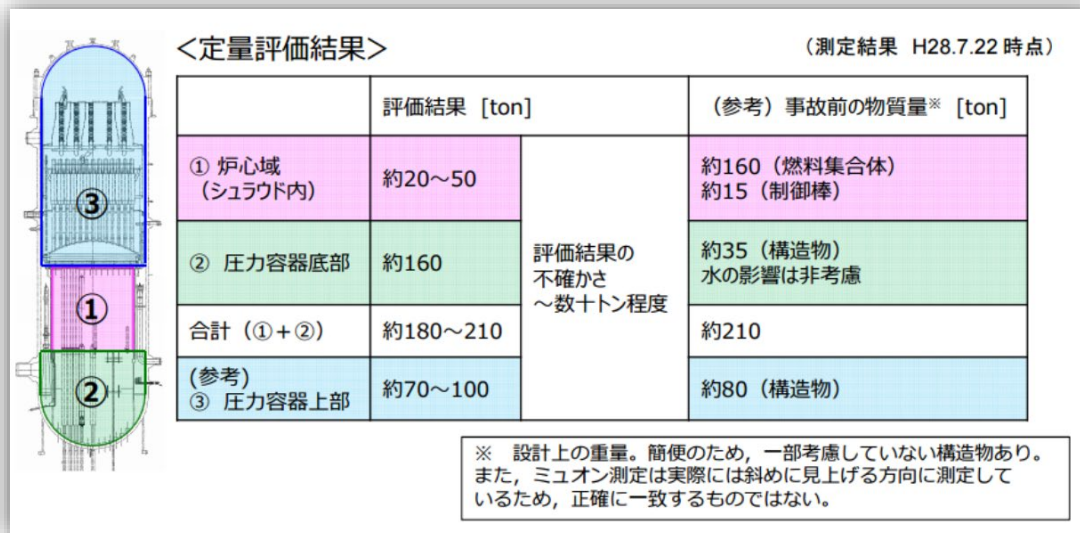
(圧力容器下部における物質量分布)



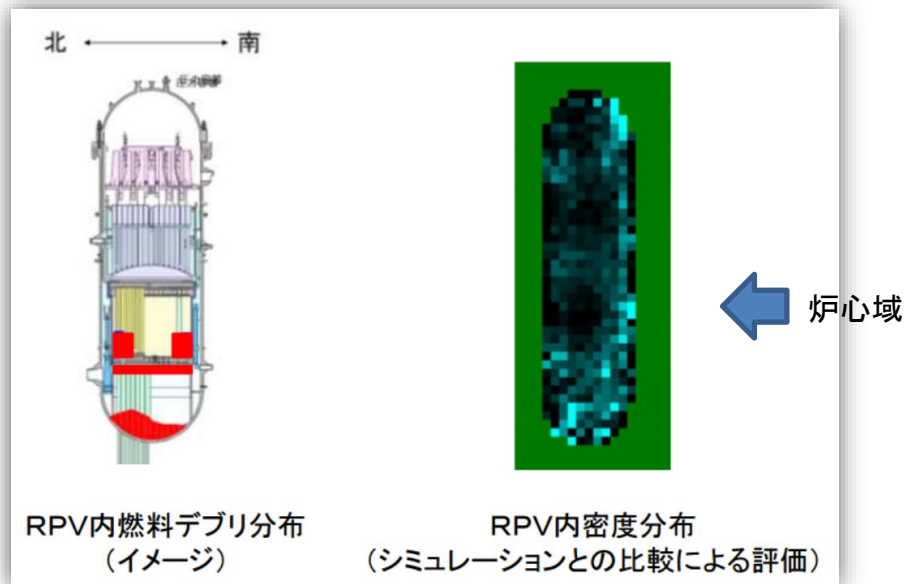
[経過一覧へ戻る](#)

[画像解析の結果へ戻る](#)

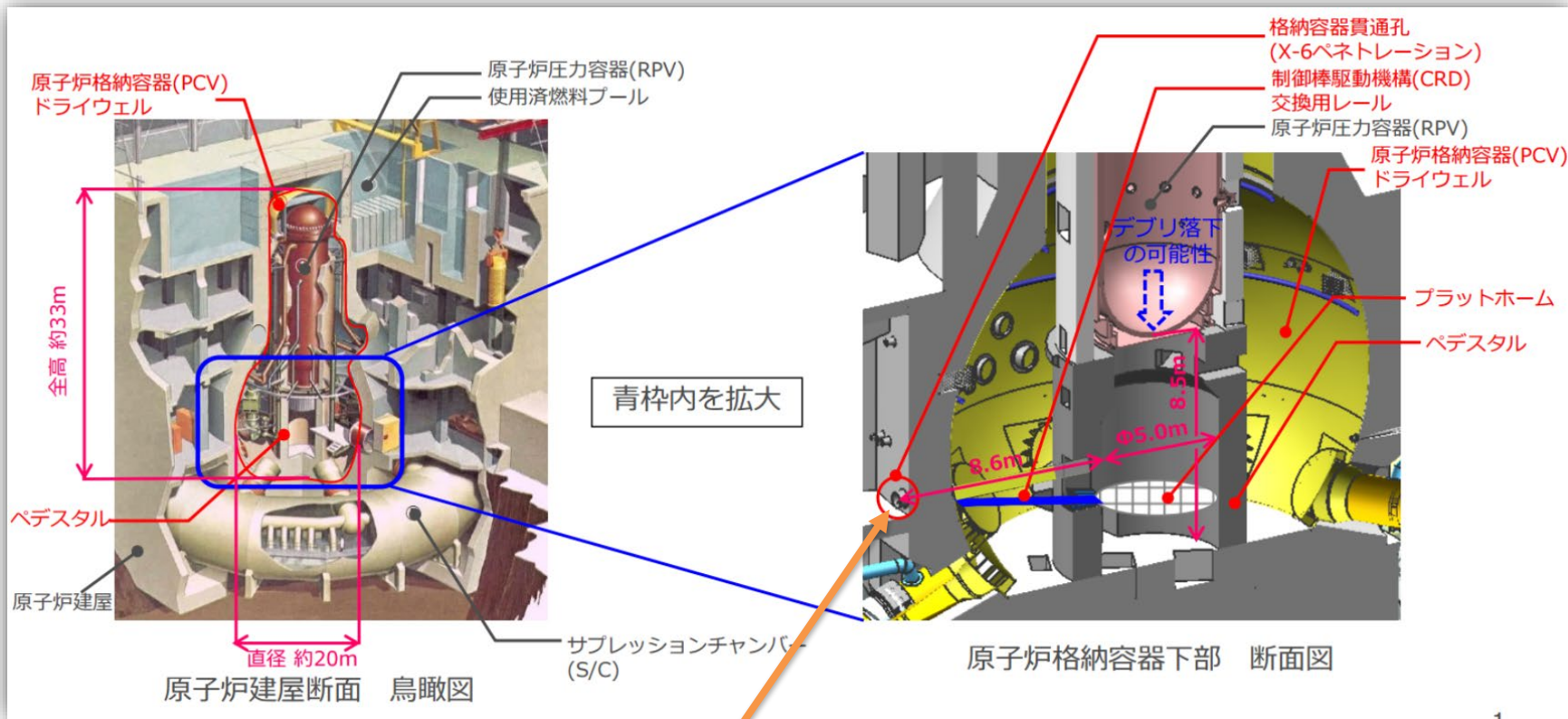
(圧力容器内の物質量の定量評価)



(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))



② 原子炉格納容器の状況



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。

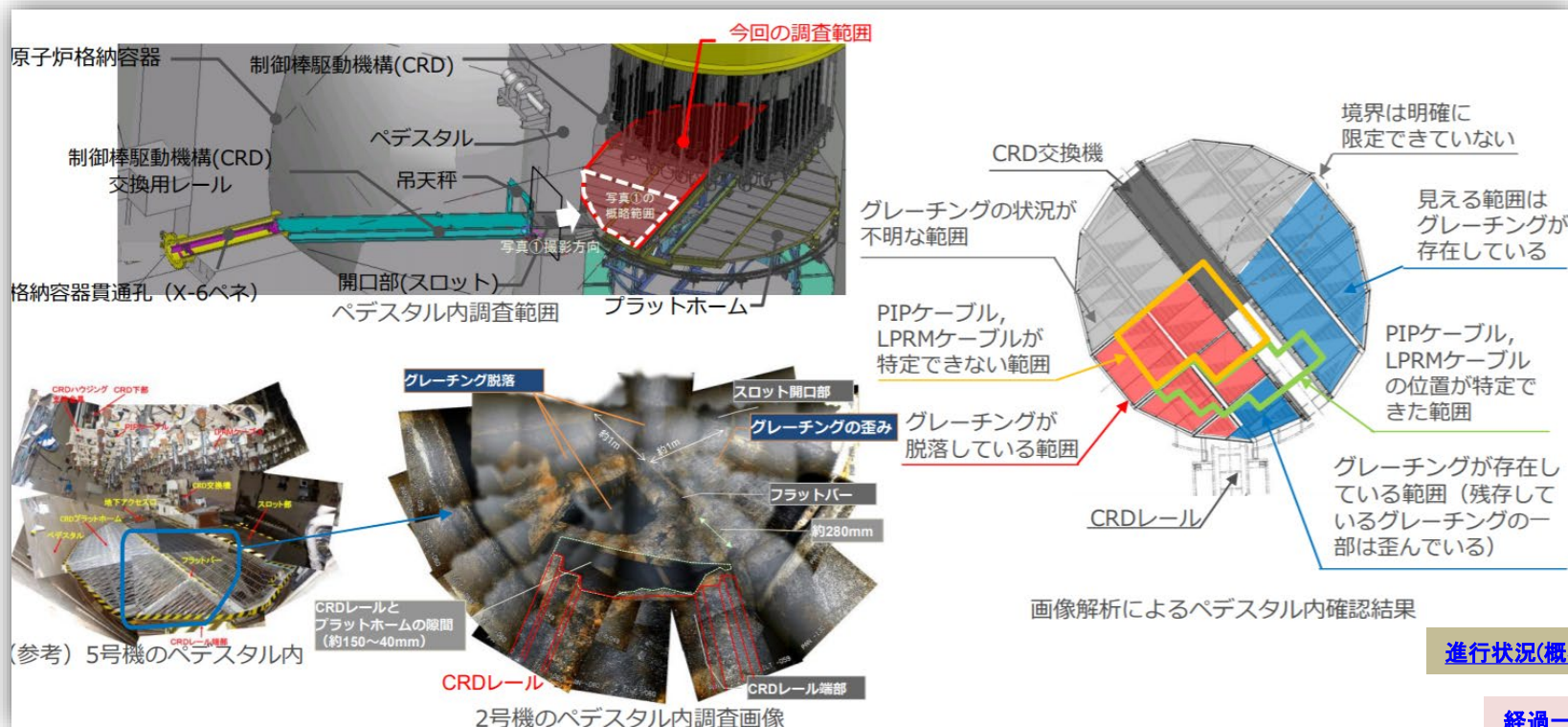
そこで、2016年12月に遮へい体を用いた穴あけ装置で穴をあけ、その翌月に調査装置で2号機PCV内を調査する予定が組まれました。

③ 2017年1・2月の2号機原子炉格納容器内部調査結果

i 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DESTAL)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](#)



ii 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0.000 002 Sv/h（2 μ Sv/h））

（温度情報）

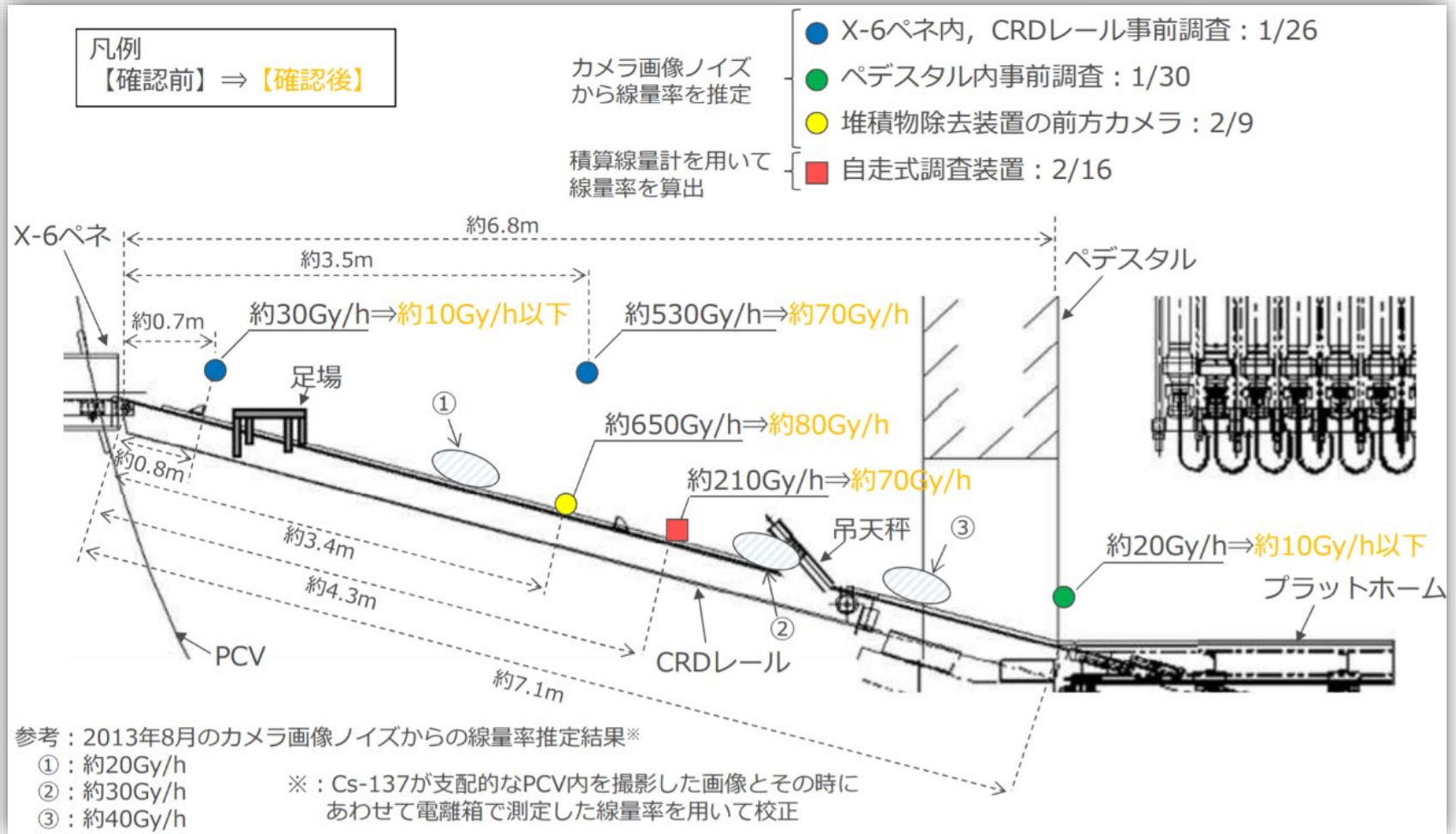
制御棒駆動機構交換用レール上の圧力容器の土台の開口部から3mの地点での温度は16.5℃でした。

⇒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。

iii 線量の補正值

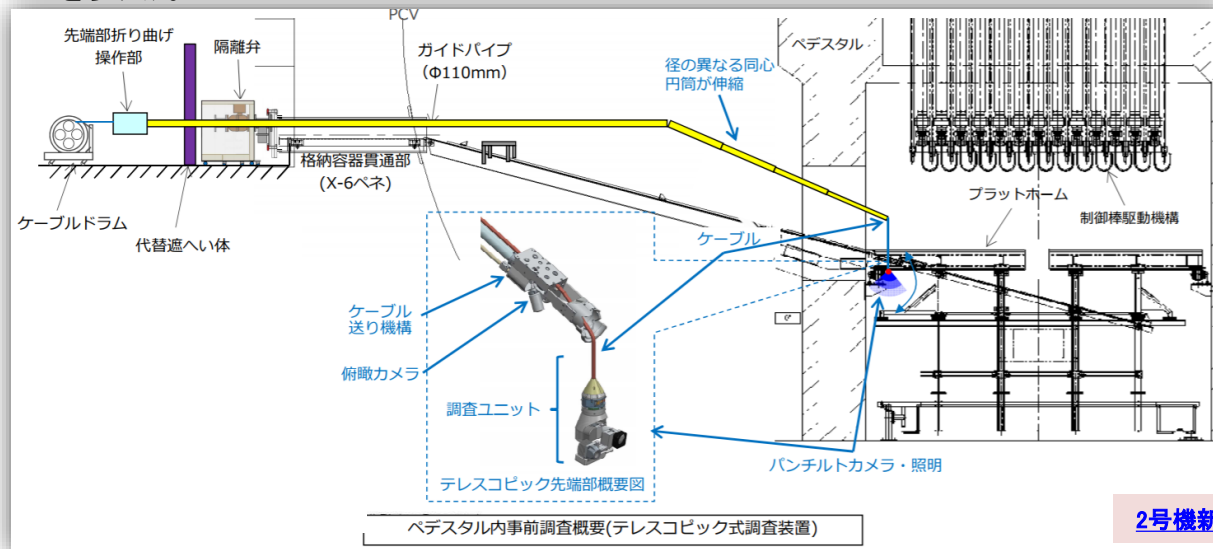


④ 改良されたガイドパイプによる格納容器内再調査（A-2 調査延長戦）

i 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DESTAL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DESTAL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フォ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、プラットフォ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号機新調査準備状況へ戻る](#)

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>

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>

[1ページへ戻る](#)

ii 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/ISqeYPfBZIM>

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。

[経過へ戻る](#)

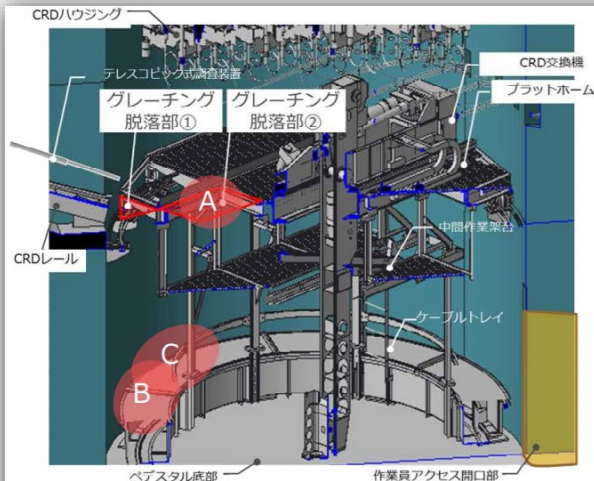
出典：2018年2月1日 国際廃炉研究開発機構・東京電力 「福島第一原子力発電所 2号機 原子炉格納容器内部調査 実施結果」

<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

[1ページへ戻る](#)



- ペダ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）がペダ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



撮影場所A グレーチング脱落部②



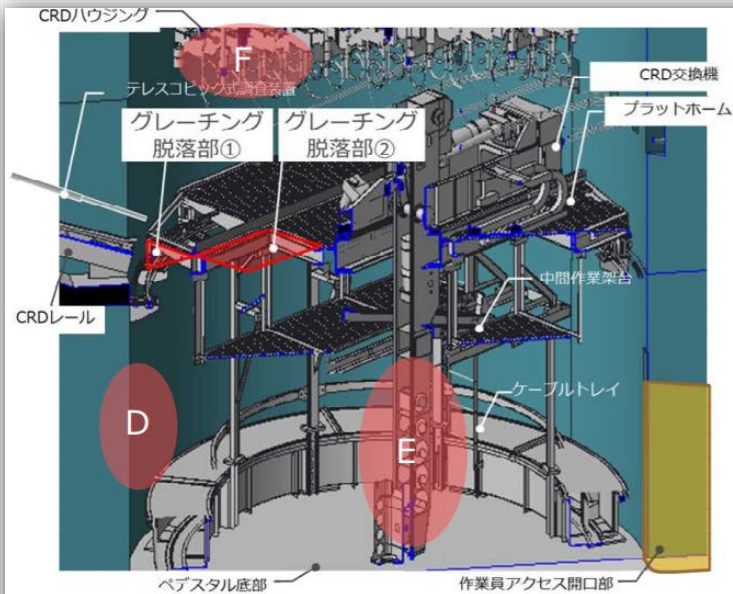
撮影場所B ペダスタル底部



撮影場所C ペダスタル底部

用語解説

- ・ CRD: 制御棒駆動機構
- ・ CRDハウジング: 制御棒駆動機構を包み保護する部分
- ・ グレーチング: 平時に作業時の足場となる金属製の格子
- ・ ペダスタル: 圧力容器の土台
- ・ プラットホーム: 圧力容器直下の作業空間
- ・ ケーブルトレイ: ケーブルを収めた、ペダスタル内側壁面に沿った底面から60cmの高さの構造物



- ペDESTAL内壁面には、大きな損傷は確認されず
- ペDESTAL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

2号機再調査結果へ戻る



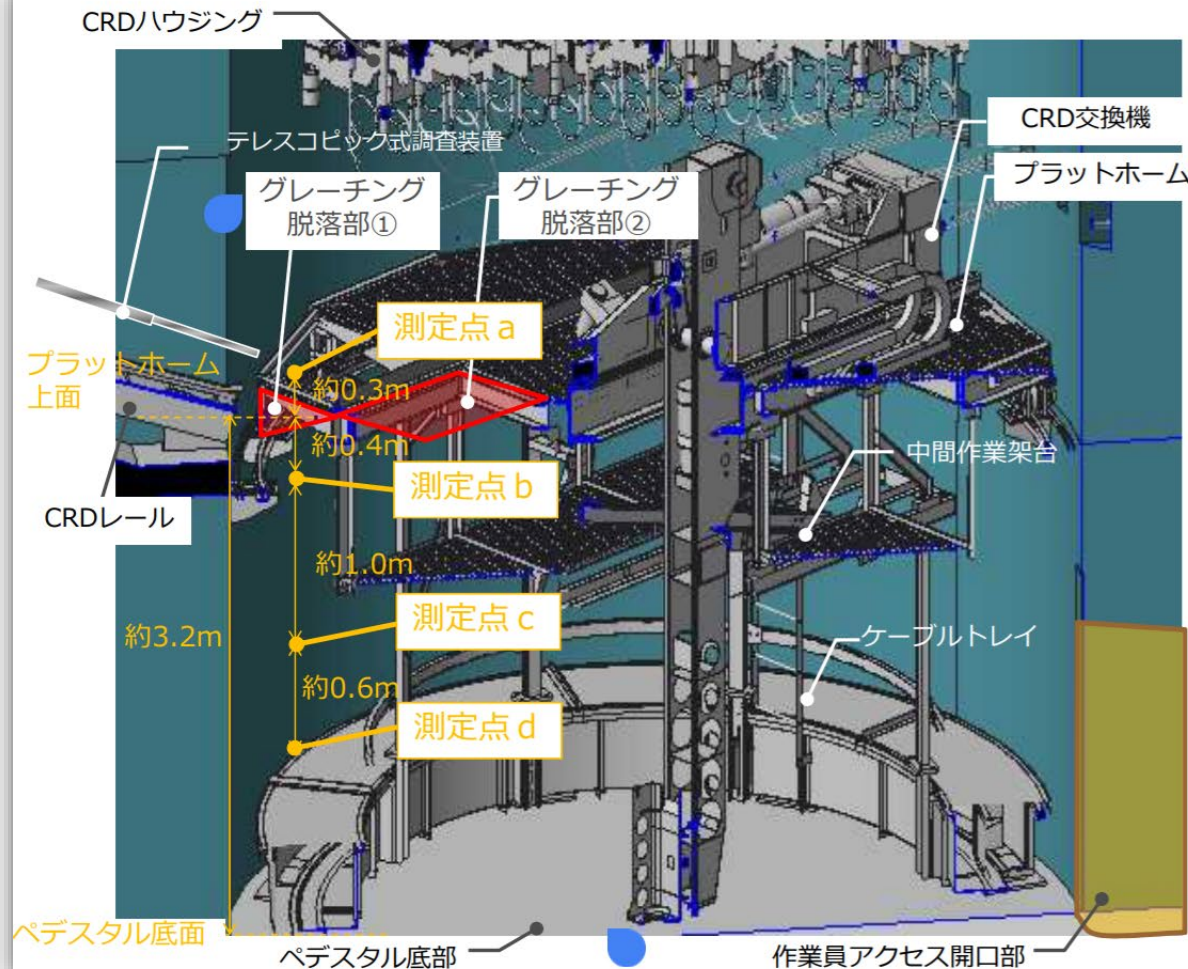
撮影場所D ペDESTAL内壁面



撮影場所E CRD交換機



撮影場所F CRDハウジングサポート



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DESTAL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

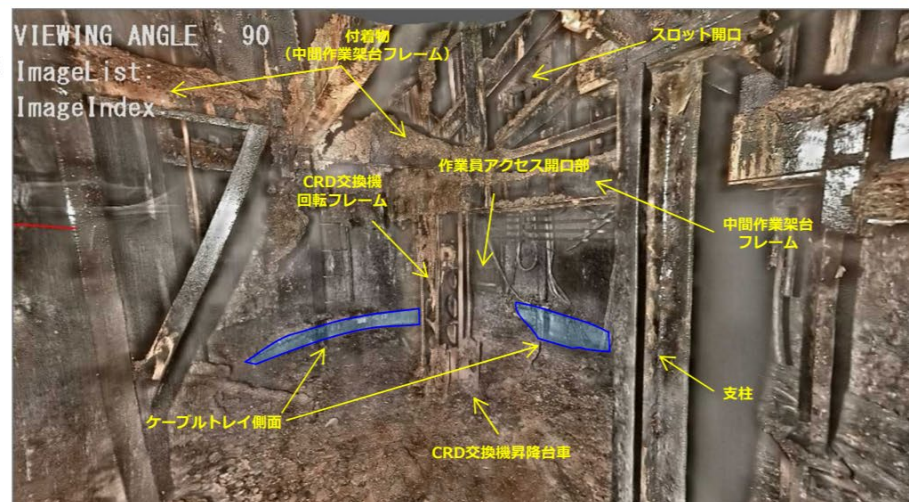
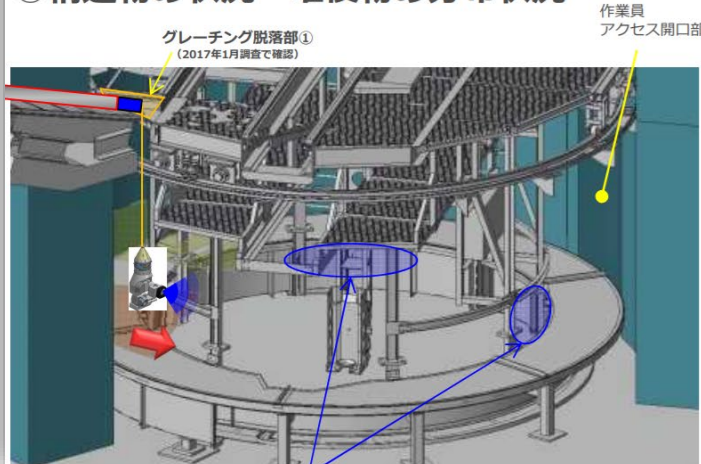
[2号機再調査結果へ戻る](#)

iii 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 cm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。

(次々ページまで続く)

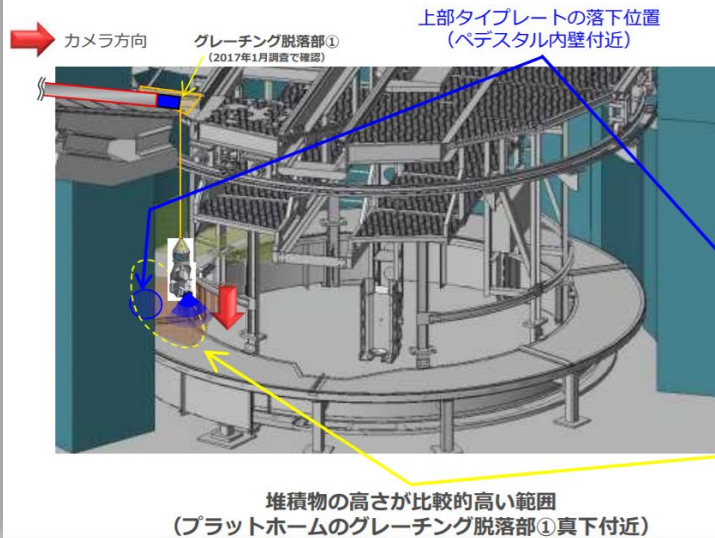
○ 構造物の状況・堆積物の分布状況



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>

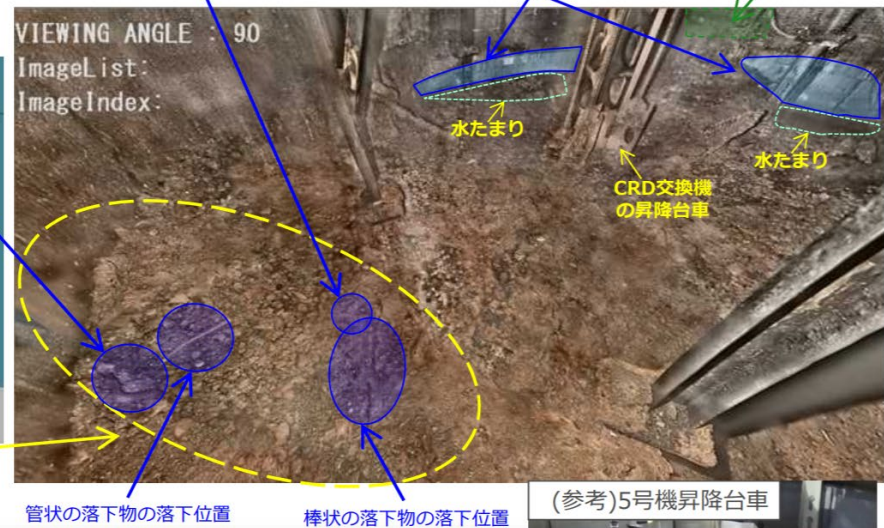
○堆積物の分布状況詳細 (1)



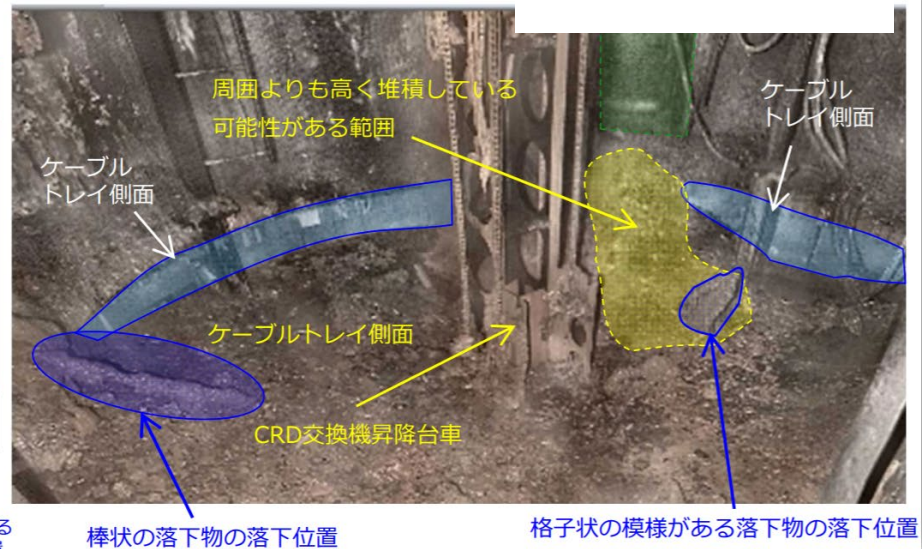
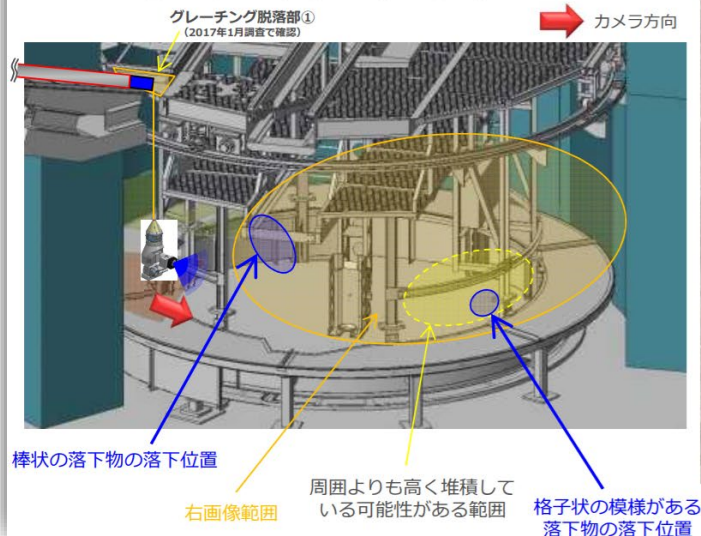
スプリング状の落下物の落下位置

ケーブルトレイ側面

作業員アクセス開口部



○堆積物の分布状況詳細 (2)



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>

1ページへ戻る

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DESTAL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。

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://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>

⑤ 核燃料デブリ取り出しの2号機からの開始への道筋

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4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、

くさらなる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⇒大規模なデブリの取り出し>というステップを進めたいと考えているようです。

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4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)



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>

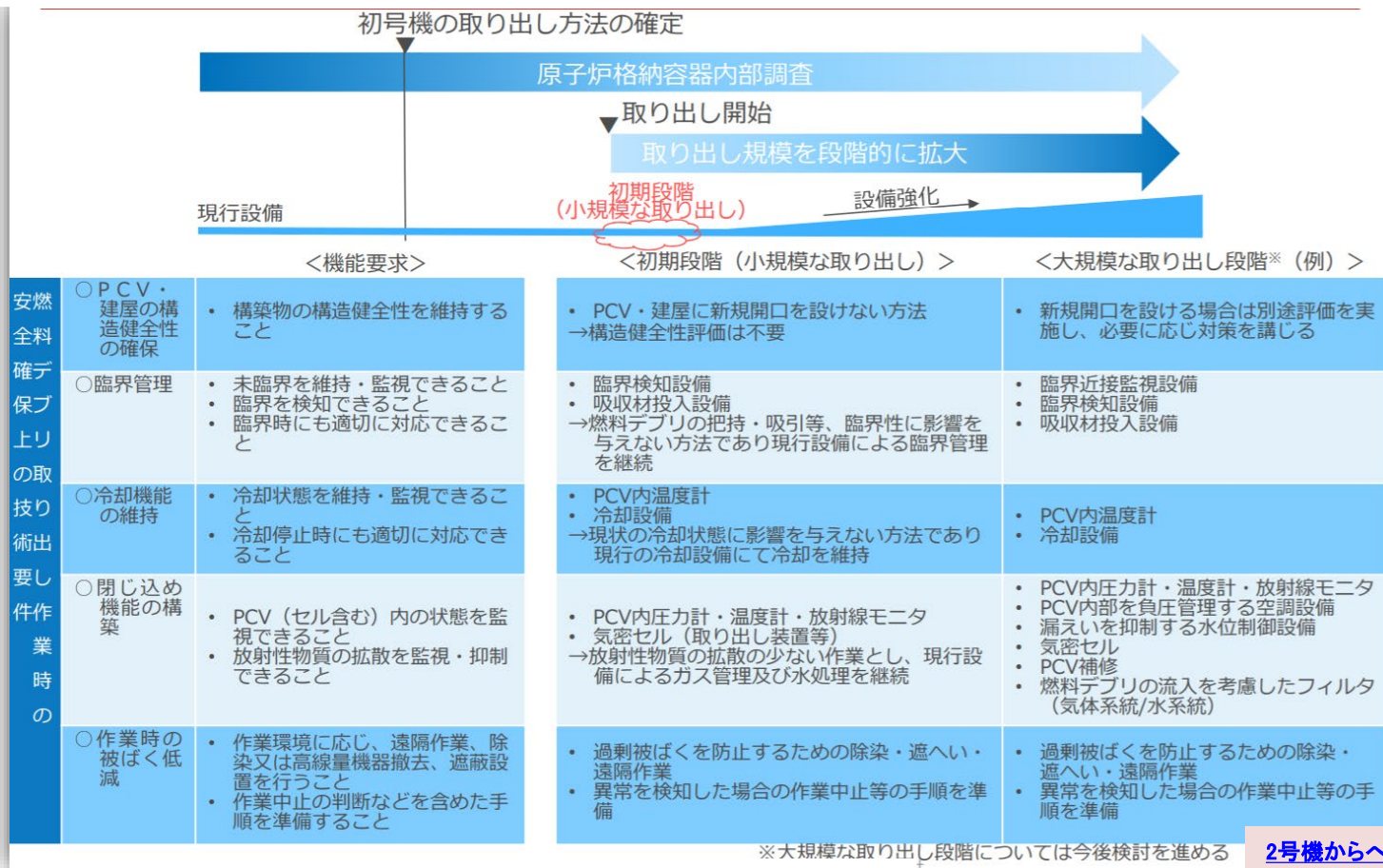
動画出典：東京電力ホームページ 映像アーカイブ「2018/5/31(木)中長期ロードマップ進捗状況について」
https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61697&video_uuid=koolbw2c

初期段階の取り出し方法へ戻る

1ページへ戻る

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、東京電力がまとめた各ステップでの取るべき措置についての表(下図)をご覧ください。

(次ページに続く)



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」

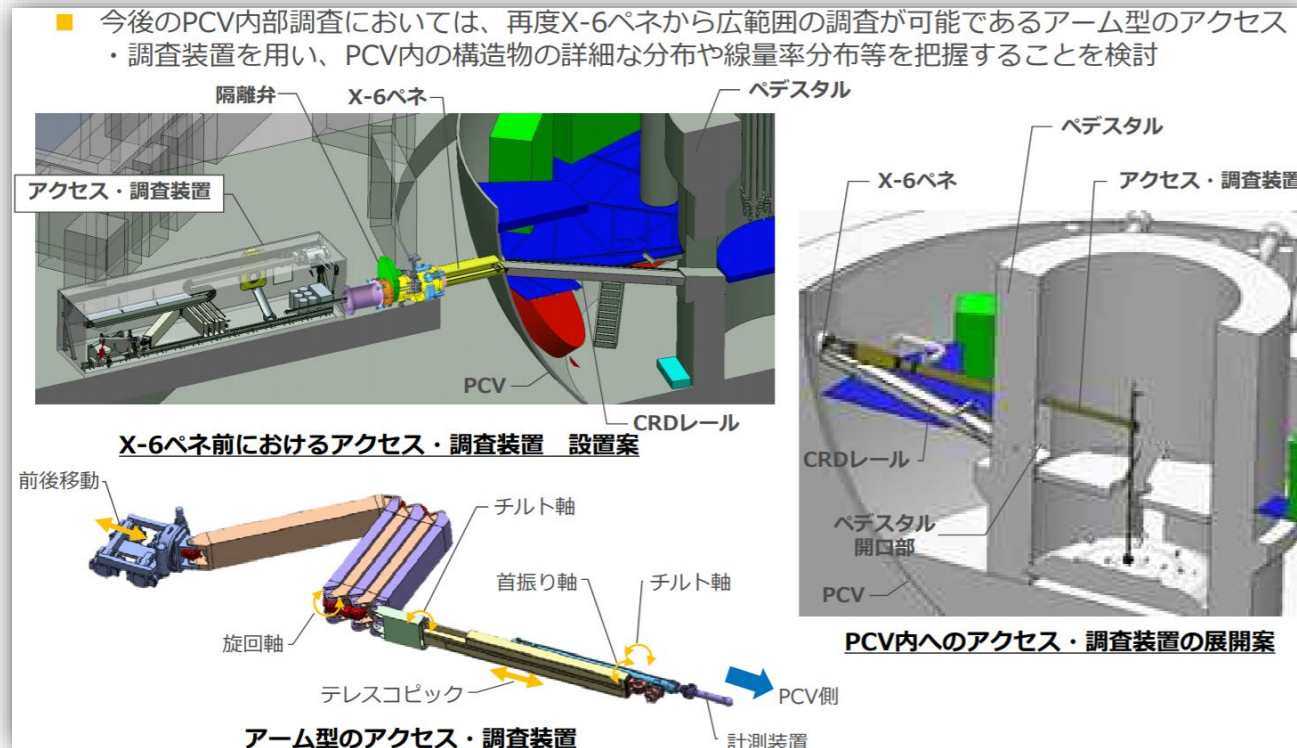
https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61697&video_uuid=koolbw2c

1ページへ戻る

前ページの表からお分りのように、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。

新たなく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)



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>

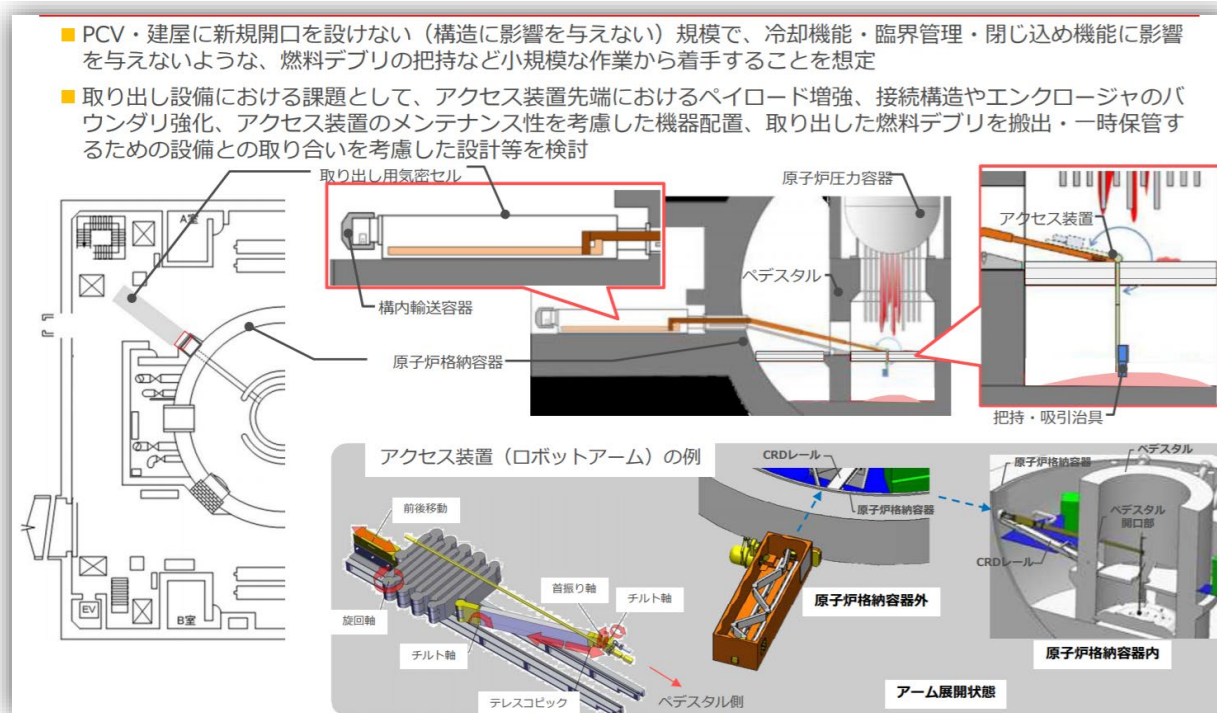
動画出典：東京電力ホームページ 映像アーカイブ「2018/5/31(木)中長期ロードマップ進捗状況について」

https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61697&video_uid=koolbw2c

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)



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」

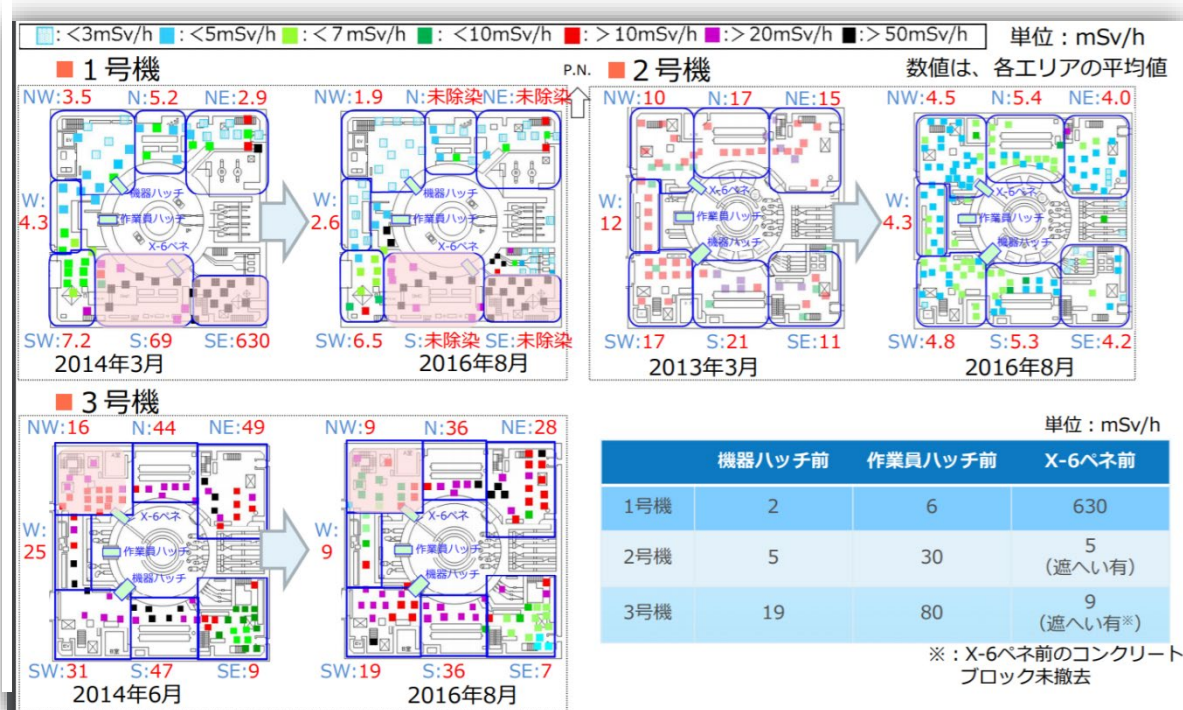
<http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/06/3-03-02.pdf>

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

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。



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

⑥ 格納容器内部調査の準備状況(2019年2月)

目標:

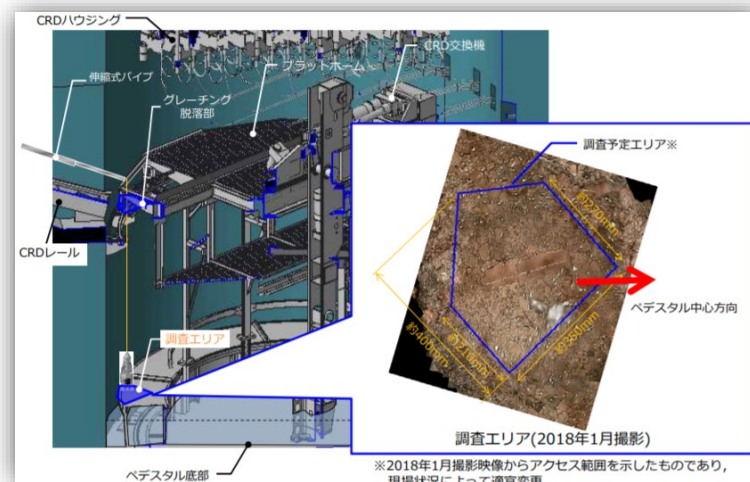
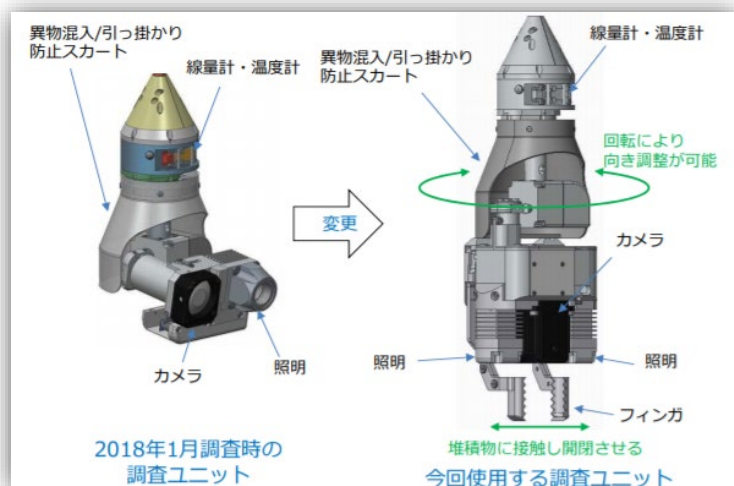
2018年1月までに実施された格納容器内部調査 [参照](#) では、ペDESTAL底部に確認された堆積物の硬さや脆さなどの性状は未解明であり、今回調査ユニットをペDESTAL底部の堆積物に接触させ、その挙動を確認し、掴んで取り出せるかどうか可能性を把握します。

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DESTAL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。



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>

[1ページへ戻る](#)

⑦ 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X6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DESTAL)底部の6か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。

(東京電力発表動画)

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か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DESTAL底部では、5か所の小石状の堆積物は動かせましたが、1か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、最大で 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](#)

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。

引き続き3つのページは、ペDESTAL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DESTAL底部」

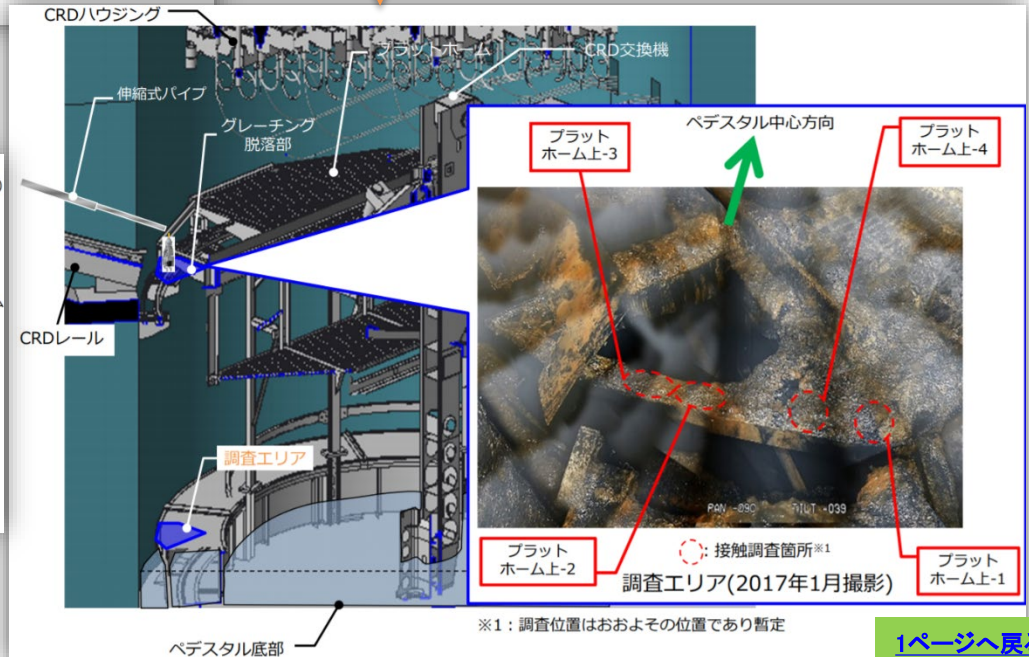
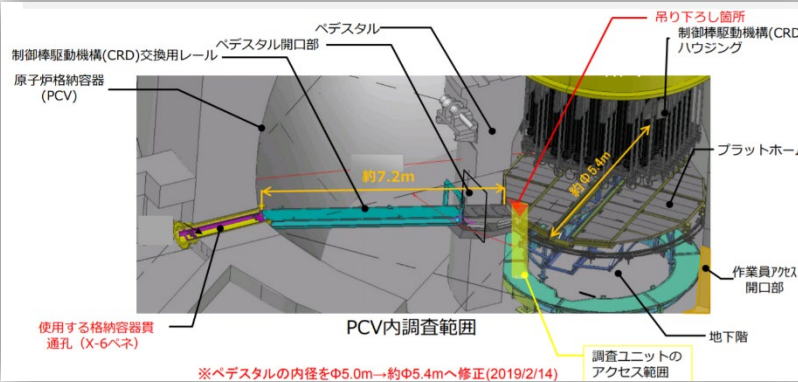
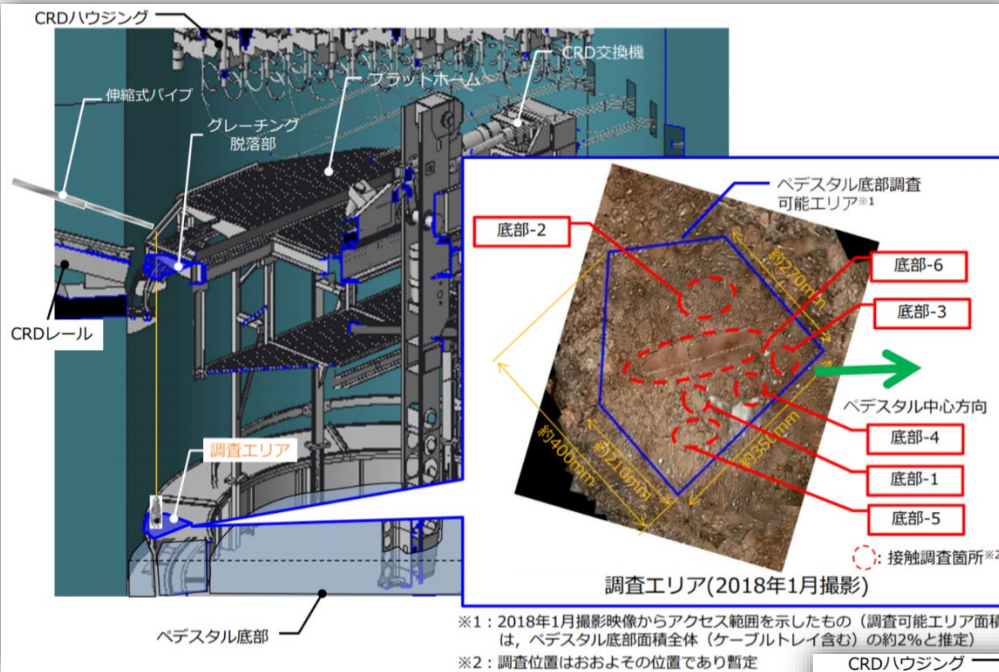
http://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2019/1h/rf_20190214_1.pdf

[1ページへ戻る](#)

調査個所の概要

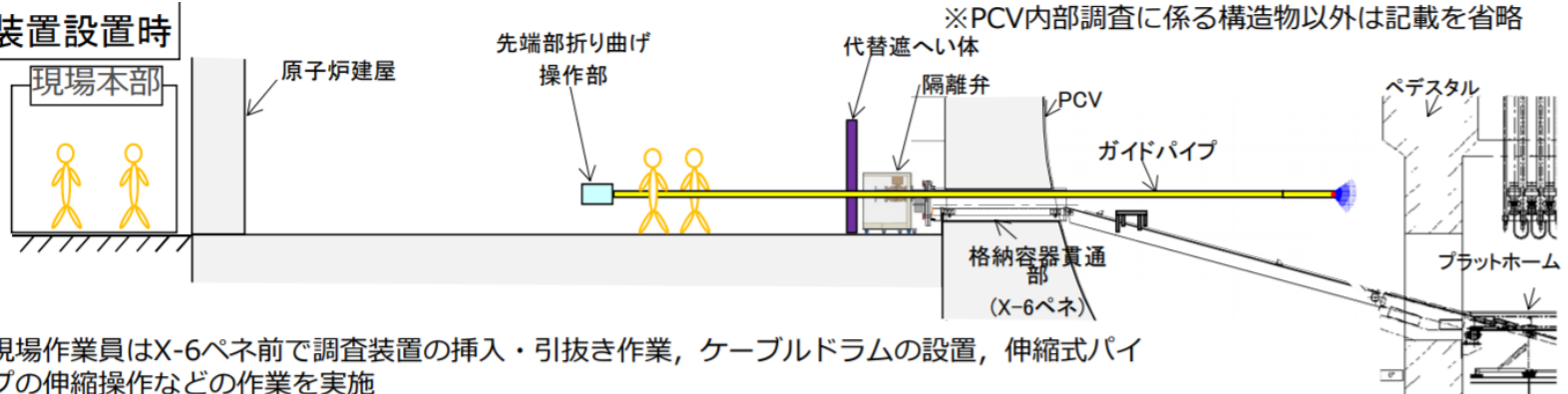
ペDESTAL底部

プラットフォーム上

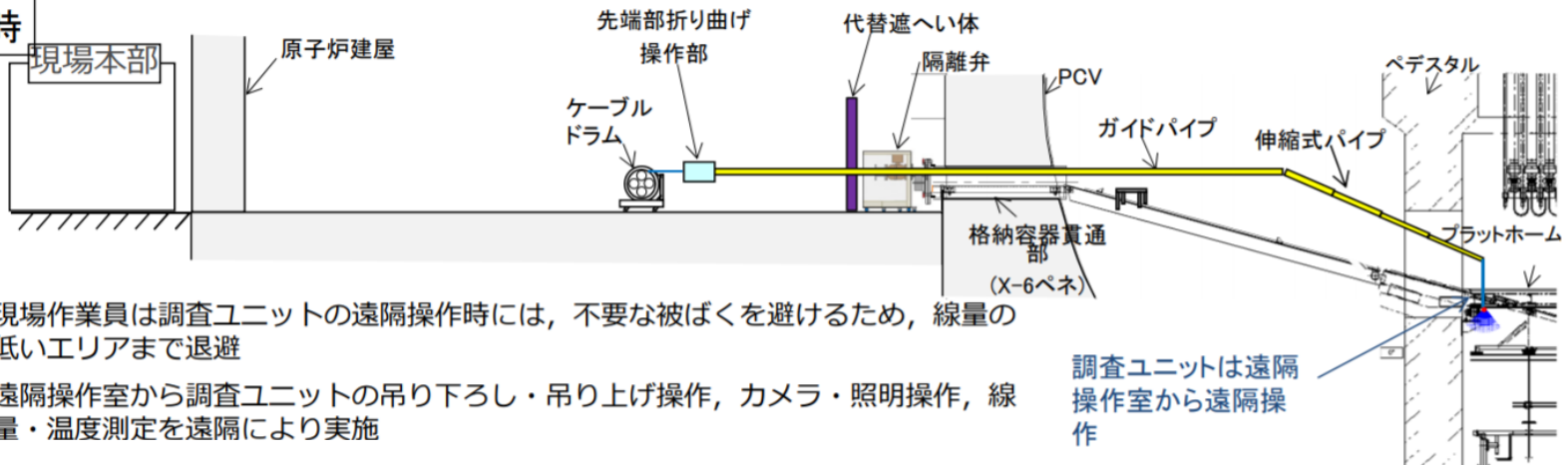


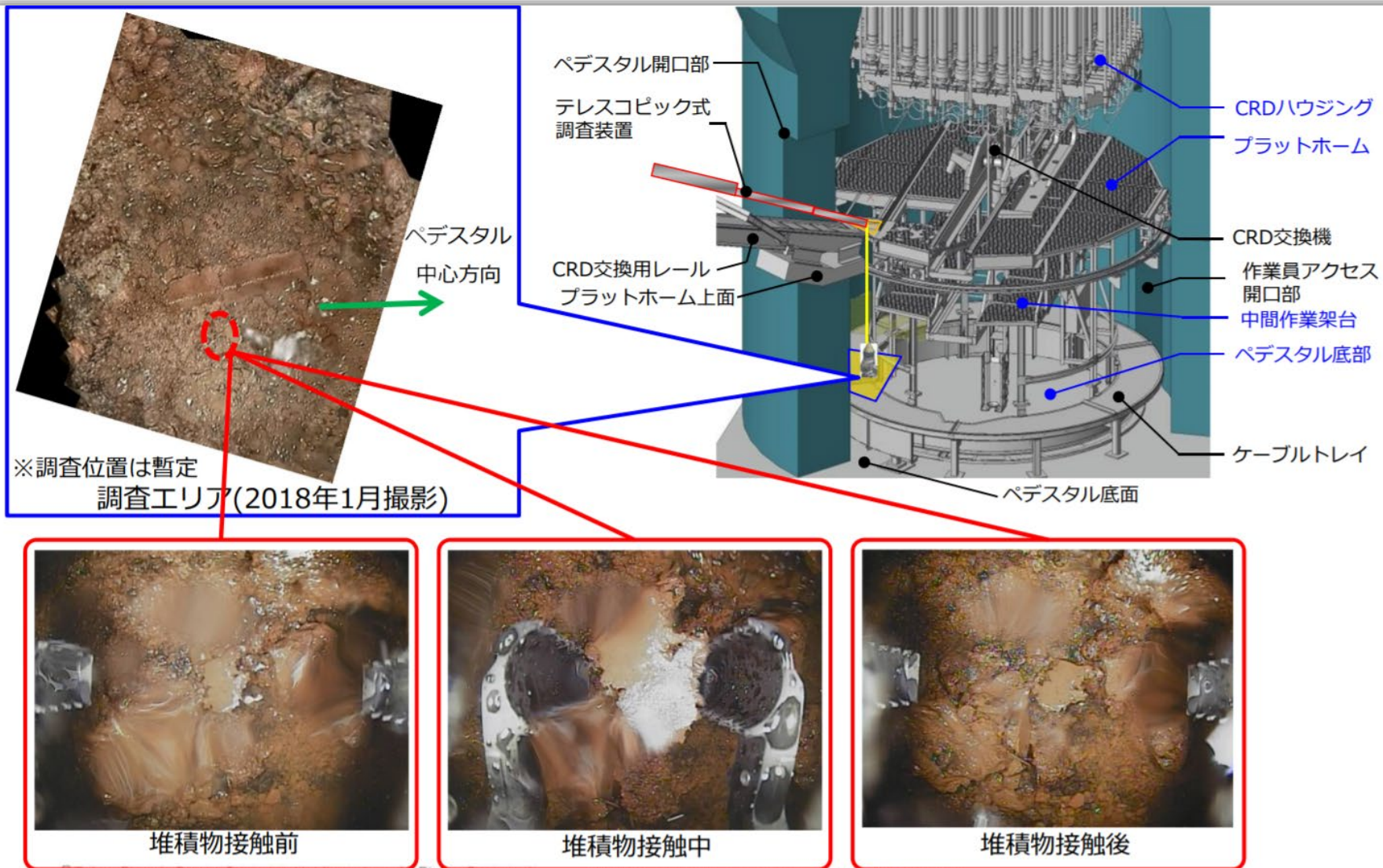
作業状況の模式図

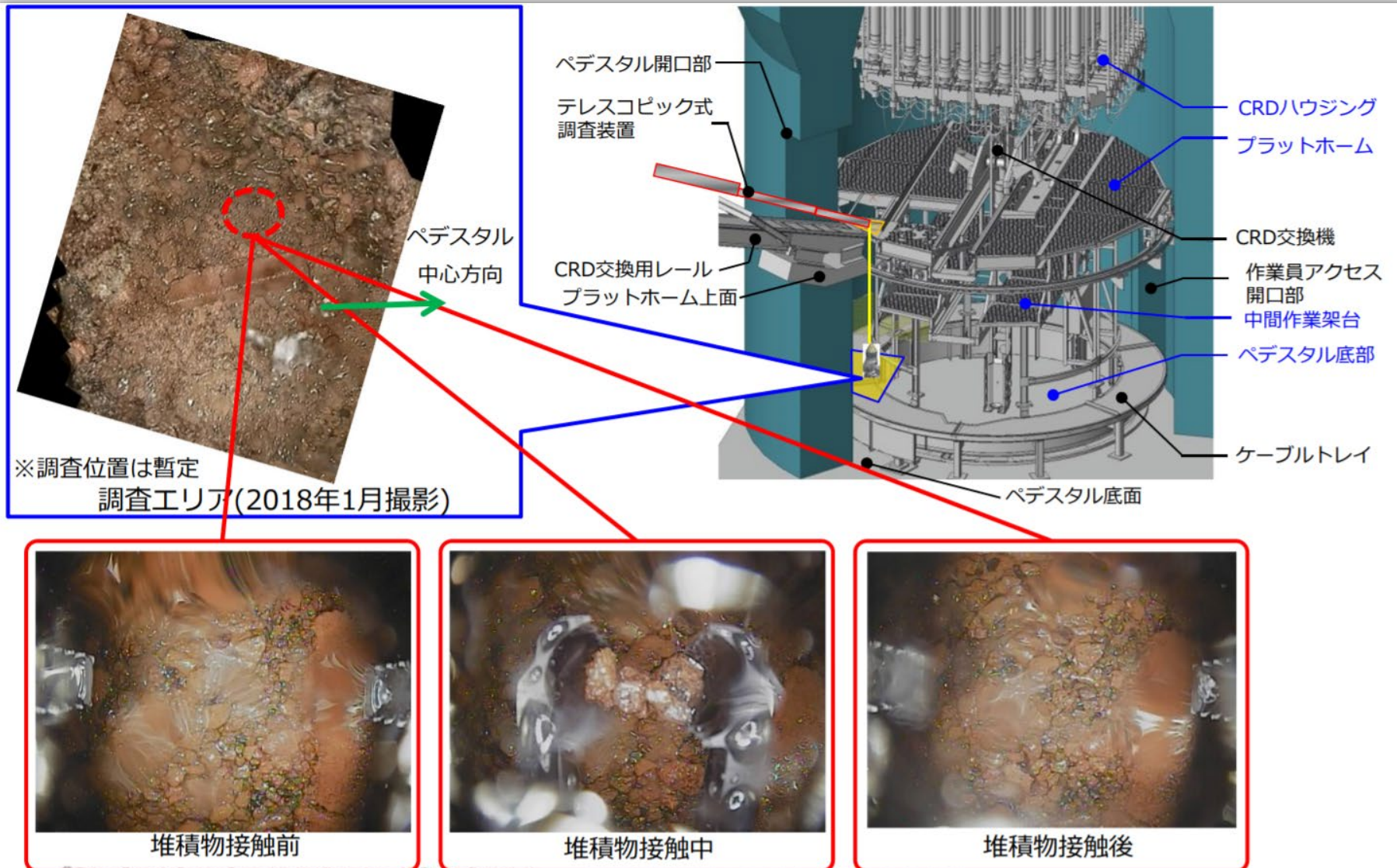
調査装置設置時

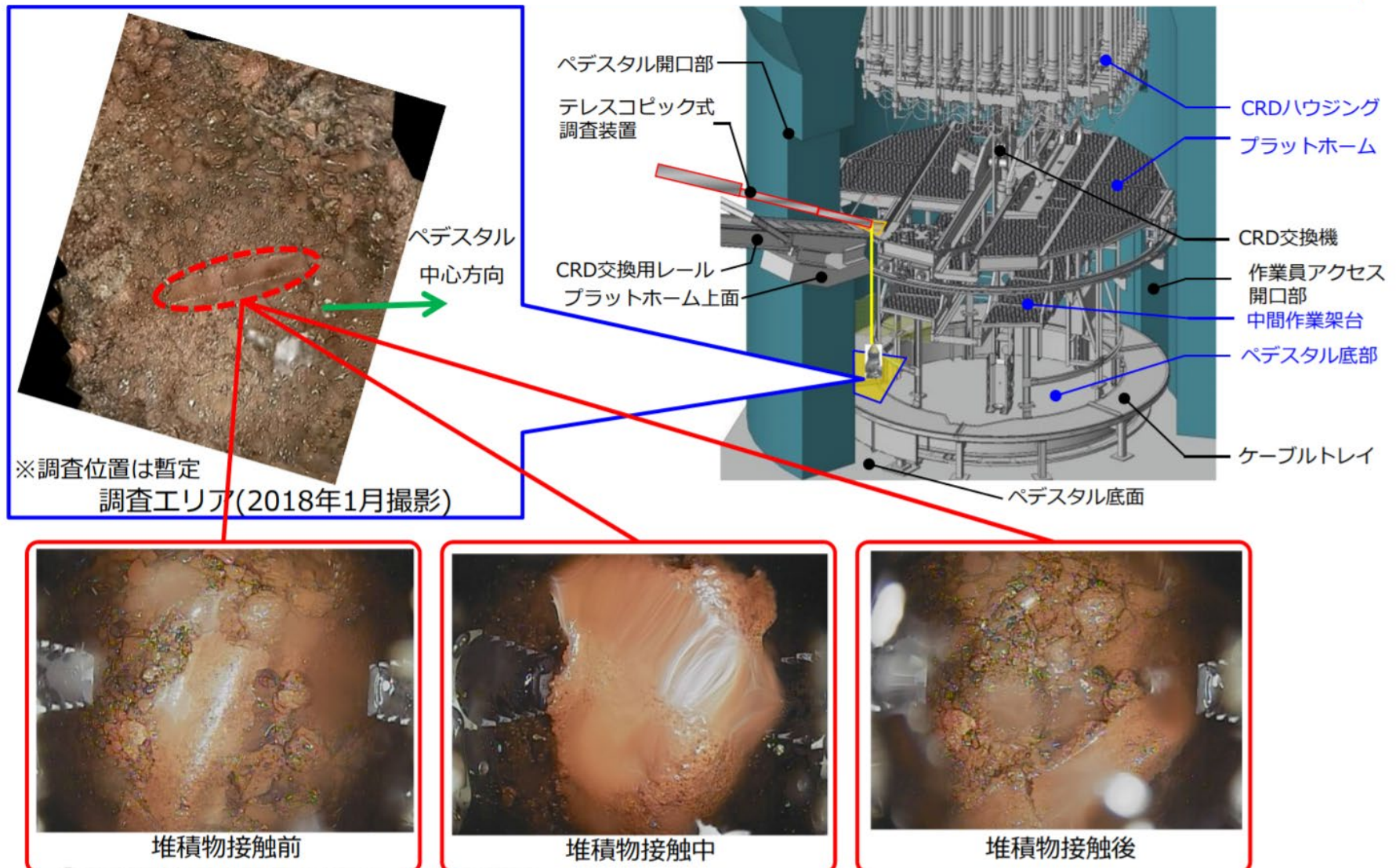


調査時







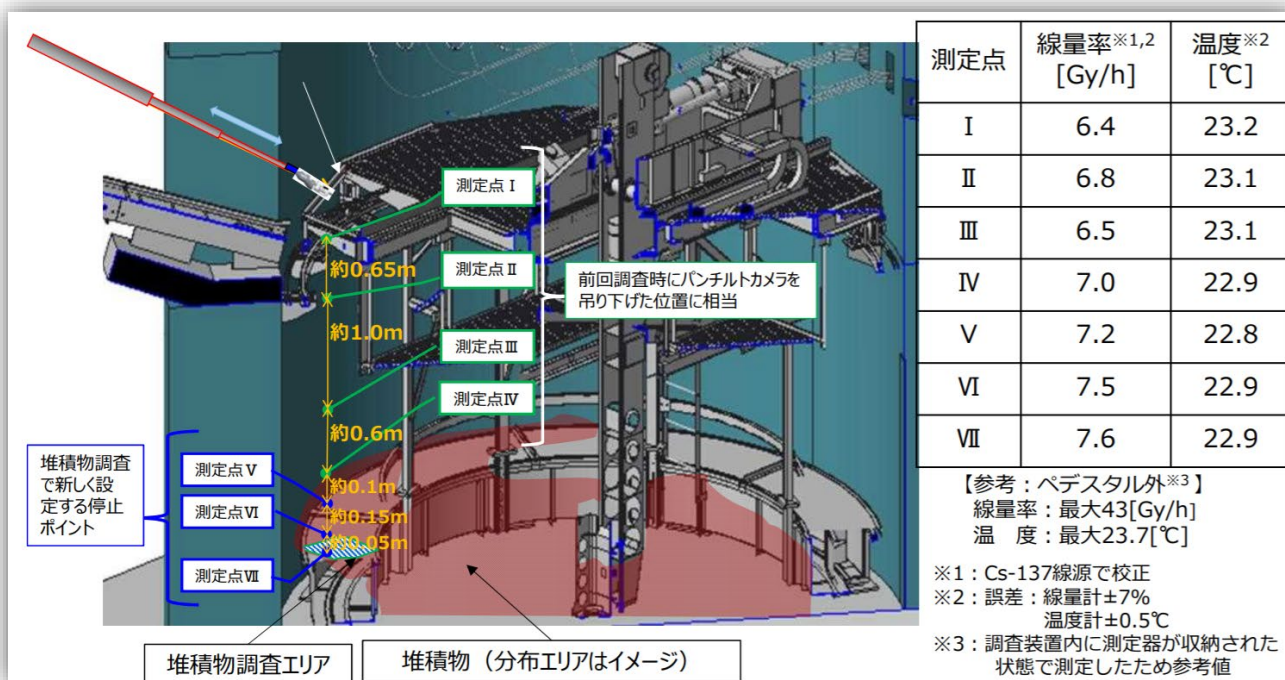


⑧ 原子炉格納容器内部調査 実施結果について

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も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。



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>

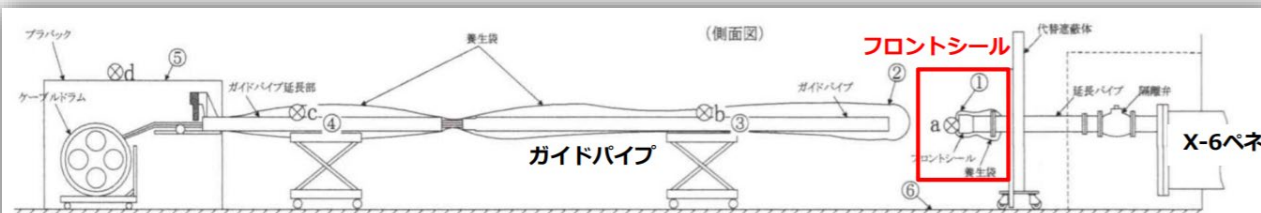
2019年2月28日 第63回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料 東京電力
「福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内部調査（2018年1月） 取得映像の画像処理について」

<http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/02/3-3-4.pdf>

⑨ 原子炉格納容器内汚染物の拭き取り(スミア)分析結果

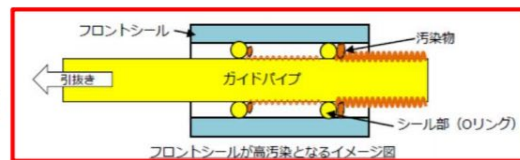
東京電力によると、2号機PCV内部調査に用いたガイドパイプ外表面には、X-6貫通部(ペネ)やPCV内の汚染物が付着した可能性があり、ガイドパイプ外面の付着物は引き抜き時にフロントシール内のシールリングに濾し取られたと見られることから、シールリングの拭き取り分析により α 核種の広がりに係る情報を取得出来る可能性があります。

(次ページに続く)

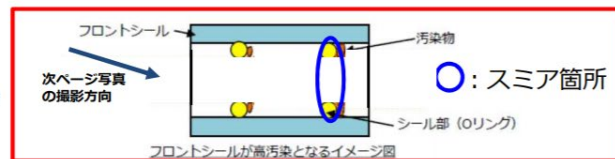


ガイドパイプおよびフロントシールの概略

ガイドパイプ引き抜き
(内部調査後実施済み)



ガイドパイプ
引き抜き後スミア



スミアの概要



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>

1ページへ戻る

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、

$$\text{全 } \alpha / \text{Cs-137存在比} = 8 \times 10^{-1}$$

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。

	1号機		2号機		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*	$10^{-7} \sim 10^{-8}$	-	-	2014/3 α 核種分析*	$10^{-6} \sim 10^{-7}$
⑤オペフロ瓦礫等 [3]	2015/10-2016/4 α 核種分析*	$10^{-7} \sim 10^{-8}$	2014/1-2014/5 α 核種分析*	$10^{-4} \sim 10^{-7}$	-	-

(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>

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)

⑩ 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](#) 6月レポート 38ページと重複レポートです

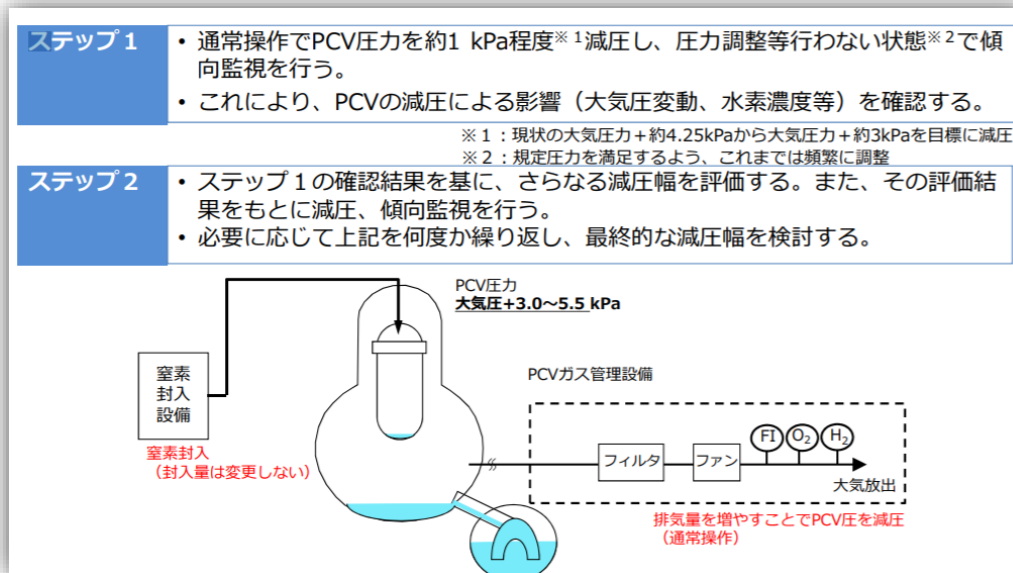
イチエフの1～3号機の格納容器(PCV)は、[原子炉の状態レポート](#)37ページで紹介した装置による窒素ガスの注入とガス管理設備による排気のバランスにより大気圧より高い圧力を維持し、水素濃度の上昇を抑制してきました。

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+1.15 kPa)、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。 **減圧機能確認に戻る**

一方、今後、格納容器からの放射性物質の放リスクを低減させ、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)



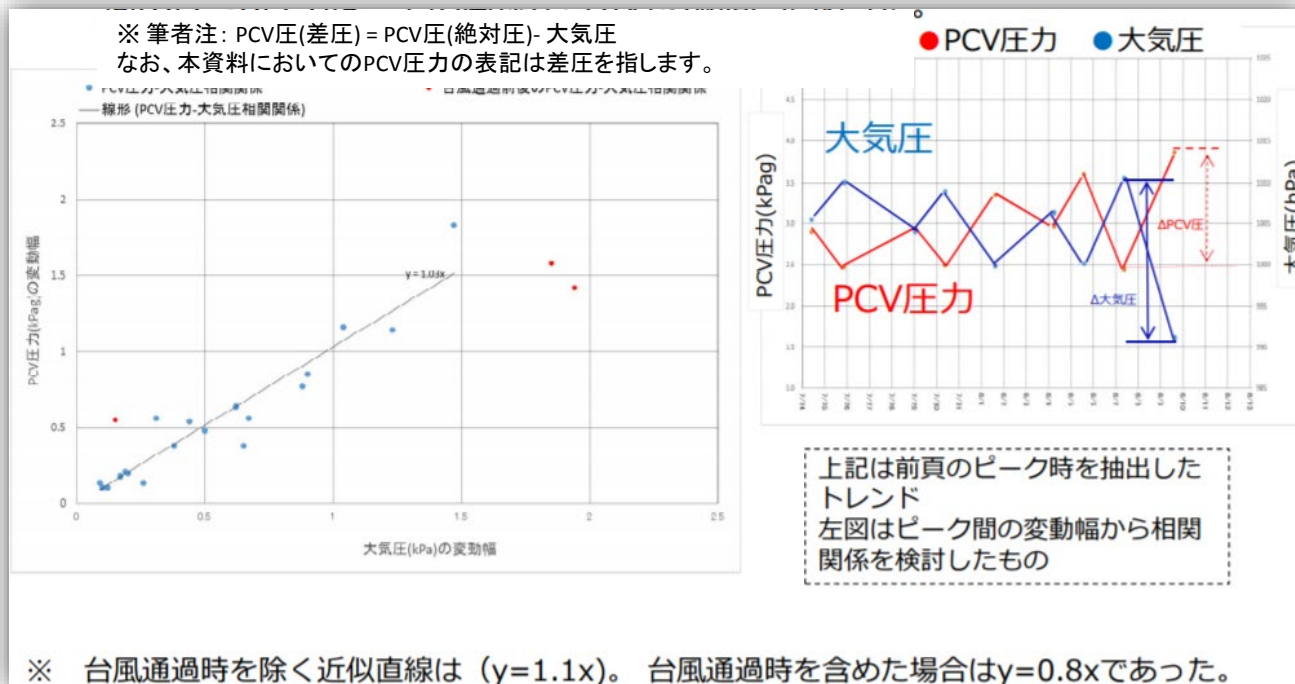
出典：2018年6月28日第55回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料
 「福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内圧力の減圧試験の実施について」

<http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/07/3-5-2.pdf>

[1ページへ戻る](#)

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。



⑪ 2号機核燃料デブリ(以下、デブリ)の試験的取り出しに向けた開発状況について

東京電力は、2021年に開始される予定の2号機での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。

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。

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。

([次ページに続く](#))

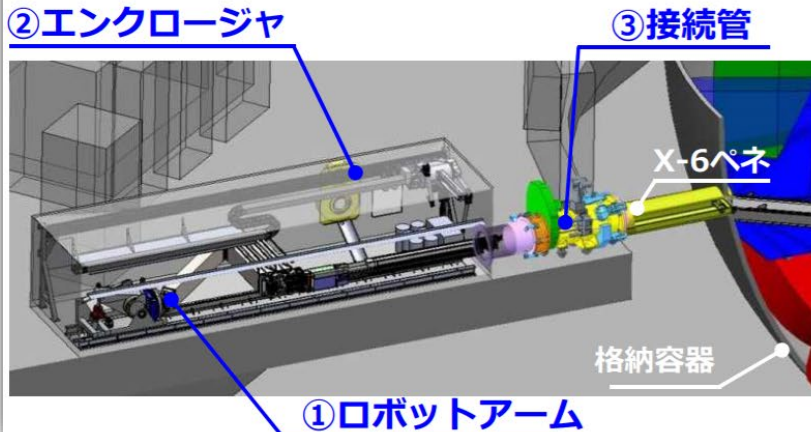
下図は、装置の全体像、およびロボットアームについての画像です。

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、耐放射性約1MGy (累積)



筆者注：耐放性＝耐放射線性

⑫ 2号機原子炉格納容器(PCV)内部調査及び試験的取り出しの準備状況

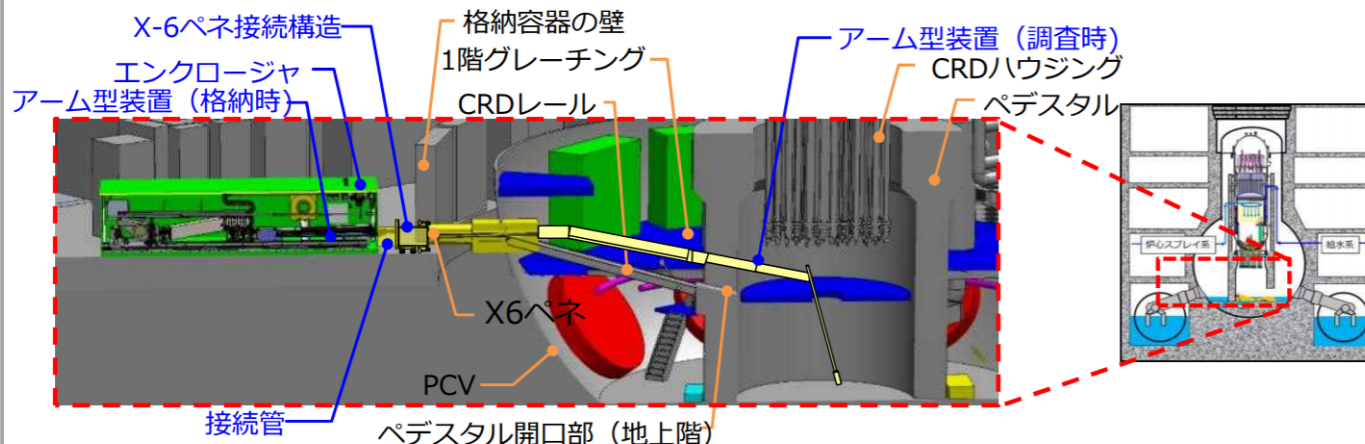
i PCV内部調査及び試験的取り出しの計画概要

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、下および次ページにそのまま引用します。 (次ページに続く)

1. PCV内部調査及び試験的取り出しの計画概要

TEPCO

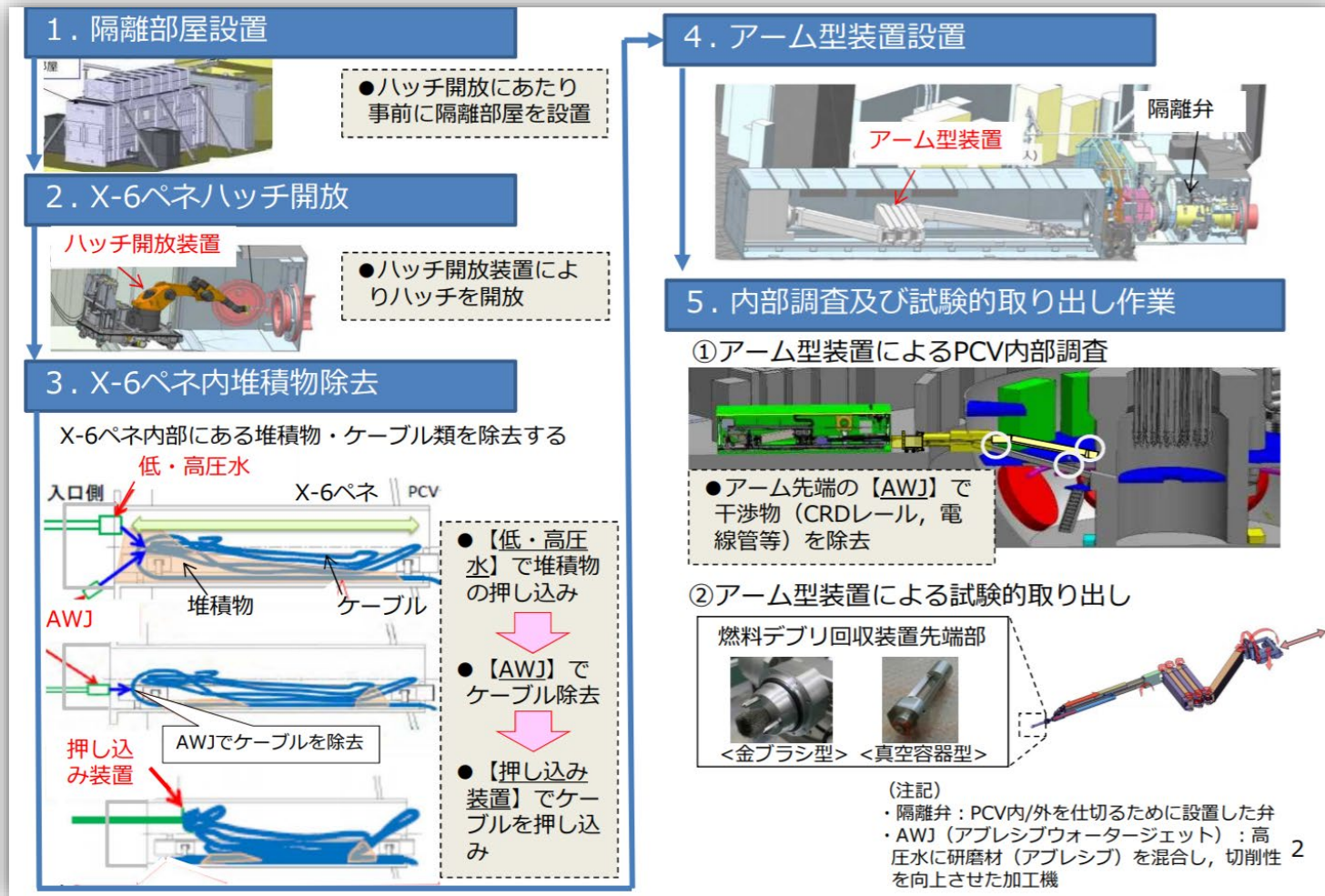
- 2号機においては、PCV内部調査及び試験的取り出し作業の準備段階として、作業上の安全対策及び汚染拡大防止を目的として、今回使用する格納容器貫通孔（以下、X-6ペネ）に下記設備を設置する計画
 - X-6ペネハッチ開放にあたり、PCVとの隔離を行うための作業用の部屋（隔離部屋）
 - PCV内側と外側を隔離する機能を持つ X-6ペネ接続構造
 - 遮へい機能を持つ接続管
 - アーム型装置を内蔵する金属製の箱（以下、エンクロージャ）
- 上記設備を設置した後、アーム型装置をX-6ペネからPCV内に進入させ、PCV内障害物の除去作業を行ういつ、内部調査や試験的取り出しを進める計画



2号機 内部調査・試験的取り出しの計画概要

ii PCV内部調査及び試験的取り出し作業の主なステップ

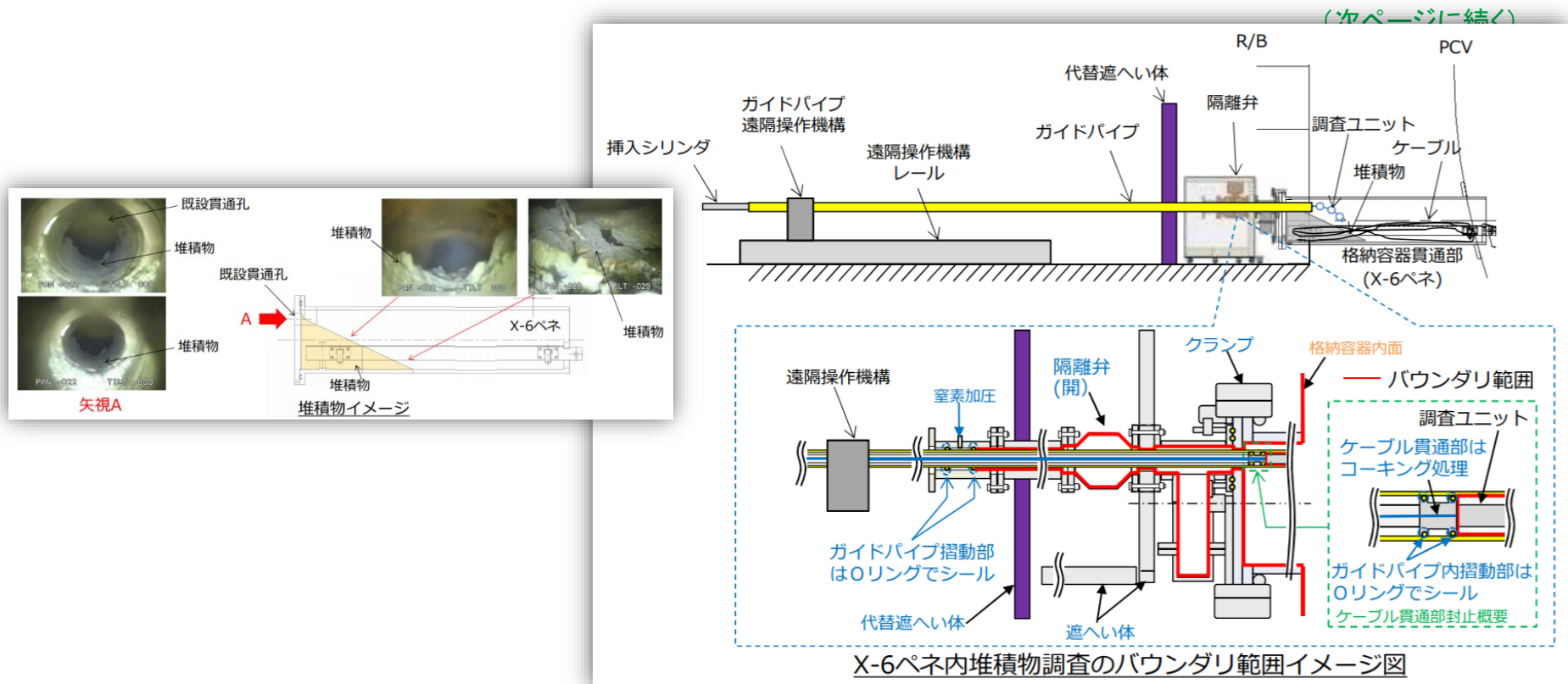
(次ページに続く)



iii 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は確認されています(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る、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。

調査時の放射性物質の漏洩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。



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。

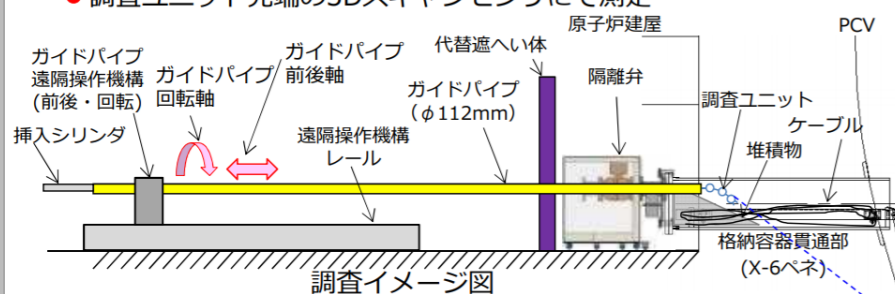
- X-6ペネ内堆積物調査においては、調査ユニットを内蔵したガイドパイプをペネ内に挿入し調査を行う。

➢ 堆積物の接触調査

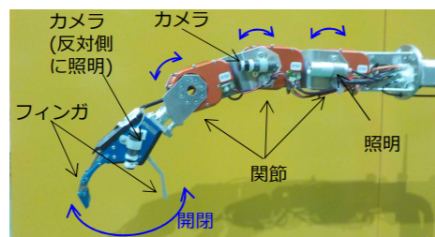
- フィンガ及び3つの関節を有するアーム型装置（モータ作動）
- 遠隔操作機構による位置調整
（軸方向：前後動作、径方向：回転動作）

➢ 3Dスキャン調査

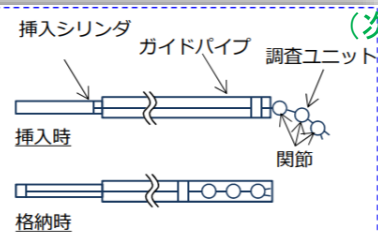
- 調査ユニット先端の3Dスキャンセンサにて測定



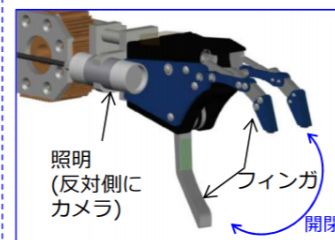
接触調査ユニットモックアップ状況



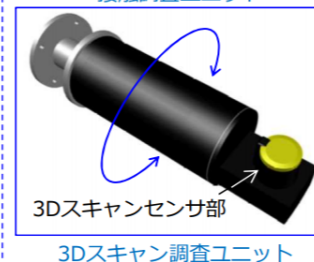
接触調査ユニット概要



挿入シリンダ（空気作動）により調査ユニットをガイドパイプより挿入する



接触調査ユニット



3Dスキャン調査ユニット

5

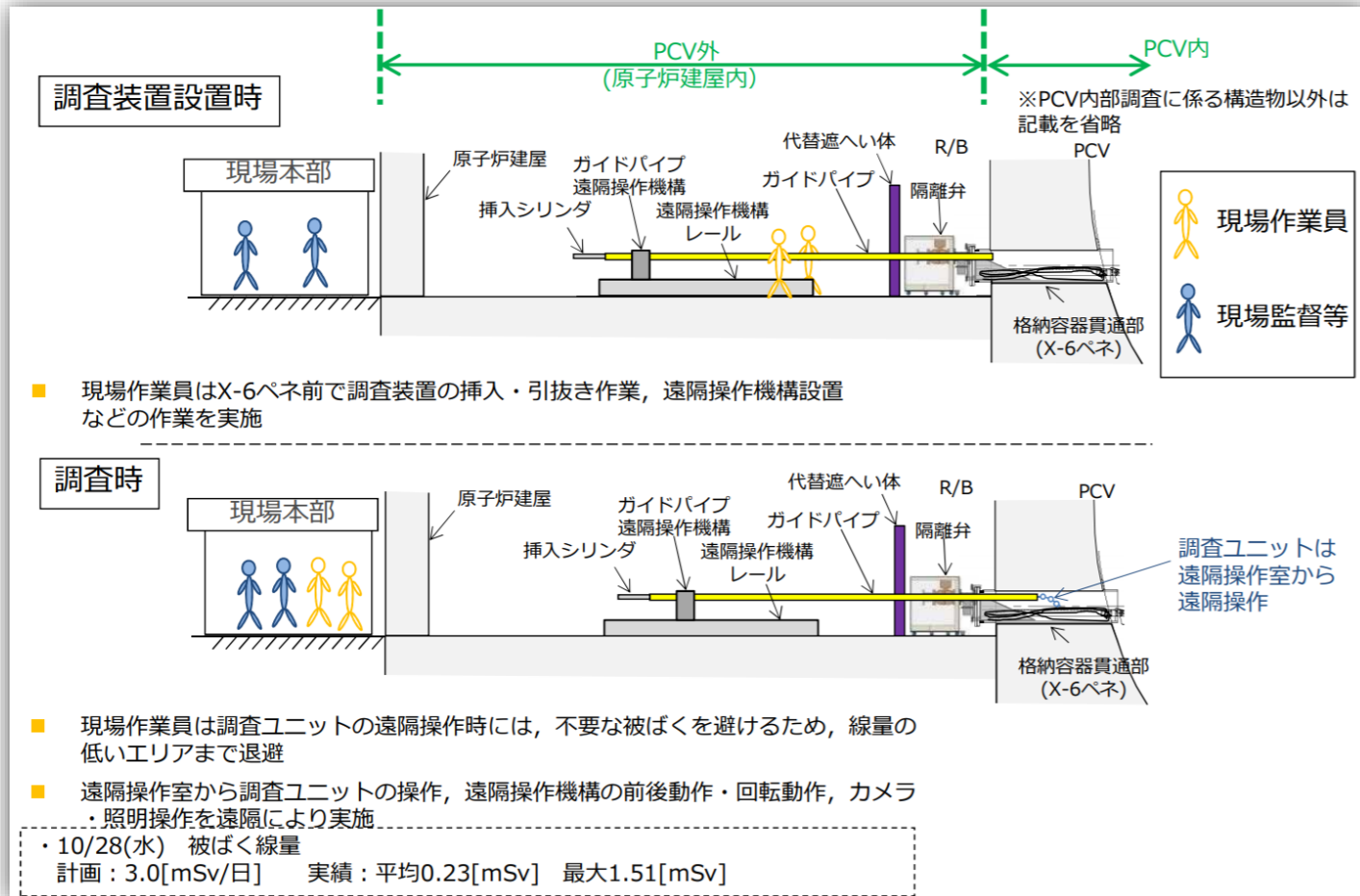
(次ページに続く)

(New!)

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)

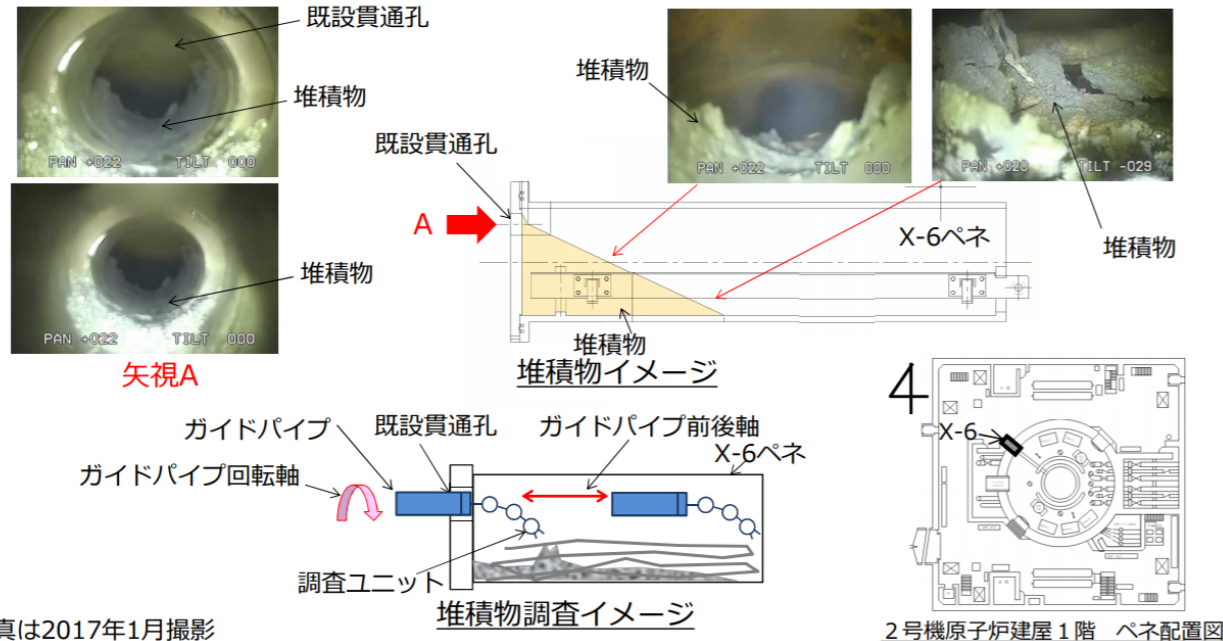


(New!)

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。



※写真は2017年1月撮影

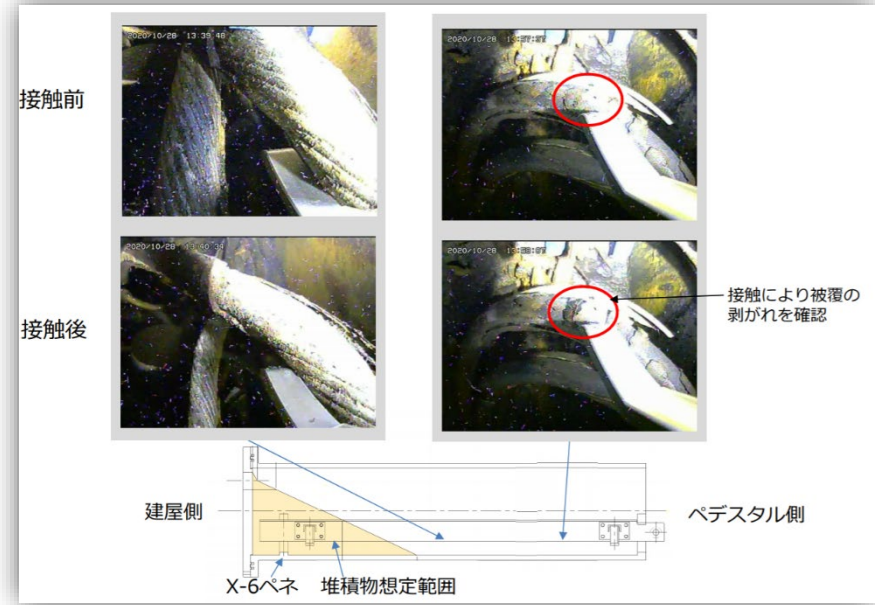
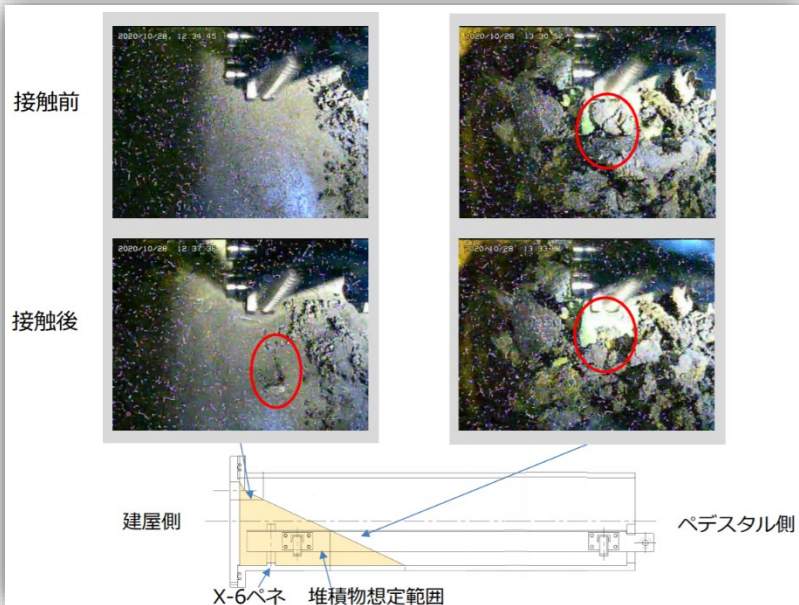
(New!)

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。

(次ページに更新された工程表)



(更新)

下の表が、2021年に予定されている内部調査および試験的取り出しまでの、東京電力が示した工程(案)です。

	2020年				2021年		
	9	10	11	12			
堆積物調査装置製作及び モックアップ							
・ X-6ペネ内堆積物調査		▼10/28 接触調査 ▽10/30 3Dスキャン調査 					
・ 常設監視計器取外し			▽11月上旬 常設監視計器取外し 			※常設監視計器復旧は内部調査及び 試験的取り出し作業終了後を予定	
・ スプレー治具取付作業			X-53ペネ孔径拡大 			スプレー治具取付作業 	
・ 隔離部屋設置 ・ X-6ペネハッチ開放 ・ X-6ペネ堆積物除去 ・ アーム型装置設置							
内部調査及び 試験的取り出し 作業							

⑬ 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\) 6月レポート](#) 46ページと重複レポートです

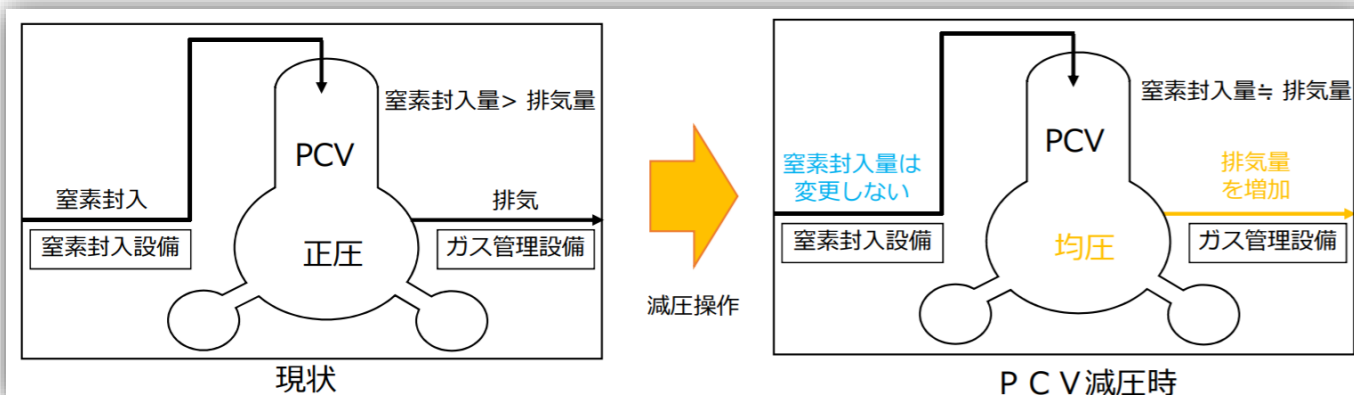
東京電力は2020年7月2日、2021年に予定している2号機での核燃料デブリの試験的取り出し(PCV内部調査)に向け、PCV外への放射性ダストの漏出抑制を目的として、水素濃度の上昇を抑制するため大気圧より高い圧力を維持してきたPCV内を減圧することを検討していることを発表しました。

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口リスクを低減させ、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、0 kPa～ 5.5 kPaを運用範囲として運用してきました。 **参照**

ちなみに2020年7月1日の原子炉格納容器圧力は、1号機0.16 kPa g、2号機2.55 kPa g、3号機0.41 kPa g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。



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>

[スライド1に戻る](#)

⑭ 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

※筆者注： [原子炉の状態](#) 7月レポート 48ページと重複レポートです

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。

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 ($\pm 1\text{Nm}^3/\text{h}$ 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 ($\pm 2\text{Nm}^3/\text{h}$ 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	・ $\pm 5.5\text{kPa}$ 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	毎時		・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 ($2.0 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^3$)
大気圧			・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。

(3) 3号機での取り組みの状況

① 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。

注: DF は除染係数(Decontamination Factor)のことで、

$$DF = \frac{\text{除染前の表面汚染密度}}{\text{除染後の表面汚染密度}}$$

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。

② 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へ戻る

③ ミュオン透過法による測定

i 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。

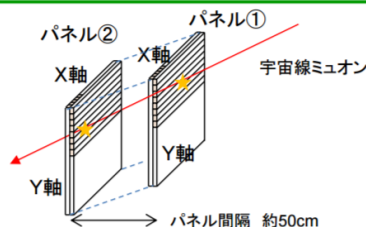
東京電力によれば、2017年4月下旬に装置を設置し5月2日より測定を開始し、8月頃までを目途として測定が行われました。

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。

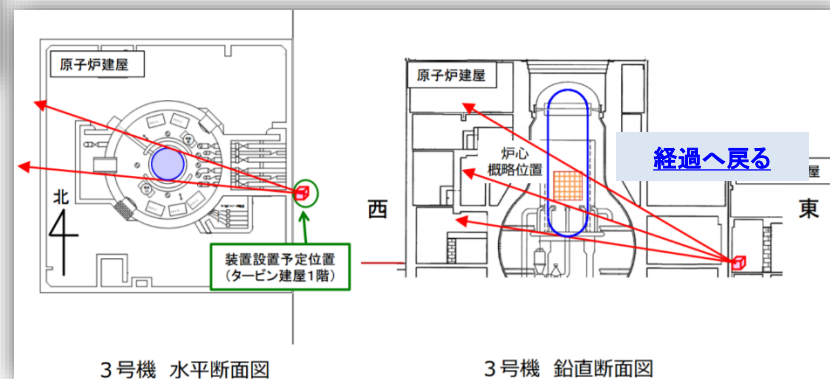
<https://www.nhk-ondemand.jp/goods/G2016069316SA000/>

<ミュオン透過法測定の計測原理（イメージ）>

上空から飛来するミュオンを装置内部に配置した2枚のパネル検出器（プラスチックシンチレータ）で検知し、通過したパネルの座標からミュオンの軌跡を算出。



(設置場所)



[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

[1ページへ戻る](#)

ii 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。

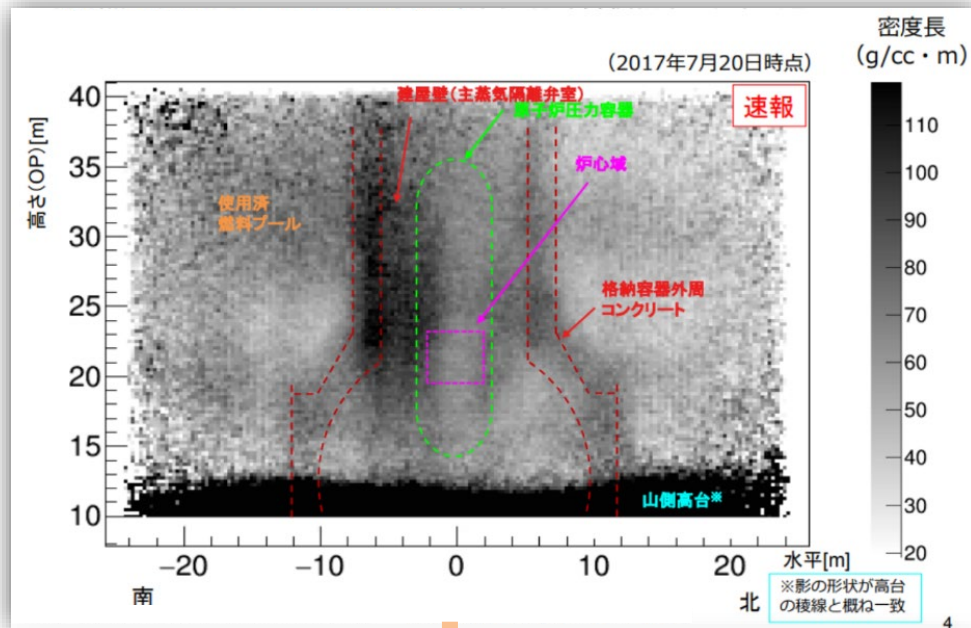
(※筆者注:ミュオン透過法による撮影とは、普通のカメラでいうとストロボなしで夜間撮影するようなもので、長時間露光させればさせるほどより鮮明な画像が得られます)

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。

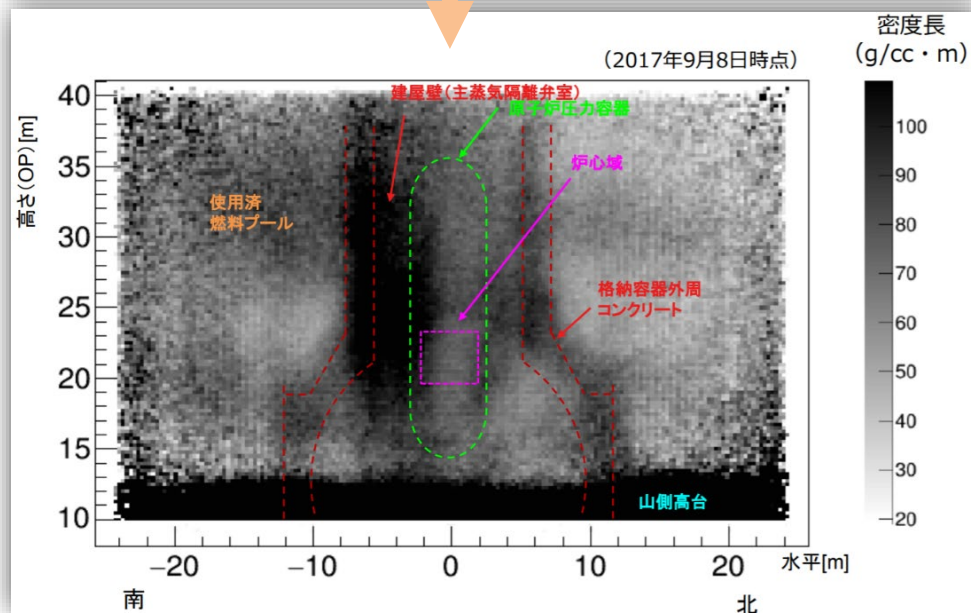
次ページ・次々ページで、今回得られた画像、原子炉建屋内の主な構造物の画像、2号機との比較画像をご覧ください。

(物質分布評価結果)

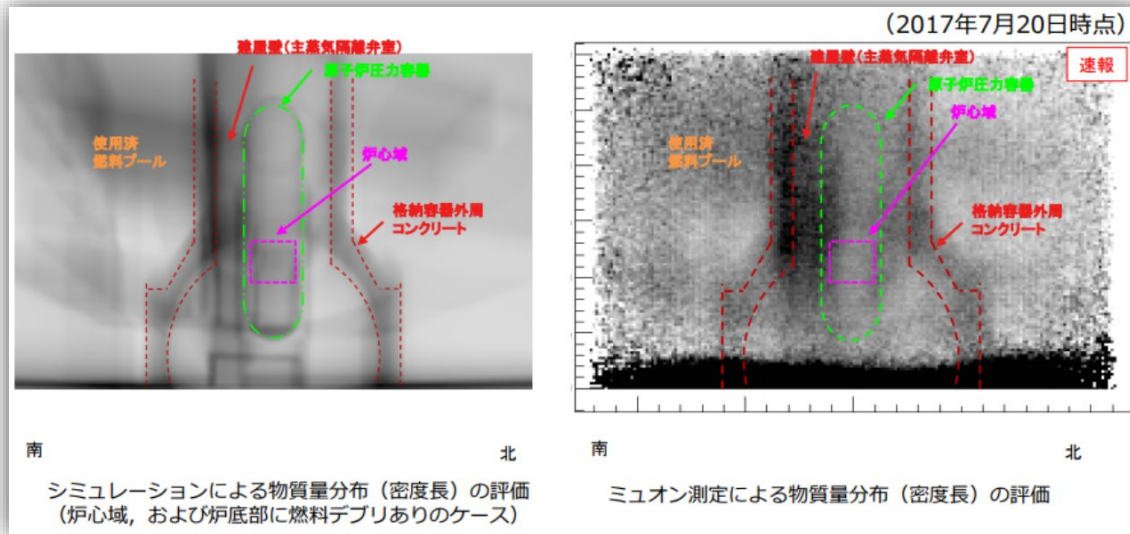
(7月20日時点)



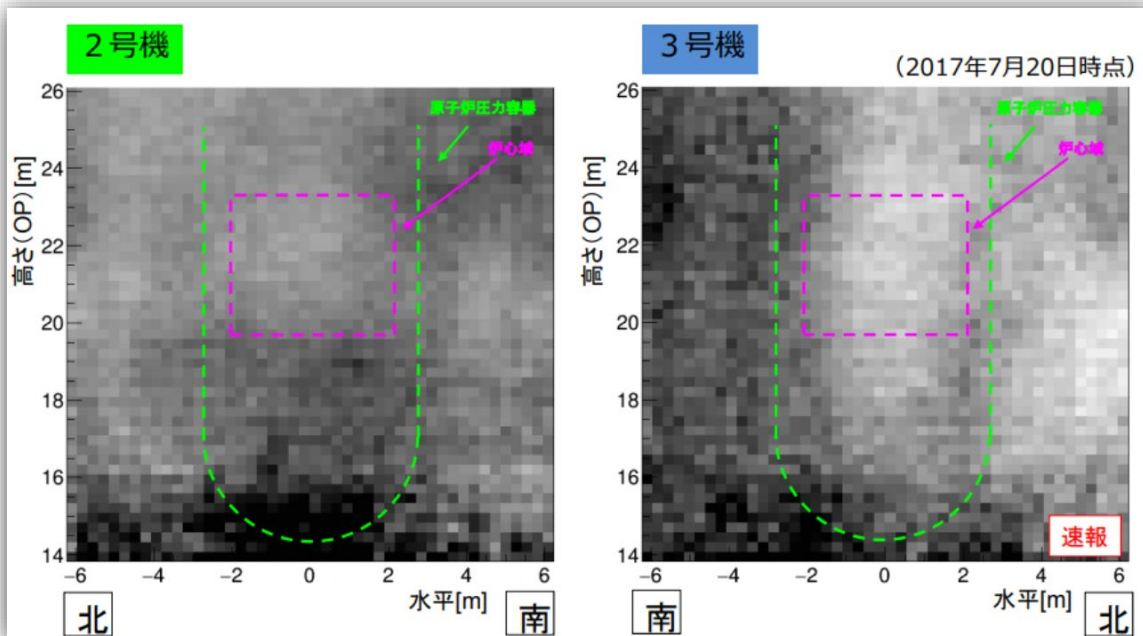
(9月8日時点)



(主要構造物の影)



(2号機との比較)



④ 2017年7月の3号機原子炉格納容器内部調査

i 調査装置

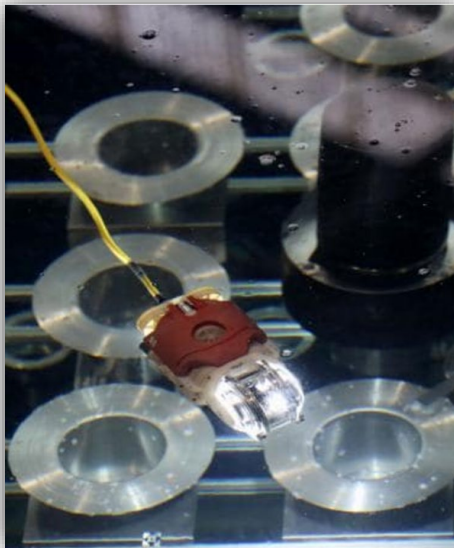
今回使用される予定の水中遊泳型遠隔調査装置(ROV)について、開発者である国際廃炉研究開発機構(IRID)および東芝は次のように、炉格納容器内部の想定される様々な状況に対応できるように開発してきたとしています。

- 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

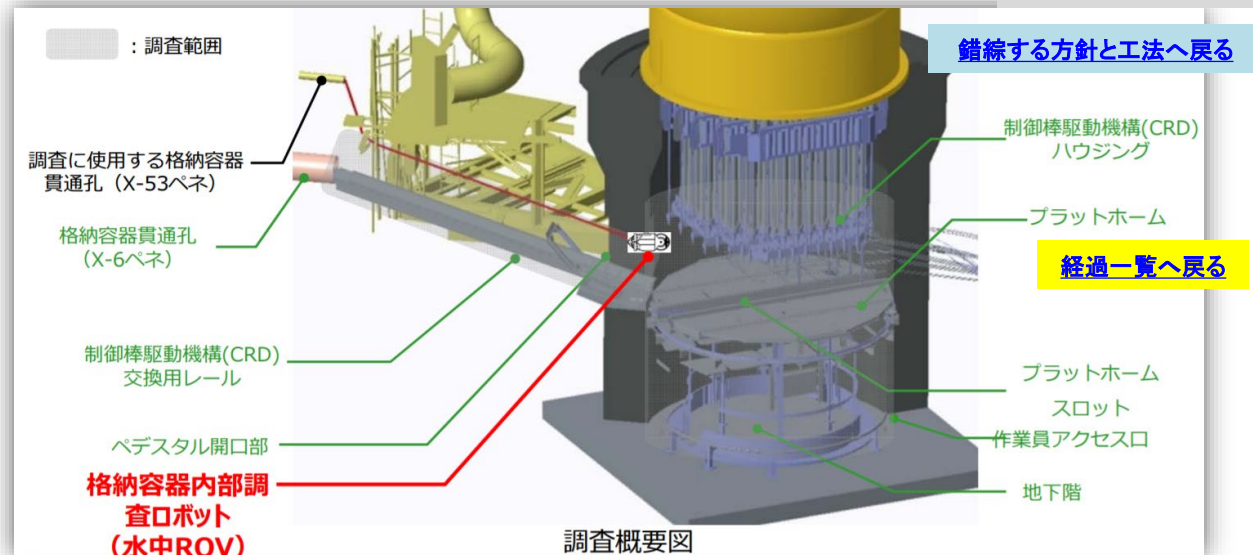
※ なお、下記のアドレスで水中ロボットの模擬施設での試験の動画を見ることができます。

https://youtu.be/_AN48SdaOJ4

(水中ロボット)



(調査の概要)



ii 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DESTAL)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、熔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。

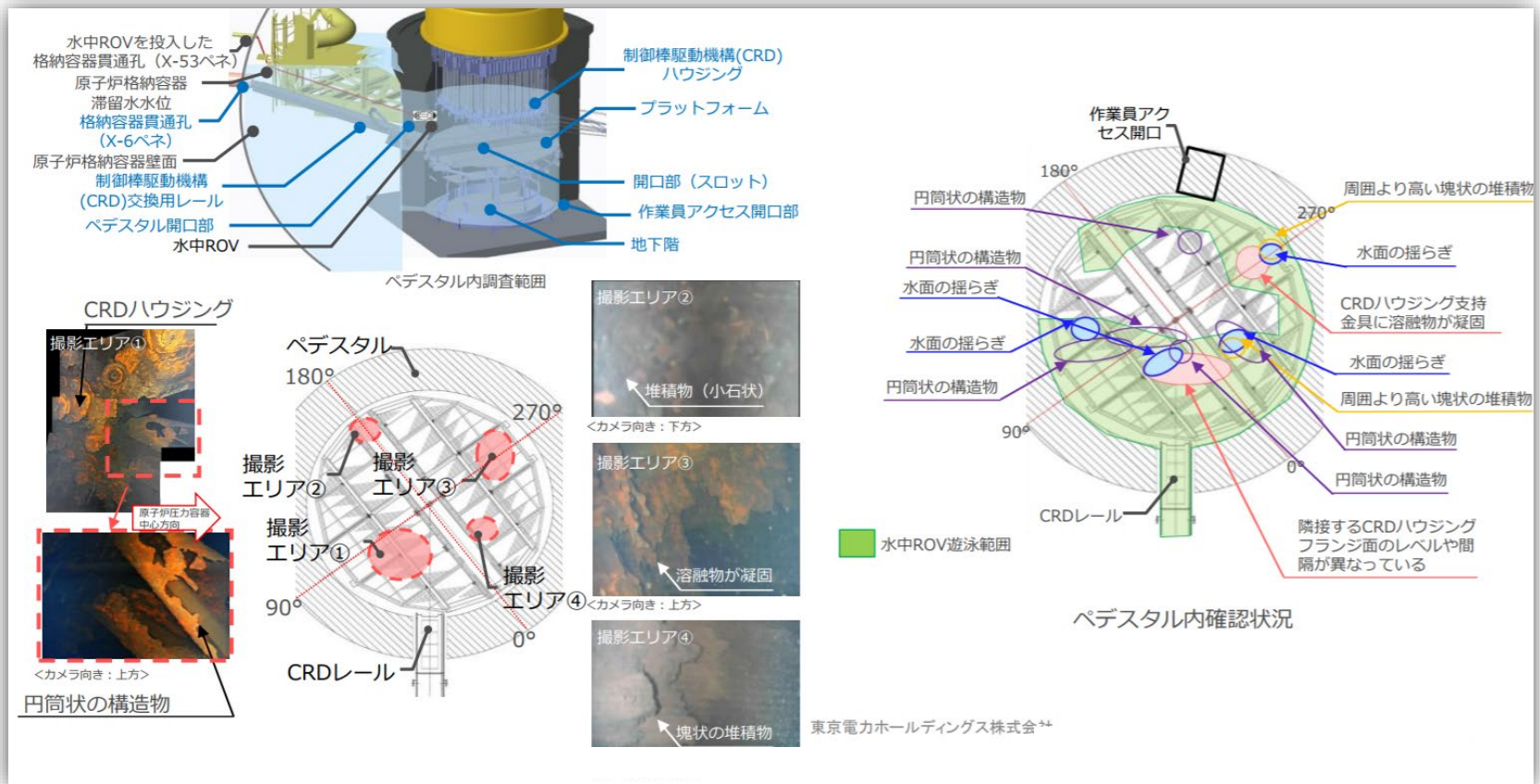
また東京電力は、水中ロボットが撮影した動画を公開しており、下記のアドレスで見ることができます。

<https://youtu.be/ngyfJyw4l2A>

iii 結果の概要

ペDESTAL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DESTAL内の複数箇所では砂状、小石状、塊状の堆積物を確認しています。

(次ページに続く)



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。

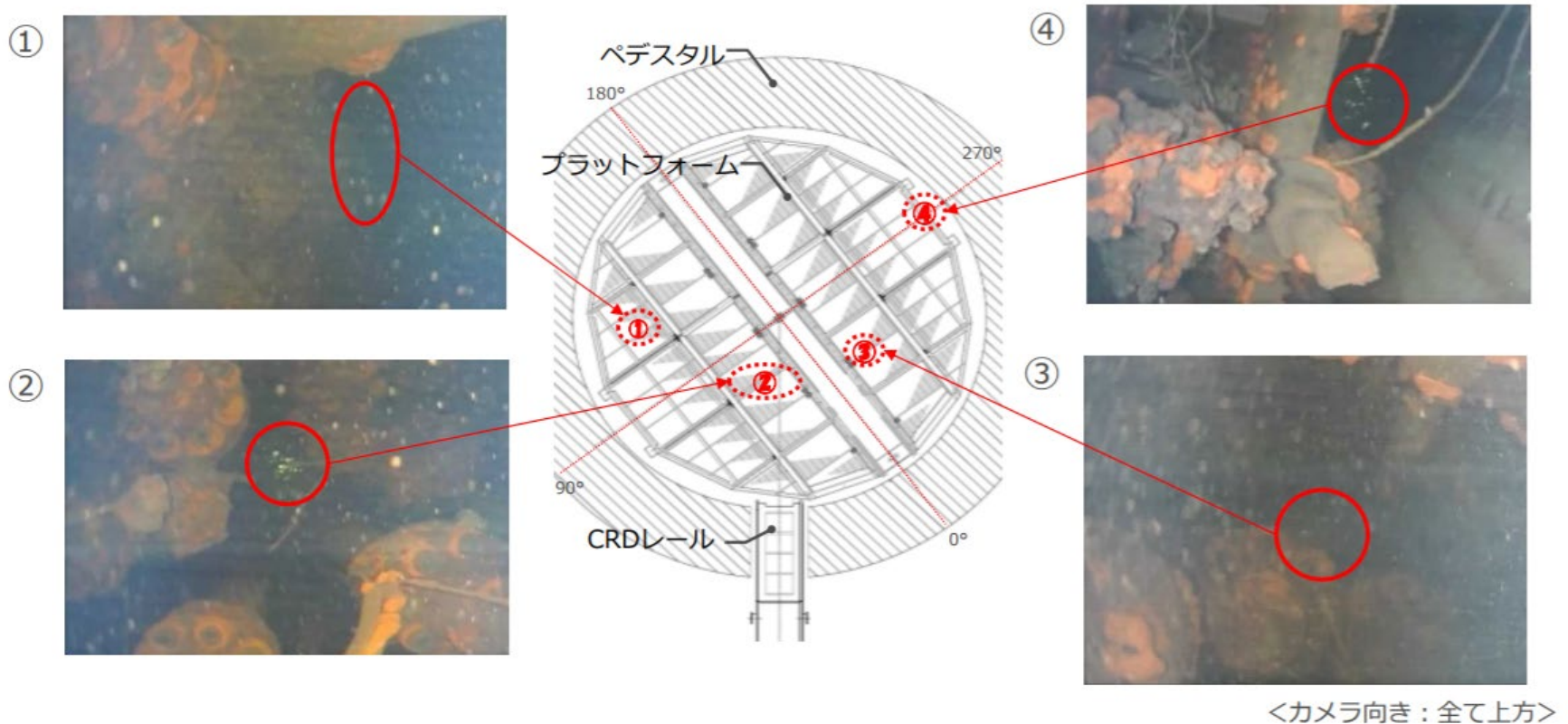
- (1) 炉内構造物(制御棒駆動機構(CRD)ガイドチューブ、CRDインデックスチューブ)と推定される構造物を確認(次ページに画像)
- (2) その他、特定には至らなかったものの複数の構造物を確認
- (3) 水面の揺らぎがプラットホーム中央部だけでなく外周部でも確認されたことから、原子炉圧力容器(RPV)底の中央部だけでなく外周部も破断している可能性がある(画像) [参照](#)
- (4) ペデスタル地下階の作業員アクセス開口部は視認できなかったが、近傍に堆積物を確認し、核燃料デブリ(以下、デブリ)のペデスタル外への流出は否定できない(画像) [参照](#)
- (5) ペデスタル内壁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 [参照](#) ください。
(次ページに続く)



(次ページに続く)

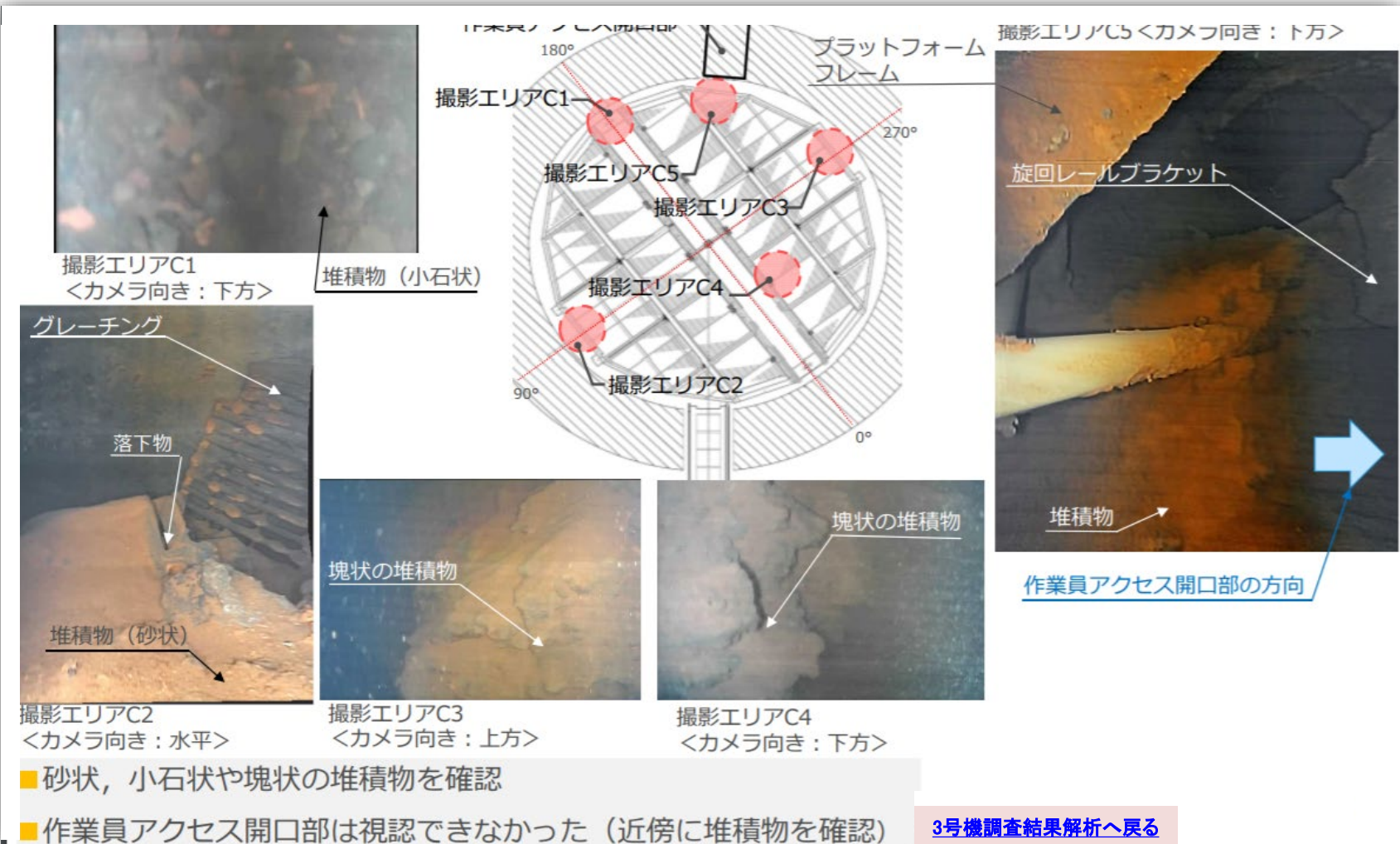


- 水面の揺らぎが①～④で確認されたことで、RPV底部の損傷がRPV下鏡の中央部分だけではなく、外周部にも存在する可能性あり

(次ページに続く)

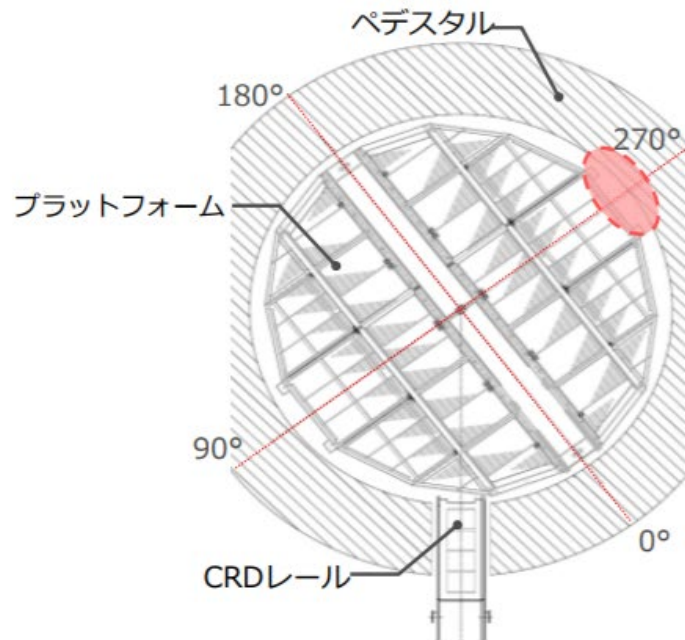
3号機調査結果
解析へ戻る

1ページへ戻る



(次ページに続く)

- ペDESTAL内壁270°付近で、ペDESTAL内壁面にてケーブルが欠損している状況を確認
- ペDESTAL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\(概容\)へ戻る](#)

[3号機調査結果解析へ戻る](#)

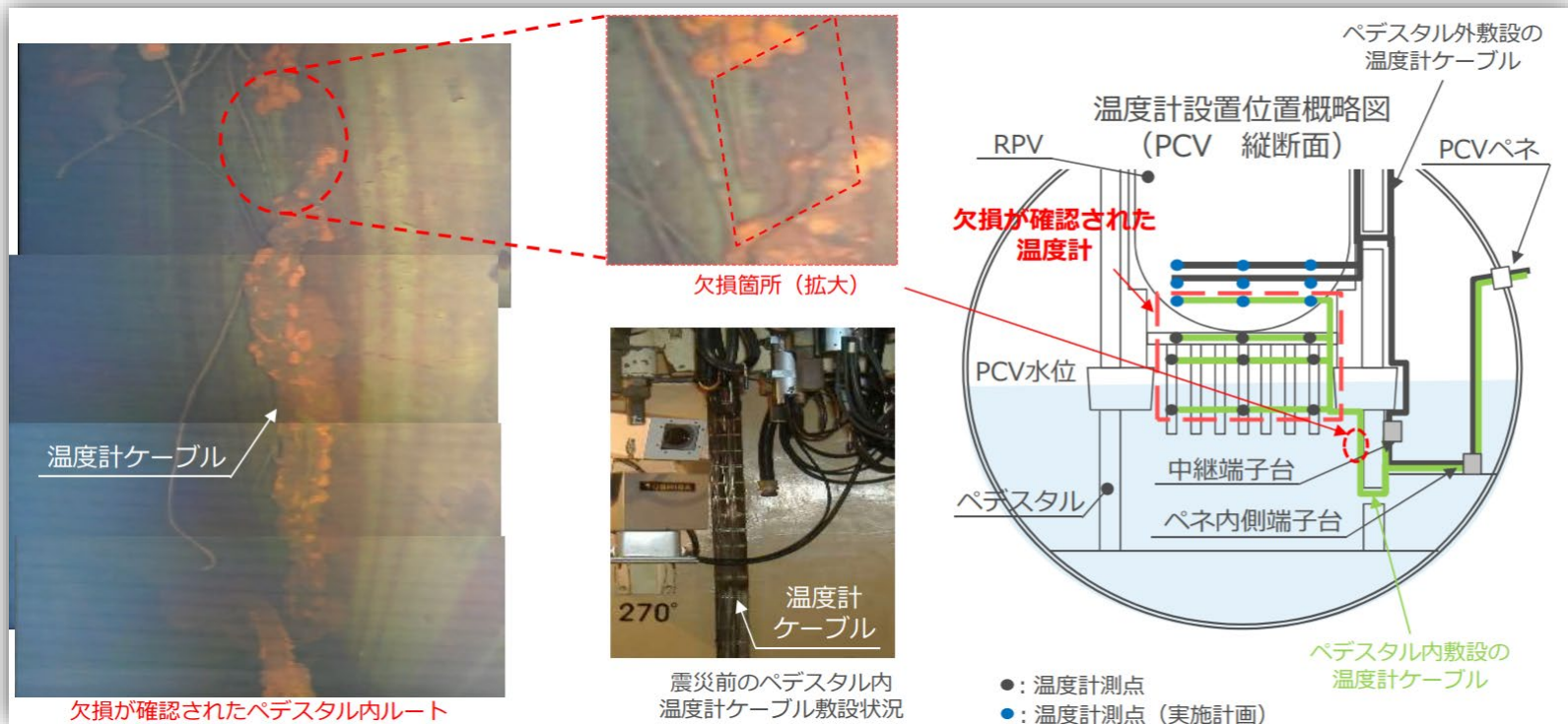
iv 3号機原子炉圧力容器(RPV)温度計の一部ケーブル欠損の判明による核燃料デブリ冷却状態の再評価

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DESTAL内ルート12本、ペDESTAL外ルート6本があります。今回の内部調査映像によりペDESTAL内ルート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

[1ページへ戻る](#)

3号機の原子炉圧力容器(RPV)底部にある温度計は、ペDESTAL内ルート12本、ペDESTAL外ルート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DESTAL内ルート3本およびペDESTAL外ルート6本です。

今回の内部調査映像によりペDESTAL内ルート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DESTAL内のルート12本の温度計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。

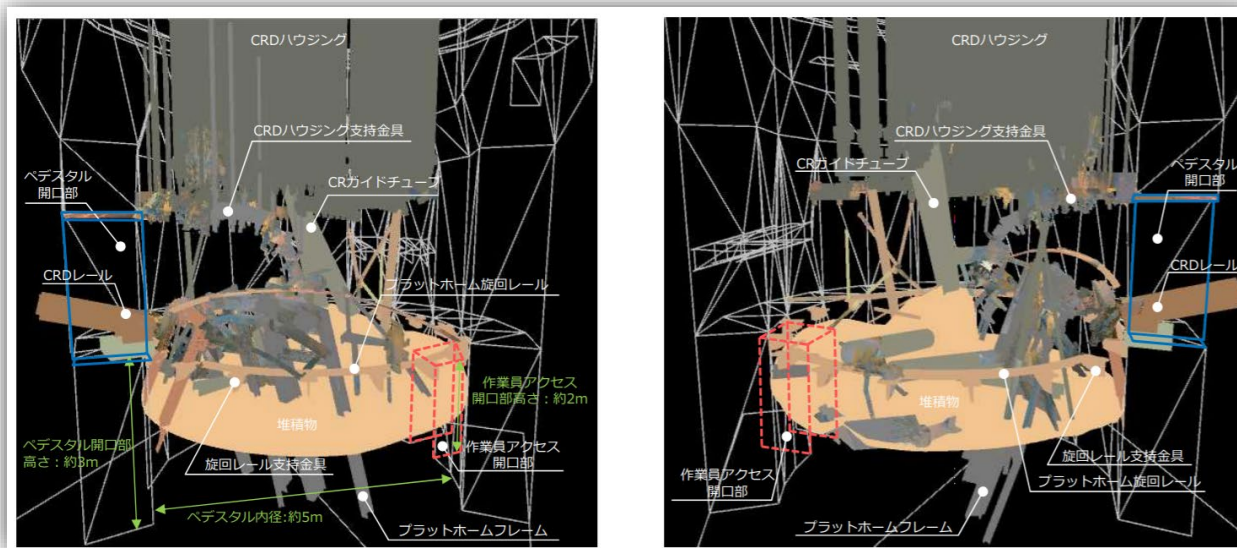
一方、これまでの原子炉の冷却状態の監視結果については、原子炉格納容器ないし原子炉圧力容器内にあると推定される核燃料デブリ(以下、デブリ)に対しては、その発熱量に対し余裕をもって冷却できるだけの注水量を安定的に注水しており、ペDESTAL外ルートの温度計は設置状況から冷却状態の確認が出来ていると考えており、デブリは十分に安定冷却できているというこれまでの推定を変える必要はないとしています。

そして今後、ペDESTAL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。

⑤ 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フォ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、プラットフォ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_uid=kv1vly09

⑥ 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。

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、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。

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 m³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。

(装置の設置場所と空間線量率)

8月27日状況報告
による訂正に戻る

既設配管とはに戻る

分析結果、および今後の対応に戻る

既設の計装ラック

今回サンプリングのまとめに戻る

議事録に戻る

S/C底部に接続する既設配管

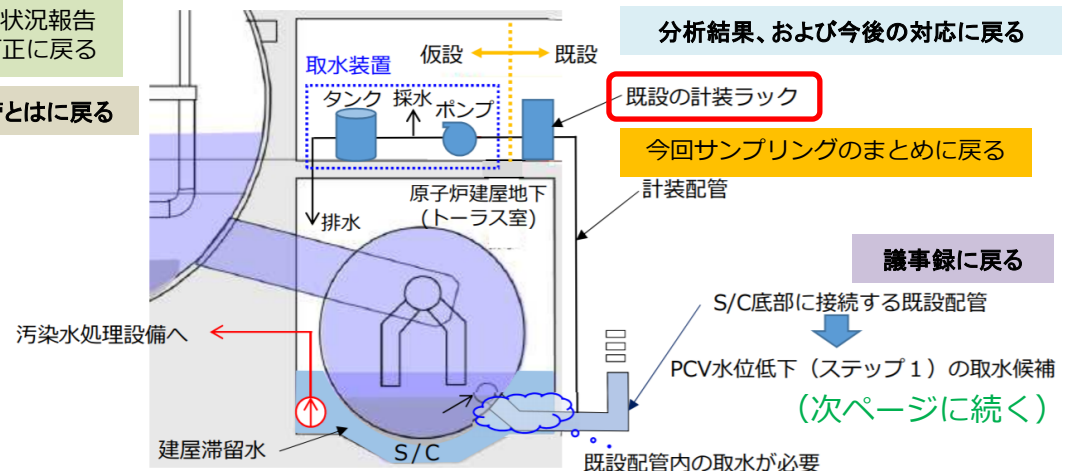
PCV水位低下(ステップ1)の取水候補
(次ページに続く)

既設配管内の取水が必要

既設の計装ラック 設備設置エリア

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



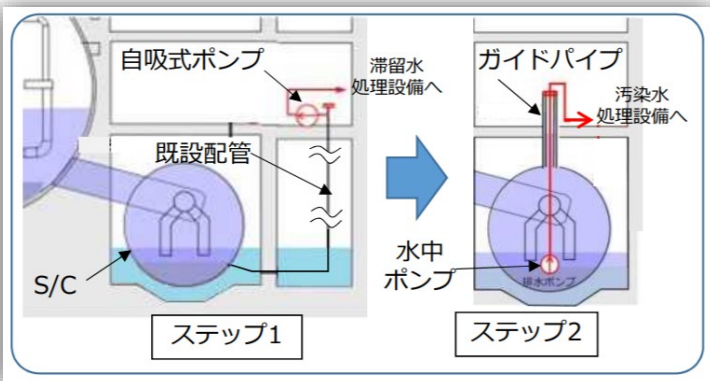
出典：2020年7月2日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第79回) 資料

「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>

[1ページへ戻る](#)

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。

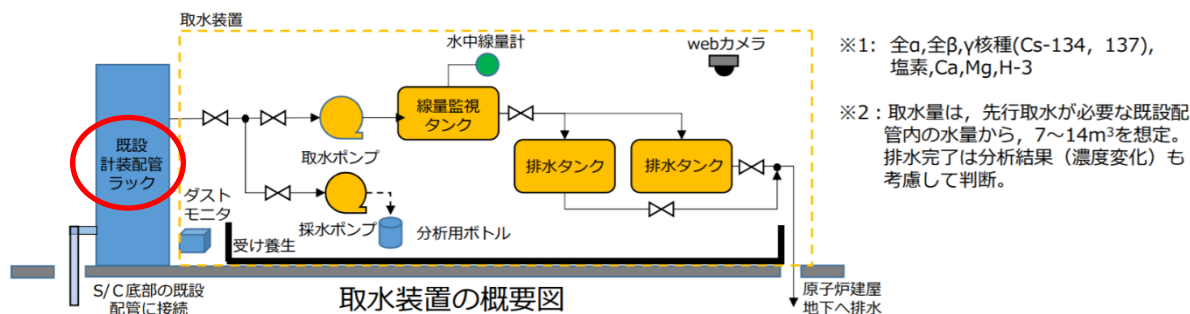


(上流側装置)

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。



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」

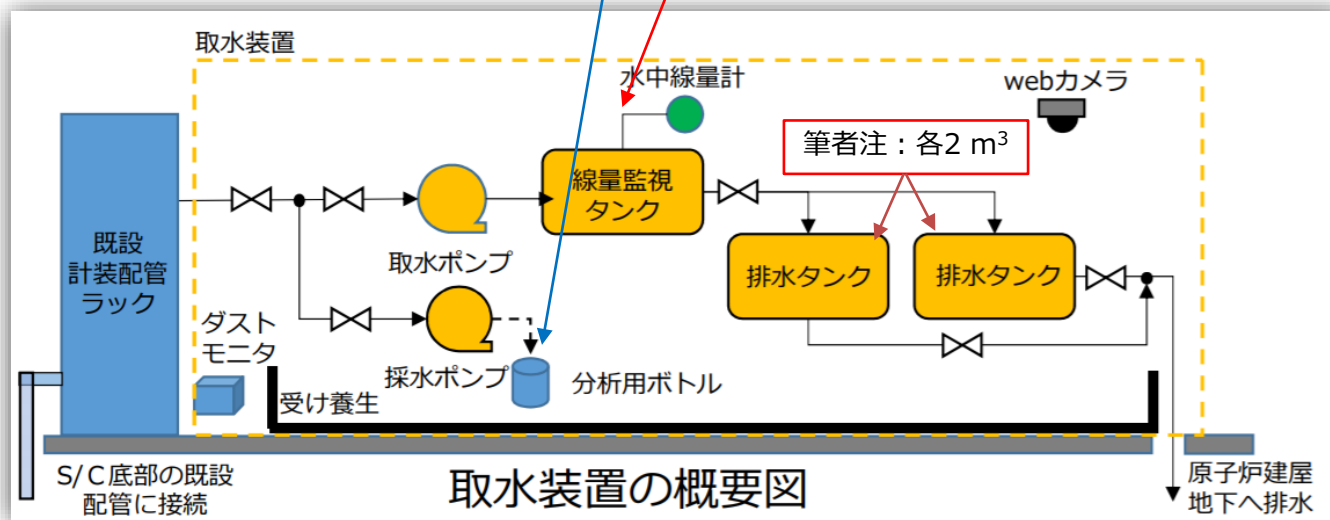
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/06/3-3-5.pdf>

⑦ 3号機圧力抑制室(サブプレッションチェンバー＝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 m³で7～14 m³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线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。

[訂正に戻る](#)

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号機サブ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>

[1ページへ戻る](#)

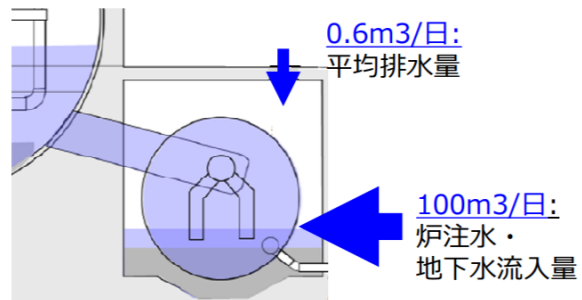
下表は、東京電力による、先行取水する既設配管内の水を原子炉建屋内へ排水する際の、放射性濃度上限の目安値、および目安値設定についての考え方です。

■ 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($0.6\text{m}^3/\text{日}$)に対する炉注水・地下水流入($100\text{m}^3/\text{日}$)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]	$4.2\text{E}+09$	$6.6\text{E}+09$	$4.9\text{E}+03$
建屋滞留水の放射能濃度 [Bq/L]	$2.8\text{E}+07$	$4.4\text{E}+07$	$3.3\text{E}+01$

希釈率
(150倍)
を考慮



(次ページに続く)

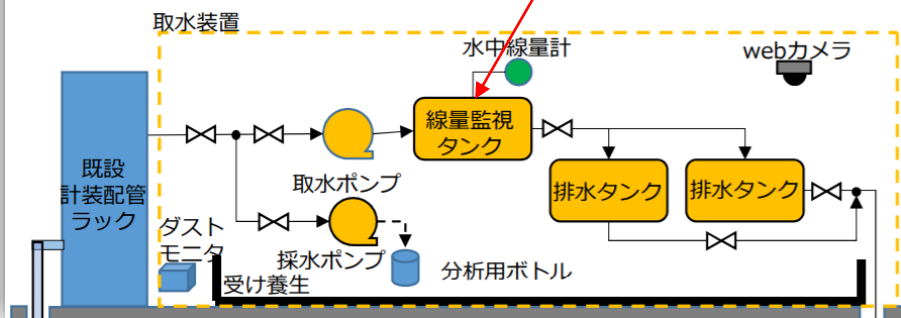
筆者注:これらの数値は既設配管からの先行取水(7/21,22)のものです

筆者注:これらの数値はサンプリング(7/23)水のものです

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

サンプリング水のCs-137の想定水質 6.73×10^9 Bq/Lは、[前ページ](#)の排水の放射能濃度上限目安値 4.2×10^9 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、 6.73×10^9 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、約 16 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。

[\(次ページに続く\)](#)

⑧ 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 m³を0.1 m³に減じて7月21日・22日に取水。ここから7月23日に、**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 m³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。**

下左表の2020年7月23日サンプリング水のCs-137濃度はごらんの通り 6.7×10^9 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 6.0×10^8 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」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。過大視することなく過小視することなく、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のでしょうか。

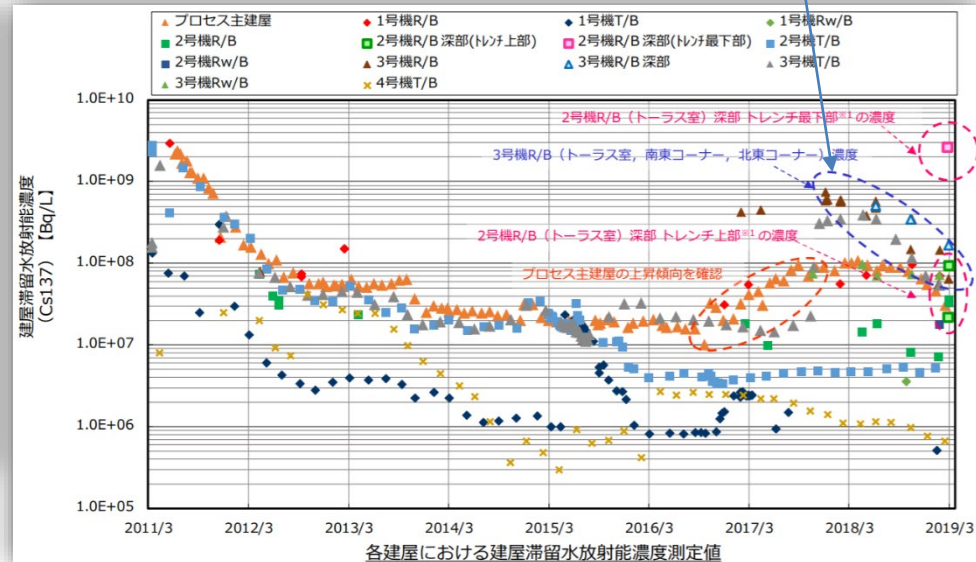
[議事録に戻る](#)

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	m ³	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号機サブ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>

[1ページへ戻る](#)

⑨ 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

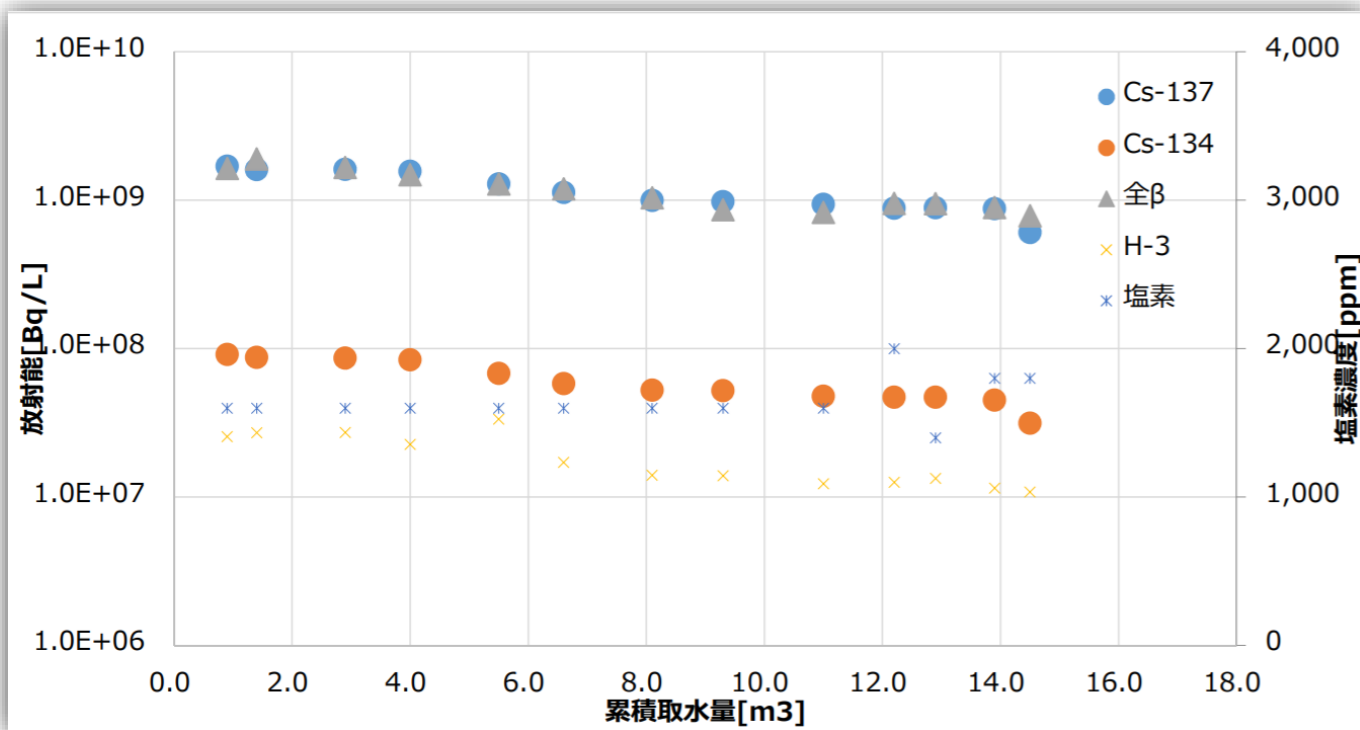
出典によると、その後汚染水の取水は当初の計画 [参照](#) の14 m³まで進められたようです。

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。

(次ページに続く)



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号機サブ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>

[1ページへ戻る](#)

筆者はこのサンプリング結果については、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**)

第81回(8月27日)

Q. サンプルング水の分析結果 **参照** は、事故直後の滞留水の組成に近いのではないかと。3号機はデブリを通し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号機はサブ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なのか、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なのか。(岡本教授)

A. 取水量は累積の値であり、まだ7m³には到達していないため、現時点でこれがサブ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、この水は漏れ出したものではなく、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)

A. 今回は系統を通してサブ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)

(次ページに続く)

筆者注：NDF＝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。

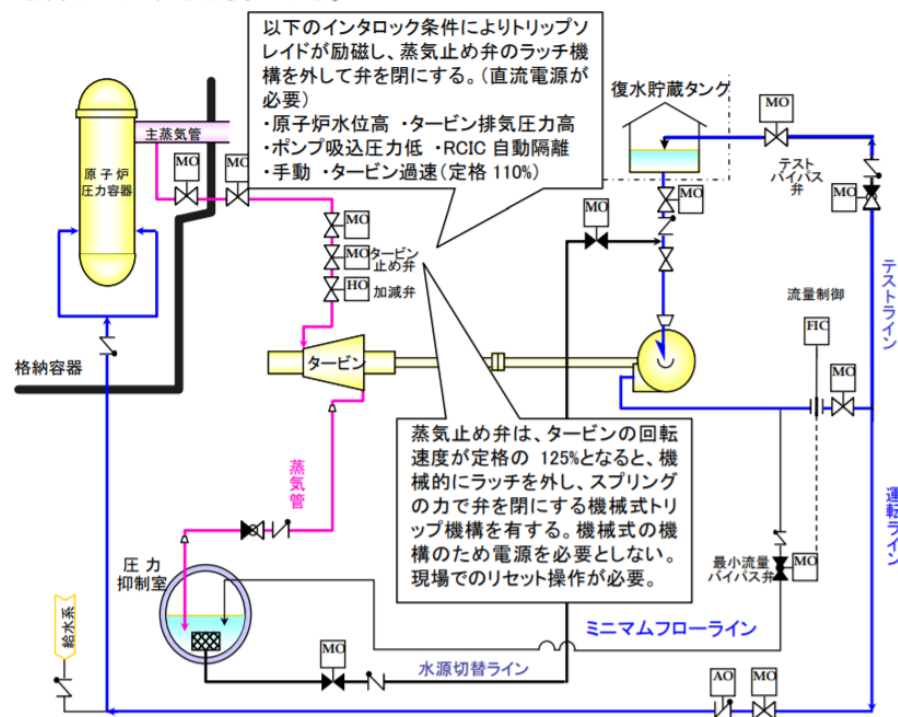
⑩ 今回のサンプリングの取水経路である圧力抑制室(S/C)底部に接続する既設配管の探求

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мум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мумフローライン＝ポンプの保護のために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系を經由して、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мум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。



出典：2015年5月20日 東京電力 資料

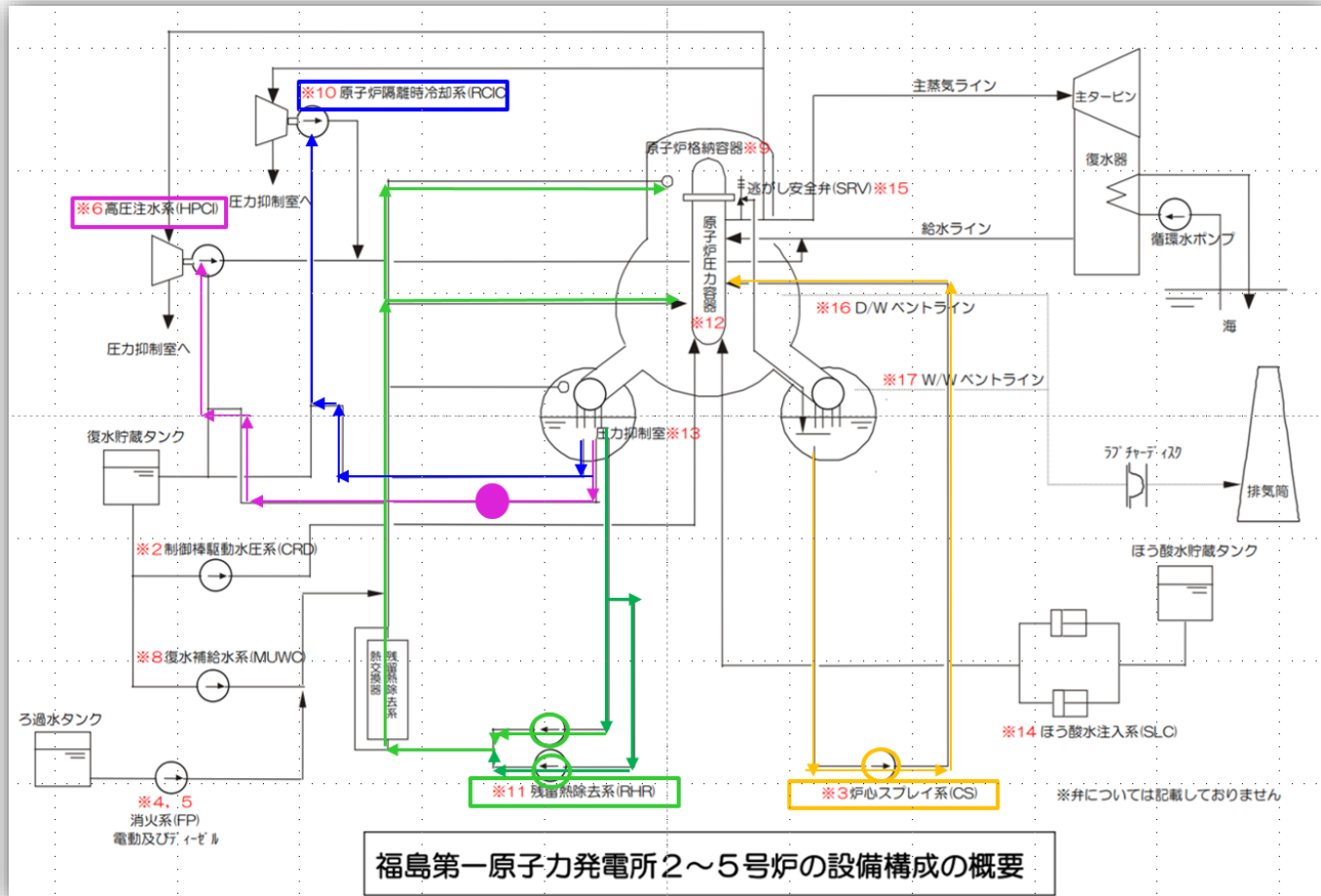
「福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第3回進捗報告」
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2015/150520j0102.pdf

1ページへ戻る

(New!)

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。

(次ページに続く)



⑪ 今回サンプリングのまとめ

(New!)

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 参照 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。

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。

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(耐放射性)へ反映
Cs-134	Bq/L	3.15E+07	1.16E+06		
Cs-137	Bq/L	6.07E+08	2.15E+07		
塩素	ppm	1800	600	滞留水よりやや高いが、過去の処理実績等から影響は小さいと判断。	機器設計(耐食性)へ反映
Ca	ppm	20	25	建屋滞留水と同等であり、影響なしと判断	無
Mg	ppm	56	—		無
H-3	Bq/L	1.08E+07	—	無	無

※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。

(New!)

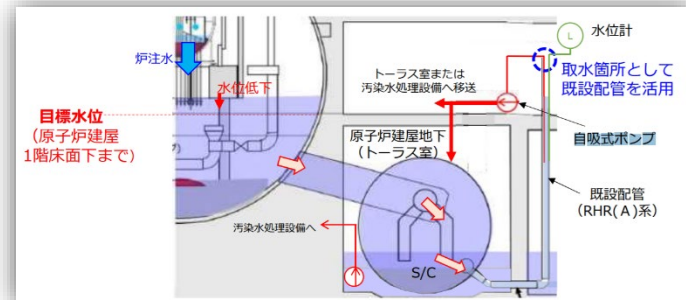
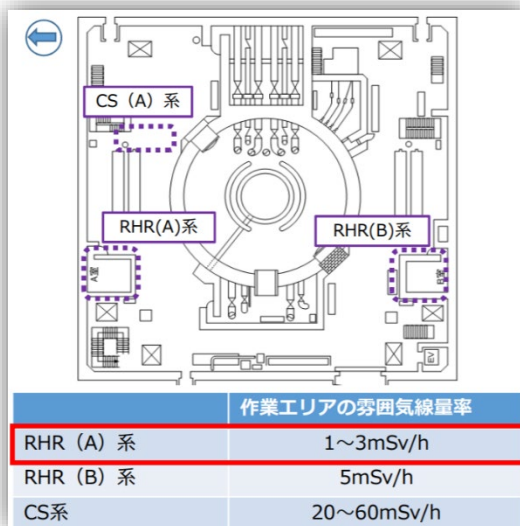
【取水設備に求められる機能】

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強の水位を保っています。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(同じくオレンジ色の配管)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線の線量率から、RHR(A)系配管を取水箇所とし、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。

また当然取水箇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)

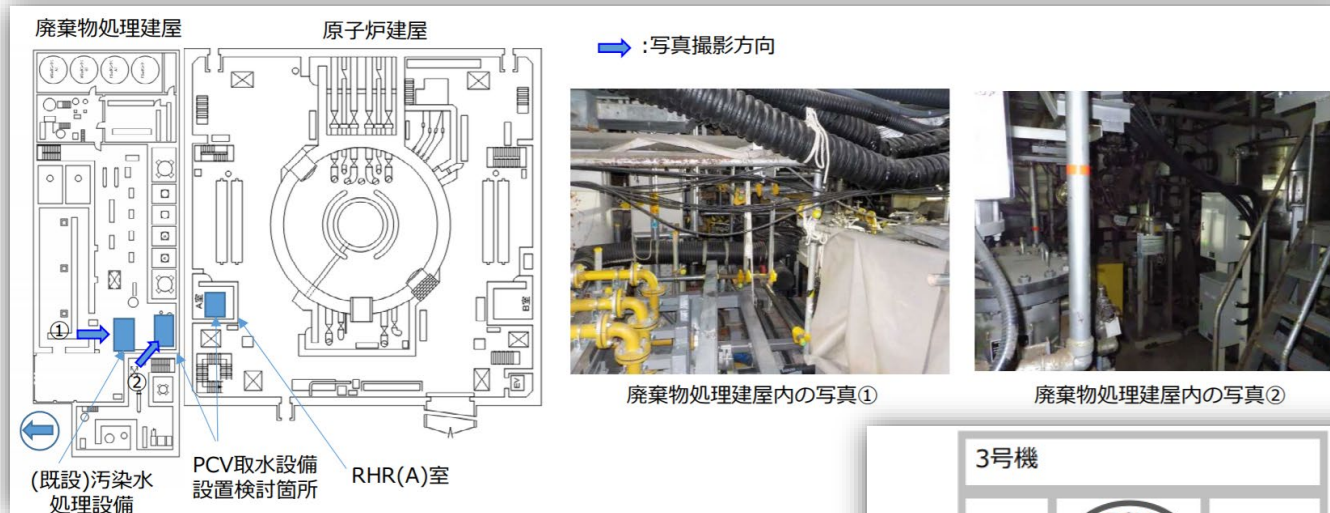


筆者注：残留熱除去系(RHR) = 原子炉が停止した後に、炉心より発生する崩壊熱及び顕熱を除去・冷却するための系統。
コアスプレイ系(CS) = 冷却材喪失事故時等に炉心の過熱の恐れのある場合、原子炉格納容器のサブプレッションプールの水をポンプで送水し、シュラウド内の炉心上部にノズルからスプレイし冷却する非常炉心冷却設備の一つ。

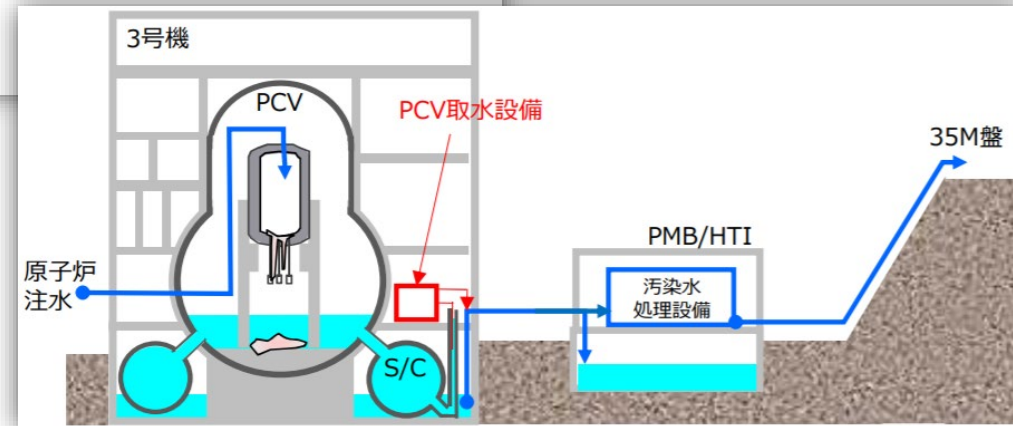
(New!)

【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降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)

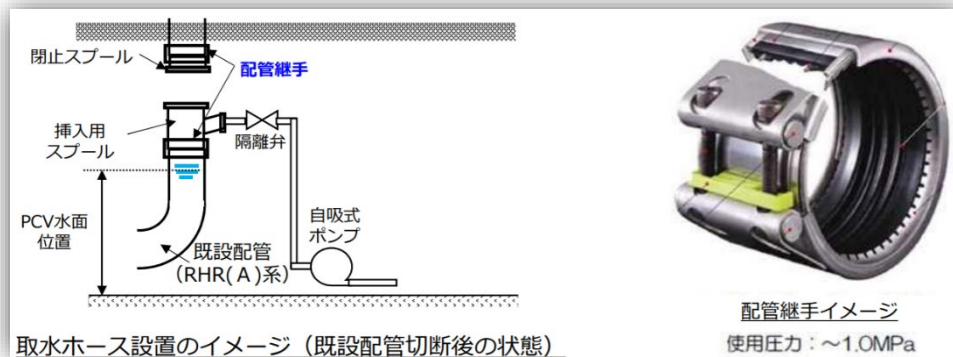
【他のクリアすべき諸条件】

(New!)

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に、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。



(次ページに続く)

7 今後の課題と技術開発の状況

(1) 格納容器の補修技術の研究・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 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

1ページへ戻る

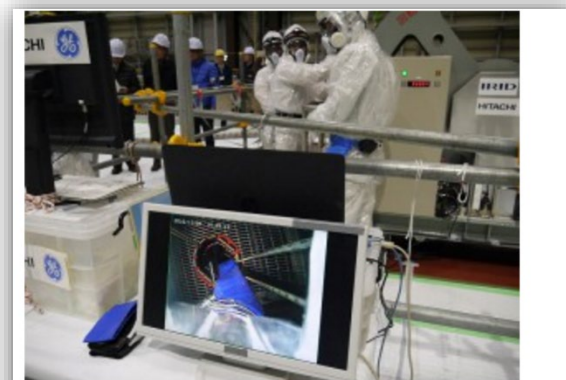
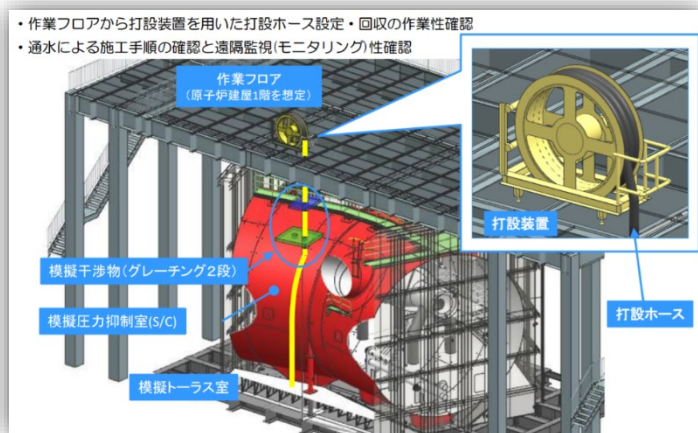
(2) 格納容器の補修技術の研究・開発－原子炉格納容器止水実規模試験について

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る

[止水対象箇所へ戻る](#)

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/>

[1ページへ戻る](#)

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、櫛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いうことです。

コンクリート打設試験については、10時間強で200 m³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。

(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。

【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

【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)

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)

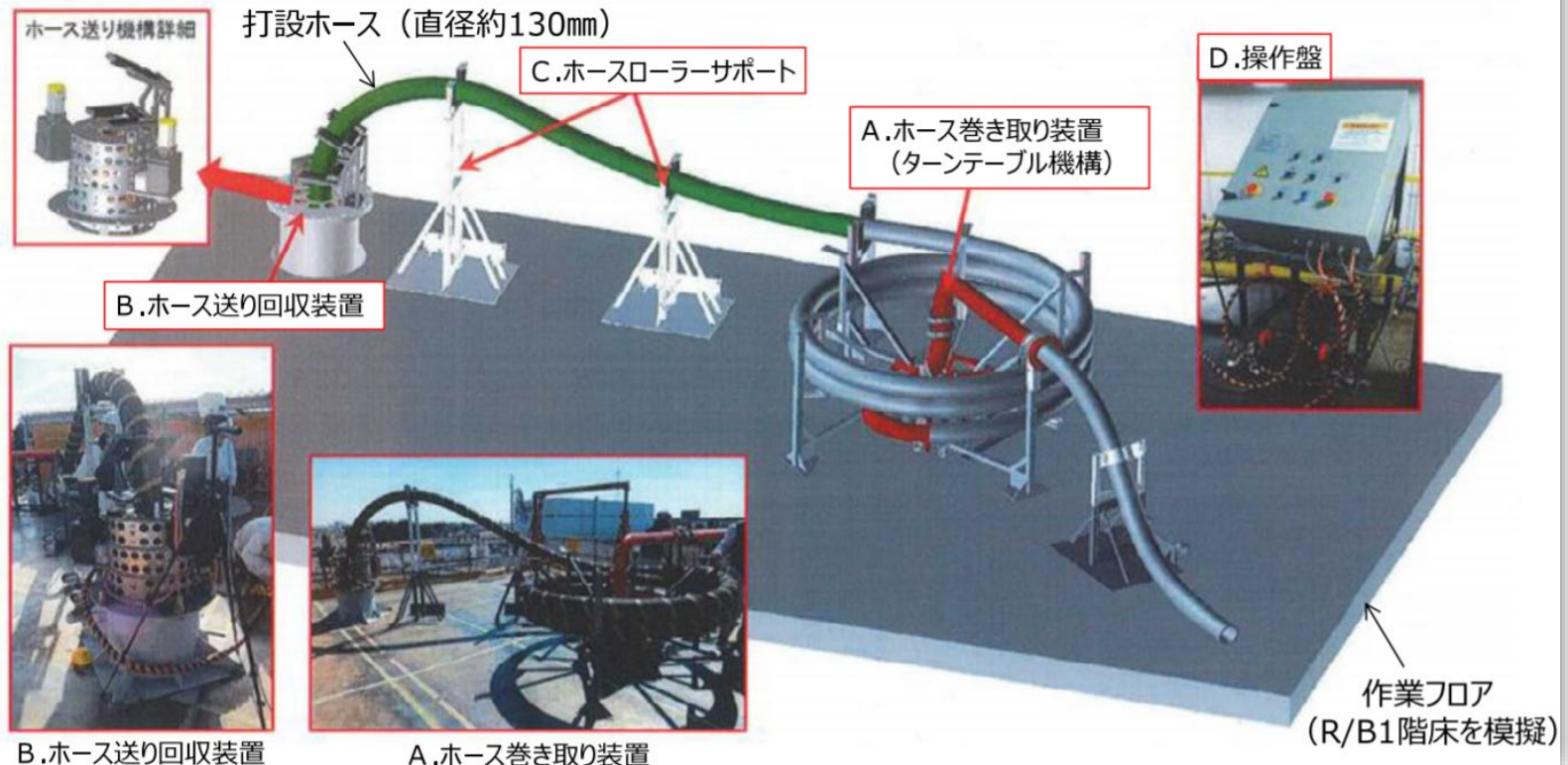
----- : 6月24日コンクリート打設試験での打設高さ (S/C底部より約2500mm)

(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過して圧力抑制室(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。

(コンクリート打設試験装置の概要)

【試験装置】

- 原子炉建屋 (R/B) 1 階床を模擬した作業フロア上に装置を設置し、**遠隔操作**にて打設用ホースを送り・回収。
- 高線量かつ狭隘な現場に搬入・設置するため、**分割して搬入・組立**を行う構造。



(3) 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DESTAL)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](#)

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

[1ページへ戻る](#)

(4) 核燃料デブリ(以下、デブリ)の特性と取り出し時の臨界評価

① 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、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、水中において破碎した後、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_RFI11.pdf

原子力規制委員会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://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

② 核燃料デブリの臨界評価手法の整備 i

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。

[臨界リスク図表に戻る](#)

「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。

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れられていません。今後追跡し、分かった時点でレポートします。

出典：原子力規制委員会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://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>

② 核燃料デブリ(以下、デブリ)の臨界 参照 評価手法の整備 ii 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と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、燃料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)

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。	—
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DESTAL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DESTAL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

筆者注：B4C=炭化ホウ素／ボロンカーバイド、Gd=ガドリニウムとともに原子炉の制御材料

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 $k_{eff}=1.0$ 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DESTAL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DESTAL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」

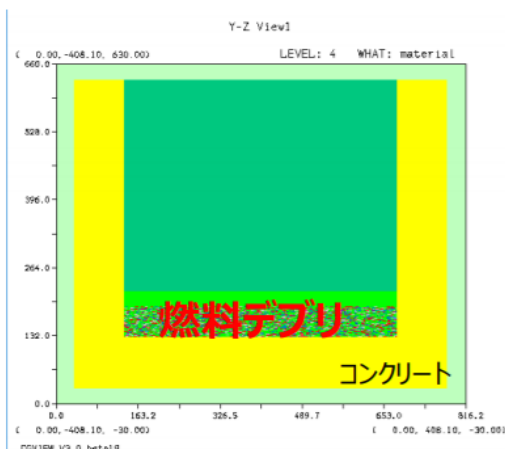
https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20160000_06.pdf

1ページへ戻る

【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なとなる解析条件を整理(下表)

筆者注：vol%=体積%、 UO_2 =酸化ウラン（核燃料）、Zr=ジルコニウム（燃料被覆管の主材）、SUS=ステンレス、Gd=ガドリニウム（原子炉の制御材料）



計算モデル

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 UO_2 球に含まれるものと仮定
UO_2 密度 (g/cm ³)	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

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)

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

1ページへ戻る

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。

※筆者注：CRD = 制御棒駆動機構

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、巻き上げ)	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)

*ここでの臨界リスクとは、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

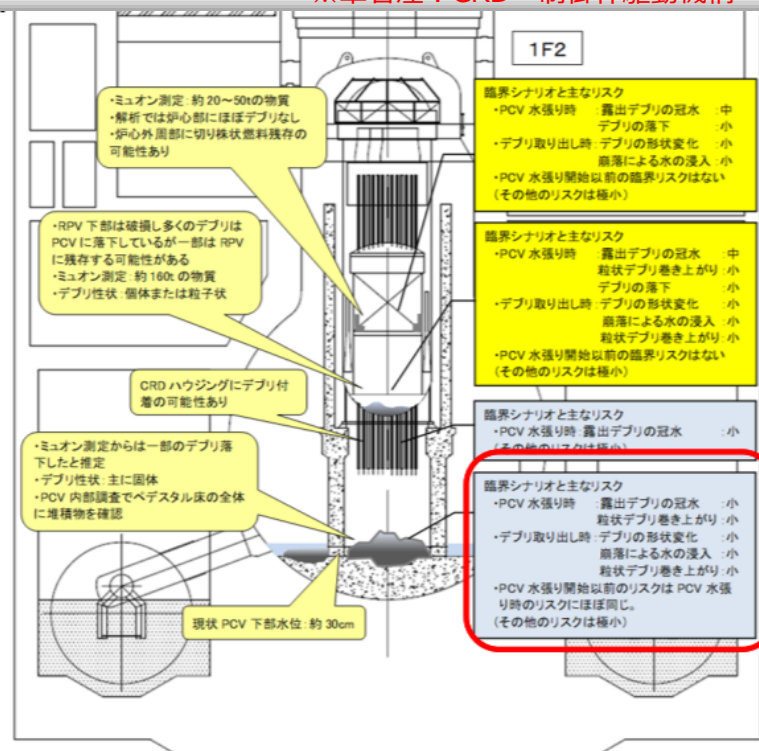


図1 1F2号機 臨界管理の重要度

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

1ページへ戻る

iii 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度が維持されているかどうか推定しています。

※ 筆者注：

Xe-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で、半減期は極めて短く約9時間です。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ます。

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)

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 m³、排気流量21 m³/h(現状)、2100 m³/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

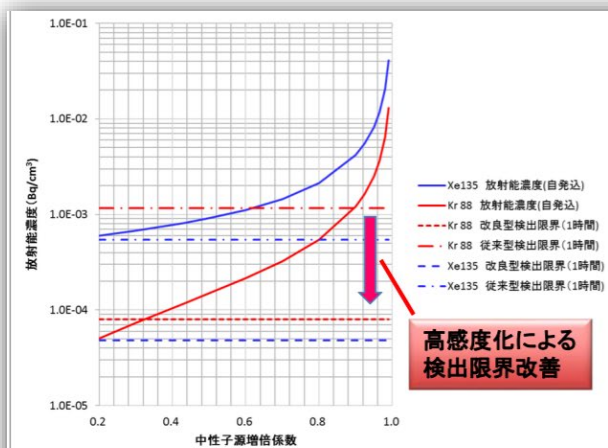


図1 1号機の中性子源増倍率とXe-135、Kr-88濃度の推定値(現状流量、気相体積3600m³)

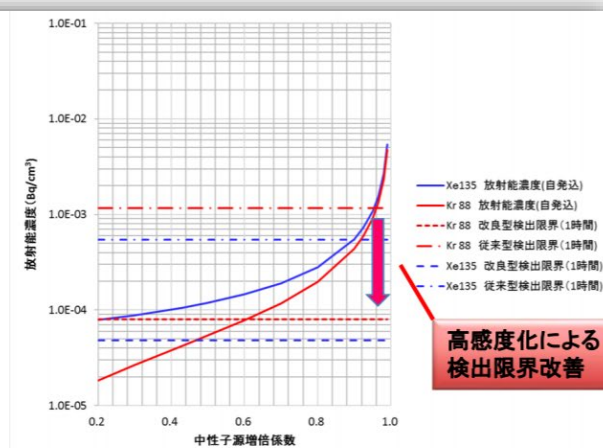


図2 1号機の中性子源増倍率とXe-135、Kr-88濃度の推定値(流量2100m³/h、気相体積3600m³)

(次ページに続く)

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。

【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

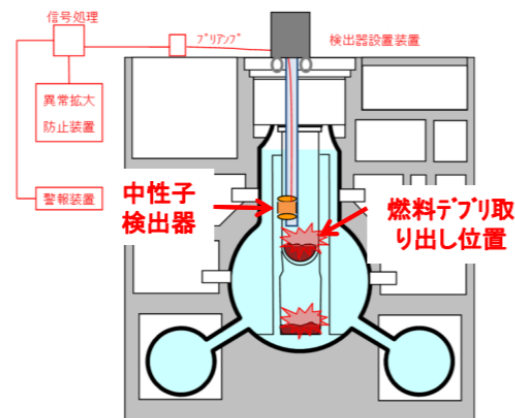


図1 未臨界度測定・臨界近接監視システム概要

(次ページに続く)

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

中性子検出器への入門 曾山 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

1ページへ戻る

(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、KUGA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/cm ² /sec]		0.1～10 ⁴	～10 ³	10 ² ～10 ⁸	0.1～10 ³
	中性子検出感度 ^(*) [(c/s)/(1/cm ² /sec)]		1.67 [γ未照射時]	(*)	1	23 [γ未照射時]
	センサ大きさにあたりの中性子感度 [(c/s)/(1/s/cm ²)/cm ³]		0.013	(*)	0.002	0.189
	識別可能な隣接パルス間隔[ns]		○ 100ns以下	(*)	○ 100ns以下	(*)
	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	(*)	○ 10ns以下	(*)
	センサ部形状[Φ(mm)×L(mm)]		25.4×245	(*)	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)	(*)	○ (1×10 ⁴ Gy/h)	(*)
	耐積算線量[Gy]／耐用年数		○ (3×10 ¹⁰ Gy)	○ (5×10 ⁴ Gy以上)	○ (1×10 ⁹ Gy)	(*)

(*)ベンダーの商業機密につき公開不可。

(次ページに続く)

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

1ページへ戻る

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)も必要ようです。



水ガラス/Gd₂O₃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

(5) 核燃料デブリ(以下、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。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。

(6) 核燃料デブリ(以下、デブリ)の取り出しに係る技術開発

① 炉内構造物、デブリ等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-jce6Oln8&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

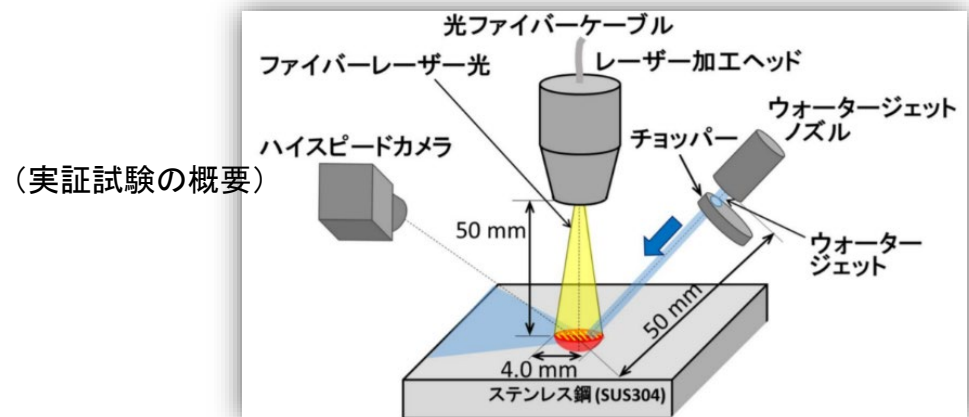
1ページへ戻る

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ー光が屈折しその間はレーザー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溶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ー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。



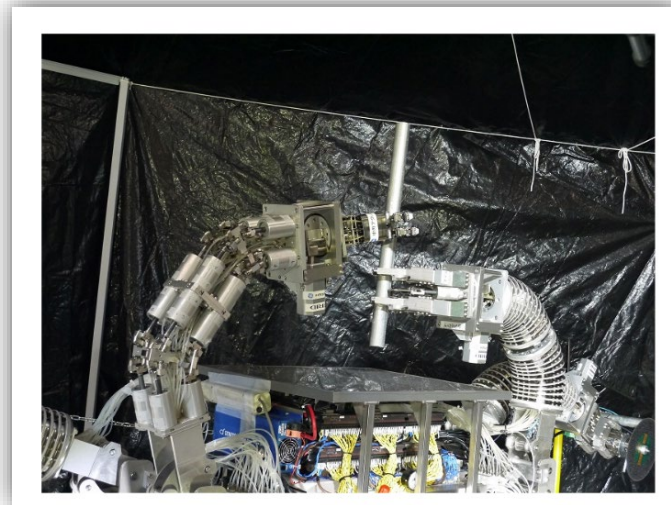
② 核燃料デブリ(以下、デブリ)取り出しにおける

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・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、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。

気中一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)」

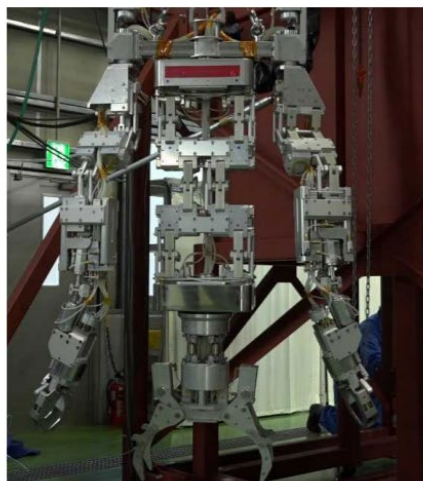
<http://irid.or.jp/topics/%E7%87%83%E6%96%99%E3%83%87%E3%83%96%E3%83%AA%E5%8F%96%E3%82%8A%E5%87%BA%E3%81%97%E3%81%AB%E3%81%8A%E3%81%91%E3%82%8B%E9%81%A0%E9%9A%94%E4%BD%9C%E6%A5%AD%E6%8A%80%E8%A1%93%E3%83%BB%E3%80%8C%E6%9F%94/>

柔構造アーム(筋肉ロボット)の適用について

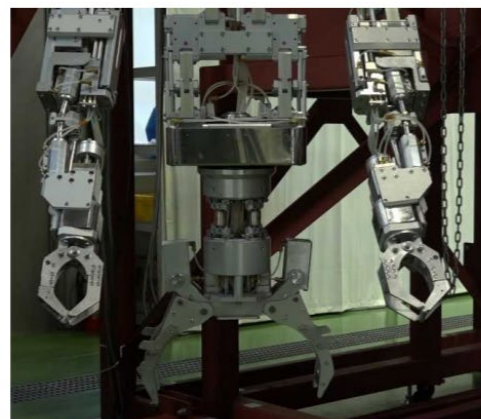
東京電力は、2019年10月1日より、メーカで開発中の「柔構造アーム(筋肉ロボット)」の、3号機タービン建屋の滞留水(建屋内に溜まっている汚染水)移送装置設置に向けた干渉物撤去作業における、試験的な運用を開始しました。この「柔構造アーム(筋肉ロボット)」の特長について、東京電力は、アーム部に通常のロボットで採用するような電子部品(モータ等)を使用せず、水圧シリンダーとバネで駆動させるため、放射線量の高い環境下でも稼働できる。耐衝撃性が高く、衝突した場合でも故障しにくい。作動流体が水であるため、万が一、水圧シリンダーが破損した場合であっても、建屋内に溜まっている汚染水の水質には影響を与えないとしています。

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

③ ペDESTAL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、気中一横アクセス工法で重要なアクセス技術となる、「ペDESTAL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。

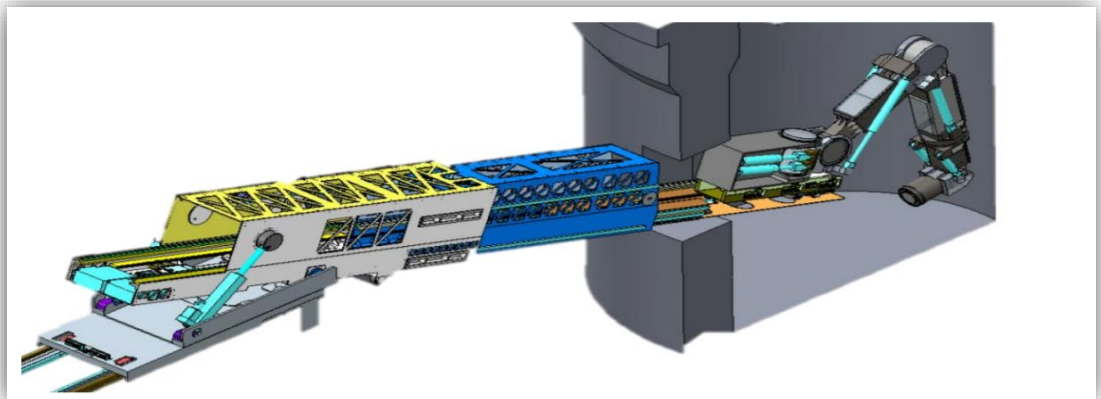
<https://www.youtube.com/watch?v=TVGLwXSCc-s&feature=youtu.be>

<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は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=KWNDxDINVsl>



出典：2017年3月21日国際廃炉研究開発機構

「ペDESTAL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/>

④ 原子炉压力容器 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)は実物大の原子炉压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
「原子炉压力容器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>

⑤ 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。

なお、この発表の詳細を入手するには、日本原子力学会2018年春の年会のアカウントの登録が必要です。

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>

(7) 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、

(Ⅰ)国内外の英知を結集する場の整備

(Ⅱ)国内外の廃炉研究の強化

(Ⅲ)中長期的な人材育成機能の強化

(Ⅳ)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)

櫛葉遠隔技術開発センター (福島県双葉郡櫛葉町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ます。

(次ページに続く)

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。

