

(別添 6)

4号機原子炉建屋における火災

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 佐藤 雄一
原子力規制庁原子力規制部専門検査部門

(前 福島第一原子力規制事務所) 坂中 伸次

1. 検討目的

東京電力ホールディングス株式会社が平成 24 年 6 月に公表した福島原子力事故調査報告書によると、2011 年 3 月 15 日に 4 号機原子炉建屋 3 階北西コーナー付近で火災が発生していることが確認され、また、同年 3 月 16 日には 4 号機原子炉建屋 4 階北西部付近で炎が上がっていることが確認されている。

これらの火災については、火災当時に原子炉建屋外から撮影された画像や 2013 年 7 月に東京電力ホールディングス株式会社が撮影した 4 号機原子炉建屋 4 階内部の画像が公表されているにとどまっている。

今般、4 号機原子炉建屋内の調査を行っている中で、火災発生箇所の特等指定等に寄与する情報を得たため、関連情報とともに整理した。

2. 調査方法

2011 年 3 月 15 日及び 16 日の 4 号機原子炉建屋での火災に関してこれまでに公表されている情報を整理するとともに、現地にて現時点での火災の痕跡の有無等を調査した。

3. これまでに公表されている情報

(1) 福島原子力事故調査報告書¹

東京電力ホールディングス株式会社が平成 24 年 6 月に公表した「福島原子力事故調査報告書」には、4 号機原子炉建屋内の火災について、以下の記載がある。(括弧内の記載は、文章をわかりやすくするために加筆した内容である。)

① 本文 p204～205

(2011 年 3 月) 15 日 9 時 38 分には (4 号機) 原子炉建屋 3 階コーナー付近で火災が発生していることが確認されたが、同日 11 時頃、自然に火が消えていることを確認した。また、(2011 年 3 月) 16 日 5 時 45 分頃にも、原子炉建屋 4 階北西部付近で炎が上がっているとの連絡があったが、同日 6 時 15 分頃、現場で火は確認できな

¹ https://www.tepco.co.jp/cc/press/2012/1205628_1834.html

かった。

② 別紙 2 p111～112

平成 23 年 3 月 15 日（火）

9:38 4 号機の原子炉建屋 3 階北西コーナー付近より火災が発生していることを確認、9:56 官庁等に連絡

11:00 頃 4 号機の原子炉建屋の火災について、当社社員が現場確認をしたところ、自然に火が消えていることを確認、11:45 官庁等に連絡

③ 添付資料 添付 5－7（10／11）

2011 年 3 月 15 日（火）

10 時 50 分プレス発表

福島第一 4 号機建屋損傷（第二報）

・ 9:38 頃 4 階北西部付近にて出火を確認

13 時 15 分プレス発表

福島第一 4 号機建屋損傷（第三報）

・ 11 時頃、自然鎮火確認

（2）異常事態連絡様式²

福島第一原子力発電所長から経済産業大臣、福島県知事、大熊町長、双葉町長あてに通報されている「異常事態連絡様式」には、4 号機原子炉建屋内の火災について、以下の記載がある。

① 第 15 条－76 報（平成 23 年 3 月 15 日 9 時 56 分発信）

4 号機原子炉建屋 3 階北西コーナー付近より火災が発生していることを、9 時 38 分確認したことから、消防へ連絡致します。

② 第 15 条－78 報（平成 23 年 3 月 15 日発信（発信時刻未記載））

先に 76 報でご連絡した火災の件について原子炉建屋 4 階北西には原子炉建屋再循環電動機駆動装置（油入り）が設置されております。現在米軍及び自衛隊による消火活動が行われる予定です。

③ 第 15 条－79 報（平成 23 年 3 月 15 日 11 時 45 分発信）

先に連絡した 4 号機原子炉建屋火災について、当社社員が現場確認したところ、自然に火が消えていることを確認しました。（11 時頃）

④ 第 15 条－83 報（平成 23 年 3 月 16 日発信（発信時刻未記載））

3/16 5 時 45 分に、当社の社員が、4 号機原子炉建屋 4 階北西付近から炎が上がっていることが確認されました。昨日確認された場所と同じエリアです。今後消防へ連絡します。

² https://www.nra.go.jp/activity/bousai/trouble/gensai_25/archive_nisa/plant-1-2303.html

⑤ 第 15 条—84 報（平成 23 年 3 月 16 日 7 時 57 分発信）

先に連絡した福島第一 4 号機原子炉建屋からの火災について、消防へ連絡し、消火準備中です。

⑥ 第 15 条—85 報（平成 23 年 3 月 16 日 8 時 13 分発信）

先に連絡した 4 号機原子炉建屋の火災の続報です。当社社員が 6 時 15 分に再度見に行ったところ、火を確認することができませんでした。

(3) 東京電力株式会社福島第一原子力発電所によるプレス発表資料³

東京電力株式会社福島第一原子力発電所からプレス発表されている資料には、4 号機原子炉建屋内の火災について、以下の記載がある。

① 福島第一原子力発電所 4 号機原子炉建屋の損傷の確認について（第二報）（平成 23 年 3 月 15 日）

本日午前 6 時頃、発電所内で大きな音が発生しました。その後、4 号機原子炉建屋 5 階屋根付近に損傷を確認しました。（お知らせ済み）

その後、4 号機の現場の状況を確認していたところ、9 時 38 分頃、原子炉建屋 4 階北西部付近に出火を確認しました。ただちに消防署、地元自治体へ通報するとともに、原子力安全・保安院を通じて関係各所へ連絡し、鎮火活動に努めております。

② 福島第一原子力発電所 4 号機原子炉建屋の損傷の確認について（第三報）（平成 23 年 3 月 15 日）

（上記①と同じ記載の後に）午前 11 時頃、当社社員が現場確認をしたところ自然に火が消えていることを確認しました。

③ 福島第一原子力発電所 4 号機における火災の発生について（平成 23 年 3 月 16 日）

本日午前 5 時 45 分頃、4 号機の中央制御室にバッテリーを運んでいた当社社員が、中央制御室から戻る際に、原子炉建屋北西部付近から炎が上がっていることを確認しました。ただちに消防署、地元自治体へ通報するとともに、関係各所へ連絡し、消火活動に努めております。

④ 福島第一原子力発電所 4 号機における火災の発生について（第二報）（平成 23 年 3 月 16 日）

（上記③と同じ記載の後に）同日午前 6 時 15 分頃、当社社員が再度現場確認をしたところ、火は確認できませんでした。

(4) 原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書⁴

2011 年 6 月に日本国政府から IAEA 閣僚会議に報告された報告書には、4 号機原

³ <https://www.tepco.co.jp/cc/press/index1103-j.html>

⁴ https://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/iaea_houkokusho.html

子炉建屋の火災について、以下の記載がある。(括弧内の記載は、文章をわかりやすくするために加筆した内容である。)

① pIV-76～77

(2011年)3月15日6時頃に、(4号機)原子炉建屋において水素爆発と思われる爆発が発生し、オペフロ1階下から上部全体と西側と階段沿いの壁面が損壊した。さらに(同日)9時38分には(4号機)原子炉建屋4階北西付近で火災が発生していることが確認されたが、東京電力では、(同日)11時頃、自然に火が消えていることを確認した。(同年)3月16日5時45分頃にも、(4号機)原子炉建屋3階北西付近で火災が発生しているとの連絡があったが、(同日)6時15分頃、東京電力は、現場での火災は確認できなかったとした。

② pIV-79

3/15

9:38 (4号機)原子炉建屋3階北西コーナー付近より火災発生確認、消防へ連絡米軍及び自衛消防隊による消火活動実施予定

11:00頃 原子炉建屋火災について現場確認したところ、自然に火が消えていることを確認

3/16

5:45 4号機原子炉建屋4階北面付近より炎が上がっているのを確認
消防へ連絡,消火準備中

6:15 原子炉建屋火災の再確認をおこなったところ、火は確認できず

(5) 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告⁵

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会(政府事故調)の最終報告の中に、4号機原子炉建屋の損傷状況(2011年3月27日に防衛省が撮影したもの)が掲載されている。(図1)

⁵ <https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/icanps/post-2.html>

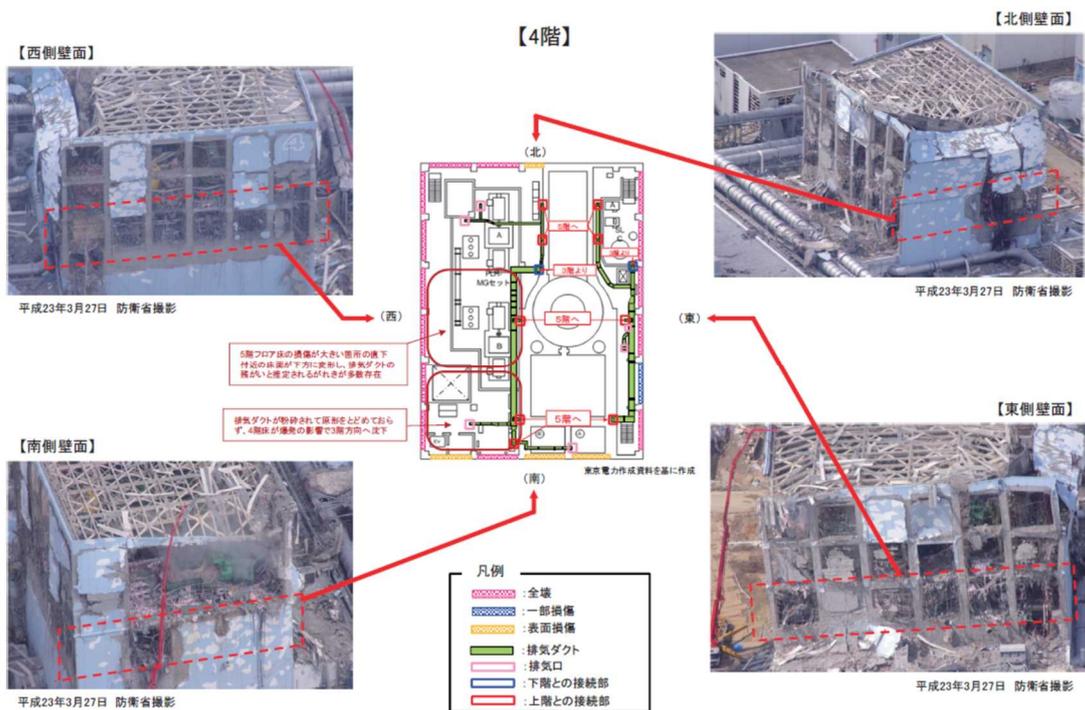


図1 4号機原子炉建屋の損傷状況⁶

(6) 火災当時に撮影された画像

2011年3月15日に4号機原子炉建屋及びその周辺を撮影した画像が複数ある。



図2 2011年3月15日の4号機原子炉建屋の状況(その1)⁷

⁶ 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告 資料II-2-10

⁷ 東京電力ホールディングス株式会社提供資料(2011年3月15日撮影画像)



図3 2011年3月15日の4号機原子炉建屋の状況（その2）⁸

（7）東京電力ホールディングス株式会社による公表資料

東京電力ホールディングス株式会社のホームページに掲載されている資料のうち、4号機原子炉建屋内の状況を示しているものとして、以下の資料がある。

- ① 2013年5月23日提出資料⁹（4号機原子炉建屋、2011年11月8日）
- ② 2013年7月17日提出資料¹⁰

今回は、上記の資料のうち、4号機原子炉建屋4階北西部付近の状況を示している写真（図4）を抽出し、検討を行った。

⁸ <https://photo.tepco.co.jp/date/2011/201103-j/110316-01j.html>

⁹ <https://www.nra.go.jp/data/000384211.pdf>

¹⁰ <https://www.tepco.co.jp/decommission/information/submission/pdf/130717.pdf>



図4 東京電力ホールディングス株式会社による公表資料
(2013年7月17日提出資料から抜粋)

4. 調査結果

(1) これまでに公表されている情報に基づく検討

火災の発生箇所について、3.(1)及び(2)では、2011年3月15日に確認された火災は4号機原子炉建屋3階で生じたとの記載もあるが、当該情報の後の情報や3.

(3)及び(4)では、火災は4号機原子炉建屋4階北西部付近で生じたものであるとされている。そのため、3.(1)～(4)の情報を踏まえると、2011年3月15日及び16日に確認された火災は、いずれも4号機原子炉建屋4階北西部付近で生じたものと考えられる。

3.(5)では、東西南北方向ともに、爆発によるものと思われる外壁の損傷は確認できるが、焦げ痕や煤の付着といった燃焼の痕跡は、明確に確認することはできなかった。

3.(6)の2枚の画像は、撮影時間、撮影角度が異なっているようであるが、いずれの画像も4階北西部付近の壁が抜けているように見える。

3.(7)では、再循環ポンプ電動発動機(MGセット)(A)本体を北西側(図4の①及び④)及び北東側(図4の②及び③)から外観を確認した。その結果、MGセット(A)本体には燃焼した痕跡は確認できなかった。また、図4の③では、MGセット(A)の下部構

造の周囲に資機材等が燃焼した痕跡を確認した。

(2) 現地調査に基づく検討

現地では、4号機原子炉建屋4階北西部付近の各所について調査を行った。その結果は以下のとおり。

① 天井及び天井付近

4号機原子炉建屋4階北西部付近の天井及び天井付近の壁の状況を図5に示す。

天井及び天井付近の壁を確認した結果、焦げ痕や煤の付着などの燃焼の痕跡は確認できなかった。

なお、天井付近や天井には模様があり、煤が付着したことにより生じたものである可能性を考え、できる限り天井に近づいて目視にて確認した結果、煤ではなく、カビのようなものではないかということを確認した。

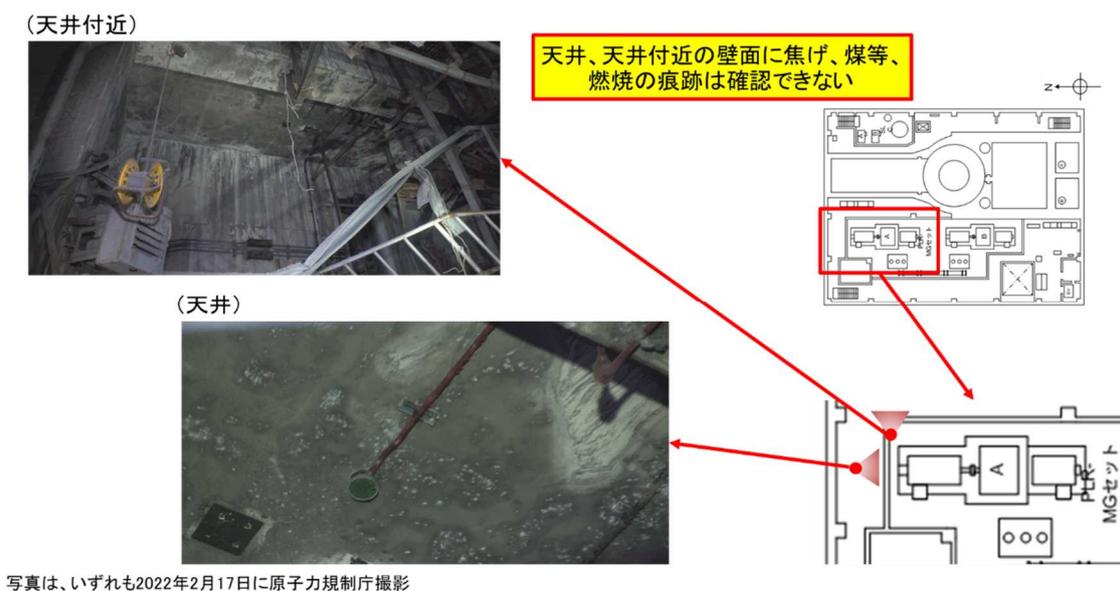
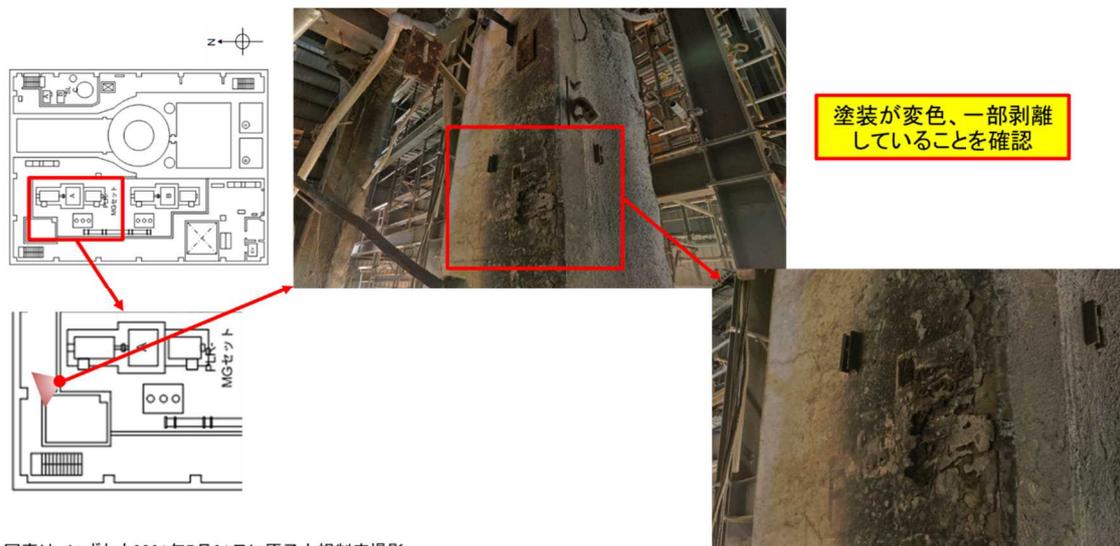


図5 天井及び天井付近の状況

② 柱

4号機原子炉建屋4階にあるMGセット(A)の北西側にあるコンクリートの柱の状況を図6に示す。

この柱の一部には、熱の影響によると思われる変色及び塗装の一部剥離が生じていることを確認した。



写真は、いずれも2021年7月21日に原子力規制庁撮影

図6 柱の状況

③ MGセット(A)の北側 (MGセット(A)本体及び下部構造 (外側))

4号機原子炉建屋4階にあるMGセット(A)の北側の状況を図7に示す。

MGセット(A)の北東側には、養生材等が燃焼、溶融した痕跡がMGセット(A)の下部構造に寄りかかるように堆積していることを確認した。(図7の左上の画像)

MGセット(A)の下部構造の東側の壁面には、楕円状に塗装部分がなくなっている部分があり、当該部分が熱の影響を受けていることを確認した。(図7の右上の画像)

MGセット(A)の下部構造の東側の壁面下部付近に見える白い物は養生材等の燃え残りであると考えられ、MGセット(A)の下部構造の壁面に接して燃え残っていることを確認した。(図7の右上の画像)

MGセット(A)の下部構造の北側にあるMGセット(A)の支持構造物は、下部構造に近い側は塗装がなくなって錆びているが反対側は塗装が残っており、MGセット(A)の下部構造側から熱の影響を受けていることを確認した。(図8)

MGセット(A)本体は、塗装が残っており、燃焼した痕跡は確認できなかった。(図7の左下及び右下の画像)

これらのことから、MGセット(A)本体の東側から熱を受けて、そこに置いてあった養生材等が燃えたものと考えられ、MGセット(A)本体は燃焼していないことを確認した。

また、MGセット(A)の下部構造の壁面に接して燃え残っているものは、図7の右上の画像で一部原形を保っている物もあるため、難燃または不燃性能を有していたのではないと思われる。どのような状況でどのくらいの量が現場に置かれていたかなどの状況にもよるが、養生材等全てを燃焼、溶融させるほどの熱量はなかったものと考えられる。

なお、これらの状況は、3.(7)で示した東京電力ホールディングス株式会社による公表資料の画像とも整合している。

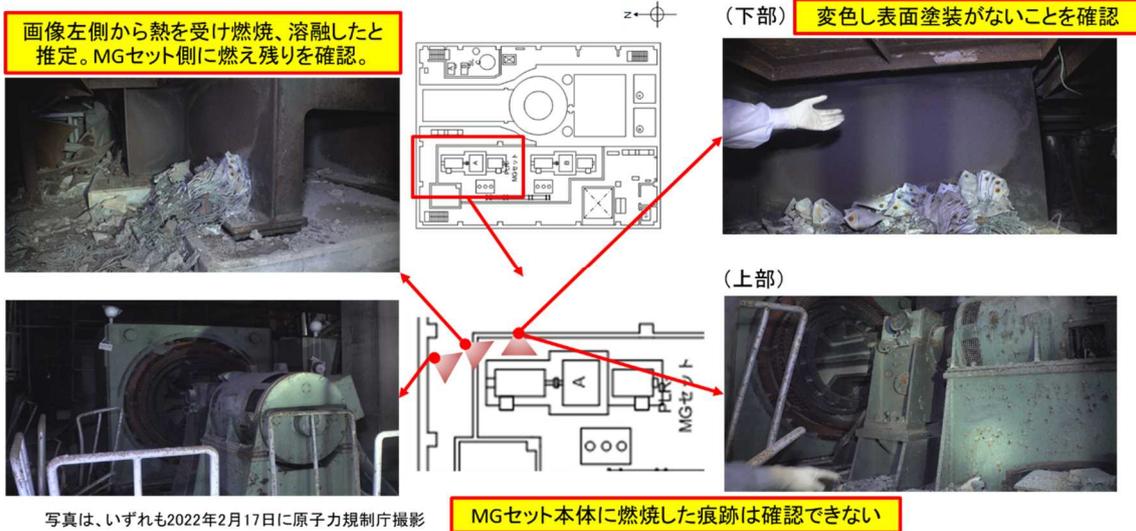


図7 MG セット (A) の北側の状況



図8 MG セット (A) の支持構造物の状況

④ MG セット (A) の北側 (MG セット (A) の下部構造 (内側))

4号機原子炉建屋4階にあるMGセット(A)の北側の下部構造の内側の状況を図9に示す。

下部構造の内側のうち、左右の壁面は外側の壁面と同様に楕円状に塗装部分がなくなっており、当該部分が熱の影響を受けていることを確認した。(図9の右上及び右下の画像)

また、下部構造の内側のうち、上部と正面には燃焼によると思われる変色がなく、塗装が残っていることを確認した。(図9の左上及び左下の画像)

これらのことから、MGセット(A)の下部構造の内部では、熱の影響は外側から受けているが燃焼は起きていなかったと考えられる。

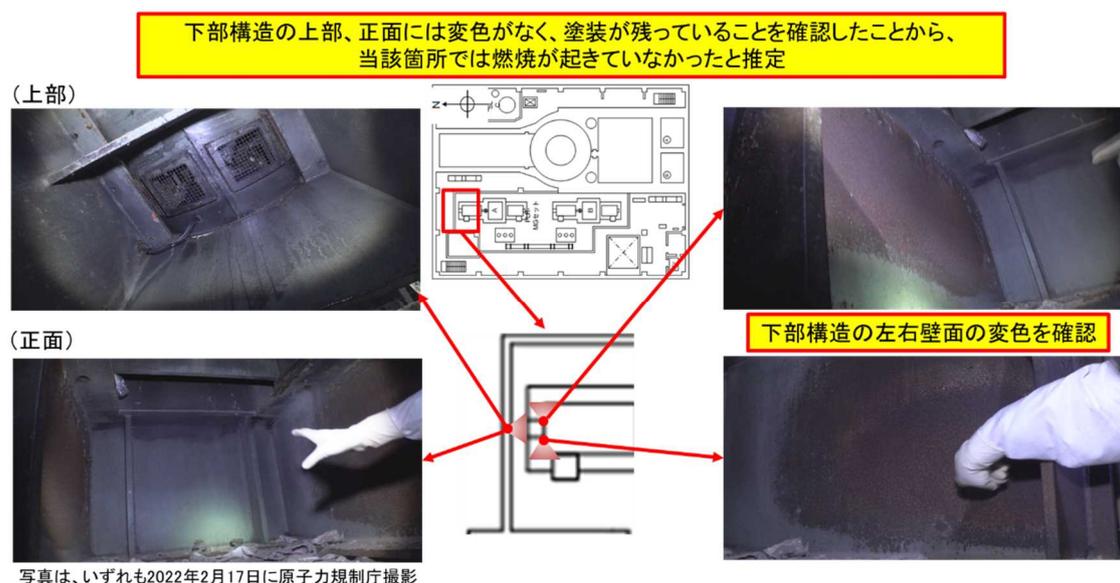


図9 MGセット(A)の北側の下部構造(内側)の状況

⑤ MGセット(A)の北西側

4号機原子炉建屋4階にあるMGセット(A)の北西側の状況を図10～12に示す。

MGセット(A)の北西側にあるホースの損傷状況を確認した結果、左側のホースは被覆部分が熱によって激しく損傷して焼失している(図10の上及び左下の画像)が、右側のホースは表面が若干変形して溶融している程度であり(図10の上及び右下の画像)、左側のホースのほうが熱の影響をより多く受けていることを確認した。

このようなホースの焼損、損傷状況から、ホースとホースの間、左側のホースに近い位置に火点があったのではないかと考えられる。

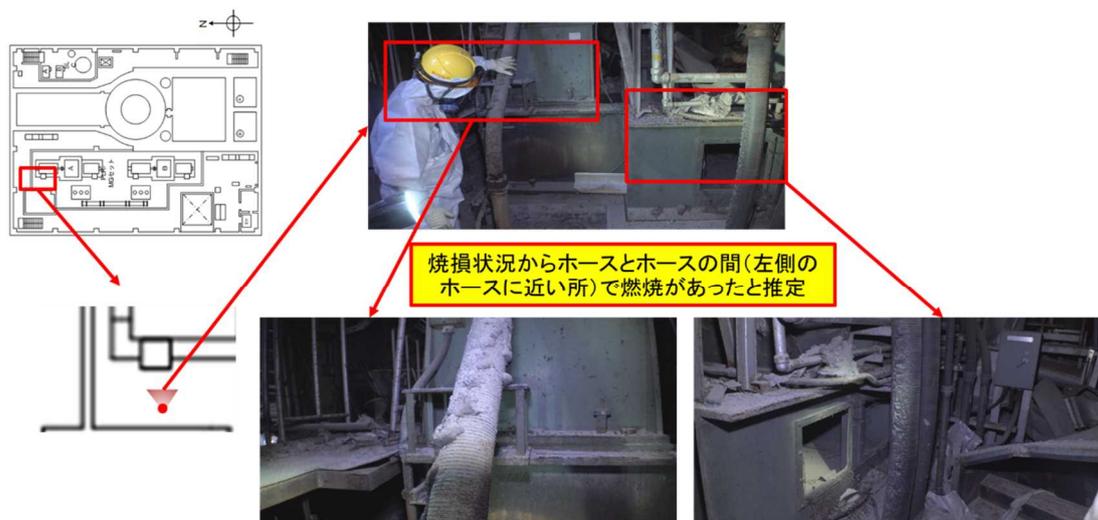
MGセット(A)の下部構造の西側には、楕円状に変色していることを確認した(図11の左上及び左下の画像)。

このようなホースの焼損、損傷状況から、この付近で一番激しい燃焼があったと考えられる。

MGセット(A)の北西側のコンクリートの基礎部分は、コンクリートの被覆部分が熱の影響により剥離していることを確認した(図11の右上及び右下の画像)。また、この近辺の床面には炭化物及び燃え残りがあることを確認したが、4.(2)③に示したようなMGセット(A)の北東側に燃え残っていた養生材等のように原形をとどめている物

は確認できなかった。これらのことから、この付近の養生材等は激しく燃焼してほぼ燃え尽きてしまったものと考えられる。

MGセット(A)の北西側の最も損傷が大きかったホースの内部を確認した結果、ケーブルが溶融していることを確認した(図12の左下及び右下の画像)が、ケーブルの一部は原形をとどめていることを確認した(図12の左下の画像)ことから、この部分は、内部から燃焼したのではなく外部からの熱により燃焼したものと考えられる。



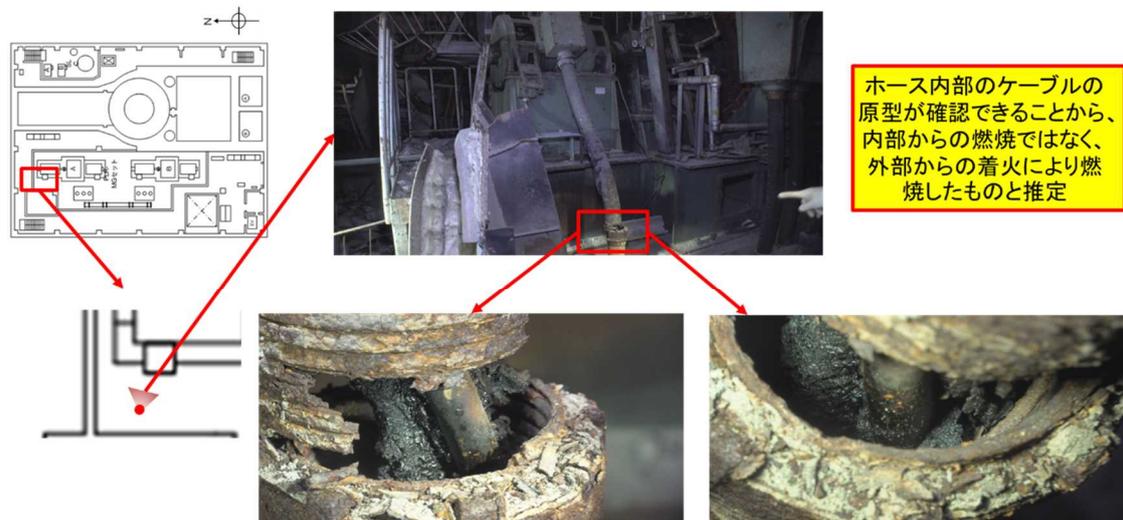
写真は、いずれも2022年2月17日に原子力規制庁撮影

図10 MGセット(A)の西側(下部構造及びホース)の状況



写真は、いずれも2022年2月17日に原子力規制庁撮影

図11 MGセット(A)の西側(下部構造及びコンクリート基礎)の状況



写真は、いずれも2022年2月17日に原子力規制庁撮影

図 1 2 MG セット (A) の西側 (ホース内部) の状況

5. 調査結果を踏まえた考察

4. の調査結果を踏まえて考察した結果は以下のとおり。

- ① MG セット (A) 北東側の下部には養生材などの燃焼痕跡があることを確認したが、上部構造の外周部には燃焼痕跡は確認できなかった。
- ② MG セット (A) の下部構造内のうち、左右の壁面には燃焼痕跡があることを確認したが、正面及び上部には燃焼痕跡は確認できなかった。また、MG セット (A) の北西側にあるホースとホースの間に燃焼痕跡があることを確認した。
- ③ これらのことから、4 号機原子炉建屋 4 階北西部付近で生じた火災は、水素爆発により室内の温度が瞬間的に上昇して MG セット (A) 周辺の資機材等が燃焼したことにより生じたと考えられる。これらの燃焼が全て連続していたのか、それぞれが離れた状態で燃焼したのかは、置かれていた資機材等の状況にもよるが、この辺は一体になって燃焼したと思われる。
- ④ 熱の影響の強さは、置かれていた資機材等の性状によって影響の受け方が違ったと考えられる。
- ⑤ 燃焼は瞬間的、局所的に発生したものと考えられる。
- ⑥ 燃焼は、MG セット (A) の周囲で大きく 3 箇所 (MG セット (A) の東側、西側、北西側の柱付近) で生じていたと考えられ、MG セット (A) の西側の燃焼が最も激しかったと考えられる。

6. 今後の検討事項

今回は、これまでに公表されている情報及び現場での確認結果を踏まえて、火災の発生源やその様相等を考察した。

火災の発生源やその様相等については、現場に残されている燃え残り物などを分析することによって、さらに判明する事項もあると考えられるため、引き続き検討を行う。

(別添 7)

可燃性有機ガスの発生源の検討

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 背景及び目的

2021年3月の中間取りまとめ¹においては、1号機及び3号機原子炉建屋の水素爆発時に観測された火炎の色並びに3号機の原子炉建屋から上昇する噴煙の確認から、火炎と噴煙が同時に複数箇所を確認されること、噴煙と破片等が比較的同じ速度で上昇するなどの特徴があり、水素だけではなく、(可燃性)有機化合物が相当量存在していることが示唆された。これは、3号機の水素爆発時点の原子炉建屋内部の雰囲気は、水素、(可燃性)有機化合物、水蒸気及び空気の混合したものではないかとの推定から、炉心損傷等による原子炉格納容器(PCV)内の高温状態によって、PCV内で水素とともに可燃性有機化合物が発生し、原子炉建屋内に放出、漏えいしたことによるものと考えられた。

調査チームは、PCV内でこれらの可燃性有機化合物の発生源となる物質の検討を行うため、PCV内で使用されているケーブル、保温材、塗料等(以下、「ケーブル等」という。)の設置状況を確認することとし、現地調査が可能な5号機PCV内の調査²を行った。更に、設置状況の比較検討のため、中国電力株式会社及び日本原子力発電株式会社の協力の下、島根原子力発電所1号機(以下、「島根1号機」という。)及び敦賀発電所1号機(以下、「敦賀1号機」という。)におけるPCV内のケーブル等の設置状況を確認する現地調査³を実施した。

東京電力では、3号機PCV内で使用されているケーブル等の調査及び3号機PCV内の温度情報の調査⁴を行うとともに、これらケーブル等の同材品及び類似品の試料を収集した。

調査チーム及び東京電力は、水素爆発時の原子炉建屋内の雰囲気ガス組成の推計を行うため、PCV内で使用されているケーブル等の試料の加熱試験を行い、高温条件下のPCV内で発生しうる可燃性有機ガスの組成及び発生量の検討を行うこととした。

¹ 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～ 2021年3月5日 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会

² 東京電力福島第一原子力発電所5号機原子炉格納容器内調査(2022年2月18日、2021年8月17日)

³ 中国電力(株)島根原子力発電所1号機原子炉格納容器内調査(2022年2月22日)

日本原子力発電(株)敦賀発電所1号機原子炉格納容器内調査(2022年4月8日)

⁴ 事故分析検討会 第22回会合 資料5-1「有機化合物を含む可燃性ガスの発生源に関する過去の調査結果から得られた情報について」(2021年9月14日東京電力ホールディングス株式会社)

ケーブル等の加熱試験にあたっては、東京電力の協力の下、東京電力が収集した試料の提供を受け、JAEAにおいてBWR格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析（以下、「JAEA ケーブル・保温材加熱試験」という。）を実施するとともに、東京電力においてもケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験（以下、「東京電力ケーブル等加熱試験」という。）を実施している。

2. 検討結果

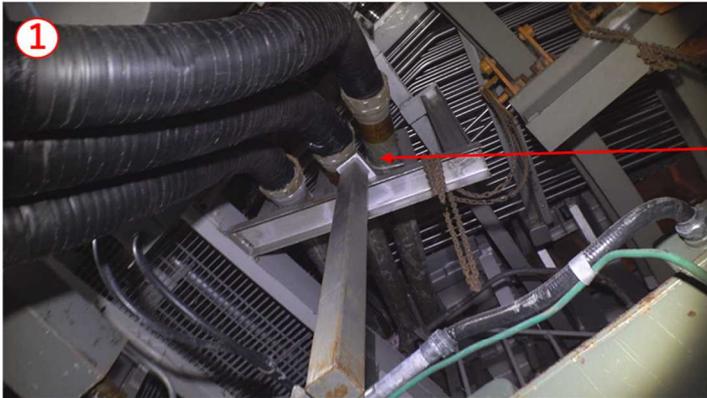
(1) 原子炉格納容器内のケーブル等の設置状況の調査

調査チームが行った5号機のPCV内調査では、可燃性有機化合物の発生源となると考えられる物質として、原子炉圧力容器の保温材・断熱材、配管の保温材、制御棒駆動機構の制御ケーブル・ポンプ等の電源ケーブル、PCV内側の塗料などが確認された。特に、ケーブルや保温材等はPCV内の使用量も多く、可燃性有機ガスの発生源となると考えられた。

調査した範囲内においてもこれらのケーブル等は、PCV内の設置位置によって東京電力福島第一原子力発電所事故時にさらされた温度環境に差があったものと考えられる。

調査チームは、さらにPCV内のケーブル等の設置状況の比較検討のため、5号機その他、島根1号機及び敦賀1号機における現地調査を行い、PCV内でのケーブル等の設置状況の把握を行った。その結果、可燃性有機ガスの発生源として、原子炉再循環ポンプモーターの潤滑油の可能性も示唆された。

福島第一5号機、島根1号機及び敦賀1号機における現地調査の状況は、図1～20のとおりである。



福島第一 5号機

再循環ポンプ動力ケーブル
 接続箱及び電線管内のため
 外部から確認不可

2022年2月18日原子力規制庁撮影



島根 1号機

再循環ポンプ動力ケーブル
 接続箱及び電線管内のため
 外部から確認不可

2022年2月22日原子力規制庁撮影



敦賀 1号機

再循環ポンプ動力ケーブル
 接続箱及び電線管内のため
 外部から確認不可

2022年4月8日 原子力規制庁調査時に
 日本原子力発電により撮影。

図 1 再循環ポンプ動力ケーブル（CV ケーブル）の設置状況

CVケーブル (Cross-linked polyethylene insulated Vinyl sheath cable)

用 途：高圧動力用ケーブルに使用

絶縁体：架橋ポリエチレン

シース：難燃性特殊耐熱ビニル

原子炉格納容器内総量：約3トン

(1F3物量不明のため、他プラントの使用実績を適用) ※

※東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会
第29回資料1-2等から引用

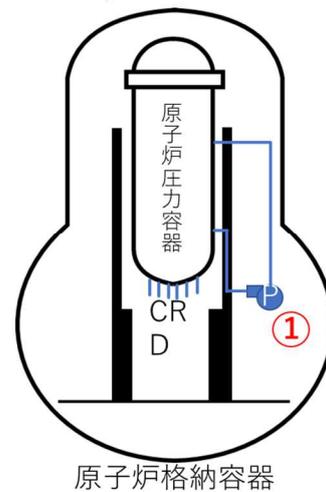


図2 再循環ポンプ動力ケーブル (CV ケーブル) の仕様等



福島第一5号機

原子炉压力容器底部温度計
ケーブル
中継端子箱内

2022年2月18日原子力規制庁撮影

図3 原子炉压力容器底部温度計ケーブル（PNケーブル）の設置状況

PNケーブル（ethylene-Propylene insulated Neoprene(chloroprene)-sheathed cable）

用途：制御・計装ケーブルに使用

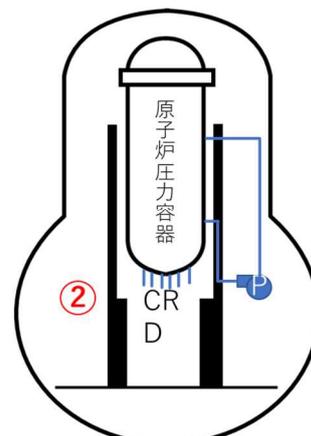
絶縁体：難燃性エチレンプロピレンゴム

シース：特殊クロロプレンゴム

原子炉格納容器内総量：約0.1トン

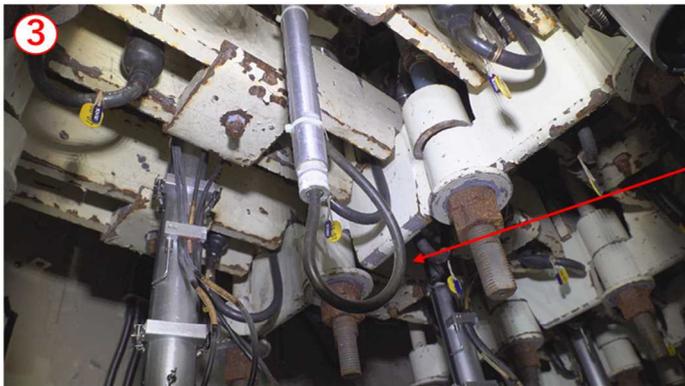
（ペDESTAL部に施工されているケーブル総量）※

※東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会
第29回資料1-2等から引用



原子炉格納容器

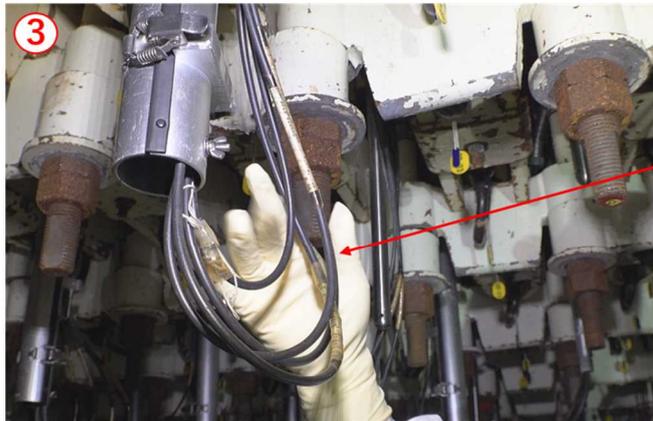
図4 原子炉压力容器底部温度計ケーブル（PNケーブル）の仕様等



福島第一 5号機

SRNMケーブル
ペデスタル内RPV下部

2022年2月18日原子力規制庁撮影



福島第一 5号機

LPRMケーブル
ペデスタル内RPV下部

2022年2月18日原子力規制庁撮影



島根 1号機

SRNMケーブル
ペデスタル内RPV下部

2022年2月22日原子力規制庁撮影



島根 1号機

LPRMケーブル
ペデスタル内RPV下部

2022年2月22日原子力規制庁撮影

図5 SRNM/LPRM ケーブル（同軸ケーブル）の設置状況

同軸ケーブル

用途：SRNM/LPRMケーブルに使用

絶縁体：ETFE／架橋ポリエチレン

シース：難燃性架橋ポリエチレン

原子炉格納容器内総量：約0.32トン

（ペDESTAL部に施工されているケーブル総量）※

※東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会
第29回資料1-2等から引用

SRNM：起動領域モニタ（8ch） 総長：約300m、総重量：約90kg

LPRM：局部出力領域モニタ（124ch） 総長：約3800m、総重量：約230kg

ETFE：Ethylene tetrafluoroethylene 熱可塑性樹脂で、テトラフルオロエチレン（C2F4）
とエチレン（C2H4）の共重合体

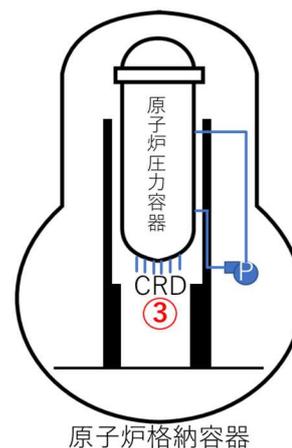


図6 SRNM/LPRMケーブル（同軸ケーブル）の仕様等



福島第一 5号機

原子炉補機冷却水系配管保温材
(保温材カバー内)
ウレタン保温材

2022年2月18日原子力規制庁撮影



福島第一 5号機

原子炉補機冷却水系配管保温材
ペDESTAL地下
保温材カバーあり

2022年2月18日原子力規制庁撮影



島根 1号機

原子炉補機冷却水系配管保温材
ペDESTAL地下
保温材カバーあり

2022年2月22日原子力規制庁撮影

図7 原子炉補機冷却水系配管（ウレタン保温材）の設置状況

ウレタン保温材

用 途：配管保温

原子炉格納容器内総量：約0.28トン

(1F3使用量約8 m³より試算)※

※東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会
第29回資料1-2等から引用

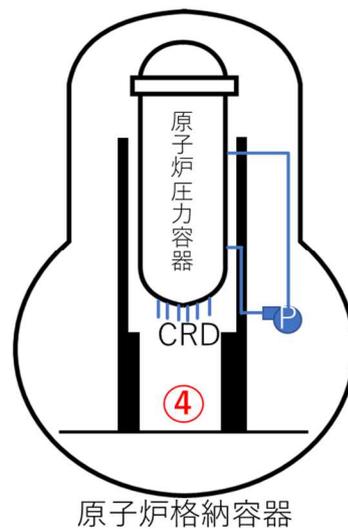


図8 原子炉補機冷却水系配管（ウレタン保温材）の仕様等



敦賀 1 号機

ドライウェル空調用
ダクト保温材
ドライウェル内

2022年4月8日 原子力規制庁調査時に日本原子力発電により撮影。

図9 ドライウェル空調用ダクト（ポリイミド発泡体保温材）の設置状況

ポリイミド発泡体保温材

用途：配管保温

原子炉格納容器内総量：約0.006トン

（1F3使用量約1m³より試算）※

※東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会
第29回資料1-2等から引用

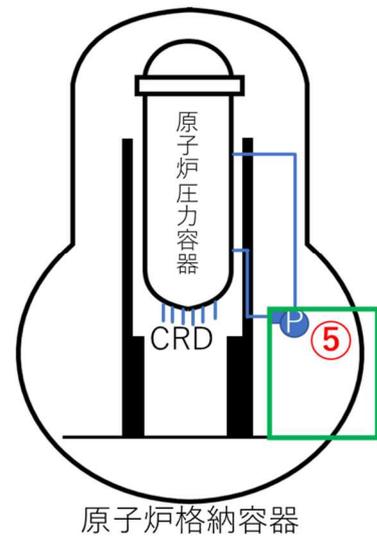


図10 ドライウェル空調用ダクト（ポリイミド発泡体保温材）の仕様等



福島第一 5号機

塗料（ペDESTAL内）

エポキシ系塗料（上塗り・中塗り）
無機ジンクリッチ塗料（下塗り）

2022年2月18日原子力規制庁撮影



島根 1号機

塗料（ペDESTAL内）の剥がれ

2022年2月22日原子力規制庁撮影

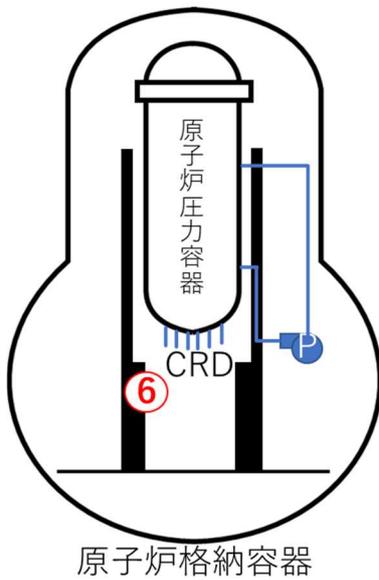


図 11 塗料（ペDESTAL内）（エポキシ塗料）の設置状況

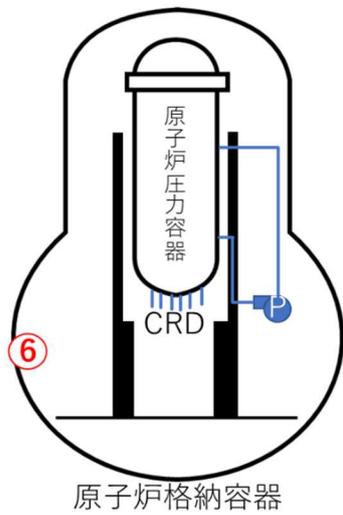


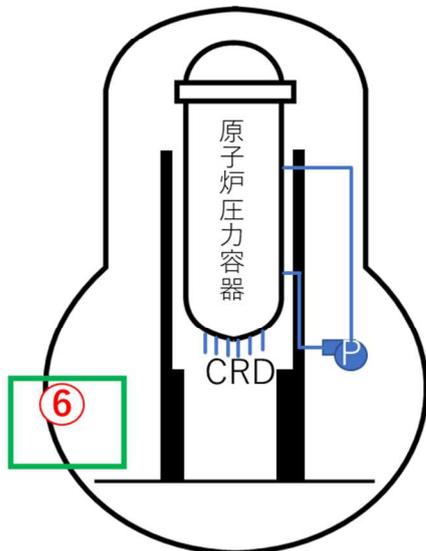
図12 塗料 (X-6 ペネ周辺) (エポキシ塗料) の設置状況



敦賀 1 号機

CRD搬入口入口

2022年4月8日の原子力規制庁調査時に
日本原子力発電により撮影。



原子炉格納容器

図 13 塗料（CRD 搬入口入口）（エポキシ塗料）の設置状況



敦賀1号機

ドライウェル床面塗料

2022年4月8日の原子力規制庁調査時に
日本原子力発電により撮影。

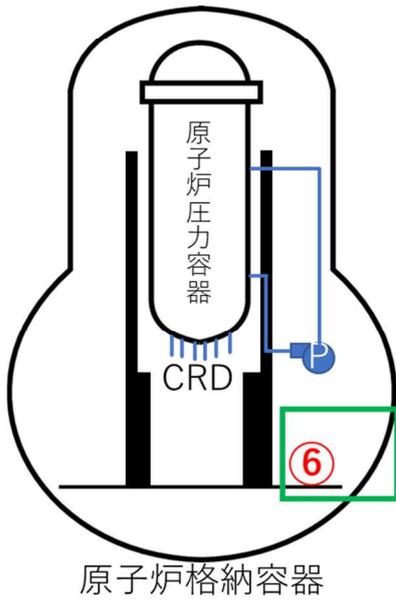


図14 塗料（ドライウェル内）（エポキシ塗料）の設置状況

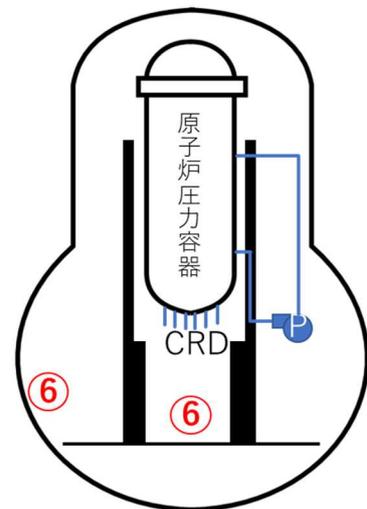
エポキシ塗料

用 途：格納容器内（D/W、S/C）壁面上塗り

原子炉格納容器内総量：約0.442トン

（格納容器（D/W側）内壁表面積約1600m²、
上塗り／中塗り膜厚各々100μmで試算）※

※東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会
第29回資料1-2等から引用



原子炉格納容器

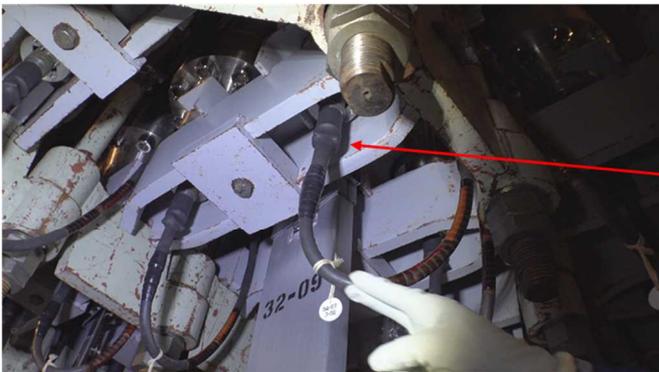
図15 塗料（ペデスタル内、X-6ペネ周辺等）（エポキシ塗料）の仕様等



福島第一 5号機

制御棒位置検出器 (PIP)
ケーブル

2022年2月18日原子力規制庁撮影



島根 1号機

制御棒位置検出器 (PIP)
ケーブル

2022年2月22日原子力規制庁撮影



福島第一 5号機

RPV下部 (ペDESTAL内)

2022年2月18日原子力規制庁撮影



島根 1号機

RPV下部 (ペDESTAL内)

2022年2月22日原子力規制庁撮影

図 16 原子炉圧力容器下部 (複合ケーブル (PIP ケーブル) 等) の設置状況
(1)



福島第一 5号機

SRNM/LPRMケーブル
(ペデスタル内)

2022年2月18日原子力規制庁撮影



福島第一 5号機

CRD交換機ケーブル
(ペデスタル内)

2022年2月18日原子力規制庁撮影

図 17 原子炉圧力容器下部（複合ケーブル（PIP ケーブル）等）の設置状況
(2)

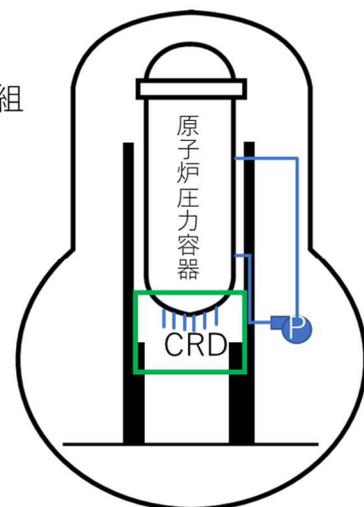
複合ケーブル（補償導線+制御線）

用途：PIP（制御棒位置検出器）ケーブルに使用
 絶縁体：シリコンゴム+シリコン処理したガラス編組
 シース：シリコンゴム

ケーブル総長：約 2,700m*

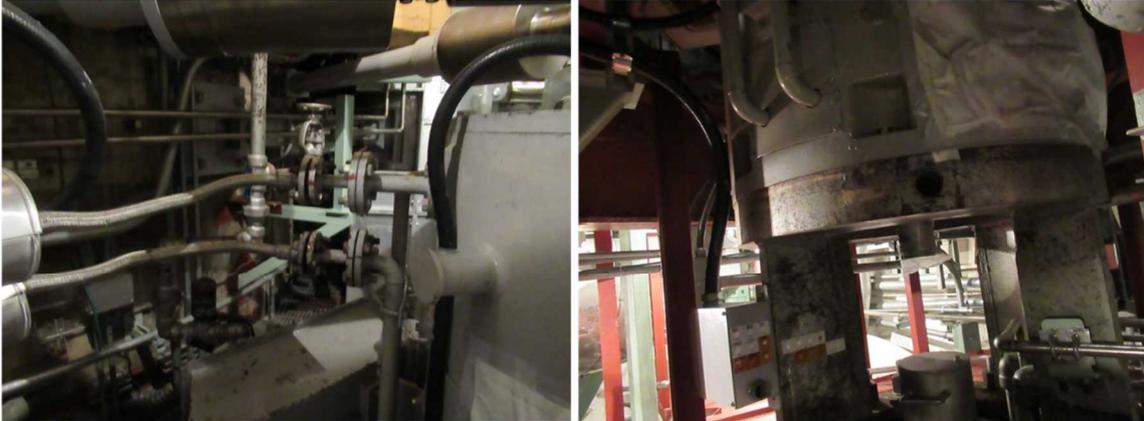
ケーブル総重量：約 730kg*

※東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会
 第22回資料5-1等から引用



原子炉格納容器

図 18 原子炉圧力容器下部（複合ケーブル（PIP ケーブル）等）の仕様等



原子炉再循環ポンプ
モーター潤滑油配管

原子炉再循環ポンプモーター

写真はいずれも2022年4月8日の原子力規制庁調査時に日本原子力発電により撮影。

図 19 格納容器内の潤滑油等（PLR ポンプ潤滑油）の設置状況

PLR（原子炉再循環）ポンプ潤滑油（FBKタービン油）

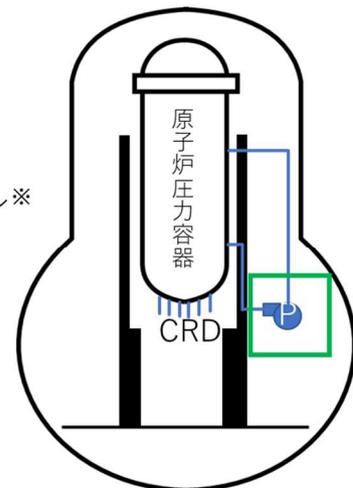
用途：PLRポンプのモーター軸受け潤滑油に使用

PLRポンプ（A系）の上部軸受け潤滑油：170リットル※

PLRポンプ（A系）の下部軸受け潤滑油：17リットル※

PLRポンプ（B系）も同様

※東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会
第29回資料2から引用



原子炉格納容器

図 20 格納容器内の潤滑油等（PLR ポンプ潤滑油）の仕様等

(2) 3号機原子炉格納容器内で使用されているケーブル等の調査及び3号機原子炉格納容器内の温度情報の調査⁵

東京電力が行った3号機の原子炉格納容器内で使用されている可燃性有機ガスの発生源となり得る物に関する調査として、RPV及びPCV周辺で可燃性有機ガスの発生源となり得る物について過去の調査結果から得られた情報を整理している。

その結果、PCV内での使用量が多く、可燃性有機ガスの発生源となり得る物として、ケーブル被覆、塗料（エポキシ樹脂）、コンクリート及び制御防（B₄C）が挙げられた。（図21、図22参照）

また、可燃性有機ガスは高温環境下で発生したと推測されることから、東京電力における過去の調査結果から事故当時のRPV及びPCV周辺の雰囲気温度推定に関連する情報を整理している。

その結果、東京電力HPで公表されているプラント関連パラメータから、事故当時の温度パラメータ（代表点）等の推移（2011年3月20日以降）から、1号機及び3号機においてはPCV内によって400℃を超える温度条件が想定された。（図23、図24参照）

⁵ 事故分析検討会 第22回会合 資料5-1 有機化合物を含む可燃性ガスの発生源に関する過去の調査結果から得られた情報について、2021年9月14日 東京電力ホールディングス株式会社

2. 可燃性有機ガスの発生源となり得る物に関する情報

号機	種類	場所	公表資料
3号機	ケーブル	ペDESTル内上部	2017.12.26 特定原子力施設監視・評価検討会

震災前のCRDハウジング支持金具の状態 (3号機)

PIPケーブルが欠損していることを確認

5

図 21 可燃性有機ガスの発生源となり得るものに関する情報 (PIP ケーブルの例)

4. 1F3号機 原子炉格納容器内ケーブル仕様 (1/4)

N O.	対象	仕様	長さ 重さ	在庫 有無
1	制御棒位置検出器※ ケーブル (137本)	○複合ケーブル (補償導線+制御線) 絶縁体: シリコンゴム+ シリコン処理したガラス編組 シース: シリコンゴム	総長: 約2700m 総重量: 約730Kg	無し

断面図

※: 制御棒位置検出器 (PIP)

24

図 22 可燃性有機ガスの発生源となり得るものに関する情報 (PIP ケーブルの例)

3. 事故当時のRPV,PCV周辺の雰囲気温度推定に関連する情報 **TEPCO**

号機	種類	公表資料
1号機	事故当時の温度パラメータ(代表点)	当社HP プラント関連パラメータ

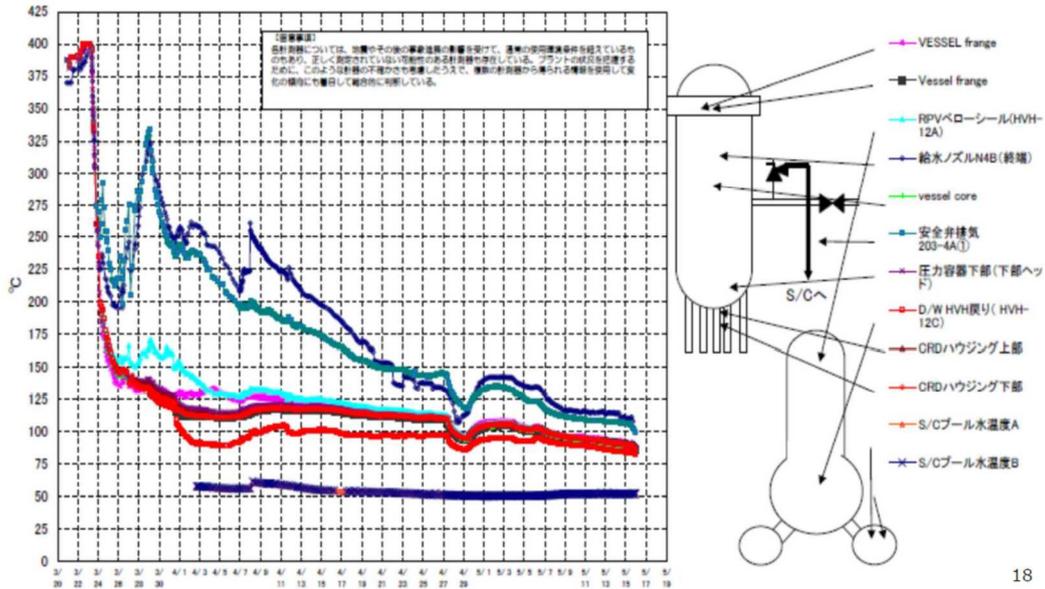


図 23 事故当時の温度パラメータ (代表点) 1号機

3. 事故当時のRPV,PCV周辺の雰囲気温度推定に関連する情報 **TEPCO**

号機	種類	公表資料
3号機	事故当時の温度パラメータ(代表点)	当社HP プラント関連パラメータ

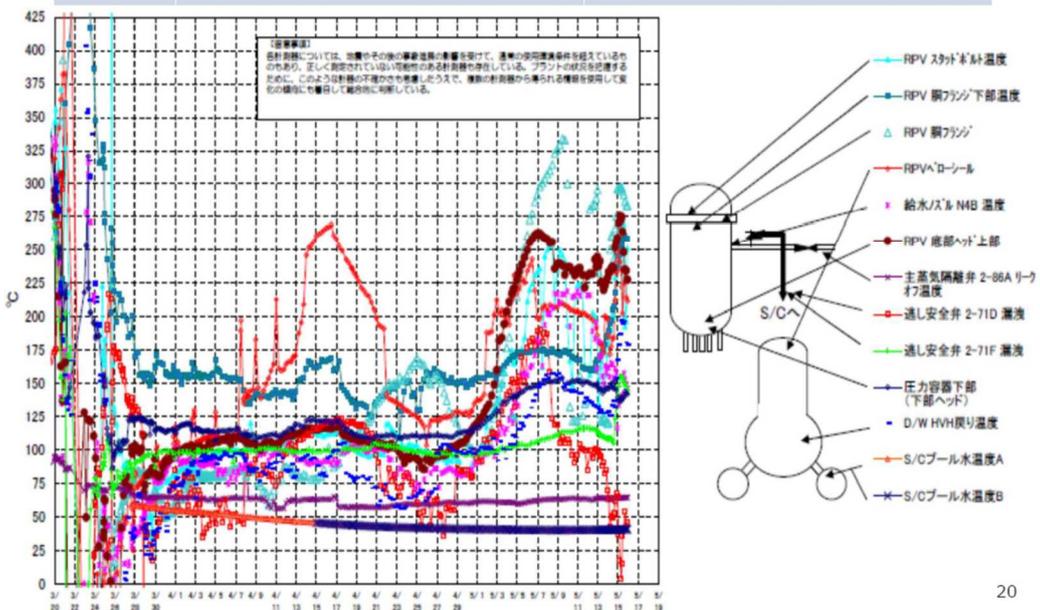


図 24 事故当時の温度パラメータ (代表点) 3号機

(3) ケーブル等加熱試験

(1) 及び (2) の調査チームの現地調査及び東京電力の調査を踏まえて、2021年度及び2022年度に JAEA 及び東京電力において、ケーブル等の試料の加熱試験を実施することとした。

ケーブル等の加熱試験にあたっては、東京電力において、福島第一原子力発電所3号機で使用されているケーブル及び保温材の同材品及び類似品である、柏崎刈羽原子力発電所7号機で使用されているケーブル、保温材及び塗料を調達するとともに、JAEA における試験のために東京電力からケーブル及び保温材の試料提供を受けた。

JAEA 及び東京電力では、PCV 内での使用量が多く、可燃性有機ガスの発生が考えられるケーブル等として表1の試料を対象として加熱試験を行い、発生ガス中の可燃性有機ガスの同定及び定量分析を試みた。温度条件として、PCV 内全域を想定した原子炉格納容器の限界温度となる 200℃から RPV 下部での熔融炉心との接触を想定した試験装置の限界温度となる 1200℃までの温度範囲としている。

表1 ケーブル等加熱試験の試料等 (2021年度実施)

○ケーブル等加熱試験の試料等 (2021年度実施)					○: 分析実施 -: 分析対象外 ×: 分析未実施	
No.	種類	試料	仕様等	BWR格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析 [JAEA]	ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験 [東京電力HD]	
①	ケーブル	再循環ポンプ動力ケーブル	CVケーブル	—	} ※	○
			絶縁体: 架橋ポリエチレン	×		—
			シース: 難燃性特殊耐熱ビニル	○		—
②	ケーブル	原子炉圧力容器底部温度計ケーブル	PNケーブル	—	} ※	○
			絶縁体: 難燃性エチレンプロピレンゴム	○		—
			シース: 特殊クロロプレンゴム	○		—
③	ケーブル	SRNM/LPRMケーブル	同軸ケーブル	—	}	○
			絶縁体: ETFE/架橋ポリエチレン	×		—
			シース: 難燃性架橋ポリエチレン	×		—
④	保温材	原子炉補機冷却水系配管	ウレタン保温材	○		○
⑤	保温材	配管保温材	ポリイミド保温材	×		○
⑥	塗料	格納容器内 (D/W、S/C) 壁面上塗り	エポキシ系塗料	×		○
⑦	塗料	格納容器内 (D/W、S/C) 壁面下塗り	無機ジンクリッチ塗料	×		×

① JAEA BWR 格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析

東京電力が収集した試料の提供を受け、JAEA において JAEA ケーブル・保温材加熱試験を実施するとともに（別添 8 参照）、東京電力においても東京電力ケーブル等加熱試験を実施した。その結果、PCV 内で使用されているケーブル、保温材及び塗料の加熱により生じる気体について、以下の傾向が確認された。

- ① 各試料を窒素環境下で約 1,000°C まで加熱した場合、複数の温度域で試料重量が減少しており、ケーブル等に使用されている有機材料が熱分解生成ガスとして検出されていること。
- ② 水素環境下よりも水蒸気環境下の方が可燃性ガスの発生量が多い傾向にあり、200°C 24 時間保持の環境下では、可燃性ガスはほぼ発生しないこと。
- ③ ケーブル等の加熱により発生する気体については、 H_2O 及び CO_2 の発生量が多く、次いで CH_4 等の炭素数 3 以下の低分子量のガス、最後に炭素数 4 以上の高分子量のガス（プロパンやトルエン等）が検出される傾向にあり、高分子量のガスは、各試料の材料由来成分となる熱分解生成ガスと考えられる。

2022 年度には上記の傾向を踏まえ、JAEA では窒素雰囲気に加え、より酸化性の高い雰囲気（酸素／窒素混合）での無機及び有機ガス成分の定性・定量分析を行う予定であり、東京電力では試料の追加及び酸素環境下での試験を行う予定である。

JAEA ケーブル・保温材加熱試験（詳細は別添 8）の主な内容は、以下のとおりである。

- i) JAEA は、試料単体（絶縁体等の素材単位）を窒素環境下で加熱しており、単純な系で発生するガスを質量分析にかけ、定性分析を主体に実施した。その結果、 H_2O 及び CO_2 を検出するとともに、炭素数 4 以上の高分子量のガスを推定した。
- ii) 示差熱分析において各試料とも複数の温度範囲において明確な重量減少が確認された。
- iii) 原子炉格納容器内での存在量の多いウレタン（約 8m³）の重量減少が、比較的低い温度範囲（約 200～400°C）において顕著（約 70%）であり、潜在的な熱分解ガス生成源として重要度が高いことが示唆された。
- iv) 示差熱分析の結果、ケーブルのシース又は絶縁体の構成材となる難燃性エチレンプロピレンゴム及び特殊クロロプレンゴムにおいては H_2O が、同じくケーブルのシースの構成材となる難燃性特殊耐熱ビニル及び保温材の構成材となるウレタンにおいては H_2O 及び CO_2 が大きな割合を占める熱分解ガスである可能性が高いと推定された。

- v) 熱分解ガスクロマトグラム-質量分析により熱分解ガスの構成成分を分離・分析した結果、試料に使用されている材料由来の化合物（例えば、ウレタンの場合はジクロロプロパン、リン酸エステル、アニリン等）を含めて、多種多様な高分子量の有機化合物が熱分解により生成されることが示された。
- vi) 示差熱-質量分析及び熱分解ガスクロマトグラム-質量分析の結果を総合的に評価すると、生成された有機化合物の分子中に含まれる炭素を合算すると有意な量になると推定された。

② 東京電力 ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価

東京電力ケーブル等加熱試験の主な内容⁶は、以下のとおりである。

- i) 東京電力は、試料全体（ケーブルの場合、シース、絶縁体、導体を含む一体としたもの）を水素環境下及び水蒸気環境下で 1000℃昇温時及び 200℃24 時間保持時に発生する可燃性有機ガスの同定及び定量分析を実施している。試験に当たっては、試料の昇温前後でのフーリエ変換赤外分光法や走査型電子顕微鏡-エネルギー分散型 X 線分光分析による状態変化を確認するとともに、CH₄ の炭素数 3 以下の低分子量のガスを定量している。
- ii) 200℃24 時間環境下では、可燃性ガスはほぼ発生しないことを確認。
- iii) 水蒸気環境下の方が水素環境下よりも可燃性ガスが多く発生する傾向を確認。

JAEA 及び東京電力におけるケーブル等加熱試験（2021 年度）に係る試料の概要及びデータの概要は下記のとおり。（表 2、表 3 及び図 25～図 32 参照）

⁶ 事故分析検討会 第 29 回会合 資料 1-2 「ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験結果」（2022 年 4 月 22 日 東京電力ホールディングス株式会社）

表2 JAEA BWR 格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析
(ケーブル及び保温材の加熱試験) 試料の概要

No.	種類	仕様等	用途	試料写真等	予備試験	本試験 (1200°C昇温試験)
1	ケーブル	CVケーブル シース: 難燃性特殊耐熱ビニル	高圧動力用ケーブルに使用		熱重量測定 (TG)-DTA-MS	2021年度完了
2	ケーブル	PNケーブル 絶縁体: 難燃性エチレンプロピレンゴム	・制御・計装ケーブルに使用 ・RPV下部に設置		熱重量測定 (TG)-DTA-MS	2021年度完了
3	ケーブル	PNケーブル シース: 特殊クロロプレンゴム	・制御・計装ケーブルに使用 ・RPV下部に設置		熱重量測定 (TG)-DTA-MS	2021年度完了
4	保温材	ウレタン保温材	・配管保温		熱重量測定 (TG)-DTA-MS	2021年度完了

出典: 東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会(第29回会合)資料1-1

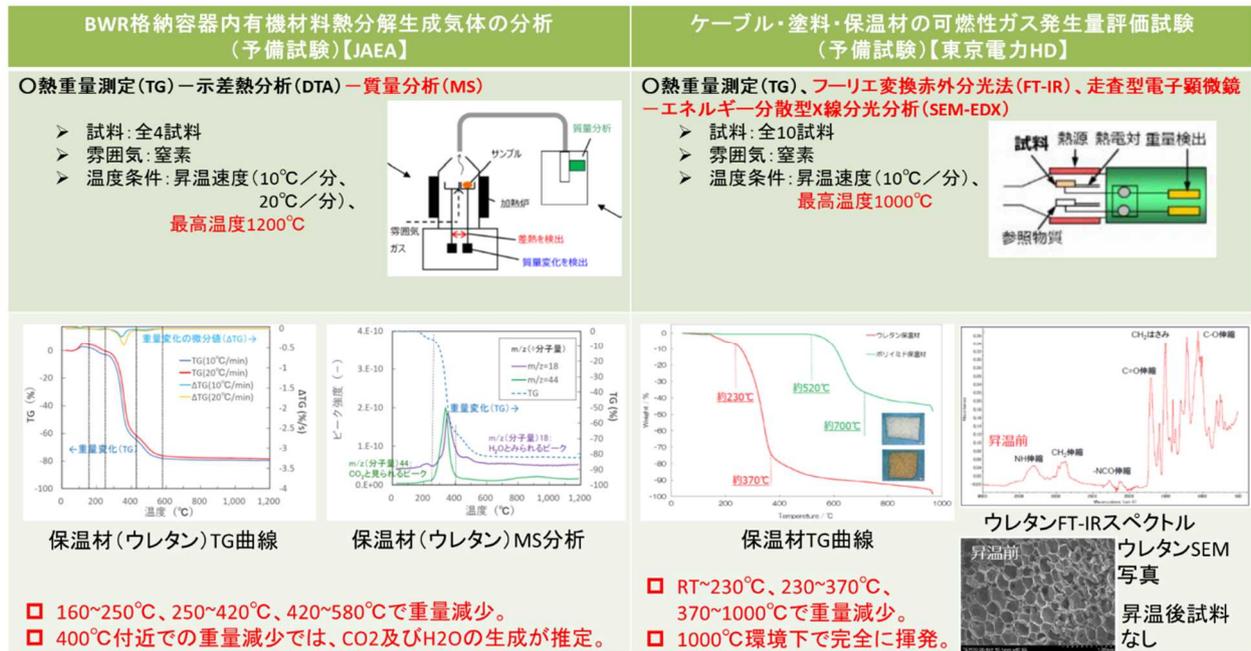
4 試料

表3 東京電力 可燃性有機ガス発生量評価
(ケーブル、保温材及び塗料の昇温試験) 試料の概要

No.	種類	仕様等	用途	試料写真等	予備試験	本試験 (1000°C昇温試験) (200°C24h試験)
1	ケーブル	CVケーブル 絶縁体: 架橋ポリエチレン シース: 難燃性特殊耐熱ビニル	・高圧動力用ケーブルに使用		熱重量測定 (TG) FT-IR, SEM-EDX	2021年度完了
2	ケーブル	PNケーブル 絶縁体: 難燃性エチレンプロピレンゴム シース: 特殊クロロプレンゴム	・制御・計装ケーブルに使用 ・RPV下部に設置		熱重量測定 (TG) FT-IR, SEM-EDX	2021年度完了
3	ケーブル	同軸ケーブル 絶縁体: ETFE/架橋ポリエチレン シース: 難燃性架橋ポリエチレン	・SRNM/LPRMケーブルに使用 ・RPV下部に設置		熱重量測定 (TG) FT-IR, SEM-EDX	2021年度完了
4	保温材	ウレタン保温材	・配管保温		熱重量測定 (TG) FT-IR, SEM-EDX	2021年度完了
5	保温材	ポリイミド保温材	・配管保温		熱重量測定 (TG) FT-IR, SEM-EDX	2021年度完了
6	塗料	エポキシ系塗料	・D/W、S/C壁面上塗り		熱重量測定 (TG) FT-IR, SEM-EDX	2021年度完了
7	塗料	無機ジンクリッチ塗料	・D/W、S/C壁面下塗り		熱重量測定 (TG) FT-IR, SEM-EDX	2022年度実施予定

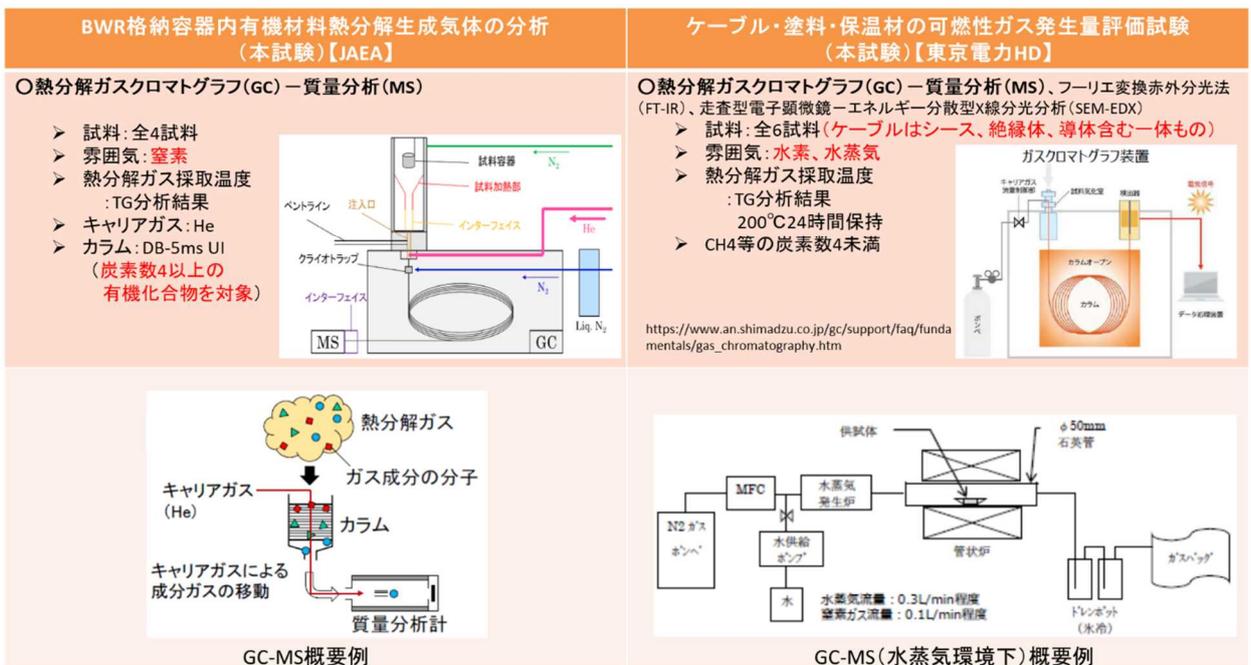
出典: 東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会(第29回会合)資料1-2

7 試料



出典: 東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会(第29回会合)資料1-1及び資料1-2

図 25-1 ケーブル等加熱試験の概要

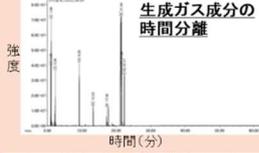


出典: 東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会(第29回会合)資料1-1及び資料1-2

図 25-2 ケーブル等加熱試験の概要

BWR格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析
(本試験)【JAEA】

○熱分解ガスクロマトグラフ(GC)－質量分析(MS) ウレタンの例



生成ガス成分を時間的に分離し、MS測定データを分析、ライブラリデータと照合し、定性分析を実施。



※類似度800未満はと記載。

ピーク No.	保持時間 (min)	ウレタンの生成気体 (GC/MS検出)	類似度	ピーク No.	保持時間 (min)	ウレタンの生成気体 (GC/MS検出)	類似度
1	1.02	1-タクロロ-3-フルオロベンゼン	608	1	1.23	アリルプロピルエーテル	689
2	1.09	1-タクロロ-3-フルオロベンゼン	555	2	1.42	5-ヘキセン-1-オール	711
3	2.28	1,2-ジクロロプロパン	930	3	6.68	2,3-ジメチル-3-ブテン-2-オール	713
4	9.28	N,N-ジメチルシクロヘキシルアミン	878	4	9.28	2,2-ジプロピルエチルエーテル	767
5	13.33	3,3-(1-fluoro-2-hydroxypropionic acid, 2-isopropyl-5-methyl-cyclohexyl) ester	742	5	11.86	3-メトキシ-1,2-プロパンジオール	611
6	17.38	Germaerene A, 9-(methylthio)	567	6	13.09	Pentan-2-ol, 4-allyloxy-2-methyl-	702
7	21.43	1,4-ジブチル-1,4-(1,4-クロロメチル)ジエチル	890	7	15.79	1,1-(1,2-プロパンジイルビスオキシ)ジ(2-プロパノール)	755
8	21.54	1,4-ジブチル-1,4-(1,4-クロロメチル)ジエチル (3-タクロロプロピル)	901	8	19.08	トリアリプロピレンタリコロールエーテル	738
9	21.8	1,4-ジブチル-1,4-(1,4-クロロメチル)ジエチル	918	9	22.4	2-(1,2-(2-Methoxyethoxy)ethoxy) carbonyl benzoic acid	628
10	22.37	2-(1,2-Chloroethoxy) carbonyl benzoic acid	678	10	33.44	4,4'-ジイソシアヌアジメチレンジアミン	735

□ 材料由来成分(ウレタンの場合はジクロロプロパン、トルエン等)となる高分子量の有機化合物を推定(炭素数4以上を検出)

ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験
(本試験)【東京電力HD】

○熱分解ガスクロマトグラフ(GC)－質量分析(MS) ウレタンの例
ウレタン保温材昇温前後の状態



試料	ウレタン保温材ガス発生量(m ³ /t)						
	水素ガス		水蒸気				
環境温度(°C)	RT~230	230~370	370~1000	RT~230	230~370	370~1000	200
H ₂	-	-	-	-	-	2.64E+02	-
CO	-	-	-	-	-	1.16E+02	-
炭	CH ₄	5.83E-04	1.25E-03	7.35E+00	6.29E-03	1.09E-03	2.72E+01
	C ₂ H ₄	-	4.17E-04	5.43E-01	3.59E-03	7.03E-04	6.68E+00
	C ₂ H ₆	-	5.00E-04	6.83E-01	8.98E-04	1.56E-04	1.25E+00
	C ₃ H ₈	-	1.92E-02	5.95E-01	2.70E-03	5.47E-04	3.63E+00
化	C ₃ H ₆	2.92E-04	5.00E-04	1.51E-01	1.80E-03	3.13E-04	4.30E-01
水	n-C ₄ H ₁₀	-	-	-	-	-	-
素	i-C ₄ H ₁₀	-	-	-	-	7.81E-05	6.00E-02
	n-C ₅ H ₁₂	-	1.17E-03	1.23E-02	-	-	-
	i-C ₅ H ₁₂	-	3.08E-03	2.28E-02	-	-	1.38E-02
	上記以外のC1~C5(C ₄ 換算値)	1.52E-01	2.17E-01	3.15E-01	5.03E-01	2.27E-01	2.15E+00
	CH ₄ 換算合計値	1.55E-01	2.92E-01	1.24E+01	5.30E-01	2.34E-01	5.66E+01
	NH ₃	-	-	6.48E-01	-	-	3.96E-03
	H ₂ S	8.75E-05	7.50E-05	-	7.28E-03	9.38E-04	4.30E-02

□ 水蒸気環境下の方が水素環境下よりも可燃性ガスが多く発生する傾向。

出典:東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る検討会(第29回会合)資料1-1及び資料1-2

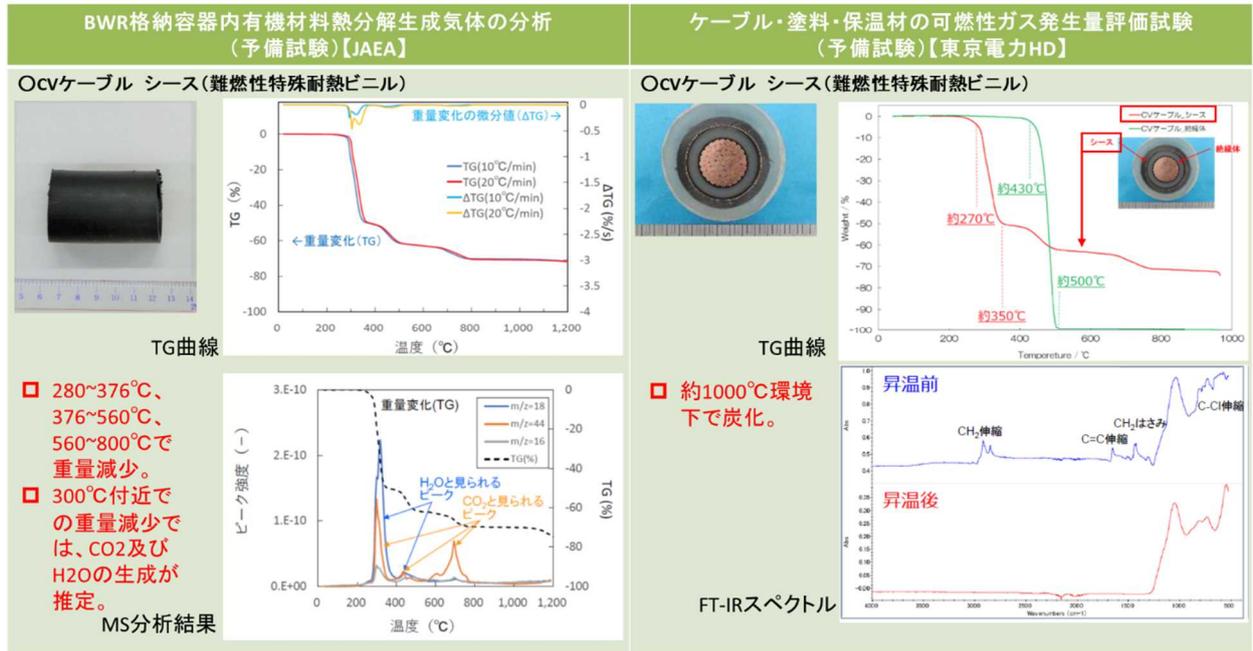
図 25-3 ケーブル等加熱試験の概要

BWR格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析 (予備試験)【JAEA】	ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験 (予備試験)【東京電力HD】														
<p>■TG-MS分析条件</p> <table border="1"> <tr> <td>パン(試料容器)</td> <td>白金(開放式)</td> </tr> <tr> <td>試料量</td> <td>約 2.5 mg</td> </tr> <tr> <td>測定範囲</td> <td>室温 ~ 1200°C</td> </tr> <tr> <td>昇温速度</td> <td>10°C/ minまたは20°C/ min</td> </tr> <tr> <td>雰囲気</td> <td>窒素ガス(流量200 mL / min)</td> </tr> <tr> <td>イオン化法</td> <td>電子イオン化(EI)</td> </tr> <tr> <td>m/zの走査範囲</td> <td>2 ~ 200</td> </tr> </table>	パン(試料容器)	白金(開放式)	試料量	約 2.5 mg	測定範囲	室温 ~ 1200°C	昇温速度	10°C/ minまたは20°C/ min	雰囲気	窒素ガス(流量200 mL / min)	イオン化法	電子イオン化(EI)	m/zの走査範囲	2 ~ 200	<p>■予備試験：昇温中の重量変化測定(TG)によるガス採取温度域の決定 試料の昇温前後のFT-IR及びSEM-EDXを測定</p> <p>※TG(熱重量)測定</p> <p>：試料の温度を一定のプログラムに従って変化させながら、その試料の質量を温度の関数として測定する方法。試料の熱分解や脱水等の減少など、劣化事象を定量的に測定。</p> <p>FT-IR(フーリエ変換赤外分光法)</p> <p>：試料に赤外光を照射し、透過または反射した光量を測定する方法。分子の構造や官能基の情報を得て、物質の定性や同定に関する情報を得ることができる。</p> <p>SEM-EDX(走査型電子顕微鏡-エネルギー分散型X線分光分析)</p> <p>：試料に電子線を照射し、表面にXY方向に二次元走査し、そこから発生する様々な信号を用いて表面構造の観察や組成の分析などを行う。</p>
パン(試料容器)	白金(開放式)														
試料量	約 2.5 mg														
測定範囲	室温 ~ 1200°C														
昇温速度	10°C/ minまたは20°C/ min														
雰囲気	窒素ガス(流量200 mL / min)														
イオン化法	電子イオン化(EI)														
m/zの走査範囲	2 ~ 200														

図 26-1 ケーブル等加熱試験の試験条件等 (2021 年度実施)

BWR格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析 (本試験)【JAEA】	ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験 (本試験)【東京電力HD】																										
<p>■熱分解GC-MS分析条件</p> <table border="1"> <tr> <td>加熱雰囲気</td> <td>N₂ 雰囲気</td> </tr> <tr> <td>試料量</td> <td>2.1 mg</td> </tr> <tr> <td>試料加熱温度</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・321°C → 395°C → 500°C (難燃性エチレンプロピレンゴム) ・307°C → 404°C → 527°C (特殊クロロpreneゴム) ・376°C → 560°C → 800°C (難燃性特殊耐熱ビニル) ・246°C → 421°C → 580°C (ウレタン) </td> </tr> <tr> <td>各温度での保持時間</td> <td>1分間</td> </tr> <tr> <td>インターフェイス温度</td> <td>240°C</td> </tr> <tr> <td>クライオトラップ</td> <td>使用する</td> </tr> <tr> <td>カラム</td> <td>DB-5MS UI (30 m × 0.25 mm, 0.25 μm)</td> </tr> <tr> <td>キャリアーガス、流量</td> <td>He, 1.0 mL/min(初期カラム流量)</td> </tr> <tr> <td>スプリット比</td> <td>200:1</td> </tr> <tr> <td>注入口温度</td> <td>240°C</td> </tr> <tr> <td>検出器</td> <td>MS, スキャンモード, m/z = 29~1000</td> </tr> <tr> <td>インターフェイス温度</td> <td>320°C</td> </tr> <tr> <td>オープン温度</td> <td>40°C(5 min) → 10°C/minで昇温 → 320°C(30 min)</td> </tr> </table>	加熱雰囲気	N ₂ 雰囲気	試料量	2.1 mg	試料加熱温度	<ul style="list-style-type: none"> ・321°C → 395°C → 500°C (難燃性エチレンプロピレンゴム) ・307°C → 404°C → 527°C (特殊クロロpreneゴム) ・376°C → 560°C → 800°C (難燃性特殊耐熱ビニル) ・246°C → 421°C → 580°C (ウレタン) 	各温度での保持時間	1分間	インターフェイス温度	240°C	クライオトラップ	使用する	カラム	DB-5MS UI (30 m × 0.25 mm, 0.25 μm)	キャリアーガス、流量	He, 1.0 mL/min(初期カラム流量)	スプリット比	200:1	注入口温度	240°C	検出器	MS, スキャンモード, m/z = 29~1000	インターフェイス温度	320°C	オープン温度	40°C(5 min) → 10°C/minで昇温 → 320°C(30 min)	<p>■本試験条件設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水蒸気、水素ガス環境下における1000°Cまでの連続昇温試験(昇温速度10°C/min) 予備試験(TG測定)で得られた結果から、ガス発生タイミングにて3つのガスサンプリング領域を設定 ・水蒸気か水素ガス環境下のいずれかにおいて、200°C24時間保持試験 ・ケーブルはシース、絶縁体、導体含む一体もので試験実施 <p>■本試験分析方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ・200°C、ガス発生温度域、1000°Cで採取したガスをガスクロマトグラフィーより分析 ・昇温前後でのケーブル等の高分子成分の変化をFT-IRより測定 ・昇温前後でのケーブル等中に含まれる各元素の相対変化をSEM-EDXより測定 ・水素ガス環境下(水素ガス流量: 0.3L/min程度)、水蒸気環境下(水蒸気流量: 0.3L/min程度、窒素ガス流量: 0.1L/min程度)
加熱雰囲気	N ₂ 雰囲気																										
試料量	2.1 mg																										
試料加熱温度	<ul style="list-style-type: none"> ・321°C → 395°C → 500°C (難燃性エチレンプロピレンゴム) ・307°C → 404°C → 527°C (特殊クロロpreneゴム) ・376°C → 560°C → 800°C (難燃性特殊耐熱ビニル) ・246°C → 421°C → 580°C (ウレタン) 																										
各温度での保持時間	1分間																										
インターフェイス温度	240°C																										
クライオトラップ	使用する																										
カラム	DB-5MS UI (30 m × 0.25 mm, 0.25 μm)																										
キャリアーガス、流量	He, 1.0 mL/min(初期カラム流量)																										
スプリット比	200:1																										
注入口温度	240°C																										
検出器	MS, スキャンモード, m/z = 29~1000																										
インターフェイス温度	320°C																										
オープン温度	40°C(5 min) → 10°C/minで昇温 → 320°C(30 min)																										

図 26-2 ケーブル等加熱試験の試験条件等 (2021 年度実施)



出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 27-1 CV ケーブルの結果概要



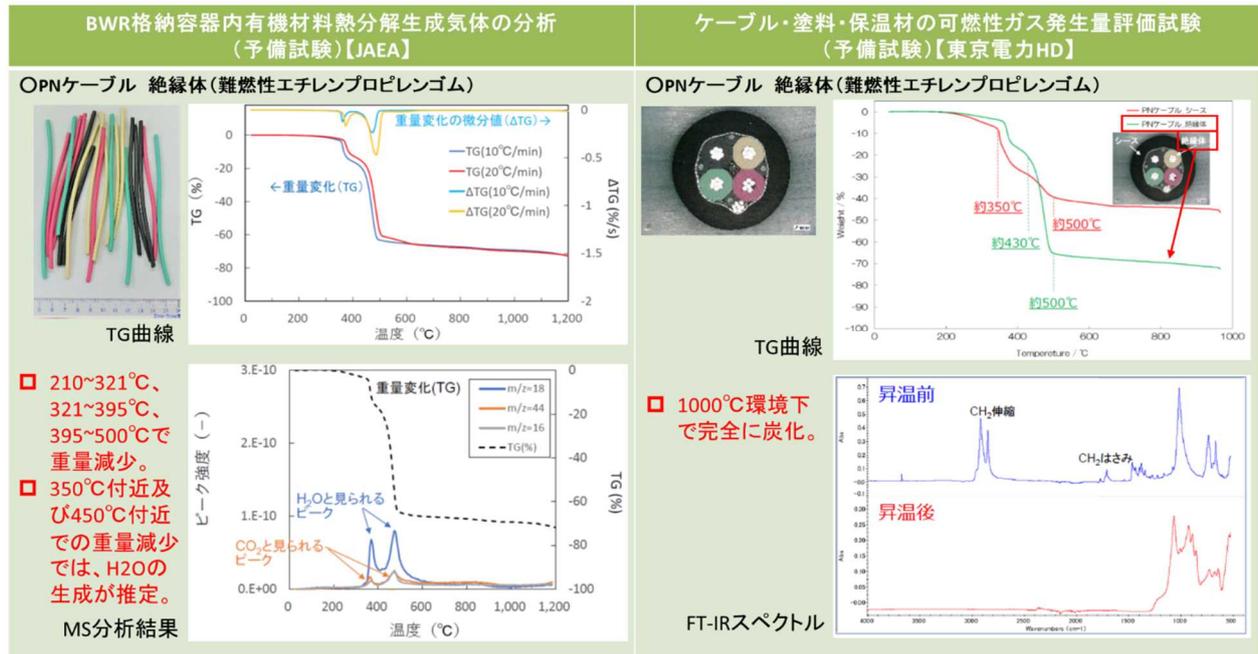
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 27-2 CV ケーブルの結果概要



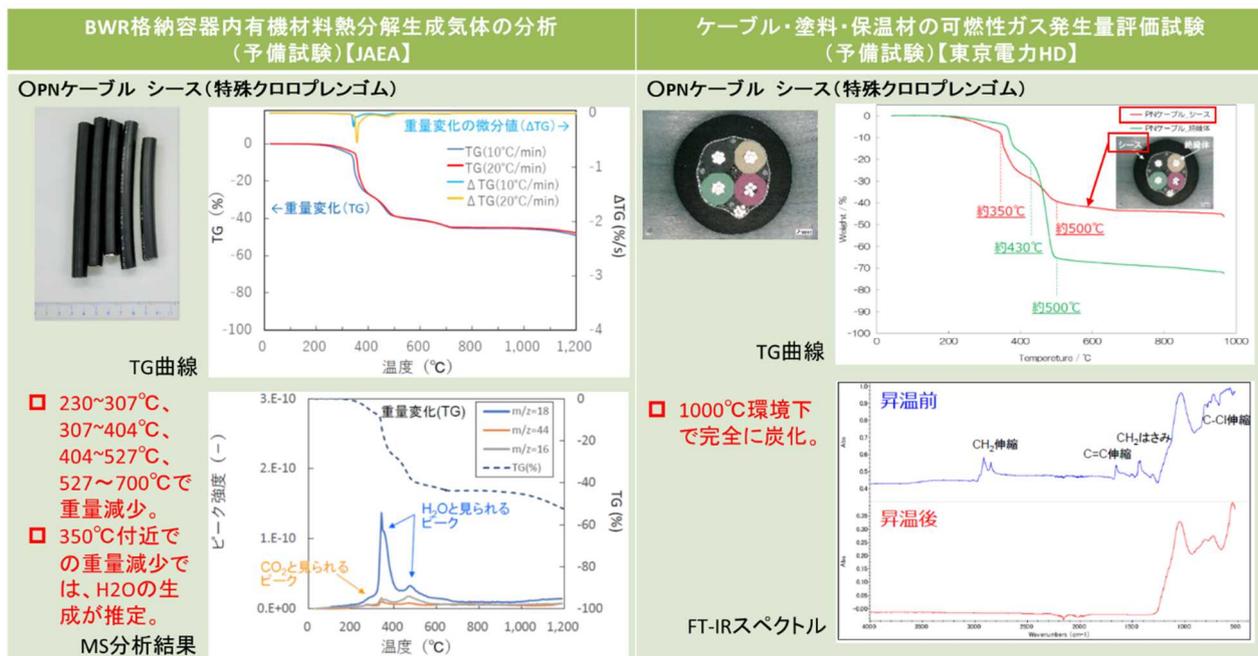
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 27-3 CVケーブルの結果概要



出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 28-1 PN ケーブルの結果概要



出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 28-2 PN ケーブルの結果概要



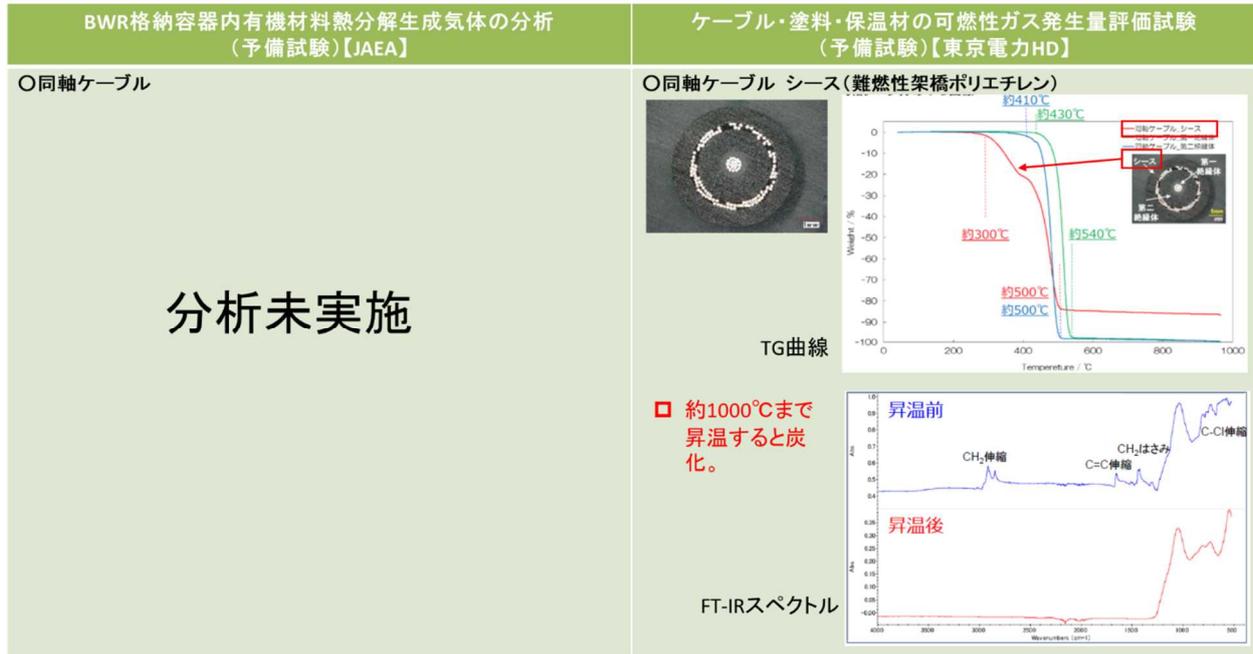
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 28-3 PNケーブルの結果概要



出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 28-4 PNケーブルの結果概要



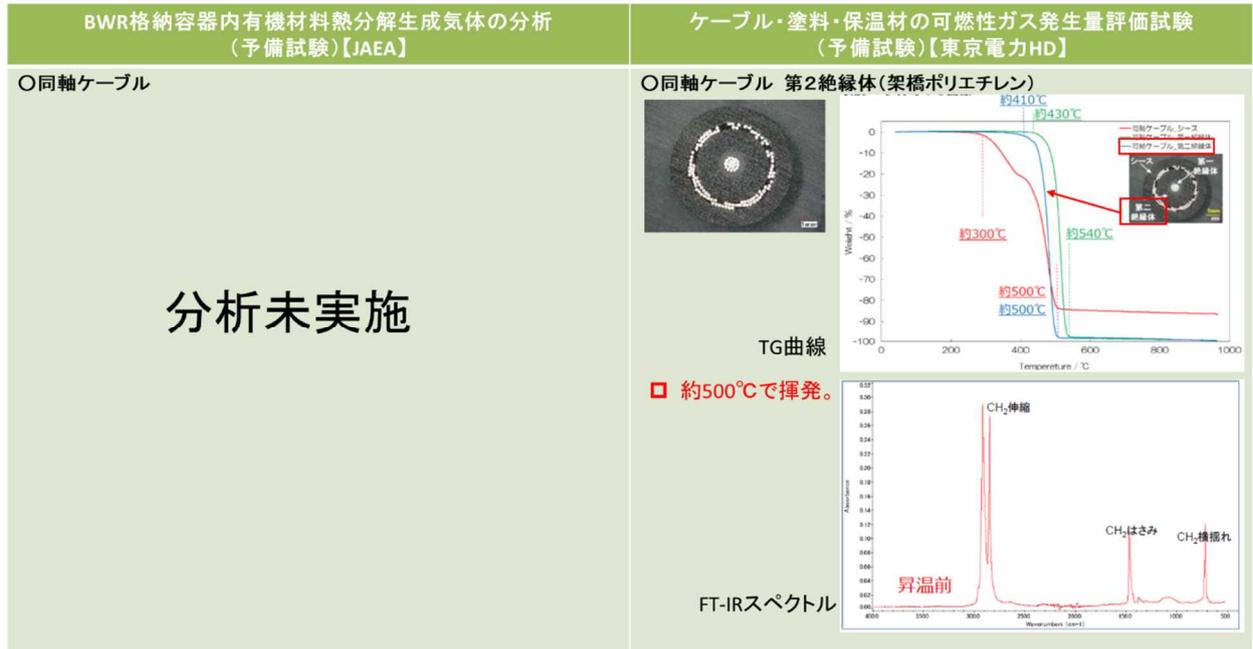
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 29-1 同軸ケーブルの結果概要



出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 29-2 同軸ケーブルの結果概要



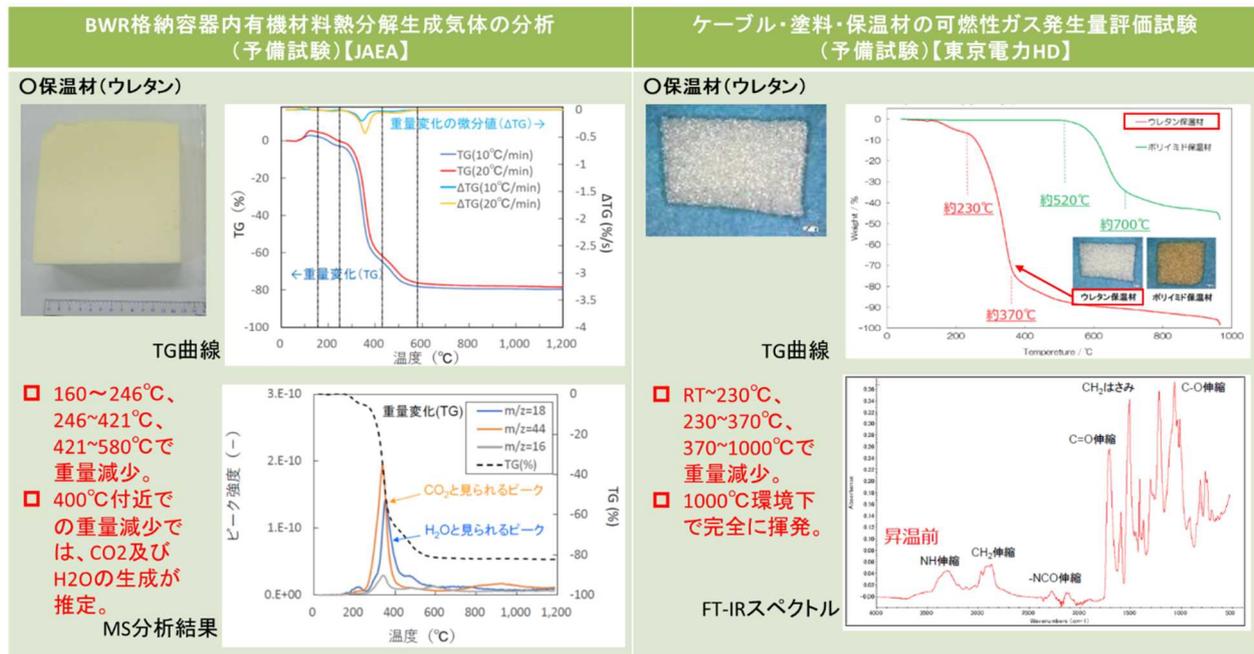
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 29-3 同軸ケーブルの結果概要



出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 29-4 同軸ケーブルの結果概要



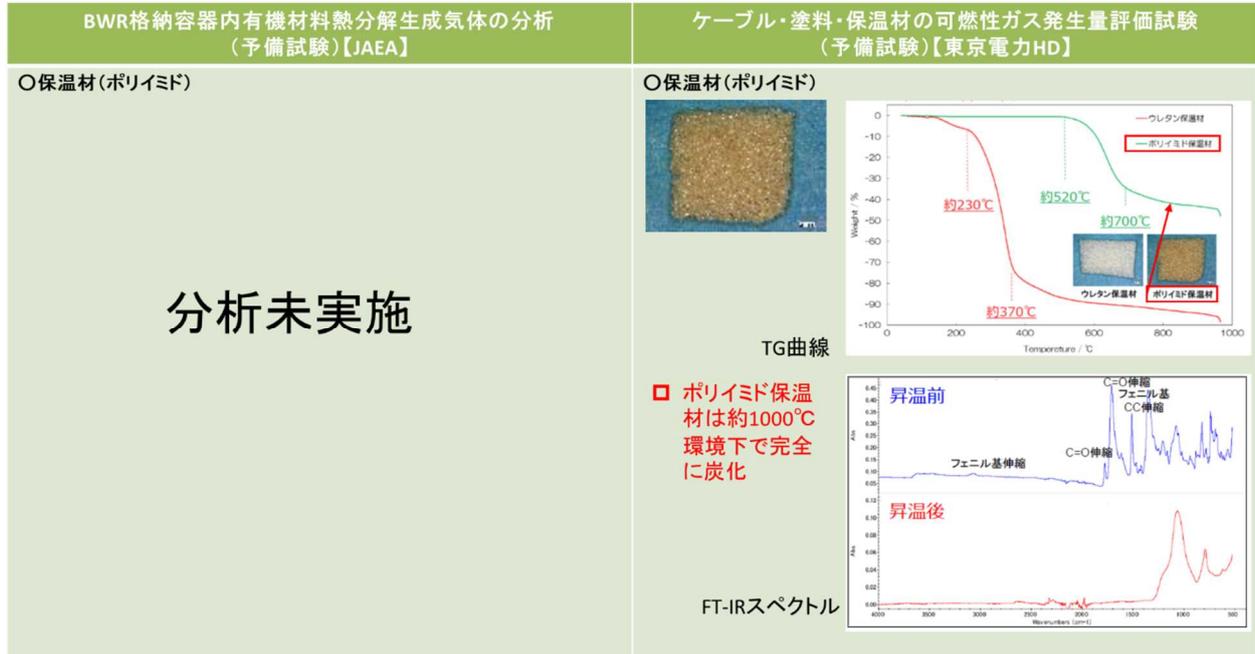
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 30-1 保温材の結果概要



出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 30-2 保温材の結果概要



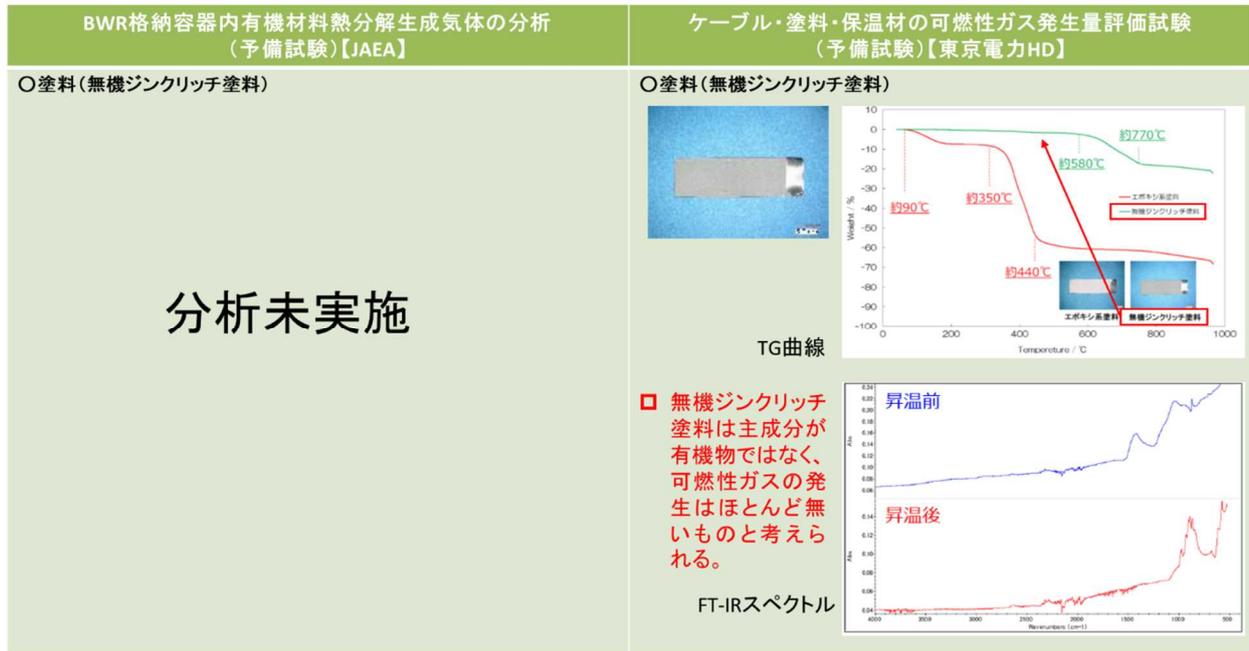
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 30-3 保温材の結果概要



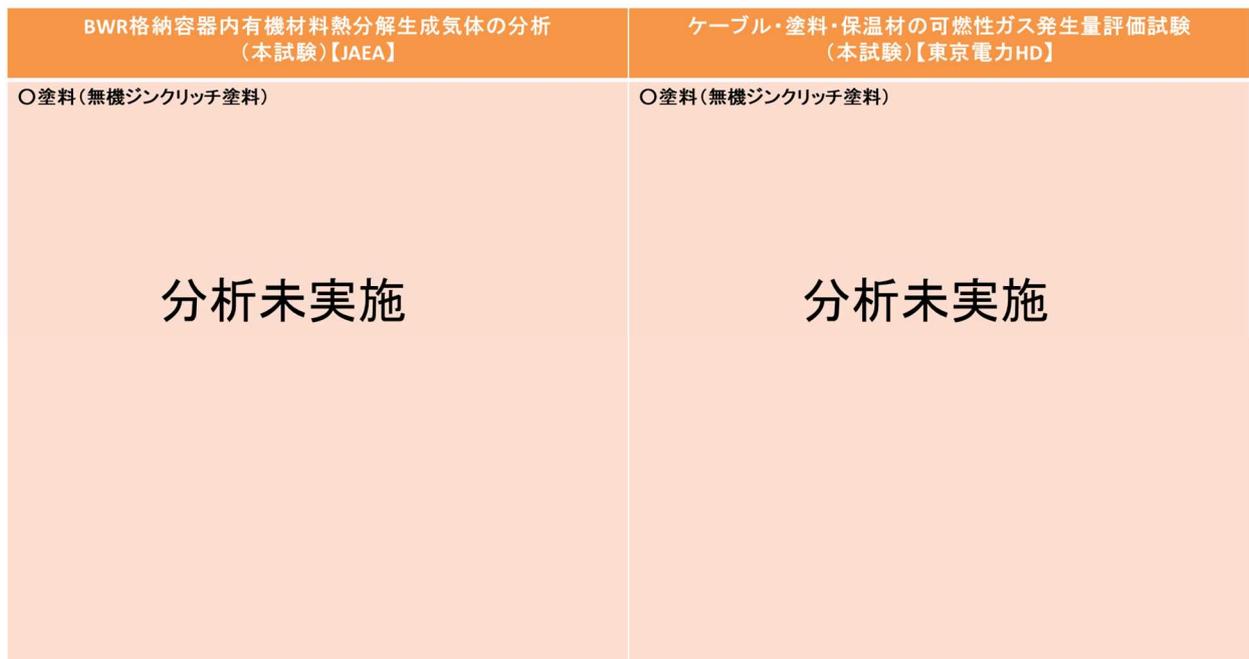
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 30-4 保温材の結果概要



出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 31-3 塗料の結果概要

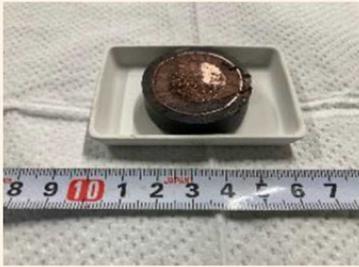


出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 31-4 塗料の結果概要

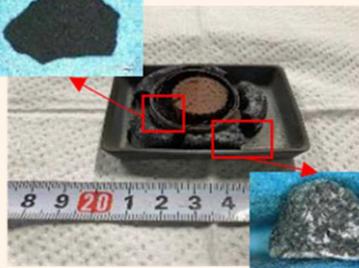
ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験
(200°C24時間保持試験) 【東京電力HD】

○CVケーブル



試験前

絶縁体



試験後

(1000°C水素ガス環境下)

シース



試験後

(1000°C水蒸気環境下)



試験後

(200°C水蒸気環境下)

試料	環境	CVケーブル							
		水素			水蒸気			水蒸気	
温度	°C	RT~350	350~500	500~1000	RT~350	350~500	500~1000	200	
ガス発生量	L	1.2	3.0	43.4	2.1	0.3	7.9	3.3	
	(合計)	L	47.6			10.3			3.3
ケーブル長さ	mm	9.5			9.0			9.0	
試験前試料重量	g	31.65			27.57			33.25	
試験後試料重量	g	24.55			20.26			32.71	
減量	g	7.10			7.31			0.54	
減量	%	22.4			26.5			1.6	

※導体等含む結果

出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-2

図 32-1 200°C24 時間保持試験の概要 (CV ケーブル)

**ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験
(200°C24時間保持試験) 【東京電力HD】**

○PNケーブル



試験前



試験後
(1000°C水素ガス環境下)



試験後
(1000°C水蒸気環境下)



試験後
(200°C水蒸気環境下)

試料	環境	PNケーブル						
		水素ガス			水蒸気			水蒸気
温度	°C	RT~400	400~500	500~1000	RT~400	400~500	500~1000	200
ガス発生量	L	2.6	0.7	7.4	2.5	0.3	15.2	2.3
	(合計)	10.7			18.0			2.3
ケーブル長さ	mm	80			80.0			80.0
試験前試料重量	g	17.12			17.47			17.30
試験後試料重量	g	9.71			7.94			16.77
減量	g	7.41			9.53			0.53
減量	%	43.3			54.6			3.1

※導体等含む結果

出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-2

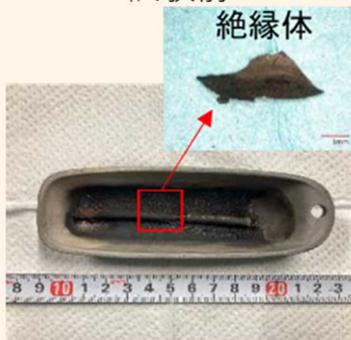
図 32-2 200°C24 時間保持試験の概要 (PN ケーブル)

ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験
(200°C24時間保持試験) 【東京電力HD】

○同軸ケーブル



試験前



試験後
(1000°C水素ガス環境下)



試験後
(1000°C水蒸気環境下)



試験後
(200°C水蒸気環境下)

試料		同軸ケーブル						
		水素ガス			水蒸気			水蒸気
環境	°C	RT~400	400~540	540~1000	RT~400	400~540	540~1000	200
ガス発生量	L	1.1	0.2	2.3	2.3	0.2	0.9	2.8
	(合計)	3.6			3.4			2.8
ケーブル長さ	mm	80.0			80.0			80.0
試験前試料重量	g	4.33			4.30			4.35
試験後試料重量	g	2.28			2.18			4.31
減量	g	2.05			2.12			0.04
減量	%	47.3			49.3			0.9

※導体等含む結果

出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-2

図 32-3 200°C24 時間保持試験の概要（同軸ケーブル）

ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験
(200°C24時間保持試験) 【東京電力HD】

○エポキシ系塗料



試験前



試験後

(1000°C水素ガス環境下)



試験後

(1000°C水蒸気環境下)



試験後

(200°C水蒸気環境下)

試料	環境	エポキシ系塗料							
		水素			水蒸気			水蒸気	
温度(°C)	°C	RT~200	200~600	600~1000	RT~200	200~600	600~1000	200	
ガス発生量	L	0.5	0.5	1.9	2.0	0.2	1.6	4.2	
	(合計)	L	2.9			3.8			4.2
試験前試料重量(塗料)	g	2.54			2.34			8.04	
試験後試料重量(塗料)	g	0.82			0.75			7.86	
減量	g	1.72			1.59			0.18	
減量	%	67.7			67.9			2.2	

出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-2

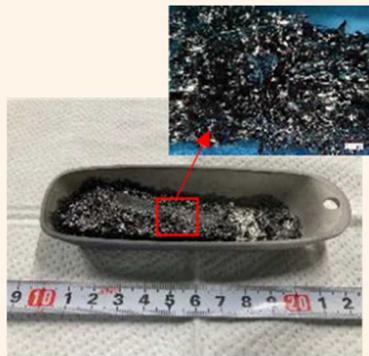
図 32-4 200°C24 時間保持試験の概要（エポキシ系塗料）

ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験
(200°C24時間保持試験) 【東京電力HD】

○ウレタン保温材



試験前



試験後

(1000°C水素ガス環境下)



試験後

(1000°C水蒸気環境下)



試験後

(200°C水蒸気環境下)

試料	環境	ウレタン保温材							
		水素ガス			水蒸気			水蒸気	
温度	°C	RT~230	230~370	370~1000	RT~230	230~370	370~1000	200	
ガス発生量	L	0.7	0.2	4.2	2.3	0.2	2.9	3.5	
	(合計)	L	5.1			5.4			3.5
試験前試料重量	g	2.40			2.56			2.55	
試験後試料重量	g	0.43			0.00			1.61	
減量	g	1.97			2.56			0.94	
減量	%	82.1			100.0			36.9	

出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-2

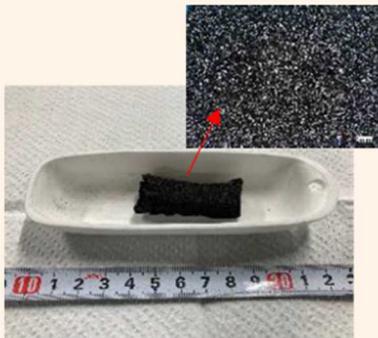
図 32-5 200°C24 時間保持試験の概要（ウレタン保温材）

ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験
(200°C24時間保持試験) 【東京電力HD】

○ポリイミド保温材



試験前



試験後

(1000°C水素ガス環境下)



試験後

(1000°C水蒸気環境下)



試験後

(200°C水素ガス環境下)

試料 環境	°C	ポリイミド保温材						
		水素ガス			水蒸気			水素ガス
温度	°C	RT~520	520~700	700~1000	RT~520	520~700	700~1000	200
ガス発生量	L	0.7	0.4	2.0	2.3	0.2	1.9	<0.1
	(合計)		3.1		4.4			<0.1
試験前試料重量	g		0.65		0.70			0.66
試験後試料重量	g		0.23		0.01			0.64
減量	g		0.42		0.69			0.02
減量	%		64.6		98.6			3.0

出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-2

図 32-6 200°C24 時間保持試験の概要（ポリイミド保温材）

3. まとめ

2021年度に JAEA 及び東京電力が実施したケーブル等加熱試験の結果、水蒸気のないドライな環境で酸素のない条件下では、ケーブル等の有機物が加熱により熱分解することで、可燃性有機ガスが発生する可能性を示唆するが、量的には限られたものである可能性が大きい。

また、東京電力の水蒸気環境下の加熱試験の結果は、PCV 内のケーブル等の有機物の分解が大幅に促進される可能性を示しており、200℃水蒸気環境下ではウレタン保温材試料が液化することが確認された。本来、PCV 内には 2%程度の酸素が存在していること及び水蒸気環境が想定されることから、2022年度には、JAEA 及び東京電力において、酸素含有条件を含めて水蒸気環境下等の PCV 内の環境条件を考慮した試験を継続している。

なお、東京電力の試験結果は、1号機原子炉格納容器内部調査で確認された原子炉再循環系配管のウレタン保温材の消失にも関係している可能性がある。

これまでの調査・分析から原子炉格納容器内における可燃性有機ガスの発生が確認されたことから、調査チームにおいては、**deflagration** を想定した水素燃焼試験の実施及び可燃性有機ガスの水素燃焼への影響を確認する予定である。また、東京電力において、水素燃焼時の可燃性有機ガスの添加による火炎色及び発煙への影響を確認する予定である。

引用文献等

- 1) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第31回会合）資料4-3
https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000075.html
- 2) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第30回会合）資料3-2
https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000073.html
- 3) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000070.html

- 4) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第28回会合）資料3-1及び資料4-1

https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000067.html

- 5) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第27回会合）資料5-2

https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000066.html

- 6) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第26回会合）資料4-2

https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000065.html

- 7) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第23回会合）資料4-1及び資料5-2

https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000061.html

- 8) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第22回会合）資料5-1

https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000060.html

- 9) 令和3年度原子力規制庁委託成果報告書（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）令和4年3月 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

<https://www.nra.go.jp/data/000404661.pdf>

(別添 8)

BWR 格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析

日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門
規制・国際情報分析室
福島第一原子力発電所事故分析チーム
飯田 芳久、大野 卓也

1. BWR 格納容器内のケーブル試料等の加熱試験

事故分析検討会における 3 号機原子炉建屋の水素爆発時の映像分析の結果等から、爆発時原子炉建屋内には水素だけでなく、有機化合物を含む可燃性ガスが存在していた可能性が示唆されている。

BWR の格納容器内には、原子炉圧力容器及び格納容器周辺に可燃性有機ガスの発生源となり得るケーブルや保温材が存在することから、これらのケーブルや保温材に使用されている代表的な有機材料を加熱し、熱分解により生成するガスの成分を分析した。

ケーブル試料等の加熱試験に当たっては、東京電力が別途行う可燃性有機ガス発生量評価と比較検討し、分析結果の確度を上げ、より効率的に進めるため、東京電力から提供された、3 号機で使用されているケーブル及び保温材の同材品及び類似品である、柏崎刈羽原子力発電所 7 号機で使用されているケーブル、保温材を使用し、東京電力の可燃性有機ガス発生量評価の試料と同じ試料を用いることとした。

2. 試料分析の結果

表 1 に示す東京電力 HD より提供された 4 試料を対象とし、示差熱天秤－質量分析 (TG-DTA-MS) 装置による熱分解試験を実施した。異なる昇温速度 (10°C/分及び 20°C/分) において概ね同様の傾向が得られたため、ここでは、10°C/分の分析結果について述べる。表 2 及び図 1 から図 4 に示す通り、TG 分析において各試料とも複数の温度範囲において明確な重量減少が見られた。1200°C までの加熱により、特殊クロロプレンゴムを除いた 3 試料は、初期重量の約 70% から 80% が減少した。特殊クロロプレンゴムの重量減少は約 50% であり、可燃性及び不燃性を含めた熱分解ガスの生成重量が相対的に少ない。最も顕著な重量減少が生じた温度範囲、すなわち熱分解ガスの生成が著しいと考えられる温度範囲は、難燃性エチレンプロピレンゴム、特殊クロロプレンゴム、難燃性特殊耐熱ビニル及びウレタンについて、それぞれ 395～500°C、307～404°C、280～376°C 及び 246～421°C であった。存在量の多いウレタン(約 8m³)¹の重量減少が、比較的低い温度範囲(約 200～400°C)におい

¹ 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第 28 回 資料 2-1

て顕著（約 70%）であり、潜在的な熱分解ガス生成源として重要度が高いことが示唆された。

図 1 から図 4 には、TG データに加えて、二酸化炭素 (CO_2) 及び水 (H_2O) と推定される質量数 44 及び 18 の MS シグナルの変化並びに質量数 16 の MS シグナルをプロットしている。質量数 16 の化合物としてメタンがあるが、酸素原子やアンモニア由来の可能性もある。全ての試料において、質量数 18 のピーク強度が高い。質量数 44 に関しては、難燃性特殊耐熱ビニル及びウレタンでは、質量数 18 と同程度のピーク強度であるのに対し、難燃性エチレンプロピレンゴム及び特殊クロロプロレンゴムのピーク強度は質量数 18 よりも低い。また、質量数 16 のピーク強度は、全試料において質量数 18 のピーク強度を大きく下回っている。質量数 16 の他にも有機化合物と思われる幅広い質量数の MS シグナルが多数検出されたが、それらの多くは、質量数 16 のピーク強度と同程度あるいはそれよりも低い値であった。ピーク強度は、物質によって異なる MS の感度に依存するため、ピーク強度のみから確度の高い定量的な評価はできないものの、難燃性エチレンプロピレンゴム及び特殊クロロプロレンゴムにおいては H_2O が、難燃性特殊耐熱ビニル及びウレタンにおいては H_2O 及び CO_2 が大きな割合を占める熱分解ガスである可能性が高いと推定される。

TG-DTA-MS 分析における MS シグナルのピーク強度が低いとはいえ、有機化合物と考えられる熱分解ガスが数多く検出され、総量としては無視し得ないと考えられる。表 2 に示す温度範囲において生成された有機化合物を推定するために、熱分解 GC-MS により熱分解ガスの構成成分を分離・分析した。後述するように、本熱分解 GC-MS に用いた GC の分離カラムは、無機化合物や炭素数 3 以下の低分子量有機化合物の分離には適していない。熱分解 GC-MS 分析の一例として、ウレタンの室温～246°Cにおける熱分解ガスのクロマトグラムを図 5 に示す。クロマトグラムのピーク面積を求め、上位 10 ピークについて、取得した各ピークのマススペクトルデータをライブラリデータと照合し、類似度（最大 1000）の最も高い物質を同定した。マススペクトルデータとライブラリデータの比較例を図 6 に示す。この例においてはライブラリデータとの類似度が 930 であり、マススペクトルの特徴が両者でほぼ一致している。成分分析の確度に関する類似度の基準値はないが、ここでは 800 を目安として、それ以上の類似度で化合物が推定できたピークについて分析結果を表 3 から表 13 にまとめた。試料に使用されている材料由来の化合物（例えば、ウレタンの場合はジクロロプロパン、リン酸エステル、アニリン等）を含めて、多種多様な高分子量の有機化合物が熱分解により生成されることが示された。TG-MS 及び熱分解 GC-MS 分析の結果を総合的に評価すると、生成された有機化合物の分子中に含まれる炭素を合算すると有意な量になると推定でき、原子炉建屋内水素爆発時における有色火炎の生成要因になり得ると考えられる。

本分析は、窒素雰囲気下で実施した定性分析である。今後、より酸化性の高い雰

囲気条件を含め、成分に応じた分離カラムと検出器を用いて無機成分、低分子量有機成分や総有機炭素量の分析を進める計画である。

3. 試料分析の目的及び手法

3号機原子炉建屋の水素爆発時に発生した可能性のある、可燃性有機ガスの発生源、成分や量について知見を得ることを目的とし、BWR格納容器内に存在するケーブル材、保温材等に使用されている代表的な有機材料（表1）に対して熱分解生成ガスの分析を行った。格納容器内での使用量が多く、可燃性有機ガスの発生が考えられる物を試料として選定し²、加熱による重量変化等を計測するとともに、熱分解により生成されるガスの成分を推定した。

（1）TG-DTA-MS法

各試料を窒素雰囲気中、昇温速度 10℃/分または 20℃/分で 1200℃まで加熱し、試料の重量変化（TG）、熱分解時の示差熱（DTA）及び熱分解生成ガスに由来する物質の質量（MS）を連続的に分析した。本手法により、熱分解による顕著な重量変化が生じる温度範囲を把握するとともに、熱分解生成ガスの成分を大まかに推定した。なお、本手法は気体の分離機構を持たないため、複数のガスが同温度で発生した場合の定性は困難である。

（2）熱分解 GC-MS法

ガスクロマトグラフ（GC）により気体成分の分離が可能な熱分解 GC-MS法を用いて、主な発生ガス成分の推定を試みた。各試料を窒素雰囲気中で加熱し、TG分析により把握した熱分解の温度範囲（表2）で生成したガスを捕集し、カラムにより成分を分離するとともに、MSデータ（クロマトグラム及びマススペクトル）を取得・分析した。なお、カラムの特性により分離可能なガス成分が異なるが、本分析では主として炭素数 4 以上（分子量 50 程度以上）の有機化合物を対象としたカラムを選択した。

各温度範囲で取得したクロマトグラム（一例を図5に示す）において面積値が上位 10 成分のピークを対象として、マススペクトルデータのライブラリ解析を行った。ライブラリ解析では、測定されたマススペクトルデータと解析ソフトに付属するライブラリのマススペクトルデータ（ライブラリデータ）をコンピュータが照合し、その類似度を数値化する。本分析においては、最も類似度（最大 1000）の高い化合物を推定化合物として定性した（一例を図6に示す）。

² 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第22回 資料5-1

表1 分析に供したケーブル等の有機材料

試料番号	材質	用途	写真	構造式
1	難燃性エチレン プロピレンゴム	原子炉容器下部制御・ 計装PNケーブルの 絶縁材		$\left\{ \text{CH}_2 - \text{CH}_2 \right\} \left\{ \text{CH}_2 - \underset{\text{CH}_3}{\text{CH}} \right\} \left[\text{D} \right]$
2	特殊クロロプレン ゴム	原子炉容器下部制御・ 計装PNケーブルの シース		$\left[\text{CH}_2 - \underset{\text{Cl}}{\text{CH}} - \text{CH}_2 - \text{CH}_2 \right]_n$
3	難燃性特殊耐熱 ビニル	高圧動力用 CVケーブルのシース		$\left[\text{CH}_2 - \underset{\text{Cl}}{\text{CH}} \right]_n$
4	ウレタン	保温材		$\text{R} - \text{NH} - \text{C}(=\text{O}) - \text{O} - \text{R}'$

表2 TG-MS 分析において試料の重量減少が生じた温度範囲と重量減少割合

試料	重量減少が生じた温度範囲 (°C)			1200°Cでの 重量減少割合 (%)
	210~321	321~395	395~500	72
難燃性エチレンプロピレンゴム	210~321	321~395	395~500	72
特殊クロロプレンゴム	230~307	307~404	404~527	53
難燃性特殊耐熱ビニル	280~376	376~560	560~800	75
ウレタン	160~246	246~421	421~580	82

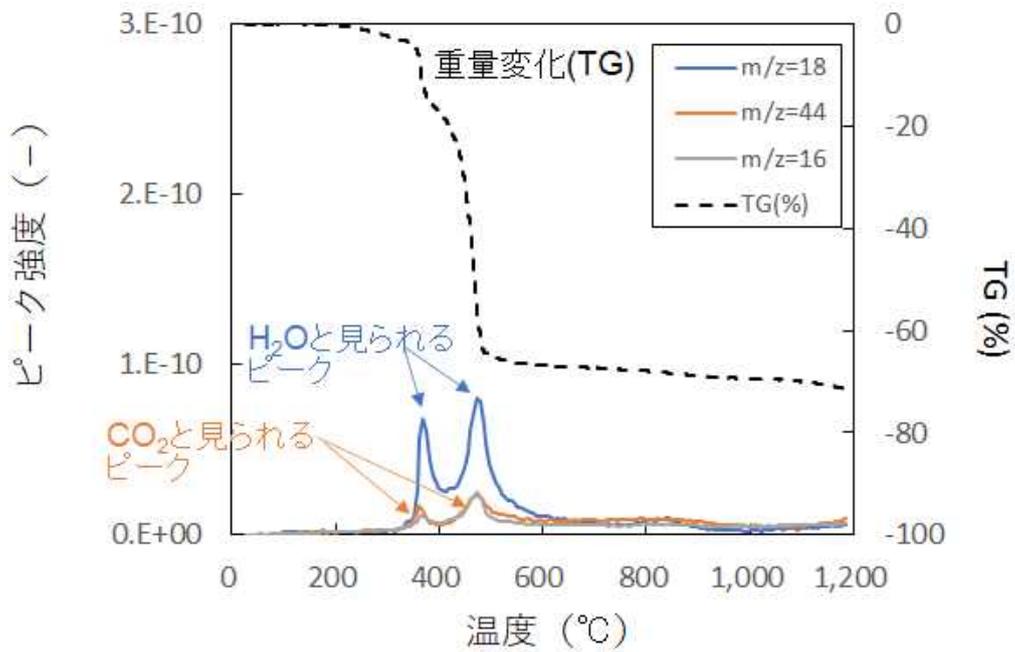


図1 TG-MS分析におけるMS分析結果（難燃性エチレンプロピレンゴム）
 (m：分析時に生成したイオンの質量、z：イオンの電荷（通常1）)

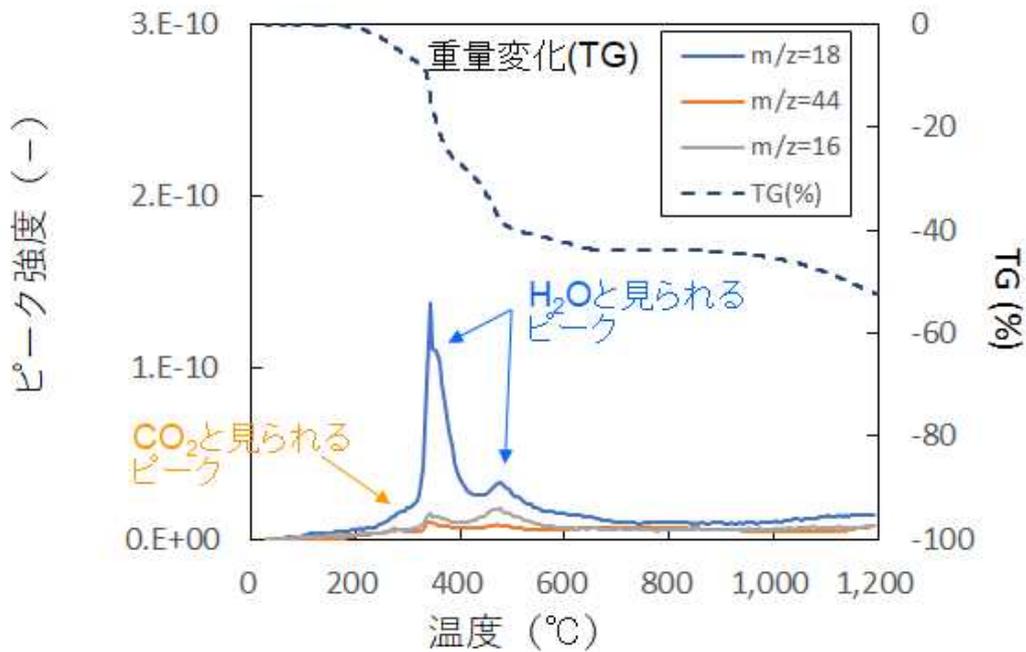


図2 TG-MS分析におけるMS分析結果（特殊クロロプレングム）

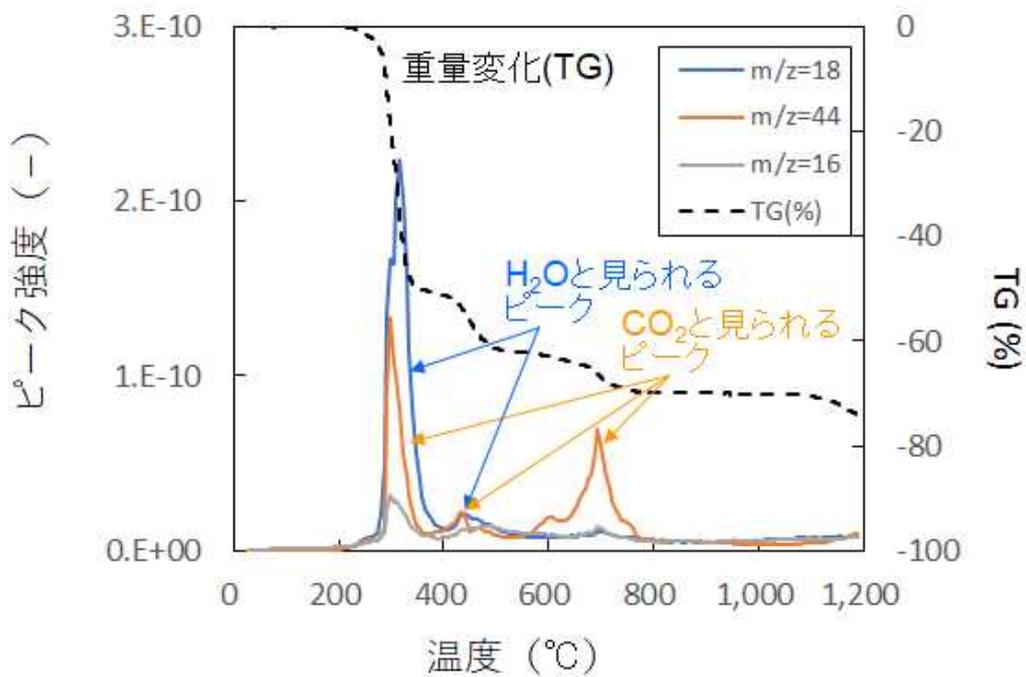


図3 TG-MS分析におけるMS分析結果（難燃性特殊耐熱ビニル）

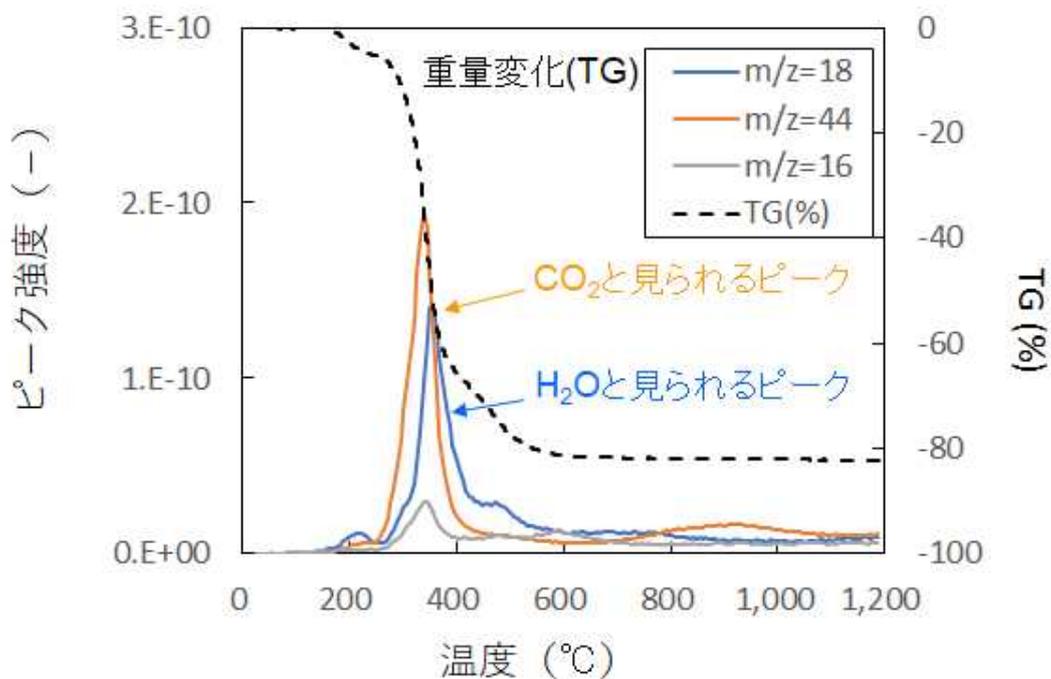


図4 TG-MS分析におけるMS分析結果（ウレタン）

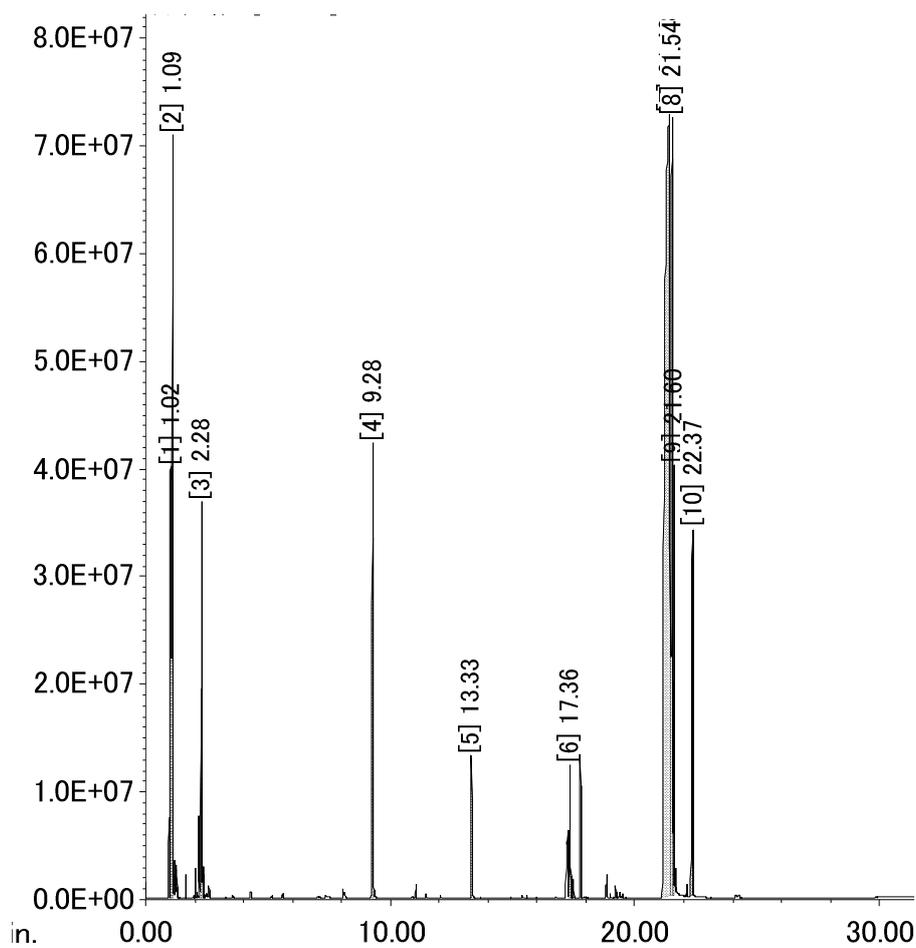
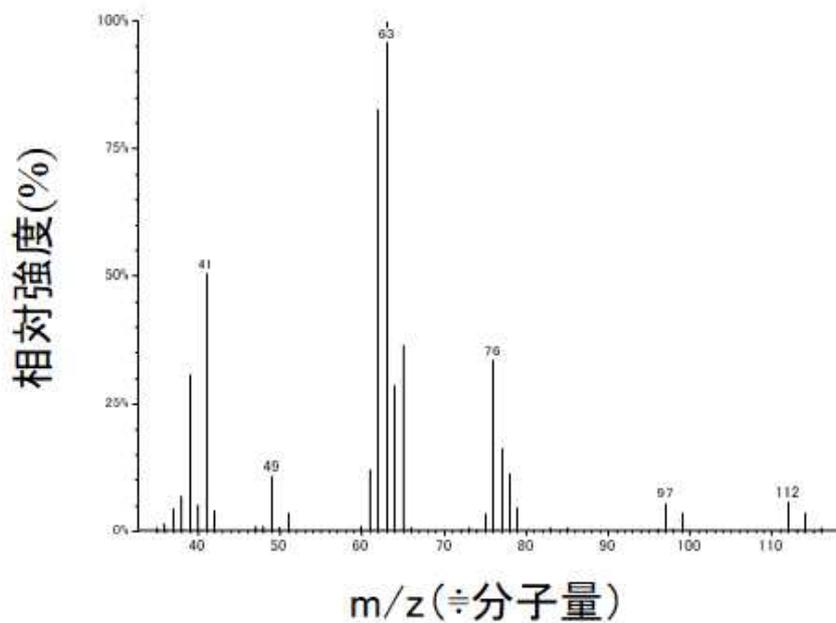


図5 熱分解 GC-MS 分析において尿素試料を 246°Cまで加熱して生成したガスのクロマトグラム（縦軸はピーク強度、横軸は時間（分）を示す）

マススペクトル測定データ



ライブラリデータ(照合結果)

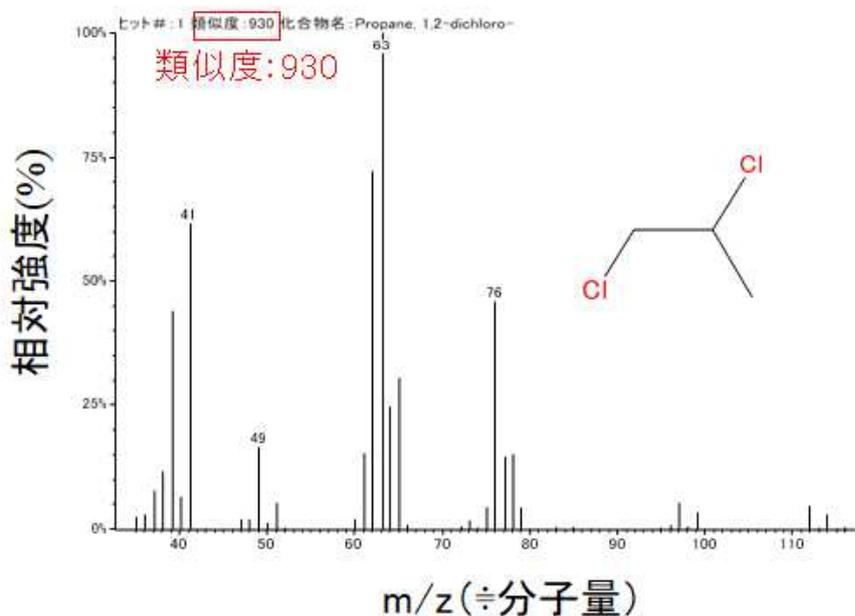
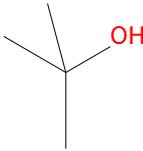
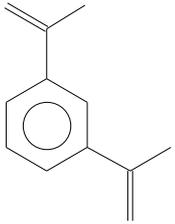
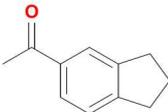
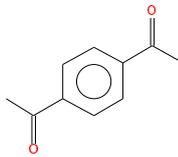
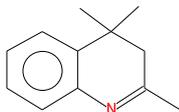


図6 熱分解 GC-MS 分析におけるマススペクトル測定データのライブラリ解析の例 (図3のピーク [3]に対応するガス成分)

表3 熱分解 GC-MS 分析データの解析結果
(難燃性エチレンプロピレンゴム 321°C)

ピーク No.	1	2	3	5	6
推定化合物	tert-ブチルアルコール	1,3-ジイソプロペニルベンゼン	5-アセチルインダン	1,4-ジアセチルベンゼン	2,4,4-トリメチル-3,4-ジヒドロキノリン
類似度	898	915	913	929	855
構造式					

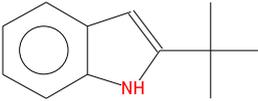
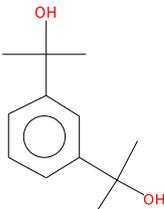
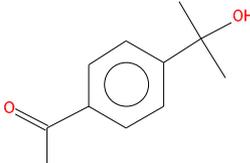
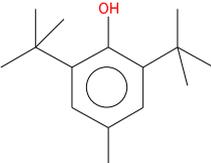
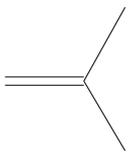
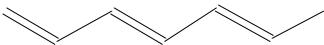
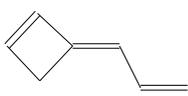
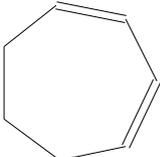
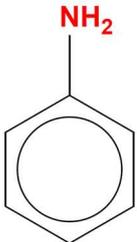
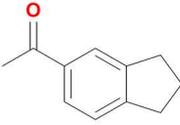
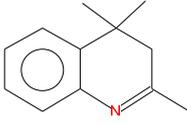
ピーク No.	7	8	9	10
推定化合物	2-tert-ブチル-1H-インドール	メタジオール	4'-(1-ヒドロキシ-1-メチルエチル)アセトフェノン	2,6-ジ-tert-ブチル-p-クレゾール
類似度	859	897	841	925
構造式				

表4 熱分解 GC-MS 分析データの解析結果
(難燃性エチレンプロピレンゴム 395°C)

ピーク No.	1	2	3	4	5
推定化合物	イソブテン	(3E,5E)-1,3,5-ヘプタトリエン	(3E,5E)-1,3,5-ヘプタトリエン	3-(2-プロペニリデン)シクロブテン	1,3-シクロヘプタジエン
類似度	869	895	903	946	889
構造式					

ピーク No.	6	7	8	9
推定化合物	1,3,5-シクロヘプタトリエン	アニリン	5-アセチルインダン	2,4,4-トリメチル-1,3,4-ジヒドロキノリン
類似度	845	946	907	837
構造式				

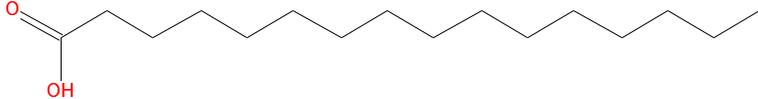
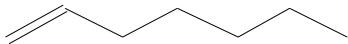
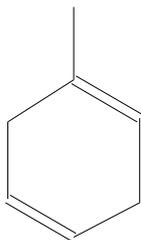
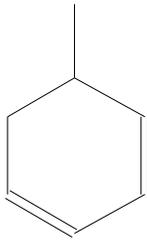
ピーク No.	10
推定化合物	パルミチン酸
類似度	887
構造式	

表5 熱分解 GC-MS 分析データの解析結果
(難燃性エチレンプロピレンゴム 500°C)

ピーク No.	4	5	6
推定化合物	1-ヘプテン	1-メチル-1,4-シクロヘキサジエン	1-メチルシクロヘキサ-2,4-ジエン
類似度	906	887	881
構造式			

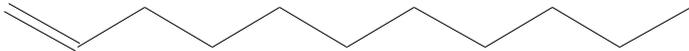
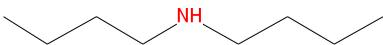
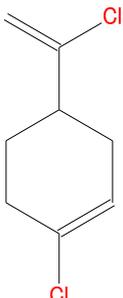
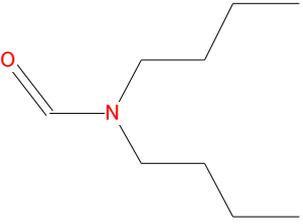
ピーク No.	10
推定化合物	1-ウンデセン
類似度	891
構造式	

表6 熱分解 GC-MS 分析データの解析結果 (特殊クロロプレンゴム 307°C)

ピーク No.	3	4	5
推定化合物	ジブチルアミン	1-クロロ-4-(1-クロロエテニル)シクロヘキセン	N,N-ジブチルホルムアミド
類似度	899	931	931
構造式			

ピーク No.	6
推定化合物	1-クロロウンデカン
類似度	888
構造式	

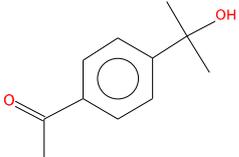
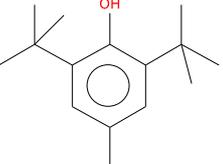
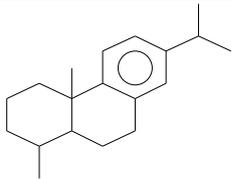
ピーク No.	7	8	9
推定化合物	4'-(1-ヒドロキシ-1-メチルエチル)アセトフェノン	2,6-ジ-tert-ブチル-p-クレゾール	4b,8-ジメチル-2-イソプロピルフェナントレン, 4b,5,6,7,8,8a,9,10-オクタヒドロ-
類似度	836	941	829
構造式			

表7 熱分解 GC-MS 分析データの解析結果 (特殊クロロプレンゴム 404°C)

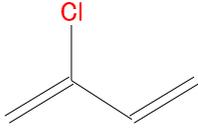
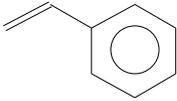
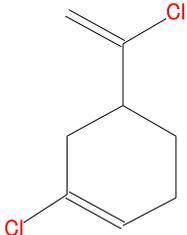
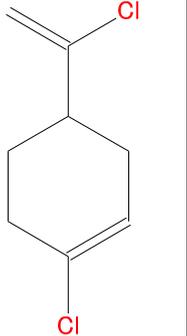
ピーク No.	2	3	4	5
推定化合物	クロロプレン	スチレン	2-クロロ-4-(1-クロロエテニル)シクロヘキセン	1-クロロ-4-(1-クロロエテニル)シクロヘキセン
類似度	847	944	933	930
構造式				

表8 熱分解 GC-MS 分析データの解析結果 (特殊クロロプレンゴム 527°C)

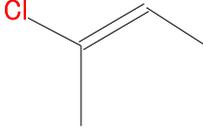
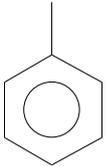
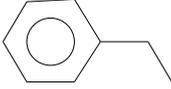
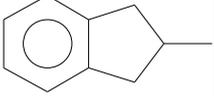
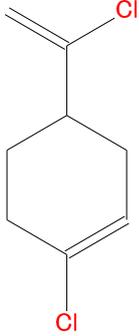
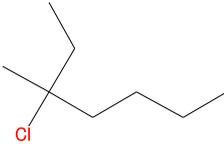
ピーク No.	4	5	6	9	10
推定化合物	2-クロロ-2-ブテン	トルエン	エチルベンゼン	2-メチルインダン	1-クロロ-4-(1-クロロエテニル)シクロヘキセン
類似度	838	900	881	807	880
構造式					

表9 熱分解 GC-MS 分析データの解析結果 (難燃性特殊耐熱ビニル 376°C)

ピーク No.	1	3	4	5	6
推定化合物	1,5-ヘキサジイン	(E)-4-オクテン	(E)-3-オクテン	3-クロロ-3-メチル-ヘプタン	
類似度	851	904	876	821	805
構造式					

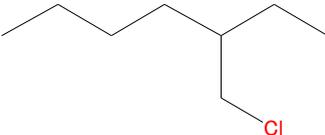
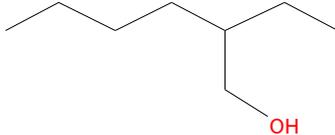
ピーク No.	7	8	9
推定化合物	3-クロロメチルヘプタン	2-エチル-1-ヘキサノール	
類似度	850	878	821
構造式			

表10 熱分解 GC-MS 分析データの解析結果 (難燃性特殊耐熱ビニル 560°C)

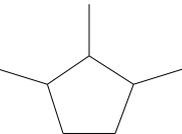
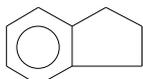
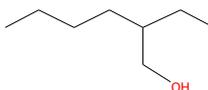
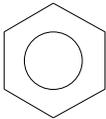
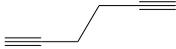
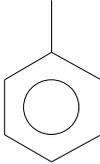
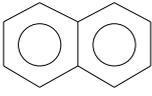
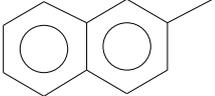
ピーク No.	3	4	5	8	9
推定化合物	1,5-ヘキサジエン-3-イン	(1 α ,2 α ,3 α)-1,2,3-トリメチルシクロペンタン	(Z)-3-オクテン	インダン	2-エチル-1-ヘキサノール
類似度	842	857	837	800	872
構造式					

表 11 熱分解 GC-MS 分析データの解析結果 (難燃性特殊耐熱ビニル 800°C)

ピーク No.	2	3	4	5	6
推定化合物	ベンゼン	1,5-ヘキサジイン	トルエン	ナフタレン	2-メチルナフタレン
類似度	945	873	924	947	945
構造式					

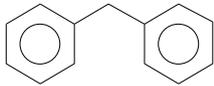
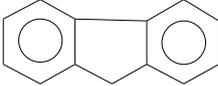
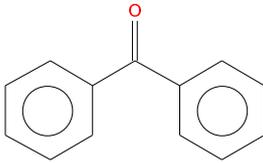
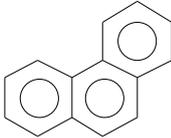
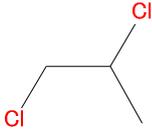
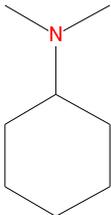
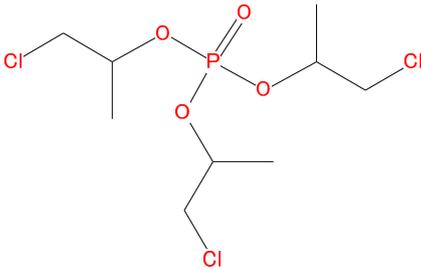
ピーク No.	7	8	9	10
推定化合物	ジフェニルメタン	フルオレン	ベンゾフェノン	フェナントレン
類似度	949	918	916	943
構造式				

表 12 熱分解 GC-MS 分析データの解析結果 (ウレタン 246°C)

ピーク No.	3	4	7
推定化合物	1,2-ジクロロプロパン	N,N-ジメチルシクロヘキシルアミン	りん酸トリス[1-(クロロメチル)エチル]
類似度	930	878	890
構造式			

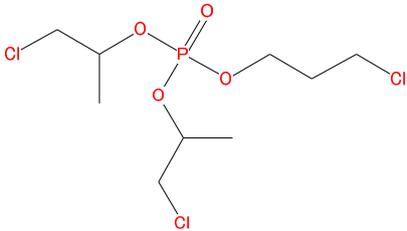
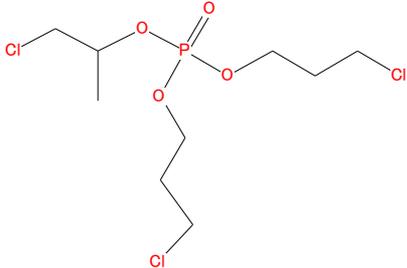
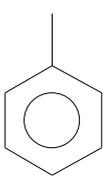
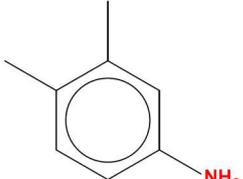
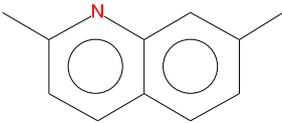
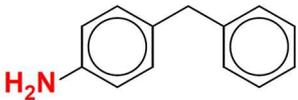
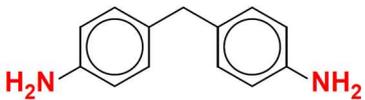
ピーク No.	8	9
推定化合物	りん酸ビス[1-(クロロメチルエチル)] (3-クロロプロピル)	りん酸ビス(3-クロロプロピル)[1-(クロロメチル)エチル]
類似度	901	916
構造式		

表 13 熱分解 GC-MS 分析データの解析結果 (ウレタン 580°C)

ピーク No.	2	5	7
推定化合物	トルエン	3,4-ジメチルアニリン	2,7-ジメチルキノリン
類似度	919	899	803
構造式			

ピーク No.	8	9	10
推定化合物	4-ベンジルアニリン	4,4'-メチレンジアニリン	
類似度	878	882	879
構造式			

(別添 9)

3号機原子炉建屋における火災との関係

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 背景及び目的

3号機原子炉建屋では、2011年3月14日の水素爆発以降、3月21日の15時55分頃にやや灰色がかった煙の発生や、同月23日の16時20分頃に黒煙の発生など火災が確認されている。(図1～3参照)

一方、これらの火災が確認された原子炉建屋南東側などには可燃物の存在は想定されていない。



2011年3月21日東京電力撮影

図1 3号機原子炉建屋における煙の発生(1)



2011年3月21日東京電力撮影

図2 3号機原子炉建屋における煙の発生(2)



2011年3月21日東京電力撮影

図3 3号機原子炉建屋における煙の発生(3)

2. 現地調査の結果

3号機原子炉建屋では、2011年3月14日の水素爆発以降、オペフロから白煙が上っていることが何度か確認されている。(図4参照)

これらの白煙は、赤外線カメラによる温度測定や航空機写真等から原子炉ウエルの隙間等から吹き出ていることが確認されており、原子炉格納容器等から漏えいしてきた水蒸気と考えられてきた。

一方、3月21日の15時55分頃のやや灰色がかった煙の発生や、同月23日の16時20分頃に黒煙の発生については、白煙を形成していた水蒸気とは異なり、火災による煙と考えられた。



2011年3月16日東京電力撮影

図4 3号機原子炉建屋オペフロの白煙

調査チームは、事故時に発生した水素爆発に関して、爆発が発生した状況や影響等に関してより詳細な検討を行うため、水素爆発の痕跡等を調査する3号機原子炉建屋内調査を実施しており、当該火災の原因となる可燃物等の情報が得られないか確認した(別添14参照)。

当該現地調査の結果、3号機原子炉建屋2階の原子炉容器の北側の壁面に、目視では焦げ跡のように見える黒い部分が確認された¹が、その他原子炉建屋内調査において、火災の痕跡は確認されていない。

3. まとめ

これまでの調査・分析では、3号機原子炉建屋における火災に直接関係する痕跡は確認されていないが、PCV内で可燃性有機ガスが発生するという知見は、これらの火災への影響が十分に考えられる。PCV内で発生する水素及び可燃性有機ガスの挙動及び影響は、引き続き検討する必要がある。

¹ (別添 14) 3号機原子炉建屋1階及び2階の予備調査結果 参照

(別添 10)

1号機 SGTS 室の調査結果等（遠隔調査用ローダー等）

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 竹内 淳、佐藤 匡

1. 調査目的

原子力規制庁は、事故当時1号機のベント配管側から自号機（1号機）の非常用ガス処理系（SGTS）フィルタトレインへのベントガスの移行（逆流）の有無、2号機 SGTS フィルタトレイン基部で発見された漏えい痕の確認等を行うため、昨年度に引き続き現地調査を実施した。

2. 調査内容

調査対象である1号機及び2号機の SGTS フィルタトレイン周辺は、これまでの調査において高い線量率が確認されており、接近して測定をすることができないことから、遠隔調査用ローダーにより周辺状況の撮影及び線量率の測定を実施することとした。

2021年度は、遠隔調査用ローダーの製作及び作動試験を含めて現地調査を実施した。

3. 遠隔調査用ローダーの製作

遠隔調査用ローダーの移動経路となる SGTS フィルタトレイン付近には障害物となる配管等があることから、原子力規制庁において小型の遠隔調査用ローダーを製作した。（図1参照）



図1 遠隔調査用ローダー

4. 調査結果

(1) 2号機 SGTS フィルタトレイン基部の漏えい痕の確認

東京電力ホールディングス株式会社（以下、「東電」という。）は、2020年8月～2021年2月にかけて実施した調査において2号機 SGTS フィルタトレイン（B系）下流側の南側通路上に漏えい痕を確認した（図2参照¹）。



図2 2号機 SGTS フィルタトレイン付近の漏えい痕

当該漏えい痕が2号機 SGTS フィルタトレインから漏えいしたものであった場合、1号機から逆流したベントガス中の水蒸気が2号機 SGTS フィルタトレイン内に溜まり水として残存している可能性が考えられることから、漏えい箇所等を確認するために遠隔調査用ローダーを用いて2021年6月25日、7月29日及び8月6日に調査を実施した。

調査では、はじめに2号機 SGTS フィルタトレイン（B系）の南側から接近して漏えい痕を確認した後、漏えい箇所の有無等について確認を行ったが、フィルタトレイン下面には漏えいした形跡は確認できなかった。その一方で、漏えい痕のあった箇所のフィルタトレイン奥側（北側）にドレン配管のようなものが確認された。

¹ 第21回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会資料5-1 P.26より抜粋

そのため、次の調査では北側から接近して2号機 SGTS フィルタトレイン (B系) の北側通路 (A系との間の通路) 及びSGTS フィルタトレイン (A系) の北側通路を確認した。その結果、前回確認した配管はフィルタトレインとは別の配管であること、またその付近にも漏えい痕が見つかったことに加えて、フィルタトレインのドレン配管は別の箇所にあることを確認した。これらの確認結果及び線量率測定結果を図3、また参考までに東電がこれまでに実施した線量率測定結果を参考1及び2に示す。

これらの確認結果から、今回確認した漏えい痕はフィルタトレインからの漏えいではない可能性が高いと考える。しかしながら、東電の調査により3号機フィルタトレイン (B系) や4号機フィルタトレイン (A系) では溜まり水を確認しており、1号機及び2号機のフィルタトレイン内にも溜まり水が残存している可能性は否定できないことから、溜まり水の有無に関しては引き続き調査を実施して確認していく必要がある。

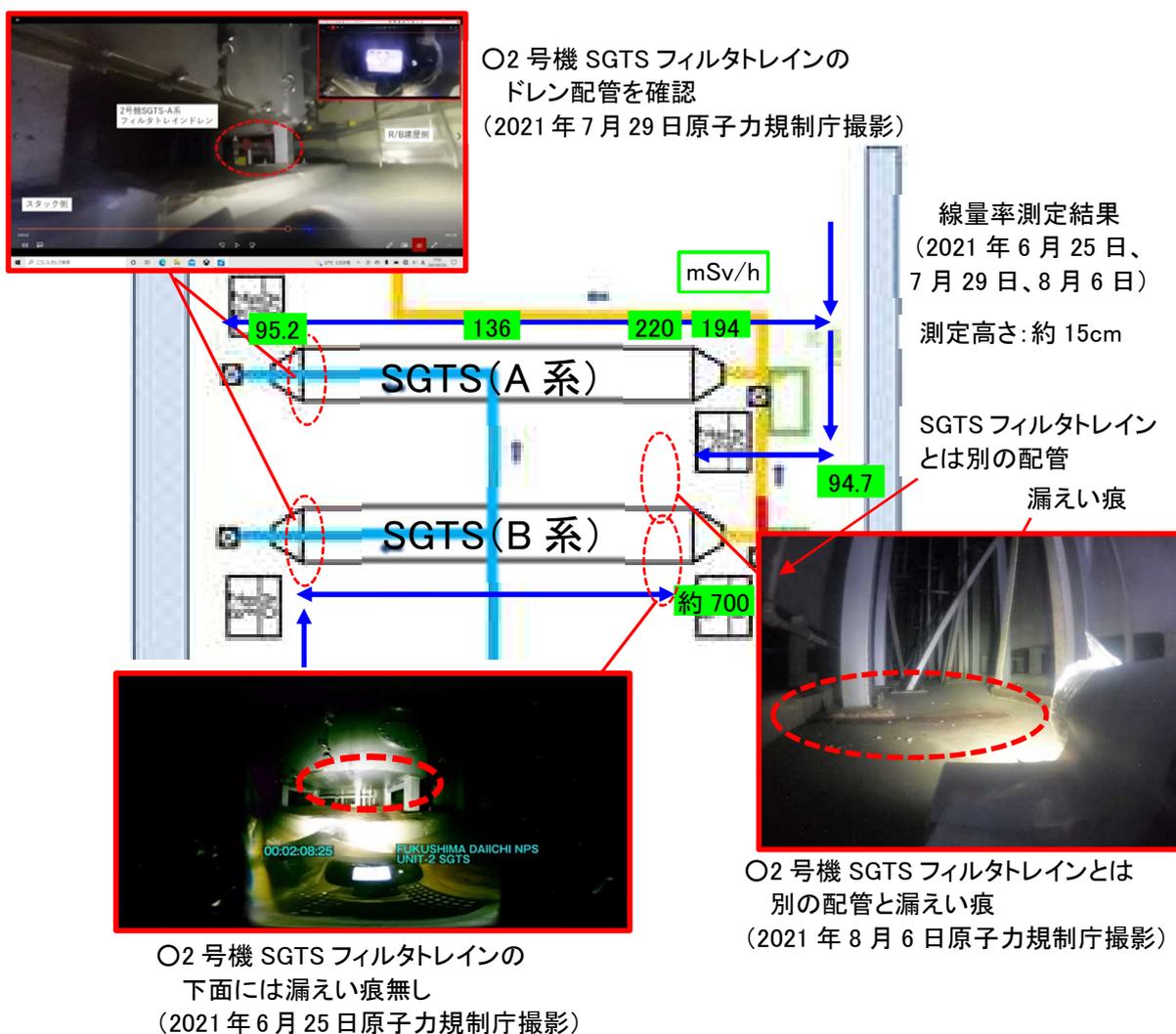
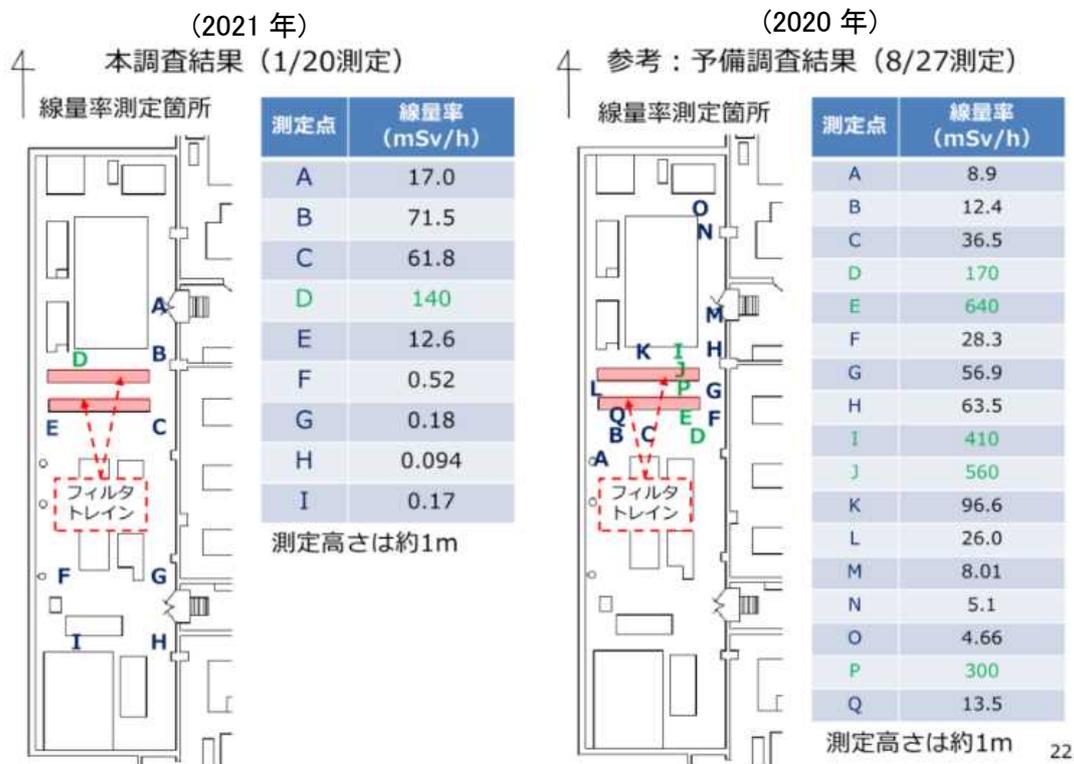


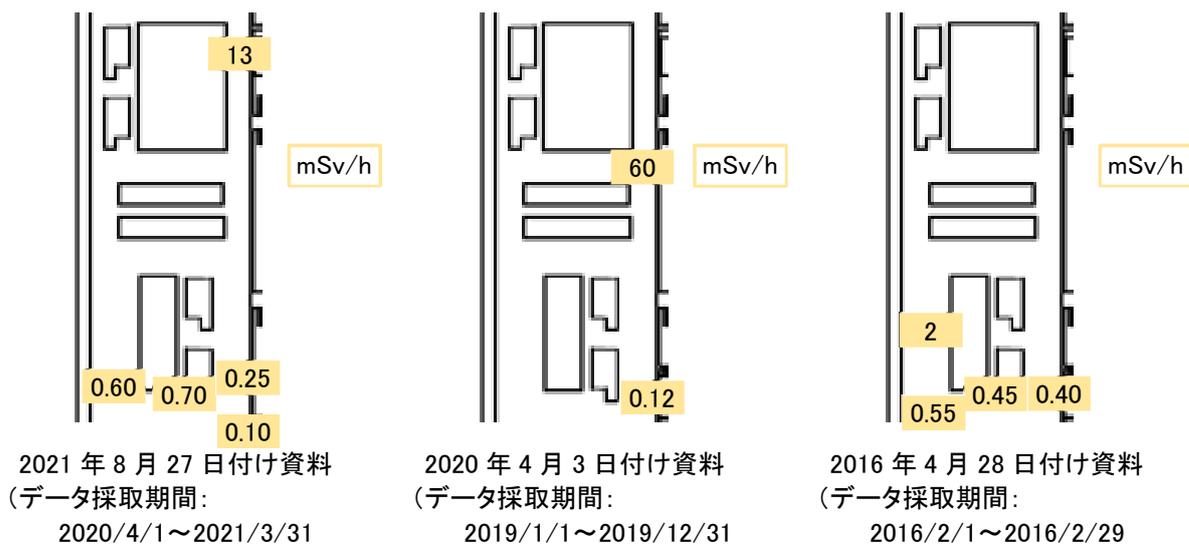
図3 2号機 SGTS フィルタトレイン付近の調査結果

(参考1) 東電が2020年8月～2021年2月にかけて実施した1-4号機SGTS室調査による2号機SGTSフィルタトレイン付近の線量率測定結果²

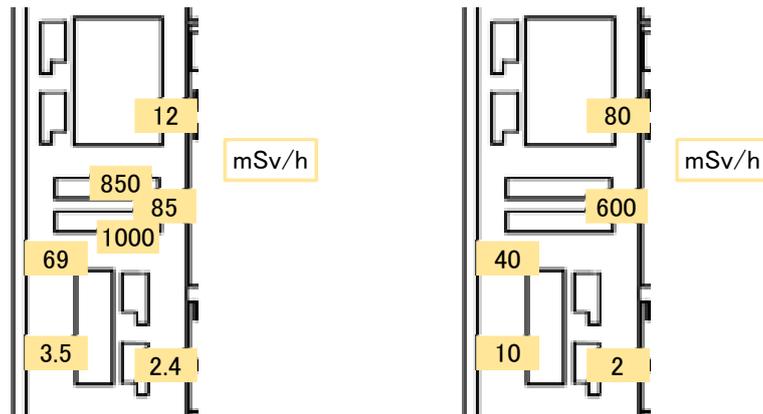


(参考2) 東電 HP 公表資料「建屋内の空間線量率について」を一部加工

<https://www.tepco.co.jp/decommission/data/surveymap/archive/unit2-j.html>



² 第21回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会資料5-1「1-4号機SGTS室調査の結果について」P.22より抜粋、一部加筆 (<https://www.nsr.go.jp/data/000358692.pdf>)



2015年5月8日付け資料
(データ採取期間:
2014/2/20~2015/3/31)

2013年3月22日付け資料
(データ採取期間:
2011/4~2013/2)

(2) 1号機 SGTS フィルタトレインの汚染状況調査

1号機フィルタトレインは、これまでの各種調査により一部周辺の線量率等が測定されているが、特にフィルタトレイン出口部（スタック側）の線量率については測定ができていない。そのため、現状確認されている線量率の関係だけでは1号機のベント配管側（フィルタトレインの出口側）からフィルタトレインへの逆流があったと判断することができない状況にある。

これらの状況を踏まえ、新たに製作した遠隔調査用ローダーによりフィルタトレイン全体、特にフィルタトレイン出口部の線量率測定実施の可否等を確認するため2021年12月16日及び2022年1月12日に予備調査を実施した。

①新たな経路の確認

これまで東電による線量率の測定は、フィルタトレイン室の東側通路を中心に実施されているが、現時点においてその経路ではフィルタトレイン出口側（西側）まで到達できていない。そのため、フィルタトレイン室の西側にある通路を使用してフィルタトレインまで接近することができるか確認を行った。その結果、フィルタトレイン手前には低い位置までケーブルトレイ等が設置されており、この通路からフィルタトレインへ到達することは困難であることを確認した。本予備調査で確認した周辺状況及び測定した線量率については、図4にまとめて示す。

②東側通路からの線量率測定

東側通路からフィルタトレインまで到達するためには、フィルタトレイン手間にあるスロープを越えていく必要がある。今回の予備調査では、そのスロープの手前までの通路にて遠隔調査用ローダーの試験走行等を実施した。これらの確認結果及び線量

率測定結果を図4、また参考までに東電がこれまでに実施した線量率測定結果を参考3及び4に示す。(図4参照)

その結果、スロープ付近から急激に放射線量が高くなり、それに伴ってカメラ映像に強い変色等が発生すること、スロープ自体を超えていく場合には遠隔調査用ローダーの安定性の向上を図る必要があること等の課題があることを確認した。そのため、今後はカメラの仕様変更等を含めて遠隔調査用ローダーの改造等により課題を改善した上で、フィルタトレインの線量率測定の実施に向けて引き続き取り組んでいく必要がある。

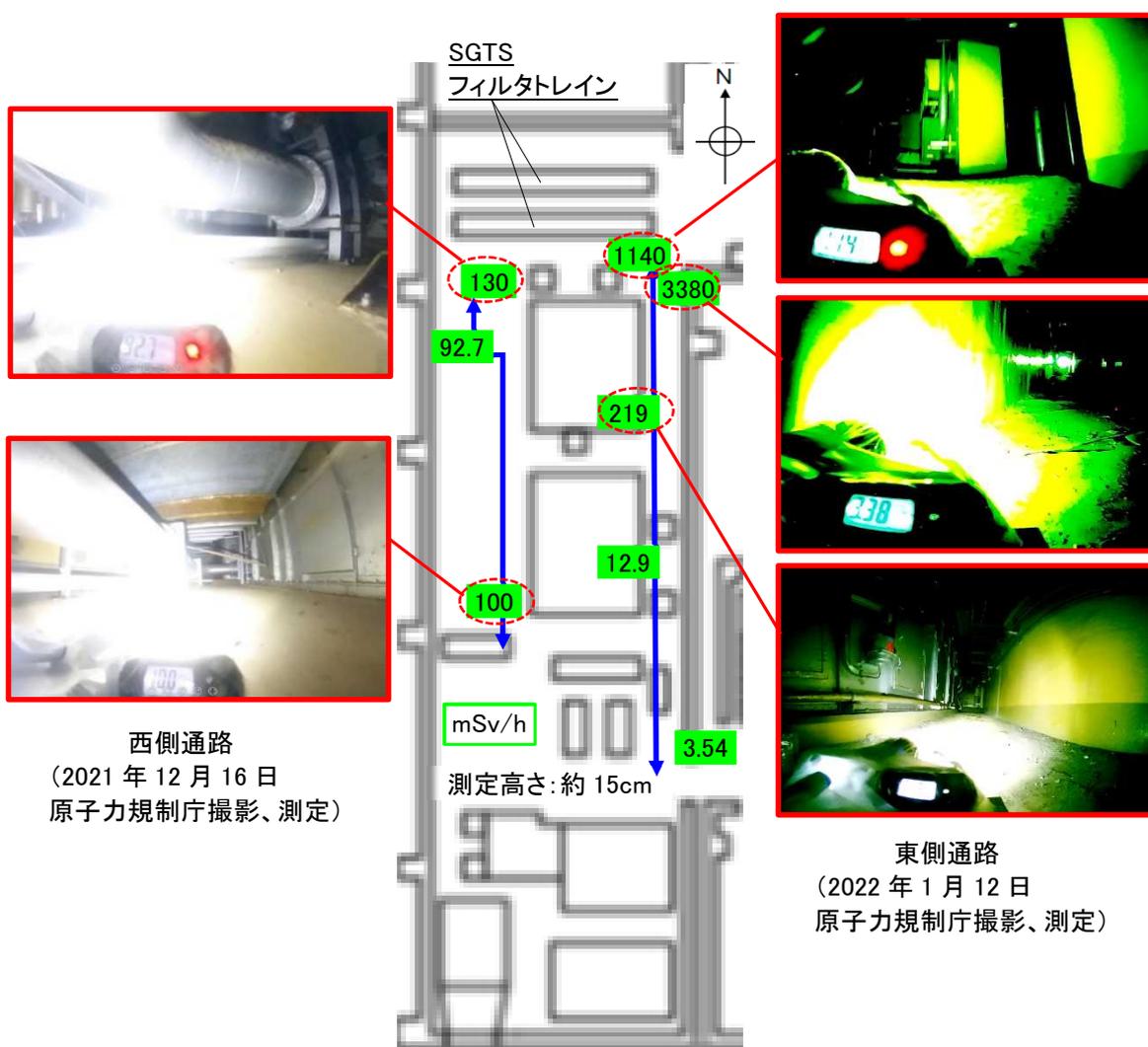
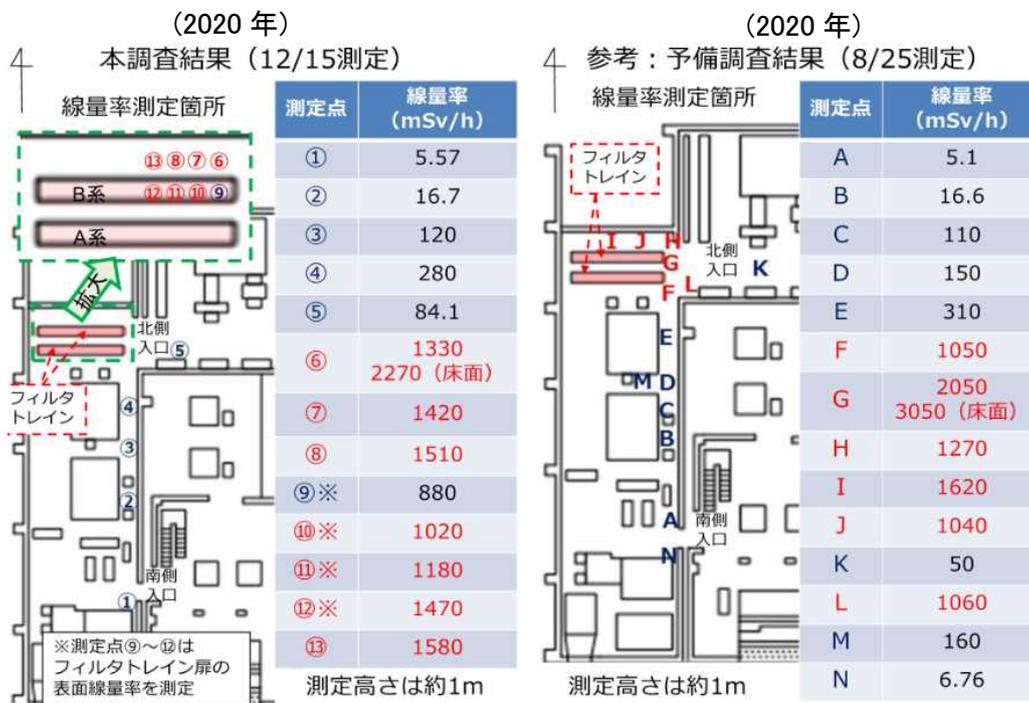


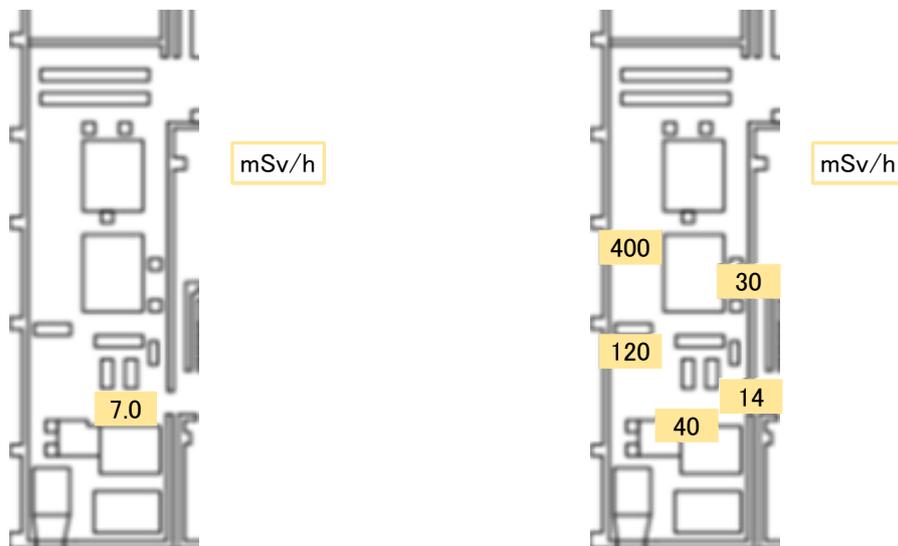
図4 1号機 SGTS フィルタトレイン付近の調査結果

(参考3) 東電が2020年8月～2021年2月にかけて実施した1-4号機SGTS室調査による1号機SGTSフィルタトレイン付近の線量率測定結果³



(参考4) 東電 HP 公表資料「建屋内の空間線量率について」を一部加工

<https://www.tepco.co.jp/decommission/data/surveymap/archive/unit1-j.html>



2021年8月27日付け資料
(データ採取期間:
2020/4/1～2021/3/31)

2015年5月8日付け資料
(データ採取期間:
2014/2/21～2015/3/31)

³ 第21回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会資料5-1「1-4号機SGTS室調査の結果について」P.19より抜粋、一部加筆 (<https://www.nsr.go.jp/data/000358692.pdf>)

4. まとめ

上記の調査結果から、遠隔調査用ローダーによる調査の有用性を確認することができたが、それと同時に解決すべき課題も明らかになった。また、今回確認できなかった以下の点については、引き続き実施可能な調査方法等を検討し、調査を継続していく必要がある。

(1号機フィルタトレイン関係)

- ・フィルタトレイン全体、特に出口側（西側）の線量率
- ・フィルタトレイン内部の溜まり水の有無

(2号機フィルタトレイン関係)

- ・フィルタトレイン内部の溜まり水の有無

(別添 1 1)

1/2 号機 SGTS 配管の切断による配管内の汚染分布の測定

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 背景及び目的

1/2 号機の非常用ガス処理系 (SGTS) 配管については、中間取りまとめ (2021 年版) において、高い線量率が測定されているが、東京電力による 1/2 号機廃棄物処理建屋の雨水対策工事及び 1 号機原子炉建屋大型カバー設置工事等の廃炉作業と干渉する範囲があるため、1 号機及び 2 号機原子炉建屋の屋外に敷設されている配管の一部を撤去する作業 (以下、「SGTS 配管撤去作業」という。) が実施されている。

SGTS 配管撤去作業では、SGTS 配管を切断し、クレーンによる吊り降ろし後、4 号機カバー建屋内 1 階に輸送し、1.5m 程度に細断する。細断された配管は養生してコンテナに収納し、固体廃棄物貯蔵庫に輸送、保管される。

当該 SGTS 配管は、東京電力福島第一原子力発電所事故当時、原子炉格納容器ベントの実施によって、配管内部にベントガスが流れていることから、SGTS 配管内部の汚染状況・汚染分布を調査・分析することで事故時の放射性物質の移行等に係る重要な情報が得られるものと考えられる。

そのため、調査チーム及び東京電力は、当該 SGTS 配管の撤去作業にあわせて、切断された SGTS 配管の調査・分析を実施することとした。

SGTS 配管撤去作業は、2021 年 7 月から開始されたが、作業に使用するクレーンの故障、配管切断装置の不具合等により作業が遅延し、2022 年 5 月に 2 号機 SGTS 配管の 1 本目の切断、サンプル採取等が実施された¹。しかし、その後も同年 6 月には 2 号機 SGTS 配管の 2 本目の切断作業中に切断装置のワイヤーソーの配管への噛み込み事象等が発生した。このため、同年 7 月に周辺工事と工程を組み替え、配管切断装置の改造等を行うこととし、SGTS 配管撤去作業の遅延が生じている。

2. 調査の概要

調査チーム及び東京電力は、2022 年 5 月 24 日に切断された 1 本目の 2 号機

¹ 事故分析検討会 第 30 回会合 資料 2 福島第一原子力発電所 1 号機及び 2 号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について、2022 年 6 月 30 日 東京電力ホールディングス株式会社 参照

SGTS 配管について、以下の調査等を実施した。

①ガンマカメラ測定

複数の種類のガンマカメラを用いて SGTS 配管の汚染状態を測定。

②配管内部確認及びスミヤ採取

ガンマカメラで高汚染が確認された箇所等の SGTS 配管内部の映像取得及びスミヤ採取。

③配管サンプル採取

ガンマカメラで高汚染が確認された箇所等の SGTS 配管部位のサンプル採取。

④スミヤ／配管サンプル分析

採取したスミヤ及び配管サンプルの分析。

具体的な調査内容については、引用文献等の東京電力資料²に記載されている。

SGTS 配管撤去作業の進捗に応じて、2 本目以降の切断配管についても上記の調査等を実施予定である。

3. 調査の結果

①ガンマカメラによる測定は、配管から 8m の位置（配管全体の測定）及び配管から 4m の位置（配管の詳細範囲）で東京電力が実施した。ガンマカメラは、性能比較も行えるように東京電力所有のコーデットマスク型ガンマカメラ³及びコンプトン型ガンマカメラ⁴並びに原子力規制庁所有のピンホール型ガンマカメラ⁵の 3 台を使用した。

東京電力所有のコーデットマスク型ガンマカメラ及びコンプトンガンマカメラの測定結果は、図 1 及び図 2 に示した。

原子力規制庁所有のピンホール型ガンマカメラによる測定結果は、図 3 に示した。ただし、測定時の設定に誤りがあり、全エネルギー吸収モードでの測定となっており測定された核種が判別不能で、正しく測定されていないことが確認された。

SGTS 配管（口径約 35cm）の測定については、コーデットマスク型ガンマカメラ及びピンホール型ガンマカメラにより配管の汚染分布が把握可能と考えられる。

² 事故分析検討会 第 28 回会合 資料 4-4 福島第一原子力発電所 1 号機及び 2 号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について、2022 年 2 月 28 日 東京電力ホールディングス株式会社 参照

³ コーデットマスク型ガンマカメラ：Mirion Technologies 社製 iPIX

⁴ コンプトン型ガンマカメラ：(株)千代田テクノル社製 ガンマ・キャッチャー

⁵ ピンホール型ガンマカメラ：日立製 HDG-E1500

<参考> γカメラ測定結果（8m位置）

測定日：2022/5/24 **TEPCO**

- 当社γカメラ（コーデットマスク）の測定結果より、線量が高い線源は配管中央にあると推測する。
- 当社γカメラ（コンプトン）は空間線量当量率が0.5mSv/hと高い環境では、検出部が周辺の線量の影響を受けてしまい、線源の位置にイメージングすることが出来なかった。

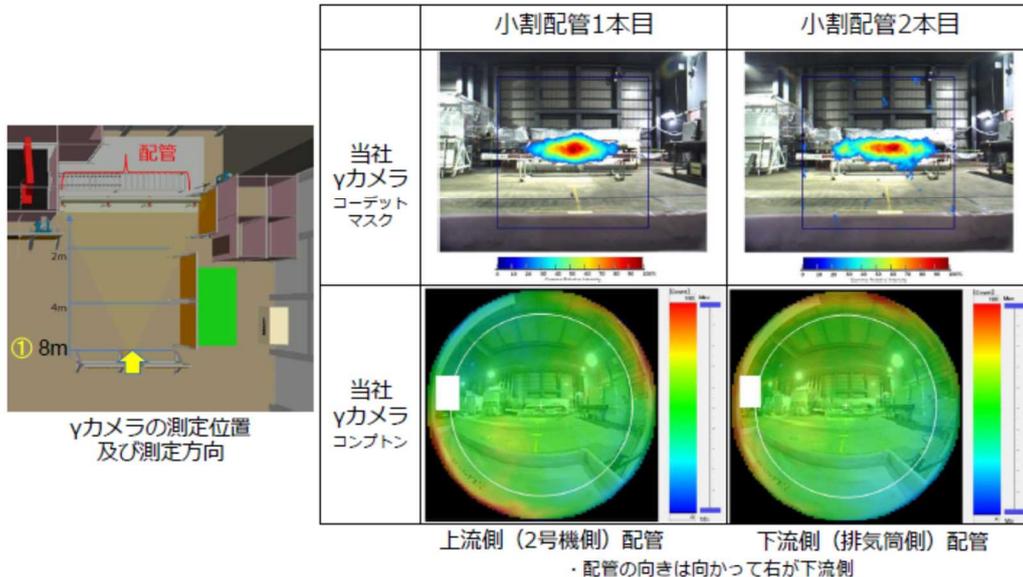


図1 ガンマカメラ測定結果（8m位置）（東京電力ガンマカメラの例）

<参考> γカメラ測定結果（4m位置）

測定日：2022/5/24 **TEPCO**

- 当社γカメラ（コーデットマスク）の測定結果より、線量が高い線源は配管下部に付着していると推測する。
- 当社γカメラ（コンプトン）は高線量による数え落としが起り、放射線分布が正しく表示されなかった。高線量の試料を測定するには線源から距離を離す、もしくは検出部をコリメートする必要がある。

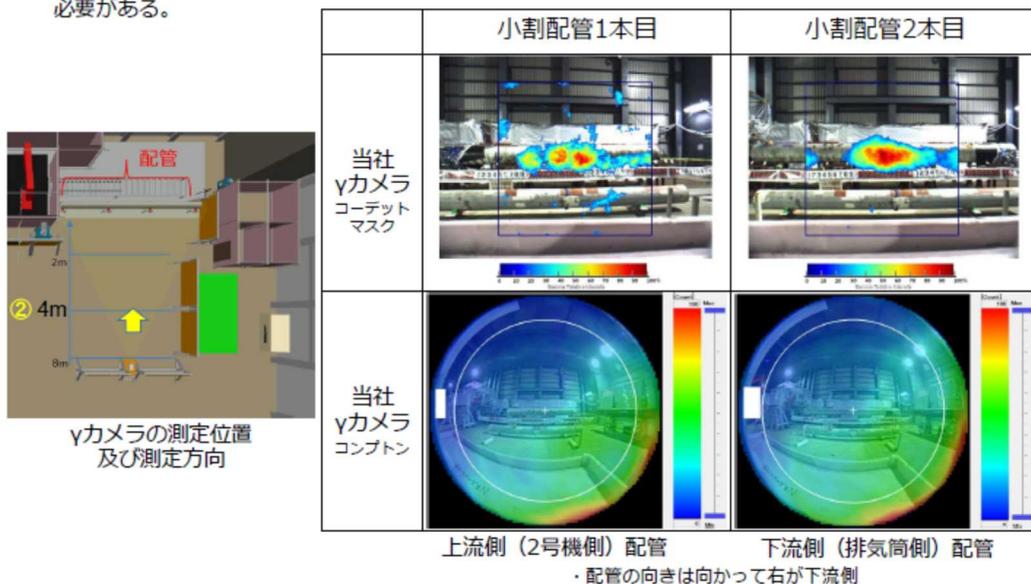
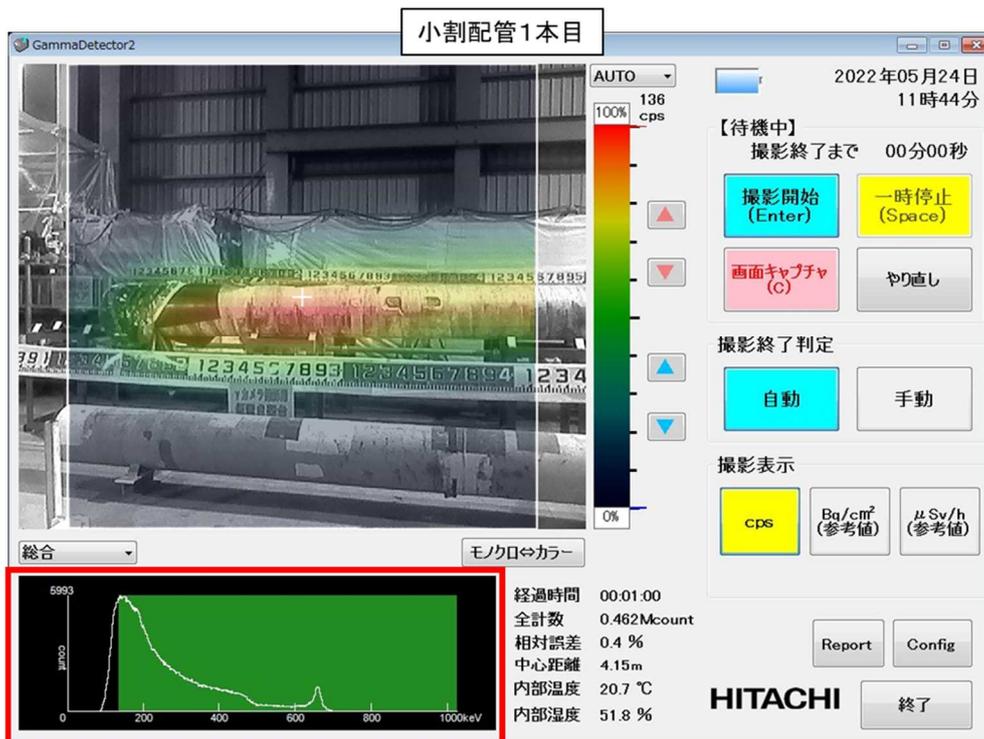


図2 ガンマカメラ測定結果（4m位置）（東京電力ガンマカメラの例）



- 2022年5月24日、東京電力が原子力規制庁所有のγカメラを用いて測定した結果。
- 測定時の設定に誤り(全エネルギー吸収モードのまま)があり、正しく測定されていない。

図3 ガンマカメラ測定結果（原子力規制庁ガンマカメラの例）

なお、切断された SGTS 配管から 10cm 位置での 1cm 線量当量率は、17mSv/h～27mSv/h であり、ガンマカメラの測定位置となる 4m 位置での 1cm 線量当量率は、1.1mSv/h～1.2mSv/h、同様に 8m 位置での 1cm 線量当量率は、0.50mSv/h であった。

SGTS 配管の細断前には、東京電力が、電離箱サーベイメータによる配管内外の 1cm 及び 70 μm 線量当量率の測定も合わせて行っている。測定結果は下記のとおり。

電離箱サーベイメータ⁶による線量率測定結果（2022年5月23日測定）

【配管上流側（2号機側）】

- ・配管内側 γ : 100mSv/h、 $\gamma + \beta$: 3000mSv/h（切断面から、配管内側へ測定器を向け測定）
- ・配管外側 γ : 60mSv/h、 $\gamma + \beta$: 60mSv/h

【配管下流側（排気筒側）】

- ・配管内側 γ : 65mSv/h、 $\gamma + \beta$: 120mSv/h（ウレタンが充填された切断面を測定）
 - ・配管外側 γ : 60mSv/h、 $\gamma + \beta$: 60mSv/h
- γ : 1cm 線量当量率、 $\gamma + \beta$: 70 μ m 線量当量率

②配管内部確認及びスミヤ採取は、2022年5月24日に東京電力がガンマカメラによる測定で高汚染が確認された部分で且つ、発泡ウレタン材が注入されていない部位の内部確認（映像取得）及びスミヤ採取を実施した。

スミヤ採取については、スミヤ採取棒を使用し、衝立て遮へいを利用しながら、配管内面の上面（0° 方向）、下面（180° 方向）、側面（90° もしくは 270° 方向）の3箇所のスミヤが採取されている。

③配管サンプル採取は、2022年5月24日に東京電力がガンマカメラによる測定で高汚染が確認された部分で且つ、発泡ウレタン材が注入されていない部位のサンプルを採取し、保管されている。

東京電力によれば、採取した配管サンプルは、5cm程度の幅で配管を細断した輪切り状態のもの⁷であり、採取した位置情報や、配管の上下、出入口方向を記録・記載するように作業するとともに、コンクリート製の収納容器に養生した状態で保管された。

東京電力による配管内部確認及びスミヤ採取並びに配管サンプル採取の具体的な調査結果については、引用文献等の東京電力資料⁸に記載されている。

⁶ 電離箱サーベイメータ（高線量）F1-ICWBH-031 キャップを付けた状態で1cm線量当量率を測定し、70 μ m 線量当量率はキャップを外して測定

⁷ 切断された配管全体（全長約11.6m）のうちの原子炉建屋側から約6.4m付近を切り出した幅約5cm、口径約35cmのもの

⁸ 事故分析検討会 第30回会合 資料2 福島第一原子力発電所1号機及び2号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について、2022年6月30日 東京電力ホールディングス株式会社 参照

調査チームは、当該配管サンプルの線量率測定を 2022 年 6 月 8 日に実施した。
当該配管サンプルの保管状態は図 4 のとおりであり、収納容器内での位置固定がなされておらず、養生された状態では、配管の上下が明確ではない状態が確認された。

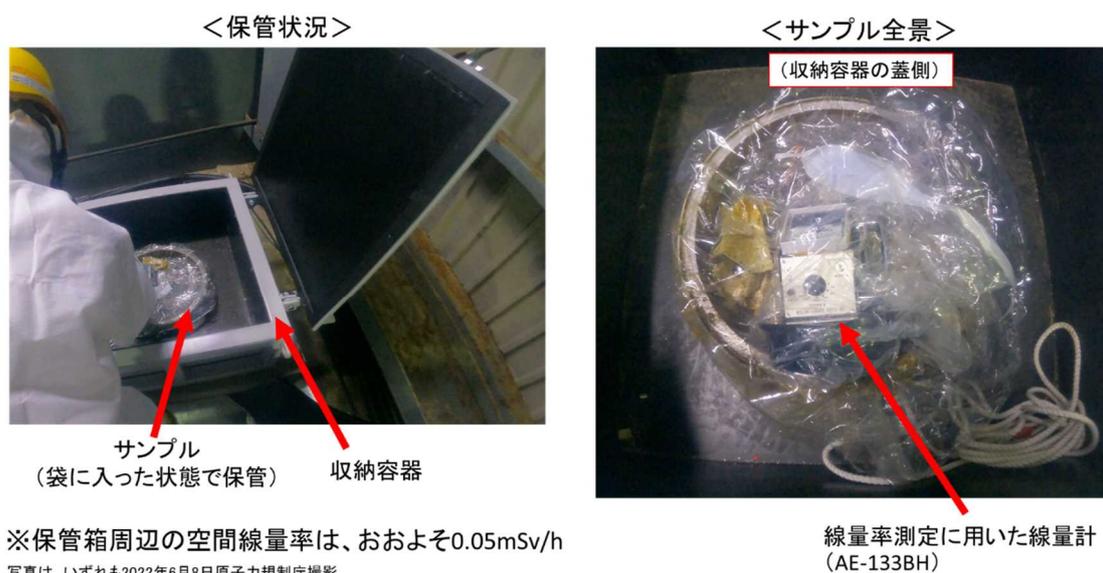


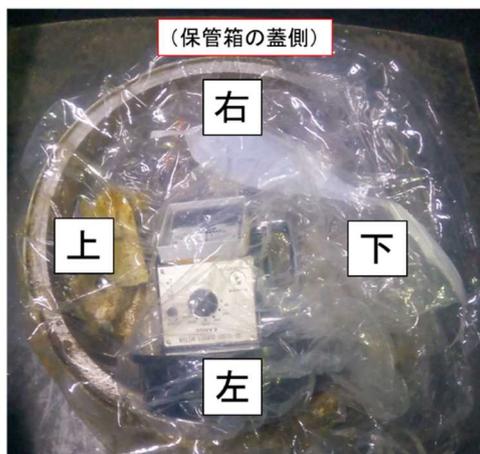
図 4 配管サンプルの保管状況

線量率測定は、調査チームが電離箱式サーベイメータ⁹を用いて、3mm 線量当量測定フィルタ（H3 フィルタ）及び 1cm 線量当量測定フィルタ（H10 フィルタ）を使用するとともにフィルタなしで測定を行っている。

これらの測定したデータを東京電力によるサンプルの向き情報とあわせて整理した（図 5 参照）。

⁹ 株式会社応用技研 電離箱式サーベイメータ AE-133BH

サンプルの向き等
(東京電力による情報)



2022年6月8日原子力規制庁撮影

裏面(収納容器に接している方:見えていない方)
が原子炉建屋側

原子力規制庁による
線量率測定結果(単位:mSv/h)

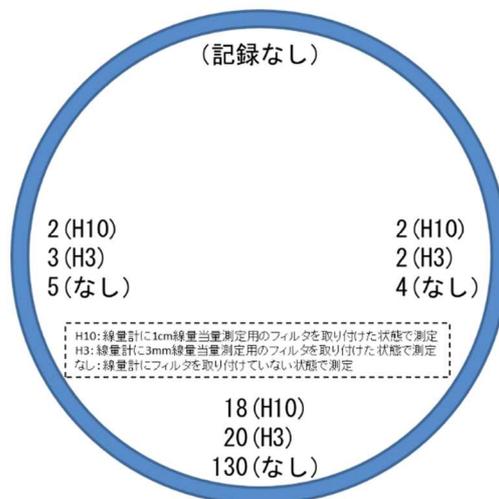


図5 原子力規制庁における線量率測定

測定の結果、配管内の位置によって測定値に傾向が見られたが、当該配管サンプルの保管状態から、収納容器内での配管サンプルの移動等の可能性が示唆されており、確認された測定値の傾向が配管内における放射性物質の付着等の傾向を示しているのか、更なる検討が必要である。

また、切断された配管内には、水分を含んでいると思われる付着物・堆積物が確認されており、配管内は水分に富んだ環境の時期があったことが推定される。

④スミヤ/配管サンプルの分析は、今後、東京電力において実施予定である。

4. まとめ

東京電力における SGTS 配管撤去作業では、2号機の SGTS 配管の1本目の切断、撤去が行われた。当該切断作業にあわせて、切断した SGTS 配管内部の汚染状況・汚染分布について調査・分析を進めているが、ガンマカメラによる測定時の設定誤りやスミヤ試料の拭き取り箇所的位置及び収納容器に収納・保管した場合の配管の上下左右等の位置・方向情報が十分に記録されていないなど、測定方法、サンプル採取時の記録、サンプル採取後の保管方法等に改善点が確認された。

本件を踏まえて、東京電力では、スミヤ/配管サンプル採取時の位置・方向情報等の記録等について、方向の目印を直接マーキングするなどの対策を検討している。

引用文献等

- 1) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第 30 回会合）
資料 2 福島第一原子力発電所 1 号機及び 2 号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について、2022 年 6 月 30 日 東京電力ホールディングス株式会社
<https://www.nra.go.jp/data/000395864.pdf>
- 2) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第 28 回会合）
資料 4-4 福島第一原子力発電所 1 号機及び 2 号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について、2022 年 2 月 28 日 東京電力ホールディングス株式会社
<https://www.nra.go.jp/data/000382273.pdf>
- 3) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第 23 回会合）
資料 5-3 福島第一原子力発電所 1 号機及び 2 号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について、2021 年 10 月 19 日 東京電力ホールディングス株式会社
<https://www.nra.go.jp/data/000367852.pdf>
- 4) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第 22 回会合）
資料 5-2 福島第一原子力発電所 1 号機及び 2 号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について、2021 年 9 月 14 日 東京電力ホールディングス株式会社
<https://www.nra.go.jp/data/000364993.pdf>

(別添 1 2)

モニタリングポスト等で測定された空間線量率データ等の整理

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 背景及び目的

東京電力福島第一原子力発電所及び東京電力福島第二原子力発電所では、発電所敷地周辺の市町村において、環境放射能監視テレメータシステム（原子力発電所周辺に設置したモニタリングポストの測定データを専用回線で収集し、常時監視するシステム）を用いて原子力発電所からの影響が監視されていた。しかし、2011年3月11日に発生した東日本大震災の影響を受け、通信回線の断線、電源喪失、津波によるモニタリングポスト流失等が生じたことにより、震災当初、福島県ではテレメータシステムによるデータ収集が出来なくなった。福島第一では、震災の影響でテレメータシステムによる空間線量率の監視やモニタリングポストからのデータ回収が出来なかったものもあるが、福島県から、回収、確認された各モニタリングポストに残存している測定データが震災後に公表されている¹。

また、東京電力福島第一原子力発電所の敷地内においては、発電所敷地境界付近のモニタリングポスト及びモニタリングカーによって、一部ではあるが、空間線量率、風向、風速等が測定されている。さらに、原子炉施設に設置されていたプロセスモニタ及びエリアモニタ等においても放射線データが一部記録されているものが確認されている。

これらの測定データには、いくつかの空間線量率のピークがあり、福島第一原子力発電所からの放射性物質の放出・漏えいを示しているものと考えられる。

調査チームでは、福島県の協力を得て、福島県の環境放射能監視用モニタリングポストの現地調査の他、測定データに係る情報の確認や事故当時に採取された試料の確認を行っている。

これらの測定データには、2011年3月11日から同月31日までの期間において、いくつかの空間線量率の推移が記録されているものがあり、今後、各測定点における空間線量率の推移を分析する。特に、バックグラウンドの低い3月12日前後のデータと1号機の事象進展との比較及び空間線量率の高いピークのある3月15、20、24日等のデータの比較を行うため、表1の測定データの整理を行っている。

¹ 福島県、“平成23年3月11日～3月21日（東日本大震災発生以降）にモニタリングポストで測定された空間線量率等の測定結果について”、<https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025d/post-oshirase.html>

今後、整理した測定データの分析及び確認を進めているその他データの整理、分析を進める予定としている。

表 1 モニタリングポスト等のデータ整理の状況（2022年12月現在）

収集データ等		2011年 3月12日	2011年 3月12日～16日	2011年 3月16日～31日	備 考
1 F 敷 地 外	福島県モニタリングポストの空間線量率データ	第31回事故分析検討会	グラフ化を予定	グラフ化を予定	引用文献等1)、2)参照
	福島県モニタリングポストのスペクトルデータ(波高分布データ)	整理中	整理中	整理中	引用文献等2)参照
	浮遊塵サンプル	整理中	整理中	整理中	
	東京電力福島第二原子力発電所敷地境界モニタリングポストの空間線量率データ	グラフ化を予定	グラフ化を予定	グラフ化を予定	引用文献等5)参照
1 F 敷 地 内	モニタリングカーの空間線量率データ	第31回事故分析検討会	グラフ化を予定	グラフ化を予定	引用文献等3)参照
	プロセスモニタ等の線量率データ	第31回事故分析検討会	整理中	整理中	引用文献等4)参照
プラントパラメータ 1号機～3号機の原子炉圧力値及び格納容器圧力値		グラフ化を予定	グラフ化を予定	グラフ化を予定	引用文献等4)参照

2. 収集データ等

(1) 平成 23 年 3 月 11 日～3 月 31 日（東日本大震災発生以降）にモニタリングポストで測定された空間線量率等の測定結果

福島県がモニタリングポストの各局舎から回収した空間線量率データは、表 2 のとおりであり、2011 年 3 月 11 日から 31 日までの期間の測定データが残っていたのは、停電せずに 3 月末まで稼働していた 5 局²のみであった。図 1 に東京電力福島第一原子力発電所と各局の位置関係の概要を示す。

また、非常用電源により 3 月 11 日から 3 月 13 日～3 月 15 日まで稼働していた局は 14 局³あり、上記の 5 局とあわせた 19 局の測定データを対象にデータの整理を行った。

² 浪江局、山田局、松館局、山田岡局、二ツ沼局の 5 局

³ 繁岡局、波倉局、上郡山局、下郡山局、富岡局、夜の森局、向畑局、南台局、大野局、夫沢局、郡山局、新山局、上羽鳥局、幾世橋局の 14 局

調査チームは、このうち 17 局について、高エネルギー加速器研究機構 放射線科学センターが作成、公表している空気吸収線量率のデータ⁴をもとに整理した。図 2 に東京電力福島第一原子力発電所と 17 局の位置関係の概要を示す。

表 2 福島県の各局舎から回収した空間線量率データの状況⁵

市町村	局数※1	回収したデータのある局数			公表された空間線量率の最大値 (μ Gy/h ≒ μ Sv/h)
		3月11日のみ	3月13日から15日まで※2	3月11日から31日まで※3	
広野	1	0	0	1	54.6
檜葉町	4	0	2	2	146
富岡町	4	0	4	0	186
大熊町	3	0	3	0	390
双葉町	4	0	3	1	1,590
浪江町	2	0	1	1	134
南相馬市	1	1	0	0	0.04
計	19	1	13	5	

※1 既に公表した大野局（原子力センター）及び津波で流失した5局を除く19局。

※2 13局は非常用電源により3月13日～3月15日まで稼働。

※3 5局は停電せず3月末まで稼働。

⁴ 大学共同利用機関法人高エネルギー加速器研究機構 放射線科学センター・アーカイブス、
▶2011年3月の福島県モニタリングポストでの放射線情報, KEK Internal 2020-08
<https://rcwww.kek.jp/research/archives.html>

⁵ 福島県、“平成23年3月11日～3月31日（東日本大震災発生以降）にモニタリングポストで測定された空間線量率等の測定結果について”、2014年3月29日更新
<https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025d/post-oshirase.html>

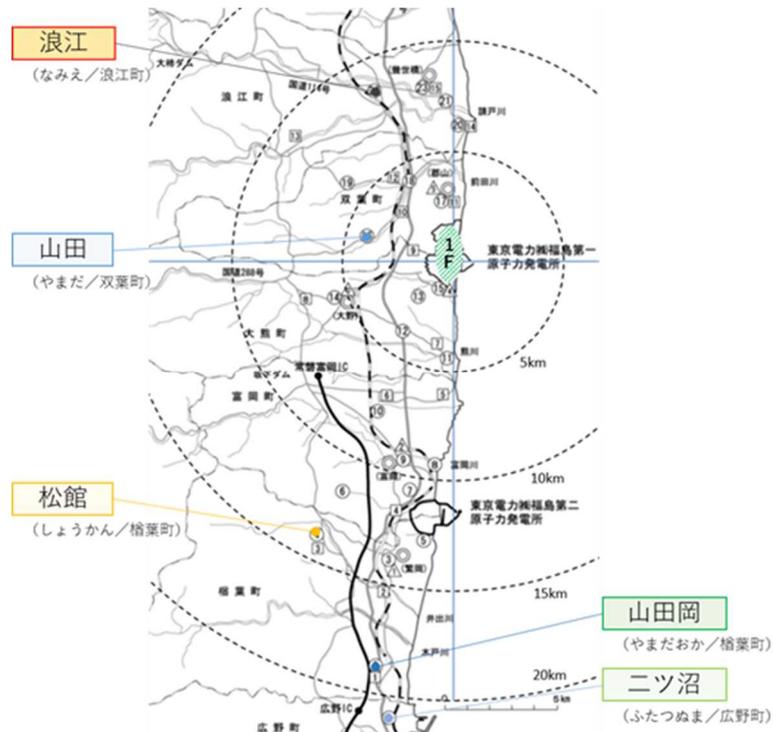


図1 3月11日から31日までの期間に稼働していたモニタリングポスト局 (5局)

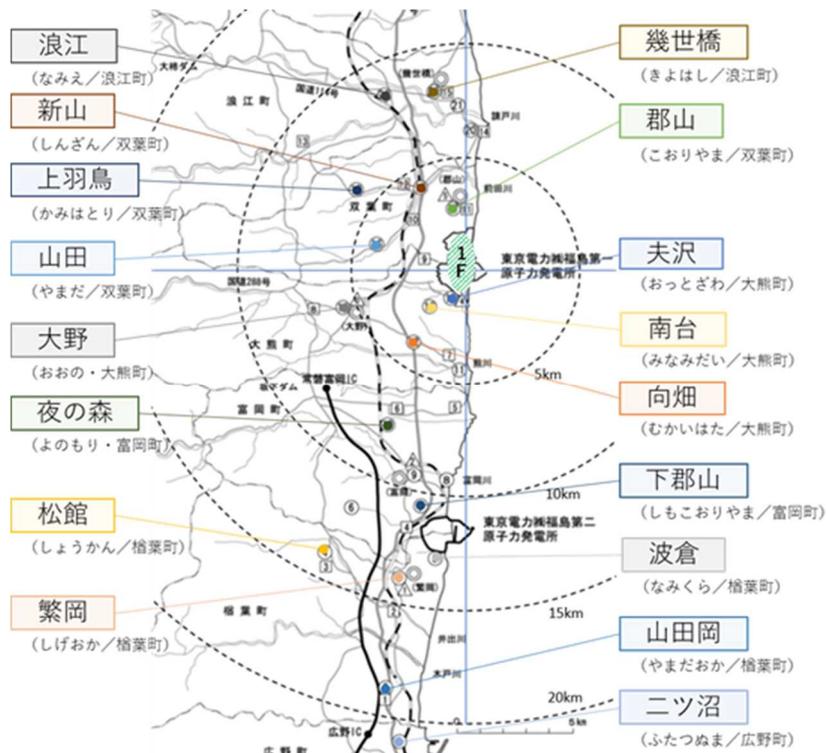


図2 測定データとして整理したモニタリングポスト局 (17局)

(2) 東京電力福島第一原子力発電所敷地内の空間線量率データ等（モニタリングカー及び仮設モニタリングポスト）

東京電力福島第一原子力発電所敷地内の空間線量率については、発電所敷地境界周辺にモニタリングポストが設置されていたが、東日本大震災による電源喪失により、空間線量率の測定に係る機能を失ったため、モニタリングカー及び仮設モニタリングポストによる空間線量率等の測定が行われた⁶。

2011年3月11日から3月31日までの期間において、発電所敷地内の空間線量率等の測定が行われた地点は、大きく下記のモニタリングポスト（MP-1～8）、正門、西門及び事務本館北等の付近において行われている。（図3参照）



図3 東京電力福島第一原子力発電所敷地内のモニタリングポスト等の概要

⁶ 東京電力ホールディングス株式会社、福島第一原子力発電所構内での計測データ | アーカイブ、

▶2011年3月11日から21日までのモニタリングデータ

<https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/indexold-j.html>

▶3月分アーカイブ

<https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/data/2011/index-j.html>

(3) 東京電力福島第一原子力発電所敷地内の空間線量率データ等(プロセスモニタ等)

東京電力福島第一原子力発電所敷地内の空間線量率の測定については、(2)の放射線管理施設の他、プロセスモニタリング施設及びエリアモニタリング施設等の放射線管理用計測装置がある。

調査チームが、発電所敷地内の放射線管理用計測装置の記録を確認⁷したところ 6号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ(プロセスモニタ)及び5号機主排気筒放射線モニタ(プロセスモニタ)において、空間線量率のデータが確認された。また、3号機の非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ及び主排気筒放射線モニタにおいても空間線量率の一部データが残っていることを確認した。

これらの放射線モニタは、本来、非常用ガス処理系及び主排気筒から排ガスを放出する際に配管系統内の放射線管理用に設置されたプロセスモニタであり、放射線モニタの周辺の空間線量率を記録するものではない。

しかし、これらの放射線モニタは、当時の放射性物質の放出源と考えられる1号機原子炉建屋に対して、発電所敷地境界付近のモニタリングポスト等よりも距離的に近く、5、6号機は北側に、3号機は南側に位置する配置となっている。(図4～7参照)

そのため、記録された空間線量率のデータ等の数値そのものよりも、数値が上昇する時期や上昇傾向などを他の空間線量率データと比較検討するために利用できるものと考えられる。

⁷ 東京電力ホールディングス株式会社、東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集、https://www.tepco.co.jp/decommission/data/past_data/accident_plantdata/index-j.html

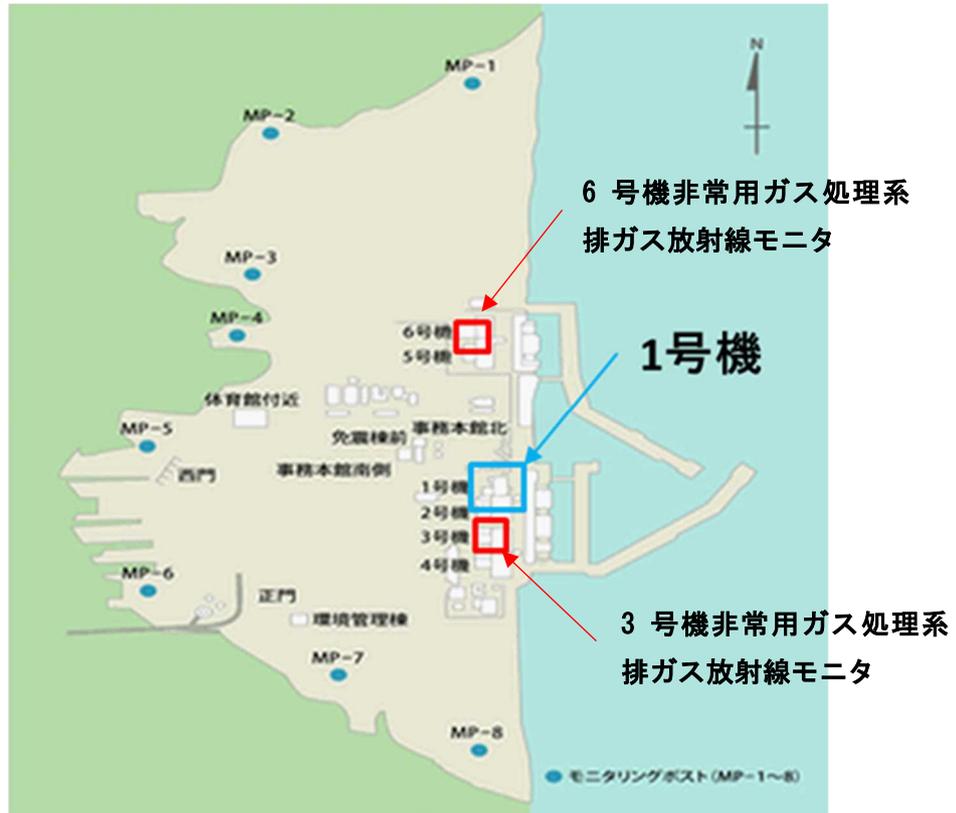


図4 6号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ等の位置関係



2020年7月31日原子力規制庁撮影

図5 6号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタの外観

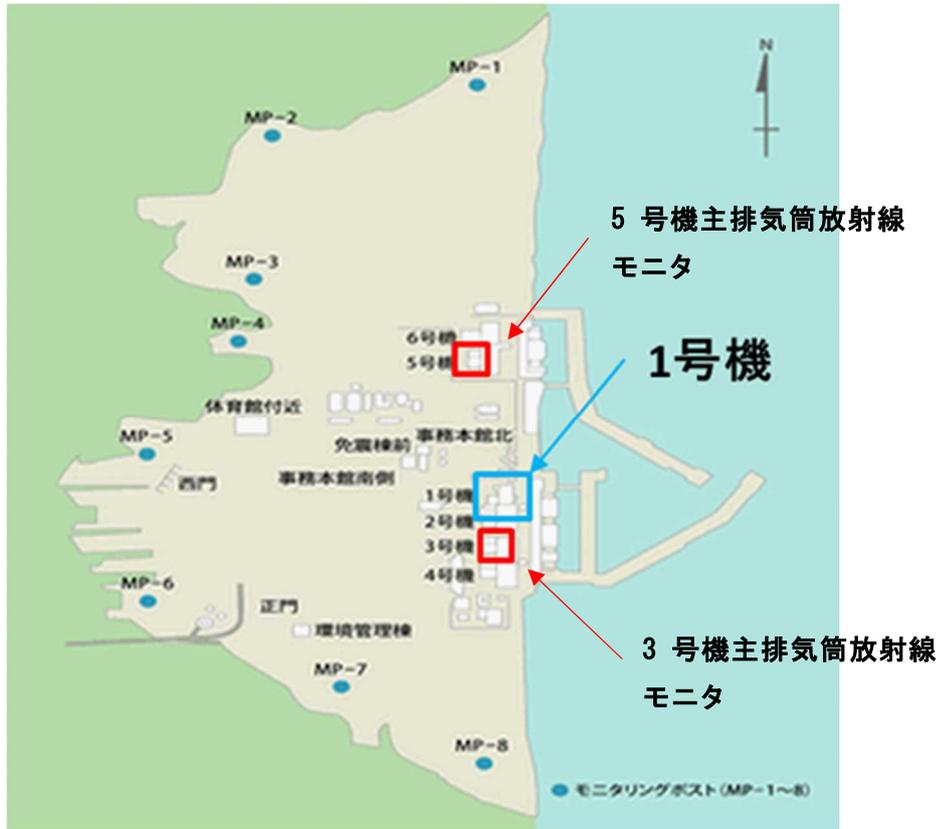


図6 5号機主排気筒放射線モニタ等の位置関係

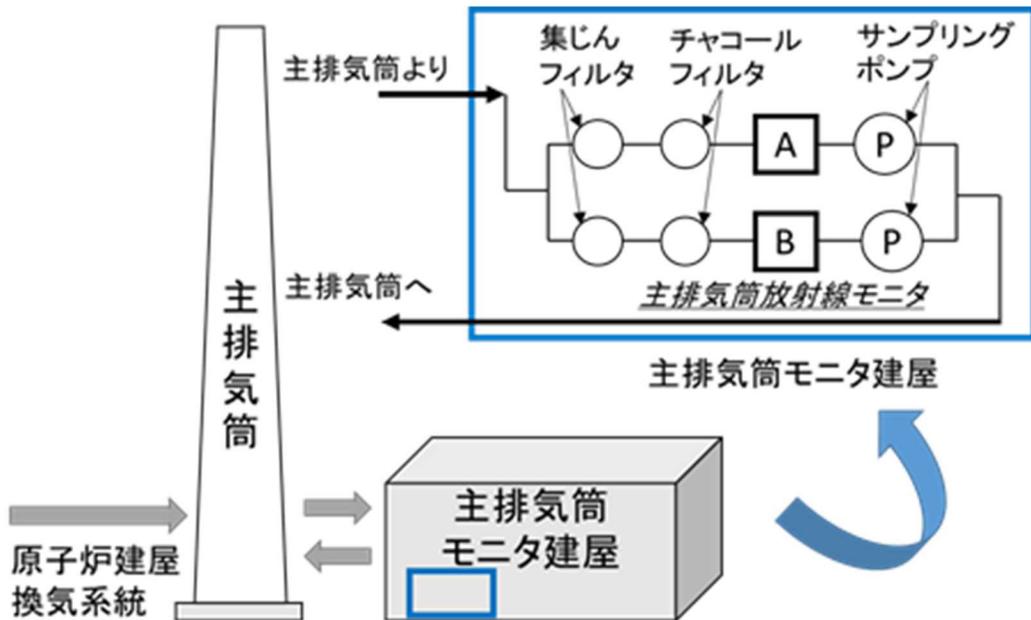


図7 5号機主排気筒放射線モニタの概要

(4) プラントパラメータ等

東京電力福島第一原子力発電所の敷地内外で確認される空間線量率の上昇については、東京電力福島第一原子力発電所事故における事象進展と比較検討するため、1号機、2号機及び3号機の原子炉圧力値及び原子炉格納容器圧力値の変動⁸を整理した。

これらのプラントパラメータについては、1号機及び3号機の格納容器ベント並びに1号機、3号機及び4号機の原子炉建屋における水素爆発の時期との関係を明確にするため、データの整理を行った。(表3参照)

表3 福島第一における格納容器ベント及び水素爆発等の整理

No.	各号機における格納容器ベント	原子炉建屋水素爆発
1	3月12日14時30分頃 1号機格納容器ベント	
2		3月12日15時36分 1号機原子炉建屋水素爆発
3	3月13日9時頃 3号機格納容器ベント	
4	3月13日12時頃 3号機格納容器ベント	
5		3月14日11時01分 3号機原子炉建屋水素爆発
6		3月15日06時12分 4号機原子炉建屋水素爆発

(5) その他東京電力福島第一原子力発電所敷地外の測定データ等

① 福島県モニタリングポストのスペクトルデータ（波高分布データ）

福島県のモニタリングポストの測定データでは、一部の局で測定していたスペクトルデータ（波高分布データ）の記録が残っており、該当するモニタリングポスト等の測定データの整理、分析を継続していく必要がある。

⁸ 東京電力ホールディングス株式会社、東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集、https://www.tepco.co.jp/decommission/data/past_data/accident_plantdata/index-j.html

② 東京電力福島第二原子力発電所敷地境界モニタリングポストの空間線量率データ

東京電力福島第二原子力発電所は、東京電力福島第一原子力発電所の南約12kmに位置し、同発電所敷地境界のモニタリングポストデータが公表⁹されている。

調査チームは、福島第二原子力発電所のモニタリングポスト（MP-1～7）の空間線量率データの整理を行った。2011年3月11日から3月31日までの期間において、発電所敷地内の空間線量率等の測定が行われた地点は、図8のとおりである。



図8 東京電力福島第二原子力発電所敷地内のモニタリングポストの概要

⁹ 東京電力ホールディングス株式会社、福島第二原子力発電所構内での計測データ 2011年 | アーカイブ <https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f2/data/2011/index-j.html>

③ 浮遊塵サンプル等

2011年3月11日の東日本大震災以降、東京電力福島第一原子力発電所の周辺地域では、環境モニタリングのため、浮遊塵サンプルが採取され、保管されているものが確認されている。

調査チームは、これら浮遊塵サンプル等の採取時期、採取場所、保管状態、分析状況等の確認を進めており、必要に応じて、試料の分析等を検討していく予定である。

3. 空間線量率等の測定データ

2. の収集データ等をもとに、表1の観点から空間線量率等の測定データを整理しているところである。各測定データの追加、比較を継続して行い、検討を進める必要がある。

(1) 2011年3月12日の空間線量率等の測定データの傾向

空間線量率のバックグラウンドが低い3月12日前後の測定データについて、東京電力福島第一原子力発電所の敷地周辺及び北側と発電所の敷地南側のモニタリングポスト局の傾向を比較した。(図9参照)

その結果、発電所敷地から半径10kmの圏内において、1号機ベント及び1号機水素爆発より前に空間線量率のピークが確認されている。

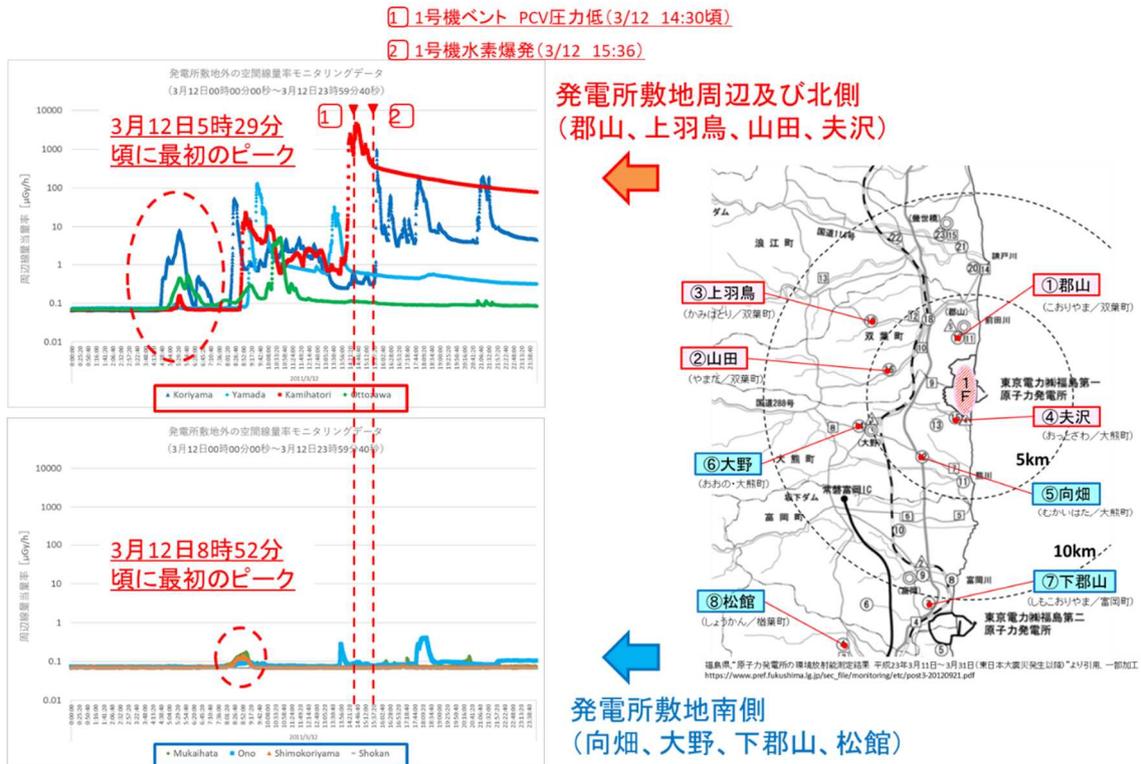


図9 発電所敷地外のモニタリングポスト測定データの傾向
[2011年3月12日]

また、発電所敷地周辺及び北側のモニタリングポスト局（郡山、上羽鳥、山田、夫沢）と発電所敷地南側のモニタリングポスト局（向畑、大野、下郡山、松館）において、空間線量率のピークの傾向は異なっており、ピークの形状もピーク後にバックグラウンドが上昇しているものとバックグラウンドの上昇が見られないものが確認されている。（図10及び図11参照）

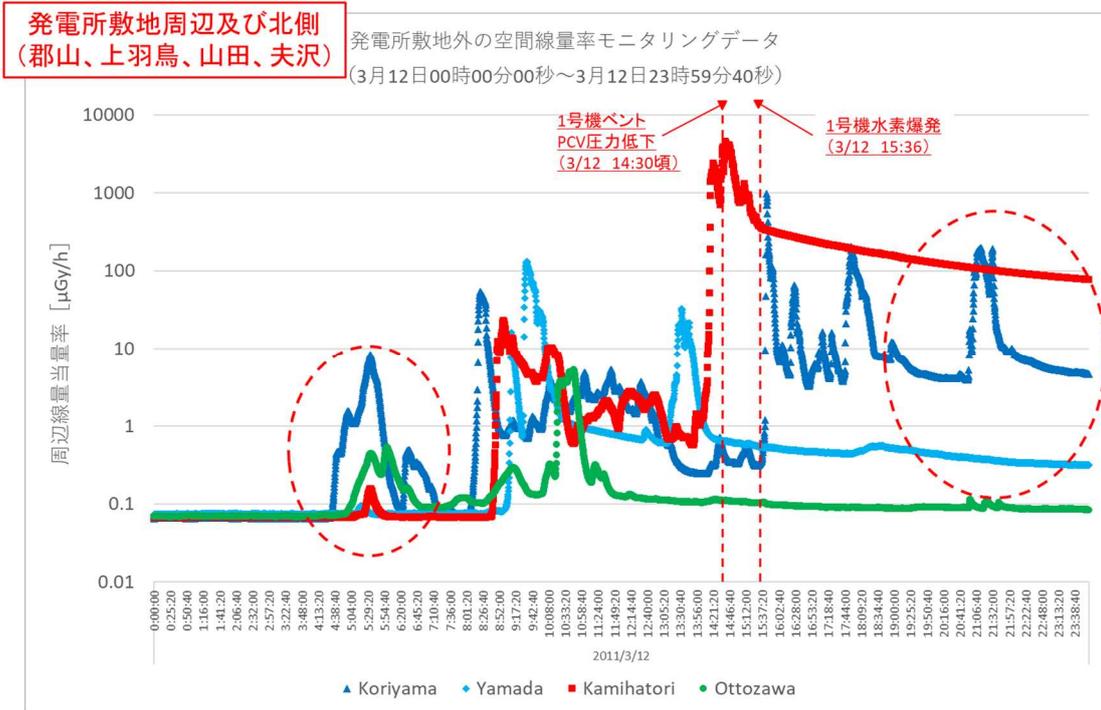


図 1 0 発電所敷地周辺及び北側のモニタリングポスト測定データの傾向
[2011年3月12日]

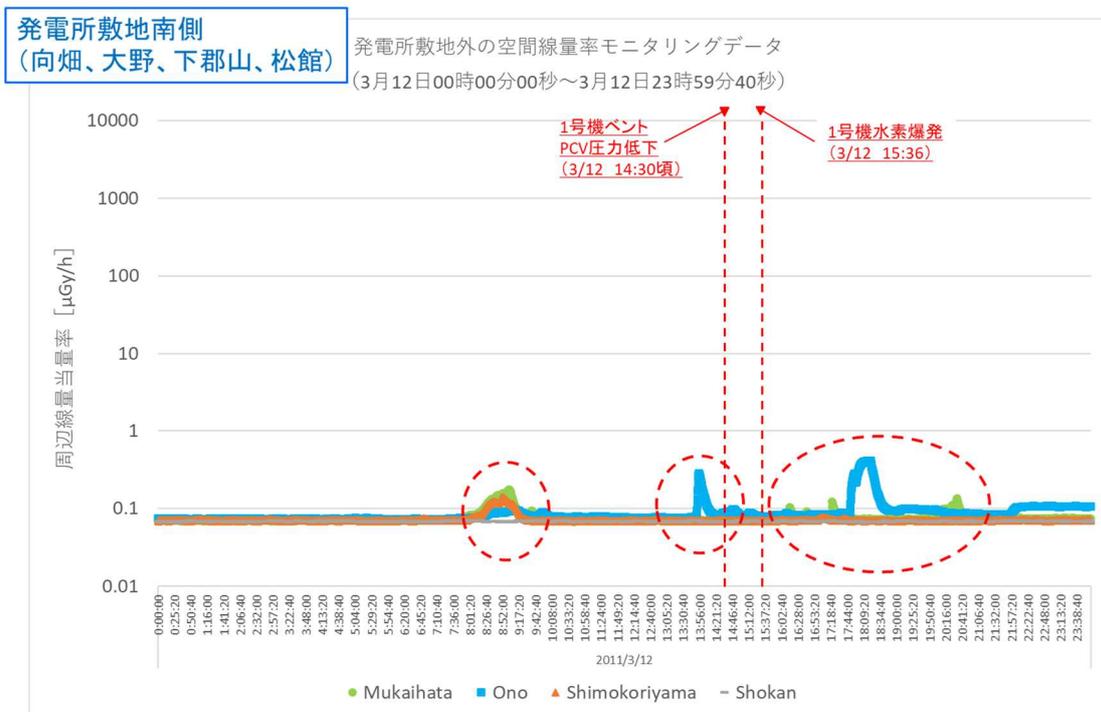


図 1 1 発電所敷地南側のモニタリングポスト測定データの傾向
[2011年3月12日]

発電所敷地内のモニタリングポスト等についても空間線量率のバックグラウンドが低い3月12日前後の測定データについて整理すると3月12日の04時00分頃から空間線量率が全体的に上昇する傾向が確認されている。(図1 2参照)

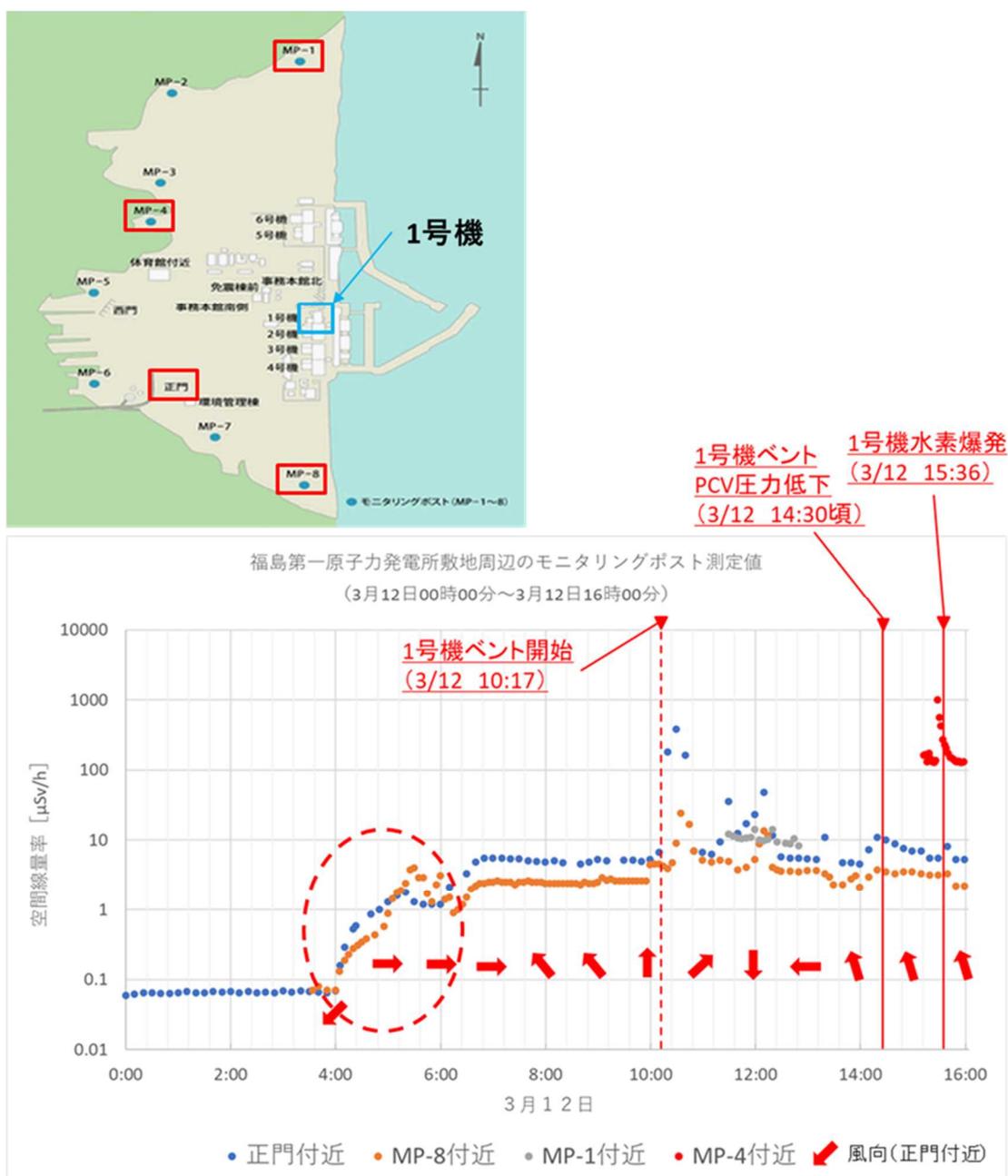


図1 2 発電所敷地内のモニタリングポスト等の測定データの傾向
[2011年3月12日]

これらの空間線量率のピークの形状から、放射性物質からの放射線を直接線、スカイシャイン線、クラウドシャイン線に大別し、下記の様態による空間線量率上昇の形態が推定できるのではないかと考えている。(図1-3参照)

(A) 直接線+スカイシャイン線

原子炉建屋内に充満した放射性物質による直接線とスカイシャイン線による空間線量率の上昇。空間線量率が全体的に上昇し、バックグラウンドが上昇する。

(B) クラウドシャイン線

原子炉建屋外へ放出・漏えいした放射性物質の雲（主に希ガスから構成）が風の流れにより運ばれることで、測定位置に近づく場合と遠ざかる場合に空間線量率の上昇と下降を生じる。バックグラウンドの上昇は生じない。

(C) クラウドシャイン線+直接線

原子炉建屋外へ放出・漏えいした放射性物質の雲（主にI、Cs等から構成）が風の流れにより運ばれることで、測定位置に近づく場合と遠ざかる場合に空間線量率の上昇と下降を生じる。また、放射性物質の雲からI、Cs等が周辺の地面等に沈降、沈着することで、直接線によるバックグラウンドの上昇が生じる。

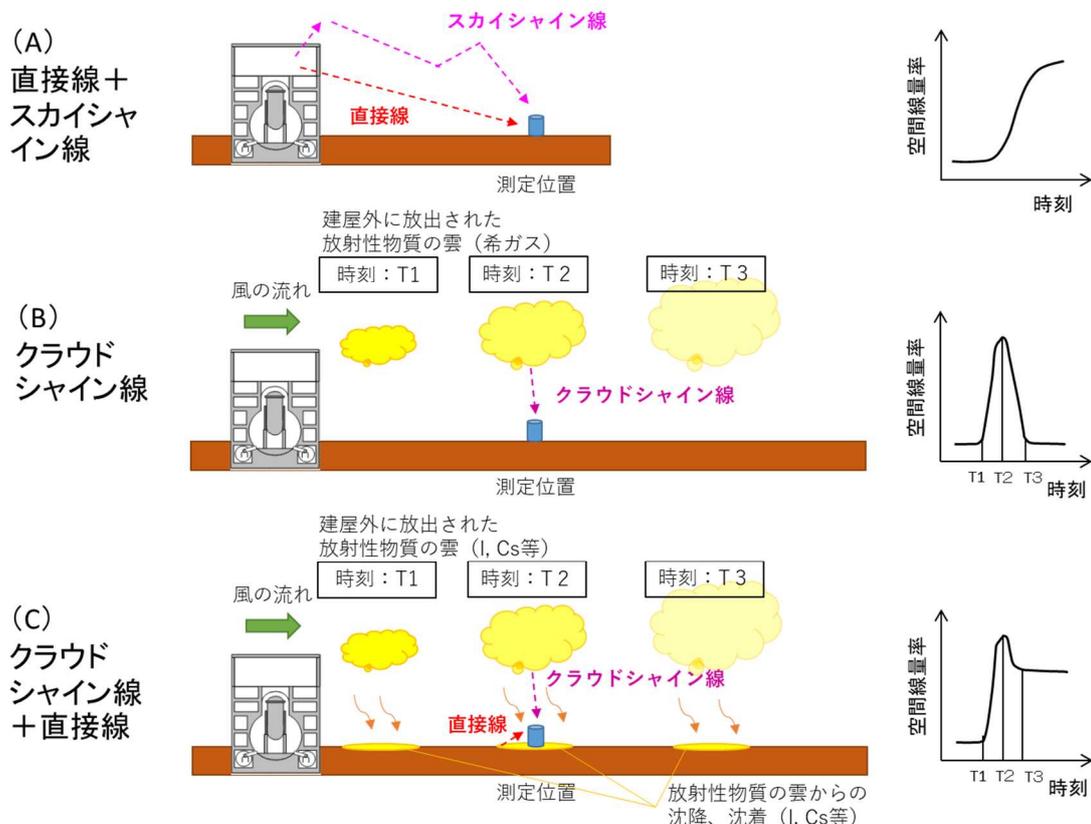


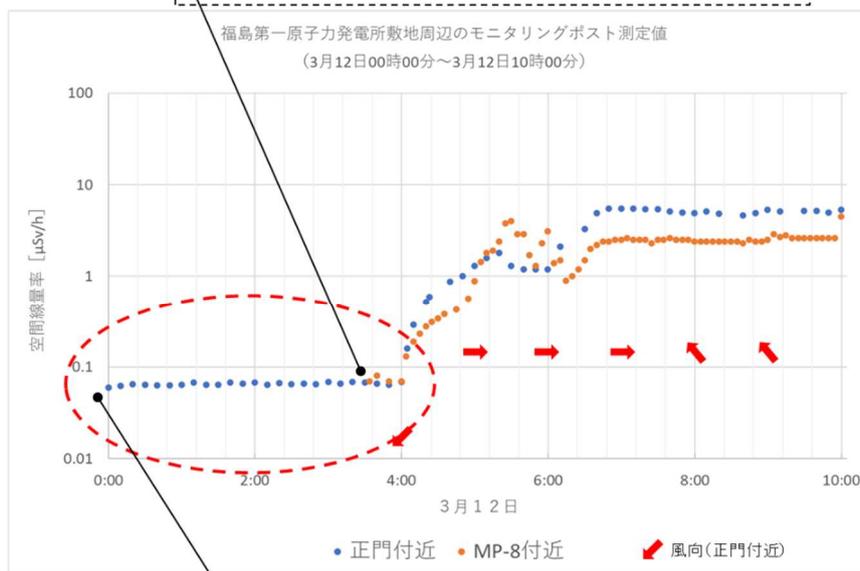
図 1 3 空間線量率上昇の形態の検討

東京電力福島第一原子力発電所敷地外及び発電所敷地内においては、1号機格納容器ベント及び1号機原子炉建屋水素爆発より前となる2011年3月12日04時00分頃から06時00分頃にかけて、空間線量率の上昇が確認されている。

これらの空間線量率の上昇の原因となる放射性物質の放出・漏えいについては、3月11日深夜から3月12日の未明(03時44分頃)にかけて、1号機原子炉建屋内で線量率の上昇が報告されており、1号機原子炉建屋内に既に放射性物質が充満していたことを示唆しているものと考えられる。(図14参照)



3/12 3:44 保安班が1号機原子炉建屋の線量測定のために同二重扉を開けたところ、白いもやもやが見えたため、すぐに扉を閉鎖。※



3/11 23:00 1号機原子炉建屋北側の二重扉前で1.2mSv/h、南側の二重扉前で0.52mSv/hを測定。※

※東京電力株式会社、福島原子力事故調査報告書 平成24年6月20日

図14 2011年3月12日04時00分頃の空間線量率の上昇

東京電力福島第一原子力発電所敷地内のモニタリングポスト等の測定データでは、1号機原子炉建屋水素爆発前後の空間線量率の上昇の他、1号機格納容器ベントのための弁操作等を実施している3月11日10時17分以降等にも空間線量率の上昇が確認されている。しかし、1号機の原子炉圧力値及び1号機格納容器圧力値等のプラントパラメータの推移と比較すると、当該時間帯に大きな圧力値の変動はみられない。

これらのことから、1号機～3号機等の原子炉圧力や格納容器圧力等のプラントパラメータとの比較検討や事象進展と空間線量率の測定データとの比較検討等を進めていく必要がある。

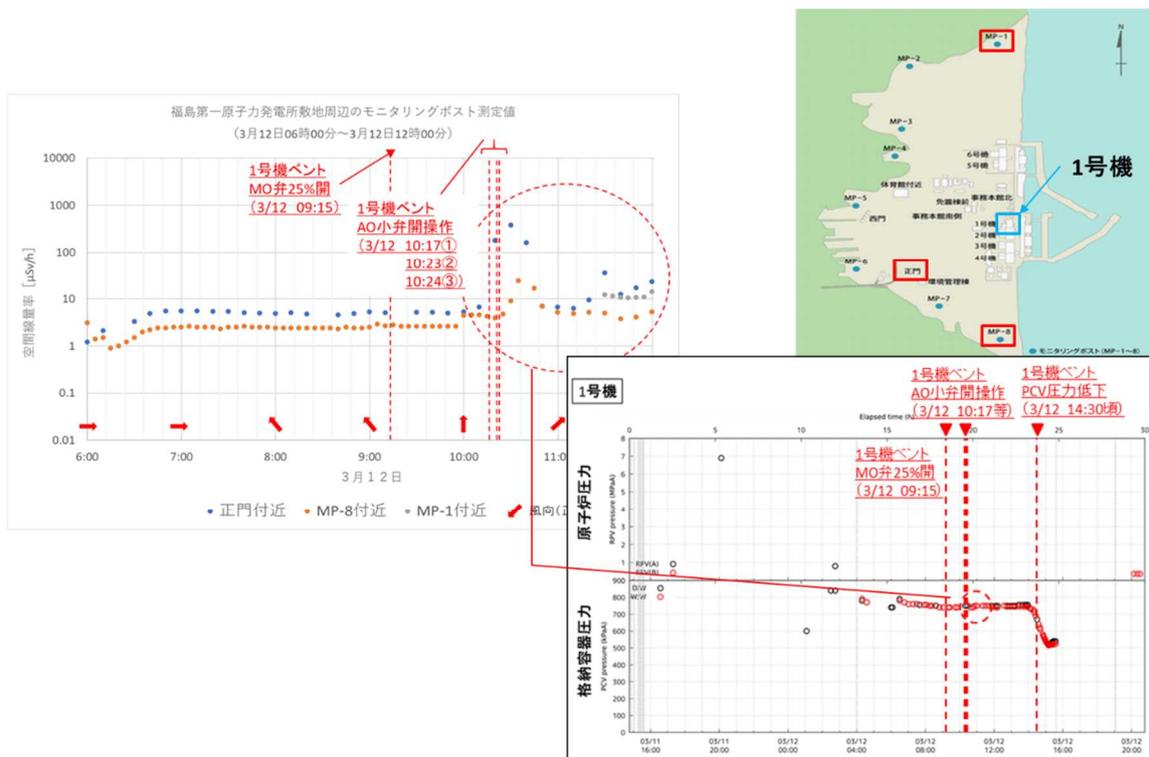


図15 2011年3月12日10時17分以降の空間線量率の上昇等

東京電力福島第一原子力発電所敷地内の空間線量率の測定データとして、6号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ及び5号機主排気筒放射線モニタ並びに3号機の非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ及び主排気筒放射線モニタを比較した。(図16参照)

6号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタは、図5にあるように建屋外に放射線モニタが設置されており、モニタの周囲に放射性物質の雲等が近づいた場合に空間線量率の上昇として記録されるものと考えられる。一方、その他の3号機

非常用ガス処理系排ガス放射線モニタや5号機及び3号機主排気筒放射線モニタは各々建屋内に放射線モニタが設置されており、建屋の遮蔽効果等の影響を検討する必要がある。

これらの測定データを比較すると、放射線モニタが建屋外に設置されている6号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ以外の放射線モニタは、空間線量率の上昇が確認されるがその上昇は幅広な山状のものであり、全体的にバックグラウンドが上昇している傾向となっている。一方、6号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタは、複数の空間線量率のピークが確認されており、1号機格納容器ベントのタイミングや1号機原子炉建屋水素爆発のタイミングの前後でも空間線量率のピークが確認されるなど、1号機からの放射性物質の放出・漏えいによる放射性物質の雲の移動による影響を受けているものと考えられる。

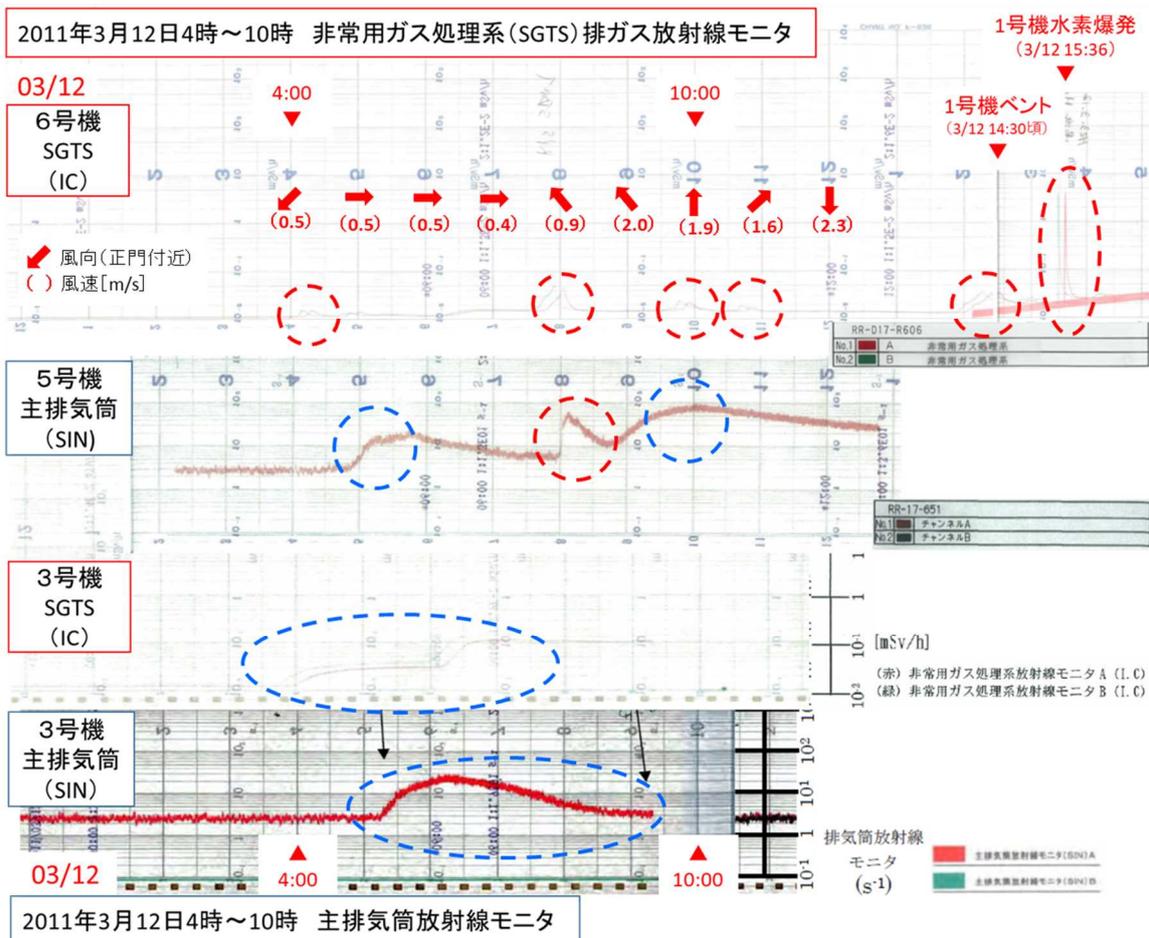


図 16 プロセスモニタ等における空間線量率の測定データ

空間線量率のバックグラウンドが低い3月12日前後の測定データについて、東京電力福島第一原子力発電所の敷地内外及び6号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタの比較を行った。(図17参照)

比較にあたっては、1号機から北側に位置する6号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ、MP-1付近及びMP-4付近のモニタリングカー、発電所敷地北側のモニタリングポスト局(郡山、山田、上羽鳥)を中心に行っている。

その結果、3月12日04時00分頃から発電所敷地の南西に位置する正門付近及び敷地南側に位置するMP-8付近で全体の空間線量率が上昇する傾向が出るとともに、1号機から北側に位置する6号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ及び発電所敷地北側のモニタリングポストで空間線量率のピークが確認された。これらの空間線量率のピークは複数確認されるが、明確に1号機に近い放射線モニタから順にピークがたつという傾向は確認されず、放射性物質の雲の移動による影響を示唆するものにとどまる。一方、発電所敷地外のモニタリングポストのデータでは最初の空間線量率のピーク(3月12日05時29分頃)以降、バックグラウンドが上昇する傾向にあり、放射性物質の雲による周辺の汚染が広がっている傾向がうかがえる。

さらに1号機原子炉建屋水素爆発の前後で2桁～3桁程、空間線量率が上昇するピークが確認されており、1号機原子炉建屋の水素爆発に伴い、放射性物質が広がった可能性がある。

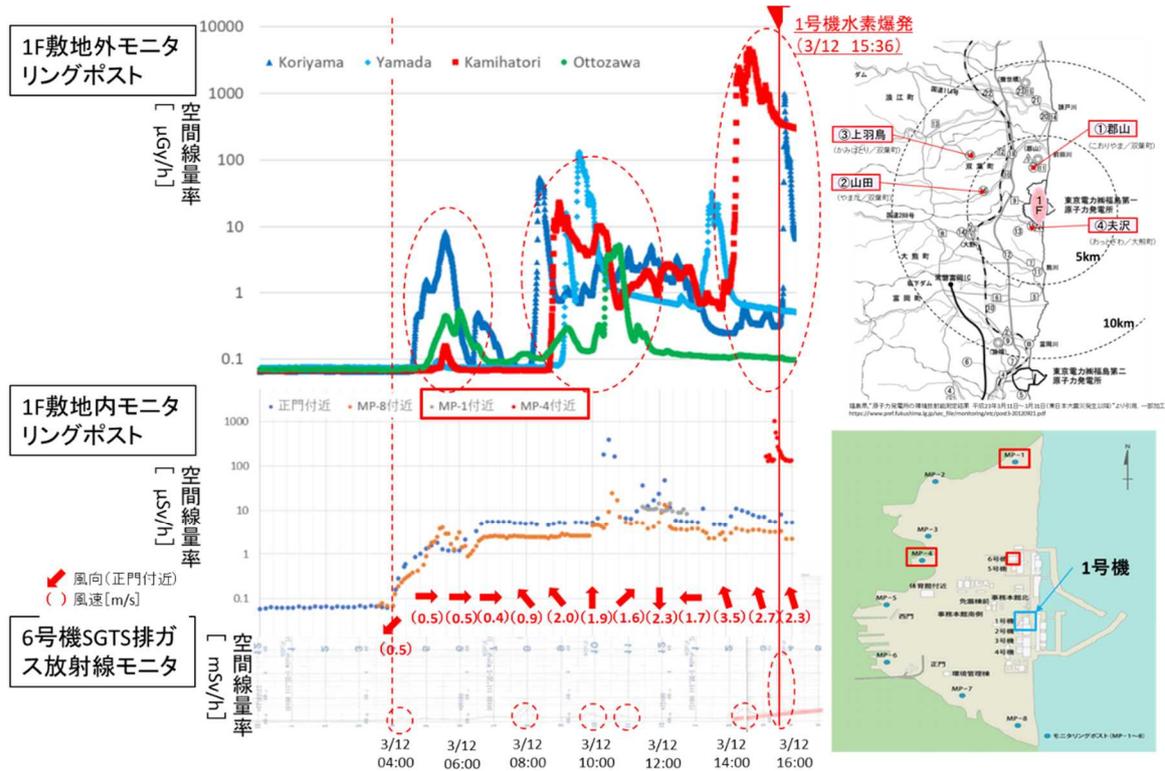


図 1 7 空間線量率測定データの比較

(2) 2011年3月12日～16日の空間線量率等の測定データの傾向

2011年3月12日～16日の期間は、1号機及び3号機における格納容器ベントや1号機、3号機及び4号機の原子炉建屋水素爆発等の空間線量率の変動に大きく影響すると考えられる事象進展が想定されるため、発電所敷地内外の空間線量率の測定データと1号機、2号機及び3号機の原子炉圧及び格納容器圧力の変動を比較した。(図18～20参照)

その結果、各号機の格納容器圧力の変動の時期と空間線量率のピークの時期(図18, 19中のA～D)に傾向が見られるようであり、今後、比較検討すべきと考えられる。

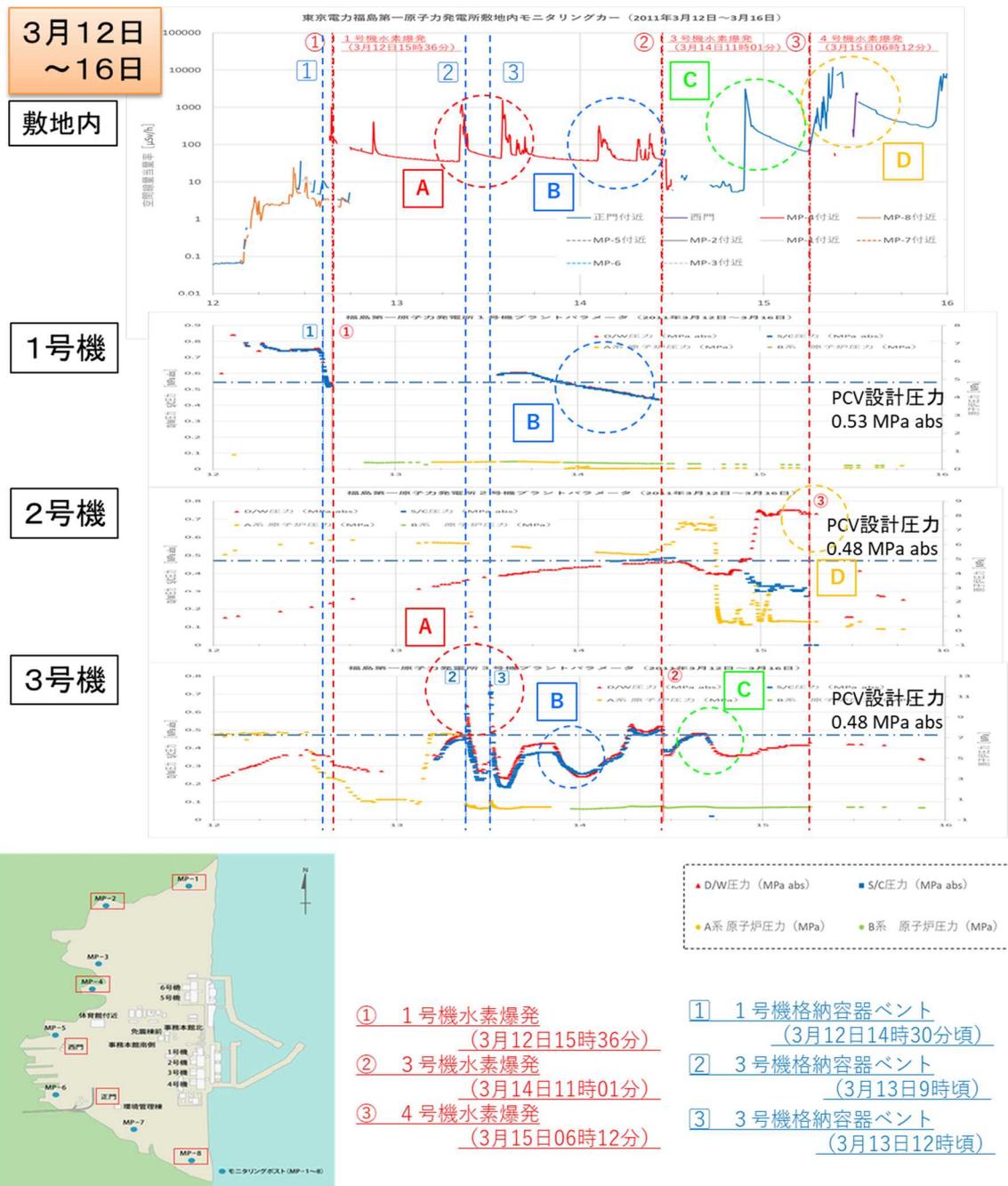


図 1 8 2011年3月12日~16日の空間線量率等の測定データとプラントパラメータの比較の例

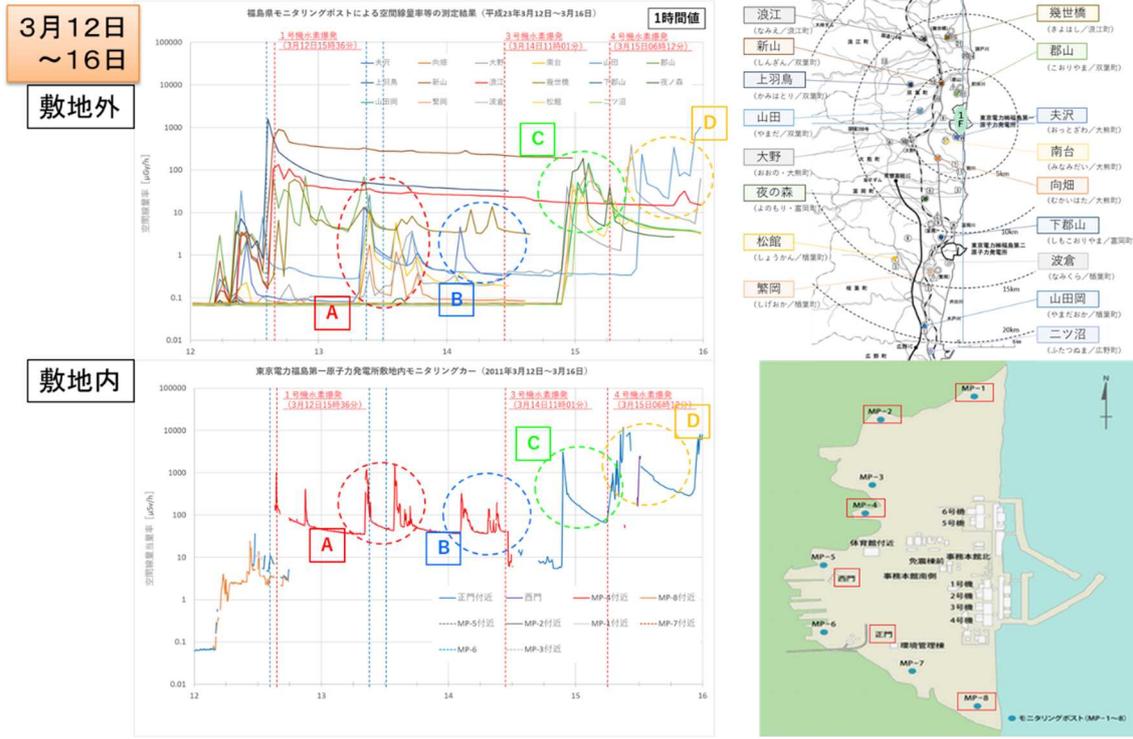


図 19 2011年3月12日～16日の空間線量率等の測定データの例

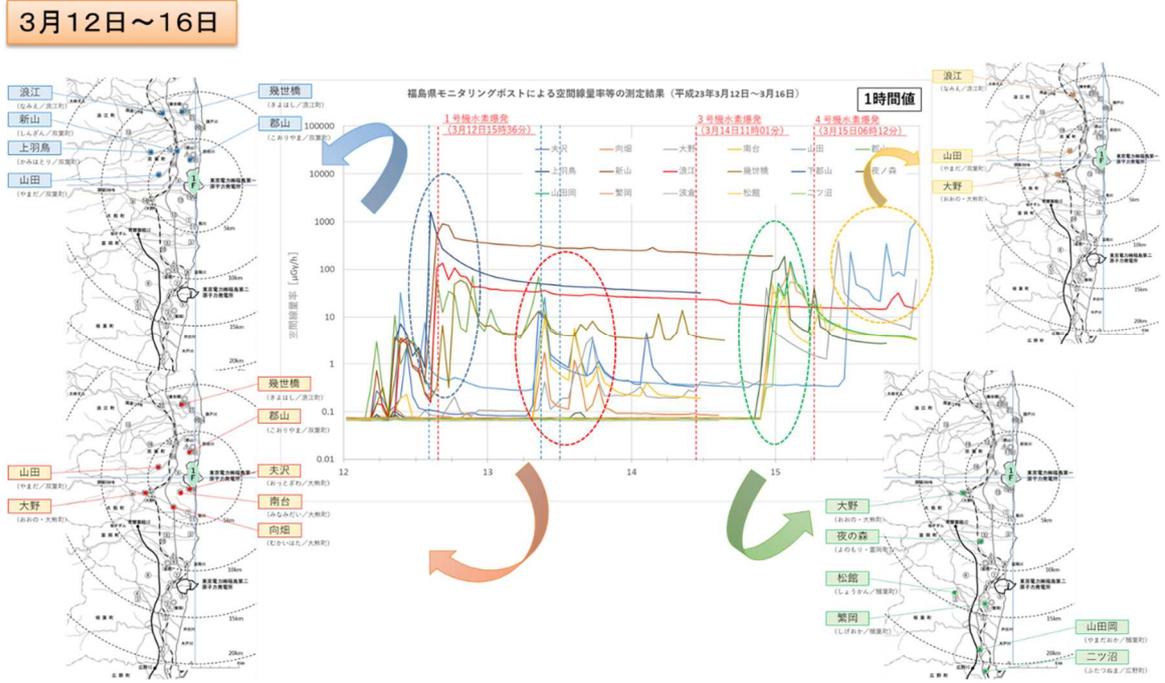


図 20 2011年3月12日～16日の敷地外空間線量率測定データの傾向の例

(3) 2011年3月16日～31日の空間線量率等の測定データの傾向

2011年3月16日～31日の期間は、発電所敷地内外での空間線量率のバックグラウンドは高く、複数の空間線量率のピークも確認されている。これらの空間線量率の測定データと1号機、2号機及び3号機の原子炉圧力及び格納容器圧力の変動と比較した。(図2-1～2-2参照)

この期間においては、1号機、2号機及び3号機の格納容器圧力の大きな変動が無い状態でいくつかの空間線量率のピークが確認されている。

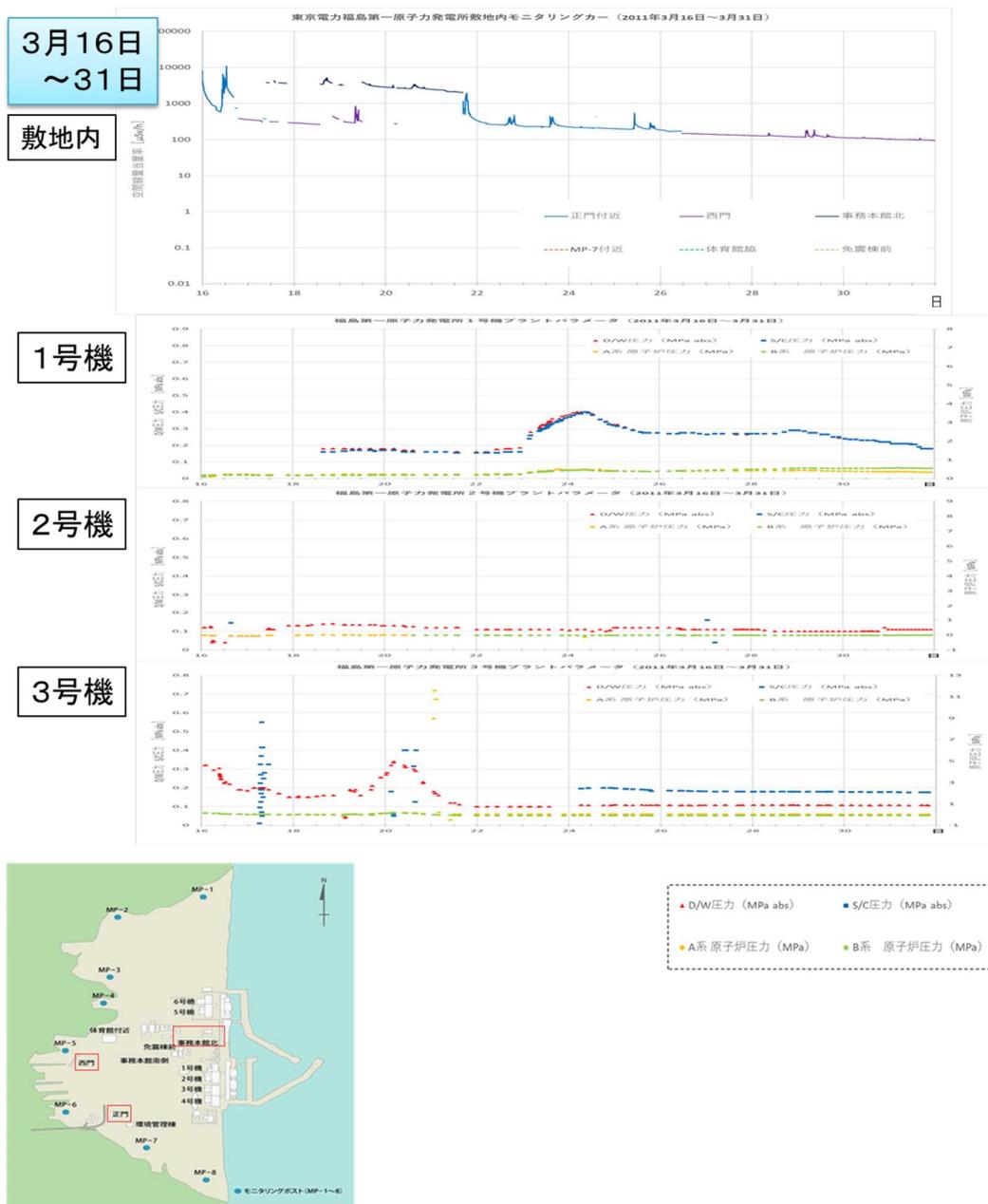


図2-1 2011年3月16日～31日の空間線量率等の測定データとプラントパラメータの比較の例

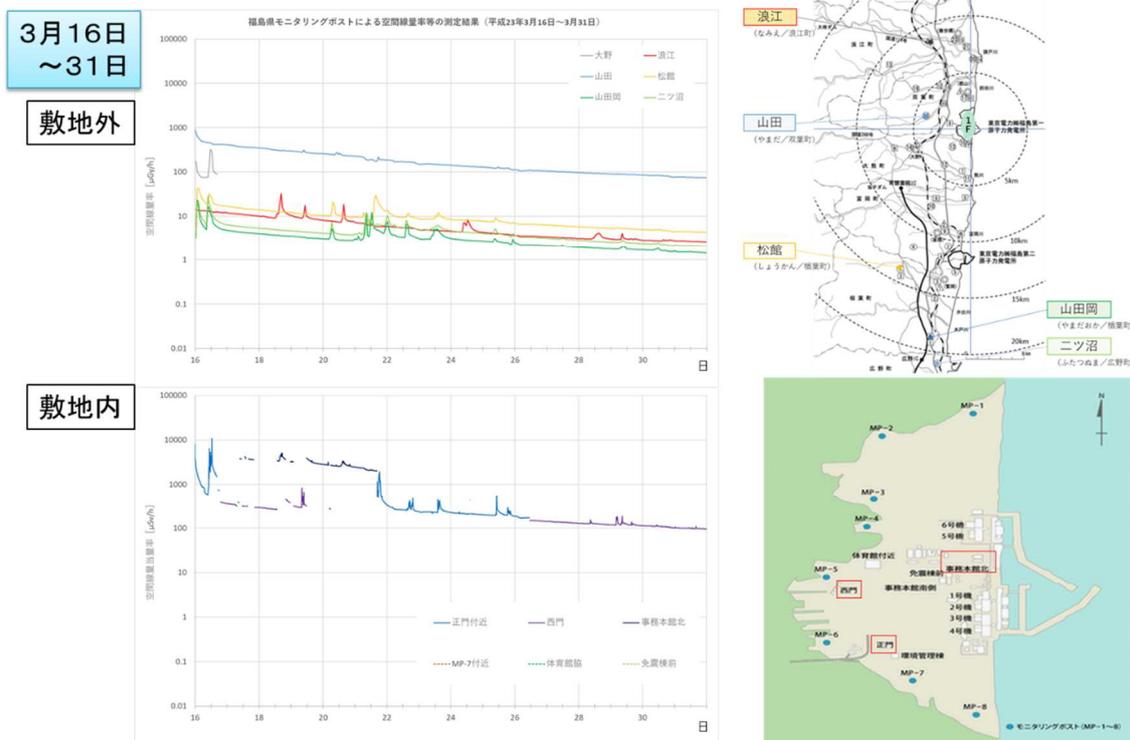


図 2.2 2011 年 3 月 16 日～31 日の空間線量率等の測定データの例

4. まとめ

本レポートの段階では、福島県のモニタリングポストにおけるスペクトルデータ（波高分布データ）や浮遊塵サンプルの確認、整理を進めている状況であり、空間線量率の測定データ等についても、十分な比較検討が進んでいない。1号機、2号機及び3号機の原子炉圧力、格納容器圧力等のプラントパラメータとの比較についても事故時の事象進展と放射性物質の放出、漏えいとの関係を明らかにするものであり、有用な知見が得られる可能性が高い。

今後、整理した測定データの分析及び確認を進めているその他データの整理、分析を進めることが重要であると考えます。

引用文献等

- 1) 福島県、“平成 23 年 3 月 11 日～3 月 31 日（東日本大震災発生以降）にモニタリングポストで測定された空間線量率等の測定結果について”、
<https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025d/post-oshirase.html>
- 2) 大学共同利用機関法人高エネルギー加速器研究機構 放射線科学センター・アーカイブス、
▶2011 年 3 月の福島県モニタリングポストでの放射線情報, KEK Internal 2020-08
<https://rcwww.kek.jp/research/archives.html>
- 3) 東京電力ホールディングス株式会社、福島第一原子力発電所構内での計測データ | アーカイブ、
▶2011 年 3 月 11 日から 31 日までのモニタリングデータ
<https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/indexold-j.html>
- 4) 東京電力ホールディングス株式会社、東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集、
https://www.tepco.co.jp/decommission/data/past_data/accident_plantdata/index-j.html
- 5) 東京電力ホールディングス株式会社、福島第二原子力発電所構内での計測データ 2011 年 | アーカイブ
<https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f2/data/2011/index-j.html>

(別添 13)

1号機原子炉建屋3階及び4階の調査結果

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 佐藤 雄一

原子力規制庁原子力安全人材育成センター

原子炉技術研修課 教官 上ノ内 久光

1. 検討目的

原子力規制庁は、1号機原子炉建屋内の汚染分布及び損傷状況を把握するため、2021年11月及び2022年4月に現地調査を実施した。

2. 調査方法

現地調査では、電離箱¹、放射線遠隔探知機（テレテクター）（GM 計数管）¹及びポケット線量計（CsI(Tl)シンチレーションガイガーカウンター）による周辺線量当量率（以下「線量率」という。）の測定を実施するとともに、目視にて損傷状況を確認した。

3. 1号機原子炉建屋3階

1号機原子炉建屋3階までのアクセスルートを図1に、1号機原子炉建屋3階の調査ルート及び空間線量率の測定結果を図2に示す。

1号機原子炉建屋1階西側の大物搬入口から入域し、北西側の階段を上って3階フロアに入り、同フロア東側に位置する部屋（CRDリペア室）内の損傷状況、非常用復水器（IC）への接続配管の汚染状況等を調査した。

¹ 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討（2021年3月5日、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会）別添1に仕様等を示している。

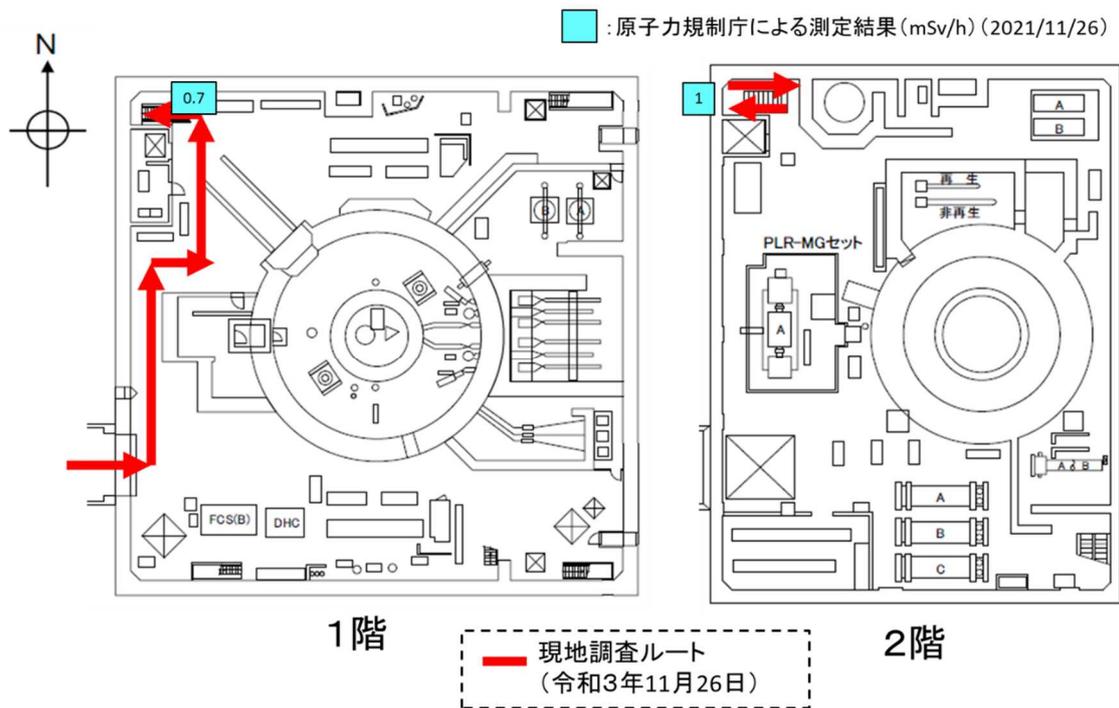


図1 1号機原子炉建屋3階までのアクセスルート

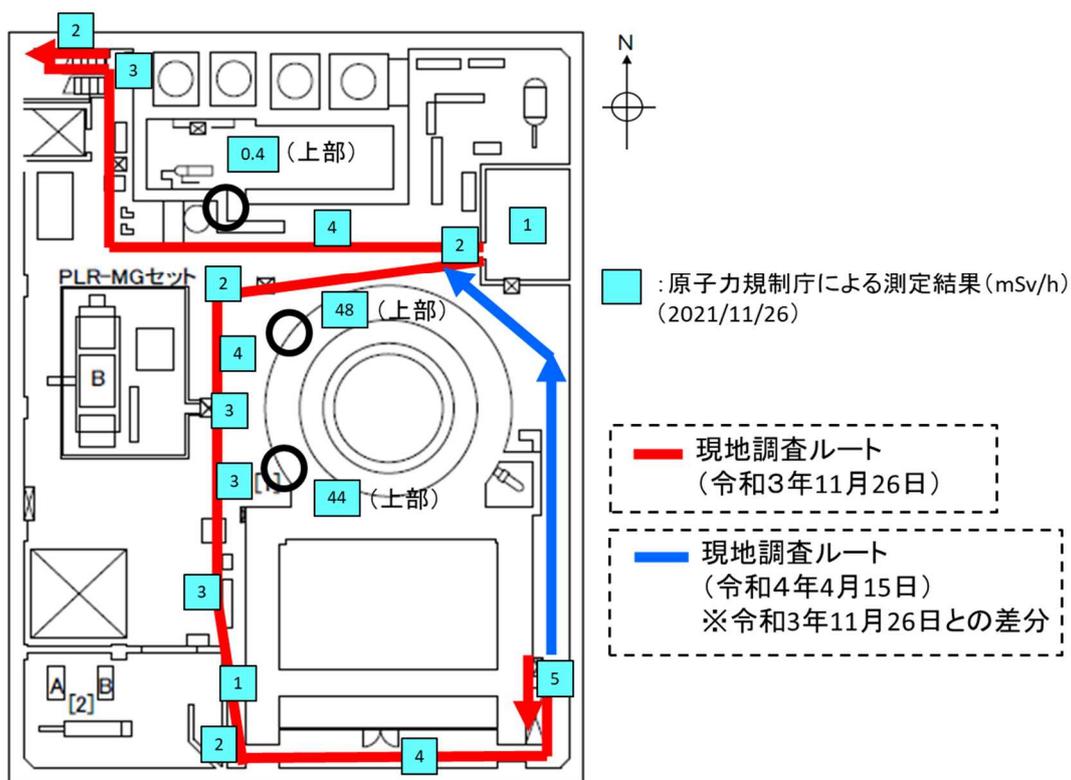


図2 調査ルート及び空間線量率の測定結果 (1号機原子炉建屋3階)

(1) 東側に位置する部屋 (CRD リペア室) の状況

調査箇所を図 3 に示す。

CRD リペア室内部の線量率は 1mSv/h 程度であった。

部屋の入口について、図 4 に示すように、入口のドア枠は塗装が剥がれているものの形状は維持されていた。また、図 5 に示すように、ドアそのものは部屋の内部に落ちていた。

部屋内部の設備について、図 6 及び図 7 に示すように、ダクトは内側から外側に膨らんでいる様子やめくれ上がっている様子が確認されたが、壁から離れている様子や床面に落下している様子は確認されなかった。また、図 8 に示すように、部屋内部の資機材は大規模な損傷や転倒は確認されなかった。

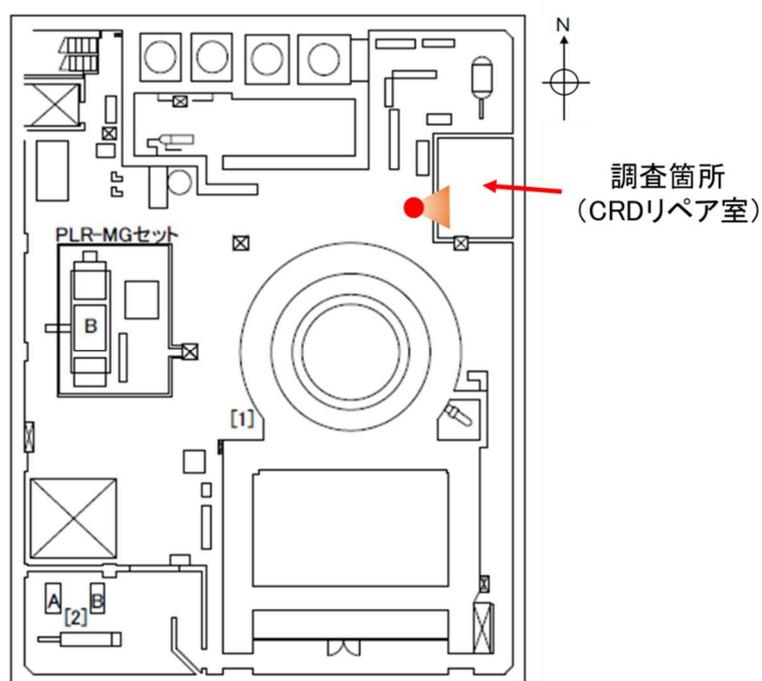


図 3 調査箇所 (1号機原子炉建屋3階東側の部屋 (CRD リペア室))



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図4 1号機原子炉建屋3階東側の部屋（CRD リペア室）の入口付近の状況
（ドア枠上部）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図5 1号機原子炉建屋3階東側の部屋（CRD リペア室）の状況
（室内に向かって扉等が破損している）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図6 1号機原子炉建屋3階東側の部屋（CRD リペア室）の状況
（部屋内部のダクト）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図7 1号機原子炉建屋3階東側の部屋（CRD リペア室）の状況
（めくれ上がったダクト）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図8 1号機原子炉建屋3階東側の部屋（CRD リペア室）の状況
（部屋内部の資機材の状況）

(2) IC への接続配管の汚染状況

① 北西側の接続配管

調査箇所を図9に示す。

測定対象配管は、図10中の「X-10A」（IC（A系）配管の貫通部）と記載されている付近に位置するが、配管そのものは目視で確認できなかったため、「X-10A」と記載されている付近の線量率を測定したところ、最大で約48mSv/hであった（図12）。測定対象配管から少し離れた箇所における線量率は約4mSv/hであり（図11）、測定対象配管は何らかの要因により汚染していることが確認された。

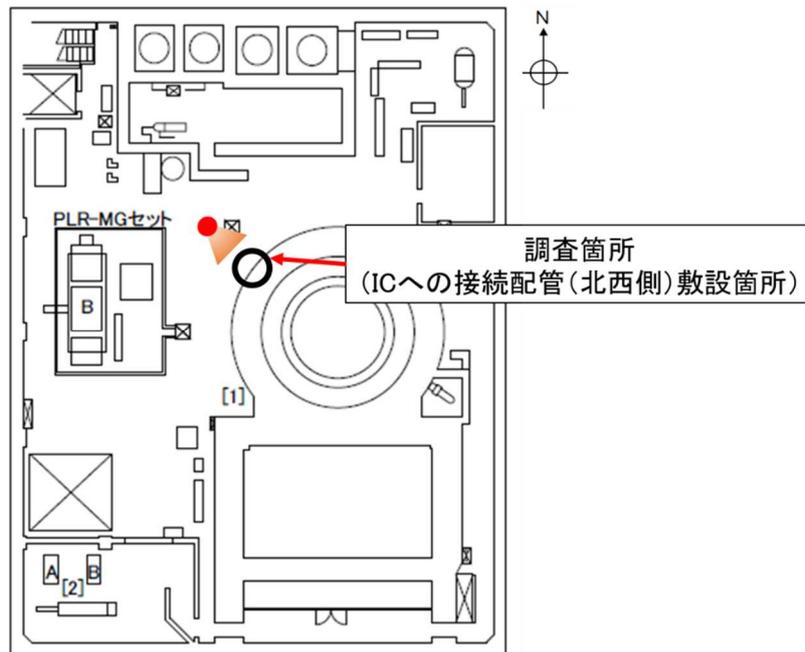
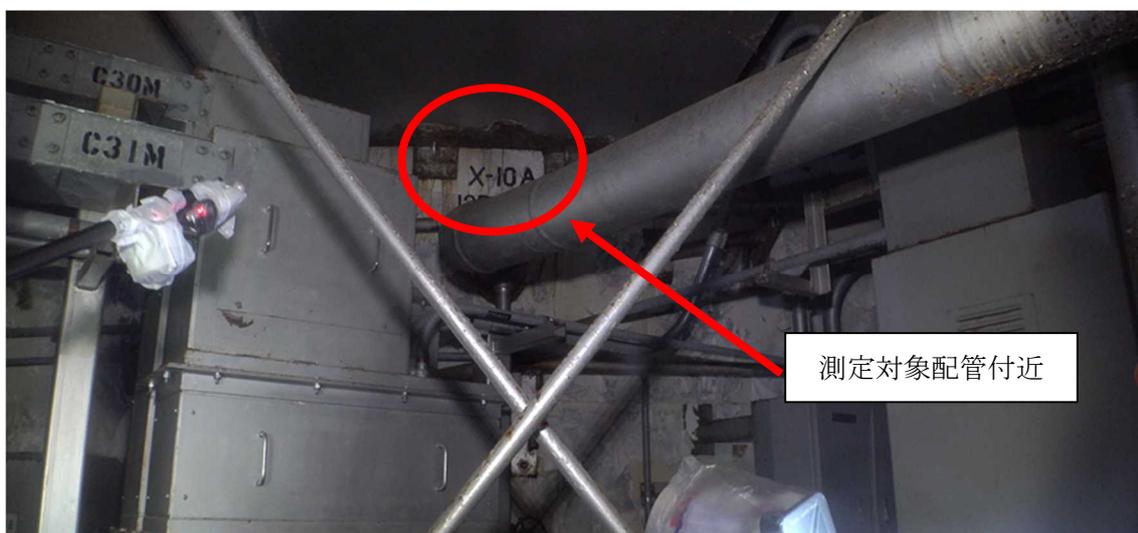


図9 調査箇所 (ICへの接続配管 (北西側))



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図10 測定対象配管周辺の状況



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図11 測定対象配管周辺の線量率



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図12 測定対象配管付近の線量率

② 南西側の接続配管

調査箇所を図13に示す。

測定対象配管は、図14中の配管ラックの上部に位置すると思われるが、配管そのものは目視で確認できなかったため、配管ラック付近の線量率を測定したところ、最大で約44mSv/hであった(図16)。測定対象配管から少し離れた箇

所における線量率は約 4mSv/h であり（図 15）、測定対象配管は何らかの要因により汚染していることが確認された。

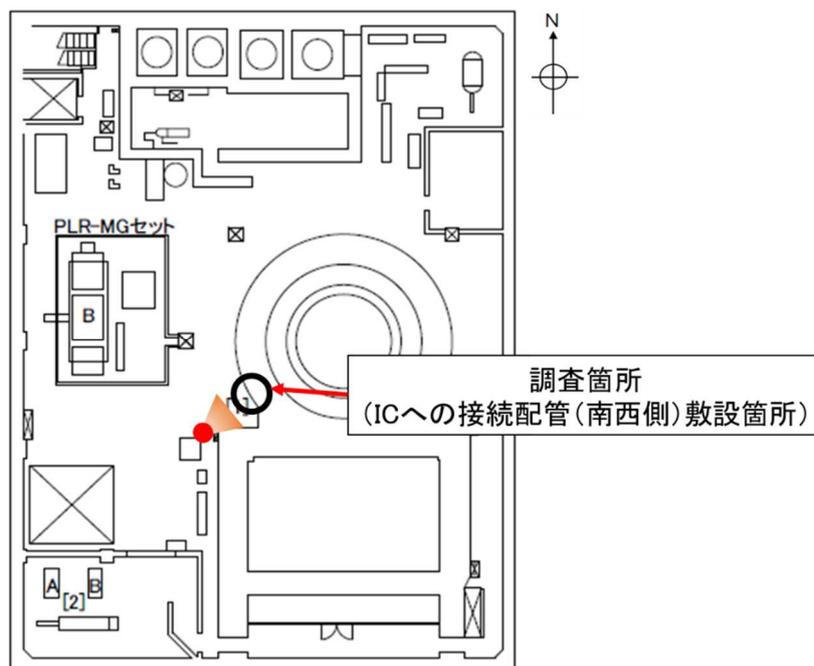


図 13 調査箇所 (IC への接続配管 (南西側))



2021 年 11 月 26 日原子力規制庁撮影

図 14 測定対象配管周辺の状況



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 15 測定対象配管周辺の線量率



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 16 測定対象配管付近の線量率

(3) その他の箇所の汚染状況

3階フロア北側に位置する原子炉冷却材浄化系(CUW)バルブ室付近(位置は図17参照)の線量率を測定したところ、部屋周辺は3mSv/h程度、部屋の入口付近は0.4mSv/h程度であった(図18~20)。

また、3階フロア全体の線量率は、最大で5mSv/h程度であった。

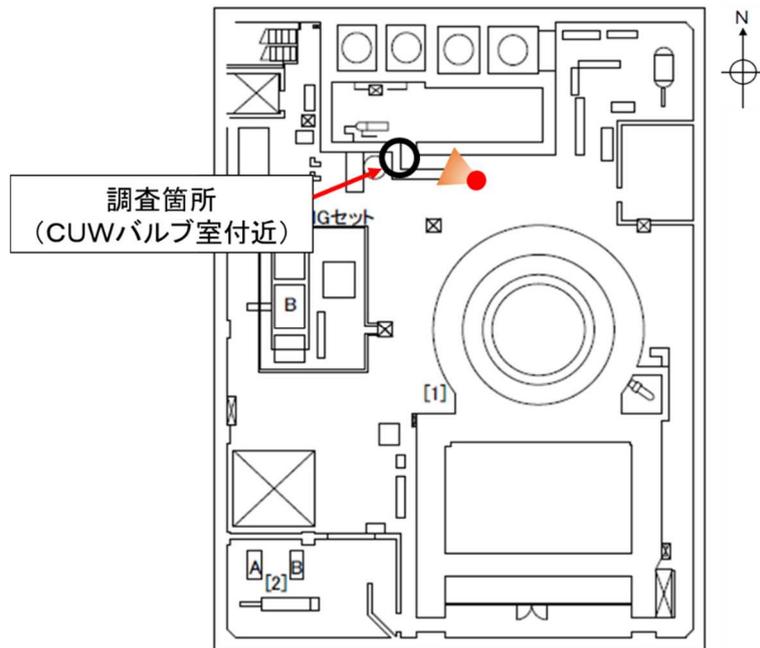
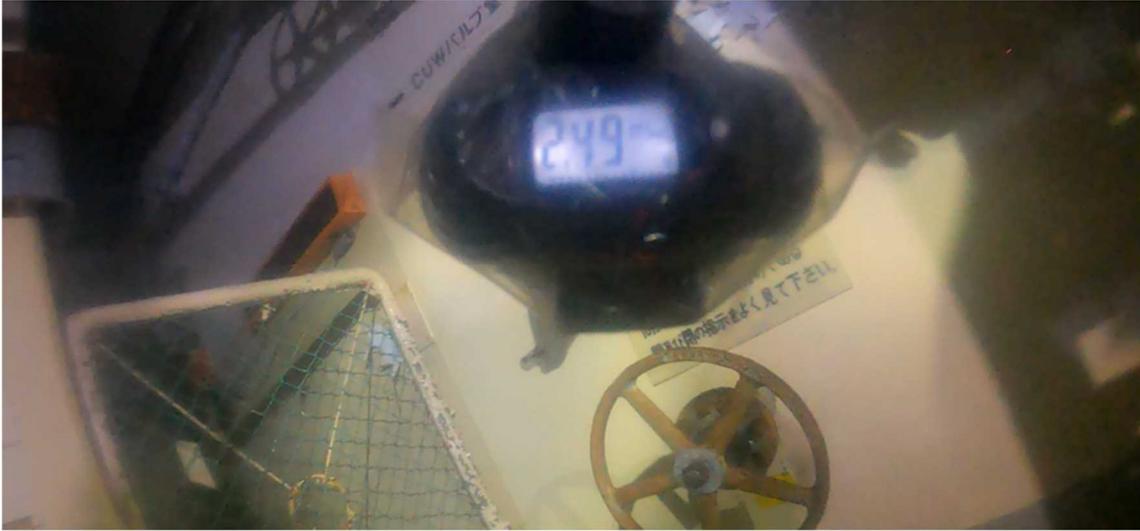


図 17 調査箇所（原子炉冷却材浄化系（CUW）バルブ室付近）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 18 原子炉冷却材浄化系バルブ室付近



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 19 原子炉冷却材浄化系バルブ室付近の線量率



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 20 原子炉冷却材浄化系バルブ室入口付近の線量率

4. 1号機原子炉建屋4階

1号機原子炉建屋4階の調査ルート及び線量率の測定結果を図21に示す。1号機原子炉建屋4階へは、北西側の階段及び南東側の階段の2箇所からアクセスし、ICの北側フロアの汚染状況、IC（B系）の南側の汚染状況、4階各箇所の損傷状況等を調査した。

なお、4階から5階に向かう階段は、北西側及び南東側の階段ともに階段が落下しており、5階へのアクセスは不可能な状態であった（図22）。

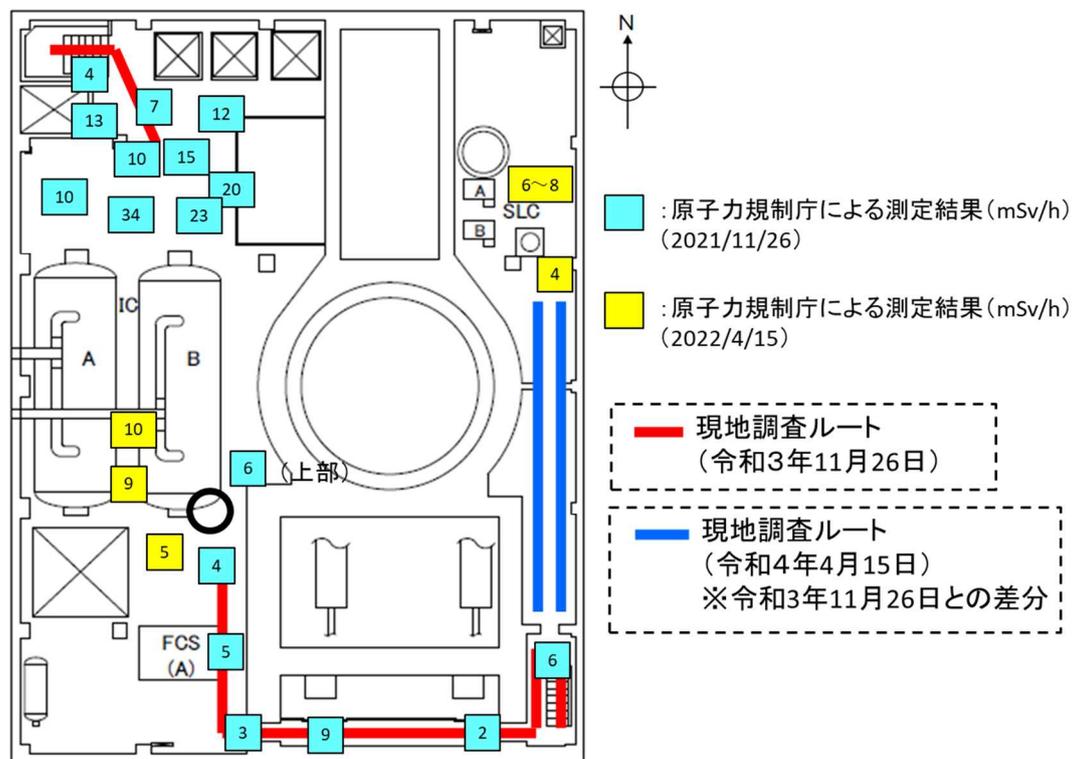


図21 調査ルート及び空間線量の測定結果（1号機原子炉建屋4階）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図22 4階から5階に向かう階段の状況（北西側）

(1) IC の北側フロア

北西側階段付近の線量率は約 4mSv/h であったが、IC に近い箇所では最大で約 34mSv/h の線量率であった。

① 北西側階段の隣にあるエレベータ室

調査箇所を図 23 に示す。

エレベータ室入口付近の線量率は約 10mSv/h であった。また、エレベータ室入口ではコンクリートが消失し鉄筋がむき出しになっている様子が確認されたが、エレベータ室内は大規模な損傷は確認されなかった。(図 24～26)

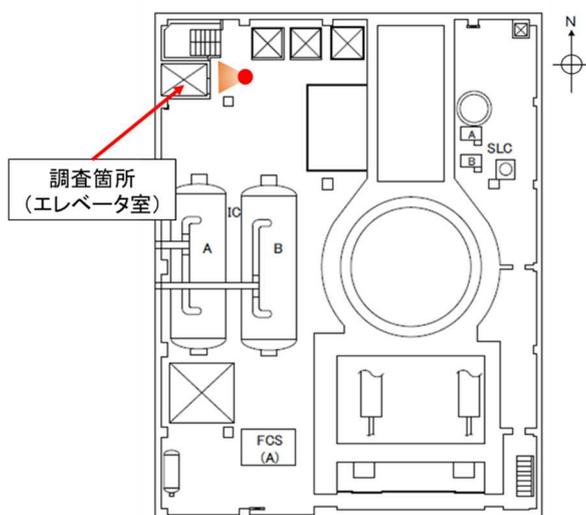


図 23 調査箇所（北西側階段の隣にあるエレベータ室）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 24 エレベータ室入口付近（1号機原子炉建屋4階）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 25 エレベータ室内（下方）（1号機原子炉建屋4階）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 26 エレベータ室内（上方）（1号機原子炉建屋4階）

② IC の北側付近

調査箇所を図 27 に示す。

IC 付近の天井は完全に崩落しており、IC 付近には、垂れ下がった鉄筋やコンクリートがれきが多数存在していた。IC には目立った損傷や保温材の剥がれは確認されなかった。（図 28～30）

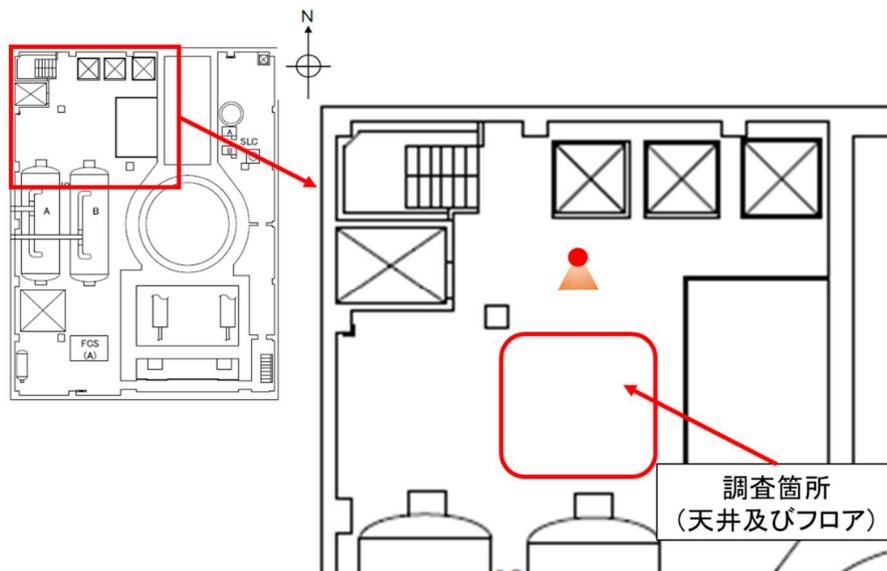


図 27 調査箇所（IC の北側付近の天井）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 28 IC の北側付近の天井



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 29 IC 北側付近のフロアの状況



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 30 IC 北側付近のフロア及び IC の状況

- ③ IC の北側の壁に近い天井
調査箇所を図 31 に示す。

IC の北側の壁に近い天井には目立った損傷は確認されなかったが、天井のハッチが外れている様子が確認された。(図 32、33)

天井付近の梁には塗装の剥がれや微細なひび割れが確認されたが、曲げ破壊、せん断破壊といった大規模な損傷は確認されなかった。(図 34)

天井付近のダクトは内側から外側に膨張したような変形が確認されたが、ダクトが落下している様子は確認されなかった。(図 35、36)

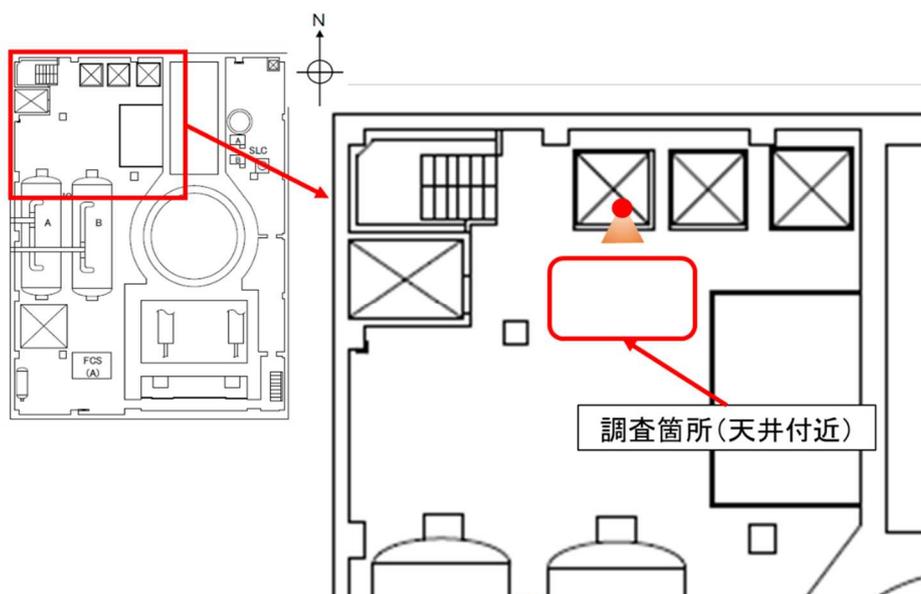
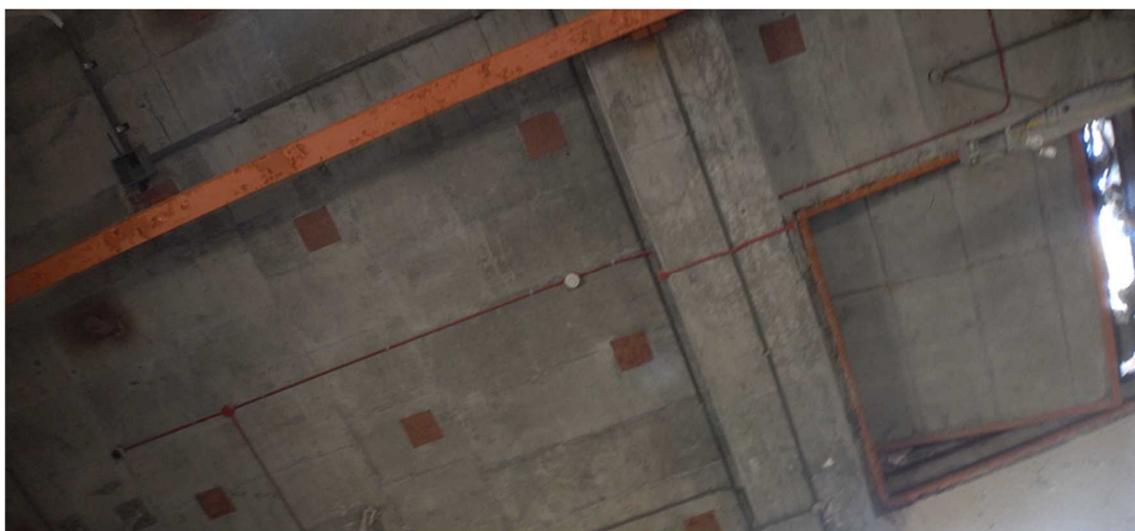


図 31 調査箇所 (IC の北側の壁に近い天井)



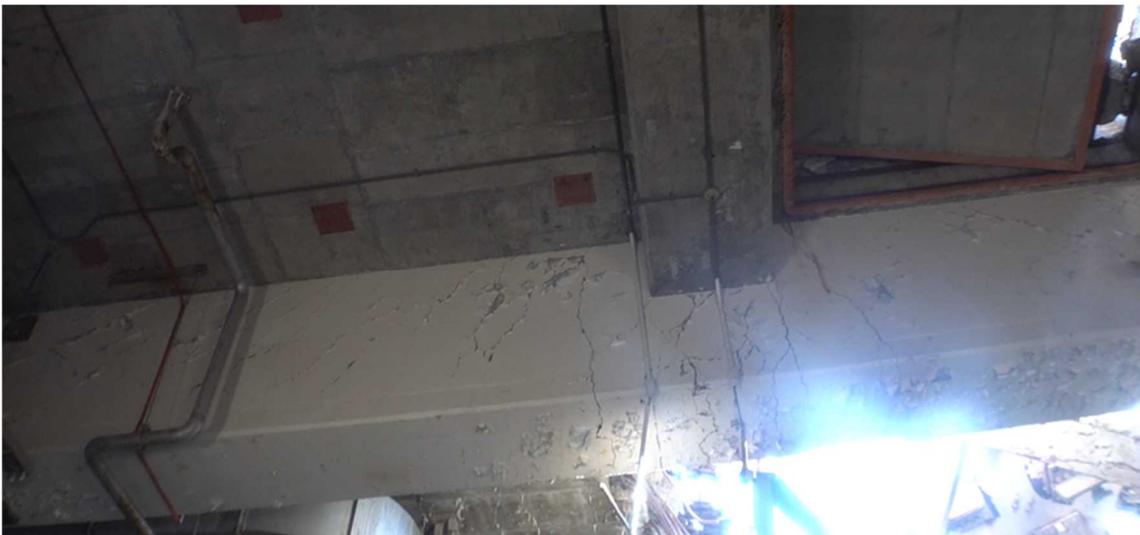
2021 年 11 月 26 日原子力規制庁撮影

図 32 IC の北側の壁に近い天井



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 33 ICの北側の壁に近い天井（天井のハッチが外れている）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 34 ICの北側の壁に近い天井付近の梁

④ ICの北側の天井付近のダクト等

調査箇所を図 35 に示す。

天井付近のダクトは内側から外側に膨張したような変形が確認されたが、ダクトが落下している様子は確認されなかった。（図 36、37）

また、ICの北側のフロアにある資機材や構造物は、何らかの外力による損傷や潰れなどは確認されなかった。(図38)

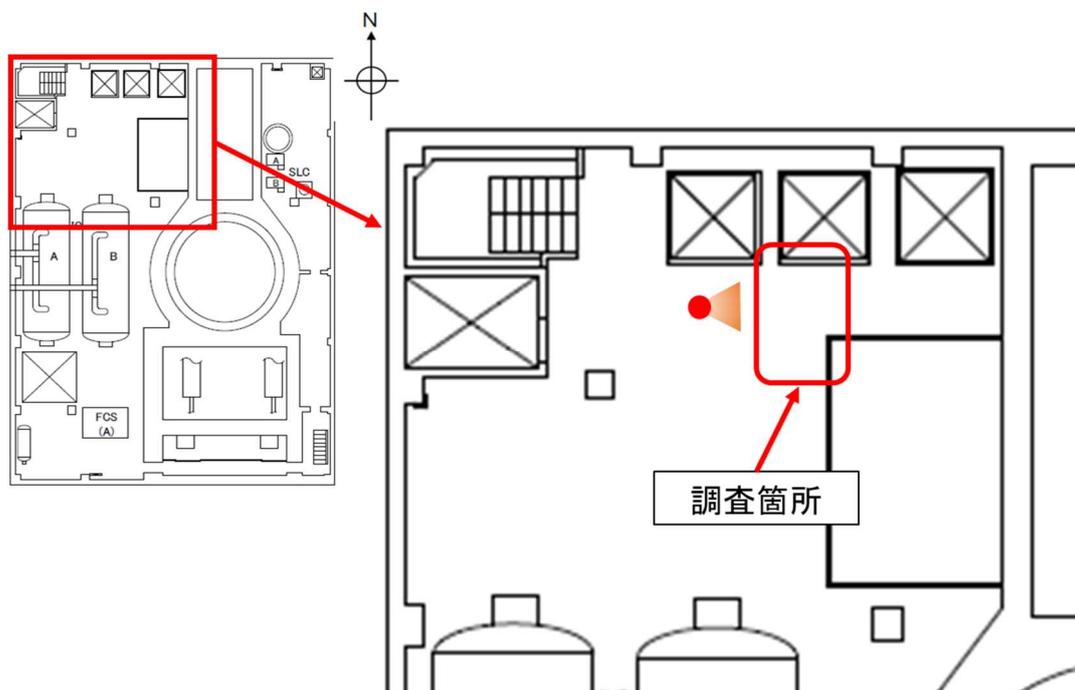
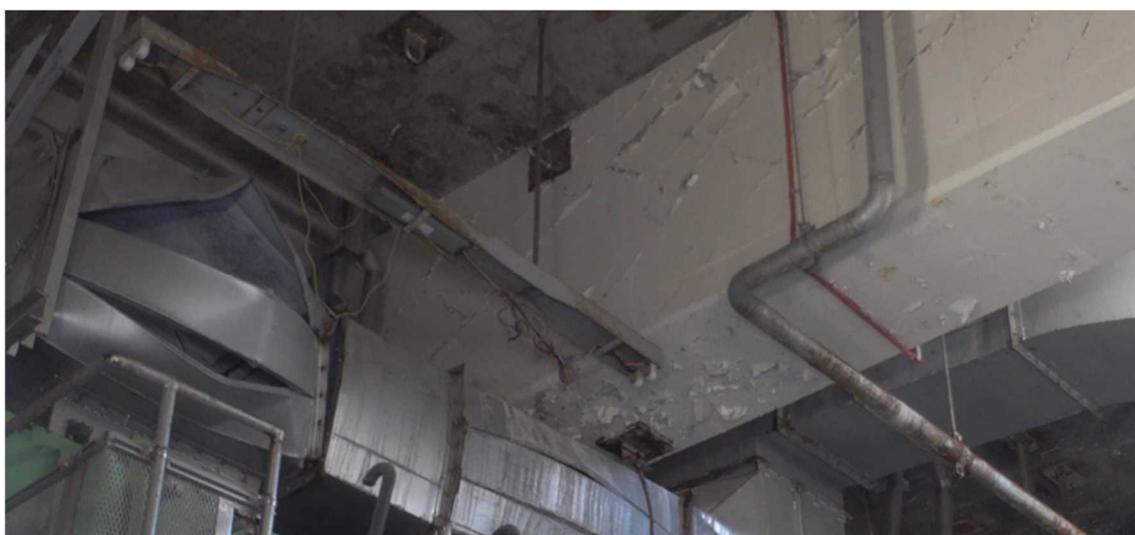


図35 調査箇所（ICの北側の天井付近のダクト等）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図36 天井付近のダクト及び梁



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 37 天井付近のダクト（1号機原子炉建屋4階）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 38 資機材・構造物の状況

(2) ICの南側フロア

一部の箇所では線量率が 10mSv/h 近くであったが、ほとんどの箇所では数 mSv/h 程度の線量率であった。

① IC の南側

調査箇所を図 39 に示す。

IC の南側は、保温材が剥がれており、剥がれた保温材はほぼ真下に散乱している様子が確認された。(図 40～43)

また、IC の上部付近の線量率は約 6mSv/h であり、周辺の線量率とほぼ同等であった。

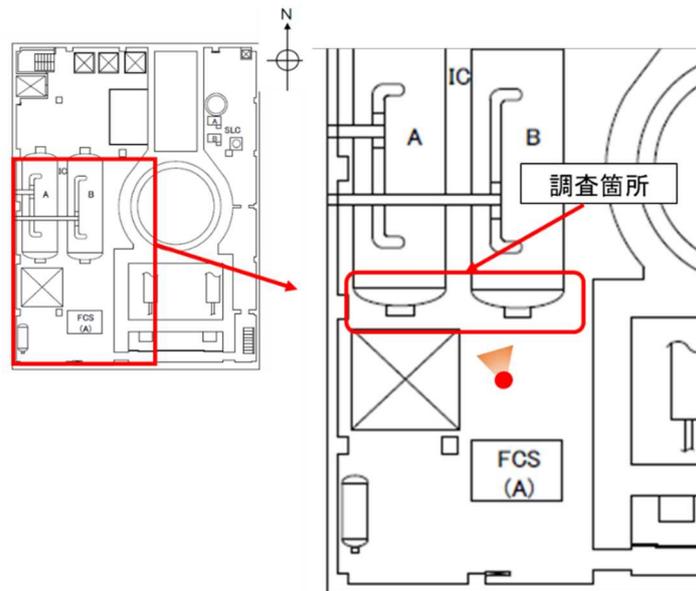


図 39 調査箇所 (IC の南側)



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 40 IC の南側 (左が A 系、右が B 系) (1 号機原子炉建屋 4 階)



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 41 IC の南側（左が A 系、右が B 系）（1 号機原子炉建屋 4 階）



棒の先に線量計及びカメラを
取り付けて測定を実施

B 系

2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 42 IC（B 系）の南側及び線量率測定の様子（1 号機原子炉建屋 4 階）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図43 IC (B系) の南側下部 (1号機原子炉建屋4階)

② ICの南側付近の天井

調査箇所を図44に示す。

天井の一部に穴が空いている様子が確認された。(図45)

天井付近の梁は、塗装の剥がれや鉄筋がむき出しになっている様子が確認されたが、大規模な損傷は確認されなかった。(図46、47)

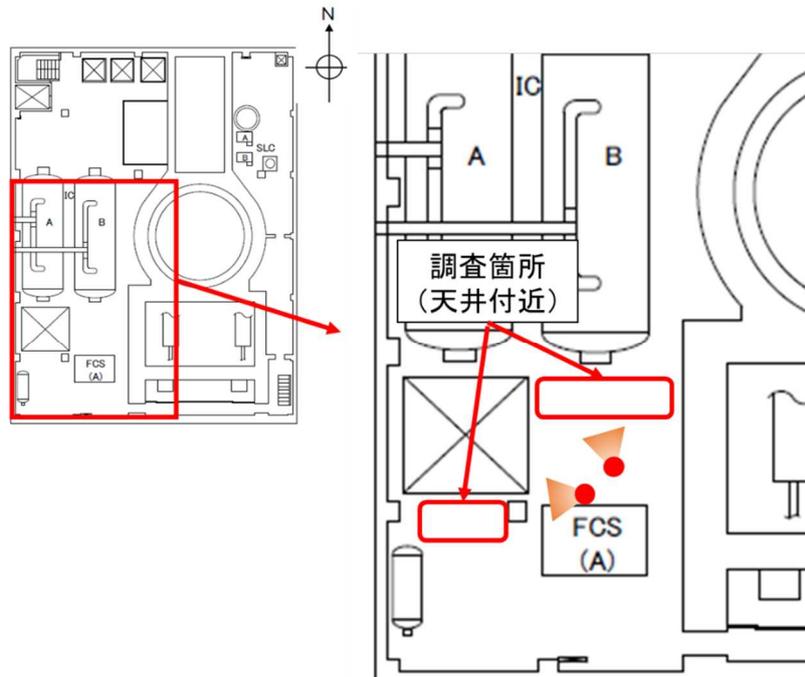


図44 調査箇所 (ICの南側の天井)



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 45 IC の南側付近の天井（1号機原子炉建屋4階）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 46 IC の南側付近の梁（1号機原子炉建屋4階）（IC（B系）の上部）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図47 ICの南側付近の梁（1号機原子炉建屋4階）
（IC（A系とB系の間）の上部）

③ ICのA系とB系の間

調査箇所を図48に示す。

線量率は、最大10mSv/h程度であった。

床面にはダクトや資材類が散乱していた。計器類には目立った損傷等は見られなかった。北側には天井から落下したと思われる鉄筋やコンクリートがれきが多く存在していた。（図49～51）

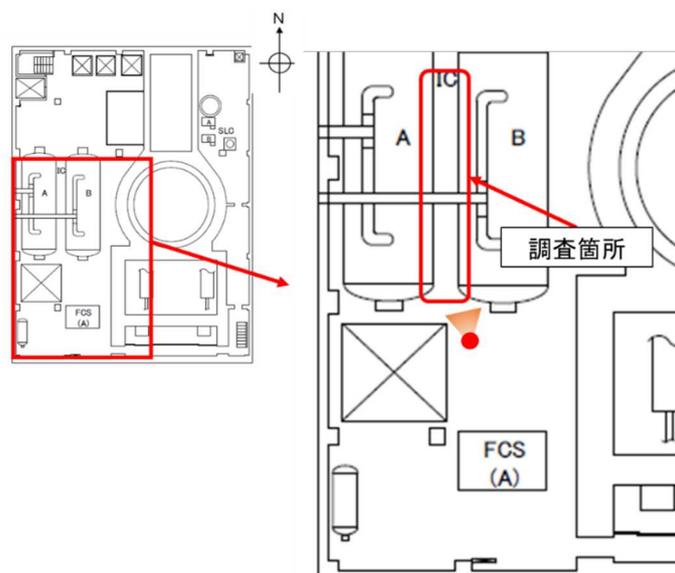
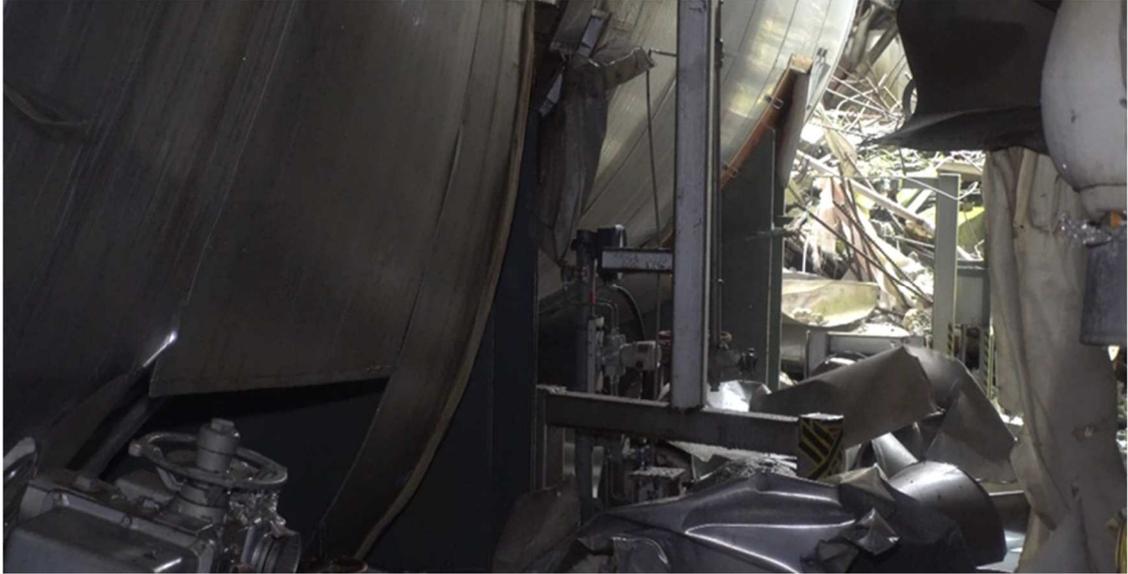


図48 調査箇所（ICの南側の天井付近等）



2022年4月15日原子力規制庁撮影

図 49 IC の A 系と B 系の間（1号機原子炉建屋 4階）



2022年4月15日原子力規制庁撮影

図 50 IC の A 系と B 系の間及び北側（1号機原子炉建屋 4階）



2022年4月15日原子力規制庁撮影

図 51 IC の A 系と B 系間の計器類 (1 号機原子炉建屋 4 階)

④ ダクト

調査箇所を図 52 に示す。

天井付近のダクトは、何らかの外力による変形が確認された。(図 53、54)

また、一部のダクトはフロアに落下していた。(図 55)

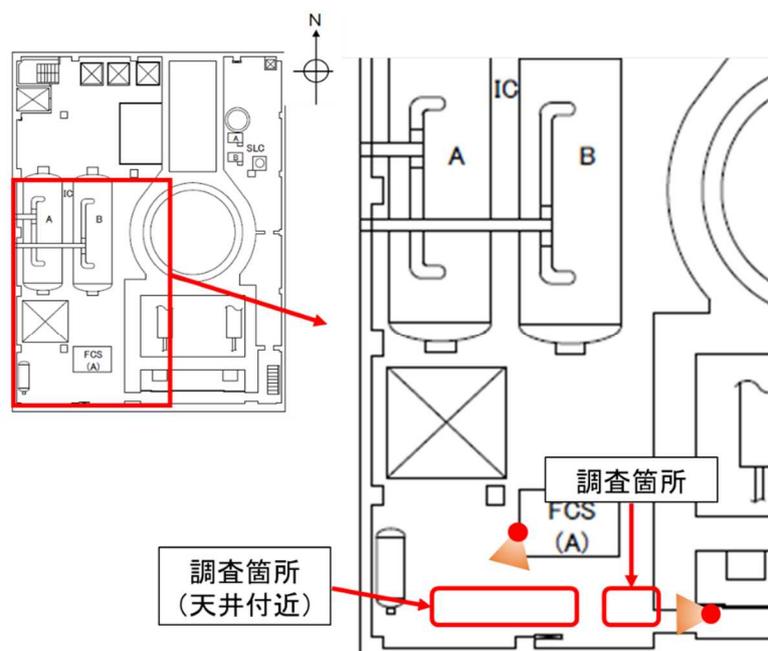


図 52 調査箇所 (IC の南側の天井付近等)



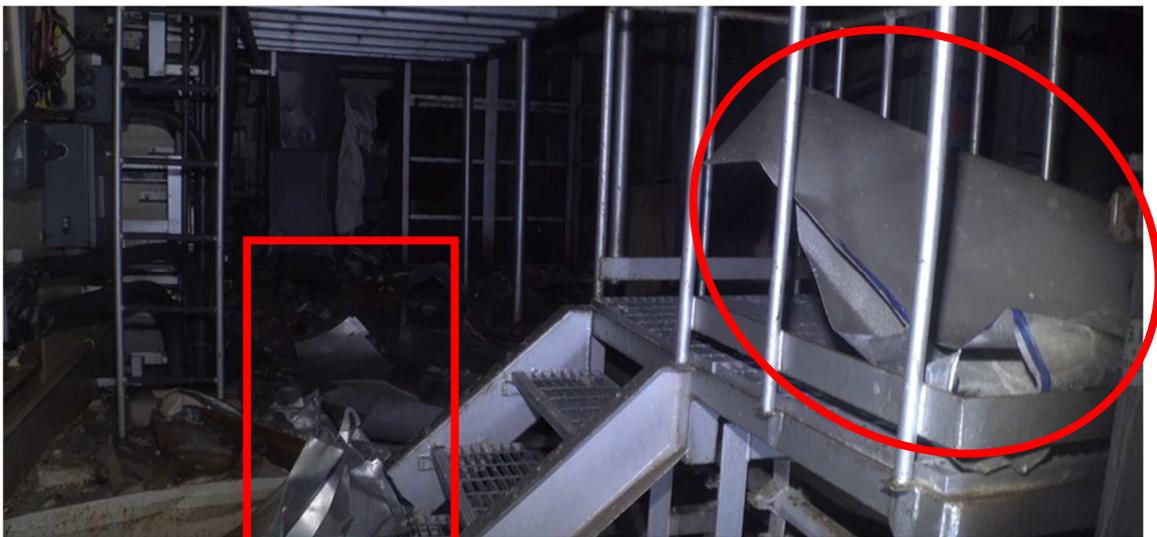
2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 53 天井付近のダクト（1号機原子炉建屋4階）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 54 天井付近のダクト（1号機原子炉建屋4階）



2021年11月26日原子力規制庁撮影

図 55 床面付近に落下したダクト（1号機原子炉建屋4階）

(3) 東側フロア

調査箇所を図 56 に示す。

南東側階段付近の不活性ガス（AC）系配管近傍の線量率は 17mSv/h であったが、その他の箇所の線量率は最大 8mSv/h 程度であった。

北東側のフロアでは、ダクトが変形している様子が確認されたが、ほう酸水貯蔵タンク（SLC タンク）等、その他の構造物には目立った損傷等は確認されなかった。（図 57～59）

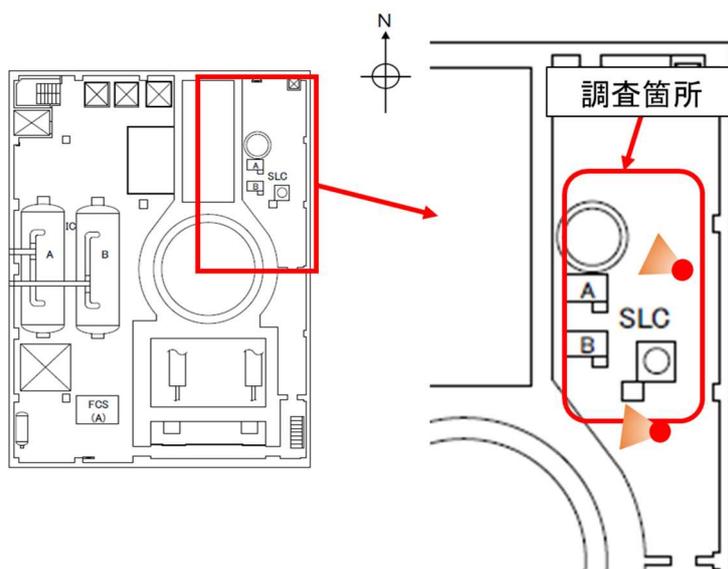


図 56 調査箇所（北東側フロア）



2022年4月15日原子力規制庁撮影

図 57 ダクト（北東側フロア）



2022年4月15日原子力規制庁撮影

図 58 ダクト（北東側フロア）



2022年4月15日原子力規制庁撮影

図 59 SLC タンク（北東側フロア）

5. まとめ

今回調査を実施した1号機原子炉建屋3階及び4階について、確認された汚染状況及び損傷状況は以下のとおりであった。

(1) 1号機原子炉建屋3階

- ✓ 東側に位置する部屋（CRD リペア室）ではドアの外れやダクトの損傷が確認されたが、その他の箇所では調査した範囲においては設備の大規模な損傷は確認されなかった。
- ✓ フロア内の線量率は概ね5mSv/h以下であったが、ICの接続配管付近は最大で約48mSv/hの線量率であった。

(2) 1号機原子炉建屋4階

- ✓ 北側フロアでは、ダクトの膨張や天井のハッチの外れなどが確認されたが、梁や資機材の大規模な損傷、ICの保温材の剥がれは確認されなかった。また、フロア内の線量率は、階段付近では数mSv/h程度であったが、ICに近づくほど高くなり、最大で34mSv/h程度であった。
- ✓ 南側フロアでは、ICの保温材の剥がれ、ダクトの大規模な変形や落下が確認されたが、梁の大規模な損傷は確認されなかった。また、フロア内の線量率は、階段付近のAC配管付近以外は数mSv/h程度であり、IC上部の線量率はフロアの線量率と同等であった。
- ✓ 南側フロアから、ICのA系とB系の間を調査したところ、線量率は最大で10mSv/h程度であった。ダクトや資材が多数散乱していたが、計器類の損傷等は確認されなかった。

(別添 1 4)

3号機原子炉建屋1階及び2階の予備調査結果

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 星 陽崇

原子力規制庁原子力安全人材育成センター

原子炉技術研修課 教官

上ノ内 久光

1. 現地調査の結果

原子力規制庁は、標題の配管系の汚染分布を把握するため、2017年3月から2020年10月にかけて複数回の現地調査を実施した¹。

現地調査では、電離箱²や放射線遠隔探知機(テレテクター)(GM計数管)による周辺線量当量率(以下「線量率」という。)の測定、ピンホール型ガンマカメラ(以下「ガンマカメラ」という。)³によるセシウム(Cs)-137の汚染密度の測定及びスペクトルサーベイメータ⁴による放射線エネルギーの波高分布測定を実施している。測定器の仕様等については既報[1]を参照されたい。

3号機原子炉建屋1階

3号機原子炉建屋1階の調査ルート及び空間線量の測定結果を図1に示す。南東の二重扉より入城し、建屋南側の通路を西へ進み、西側の通路を北へ向かった。1階の北東部は高い α 汚染の影響で入城できないエリアに設定されており、調査はその手前までとして、折り返した。なお、原子炉格納容器西側のパーソナルエアロック室の調査を試みたが、腐食等の影響で入り口の扉が固着しており、入室できなかった。

¹ 参考6参照

² 日立アロカメディカル社製電離箱(IC3-323C)

³ 日立製ガンマカメラ(HDG-E1500)

⁴ BNC社製スペクトルサーベイメータ(SAM940-2L(LaBr結晶))、
kromek社製スペクトルサーベイメータ(GR1(CdZnTe結晶)、RayMon10(CdZnTe結晶))

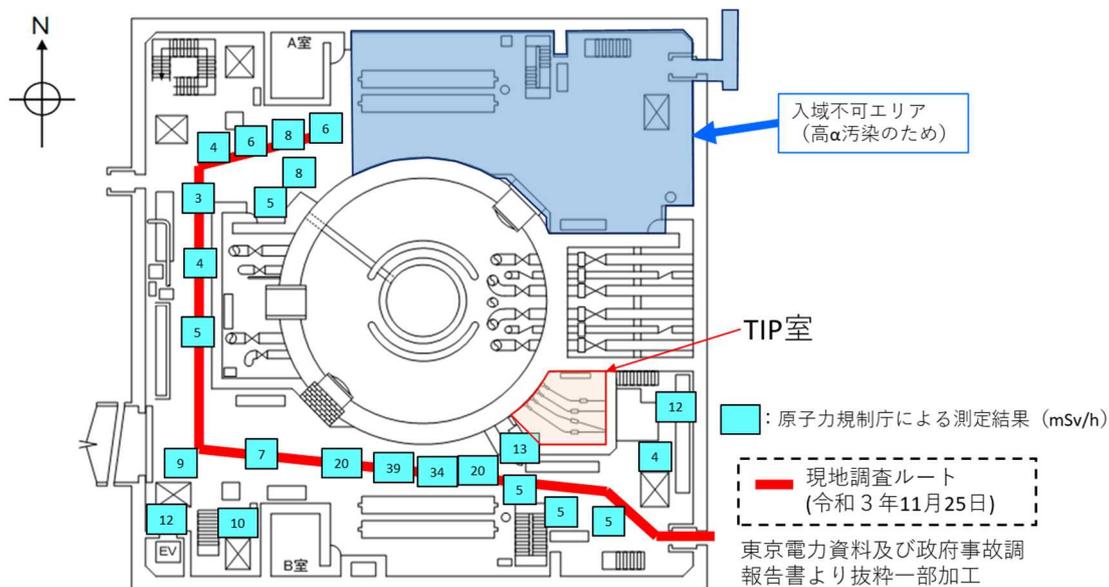


図 1 調査ルート及び空間線量の測定結果（3号機原子炉建屋 1階）

図 2 に示す A～C の 3 カ所においてガンマカメラを用いて、線量測定を実施した。測定結果を図 3 に示す。①の測定結果は原子炉格納容器北西部を測定したものである。計装ラック周辺が東京電力により既に遮蔽体が設置されており、線量率が低下されていることが分かる。一方、遮蔽体の上部の配管周辺は赤く写っており、高線量の部位が存在することが確認できた。

②の測定結果から、西側の通路では床に残されたがれきの線量が高いものの、床面自体は線量が低く、図 1 に示すように空間線量も低い。一方、③の測定結果から、南側の通路は床面が広く線量が高いことが分かる。図 1 の測定結果から、この通路部は空間線量が高いが、床面からの寄与によるものと考えられる。

④の測定結果では、画像右側の線量が高い。画像の右側には主蒸気隔離弁 (MSIV) 室があり、当該区画では原子炉格納容器から汚染水が漏洩していることが確認されている。④の測定結果は、壁表面に高い汚染があるのではなく、MSIV 室からの散乱線の寄与が高いと推定される。また、画像から MSIV 室のブローアウトパネルは事故時には作動しなかったことが確認できる。

東京電力の調査によって、3号機原子炉建屋 1階にある TIP 室の入り口扉は、通路側から部屋の内部に向かって外れているのが確認されている[引用]。これは、水素爆発時に発生した爆風の影響とみられるが、TIP 室の扉前方の通路等では水素爆発による破損等の痕跡は確認されなかった。TIP 室の扉の前には階段があることから、上層階からの爆風の流れ込み等が影響したものと推定される。また、TIP 室内部も爆発による損傷は確認されなかった。

なお、上記調査の動画は参考 URL [2]において配信されている。

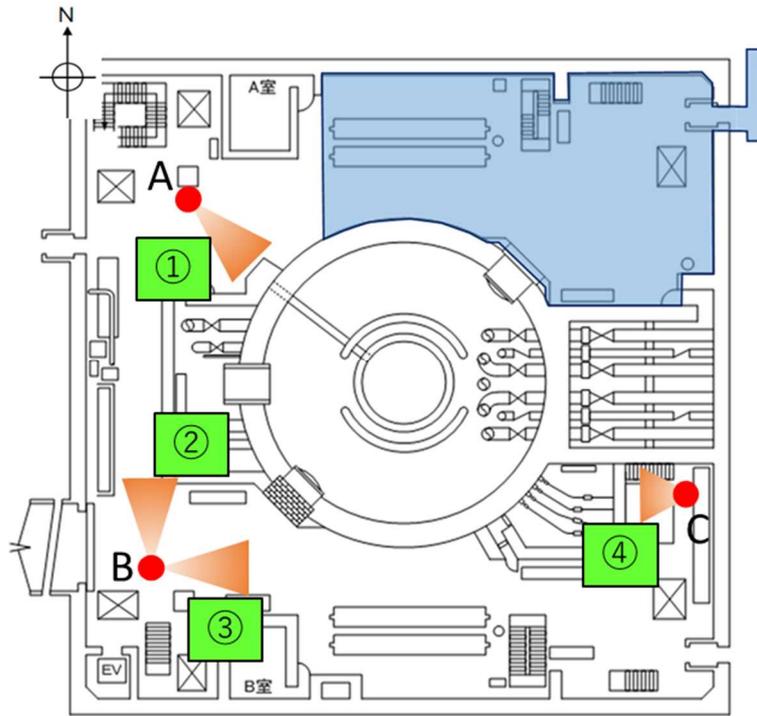
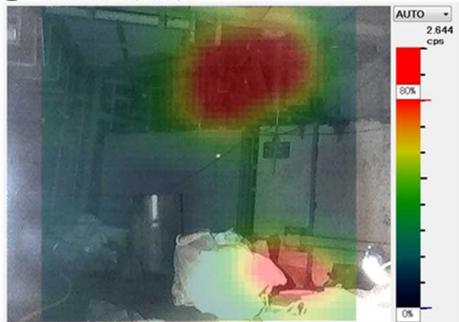
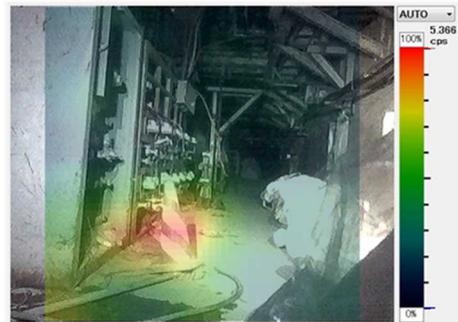


図 2 ガンマカメラによる測定地点（3号機原子炉建屋1階）

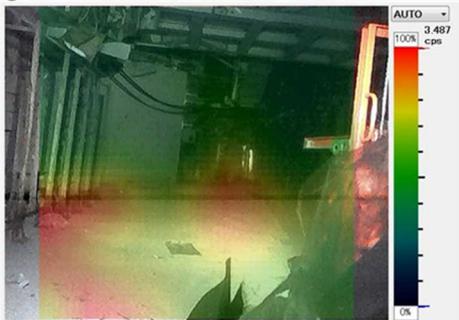
①の測定結果



②の測定結果



③の測定結果



④の測定結果



図 3 ガンマカメラによる測定結果（3号機原子炉建屋1階）

(注)ガンマカメラによる測定結果の色付けは、各測定箇所における相対的な強度を示しており、①～④の赤い部分は同一の強度を示すものではない。

3号機原子炉建屋2階

3号機原子炉建屋2階の調査ルート及び空間線量の測定結果を図4に示す。南東の階段から東側の通路を北へ進み、原子炉建屋北側にあるRCW熱交換器の近傍を通り西へ向かった。西側の通路を南へ向かい原子炉冷却材浄化系(CUW)ポンプ室(A)まで進んだが、CUWポンプ室(A)より先の南側は、通路床面にがれきが散乱しており、侵入が困難な状況であった。西側の通路を折り返して北へ向かい、残留熱除去系(RHR)熱交換室(A)を経由して南東の階段から退城した。

原子炉格納容器の北側の壁面には、目視では焦げ跡のように見える黒い部位が存在した。当該部位についてはスミア試料を採取した。CUWポンプ室(A)及びRHR熱交換器室(A)の入り口扉は、通路側から室内に向けて外れており、水素爆発が影響したと推定される。西側の通路にはダクトとみられる残骸が床面に散乱していたが、配管、壁面等には目立った損傷は確認されなかった。

後日、上記の調査に引き続き、がれきが散乱する西側通路南方の調査を実施した。調査ルート及び空間線量の測定結果を図5に示す。大物搬入口近傍まで調査を進めたが、図6に示すように、大物搬入口の南東側のフロアにはがれきや構造物が落下しており足場が悪く、侵入することはできなかった。西側通路と同様に、ハッチ付近の配管等についてはさほど損傷がなく、ダクト等の落下が確認された。

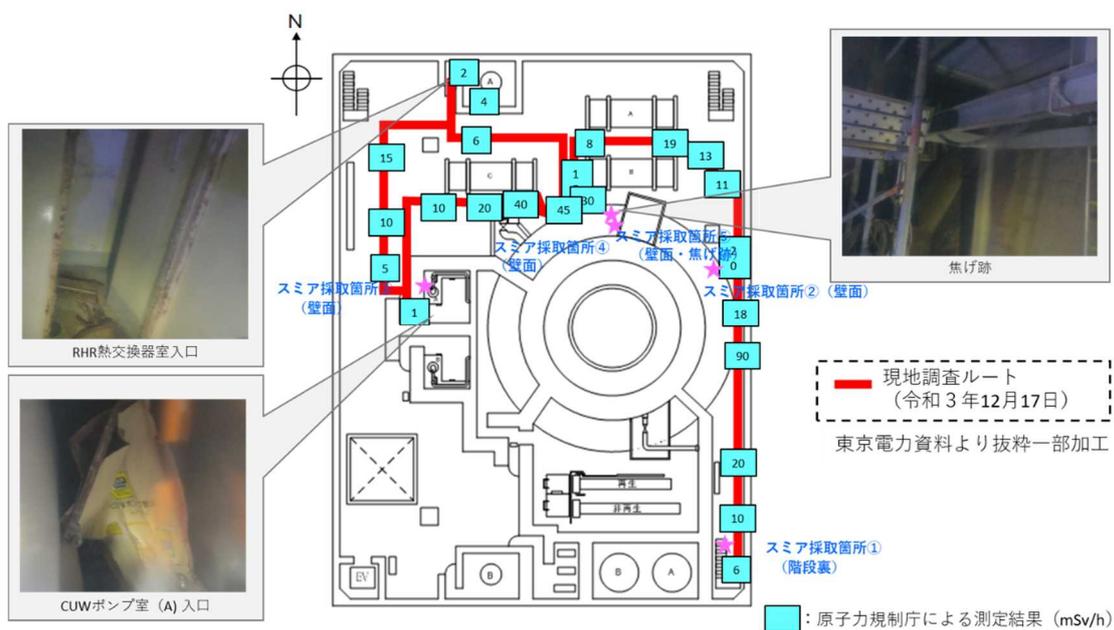


図4 調査ルート及び空間線量の測定結果① (3号機原子炉建屋2階)

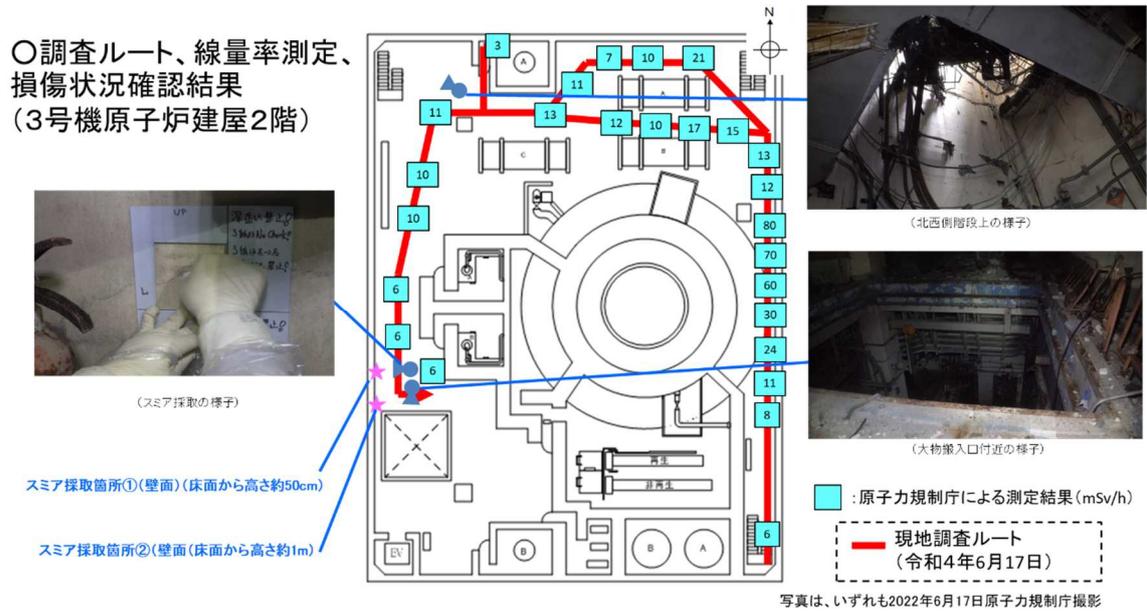


図 5 調査ルート及び空間線量の測定結果② (3号機原子炉建屋2階)

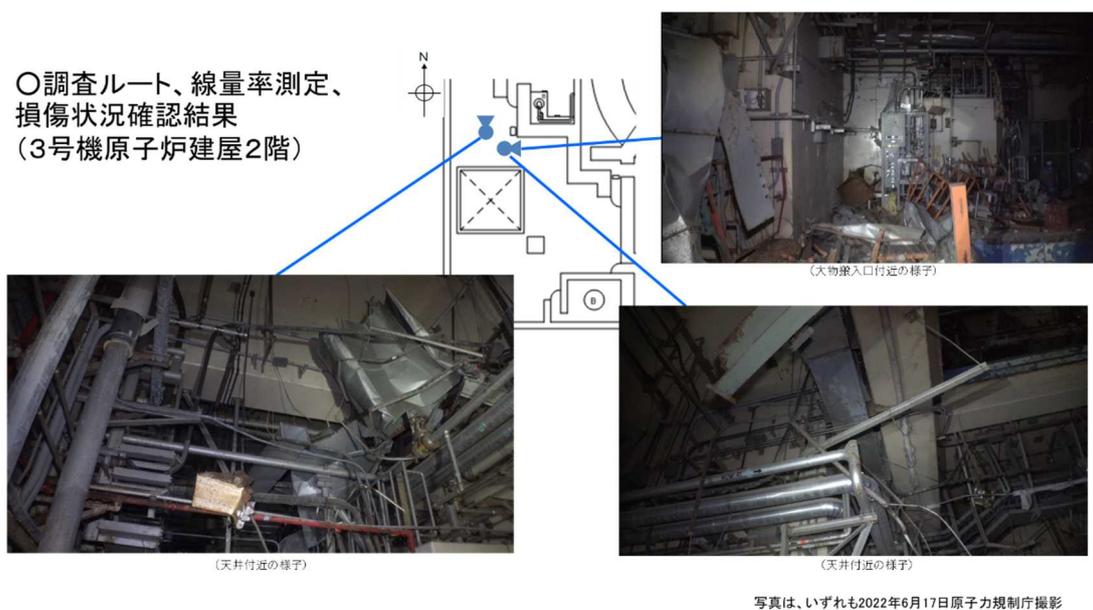


図 6 3号機原子炉建屋2階大物搬入口近傍の様子

引用文献

- [1] 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会, “東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ,” 2021.
- [2] 原子力規制庁. (2021, Nov.) 資料3-2: 3号機原子炉建屋内の現地調査時

の動画（令和3年11月25日原子力規制庁撮影）． [Online].
<https://www.youtube.com/watch?v=T3gnTMNeJak>

(別添 15)

4号機原子炉建屋内のレーザースキャナによる測定結果

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 佐藤 雄一

1. 検討目的

原子力規制庁は、原子炉建屋内の損傷状況等をデータ化して損傷箇所の形状や構造物の傾斜等を確認することにより詳細に構造物の損傷状況等を把握するため、また、2021年2月の福島県沖地震及び2022年3月の福島県沖地震による影響の有無等を確認し、現在の原子炉建屋内の状況がこれらの地震による影響を受けているか否かを確認するために、2020年7月以降、有人による入域が可能な原子炉建屋のうち、比較的線量が低く、ある程度の時間にわたり滞在可能である4号機原子炉建屋内の形状測定を3Dレーザースキャナにより実施してきた。

2. 調査方法

4号機原子炉建屋内の2階～4階フロアにて、3Dレーザースキャナが設置可能なエリアのうち、各フロアにて天井等の損傷が確認されているエリアについて、2020年7月以降、複数回にわたり3Dレーザースキャナによる形状測定を実施した。

3. 測定に用いる資機材及び測定原理

(1) 測定時に用いる資機材

① 3Dレーザースキャナ

3Dレーザースキャナの外観を図1に示す。

三脚の上部に3Dレーザースキャナを設置することにより、3Dレーザースキャナが回転し、全方向(3Dレーザースキャナの真下付近を除く。)の測定が可能となる。3Dレーザースキャナによる測定可能範囲を図2に示す。



スキャナ



スキャナ
※三脚に設置した状態

図1 3Dレーザースキャナの外觀

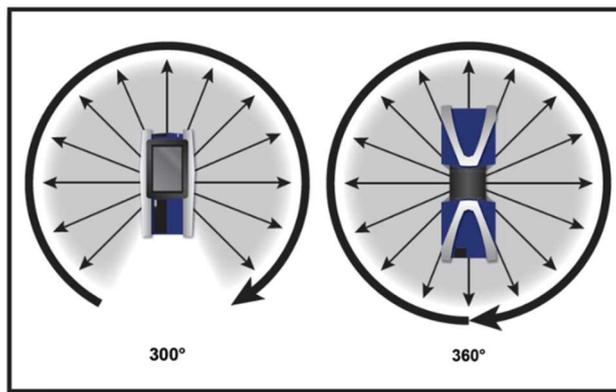


図2 3Dレーザースキャナによる測定可能範囲
(左図：鉛直方向、右図：水平方向)

② ターゲット球

3Dレーザースキャナによる測定の際に、図3に示すようなターゲット球を3Dレーザースキャナの測定範囲に設置することにより、取得データの処理（複数地点からの取得データの合成）を円滑に実施することができる。



図3 ターゲット球の外觀

(2) 測定原理

3Dレーザースキャナの側部から発射される赤外線レーザー光線が3Dレーザースキャナの中心にあるレンズ部(図4)に当たり、当該レンズ部が回転することで赤外線レーザー光線が放射される。その赤外線レーザー光線が測定対象物に当たることにより生じる散乱光が3Dレーザースキャナのレンズ部に戻ってくることにより、3Dレーザースキャナと測定対象物との位置及び距離情報を取得でき、測定対象物の位置に関するデータを取得することができる。



図4 3Dレーザースキャナのレンズ部

3Dレーザースキャナにより取得したデータは、点群データ処理ソフト(FARO社製「SCENE」)により3Dモデルを構築した上で、点群データ解析ソフト(富士テクニカルリサーチ社製「Galaxy-Eye Modeler」)により、異なる時期に取得した同地点におけるデータの比較等を実施した。

4. 定点測定の実施

2021年2月の福島県沖地震及び2022年3月の福島県沖地震による影響の有無等を確認するため、4号機原子炉建屋3階及び4階にターゲット球を長期間設置し、当該箇所に対する3Dレーザースキャナによる測定を実施した。

4号機原子炉建屋3階のターゲット球の設置位置及び状況を図5に、同建屋4階のターゲット球の設置位置及び状況を図6に示す。

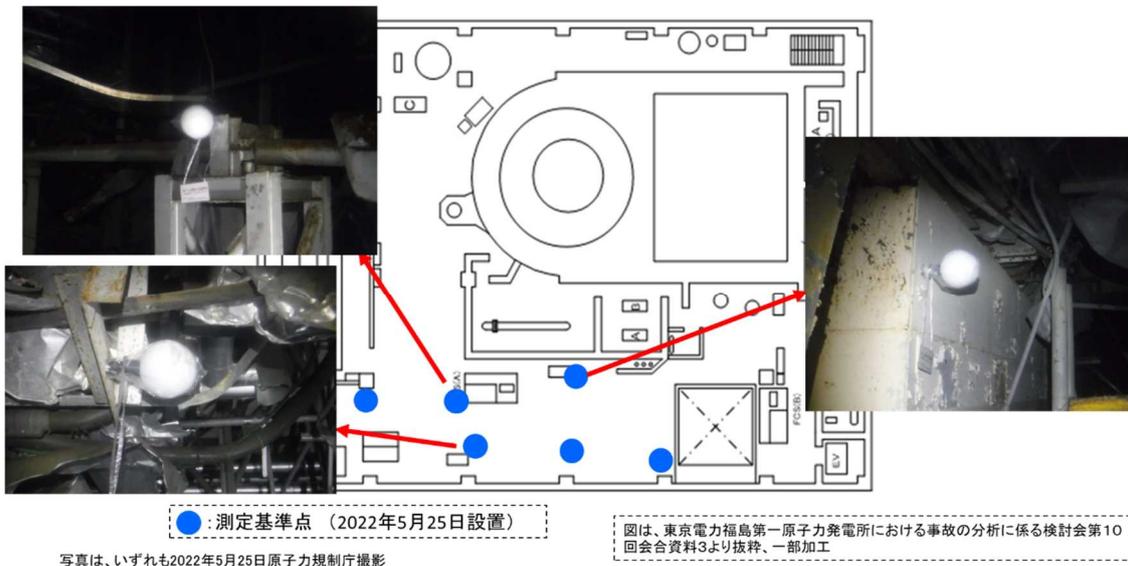


図5 4号機原子炉建屋3階のターゲット球の設置位置及び状況

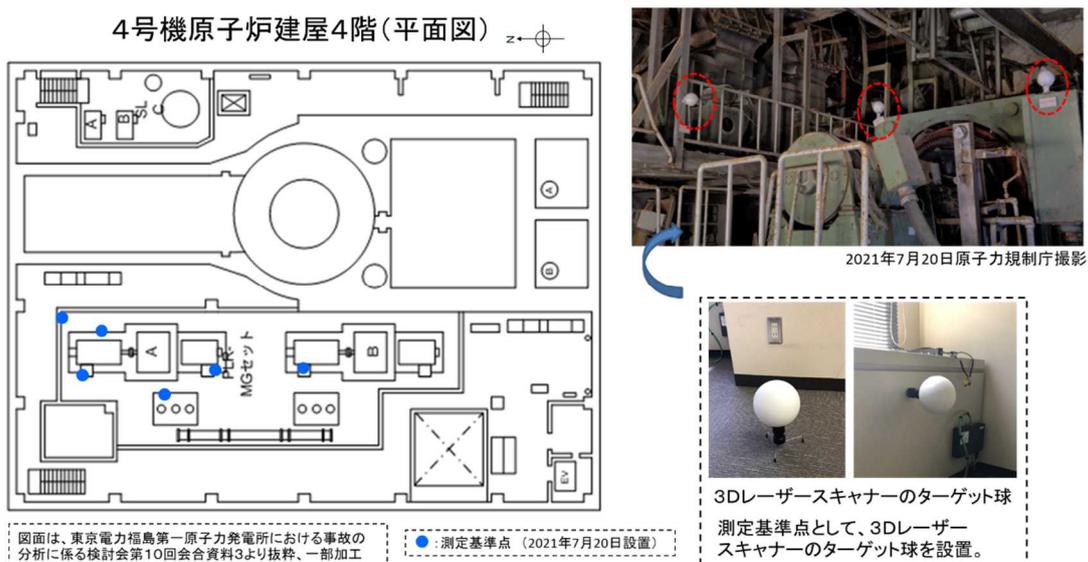


図6 4号機原子炉建屋4階のターゲット球の設置位置及び状況

5. 4号機原子炉建屋3階の測定・分析結果

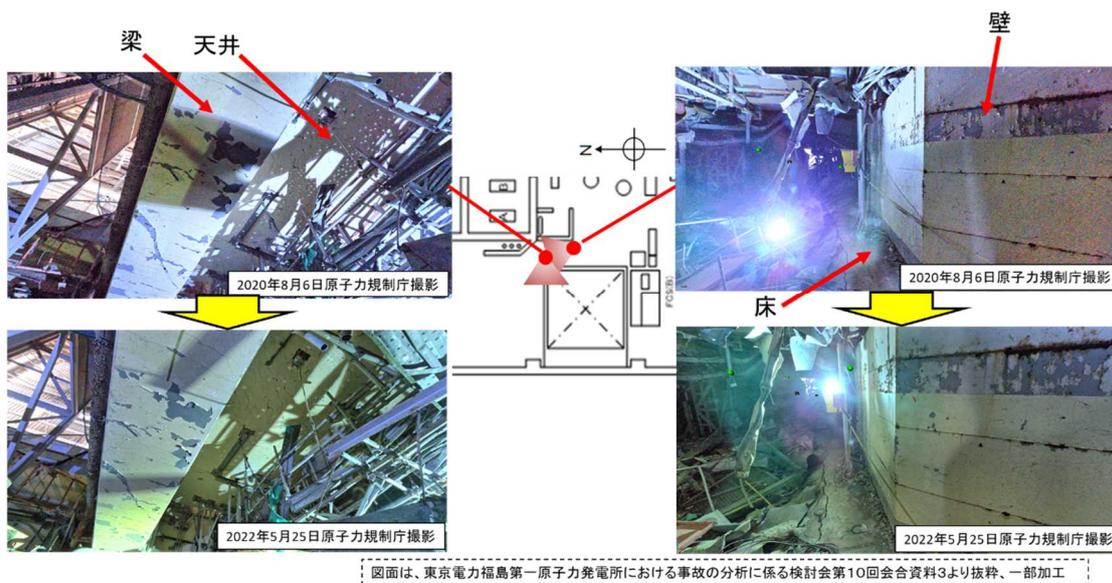
4号機原子炉建屋3階は、床面の落ち込みが確認されている南西側ハッチ付近及び床面の一部が抜けている北西側フロアについて、測定結果を分析した。

(1) 南西側ハッチ付近

2020年8月と2022年5月に取得した画像の比較を図7に、点群データの比較を図8に示す。

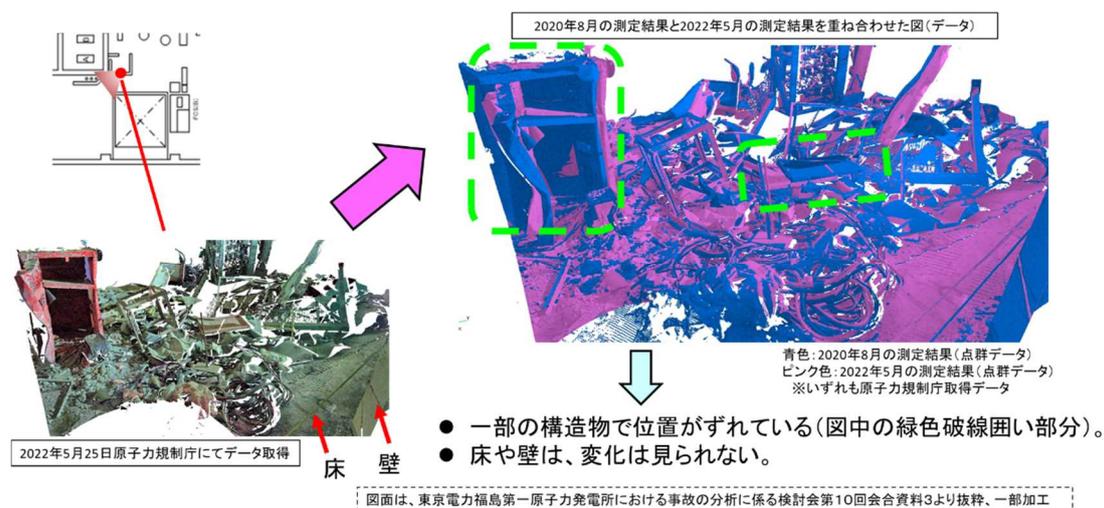
図7に示すように、梁の塗装の剥がれ部分がほぼ同様であること、壁面の状況がほぼ同様であることなどから、当該箇所は写真で見る限り大きな変化は見られなかった。

一方、図8に示すように点群データで比較すると、一部の構造物については位置ずれが見られる（図8の緑点線囲い部分）。しかしながら、床面や壁面には変化が見られなかった。



図面は、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第10回会合資料3より抜粋、一部加工

図7 4号機原子炉建屋3階の状況（南西側ハッチ付近）
（2020年と2022年との写真による比較）



図面は、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第10回会合資料3より抜粋、一部加工

図8 4号機原子炉建屋3階の状況（南西側ハッチ付近）
（2020年と2022年とのデータの重ね合わせによる比較）

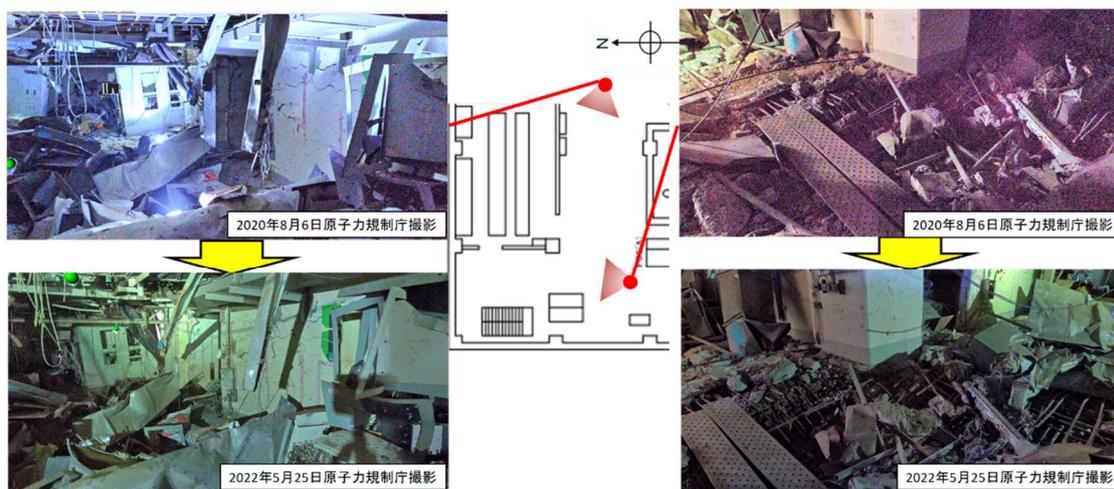
(2) 北西側フロア

2020年8月と2022年5月に取得した画像の比較を図9に示す。

床面の一部が抜けているエリア（図9の右側の写真）及びCRDリペア室付近（図9の左側の写真）ともに、明確な違いは確認されなかった。

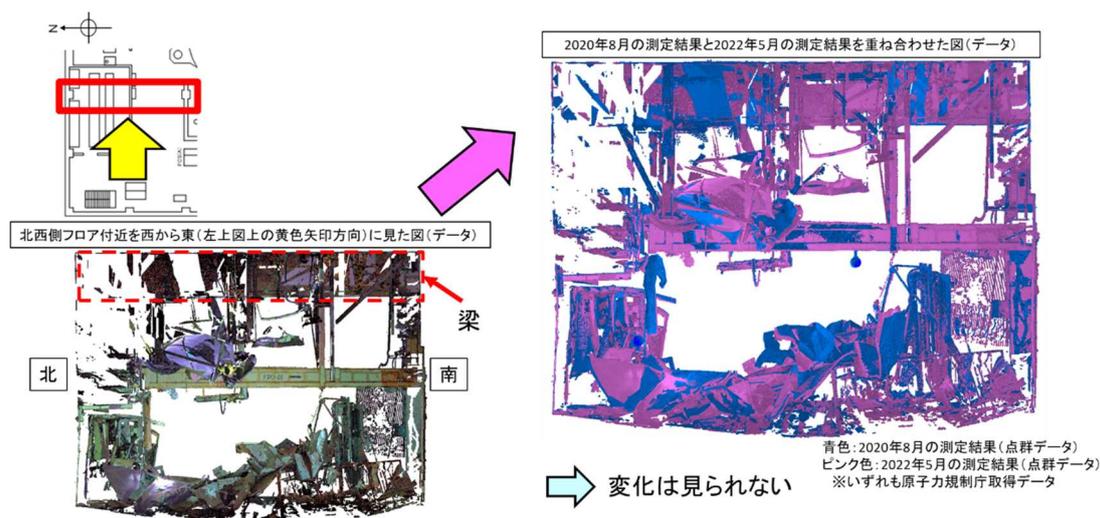
2020年8月と2022年5月に取得した点群データの比較を図10に示す。

天井付近の梁、垂れ下がった構造物等の位置の変化の有無等を確認した結果、いずれも位置の変化等は見られなかった。



図面は、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第10回会合資料3より抜粋、一部加工

図9 4号機原子炉建屋3階の状況（北西側フロア）
（2020年と2022年との写真による比較）



図面は、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第10回会合資料3より抜粋、一部加工

図10 4号機原子炉建屋3階の状況（北西側フロア）
（2020年と2022年とのデータの重ね合わせによる比較）

6. 4号機原子炉建屋4階の測定・分析結果

4号機原子炉建屋4階は、通常位置から下方変形している北西側フロアの天井及びその付近について、測定結果を分析した。

2020年7月と2022年5月に取得した北西側フロアの天井付近の画像及び天井の点群データの比較を図11に示す。

天井付近の画像（図11の左側）及び点群データ（図11の右側）ともに明確な違いは確認されなかった。

2020年7月と2022年5月に取得した北西側フロアの梁及び天井の点群データの比較を図12に示す。

図12の下部の図に示すように、梁及び天井ともに2020年7月の点群データと2022年5月の点群データが重なっており、この期間では変化がなかったことが確認された。

2020年7月と2022年5月に取得した北西側フロアの点群データの比較を図13に示す。

図13に示すように、壁やフロア内の構造物について2020年7月の点群データと2022年5月の点群データが重なっており、この期間では変化がなかったことが確認された。

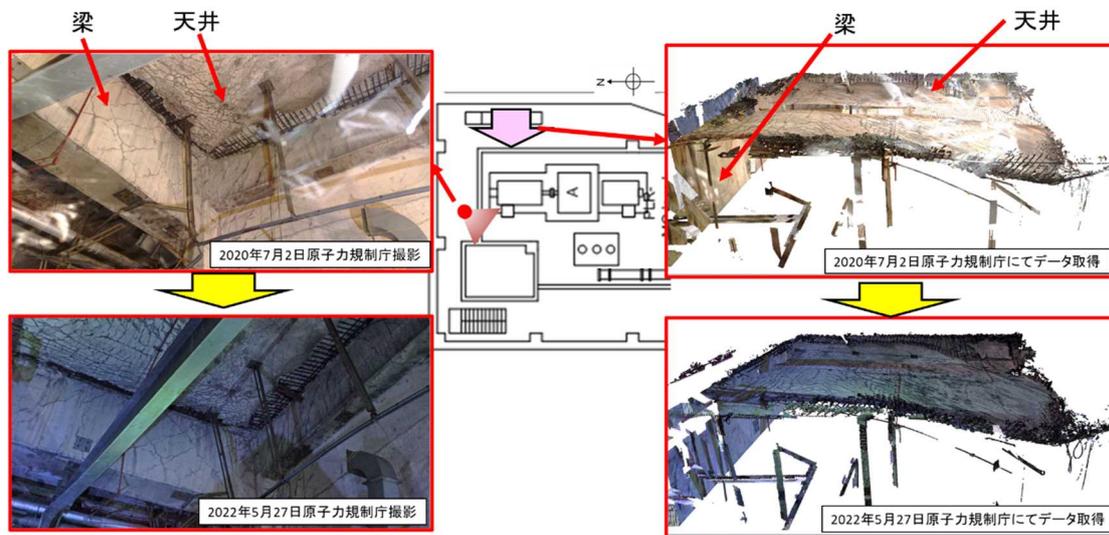


図11 4号機原子炉建屋4階の状況（北西側天井付近）
（2020年と2022年との比較）

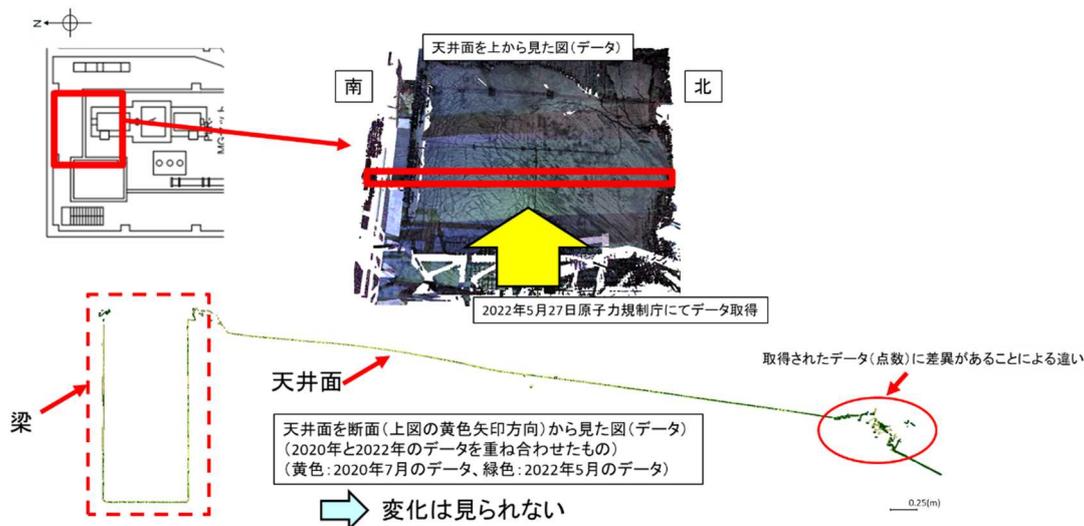


図12 4号機原子炉建屋4階の状況(北西側天井付近)
(2020年と2022年とのデータの重ね合わせによる比較)

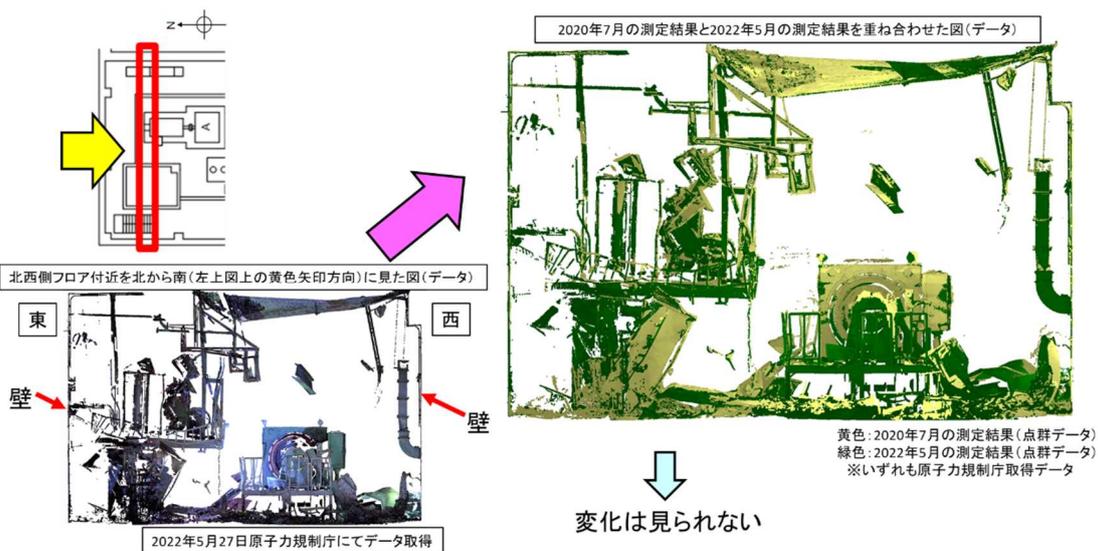


図13 4号機原子炉建屋4階の状況(北西側フロア)
(2020年と2022年とのデータの重ね合わせによる比較)

7. まとめ

5. 及び6. で示したように、4号機原子炉建屋3階及び4階では、2020年と2022年の間で一部の構造物に位置のずれが確認されたが、壁、床、天井、梁といった建屋を構成する部材等には変化は確認されなかった。

このため、2021年2月の福島県沖地震及び2022年3月の福島県沖地震による影響はほとんどないと考えられ、また、2020年以降、経年による変化はほとんどなかったと考

えられる。

8. 今後の検討事項

定点測定については、4号機原子炉建屋2階の天井付近の梁の損傷が確認されている南西側の天井付近でも実施する予定であり、図14に示すようにターゲット球を設置している。

今回、測定・分析を実施した4号機原子炉建屋3階及び4階も含めて、ターゲット球の設置を継続し、定期的に測定を実施することで、経年による変化の有無、測定時点の形状の要因等の推定に資することとしたい。

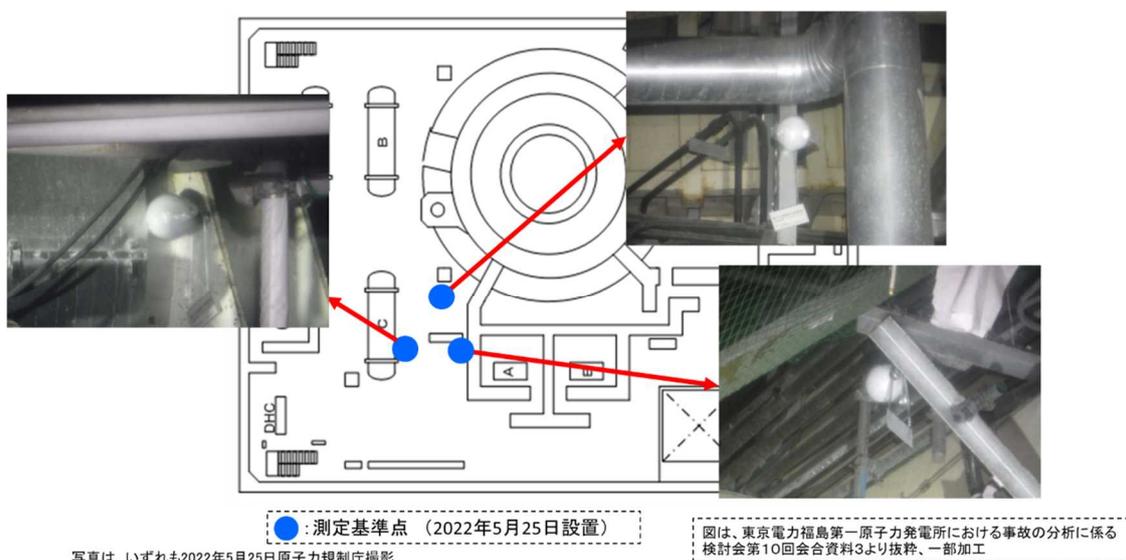


図14 4号機原子炉建屋2階のターゲット球の設置位置及び状況

(別添 16)

2号機原子炉建屋スミヤ試料等の分析

日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門
規制・国際情報分析室
福島第一原子力発電所事故分析チーム
飯田 芳久、島田 亜佐子、垣内 一雄

1. スミヤ試料の分析

原子力規制庁による2号機原子炉建屋内調査¹並びに東京電力による3号機SGTS室調査²及び1/2号機排気筒内部調査³において、2号機原子炉建屋各階の壁、床、階段裏のスミヤ試料(14試料)、3号機SGTSフィルタトレイン内のフィルタ表面のスミヤ試料(23試料)及び1/2号機SGTS配管内部のスミヤ試料(1試料)が採取されている。これらは、原子炉建屋内及びSGTS配管系における放射性物質の移行経路、組成及び化学形の推定に有用な情報を有していると考えられることから、スミヤ試料の分析を実施した。

2. 試料分析の結果

原子炉建屋の壁や床に沈着した放射性物質の量は、各号機の格納容器から放出され、原子炉建屋に残存する量の大小関係を把握する際の参考情報になり得る。ここでは、表1及び図1に示す2号機原子炉建屋の局所領域から採取したスミヤ試料の分析結果を中心に述べる。1号機及び3号機原子炉建屋のスミヤ試料が得られた後には、それらの分析を行い、3つの号機について比較・検討を行う予定である。2号機原子炉建屋のスミヤ試料に加えて、表2、表3、図2及び図3に示す3号機SGTSフィルタトレインのフィルタ表面スミヤ試料及び1/2号機共用SGTS配管内部スミヤ試料の分析結果についても報告する。なお、これら試料の分析は図4に示すフローで実施した。

2号機原子炉建屋スミヤ試料の写真及びイメージングプレート像を図5に例示する。各スミヤ試料に対して実施したイメージングプレートによる放射能分布が、目視で観察できる汚れの分布と概ね一致することを確認した。全てのスミヤ試料を対象としたガンマ線核種分析において、Cs-134、Cs-137、Sb-125、Co-60が検出された。ガンマ線核種分析結果の一例を図6に、ガンマ線核種分析の結果に基づいたCs-134、Sb-125及びCo-60のモル量とCs-137のモル量の相関を図7に示す。この

¹ 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第14回 資料3
² 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第16回 資料4-1
³ 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第12回 資料6-1

図には、以前実施した 1/2 号機共用スタック基部ドレンサンプルピット溜まり水の分析結果⁴（溜まり水試料をろ紙に滴下して分析）を加えている。2 号機のベントは失敗したと言われていることから、本試料及び上述の 1/2 号機共用 SGTS 配管内部スミヤ試料には、1 号機から放出された核種のみが存在していると推定される。

いずれの試料においても、Cs-134 と Cs-137 のモル比が ORIGEN2 コード⁵により計算した初期インベントリのモル比とほぼ一致することを確認した（図 7）。Sb-125 についても、ばらつきはあるものの、1 号機（1/2 号機共用 SGTS 配管内部及び 1/2 号機共用スタック基部ドレンサンプルピット溜まり水）、2 号機（原子炉建屋）及び 3 号機（SGTS フィルタトレイン）の全てにおいて、Cs-137 とのモル比が両核種の初期インベントリのモル比と同程度であった。この結果は、Sb-125 の初期インベントリに対する放出割合が事故シナリオに強く依存せず、Cs-137 のそれと同程度（モル量に換算すると 1/100 程度）であることを示唆している。

優先度の高い 2 号機原子炉建屋スミヤ 4 試料、3 号機 SGTS フィルタトレインのフィルタ表面スミヤ 2 試料及び 1/2 号機共用 SGTS 配管内部スミヤ試料、合計 7 試料について酸溶解を行い、ガンマ線分析、ベータ線分析、アルファ線分析及び質量分析を実施して Cs-134、Cs-137、Tc-99、Mo 同位体、Sr-90、U 同位体、Pu 同位体及び Am-241 を定量した。Tc-99、Mo 同位体及び Sr-90 のモル量と Cs-137 のモル量の相関を図 8 に示す。なお、初期インベントリのモル比に基づく、Cs 同位体のモル量は Cs-137 の約 2 倍である。

2 号機原子炉建屋スミヤ試料では、Tc-99 及び Mo 同位体のいずれも有意に検出された。一方、3 号機 SGTS フィルタトレインのフィルタ表面スミヤ試料及び 1/2 号機共用 SGTS 配管内部スミヤ試料では、Tc-99 及び Mo 同位体は分析装置の検出下限以下であった。さらに、1/2 号機共用スタック基部ドレンサンプルピット溜まり水試料において、Tc-99 は検出下限以下、Mo 同位体は検出されたものの Cs-137 とのモル比は 2 号機原子炉建屋スミヤ試料に比べて 3 桁程度低い値であった。Sr-90 に関しては、Tc-99 及び Mo 同位体に比してモル量は小さいものの、2 号機原子炉建屋スミヤ試料の分析結果は、1 号機及び 3 号機由来の試料に比べ高い値を示している。

これらの核種の中で、Cs は酸化性雰囲気（水蒸気リッチ）及び還元性雰囲気（水素リッチ）いずれの条件においても燃料から放出され易い。Mo 及び Tc は酸化物の形態になると金属に比べて揮発性が増すため、酸化性雰囲気条件において放出され易く、Sr-90 は酸化性雰囲気よりも還元性雰囲気条件下において放出され易くなる性質を有している。そのため、Tc、Mo 及び Sr は、炉心損傷・溶融進展時の雰囲気条件を推定する上で指標的な核種になり得る。

Tc-99 及び Mo 同位体の分析結果に基づく、2 号機における炉心損傷・溶融の進

⁴ 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第 21 回 資料 4-1

⁵ JAEA-Data-Code-2012-018

展では、1号機及び3号機に比べて、酸化性雰囲気の影響が相対的に大きかった可能性が高い。一方、Sr-90の分析結果は、2号機の炉心損傷・溶融進展過程で還元性雰囲気条件が形成された可能性を示唆している。2号機においては、原子炉冷却系の減圧による炉心水位の急激な低下やその後の原子炉容器への注水により、炉心損傷・溶融の進展過程で雰囲気条件が大きく変化した可能性がある。雰囲気条件の変化以外にも、溶融炉心/コンクリート相互作用(MCCI)によるSr-90の放出やSr-90が溶け込んだ水相から(Srは金属、酸化物ともに水に溶解しやすい)微小な水滴が放出された可能性が考えられる。

核種の化学形はソースターム評価上重要な情報であるが、現状の分析からは断定できない。しかしながら、2号機原子炉建屋スミヤ試料分析の結果が、2号機の炉心損傷・溶融進展の期間において酸化性雰囲気条件が形成され、Csと反応し易い性質を有するMoが燃料から多量に放出されたことを示していると考えられるならば、Csの主要な化学形は、モリブデン酸セシウム系(Cs_2MoO_4 等)である可能性が高い。また、Csと反応していない余剰のMo同位体の化学形はモリブデン酸や酸化モリブデンであったと推定される。

2号機の分析結果におけるもう一つの特徴は、Cs-137に対するTc-99及びMo同位体のモル比が、原子炉建屋5階(5FF及び5FW)において4階(4FF)及び1階(1FF)よりも高いことである(図8において、直線からの上下方向のずれで示される)。2号機原子炉建屋5階におけるMo同位体とCs-137のモル比は、東京電力HDが実施した同5階養生シートの分析結果⁶と同程度であった。この傾向は、アルファ線放出核種(U同位体、Pu同位体及びAm-241)でも見られている(図9)。2号機原子炉建屋のスミヤ試料については、いずれのアルファ線放出核種も初期インベントリに対する放出割合は非常に小さいものの、Tc-99及びMo同位体と同様に、Cs-137とのモル比が下層階に比べて5階において高いこと、U同位体とCs-137の相関については東京電力HDの分析結果⁶と概ね整合することが示された。また、Uの存在形態として、5階壁面スミヤ試料のSEM分析において、粒径 $1\mu m$ 程度のU含有微小粒子が観察されている(図10)。このような5階と下層階の差異は、核種の化学形態や物理形態、各階への放出が生じた時間帯や経路が影響していると推定できるが、今後、2階及び3階から採取したスミヤ試料の分析を行い、さらに検討を進める予定である。

3号機SGTSフィルタトレインのフィルタ表面スミヤ試料に関するガンマ線分析結果を、上流側(原子炉建屋側)面及び下流側(スタック側)面に分けて図11に示す。表面の平滑度がフィルタによって異なるため、スミヤによる拭き取り効率にばらつきがあると予想されるが、上流側面におけるCs-134及びCs-137の結果を見

⁶ 東京電力HD「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」特定原子力施設監視・評価検討会(第62回)資料3-2

ると、最上流側フィルタ⑥と最下流側フィルタ①の値が高い傾向が示された。この傾向は、順流方向（原子炉建屋側からスタック側）に加えて、格納容器ベント作動時に放射性物質を含むベント気体がフィルタトレインに逆流したことを示唆していると考えられる。

3. 試料分析の目的及び手法

号機間における核種組成に影響を及ぼす温度や雰囲気といった条件の違い（すなわち事故進展過程の違い）等を推定することを目的とし、スミヤ試料の分析を実施した。特に、事故進展過程における原子炉容器内の雰囲気に依存し得る Cs の化学形、MCCI 等による中・難揮発性の放射性物質の放出に着目し、Cs-134、Cs-137、Sr-90、Mo 同位体、Tc-99 及びアルファ線放出核種を主な分析対象核種とした。分析フローを図 4 に示す。

(1) スミヤ試料の分析手法

各スミヤ試料についてイメージングプレートによる汚染分布の確認及び Ge 半導体検出器を用いたガンマ線核種分析を実施した。また、核種組成について情報を得るため、SEM/EDS 装置を用いた観察及び元素分析を実施した。

(2) 酸分解後スミヤ試料の分析手法

Sr-90、Tc-99、Mo 同位体 (Mo-92, 94, 95, 96, 97, 98, 100)、U 同位体 (U-235, 236, 238)、Pu 同位体 (Pu-238, 239, 240) 及び Am-241 については、スミヤ試料の一部を酸分解して溶解した後、溶液分析を実施して定量した。核種移行経路の推定を検討する上で優先度の高い試料として、以下の 7 試料を選定した。

- ① U2RB-5FW : トップヘッドフランジからの核種放出を考慮
- ② U2RB-5FF : トップヘッドフランジからの核種放出を考慮
- ③ U2RB-1FF : 1 階格納容器貫通部等からの核種放出を考慮
- ④ U2RB-4FF : 上記試料との比較
- ⑤ U3SGF-B6-1 : SGTS フィルタトレインの最上流
- ⑥ U3SGF-B1-1 : SGTS フィルタトレインの最下流
- ⑦ U12SGS : SGTS 配管内部

これらのスミヤ試料を 450℃で 30 分間加熱して灰化した後、硝酸及び過酸化水素水により溶解し、溶液中の核種分析を行った。Sr-90 については、Cs を除去した試料溶液から Sr レジンを用いて分離・精製し、Sr-90 と Y-90 の放射平衡が成立した後、液体シンチレーションカウンタにより濃度を測定した。Tc-99 については、Cs を除去した試料溶液から TEVA レジンを用いて分離・精製後、液体シンチレーションカウンタで濃度を測定した。Mo 同位体については、試料溶液から TEVA レジンを

用いて分離・精製後、誘導結合プラズマ質量分析法（ICP-MS）で濃度を測定した。なお、スミヤ試料には原子炉由来の Mo に加え、天然由来の Mo が含まれていることが想定されたため、U-235 の核分裂ではほとんど生成しない Mo-92 を天然起源であると考え、その測定濃度及び天然同位体比から算出した各 Mo 同位体濃度を測定値から差し引くことにより、原子炉由来の Mo 同位体濃度を求めた。U 同位体については、試料溶液から UTEVA レジンをを用いて分離・精製後、ICP-MS で濃度を測定した。Pu 同位体及び Am-241 については、試料溶液から TRU レジンをを用いて分離・精製後、アルファ線検出器で濃度を測定した。加えて、酸分解及び溶解プロセスにおける収率を確認するため、Cs-137 濃度を Ge 半導体検出器を用いたガンマ線分析により測定した。

表 1 2号機原子炉建屋各階の壁、床、階段裏のスミヤ試料

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

表 2 3号機 SGTS フィルタトレイン内のフィルタ表面のスミヤ試料

試料番号	採取場所(SGTS A系)	試料番号	採取場所(SGTS B系)
U3SGF-A1-1	高性能フィルター上流 ①-1	U3SGF-B1-1	高性能フィルター上流 ①-1
U3SGF-A2-1	チャコールフィルター最上段上流 ②-1	U3SGF-B2-1	チャコールフィルター最上段上流 ②-1
U3SGF-A2-2	チャコールフィルター最上段下流 ②-2	U3SGF-B2-2	チャコールフィルター最上段下流 ②-2
U3SGF-A2-3	チャコールフィルター最下段上流 ②-3	U3SGF-B2-3	チャコールフィルター最下段上流 ②-3
U3SGF-A2-4	チャコールフィルター最下段下流 ②-4	U3SGF-B2-4	チャコールフィルター最下段下流 ②-4
U3SGF-A3-1	高性能フィルター上流 ③-1	U3SGF-B3-1	高性能フィルター上流 ③-1
U3SGF-A4-1	プレフィルター上流 ④-1	U3SGF-B4-1	プレフィルター上流 ④-1
U3SGF-A4-2	プレフィルター下流 ④-2	U3SGF-B4-1	プレフィルター下流 ④-2
		U3SGF-B5-1	トレインヒーター機器表面 ⑤
U3SGF-A6-1	デミスター上流 ⑥-1	U3SGF-B6-1	デミスター上流 ⑥-1
U3SGF-A6-2	デミスター下流 ⑥-2	U3SGF-B6-2	デミスター下流 ⑥-2
		U3SGF-B7	チャコールフィルター表面 ②
		U3SGF-B8	プレフィルター表面 ④

表 3 1/2号機 SGTS 配管内部のスミヤ試料 (1試料)

試料番号	採取場所
U12SGS	1/2号機SGTS配管内部

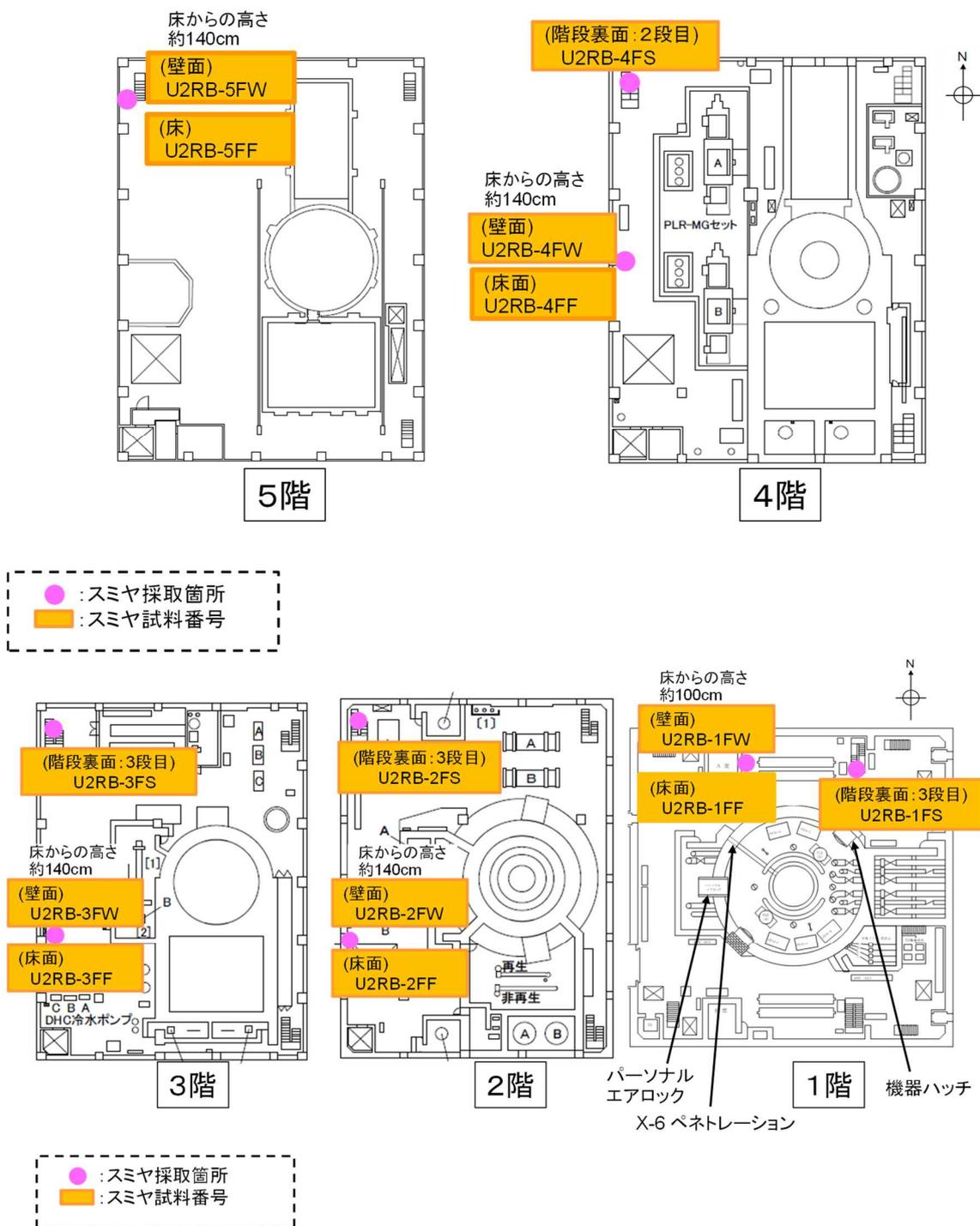


図1 2号機原子炉建屋内のスミヤ採取場所

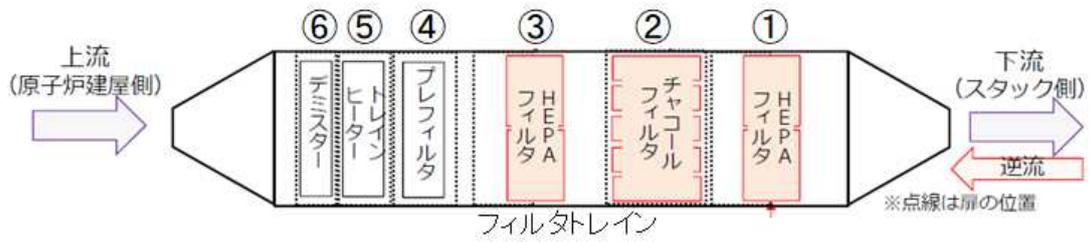


図2 3号機 SGTS フィルタトレイン内のスミヤ採取場所

6. SGTS配管内部調査について



(1) 内面拭き取りサンプリング

- ・配管穿孔箇所（直径約10cm）より操作ポールを排気筒内部へ挿入し、SGTS配管内面の拭き取り（スミヤろ紙による）サンプリングを実施。

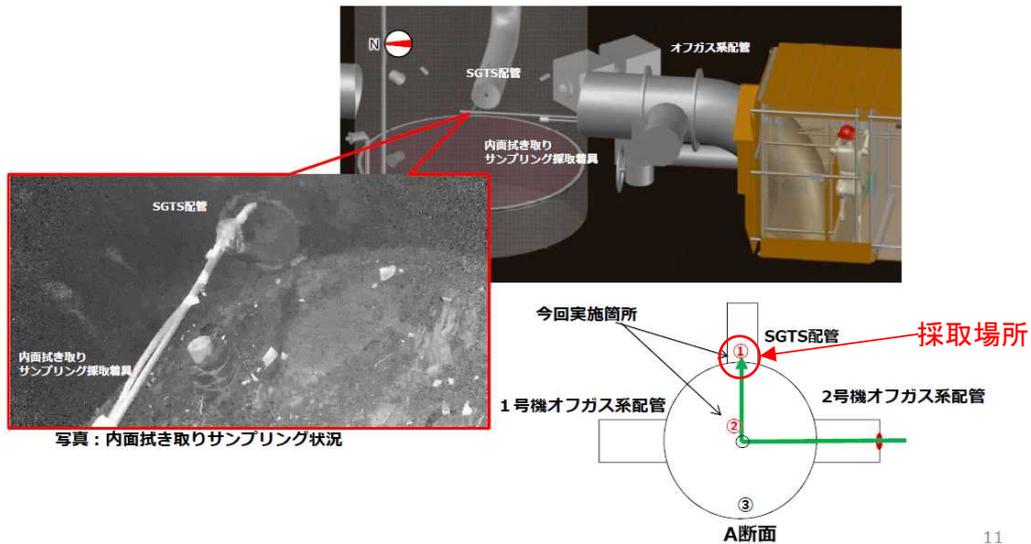


図3 1/2号機 SGTS 配管内部のスミヤ採取場所³

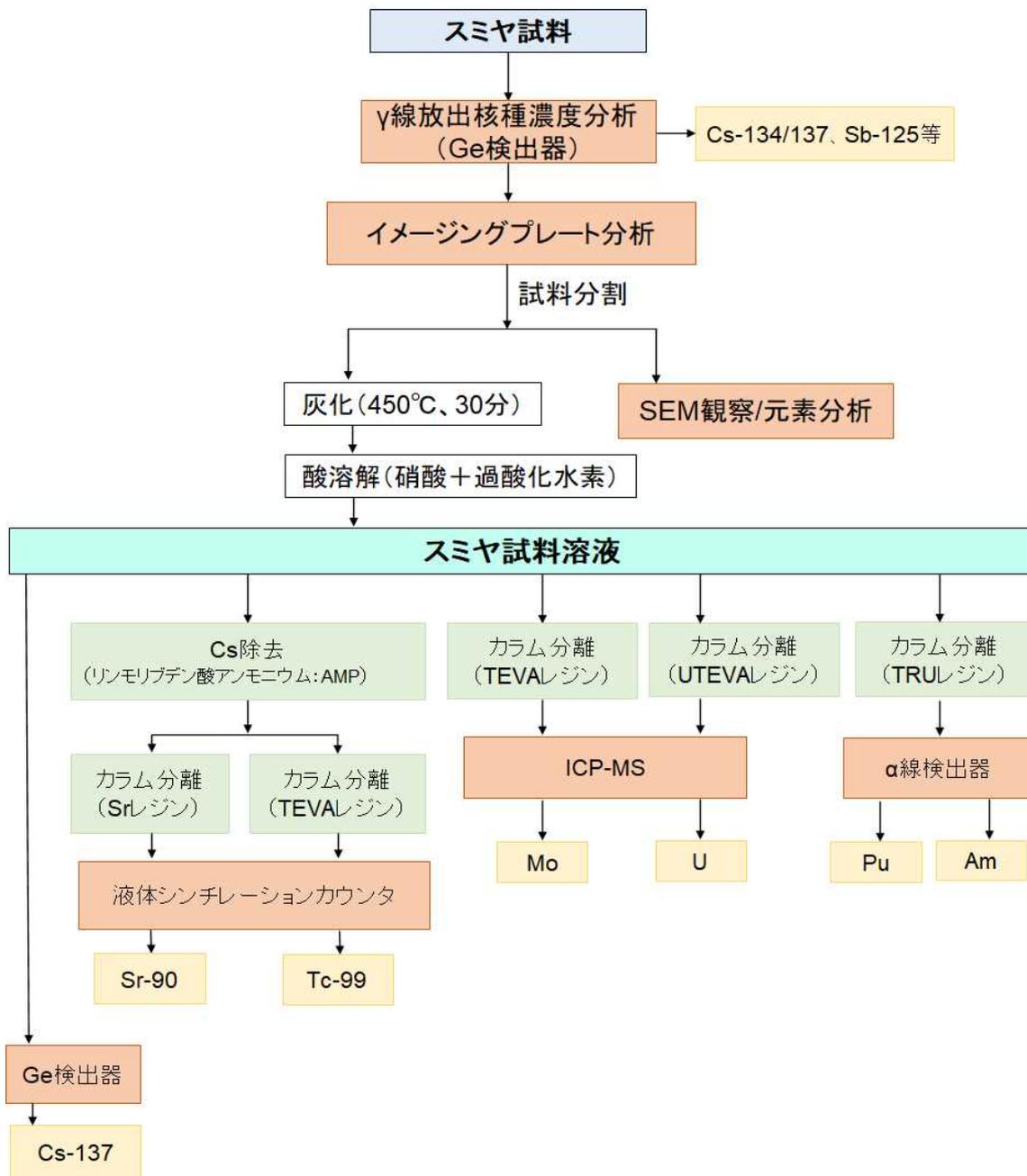


図4 スミヤ試料分析フロー

スミヤ試料写真

イメージングプレート像



25 mm

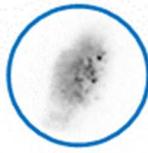


図5 2号機原子炉建屋内で採取したスミヤ試料の写真（左）とイメージングプレート分析結果（右）の例（5階壁面試料）

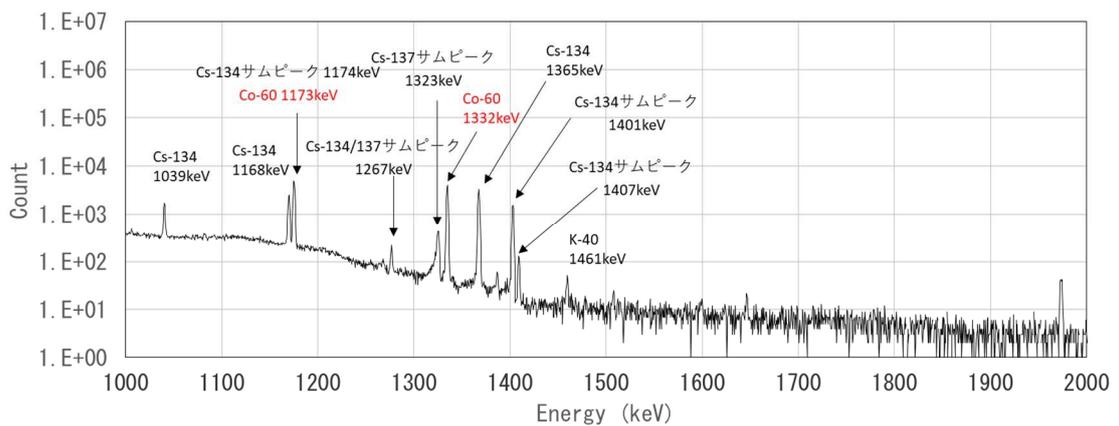
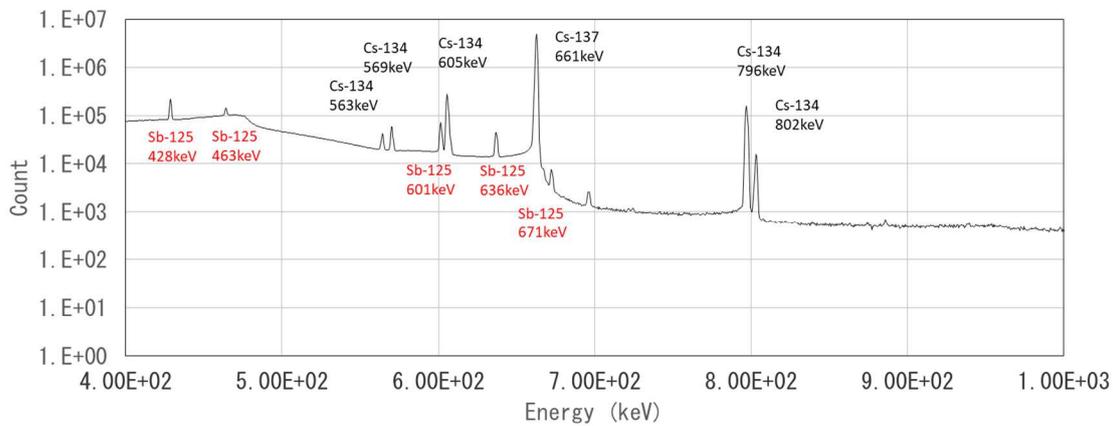


図6 スミヤ試料のGe分析結果の例
(5階壁面試料；上段400~1,000keV、下段1,000~2,000keV)

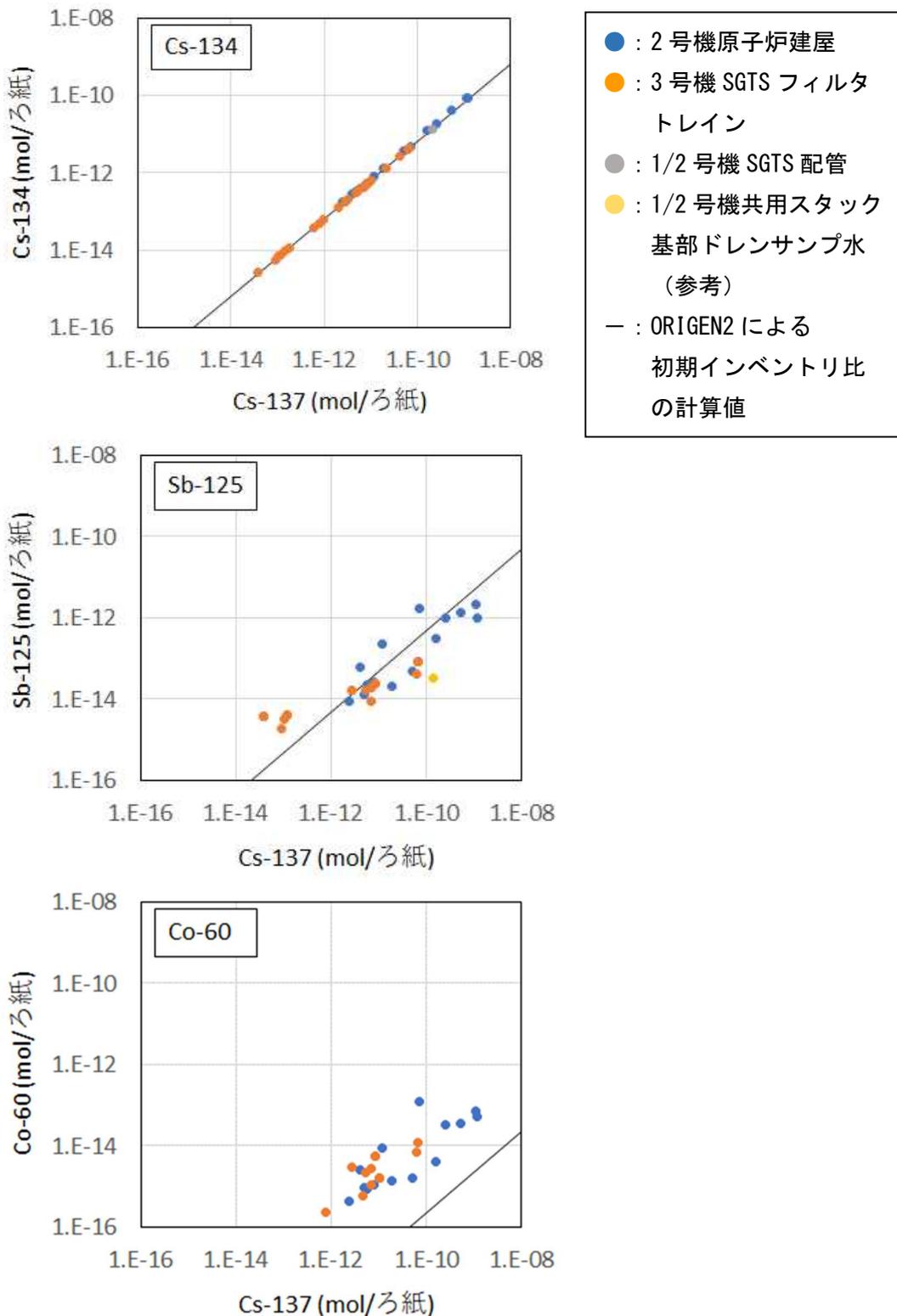


図7 スミヤ試料の Ge 分析結果 (半減期を考慮して推定した事故当時の値)

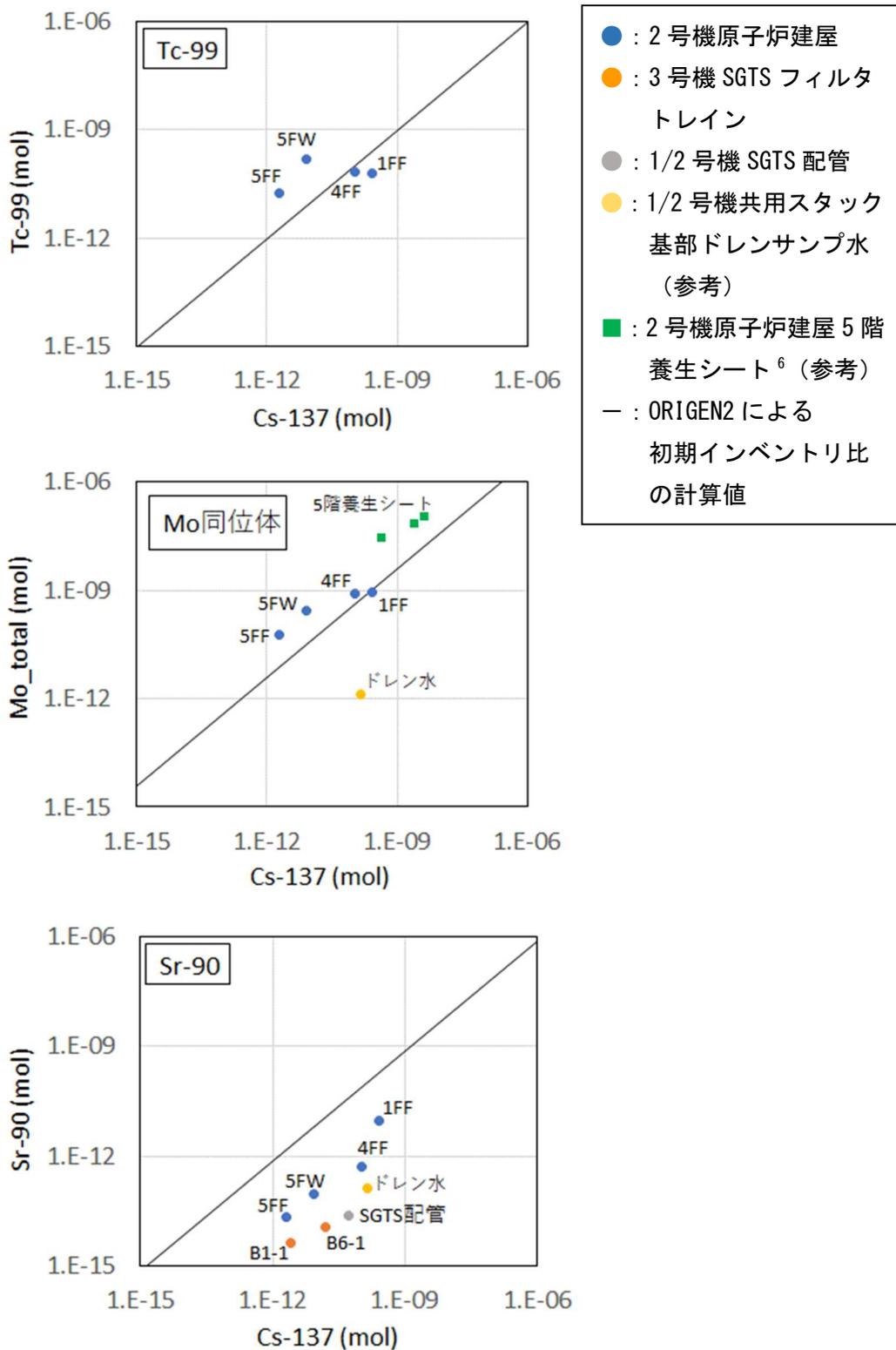


図8 酸溶解後スミヤ試料の核種分析結果 (1/2)
(半減期を考慮して推定した事故当時の値)

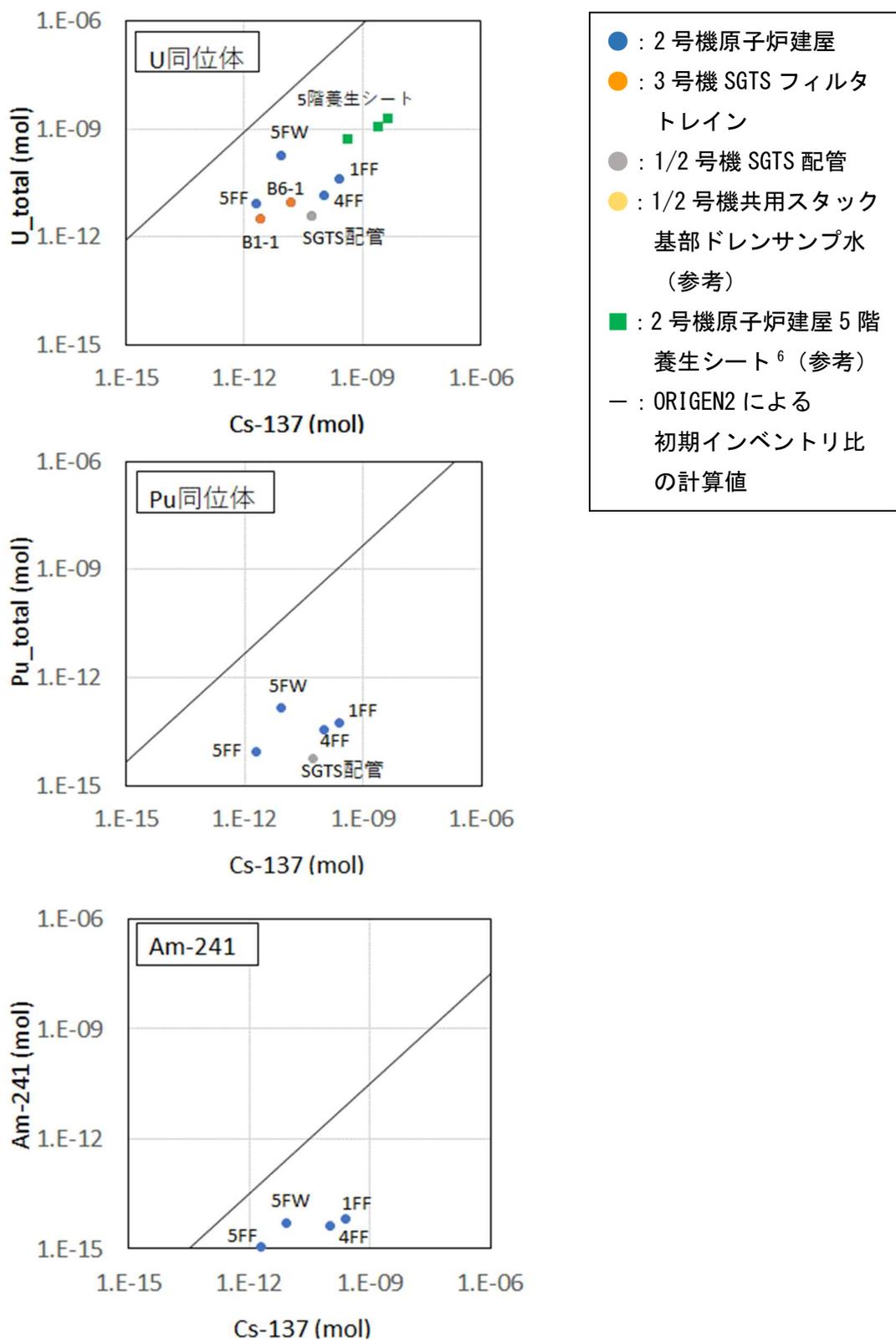


図9 酸溶解後スミヤ試料の核種分析結果 (2/2)
(半減期を考慮して推定した事故当時の値)

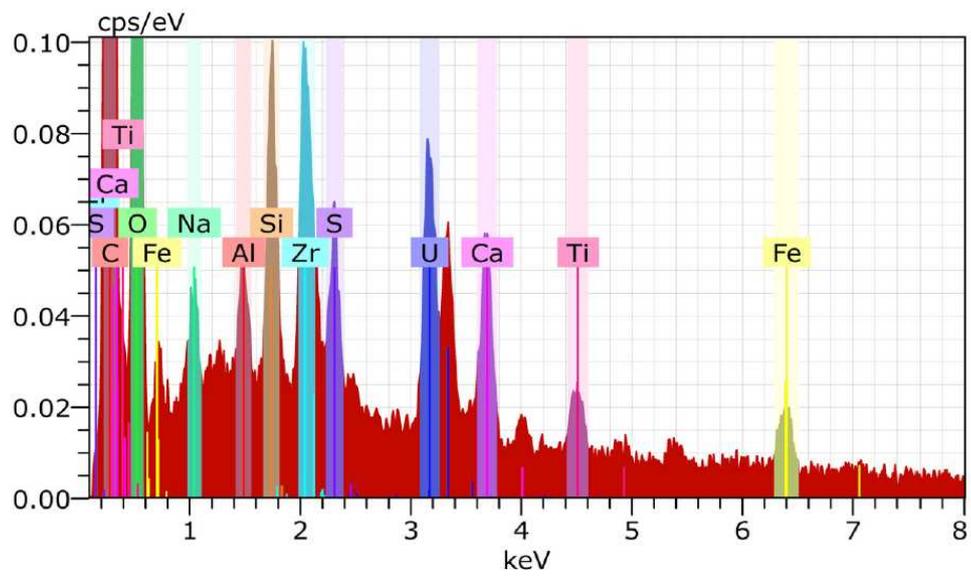
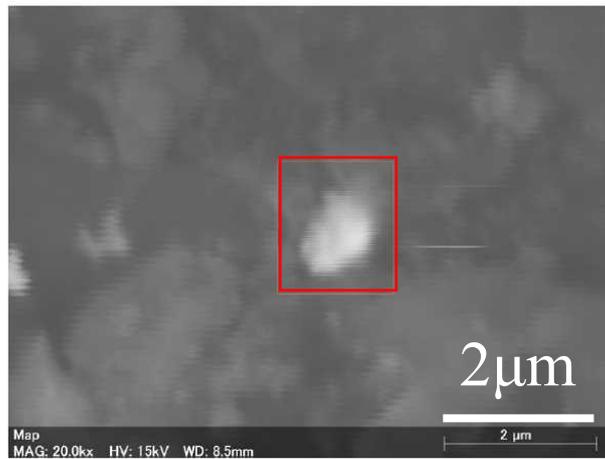


図 10 5 階床面試料の SEM 像と元素分析結果

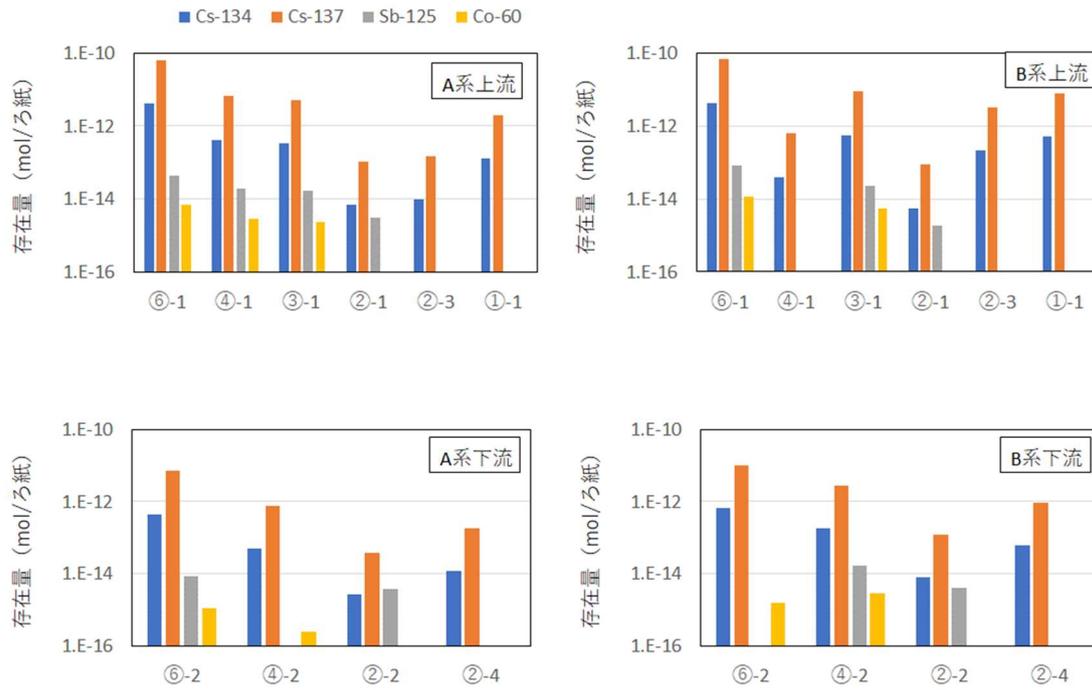


図 11 3号機 SGTS フィルタトレイン内スミヤ試料の Ge 分析結果
(半減期を考慮して推定した事故当時の値)

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ（2023年版）（案）」に対する意見一覧

(1) 電子政府の総合窓口（e-Gov）に提出された意見（提出意見）

整理番号	意見全文
1	<p>裁判で出された事故の予測が不可能だったという判決には不服ですし、大惨事を起こした原発を再稼働し、増設することにも反対です。原発の安全神話は完全に崩壊しています。また、コロナ禍を理由に必要な調査が滞るのはおかしいと思います。事故の調査は、不要不急ではないと考えます。</p>
2	<p>今後の課題の全体像が分かりにくい。</p> <p>このパブリックコメントは、一般目線で未解明問題に対する意見課題を集める目的も含まれると思慮するが、今後の課題の全体像が見えてこないコメントしようにもできない。</p> <p>そのため、34、35ページの今後の分析評価の進め方、今後の計画以外に未解明問題はないか今一度確認してほしい。そして、当局が考える今後の課題、特に未解明問題に対して別で章立てして、最終とりまとめまでの道筋を示してほしい。</p> <p>結語のまだまだ取り組むべきことが山積みである点が当局として具体的に何を考えるのか説明してほしいための意見である。</p>
3	<p>まず、事故の原因については、複数の要因が複合的に重なったことが指摘されています。具体的には、地震・津波による設備の損傷、冷却システムの停止、そして適切な対応が取れなかった経営体制の問題などが挙げられます。今後、同様の事故が起これないためには、これらの原因を根本的に解決することが必要です。</p> <p>また、事故の影響については、放射能による健康被害や避難者の生活の困難、そして周辺地域の経済活動の低迷などが報告されています。これらの影響を最小限に抑えるためには、適切な支援策や復興計画が必要です。</p> <p>最後に、今後の原子力発電について考える上でも重要な教訓が得られたと言えます。原子力発電は、エネルギー源としてのメリットがある一方で、事故のリスクや放射性廃棄物の問題などがあることが再確認されました。そのため、原子力発電の安全性を高めるためには、技術的・経営的な改善が必要です。同時に、再生可能エネルギーの開発やエネルギーの効率化など、他のエネルギー源の活用も進めることが望ましいと考えます。</p> <p>以上のような観点から、今後の調査・分析に対しては、以下が重要と考えます。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原因究明に向けた更なる徹底的な調査を行い、同様の事故が再発しないよう対策を講じることが必要です。 ・被災者や周辺地域の支援策や復興計画を充実させることが求められます。事故が起きた場合の

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ（2023年版）（案）」に対する意見一覧

	<p>ことを想定して、避難計画や支援策、また復興計画を事前に完備することが必要だと思えます。</p>
4	<p>件名：第三章 その他の調査項目の進捗状況など 第一節 4号機原子炉建屋における「火災現場」位置の特定（P-35 記載）について</p> <p>内容：</p> <p>1、4号機原子炉建屋で起きた火災について</p> <p>4号機原子炉建屋で起きた火災については、「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ〈2023年版〉（案）」（以下、「中間取りまとめ〈2023年版〉」と記す）の「3-1 4号機原子炉建屋再循環ポンプ MG セット（A）付近の調査結果」に、以下の通り記されています。</p> <p>4号機原子炉建屋再循環ポンプ MG セット（A）付近の調査結果 4号機原子炉建屋については、2011年3月15日6時頃の水素爆発以降、火災の発生が報告されている。これらの火災については、火災当時に原子炉建屋外から撮影された画像や2011年11月に東京電力が撮影した4号機原子炉建屋4階内部の画像が公表されているにとどまっていた。</p> <p>事故当時、東京電力から消防等に、「火災は2回発生した」と報告されているものの（「別添6、4号機原子炉建屋における火災」に記載）、国会及び政府の事故調の報告書では、取り上げられておらず、今回の報告において、漸く、取り上げられた火災（≡事故）と捉えることもできます。なぜ、漸く、事故として捉えるようになったかは、中間取りまとめ（2023年版）に以下の通り記されています。</p> <p>事故後、時間の経過に伴い放射能の減衰が進んだことに加え、同発電所における廃炉作業の進展により、空間線量率の低下等、敷地内の環境が改善してきたことから、敷地内の施設・設備等に人が接近可能な箇所が増えてきている。</p> <p>つまり、建屋内の調査が可能になり、当時の火災状況が確認できたためです。そして、その火災に対して、以下の通り、「結論を得た」記されています。</p> <p>着火原因までは判明しなかったものの、火災の発生場所は、可燃物が燃焼した痕跡が確認された4号機原子炉建屋4階北西部の再循環ポンプ電動発電機（MGセット）周辺であるとの結論を得た。</p> <p>しかし、結論を得たのは、場所の特定だけであり、「3-2 今後の計画」で、以下の通り、記されるように、これら火災の原因究明等に関する方針等は記されておらず、今後の計画は不十分と考えられます。</p> <p>火災の発生源や着火原因等については、現場に残されている燃え残り物などを分析することによって、さらに判明する事項もあると考えられるため、引き続き検討を行う。</p> <p>2、4号機原子炉建屋で起きた火災の事故としての扱い</p> <p>本検討会開始時（平成25年3月27日、第1回 資料1）に、本検討会の主な論点例が記され</p>

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ（2023年版）（案）」に対する意見一覧

	<p>ており、その一つが、以下の事項でした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・国会、政府事故調において引き続き検証等が必要とされている事項 <p>これら火災は、国会、政府事故調において取り上げられておらず、ある意味、これまで、本検討会では、「引き続き検証等が必要とされた事項」でなく、安全規制に取り入れることべき対象でなかった。つまり、事故後約12年経ち、今回実施の建屋内の調査実施によって、これら火災は、新たに事故として認識され、安全規制に取り入れるべき対象になったと捉えることもできます。</p> <p>3、4号機原子炉建屋で起きた火災の類似現象と原因究明について</p> <p>前回の中間報告（第19回会合 資料4 2021年3月5日）の「第2章 原子炉建屋における水素爆発の詳細分析 1. 3号機の水素爆発の詳細な状況」で、以下のように記されています。</p> <p>3号機の水素爆発時の上昇する噴煙3号機の水素爆発時に上昇していく噴煙は、破壊された原子炉建屋の粉塵等ではなく、原子炉建屋内に存在していた可燃性ガスが上昇しながら燃焼するのに伴って生じた煤や煙ではないかとの問題意識が示された。これについては、今後も引き続き検討を実施する。</p> <p>この可燃性ガスがどのように発生したか、約2年間、種々の検証が進められていますが、その検証はまとまる状況になっておらず、今回の中間報告でも、今後引き続き検討していくことになっています。</p> <p>一方、国会及び政府の事故調の公表後、日本原子力学会の「福島第一原子力発電所事故最終報告書（平成26年3月11日）」が公表され、その中の「事故進展に関して今後より詳細な調査と検討を要する事項」には、火災も含まれ、これら火災に関して「（この）爆発との因果関係が考えられるが、・・・」さらに、「（この）爆発の随件事象として考えるべきか、・・・」と記されているように、これら火災も可燃性ガス（地下ガスを含む）が関係している可能性があると考えられます。</p> <p>これら火災の発生が明らかになった現在、原因解明とその解明に基づき安全規制の確立のために、この爆発だけでなく、これら火災の発生原因の精査は不可欠であり、今後の検証項目に盛り込むべきと考えます。</p>
5	<ul style="list-style-type: none"> ・12ページの22行目「外部の有識者」と、71ページの最下行から上に1行目「外部専門家」とは、どちらかに字句を統一したほうがよい。 ・12ページの26行目「メンバー構成」と、71ページの1行目「構成メンバー」とは、どちらかに字句を統一したほうがよい。 ・12ページの29行目「原子力規制庁の職員」は「調査チームの構成員以外の原子力規制庁の職員」を意味しているのか？ ・12ページの23行目「日本原子力研究開発機構」は「国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構」のほうがよい。47ページの名称欄の記載と同様に。

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ（2023年版）（案）」に対する意見一覧

- ・ 15ページの9行目「非常用ガス処理系配管」は「SGTS配管」のほうがよい。
- ・ 18ページの20行目「約75mSv/h程度」は「約75mSv/h」のほうがよい。重複を避けて。
- ・ 22ページの最下行から8行目「国際廃炉研究開発機構」は「技術研究組合 国際廃炉研究開発機構」のほうがよい。47ページの名称欄の記載と同様に。
- ・ 35ページの4行目「(A)」は何を指しているのか？ 後段には記載がないが。
- ・ 39ページの15行目「非常用ガス処理系」は「SGTS」のほうがよい。
- ・ 40ページの最下行から上に2行目「γカメラ等」の「等」はγカメラ以外の何を含むのか？
- ・ 43ページの最下行から6行目「モリブデンがセシウム」は「Mo同位体がCs同位体」のほうがよい。検出されているのは同位体だから。
- ・ 45ページの最下行から上に5行目「科学的技術的」は「科学的・技術的」のほうがよい。他の箇所の例と同様に。
- ・ 46ページの9行目「とりまとめ」は「取りまとめ」のほうがよい。他の箇所の例と同様に。
- ・ 46ページの15行目「すべて」は「全て」のほうがよい。他の箇所の例と同様に。
- ・ 47ページの略語に41ページの「ガンマカメラ」を追加したほうがよい。
- ・ 56ページの(6)の3行目「以下」はどこの記載を指すのか？
- ・ 72ページの最下行から上に13行目「防災専門官」は「原子力防災専門官」の誤記ではないか？
- ・ 100ページの脚注2の1行目に「K」の定義を記載したほうがよい。
- ・ 133ページの1行目「egs5」は「EGS5」ではないのか？ 134ページの参考資料1では「EGS5」となっているから。
- ・ 144ページの12行目「調査」は「挿入テスト」のほうがよい。145ページの脚注の2行目と同様に。
- ・ 144ページの12行目「中央」は「中央の穴」のほうがよい。図7と同様に。
- ・ 144ページの13行目「7cm」は「東側の穴で測定時の7cm」などのほうがよい。
- ・ 144ページの脚注の「写真からは、6.5cmの様に見えるが」は「挿入テスト時は6.5cmだが」などのほうがよい。6.5cmも7cmも目視によるものだから。
- ・ 144ページの脚注の「出来た」は「できた」のほうがよい。本文と同様に。
- ・ 144ページの最下行から上に2行目「約1cm」は「1cm」のほうがよい。他の箇所の例と同様に。
- ・ 144ページの最下行「7.0cm」は「7cm」のほうがよい。他の箇所の例と同様に。
- ・ 145ページの脚注の3行目「出来た」は「できた」のほうがよい。
- ・ 147ページの式の単位は線量当量率のそれでないとおかしい。
- ・ 147ページの最下行から上に7行目「距離」のあとにカッコ書きで実効線量率定数を記載するのは適当でない。
- ・ 147ページの最下行から上に7行目の実効線量率定数のセシウムの場合の数値を記載したほうがよい。

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ（2023年版）（案）」に対する意見一覧

	<ul style="list-style-type: none"> ・ 148ページの4行目「egs5」について： 150ページの参考資料1では「EGS5」だが？ ・ 149ページの1行目「増加傾向は。」は「増加傾向は、」の誤記ではないか？ ・ 149ページの2行目の「良くあって」と「良く合って」とは、どちらかに字句を統一したほうがよい。 ・ 149ページの2行目「4.5」、「5.5」は、それぞれ「4.2」、「5.2」の誤記ではないか？ ・ 160ページの「センサー中心」欄の数字の単位は何か？ ・ 166ページの最下行から上に2行目「日立アロカ」は「日立アロカメディカル」の誤記ではないか？ ・ 203ページの4行目で引用している参考資料は「QAD-CGGP2R」ではなくて「QAD-CGGP2」に係る文献ではないのか？ ・ 206ページの「床上高さ」欄の数字の単位を記入したほうがよい。 ・ 222ページの3行目「ガンマ線測定」は「ガンマ線を測定」のほうがよい。 ・ 222ページの最下行から上に4行目「ガンマ線感度」「ガンマ線の感度」のほうがよい。 ・ 222ページの最下行から上に3行目「汚染」は「汚染の寄与」のほうがよい。 ・ 234ページの最下行から上に5行目「高さは」は「高さは床面から」のほうがよい。 ・ 234ページの第3図の「0.7m」は「約0.7m」のほうがよい。 ・ 234ページの第3図に「床」の位置を記載したほうがよい。 ・ 237ページの2行目「クレーンガーダー」は「クレーンガーダー」の誤記ではないか？ ・ 237ページの最下行から上に3行目「カメラ」は「ガンマカメラ」のことか？ ・ 243ページの最下行から上に11行目「半径」と、261ページの11行目「直径」とは、どちらが正しいのか？ ・ 243ページの4行目の上付きの「チルダ」は「波線」のほうがよい。 ・ 256ページの最下行「雇」とは何か？ ・ 301ページの2行目「オペレーションフロア」と、同7行目「オペオペフロ」とは、同一のものを指しているのであれば、どちらかに字句を統一したほうがよい。 ・ 307ページの最下行から上に12行目「57691」は「5769」の誤記ではないか？ 同14行目に「q=5769」とあるので。 ・ 341ページの3行目「サンプリング」は、13ページの2行目「採取（サンプリング）」とは意味が異なるのか？ ・ 433ページの図8、434ページの図9は、いつ、誰が撮影したものか？ ・ 506ページの図3の「測定高さ」の基準はどこか？ ・ 546ページの図2の2022年4月15日の測定はどこで実施したのか？ ・ 548ページの図4、図5はいつ、誰が撮影したのか？
6	<p>本文 14 ページ 5 行目以降</p> <p>新たなシミュレーションが提示されています。文章中では、「観測結果に対応した逆流量など</p>

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ（2023年版）（案）」に対する意見一覧

	<p>の境界条件を見直した」「ベントガスの逆流に関する境界条件を調整することにより」とされています。図1において、どこをどのように見直したのかを読み取ろうと試みましたが、情報量の多さもあり、よく分かりませんでした。図1については、もう少し情報量を減らすなどして、何に基づいて、どこをどのように見直したのか（また調整したのか）が分かるような形とできないでしょうか。</p> <p>本文 16 ページ 18 行目以降</p> <p>図3を参照して、各場所の線量率を説明いただいています。文中の説明が図3の用語と対応していると、分かりやすくなる為、例えば図3に「トップヘッドフランジ」を追加するなど、対応して読めるようにすると、説明として分かりやすくなると思います。</p> <p>本文 19 ページ 1 行目</p> <p>「シールドプラグ中央付近の南北に張り出した部分」という表現がどの箇所を指すのかが分かりにくい為、もう少し分かりやすい表現とするか、図示してはどうかと思います。</p> <p>本文 19 ページ 10 行目</p> <p>「2つの測定結果（鉄筋を含めた150cm高さにおけるコリメータなしγ線線量計による測定・・・）」との表現があるが、鉄筋の有無は評価上の仮定であり、測定結果と切り分けた表現とした方がよいと考えます。</p> <p>本文 26 ページ 26 行目</p> <p>ここで「テラス状構造」という言葉が登場します。P32には「薄い膜」（テラス状の構造）という表現があります。こういった形状をテラス状と定義して論述しているのは非常に重要ですので、前段で分かりやすく述べた方がいいと考えます。</p>
7	<p>建屋に立ち入って被曝しながらの調査を継続して下さっていることに、国民の一人として、感謝と敬意を申し上げます。</p> <p>その上で、今後、特に、検証を継続・又は開始して欲しい内容について、幾つか意見を記載いたします。</p> <ul style="list-style-type: none"> ●今回の報告書では、1号機のIC（イソコン）の動作状況の検証や、運転員への操作訓練の実態に全く触れられていません。今後の調査では、1号ICの動作状況や、指揮を取っている方達がそれをどのように認識していたのか（或いは、認識していなかったのか）、理由と共に検証して下さい。 ●1号原子炉格納容器下部の破損のメカニズムについて、今後、判明するであろう調査結果も踏

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ（2023年版）（案）」に対する意見一覧

まえて、更に深堀・検証して下さい。

●3号建屋の多段階爆発のメカニズムや、発生していたであろう可燃性ガスの生成プロセス・生成量は、実験の実施も含めて、今後、更に深堀して下さい。

●所謂「セシウムボール」の生成プロセス・生成量・放出量について、極力、精緻な検証を期待します。

●同一サイトに複数炉を設置することが、炉数の上限なく認められていた法令の妥当性と、その法令がそのように定められ、且つ、改められなかった理由を検証して下さい。

●海拔30m以上の高さの地盤を高さ10mに掘り下げたことを認めた、立地時点の設計・設置基準の妥当性と、基準が策定された経緯を検証して下さい。

●福島第一原発と第二原発は距離が近く（11km程度）、第一原発の状況によっては、第二原発からの退避が必要になる可能性が有りました。それを踏まえて、原発の立地指針に、サイト間の十分な離隔距離が定められていなかった理由を検証して下さい。

●周辺自治体の中には、自治体独自に用意していた線量計が使えなかったり、使わないという判断をした自治体も有ります（一例ですが、「原発事故 自治体からの証言」[今井照 編集／ちくま新書／2021年2月]より。大熊町と浪江町の状況が、同書第2章、第3章に記載）。

これを踏まえて、自治体独自のモニタリング体制が義務化されていなかったこと、ハード・ソフト面での準備が極めて不十分であったことと、それらが見直されることが無かった理由を検証して下さい。

●総論的に

事故分析検討会を傍聴し、中間とりまとめも拝読していますが、原子力規制委員会の事故分析は「発災後のプラント内での挙動」が大部分を占めており、「サイト建設時点から事故に至るまでの経緯」といった、大きな時間軸を視点として検証が殆ど行われていません。

大きな災害であればあるほど、偶然や単一事由（例えば、地震や津波など）だけで起こるものではなく、連鎖的・複合的・歴史的な組み合わせや積み重ねの結果として惹き起こされるものです。

そういう意味では、これまでの事故分析の中で、1・2号共用排気筒に繋がるベント管の状態を、設計時点にまで遡って検証したのは、良い取り組みでした。このように、「過去に遡っての検証」「地域的・時間的に、視点を大きくしての検証」に、更に積極的に取り組むべきです。

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ（2023年版）（案）」に対する意見一覧

	<p>尚、この意見は私個人のものであり、他の如何なる組織・個人とも関係の無い事をお断りしておきます。</p>
8	<p>パブリックコメントを募る為の資料として基本情報が欠けている。検討経緯の冒頭にて、福島第一原発の事故発生状況と第一原発の構成について説明がなく、例えば調査報告の中で「2号機が」と説明があっても、他号機との配置や2号機の置かれた状況が事前情報として説明されるべき。</p>
9	<p>6項目目の本調査の結論について、各検証により示唆される内容についての言及はあるが、そもそもの廃炉という目的に向けた調査である筈なので、今回の調査が今後の廃炉計画にどう生かされるのかが結論付けられるべきと思います。廃炉に向けた将来像を示すべきと思いますが、具体的なアプローチを語れる段階にないということでしょうか。</p>
10	<p>事故調査・分析の目的を先ず明確にすべきだ。国への義務的な報告ではなく、事故により被害を受けた地域住民への報告であるべき。その為には各調査の内容説明が専門的過ぎるし、各調査の目的説明が欠けている。地域住民の安心材料となるのか、警戒材料となるのかも理解しにくい。地域住民等と共有可能な尺度に基づく情報提供が必要ではないか。</p>
11	<p>3号機の水素爆発に関する言及は有りましたが、4号機の水素爆発の原因や規模の追求が記載されていないのはなぜでしょうか？稼働していなかった4号機で水素爆発が起こったからこそ、屋根が吹き飛び、使用済み燃料プールに水の存在が確認されたのではないのでしょうか？奇跡的とも言える4号機の水素爆発についても何故、起こったのかの詳細な検証をお願い致します。</p>
12	<p>53ページから55ページに渡る中間とりまとめに関する見解等を聴取する事項で、まだまだ事故に関して不明な点が挙げられています。このような疑問点を明確にすることなく、これから既存原発の再稼働をしようとしていることに大きな疑問を感じます。既存原発の稼働を停止してでも、これらの検討事項に対して答えを出すことを優先して、既存原発での再発事故を防ぐべきだと思います。また、これらの検討事項があることを国民の前に公にして、原発稼働の難しさをアピールしていくべきだと思います。</p>
13	<p>543ページ(右下の通しページ数)</p> <p>十分な比較検討が進んでいないとありますが、過去のモニタリングデータの解析は、現場調査もなく、十分進んでいない理由が分かりません。</p> <p>コストやマンパワーの優先順位の問題であるならば、そもそも本調査にかかわるコストもマンパワーも原発事故被災者、避難者への補償、再生可能エネルギー普及に充てていただきたい。</p>

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ（2023年版）（案）」に対する意見一覧

14	<p>35 ページ(右下の通しページ数)</p> <p>これまでも東京電力は、自社に不利な情報の隠蔽や虚偽の報告を行ってきています。</p> <p>東京電力の報告と異なり、プラスチック製の結束バンドが1号機にも使われていた可能性は十分にあり、徹底的な調査と共に東京電力に原発事業者としての適格性があるか今一度検証すべきです。</p> <p>また、本件に限らず東京電力が虚偽の報告をせぬよう、現行の原発関連施設について東京電力から独立した監視体制が必要と考えます。</p>
15	<p>1-2-3-2 シールドプラグの自重変形の可能性 (P18) では、1F2号機、5号機及び6号機でシールドプラグ上層上面の有意な落ち込みが測定されており、2号機では自重変形の可能性が示唆されている。</p> <p>他の原子力発電所（島根1号、敦賀1号）ではシールドプラグ上層上面に有意な落ち込みが見られなかった結果がある一方で、今回の報告では1F2号機のシールドプラグの汚染の原因となる漏えい経路が確認されたことに着目した結論になっていると理解をしたが、その主旨が本文から読み取れないことから記載したほうがよいと考える。</p> <p>1-1-2 原子力規制庁による新たなシミュレーション (P14) において、「観測結果に対応した逆流流量などの境界条件を見直した」、「ベントガスの逆流に関する境界条件を調整することにより、観測された SGTS 配管内の汚染状況の再現性をかなり高くできることが判明した」との記載がありますが、境界条件の調整内容（再現性が高くなる条件を含む）を明確にする観点から、別添2に記載のとおり、各経路上の残存 Cs 量合計に流量が比例すると仮定し、その比率が流量配分に一致するよう圧力損失係数の調整を行ったことを本文中に記載した方がよいと考えます。</p>
16	<p>序章に検討あるいは調査・分析の目的がない。</p> <p>この調査・分析は無駄に終わるだろう。</p> <p>規制委員会はずっとこの調子なので、満足な規制ができる見込みはない。</p> <p>16 頁下から 2 行目「これ以上の詳細な解析を追求することは、本検討の目的を超えており、」</p> <p>本検討の目的が不明なので、文意が不明。</p> <p>本検討全体や検討対象の経緯だけでなく目的を序章に明記すること。</p> <p>19 頁の最終行から 20 頁 2 行目</p> <p>「2号機以外では、5号機で 35mm 程度、6号機で 25mm 程度の落ち込みが観測されたが、他の原子力発電所のプラントでは有意な上層上面の落ち込みは見られなかった」</p> <p>「有意」という言葉を使っているのは有意差検定をやっているのか？やっていないなら別の言葉</p>

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ（２０２３年版）（案）」に対する意見一覧

	<p>を使うこと。やっているとしたら、定量的な記述をすること。</p> <p>8行目で他のプラントでは見られない落ち込みが5、6号機で見られる原因の追求は「調査・分析の枠を越える」は「調査・分析の枠」がよくわからないので意味不明。</p>
17	<p>中間とりまとめと言っても、今まで分かった、測定した事実の羅列のような印象がします。今後、廃炉に向けての施策立案や、既存原発の事故可能性の低減に期するような施策を見つけ出せるように、分類、計画して、調査の道筋を立ててください。事故調査活動の目的と言っても良いかもしれません。</p> <p>一つ一つの章を見ても、検討すべきであるという記述が多いような気がします。</p> <p>最終的に、測定データの羅列や事実だけの報告では国民は納得できません。</p> <p>目的をもってレポートを完成させていただけるよう期待いたします。</p>

提出意見数：17件※¹

- (1) 電子政府の総合窓口（e-Gov）に提出された意見（提出意見）：17件
- (2) 郵送で提出された意見（提出意見）：0件

¹ 提出意見（17件）及び提出意見に該当しないと判断される意見（3件）を合わせて、寄せられた意見数は20件である。

1号機 R C W熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガス 対応及び熱交換器内包水サンプリングについて

※ R C W : 原子炉補機冷却系

2023年3月7日

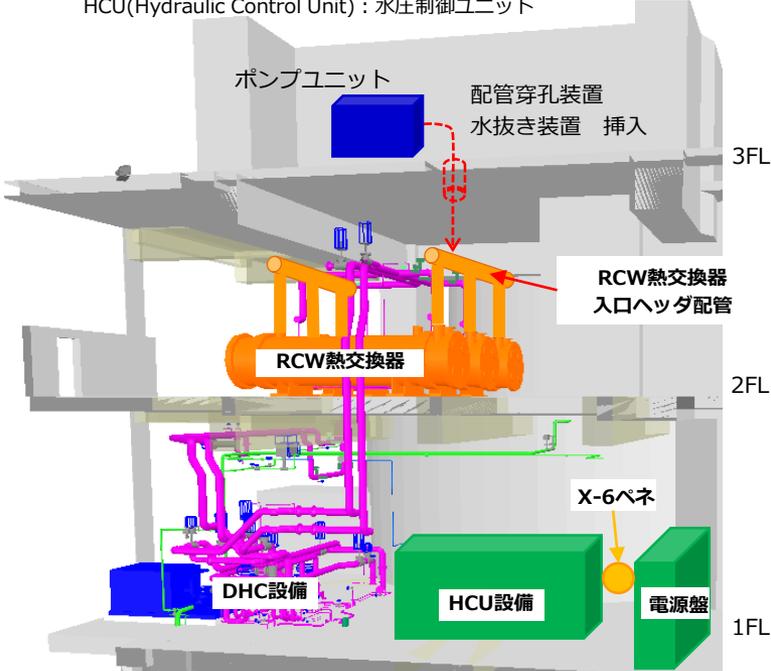
TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要（経緯）

- 1号機原子炉建屋（R/B）内の高線量線源であるRCWについて、線量低減に向けた内包水サンプリングに関する作業を10月より実施中。
- サンプリング作業で使用するRCW熱交換器入口ヘッダ配管について、電解穿孔にて配管貫通を行い、滞留ガスの確認をしたところ、水素(約72%)を検出。また、当該配管内のエア分析の結果、事故由来の核種と考えられるKr-85(約4Bq/cm³)を検出。
- 今後の作業として、サンプリングや水抜きに向けた貫通部の穿孔作業(拡大)を計画。作業の安全確保に向け、当該配管の滞留ガスのパーシ（窒素封入）を実施し、水素濃度が可燃性限界未満(4%)になったことを確認した上、穿孔作業を2/14に実施・完了。穿孔作業後、穿孔箇所は大気開放としているが、ダストモニタやPCVパラメータ等に異常がないことを確認。
- 現在、内包水サンプリング作業を実施中。なお、穿孔作業後、配管内の水素濃度が0%であること確認(至近2/22)。今後も配管内の水素ガスを確認する（傾向を確認しながら、一定期間）。

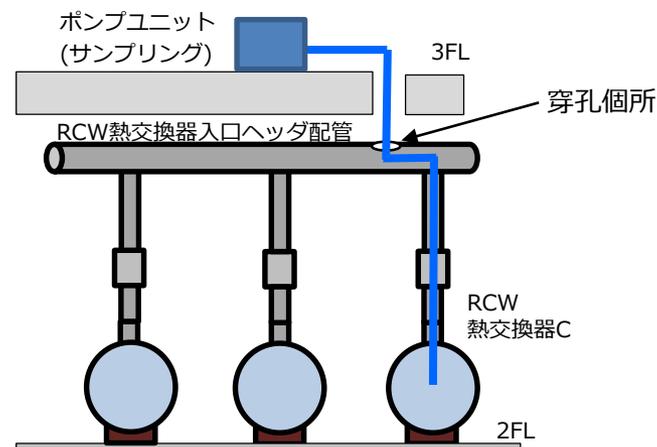
RCW(Reactor Building Cooling Water System)：原子炉補機冷却系
DHC(Drywell Humidity Control System)：ドライウェル除湿系
HCU(Hydraulic Control Unit)：水圧制御ユニット



1号機R/B 1～3階南側 断面

作業ステップ(概略)

- ①RCW熱交換器入口ヘッダ配管上面を穿孔する。
 - ・電解穿孔^{※1}による微小な孔を設け、配管内水素ガスの確認^{※2}を行う。
 - ・水素ガスがないことを確認後、穿孔作業(機械式)を行う。
- ②配管穿孔個所にサンプリング用ホースをRCW熱交換器の内部まで挿入する。
- ③サンプリング用ポンプユニットで採水する。



※1：火花を発生させず穿孔が可能。本工法は特許出願もしており、合わせて本ステップにて火花が発生しないことを確認済み。

※2：水素ガスが確認された場合は、気体のサンプリング・分析を行った後、水素ガスパーシ（窒素封入）を行う。

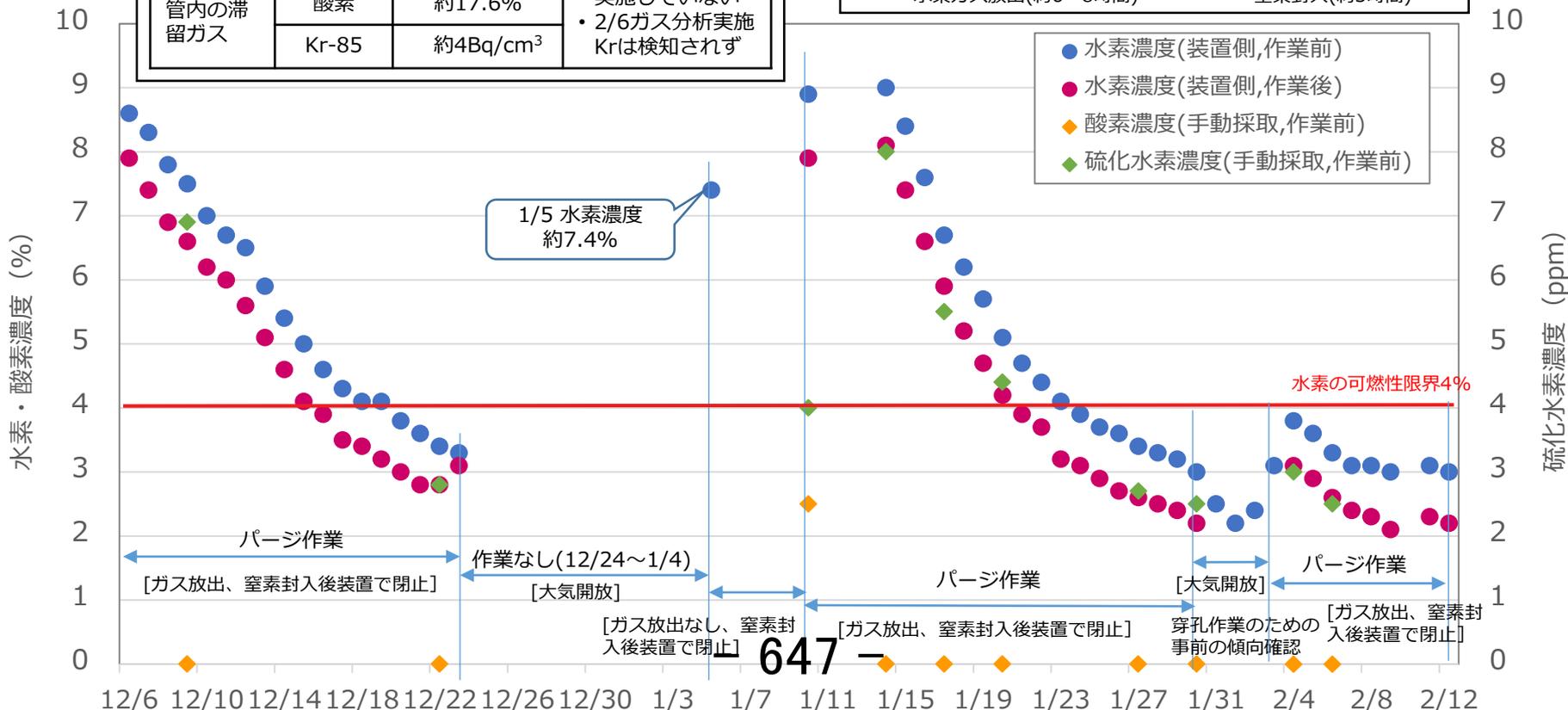
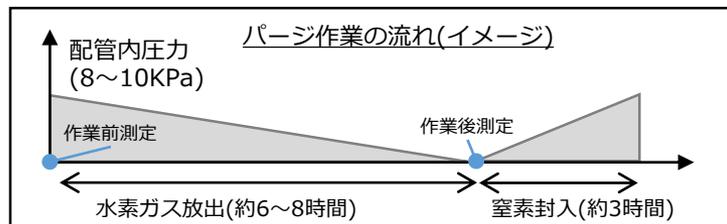
646

2. 滞留ガスのパーシ作業における水素濃度他の低減傾向

- 水素濃度について、パーシ作業後による低減後、翌日にやや増加する(小量)傾向が確認された。また、12/24~1/4の大気開放時(開放箇所約Φ2mm程度)に水素濃度の増加が確認されたが、パーシ作業により低減。
- 酸素及び硫化水素とも、変動は確認されたが、パーシ作業により低減。
- パーシ作業及び穿孔作業は完了。穿孔作業後、配管内のガスについて、大気相当であることを確認(水素0%、酸素約20.9%、硫化水素0ppm)

初期値 (2022年11月14・15日測定)

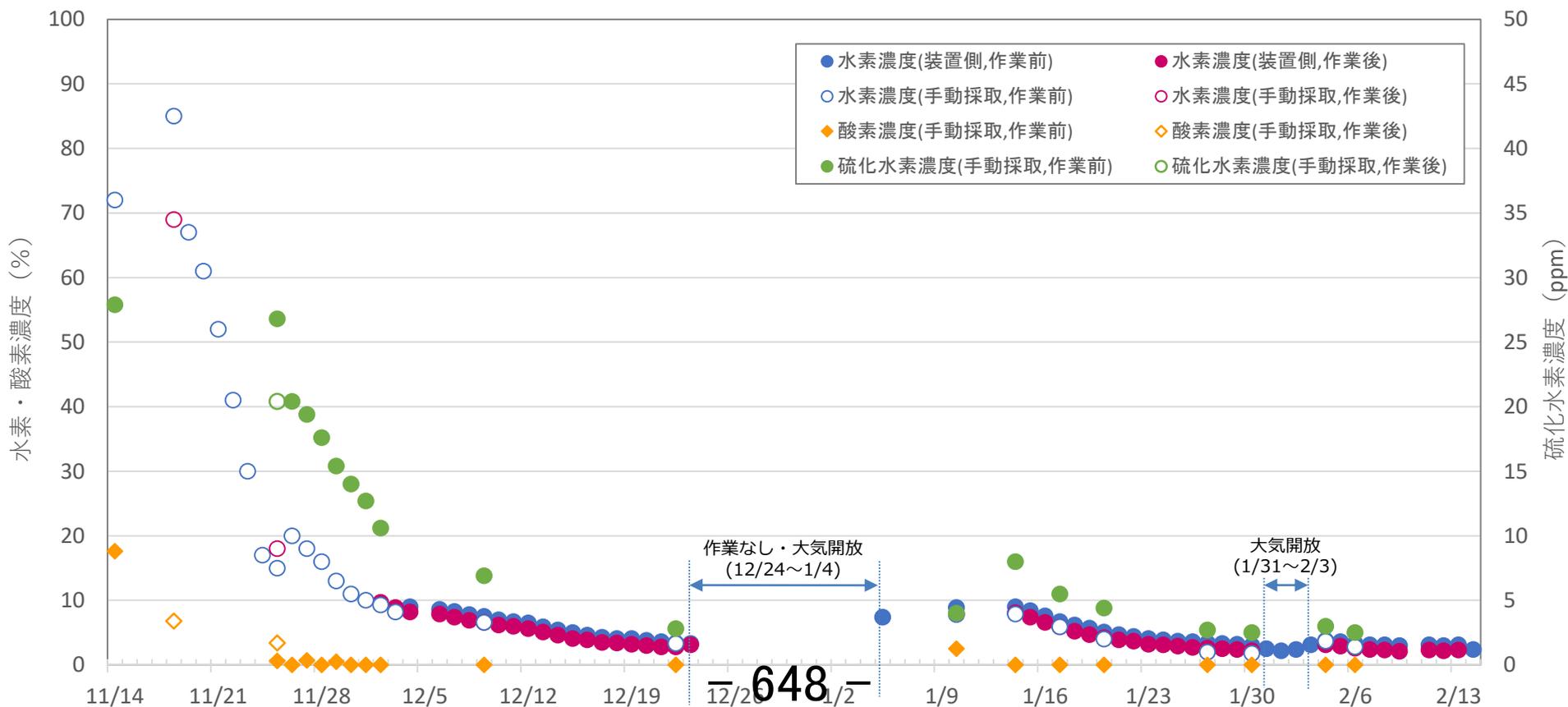
試料	分析項目	分析結果	補足
RCW熱交換器入口ヘッダ配管内の滞留ガス	水素	約72.0%	• 左記以外のガス約10%分相当については分析を実施していない
	硫化水素	約27.9ppm	
	酸素	約17.6%	• 2/6ガス分析実施 Krは検知されず
	Kr-85	約4Bq/cm ³	



【参考 1】 滞留ガスのパーシ作業における水素濃度他の低減傾向(パーシ作業期間) TEPCO

測定対象	測定器	測定時期	
		水素濃度10~100%	水素濃度10%未満
水素	装置(電解穿孔装置)	—	パーシ作業前後(正)
	可搬式測定器	パーシ作業前	パーシ作業前(参考)
酸素	可搬式測定器	パーシ作業前	
硫化水素			

傾向グラフの該当箇所
水素濃度(装置側,作業前/後)
水素濃度(手動採取,作業前/後)
酸素濃度(手動採取,作業前/後)
硫化水素濃度(手動採取,作業前/後)



3. 滞留ガスのパーシ作業における水素濃度の増加の推定要因

RCW熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガスパーシ作業において、水素濃度が増加する事象が確認された。事故時のPCVからのガス流入や配管の設置状況から、以下のことが考えられる。

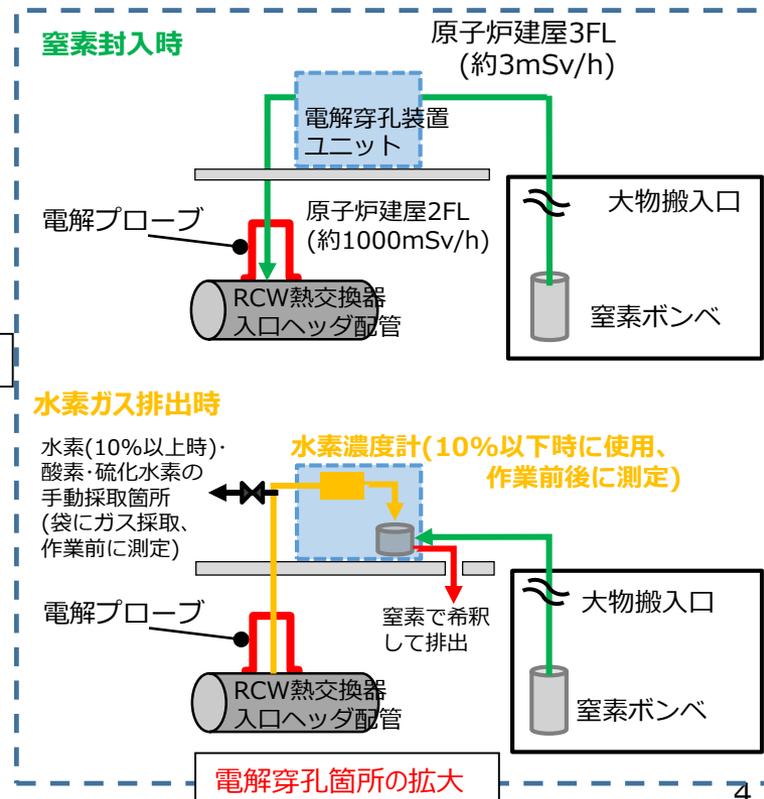
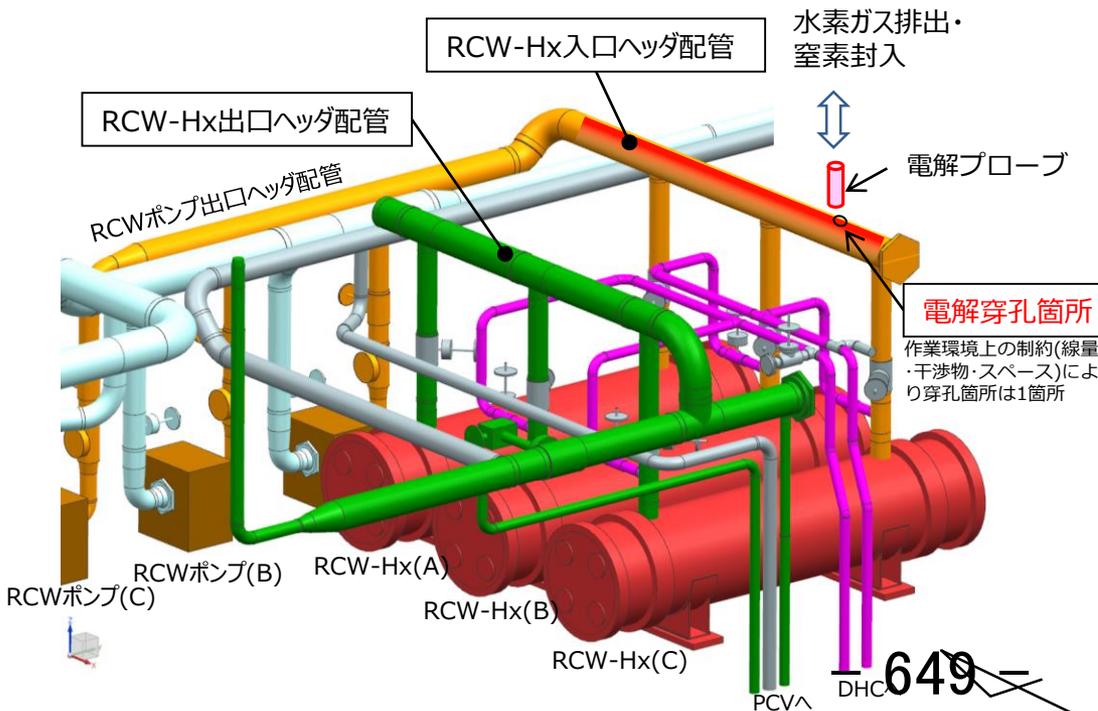
✓ 配管の設置状況上、窒素によるパーシ作業において、配管内での希釈・攪拌が難しかったことによるもの

当該配管は長く、窒素の封入箇所（水素の放出箇所）が1箇所(Φ約2mm相当の貫通)であり、窒素による希釈・攪拌が配管奥部まで広がるのが難しい。

✓ RCW熱交換器の内包水の放射性分解により生成された水素(少量程度※と推定)によるもの

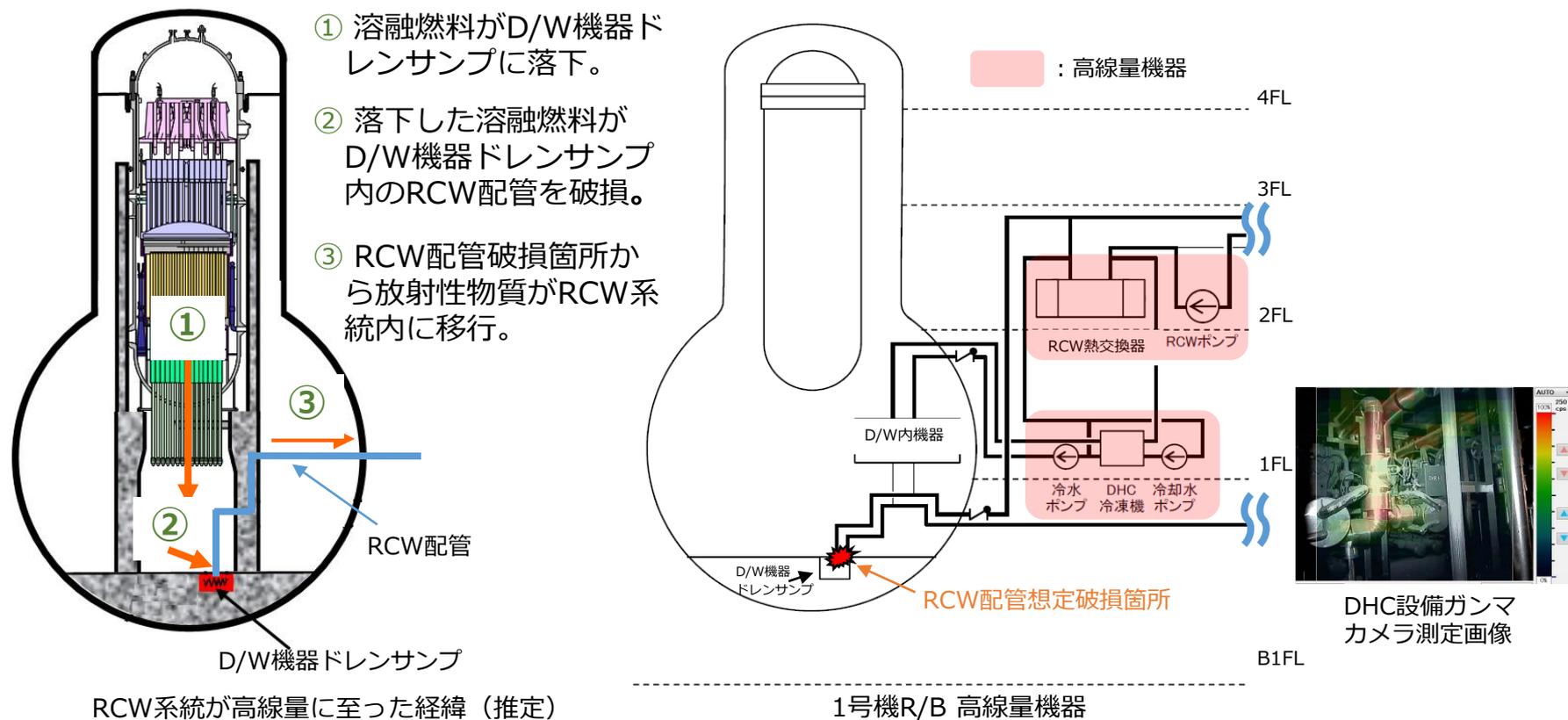
※：少量程度の推定について

- 水素濃度の変動が放射性分解によるものと考えた場合、発生メカニズムが異なる硫化水素濃度の変動の傾向が同じであり、滞留していたものによる影響が大きいと考えられる。
- 放射性分解による水素・酸素の生成比2：1とした場合、測定されたガス濃度比が整合していない。(酸素の測定については今後検証)



【参考2】RCW系統の汚染経緯

- 1号機RCW系統は、事故時にD/W機器ドレンサンブを冷却するRCW配管が破損したことで、放射性物質がRCW配管内に移行し、高線量化したと推定されている。

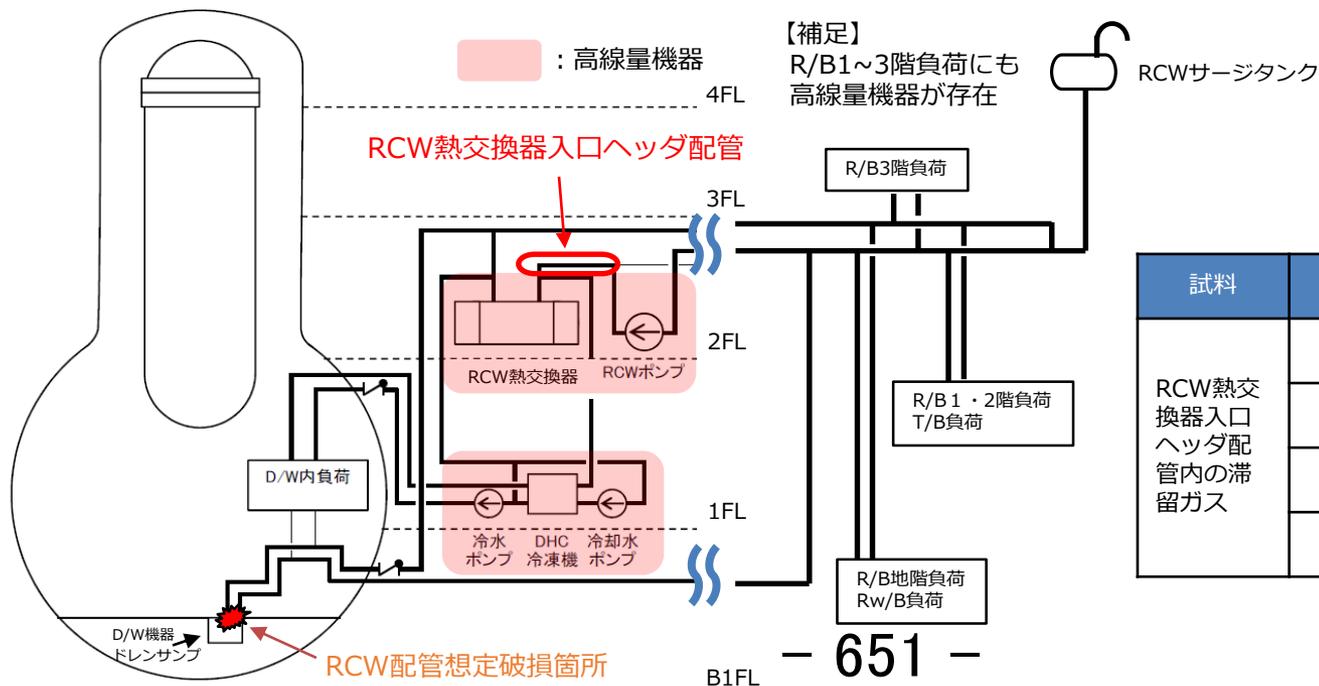


※ D/W(Drywell)：ドライウェル PCV(Primary Containment Vessel)：原子炉格納容器

4. RCW熱交換器入口ヘッダ配管のガス流入・滞留の推定要因

- RCW熱交換器入口ヘッダ配管周りの概略構成を以下に示す。入口ヘッダ配管へのガス流入・滞留の推定要因として、以下のことが考えられる。

No.	要因	ガス流入・滞留のタイミング	説明
①	事故時のガス流入	震災直後	事故時、RCW系の破損個所からPCV内に充満したガス(放射性物質含む)が系統内に流入。
②	RCW熱交換器内包水の放射線分解	震災～現在	配管・熱交換器内の放射性物質を含んだ水が、放射線による分解により水素・酸素を発生。
③	海水成分の影響	震災～現在	事故時にPCVに注入した海水の影響または熱交換器内海水配管の損傷の影響によりガス(硫化水素)が発生。

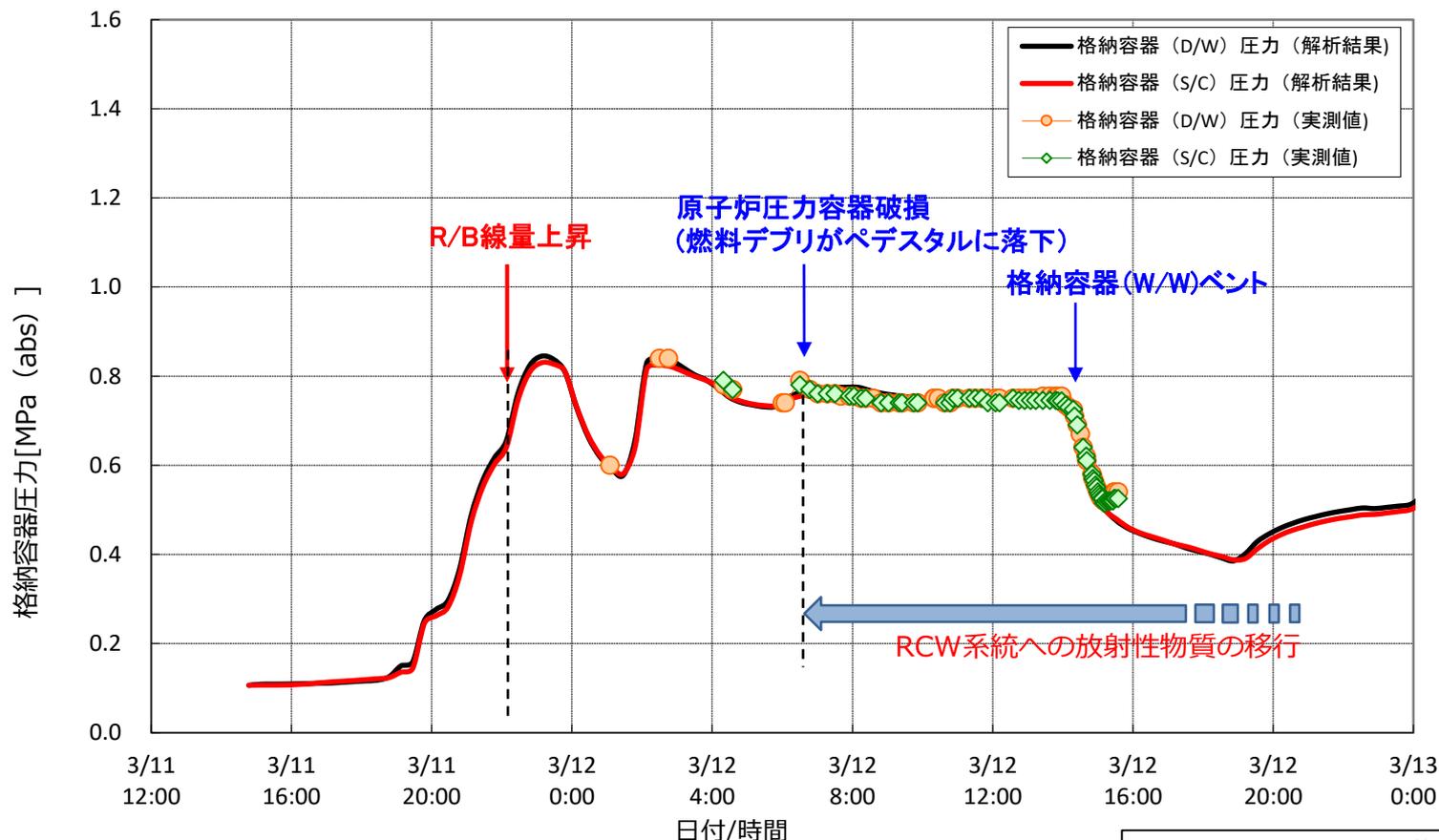


試料	分析項目	分析結果	補足
RCW熱交換器入口ヘッダ配管内の滞留ガス	水素	約72.0%	左記以外のガス約10%分相当については分析を実施していない
	硫化水素	約27.9ppm	
	酸素	約17.6%	
	Kr-85	約4Bq/cm ³	

(2022年11月14・15日測定)

5. RCW系統への滞留ガス流入

- 燃料デブリによりD/W機器ドレンサンプのRCW配管が損傷。RCW損傷箇所より、放射性物質を含んだPCV内のガスや蒸気等が流入。
- PCV 圧力が高い状態時に、損傷箇所と想定されるD/W機器ドレンサンプでのPCV圧力は、RCWサージタンクの高低差等を考慮した圧力よりも高いために、PCVからRCW配管内へ放射性物質は移行。
 RCWサージタンク中央からD/W機器ドレンサンプまでの水頭圧：約0.26MPa
 (TP.30934(RCWサージタンク中央)-TP.4744(D/W地階床面)=26190mm)

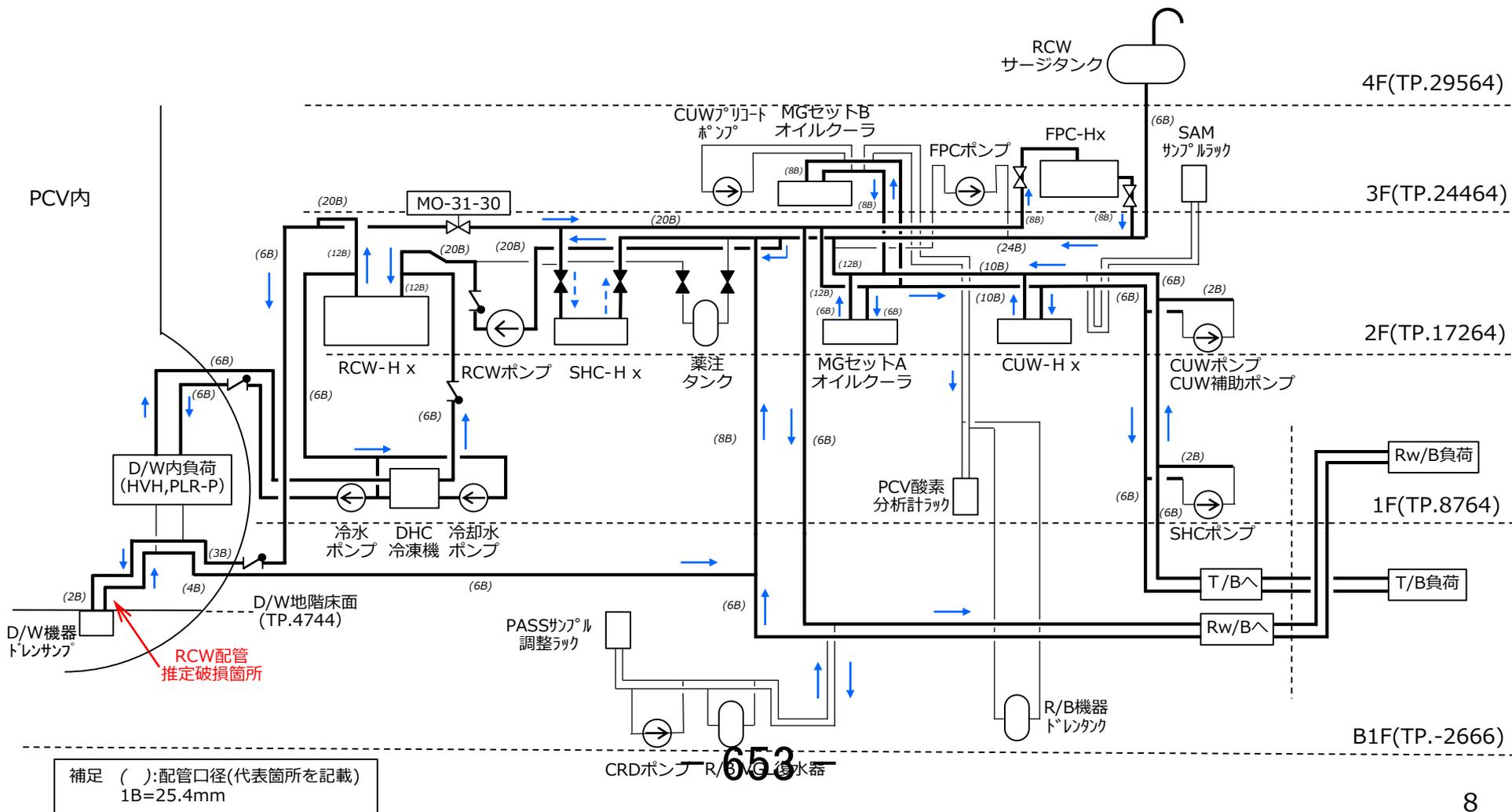


1号機の格納容器圧力挙動

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6回進捗報告

6. 事故前(通常時)のRCW系統状態

- RCW系は PCV内のD/W、R/B、Rw/B及びT/B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ものである。
- RCW系はサージタンク、ポンプ、熱交換器等と必要な配管及び計装類で構成されており、RCW熱交換器で海水と熱交換された冷却水は多くの分岐を経て各補機へ到達し、各補機を冷却して温められた冷却水は再びRCW熱交換器へ戻って熱交換されて冷やされ、再び各補機へ供給される閉回路となっている。



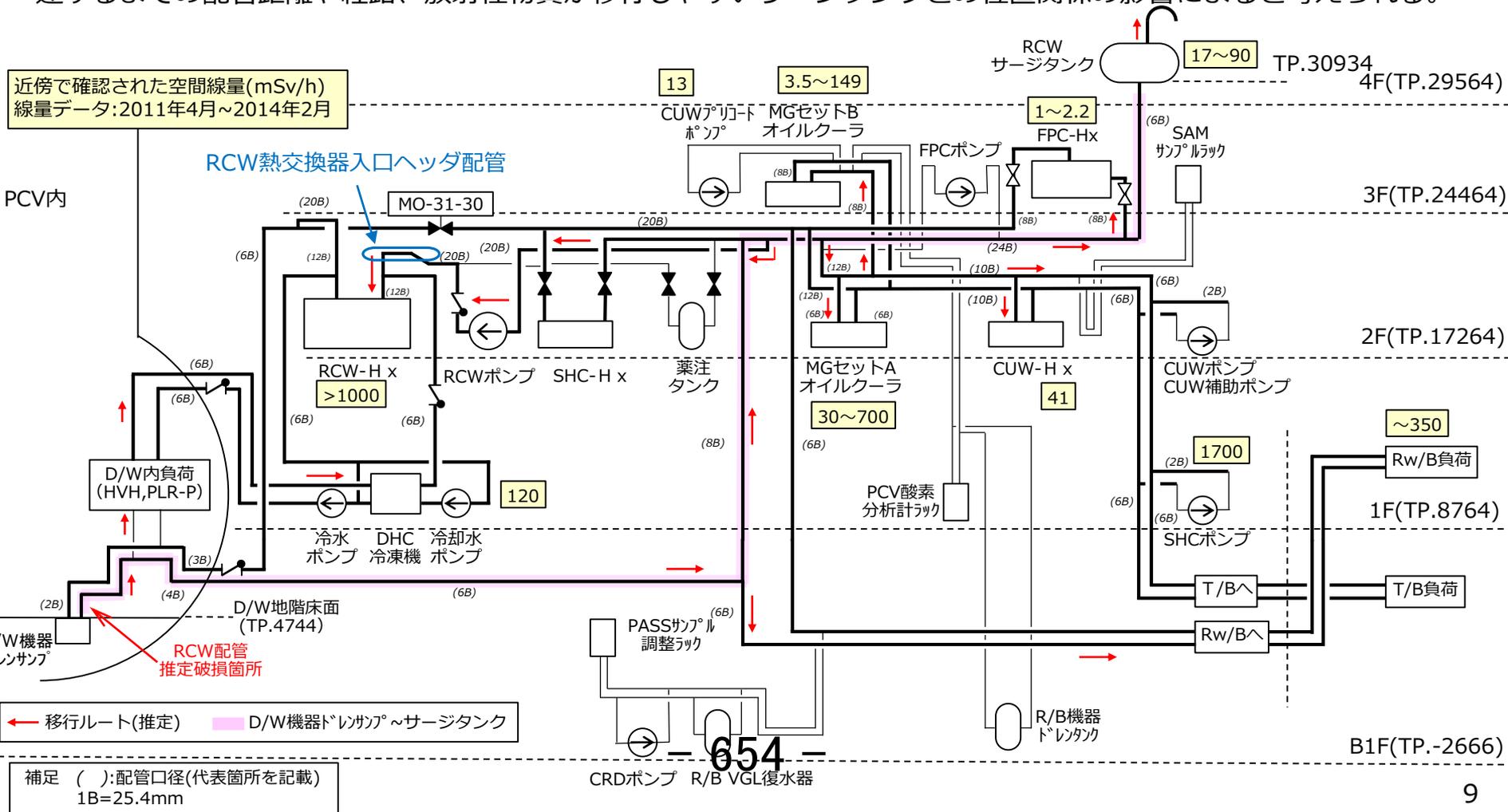
7-1. RCWシステムの汚染経路（事故時PCV圧力が高い時）

- PCV 圧力が高い状態時に、損傷箇所と想定されるD/W機器ドレンサンプでのPCV圧力は、RCWサージタンクの高低差等を考慮した圧力よりも高いため、PCVからRCW配管内へ放射性物質は移行。

RCWサージタンク中央からD/W機器ドレンサンプまでの水頭圧：約0.26MPa

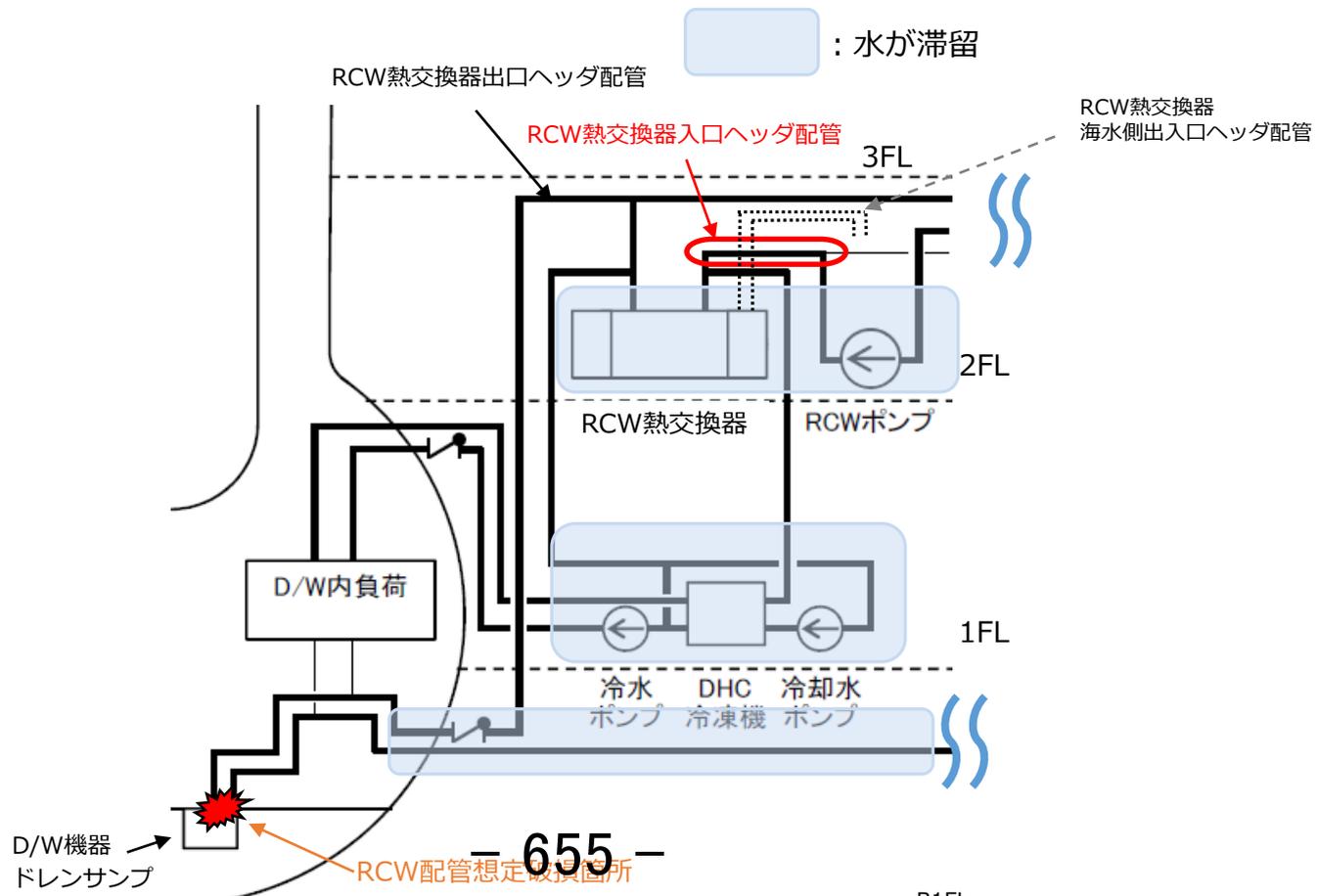
(TP.30934(RCWサージタンク中央)-TP.4744(D/W地階床面)=26190mm)

- RCW系統には多くの分岐があるが、サージタンク側への分岐については、ほぼ大気圧とみなすことができるため、サージタンクへの分岐方向に放射性物質はより移行しやすい状況にあったと推定。他の分岐については、各補機へ到達するまでの配管距離や経路、放射性物質が移行しやすいサージタンクとの位置関係の影響によると考えられる。



7-2. RCWシステムの汚染経路（RCW熱交換器への移行）

- PCV圧力が高い状況にあった時にサージタンク側へ移行した放射性物質は、圧力が低下するとPCV圧力とバランスする高さまで下方へ移行。
- サージタンクに滞留していた放射性物質がRCW配管を經由してRCW熱交換器側へ移行。
RCW熱交換器は構造物表面積が大きいので放射性物質が多く沈着することが考えられる。
- 放射性物質を含んだ系統内包水の一部は、PCV側へ移行するとともに、系統構成上U字構造となる部分に滞留される。また、内包水が上部にある配管気相部を水封して、ガスが滞留したと推定。



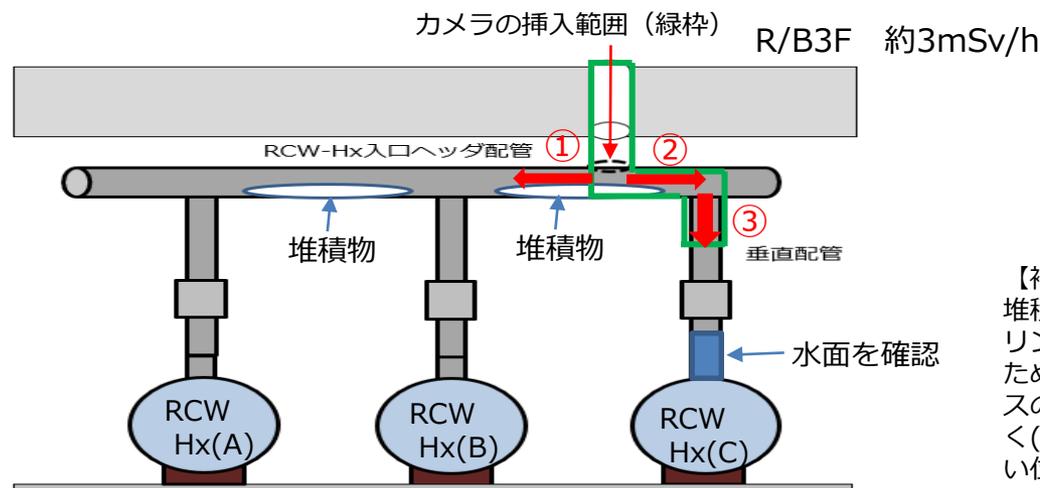
8. 1号機RCW熱交換器入口ヘッド配管内部の確認結果について

- RCW-Hx入口ヘッド配管の穿孔箇所よりカメラを挿入し、入口ヘッド配管内の状況確認を実施。
- 入口ヘッド配管内下部において堆積物（結晶のようなもの）を確認
- 入口ヘッド配管内の空間線量については約50~75mSv/h程度を確認(底部で約75mSv/hを確認)

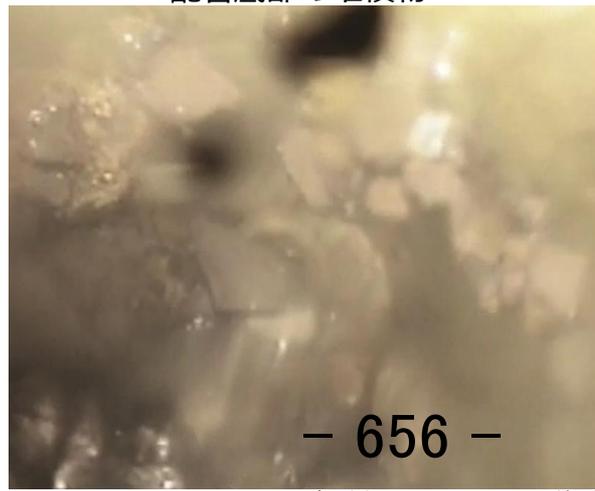
①RCW-Hx(A)(B)側の配管内表面(全体)



①RCW-Hx(A)(B)側の配管底部の堆積物



②RCW-H(C)側の配管底部の堆積物

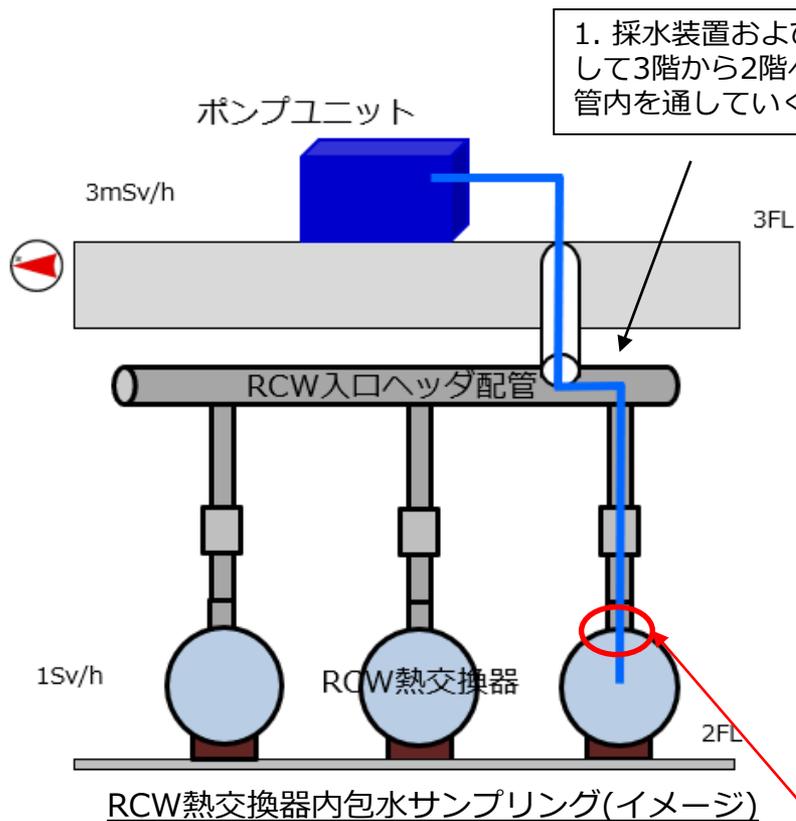


【補足】
堆積物は、今後のサンプリング作業の障害になるため、サンプリングホースの敷設範囲分は取り除く(作業に支障にならない位置に寄せる)

③RCW-Hx(C)入口(垂直)配管の水面



1. 内包水サンプルング・水抜きの為、RCW-Hx入口ヘッダ配管へ採水装置の挿入
2. 採水装置→給排水ポンプユニットによるサンプルングの実施

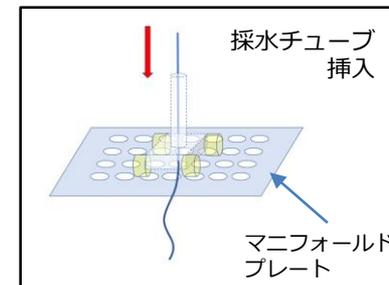
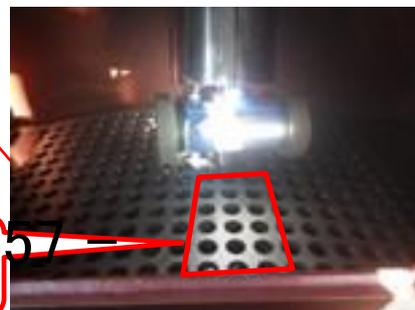


1. 採水装置およびホースの挿入に際して3階から2階へとクランク状の配管内を通していく

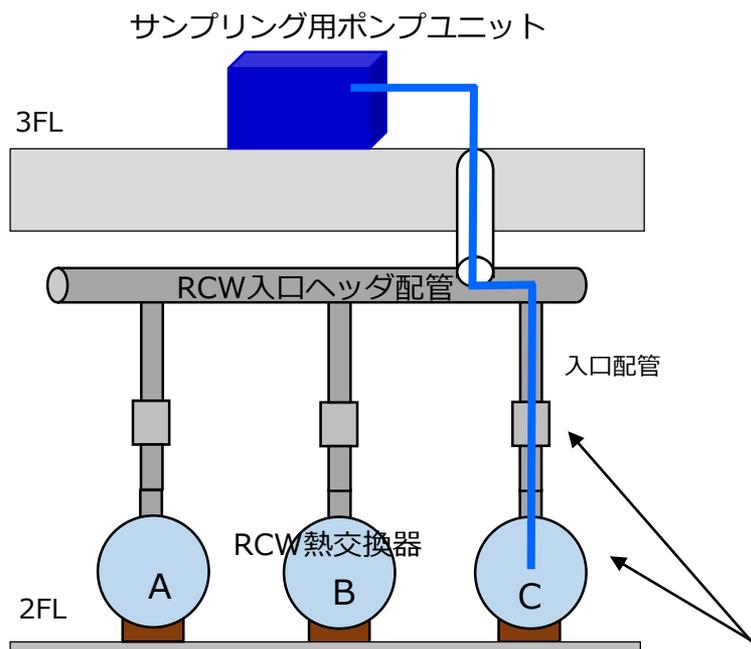


2. RCW-Hx(A),(B),(C),RCWポンプ出口ヘッダ配管内包水のサンプルングに際して、マニフォールドプレートの小口径(Φ16mm)の穴に採水ホース(Φ12mm)を通していく。なお、RCW-Hxの下部まで通せる穴は一行のみ。

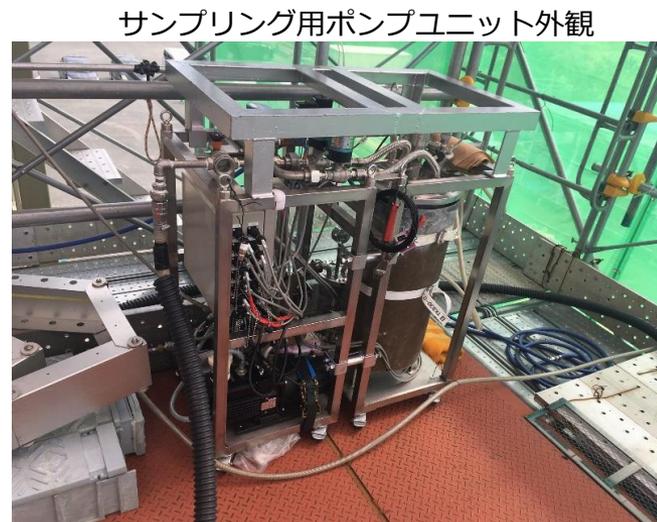
採水用チューブを熱交換器内の細管隙間を通してため、使える孔に制限がある



- 内包水のサンプルングは、RCW熱交換器（C）の入口配管、熱交換器内の3カ所（上・中・下）を予定。（熱交換器内の水位によっては変更の可能性あり）



RCW熱交換器からのサンプルングイメージ図



サンプリング箇所
(熱交換器は上・中・下の3カ所)

- RCW熱交換器(C)内包水の分析項目

試料	目的	分析項目	採取量(予定)
RCW熱交換器(C)内包水※1	RCW熱交換器の内包水は、線量が高いことが想定される。今後計画している水抜き作業の安全な方法・手順(希釈・移送等)の検討のため。 - 658 -	Cs-134、137 塩素 H-3 全α、全β 他	10mL未満

9. R C W熱交換器(C)入口配管の内包水サンプリング結果

排水作業のための分析項目

測定項目	濃度	
Cs-134	2.85E+08	Bq/L
Cs-137	1.34E+10	Bq/L
Sr-90	4.29E+07	Bq/L
H-3	2.94E+07	Bq/L
全β	1.28E+10	Bq/L
全α	<1.15E+04	Bq/L
pH※	6.2	—
導電率※	8.8	μS/cm
Cl	1800	mg/L
Ca	170	mg/L
Mg	130	mg/L
Na	1000	mg/L
SS	<1000	mg/L
TOC	<100	mg/L
油分	<300	mg/L
発泡性※	なし	—

事故調査のための分析項目

測定項目	濃度	
Co-60	<4.05E+06	Bq/L
Ru-106	<1.60E+08	Bq/L
Sb-125	<8.73E+07	Bq/L
Eu-154	<1.07E+07	Bq/L
Am-241 (γ)	<4.08E+07	Bq/L
I-129 (γ)	<4.54E+08	Bq/L
Ag-108m	<2.82E+07	Bq/L
Ba-133	<3.14E+07	Bq/L

補足)

試料(約1mL)は、ラボ持ち込み線量基準1mSv/hを満足するため、約1000倍希釈したうえで分析。

※ 希釈水(精製水)の影響あり(約1000倍の希釈)

建屋滞留水におけるCs-137, H-3濃度

測定項目		採取場所	濃度 (Bq/L)	採取日
Cs-137	過去建屋内で 確認された 高濃度汚染水 の濃度	2号機R/B トレンチ最深部	3.37E+09	2019/5/21
		1号機R/B 北西三角コーナー	2.92E+09	2011/5/27
	至近の 汚染水濃度	1号機R/B トラス室	2.05E+07	2023/1/31
H-3	至近の 汚染水濃度	1号機 R/B トラス室	5.52E+05	2023/1/31

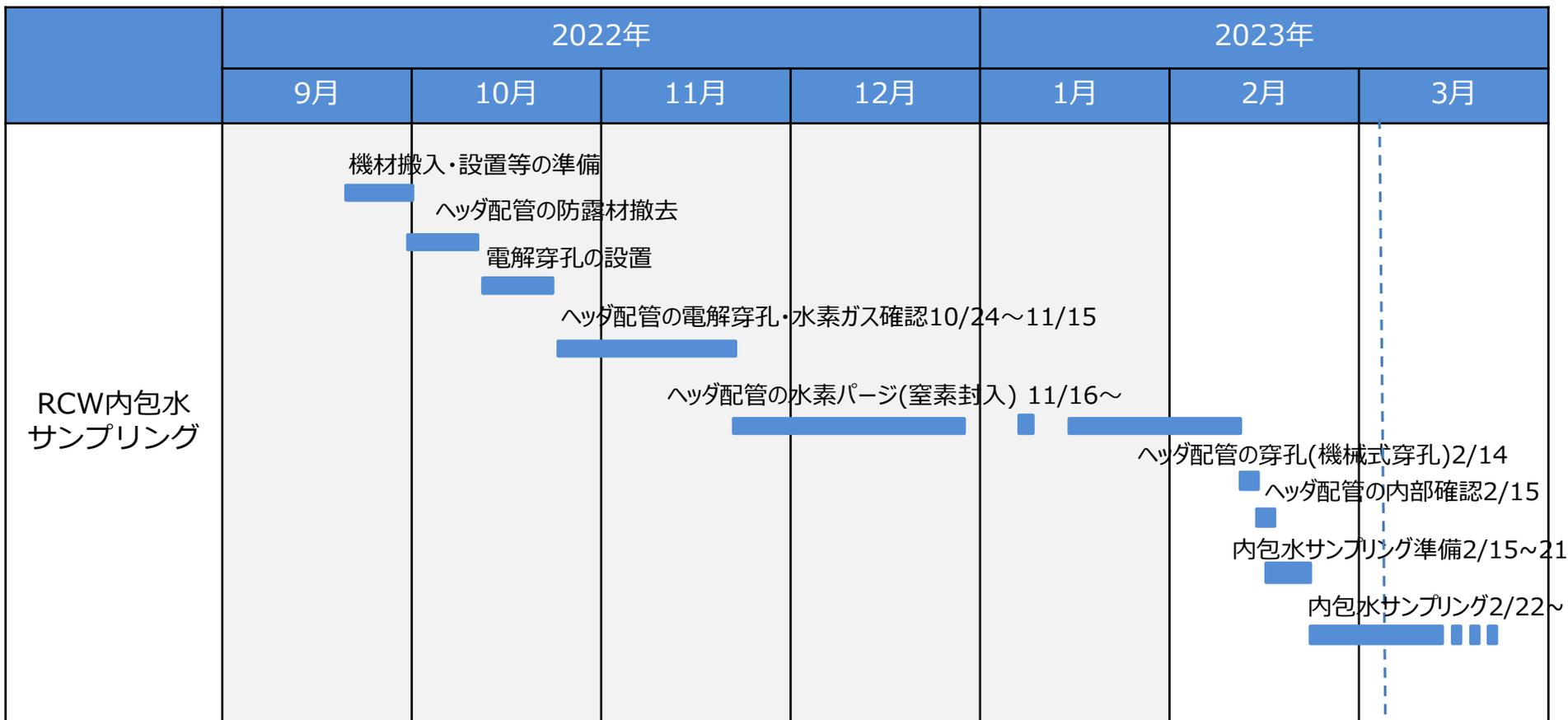
PCV内包水におけるCs-137, H-3濃度

測定項目	採取場所	濃度 (Bq/L)	採取日
Cs-137	1号機 D/W内包水	3.47E+07	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	2.04E+08	2022/11/11
H-3	1号機 D/W内包水	1.43E+06	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	3.30E+06	2022/11/11

- 660 -

10. 今後の工程について

- 滞留ガスのパージ作業後の熱交換器内包水のサンプリングに向けた穿孔作業を完了。
- 現在、入口配管のサンプリングが完了。今後、入口配管の水抜き(希釈・排水)後、熱交換器内包水のサンプリングを予定。
- 入口配管の内包水サンプリング結果を踏まえ、内包水の漏えい防止や被ばくを抑える対応を行い、作業は慎重に実施していく。



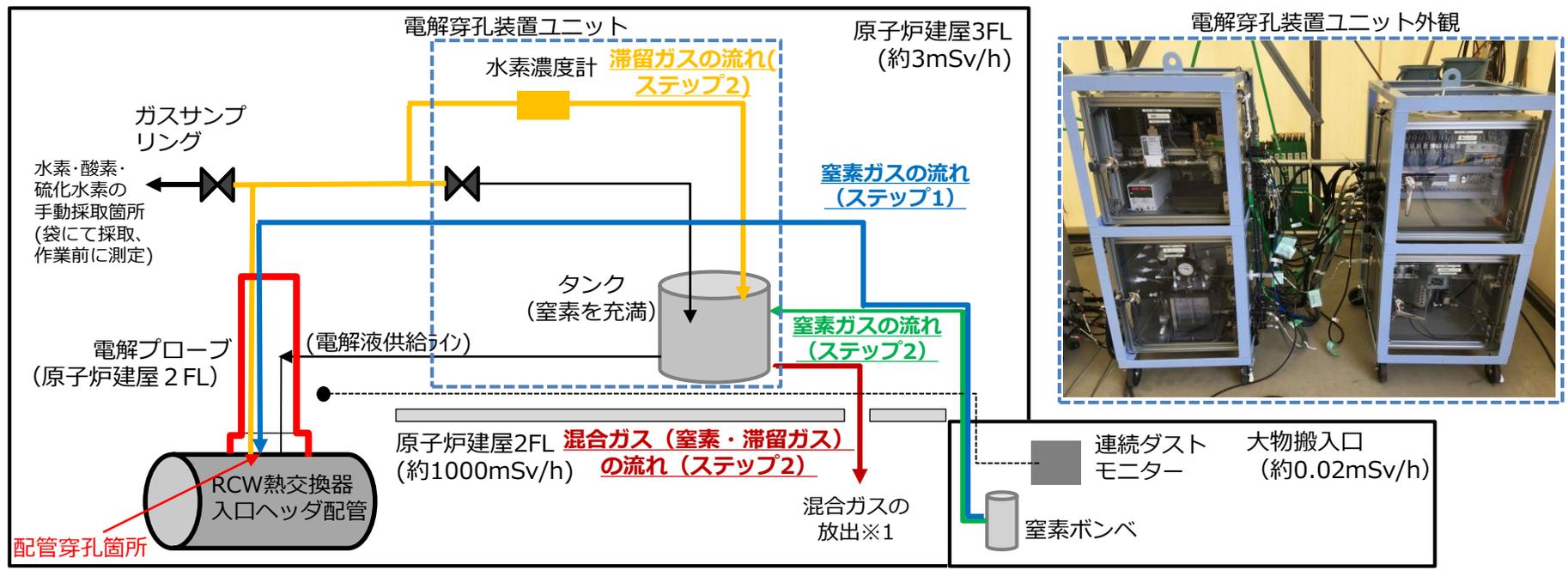
11. 今後のRCW系統の作業について

- RCW系統については、他の部位についても線量低減を進めていくが、今回の知見を踏まえ、水素滞留の可能性のある部位についても、調査や作業の計画を策定していく。
- 今後のRCW熱交換器内包水のサンプリング・分析も含め、得られた知見については、1Fにおける事故の分析に係わる検討会にも情報共有していく。

ステップ1：当該配管内に**窒素ガス**を封入し、**滞留ガス**の水素濃度を低減。

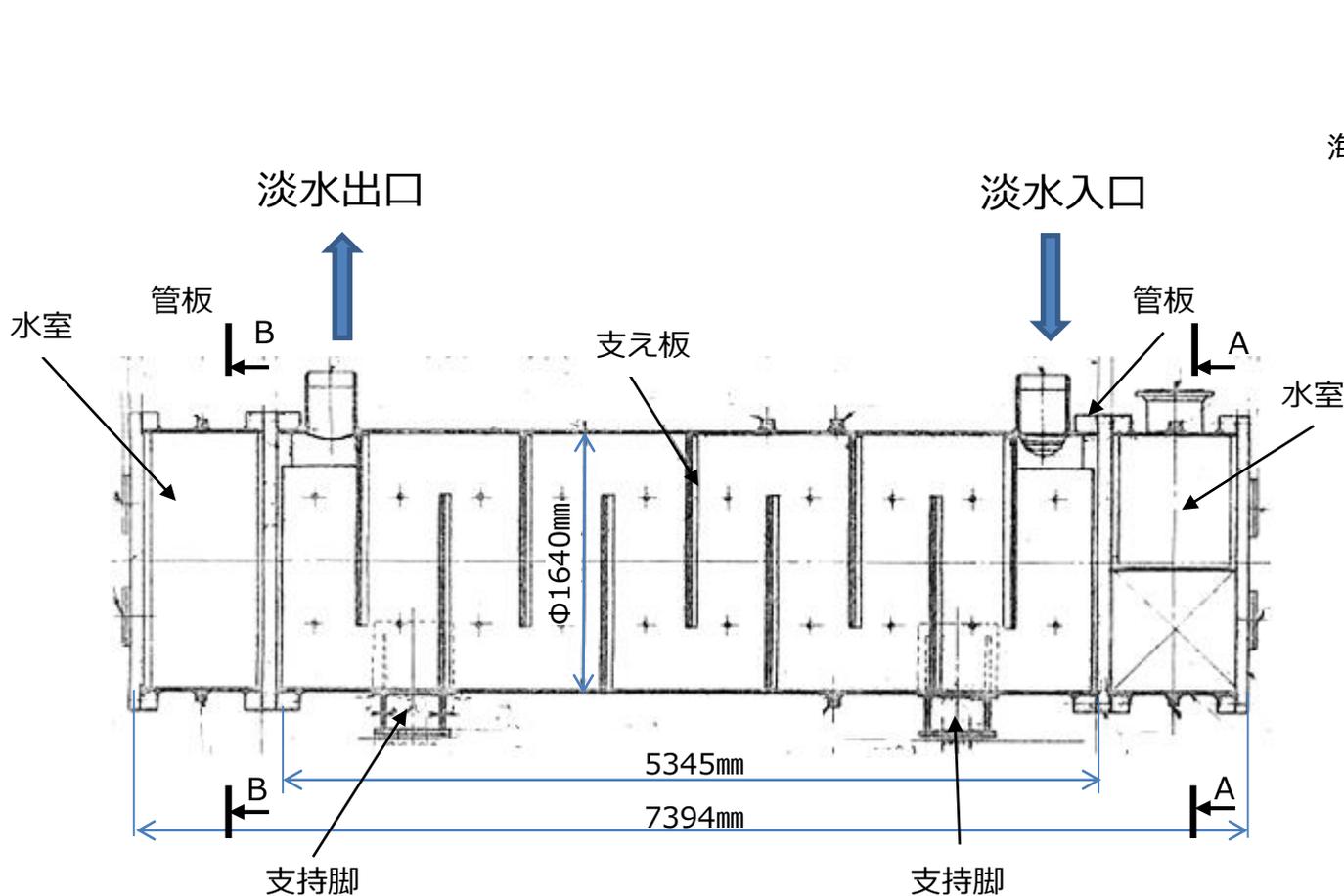
ステップ2：**滞留ガス**をタンクへ排出し、当該タンクに供給する**窒素ガス**で希釈。窒素と滞留ガスの**混合ガス**としてR/B 3階床面の開口からR/B 2階へパーシ作業を実施。

- パーシ作業の際には、可燃性ガスなどを内包することに対する安全性を考慮し、放出箇所の水素濃度等の監視を実施し、水素濃度が可燃性限界（4%未満）になるまで、遠隔にて上記ステップ1、2を繰り返し実施。また、放射性物質（気体）を内包することに対する環境への影響を考慮し、ダスト等の確認・監視を行いながら実施。

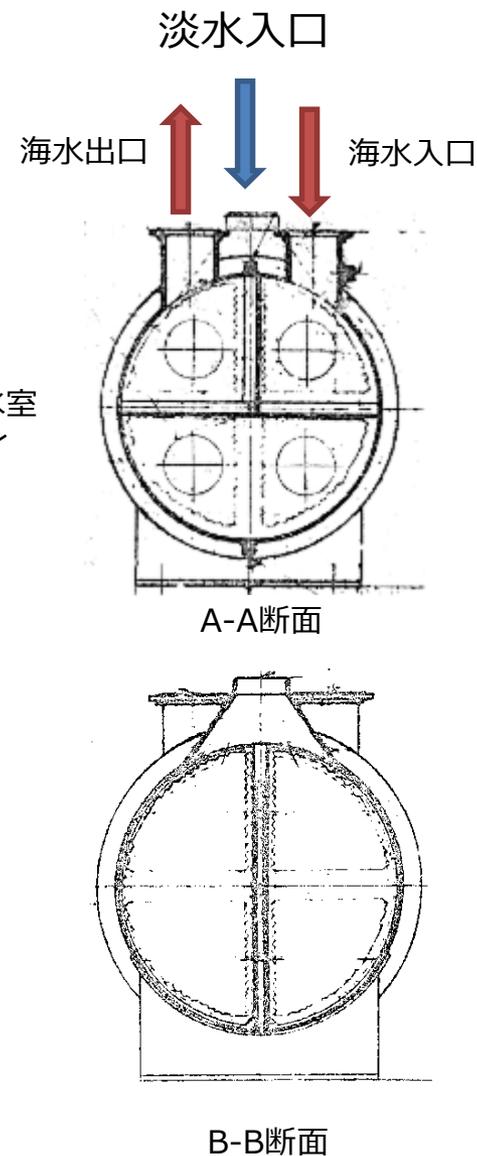


※1：窒素を希釈し、水素の可燃性限界（4%）を下回った状態で放出。

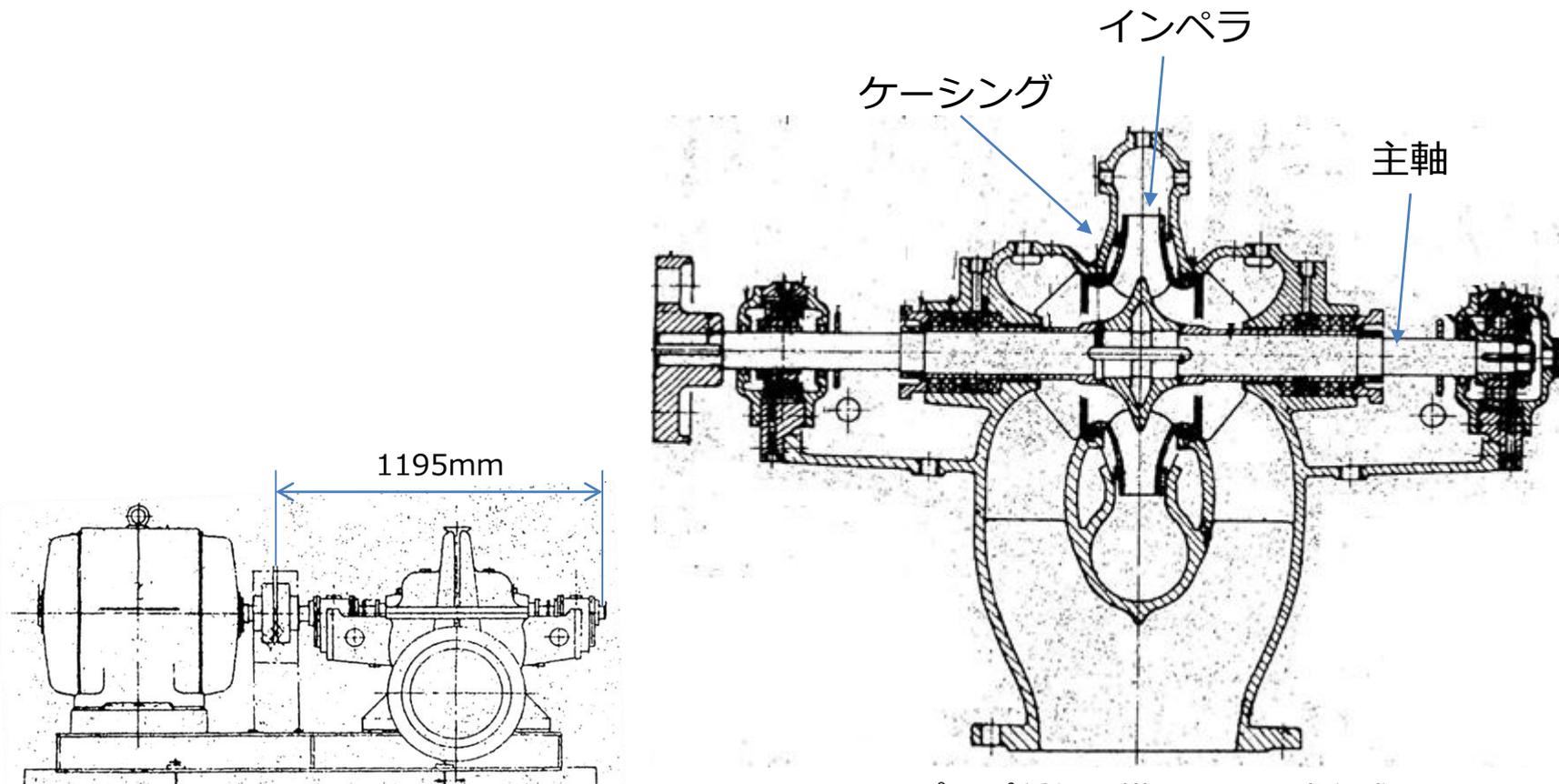
663
滞留ガスパーシのイメージ



内部に海水配管(細管)があり、その周囲をRCW系統水(内包水:淡水)が流れる。

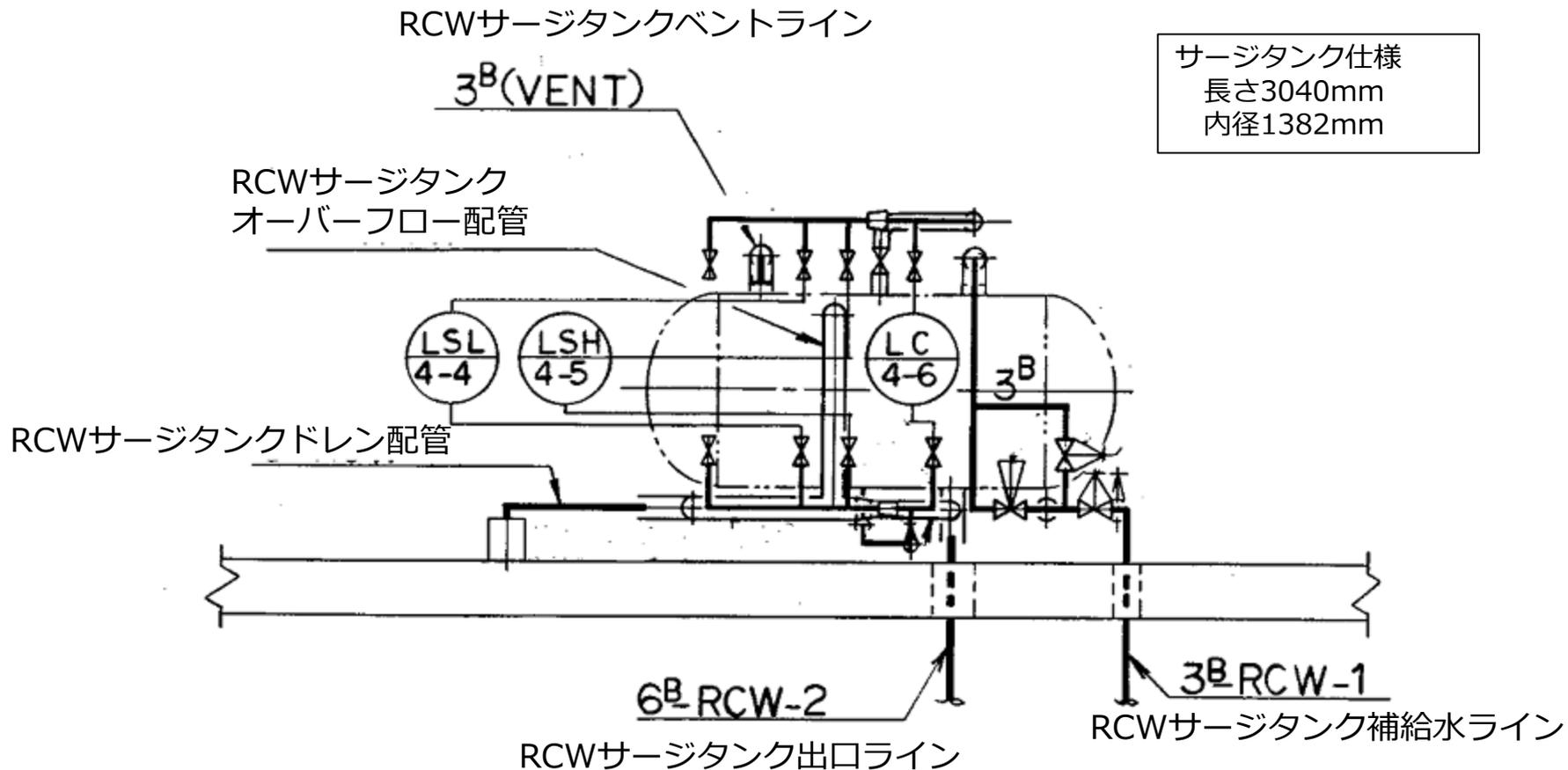


1号機RCW熱交換器構造図



ポンプ種類：横置両吸込遠心式

1号機RCWポンプ構造図



1号機RCWサージタンク外形図(イメージ)

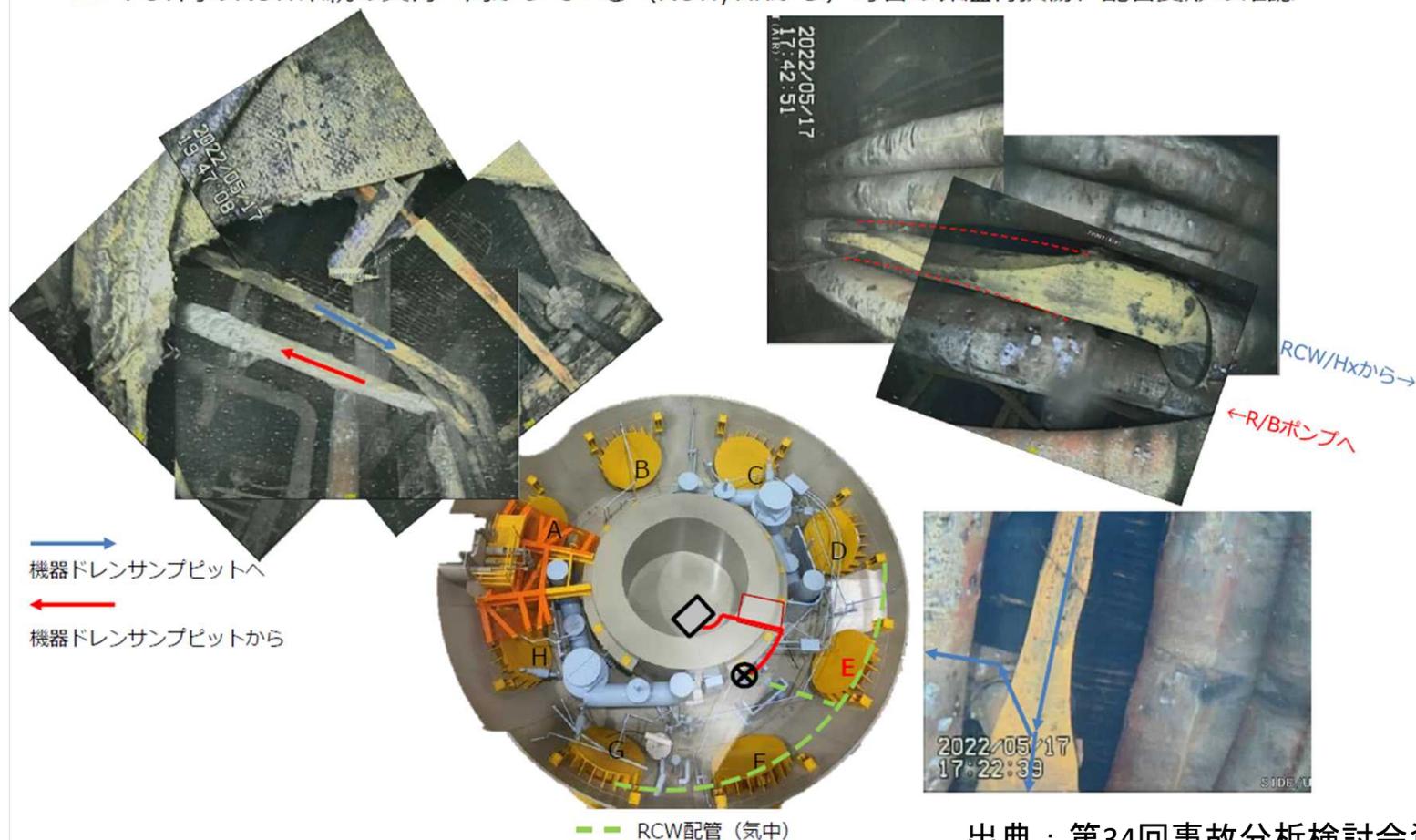
RCW配管の損傷状況について

2023年3月7日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

RCW配管の損傷状況について（気中）

- 機器ドレンサンプピットへ向かっているRCW配管の顕著な保温材被覆の損傷、配管の変位
- PCV内のRCW系統の負荷へ向かっている（RCW/Hxから）母管の保温材損傷、配管変形の確認



出典：第34回事故分析検討会資料1-2（P.2）

RCW配管の損傷状況（下から撮影されたもの）



出典：東京電力が原子力情報コーナーにおいて公開している動画より抜粋

1号機 PCV内部調査（後半）について

2023年3月7日

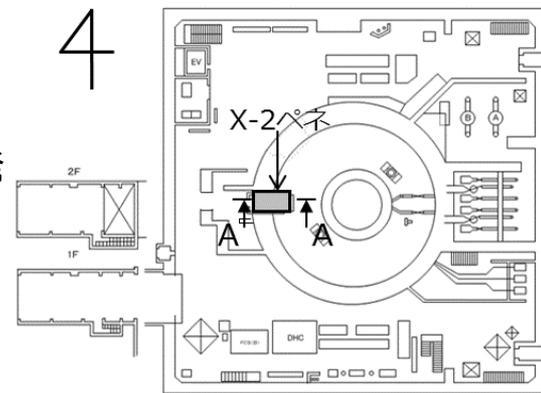
IRID **TEPCO**

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
東京電力ホールディングス株式会社

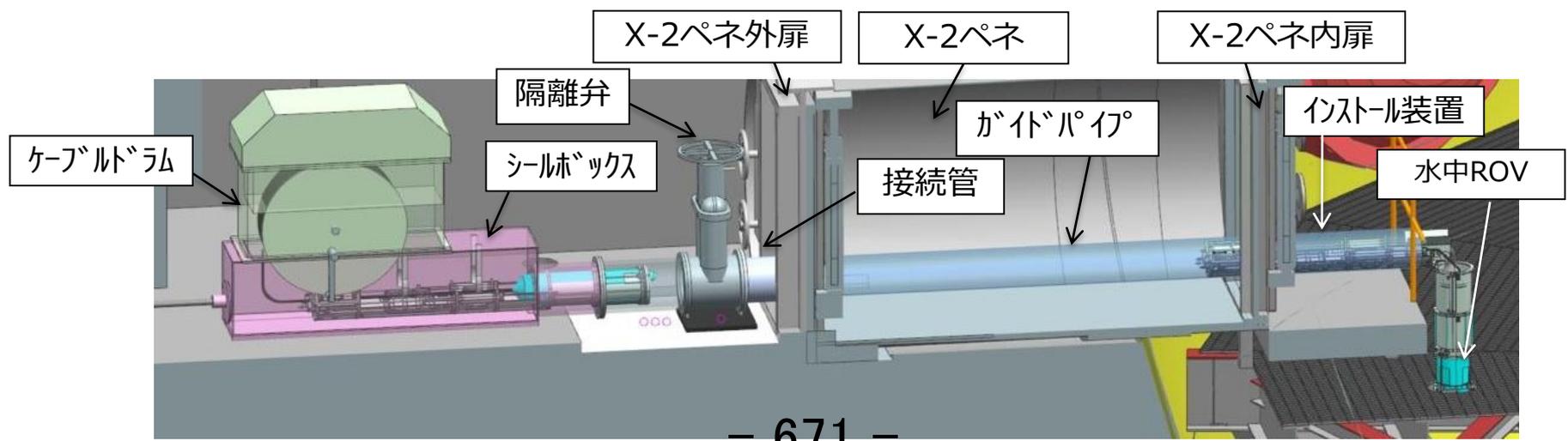
1. 1号機PCV内部調査の概要

- 1号機原子炉格納容器（以下、PCV）内部調査は、X-2ペネトレーション（以下、X-2ペネ）から実施する計画
- PCV内部調査に用いる調査装置（以下、水中ROV）はPCV内の水中を遊泳する際の事前対策用と調査用の全6種類の装置を開発
- 水中ROV調査ステップ

前半調査 (調査済)	① ROV-A	事前対策となるガイドリング取付
	② ROV-A2	ペDESTAL外の詳細目視
	③ ROV-C	堆積物厚さ測定
後半調査	④ ROV-D	堆積物デブリ検知・評価
	⑤ ROV-E	堆積物サンプリング
	⑥ ROV-B	堆積物3Dマッピング
	⑦ ROV-A2	ペDESTAL内部、壁部の詳細目視



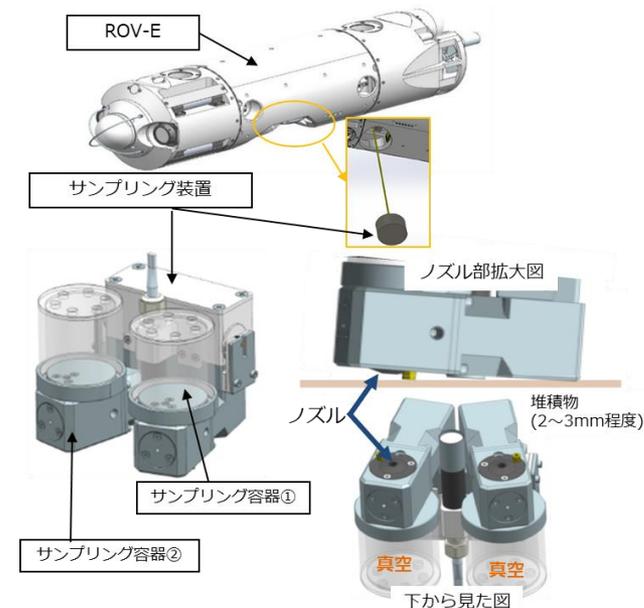
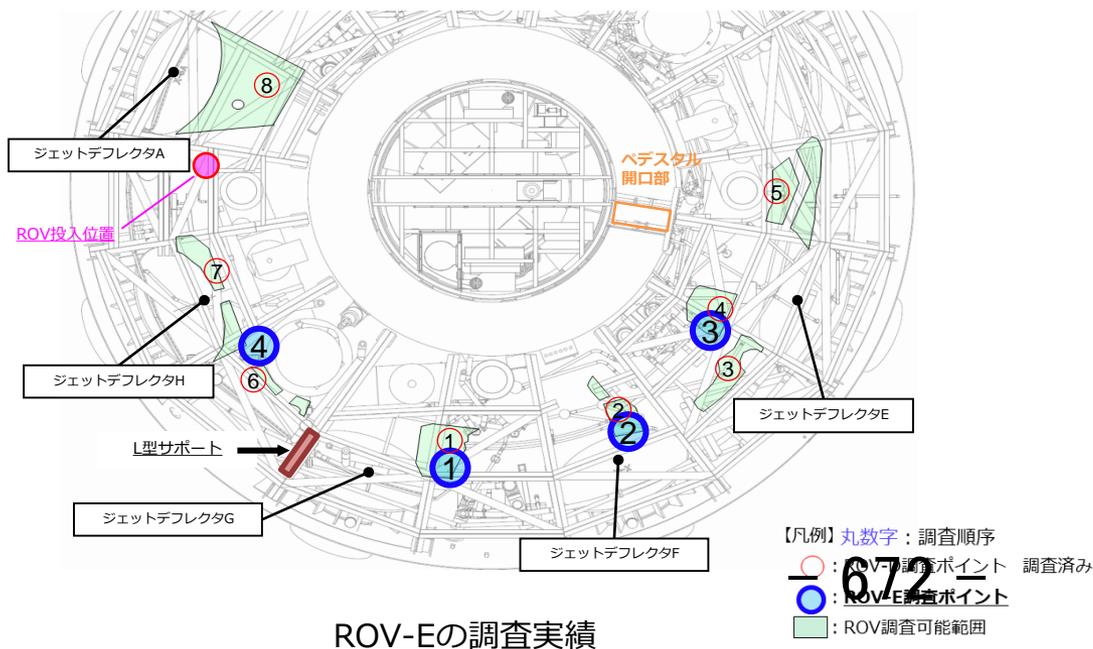
1号機原子炉建屋1階におけるX-2ペネの位置



内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)

2. PCV内部調査の状況

- ROV-Eによる堆積物サンプリングについては、1月12日に発生した調査中断事象の対策として、1月31日に再現性確認を実施。事象の再現がないことから、原因は異物の噛み込みによる一過性のものと判断
- その後調査を再開し、2月1日にかけて計画した1回目の調査を完了したことから、同日にROV-Eのアンインストールを実施
- 続く2回目の調査については、2月10日、11日にかけて計画した箇所の調査を完了したことから、11日にROV-Eのアンインストールを実施
- 計画通り4箇所からの堆積物サンプルを取得。取得したサンプルは構外分析機関への輸送を計画しており、PCV内部調査後にグローブボックスでの分取作業を予定
- 現在はROV-Bによる堆積物3Dマッピングに向けた装置の搬入・動作確認などを実施中

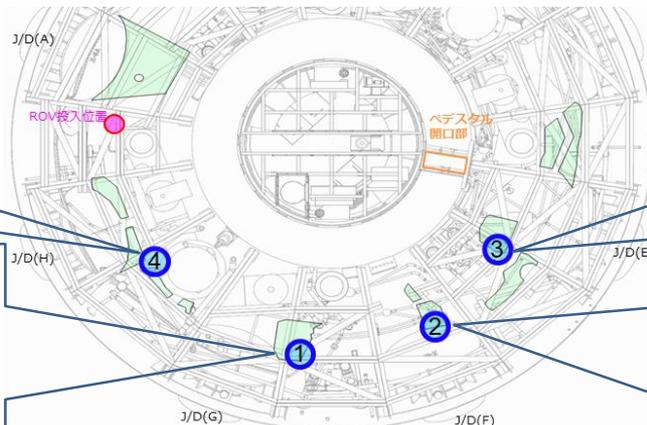
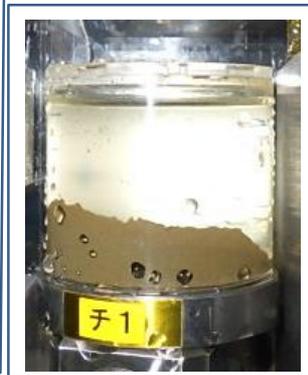


3. ROV-Eサンプリング容器線量測定実績

- ROV-E調査で取得した堆積物のサンプリング容器表面の線量測定を実施
- γ 線線量率については、今後のグローブボックスによる分取作業に影響を及ぼす値ではなかった
※グローブボックスでの分取作業における最大表面線量：150mSv/h未満
- 堆積物の外観は、2017年に取得した堆積物のサンプルと類似していた
- 堆積物の量については必要な量を取得できたと考えており、構外での詳細分析は可能と判断
- サンプルはグローブボックスでの分取作業後、構外分析機関への輸送を計画しており、調査結果の評価には1年程度を計画



・調査ポイント④については、サンプリング量調整のため容器の体積を減らしており、金属部材で隠れていますが、取得できたことは確認しております。



●：調査ポイント

ROV-Eの調査ポイントと調査順序



2017年4月6日
サンプリング結果
(上澄み液除去前)
【表面線量】
 γ 線：9mSv/h

ポイント 測定項目	調査ポイント1 【測定日：2月3日】	調査ポイント2 【測定日：2月3日】	調査ポイント3 【測定日：2月14日】	調査ポイント4 【測定日：2月14日】
γ 線評価値 [mSv/h]	30.82	7.5	11.19	6.43

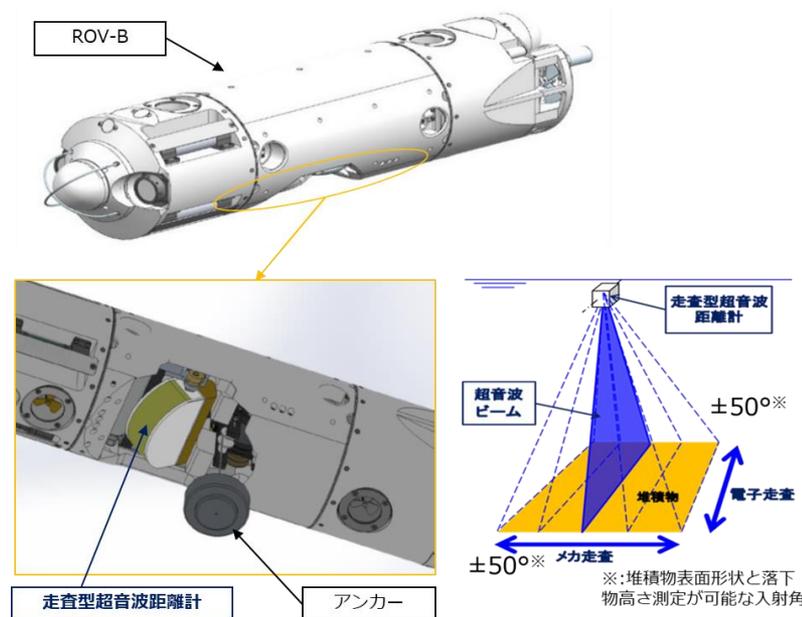
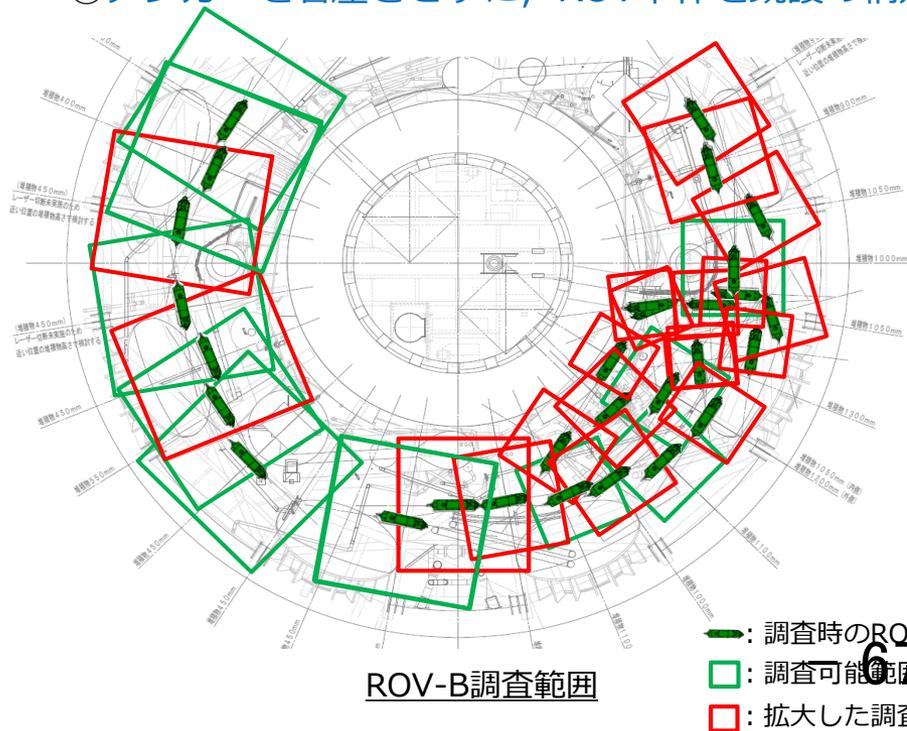
— 673 —

4. ROV-B (堆積物 3Dマッピング) 調査計画

- ROV-Bによる堆積物3Dマッピングについては、ペDESTAL外周の広い範囲を対象とし、点群データを取得することで、堆積物の高さ分布を確認することを計画
- トレーニング期間において、調査可能な条件の追加について検証し、調査範囲の拡大について見通しを得ている
- ただし、現地の状況（ケーブルの撚りや水流の影響）により、調査範囲が制限される可能性は残るが、可能な限り広範囲を調査する

【ROV-Bで調査可能な条件】

- ① ROVがPCV水面に浮上可能であること
- ② ROVに搭載されるアンカーの吊り降ろしが可能であること
- ③ アンカーを着座させずに、ROV本体を既設の構造物に固定できること（検証により追加）



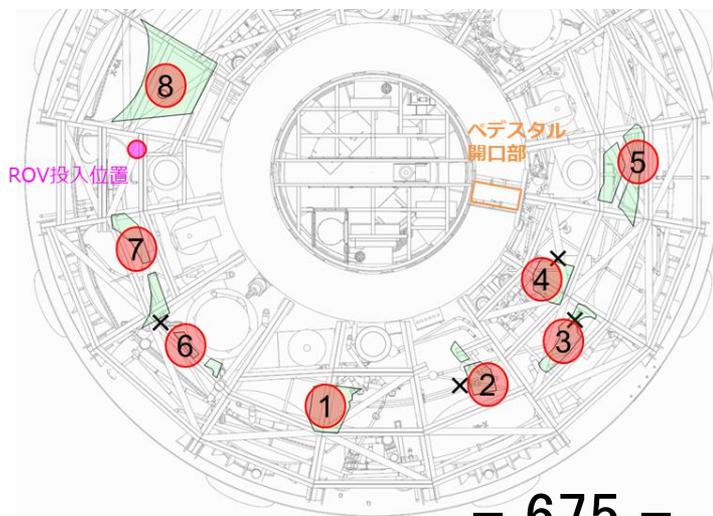
5. ROV-D（堆積物デブリ検知） 評価結果

- ROV-D（堆積物デブリ検知）は12月6日から12月10日にかけて実施し、調査ポイント全てにおいて、熱中性子束及びEu-154を検出 ※2ポイント(④,⑦)の評価速報及び、全8ポイント(①～⑧)のスペクトルについては、「2022年12月22日_廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議」にてお知らせ済み
- 熱中性子束及びγ線核種分析の数値については、ペDESTAL開口部からの距離と堆積物の高さとの相関は確認されなかった
- このROV-Dの調査結果から、燃料デブリ由来の物質が調査範囲に広く存在していると推定
また、堆積物の高さの影響がないことから、燃料デブリ由来の物質は堆積物の表面付近に存在する可能性が高い

燃料デブリは燃料や炉内構造物が溶融し冷えて固まったものであるが、燃料デブリから遊離した微小粒子が存在することも知られており、これらを合わせて燃料デブリ由来の物質と呼んでいる

- 熱中性子束の測定値が1箇所だけ小さかった調査ポイント⑥では、Eu-154の測定値も小さかった
- 2017年のサンプル分析結果から、ウランを含有する微小粒子が堆積物表面に存在していることが分かっている。この微小粒子には、中性子源となり得るCm244*とEu-154が含まれていたことから、今回測定された中性子線・Eu-154γ線のうち、どの程度がこの微小粒子から発生したものか評価することが必要

➡ ROV-Eによる堆積物サンプリングにおける詳細分析の結果も踏まえて、今後更なる評価を行う



【凡例】 丸数字：調査順序

●：ROV-D調査ポイント

■：ROV調査可能範囲

✕：ROV-A2調査で

B10計測を実施した箇所

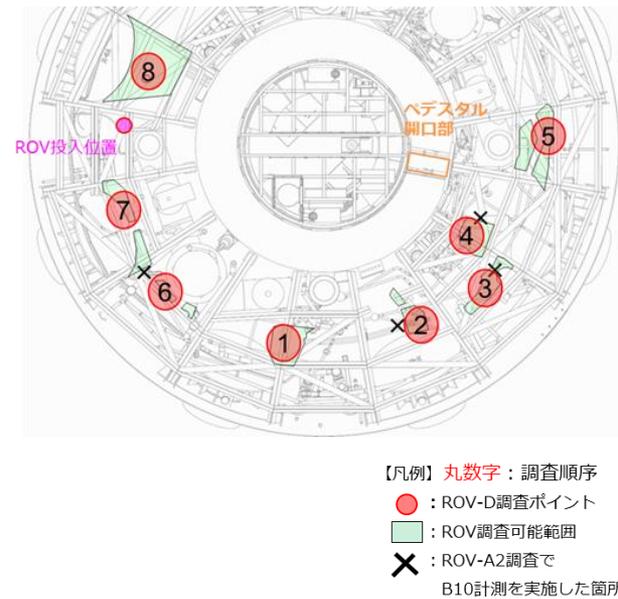
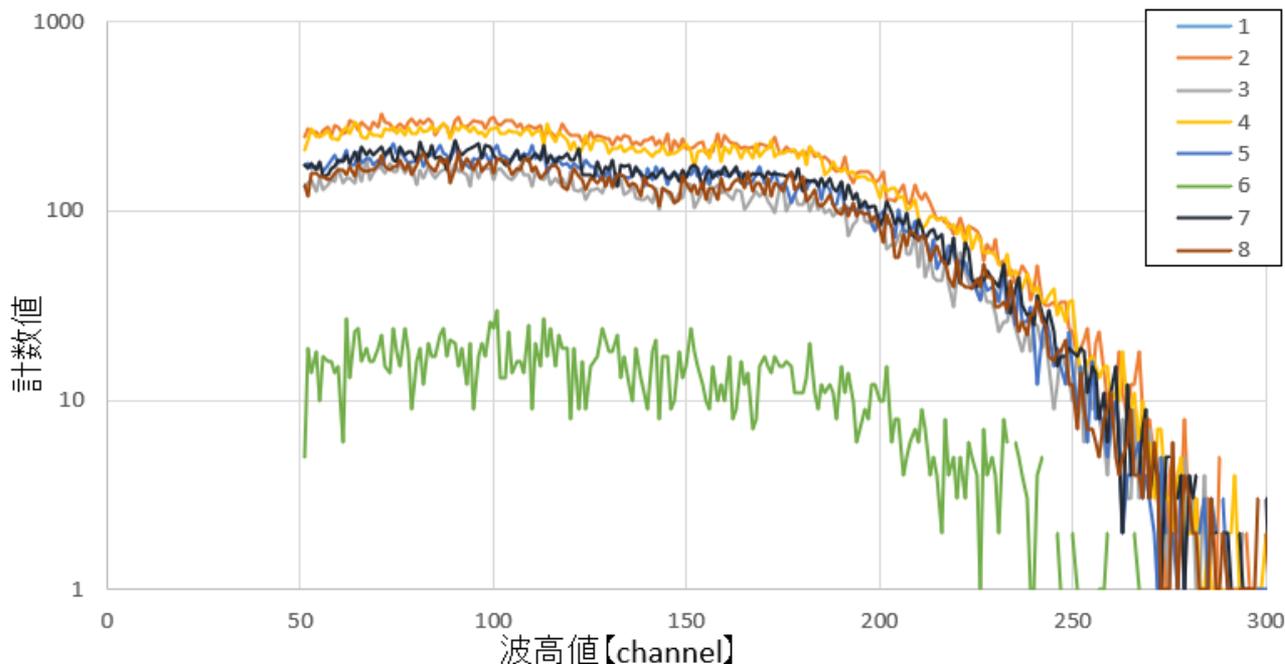
*:Cm244はα崩壊と自発核分裂の二つの崩壊モードがあることが知られている。全崩壊のうち、100万分の1.35の確率で自発核分裂（中性子2.7個放出）する。2017年のサンプル分析で、α崩壊核種として約2000Bq（10mg中）が確認されているため、約0.007個/sの中性子源と評価される。

- 675 -

ROV-Dの調査ポイントと調査順序

6. ROV-D (堆積物デブリ検知) 熱中性子束測定結果

- 全ての調査ポイントにおいて、中性子の波高値領域である50~300[channel]内にカウントが確認されたこと、250~300[channel]にかけて収束することから、熱中性子束を検出したものと評価
- 測定結果から、ペDESTAL開口部からの距離と堆積物の高さとの相関は確認されなかった
- 調査ポイント⑥の熱中性子束は、他の調査ポイントより一桁小さい値を検出



ROV-Dの調査ポイントと調査順序

測定位置	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
合計カウント数※	15,169	27,047	14,653	25,224	18,096	1,697	18,997	16,218
熱中性子束 (nv)	35.4	63.1	34.2	58.9	42.2	4.0	44.3	37.9

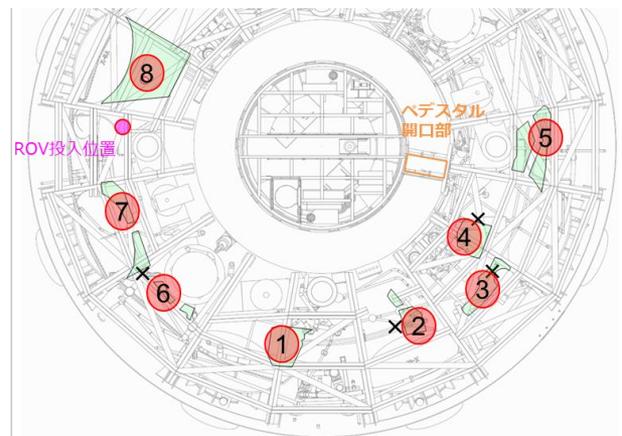
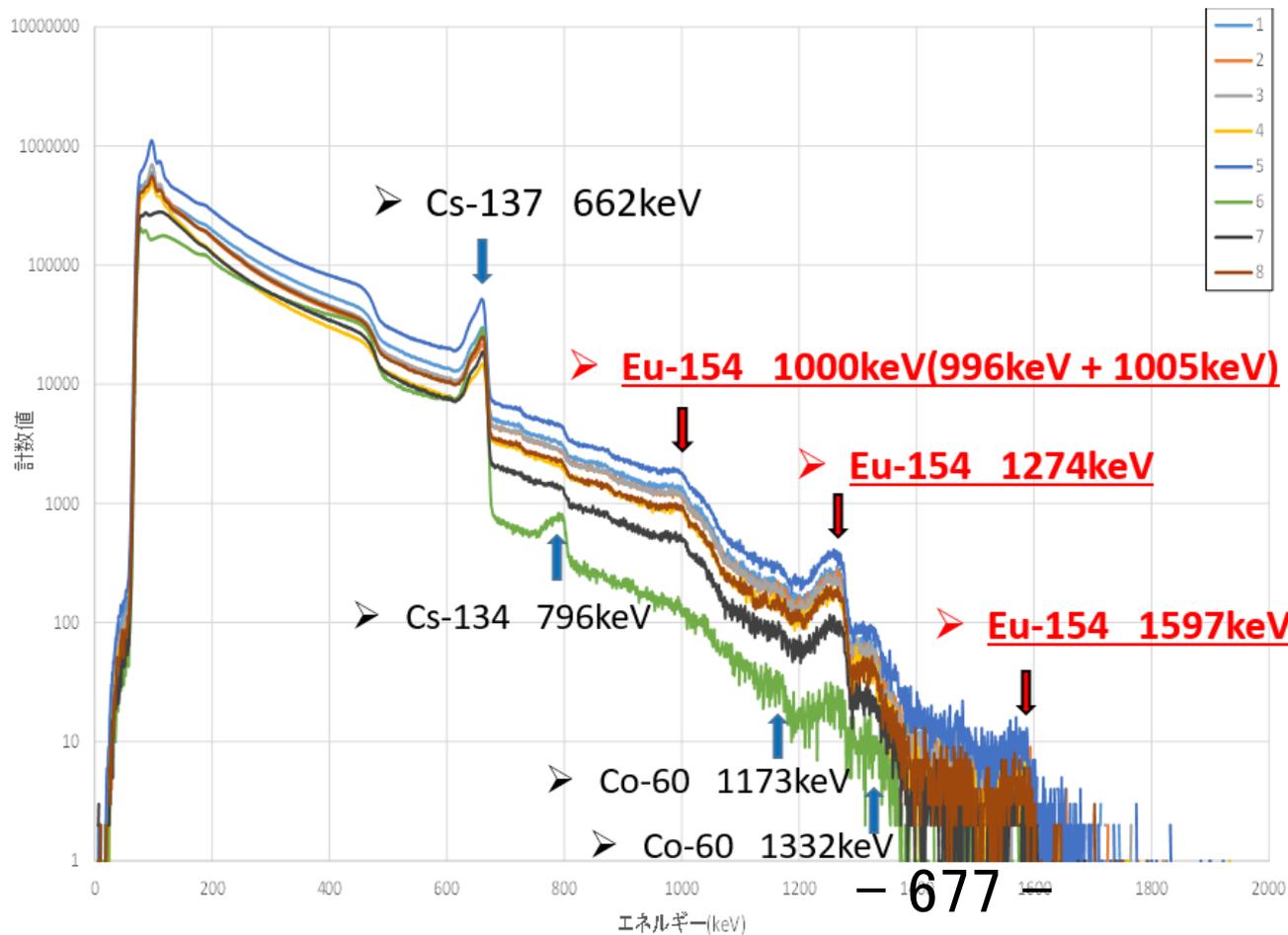
計測器：B10検出器

※波高値100ch以上の合計カウント数

- 676 -

7. ROV-D (堆積物デブリ検知) γ 線核種分析結果(1/2)

- 全ての調査ポイントにおいて、Eu-154放出 γ 線であるエネルギーに対応するピークカウントが得られたことから、Eu-154を検出したものと評価
- 測定結果から、ペDESTAL開口部からの距離と堆積物の高さとの相関は確認されなかった
- 調査ポイント⑥については、1000keV(996keV + 1005keV)及び1597keVのピークカウントは小さく評価できないが、1274keVでピークカウントが得られており、Eu-154を検出したものと評価



- 【凡例】 丸数字：調査順序
- : ROV-D調査ポイント
 - : ROV調査可能範囲
 - × : ROV-A2調査でB10計測を実施した箇所

ROV-Dの調査ポイントと調査順序

8. ROV-D評価結果に対する考察

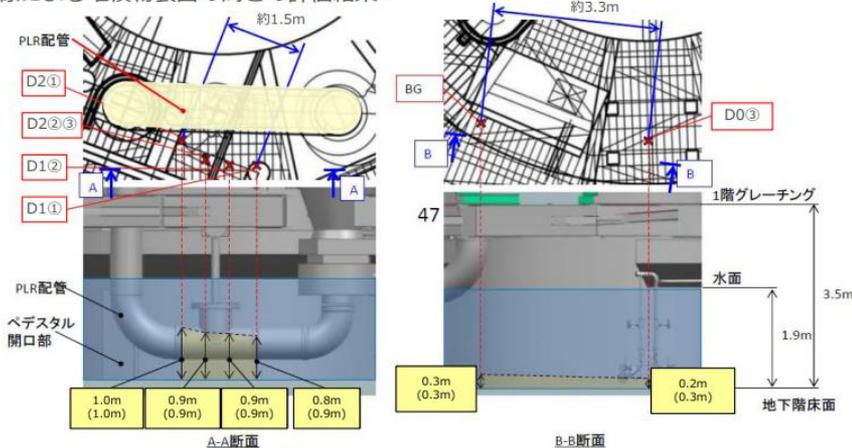
(1)2017年3月時のペDESTAL外調査（堆積物高さ・放射線量）

- ペDESTAL開口部付近に堆積物が存在することを確認
- ペDESTAL開口部付近に存在する堆積物の高さが1m程度であること、開口部から離れた場所では0.2~0.3m程度と低いことを確認
- 水面からの距離と線量率の関係を調査した結果、燃料デブリは堆積物の下にあり、その条件でデブリを検知するためには中性子検出とγスペクトル分析(Eu-154の確認)が有効と判断

(出展：2017年7月27日_廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議「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~」)

参考. 映像データの分析 堆積物表面高さの評価

- 映像による堆積物表面の高さの評価結果※1



※センサの接近により計測した高さ

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

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

10

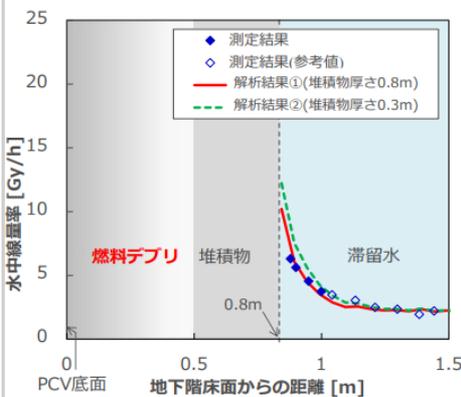
参考. 線量データの分析 線量率分布解析-堆積物中の燃料デブリの有無判断

- 燃料デブリ厚さと堆積物厚さを変えて線量率の分布について解析を実施。

■ D1①ポイント

解析条件 (堆積物表面高さ0.8m)

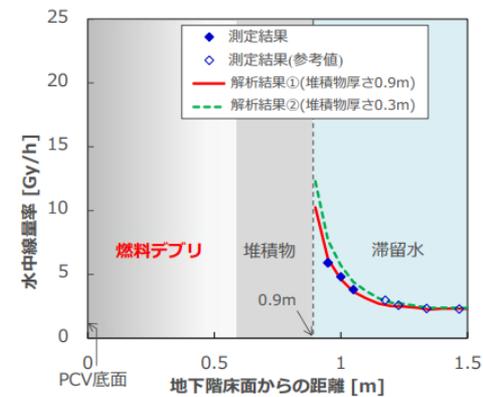
- ① 堆積物厚さ：0.8m
- ② 堆積物厚さ：0.3m



■ D1②ポイント

解析条件 (堆積物表面高さ0.9m)

- ① 堆積物厚さ：0.9m
- ② 堆積物厚さ：0.3m



注)

- ◆測定結果：センサを止めて測定した値
- ◇測定結果(参考値)：センサ吊下げ動作中の線量率の平均値

11

8. ROV-D評価結果に対する考察

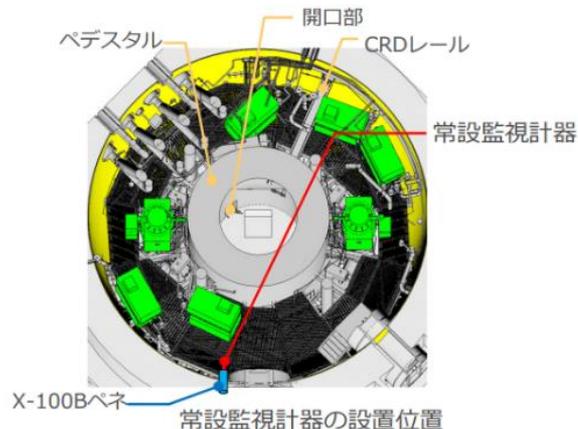
(2)2017年3月時の堆積物サンプリング及び分析結果

- 常設監視計器が設置されているX-100Bペネから装置を投入し、PCV底部の堆積物を採取
 - 固化した砂状の堆積物の表層に浮遊性堆積物が存在することを確認
- 浮遊性堆積物内にはウラン含有粒子（Eu-154及び中性子源であるCm244を含む）が存在することを確認

（出展：2017年5月25日_廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議「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～」）



堆積物サンプリングの状況



4/6サンプリング結果
（上澄み液除去前）
表面線量…γ：9mSv/h
β+γ：18mSv/h

試料名	放射能濃度 [Bq/試料]			
	²⁴² Pu (約3.7 × 10 ⁵ 年)	²⁴¹ Am (約4.3 × 10 ² 年)	²⁴² Cm (約163日)	²⁴⁴ Cm (約18年)
1号機格納容器堆積物	(2.0 ± 0.1) × 10 ⁰	(1.4 ± 0.1) × 10 ³	(1.0 ± 0.1) × 10 ¹	(1.8 ± 0.1) × 10 ³

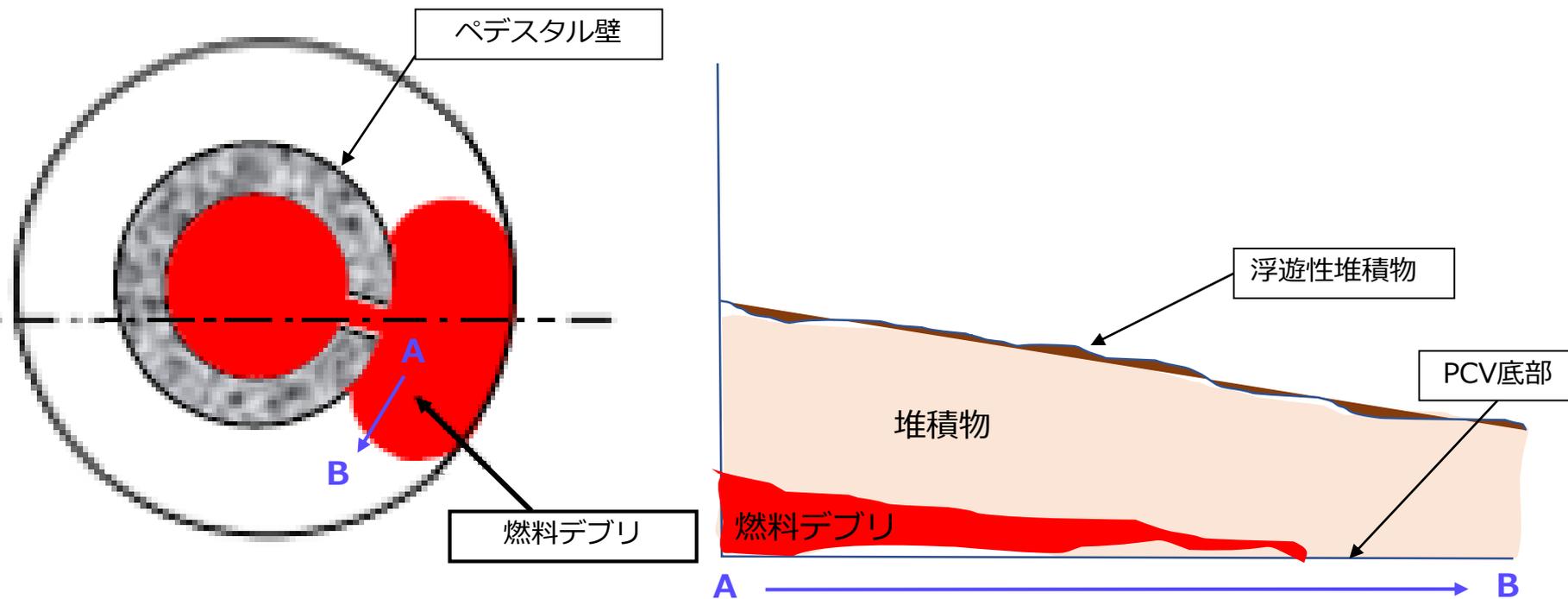
試料名	放射能濃度 [Bq/試料]					
	¹⁵² Eu (約14年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)	¹⁵⁵ Eu (約4.8年)	²³⁴ U (約2.5 × 10 ⁵ 年)	²³⁵ U (約7.0 × 10 ⁸ 年)	²³⁶ U (約2.3 × 10 ⁷ 年)
1号機格納容器堆積物	<5 × 10 ¹	(3.8 ± 0.1) × 10 ³	(1.7 ± 0.1) × 10 ³	(1.6 ± 0.2) × 10 ⁰	(3.2 ± 0.1) × 10 ⁻²	(2.5 ± 0.1) × 10 ⁻¹

（出展：技術研究組合国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構_平成31年4月25日「廃棄物試料の分析結果（1～3号機原子炉建屋内瓦礫）」）

8. ROV-D評価結果に対する考察

(3)中性子測定, γ 線スペクトル測定を実施する場合の想定条件

- シビアアクシデントに関する過去の知見から、燃料デブリはペDESTAL開口部前面周辺の限定された領域にのみ存在すると想定
(出展：技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 一般財団法人 エネルギー総合工学研究所「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）平成29年度成果報告」)
- 2017年に実施したB2調査結果等をふまえ、燃料デブリは堆積物の下に比較的薄く広がっていると想定し、測定点直下における燃料デブリの有無を判断することを目的とした



燃料デブリと堆積物のイメージ

8. ROV-D評価結果に対する考察

(4)ROV-A2による中性子束測定結果

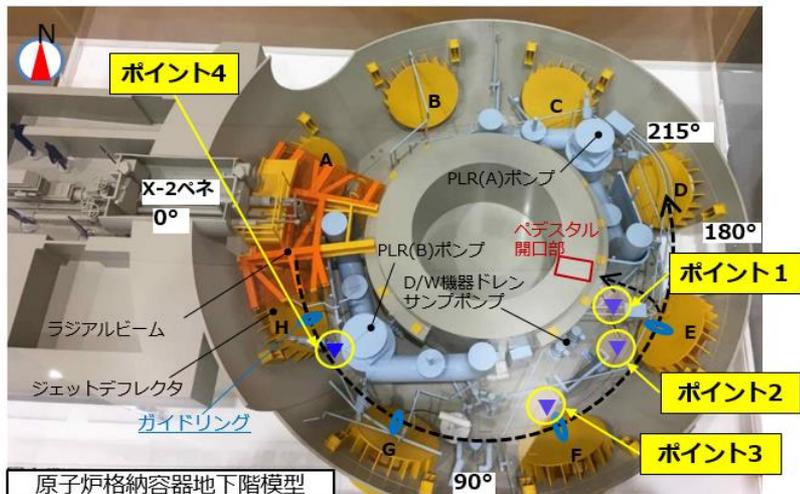
- ペDESTAL開口部からの距離・堆積物厚さと中性子測定値に相関があることを示唆
- 「燃料デブリはペDESTAL開口部前面周辺の限定された領域にのみ存在する」との当初想定と異なり，堆積物全体が燃料デブリである可能性が浮上→ROV-D調査で修正

(出展：2022年5月26日_廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議「1号機 PCV内部調査の状況について」)

4. 調査実績

中性子束測定結果 (5月20日,21日調査分)

- 今回測定したポイント全てにおいて熱中性子束を確認
- ペDESTAL開口部付近で熱中性子束が多く確認されていることから，燃料デブリ由来と推定
- 引き続き，後続号機であるROV-C (堆積物厚さ測定) において堆積物の高さと同さを確認した上で，ROV-D (燃料デブリ検知) において，堆積物への燃料デブリ含有状況を調査する予定



- 熱中性子束は単位時間に単位体積内を熱中性子が走行する距離の総和
- 測定は1箇所あたり60分間
- 測定結果は60分間のカウント数から評価した熱中性子束にて示す

<参考> ROV-A2に搭載のB10検出器による燃料集合体測定結果@NFD

■測定方法

- ・燃料軸方向の中心部に設置
- ・燃料最寄位置を含め3つの位置で測定 (線量率：14.4, 6.5, 1.5 Gy/h)
- ・測定時間：3分

線量率	検出器-検出器距離	熱中性子束評価値*
14.4 Gy/h	約16 cm	8.8×10^1 /cm ² /s
6.5 Gy/h	約33 cm	1.1×10^1 /cm ² /s
1.5 Gy/h	約78 cm	0 /cm ² /s

測定位置	ポイント1	ポイント2	ポイント3	ポイント4
熱中性子束 [/cm ² / s]	48.0	29.1	50.2	681.8

8. ROV-D評価結果に対する考察

(5)ROV-Dの調査結果

- 測定点を8点まで増やしたROV-Dの測定結果により、測定点数の少なかったROV-A2による測定結果を用いた燃料デブリ分布の想定を修正
 - 調査ポイント7点において、同程度の熱中性子束及びEu-154を検出
 - 熱中性子束及びγ線核種分析の数値は、ペDESTAL開口部からの距離と堆積物の厚さとの相関は確認されなかった
- 燃料デブリ由来の物質が調査範囲に広く存在しているとの推定は変更なし
- 測定値が同程度であったことを踏まえると、燃料デブリ由来の物質は堆積物の表面付近に存在し、例えば、以下の2ケースの様な様相となっている可能性が考えられるが、現段階では、得られている知見は限定的であるため、様々な可能性について幅広く検討していく必要がある
- 燃料デブリの存在状況については、表層に存在し、過去のサンプル分析により存在が分かっているウラン含有粒子（Eu-154及び中性子源であるCm244）による測定値の寄与を評価することが必要

【ケース1】

堆積物の表面に薄く
燃料デブリ由来の物質がある場合

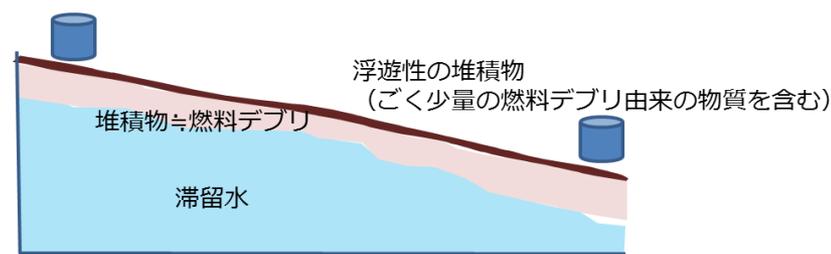


中性子計測機が堆積物の影響を受けな
いため、どこでも同程度の測定結果と
なる

【ケース2】

堆積物の下に滞留水がある場合

: 中性子計測機

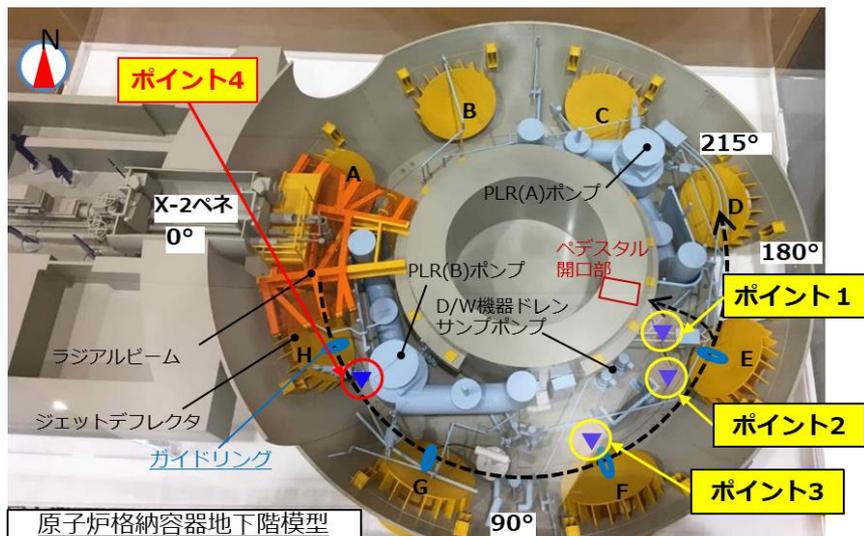


浮遊性の堆積物と堆積物の双方の影響を
受けることとなるが、どこでも同程度の
測定結果となる

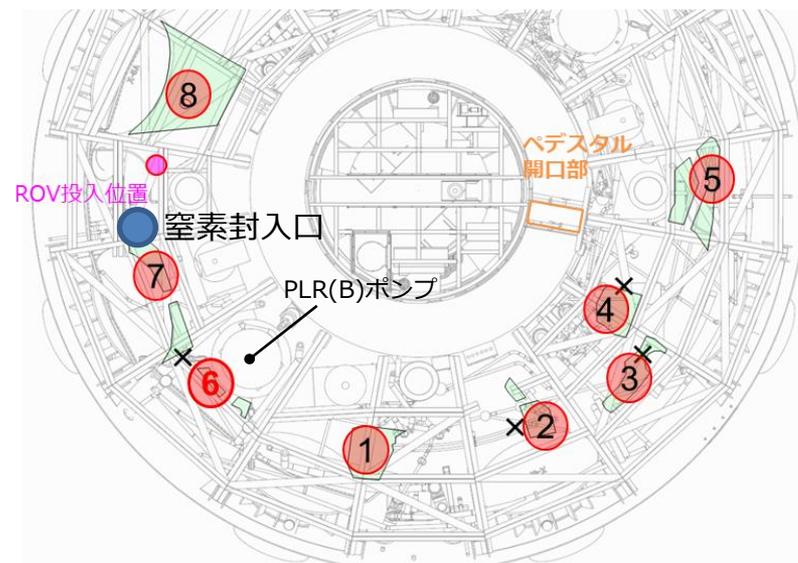
8. ROV-D評価結果に対する考察

(6)局所的に測定値が小さかった調査ポイントについて

- 測定値が小さかった調査ポイント⑥は，ROV-A2調査でのポイント④と同じ領域
- 以下に挙げる調査ポイント⑥周辺の特徴を踏まえて，今後も継続検討する。
 - 事故後の水素爆発防止のために使用された窒素封入口があり，その攪拌による影響
 - PCV内部調査前段作業であるアクセスルート構築作業時のAWJによる水流の影響
 - 他の調査ポイントと比較し，位置的にPCVシェル付近であることから，①PCVシェルを伝って上部から落下した物質による影響，②PCV外に近いことで，線源が相対的に小さくなることによる影響
 - ベント管からの気体流入による影響(ROV-A2調査時(2022年3月)にベント管Fにて気体流入を確認)
 - 主蒸気逃し安全弁 (SRV) 設定圧最小の排気管がベント管Gにあることの影響



ROV-A2の調査ポイント



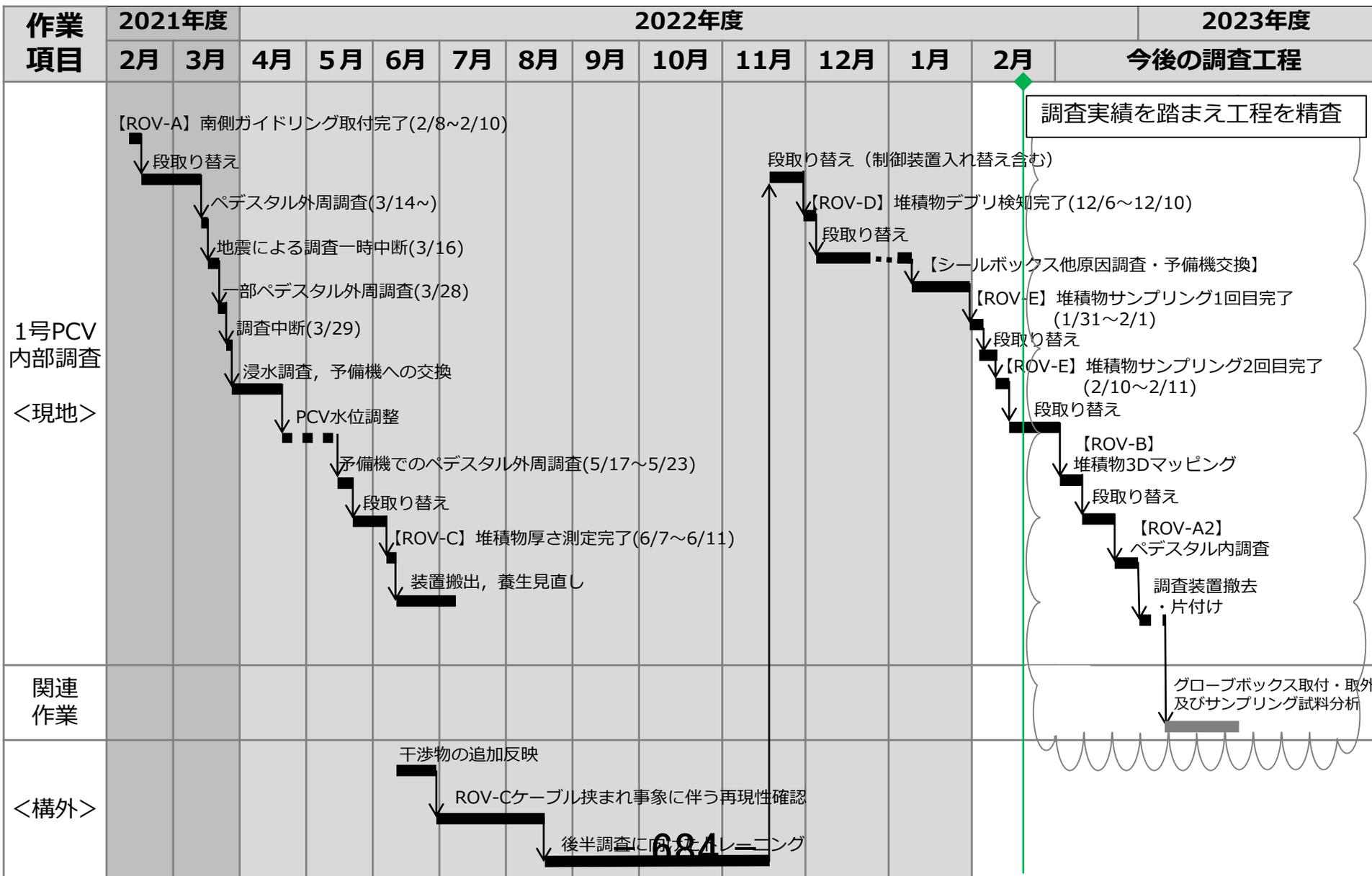
ROV-Dの調査ポイント

測定位置	ポイント1	ポイント2	ポイント3	ポイント4
熱中性子束 [$\gamma/\text{cm}^2/\text{s}$]	48.0	29.1	50.2	5.8

683 熱中性子束 (nv)

測定位置	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
熱中性子束 (nv)	35.4	63.1	34.2	58.9	42.2	4.0	44.3	37.9

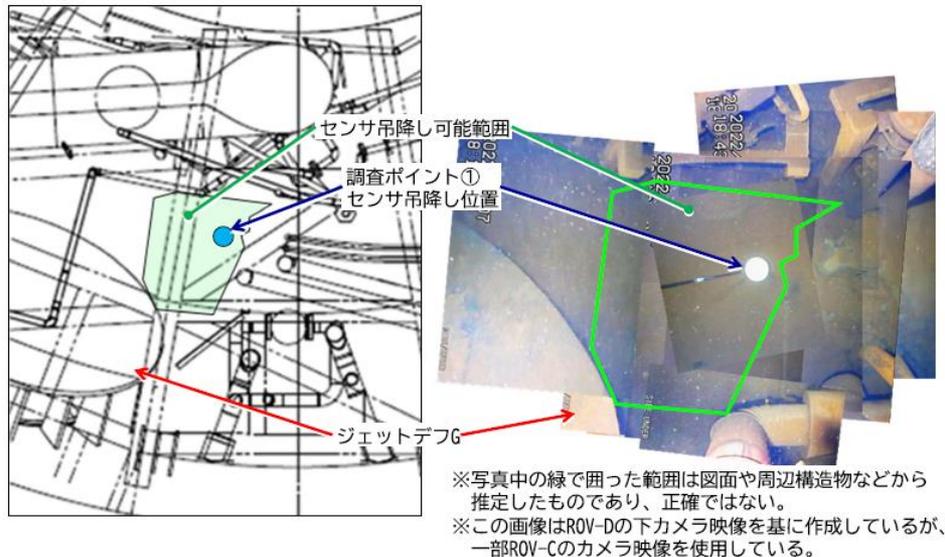
9. 1号機PCV内部調査全体工程



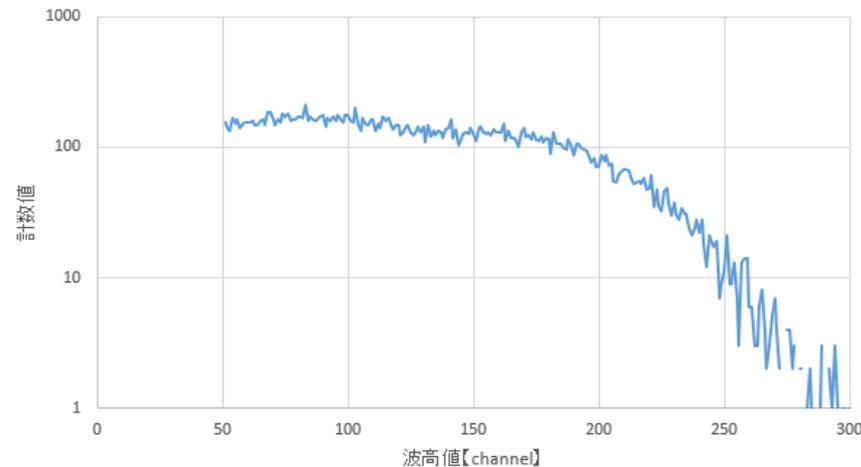
(注) 各作業の実施時期については計画であり、現場作業の進捗状況によって時期は変更の可能性あり。

(参考) ROV-D (堆積物デブリ検知) 周辺状況,取得データ 調査ポイント①

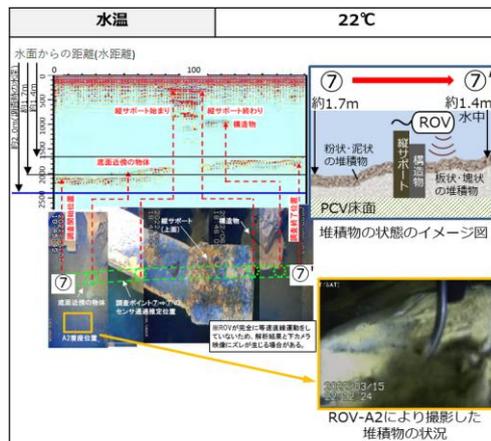
外観



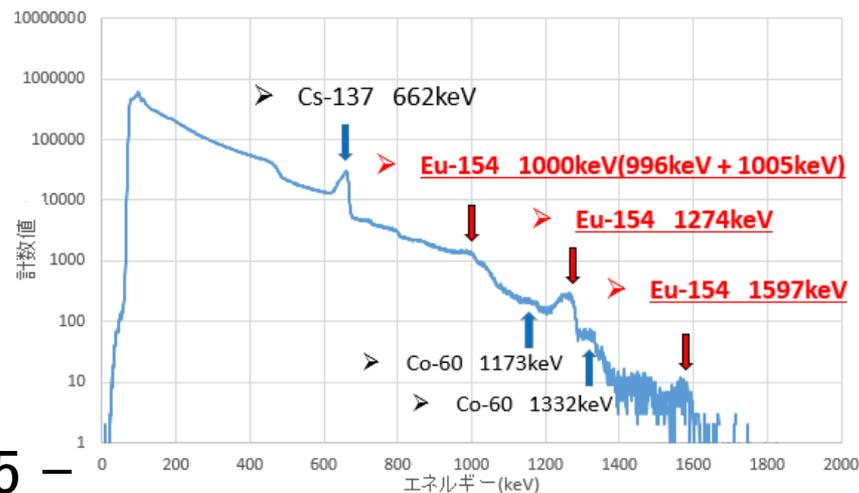
中性子波高値スペクトル



堆積物厚さ：約0.3~0.6m (ROV-C調査ポイント⑦-⑦'から参照)

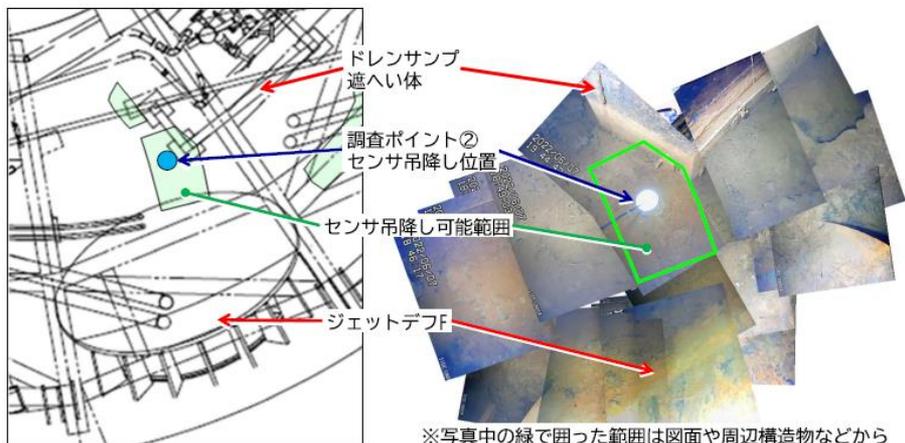


γ線エネルギースペクトル



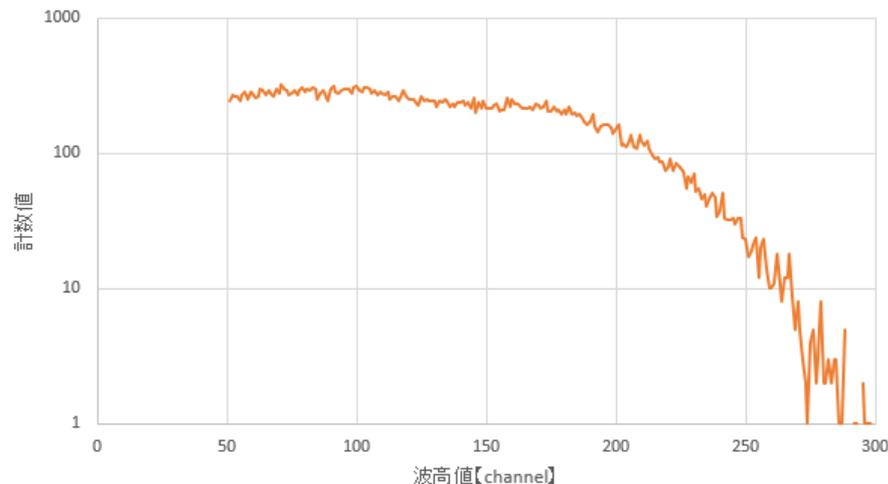
(参考) ROV-D (堆積物デブリ検知) 周辺状況, 取得データ 調査ポイント②

外観



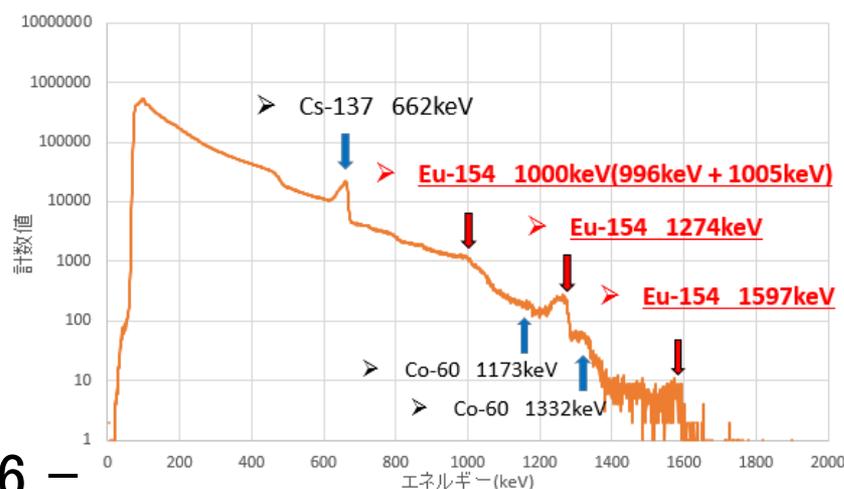
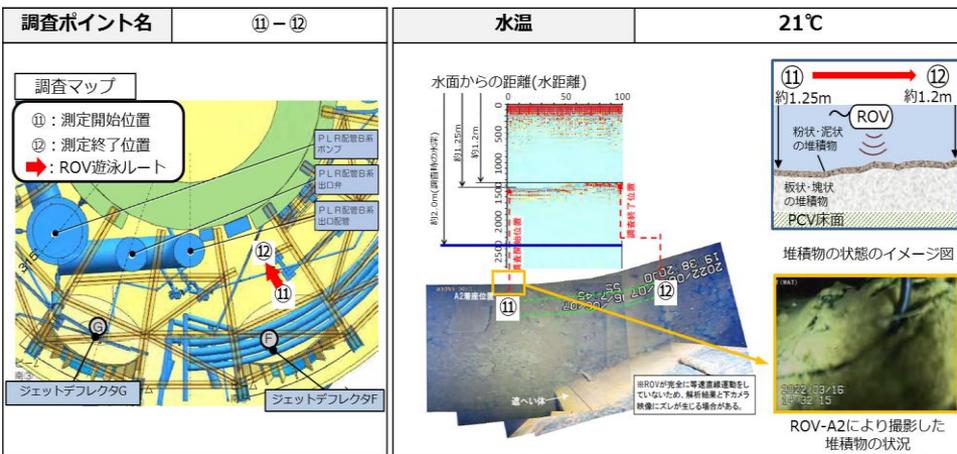
※写真中の緑で囲った範囲は図面や周辺構造物などから推定したものであり、正確ではない。
 ※この画像はROV-Dの下カメラ映像を基に作成しているが、一部ROV-Cのカメラ映像を使用している。

中性子波高値スペクトル



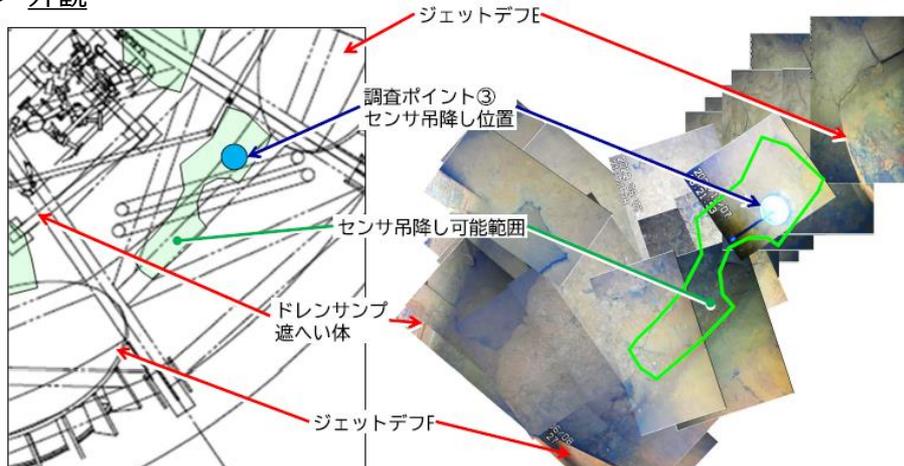
堆積物厚さ: 約0.75~0.8m (ROV-C調査ポイント⑪-⑫から参照)

γ線エネルギースペクトル



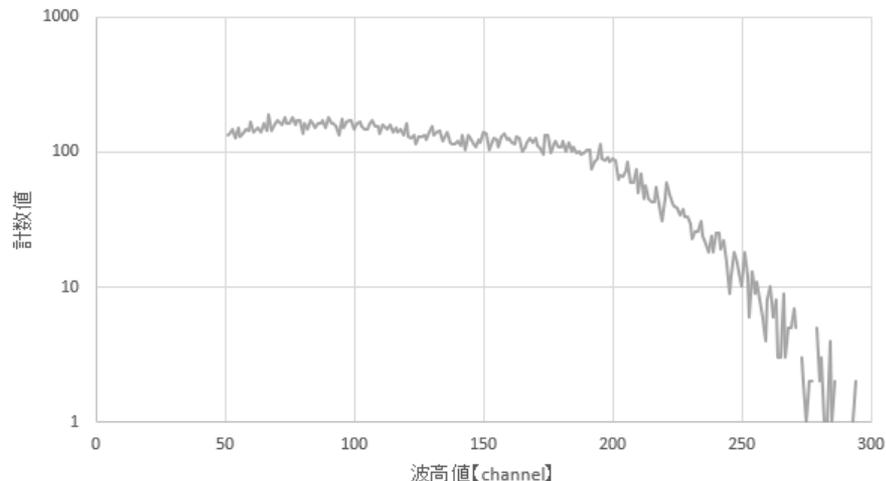
(参考) ROV-D (堆積物デブリ検知) 周辺状況,取得データ 調査ポイント③

外観



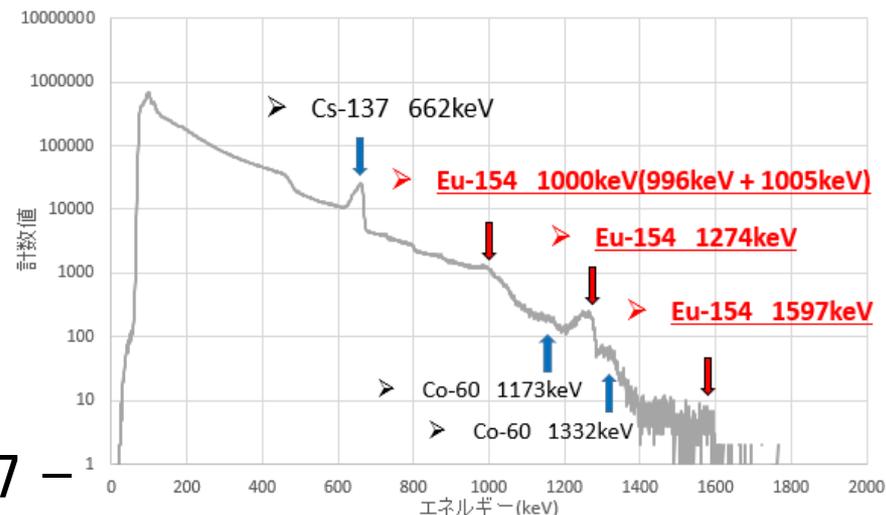
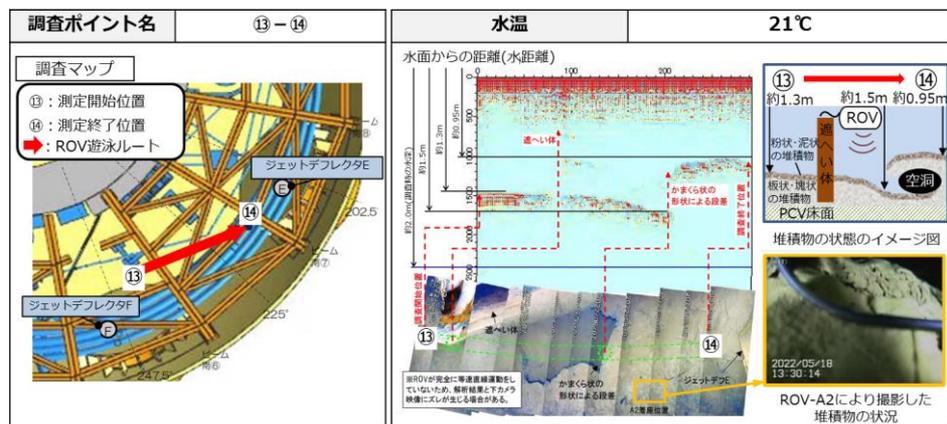
※写真中の緑で囲った範囲は図面や周辺構造物などから推定したものであり、正確ではない。
 ※この画像はROV-Dの下カメラ映像を基に作成しているが、一部ROV-Cのカメラ映像を使用している。

中性子波高値スペクトル



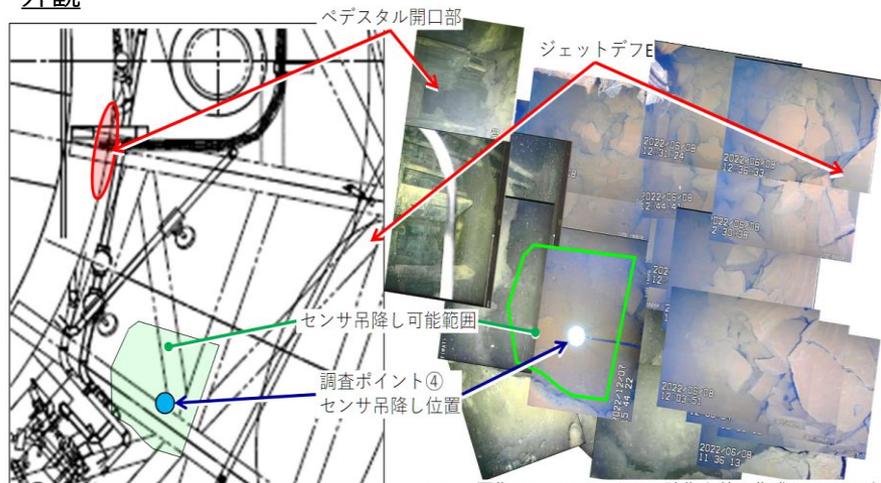
堆積物厚さ：約0.5~1.05m (ROV-C調査ポイント⑬-⑭から参照)

γ線エネルギースペクトル



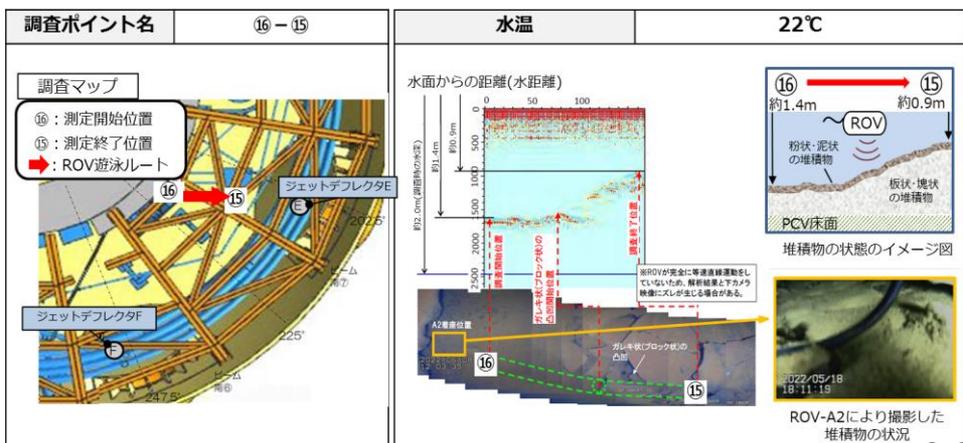
(参考) ROV-D (堆積物デブリ検知) 周辺状況,取得データ 調査ポイント④

外観

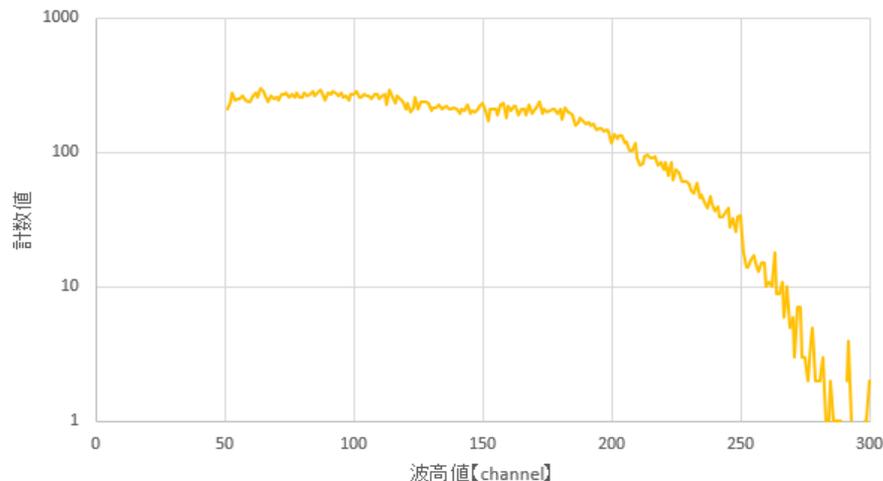


※この画像はROV-Dの下カメラ映像を基に作成しているが、一部ROV-A2、Cのカメラ映像を使用している。

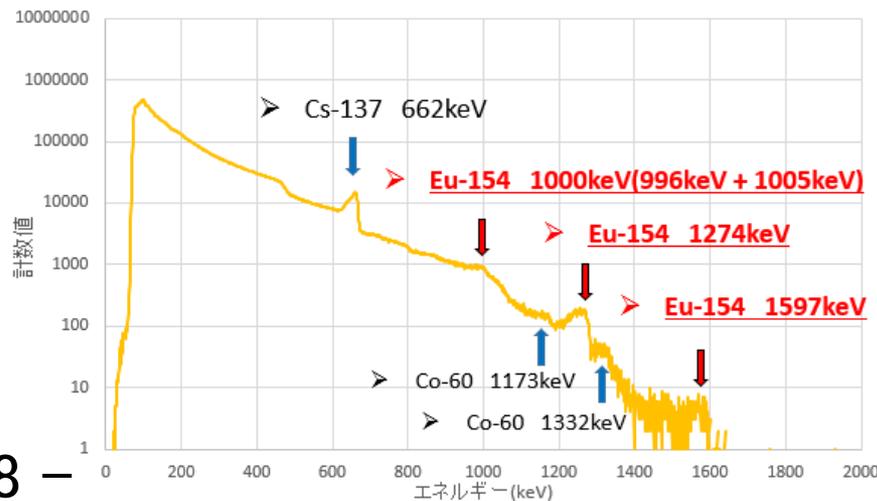
堆積物厚さ：約0.6~1.1m (ROV-C調査ポイント⑩-⑪から参照)



中性子波高値スペクトル

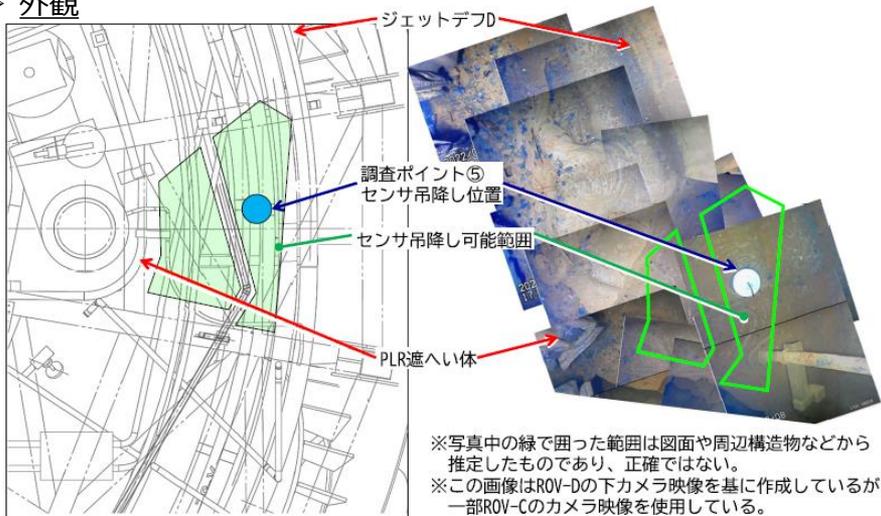


γ線エネルギースペクトル

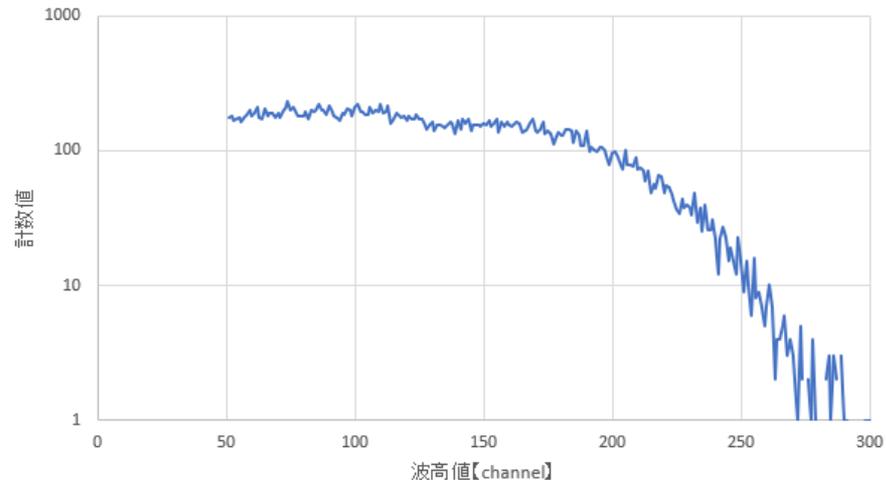


(参考) ROV-D (堆積物デブリ検知) 周辺状況,取得データ 調査ポイント⑤

外観

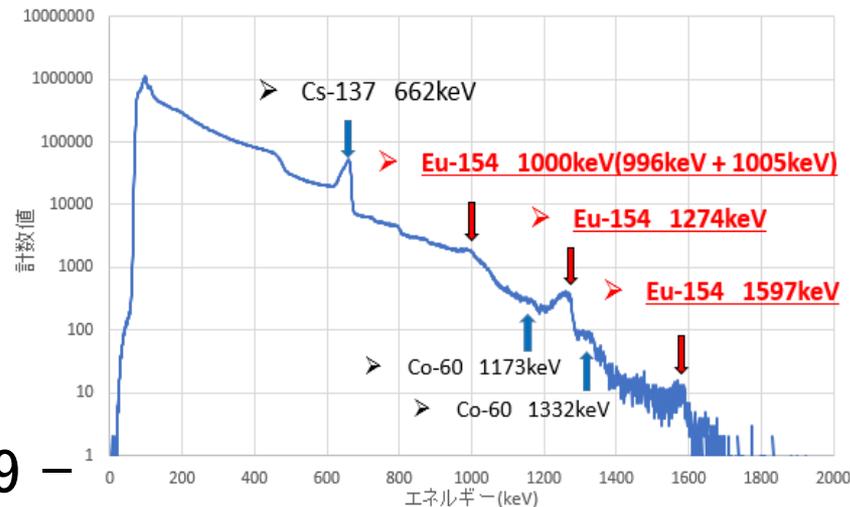
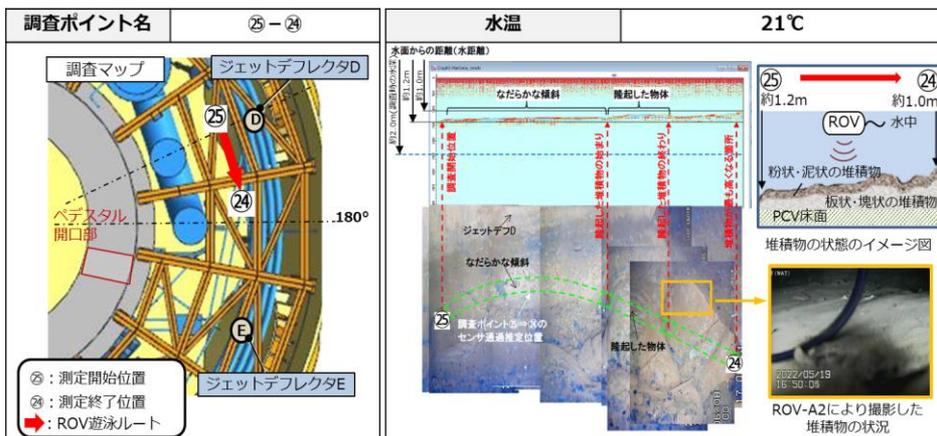


中性子波高値スペクトル



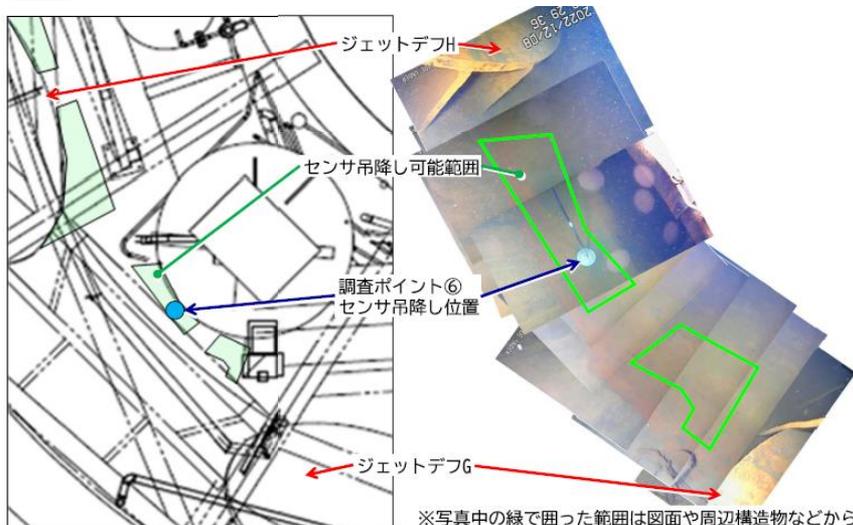
堆積物厚さ：約0.8~1.0m (ROV-C調査ポイント②⑤-④から参照)

γ線エネルギースペクトル



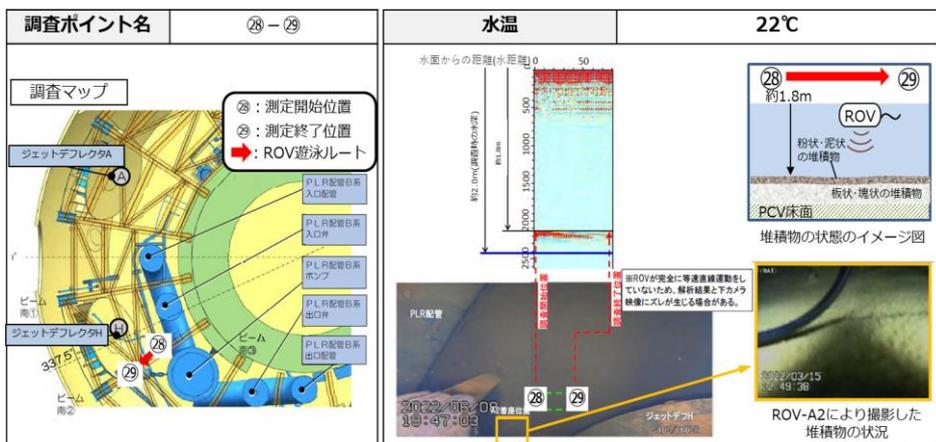
(参考) ROV-D (堆積物デブリ検知) 周辺状況,取得データ 調査ポイント⑥

外観

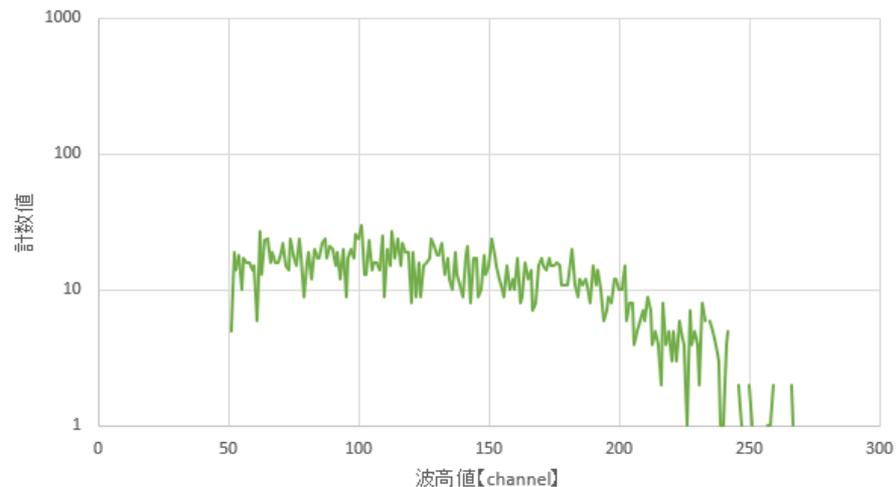


※写真中の緑で囲った範囲は図面や周辺構造物などから推定したものであり、正確ではない。
 ※この画像はROV-Dの下カメラ映像を基に作成している。

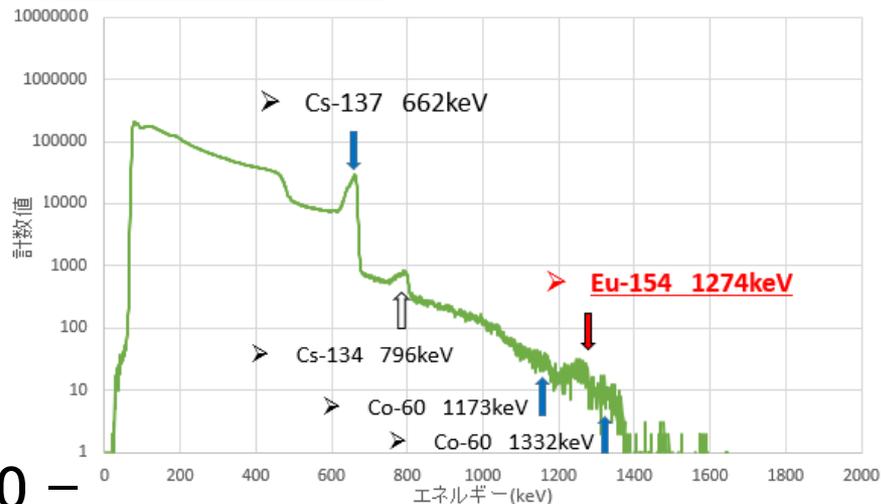
堆積物厚さ: 約0.2m (ROV-C調査ポイント⑳-㉑から参照)



中性子波高値スペクトル

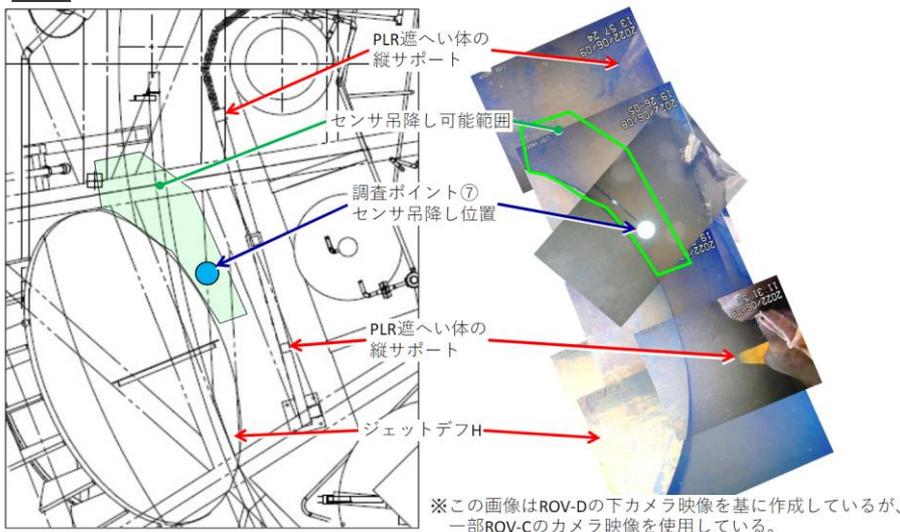


γ線エネルギースペクトル

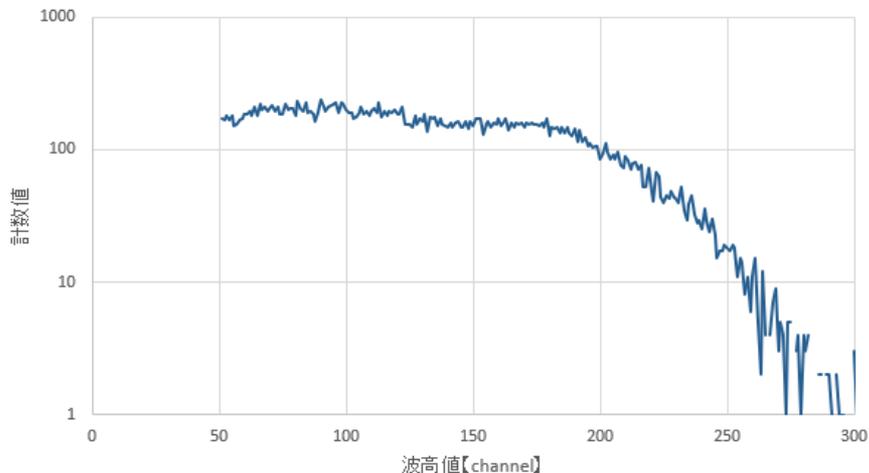


(参考) ROV-D (堆積物デブリ検知) 周辺状況,取得データ 調査ポイント⑦

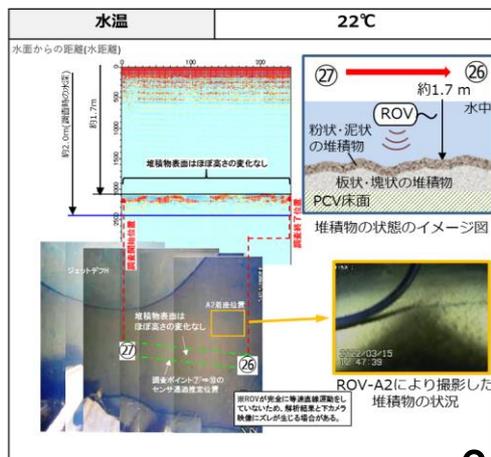
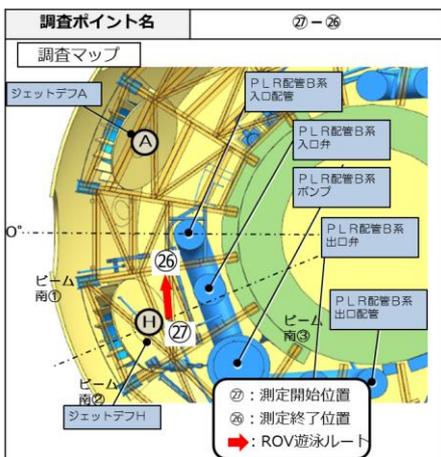
外観



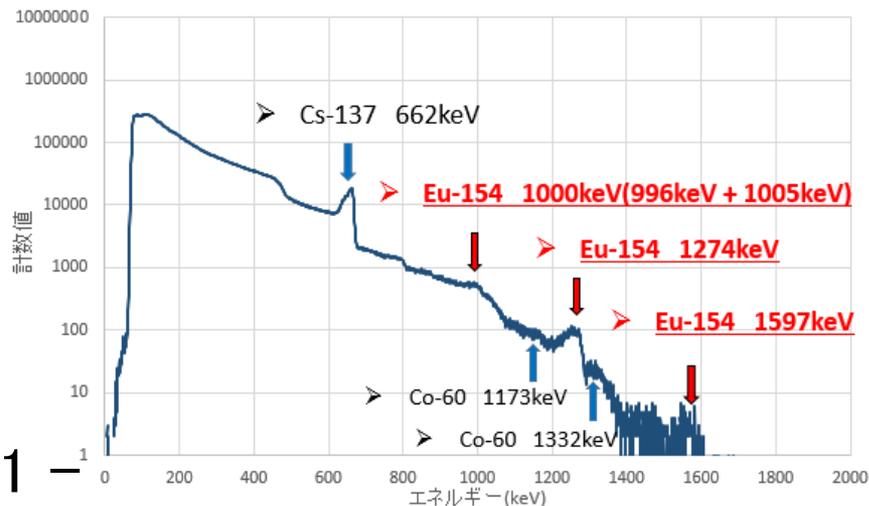
中性子波高値スペクトル



堆積物厚さ: 約0.3m (ROV-C調査ポイント②⑦-②⑥から参照)

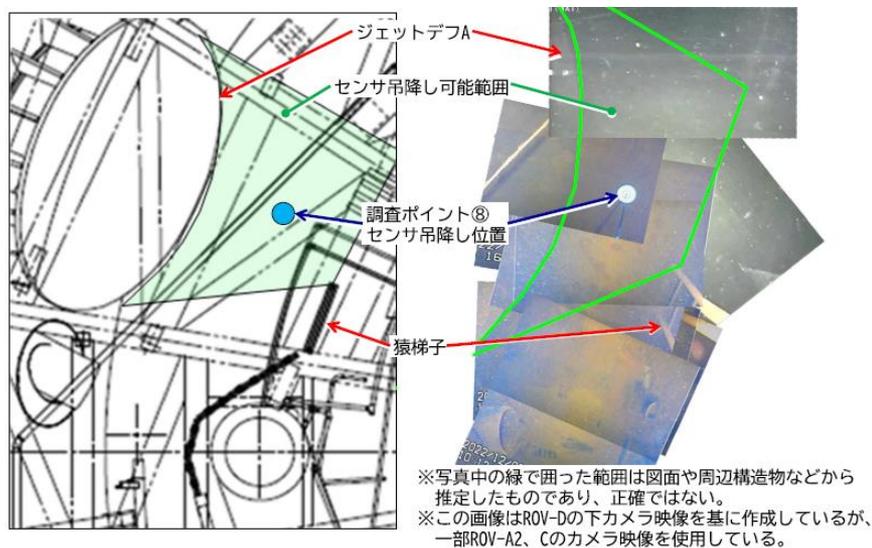


γ線エネルギースペクトル



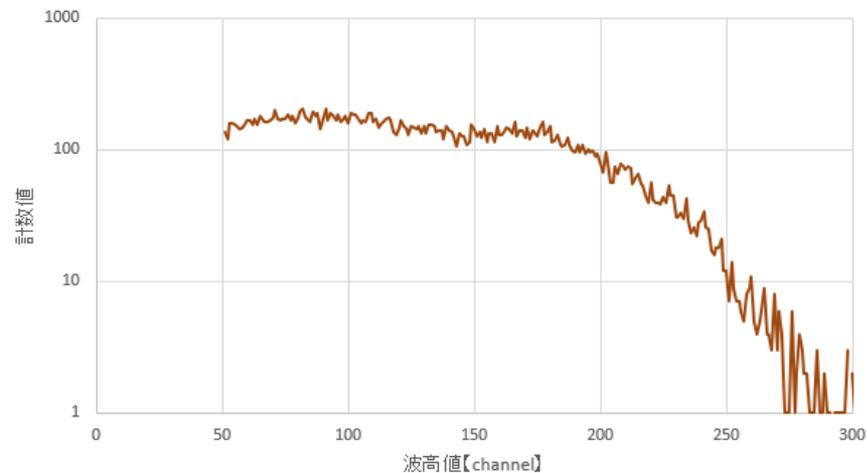
(参考) ROV-D (堆積物デブリ検知) 周辺状況,取得データ 調査ポイント⑧

外観

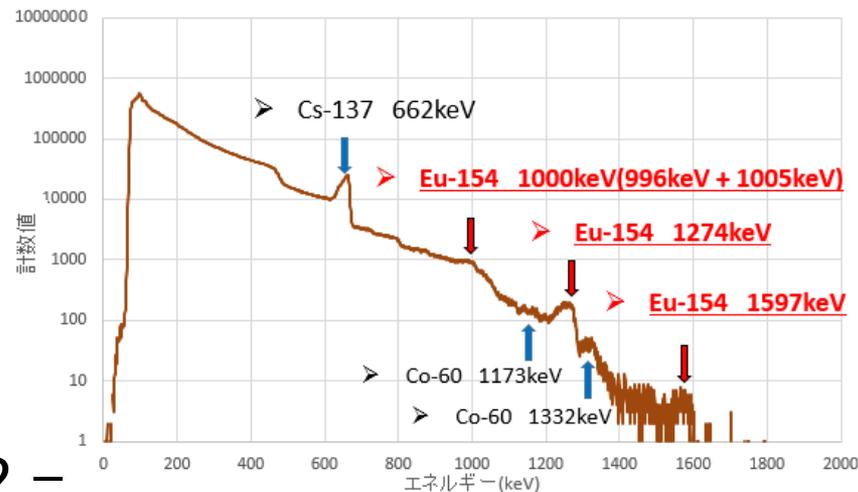


➤ 堆積物厚さ：ROV-C調査範囲外のため情報無し

中性子波高値スペクトル



γ線エネルギースペクトル



(参考) ROV-D (堆積物デブリ検知) γ 線核種分析結果(2/2)

測定位置			①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
合計カウント数			81,966,208	72,204,278	75,660,331	57,921,013	122,056,952	41,810,536	51,024,138	71,889,817
Cs-137	662 (keV)	ネットカウント数 ※1	6.08E+5	4.17E+5	5.27E+5	2.77E+5	1.09E+6	7.11E+5	4.09E+5	5.36E+5
Eu-154	1000(996+1005) (keV) ※2	ネットカウント数	1.11E+4	7.91E+3	9.26E+3	6.77E+3	1.35E+4	2.11E+2	4.01E+3	7.00E+3
	1274 (keV)	ネットカウント数	8.41E+3	7.17E+3	7.02E+3	5.47E+3	1.15E+4	4.08E+2	2.88E+3	5.93E+3
	1597 (keV)	ネットカウント数	1.99E+2	2.06E+2	1.16E+2	1.50E+2	2.32E+2	2.43E+1	8.02E+1	1.49E+2

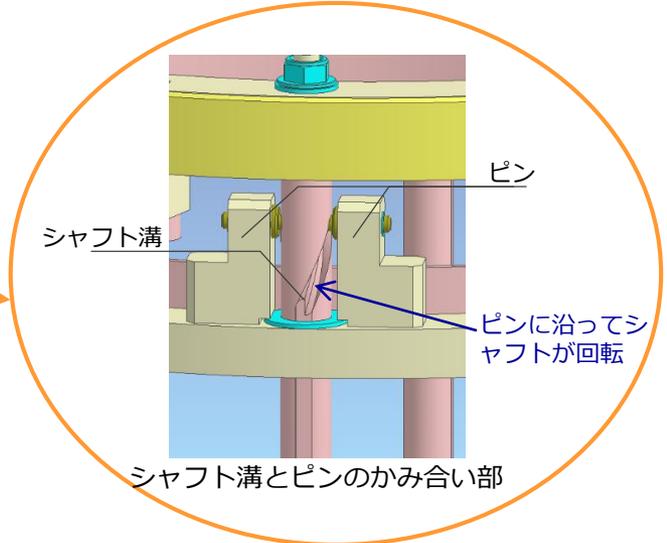
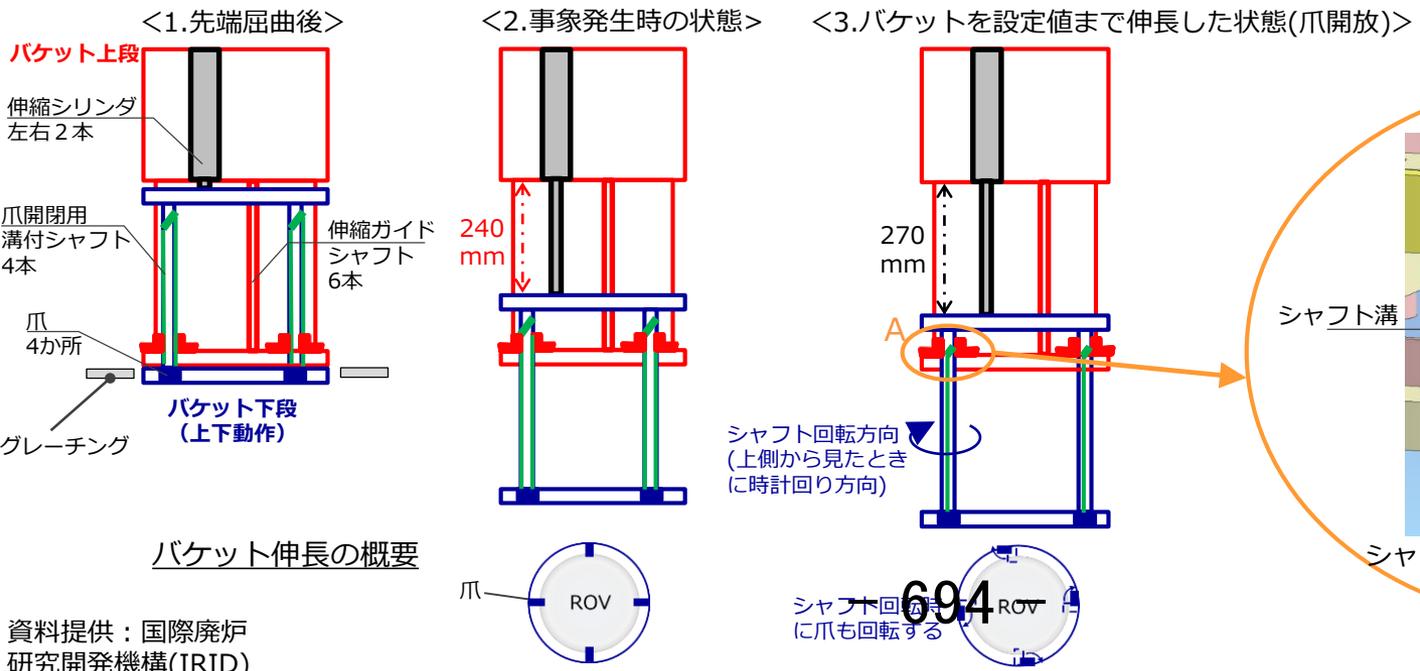
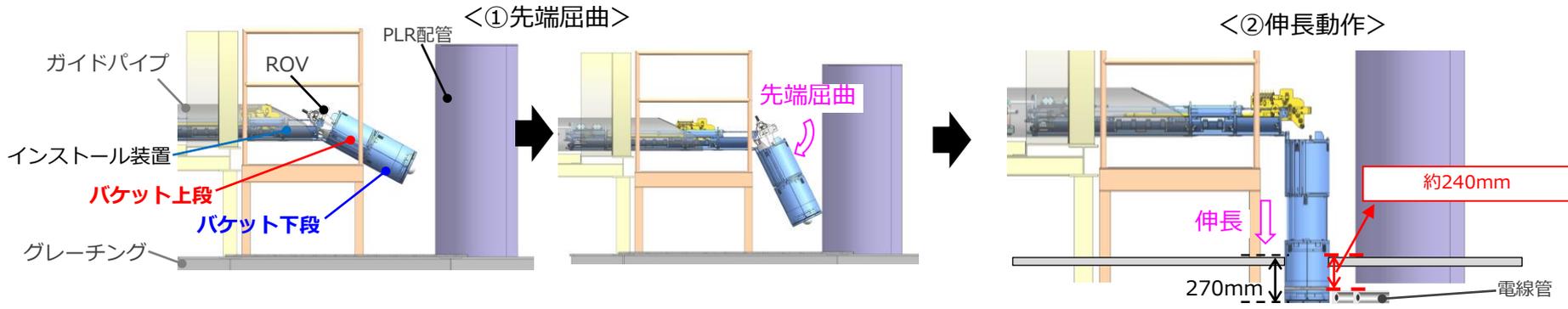
計測器：CdTe半導体検出器

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

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

(参考) トラブルの概要

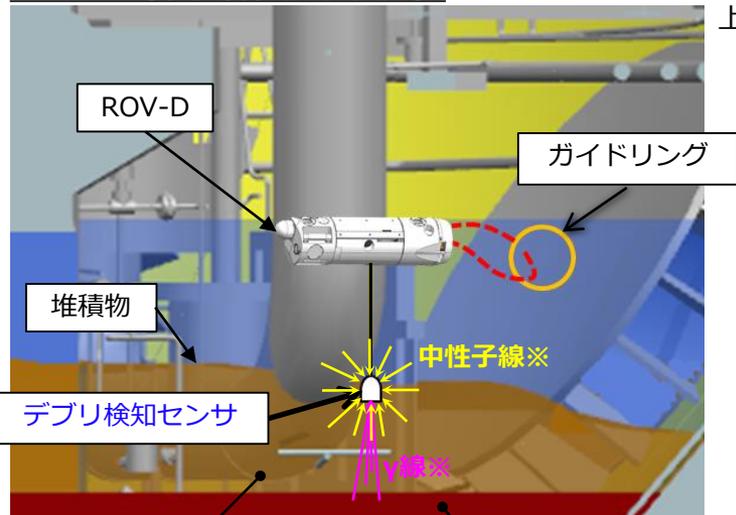
- ROVのインストールについては、インストール装置を用いて行い、ROVをガイドパイプを経由してPCV内部まで運んだ後、バケット部の先端屈曲および伸長動作を行う操作である
- 通常はバケット部の伸長動作時に設定値（270mm）まで伸ばすことで爪が開放され、ROVの吊り降ろしが可能となるが、240mmまでしか伸長動作しなかったもの ※先端屈曲と伸長動作は水圧駆動による



A部詳細

(参考) 各ROVの調査イメージ

ROV-D (堆積物デブリ検知)



デブリ検知センサを堆積物上に吊り降ろし計測を実施



センサ吊り降ろし中



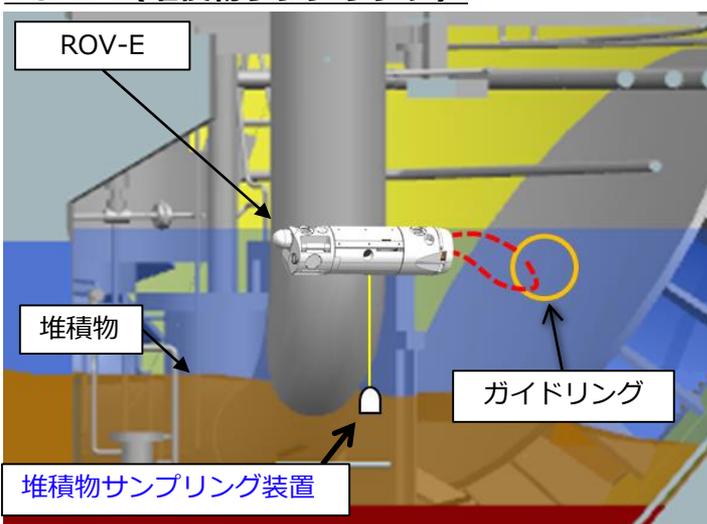
センサ吊り降ろし後

一定程度の厚さがある粉状・泥状等の堆積物イメージ

密度の高い堆積物(板状・塊状の堆積物)イメージ

※ γ線および中性子線の示す範囲はあくまでもイメージです

ROV-E (堆積物サンプリング)



サンプリング装置を堆積物上に吊り降ろし吸引を実施

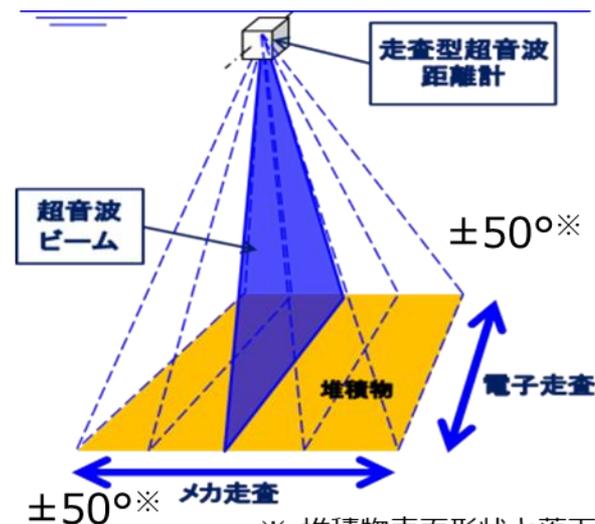
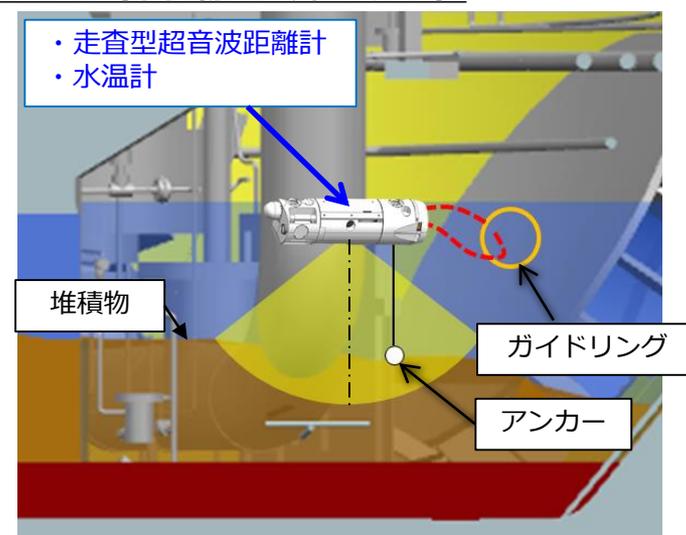


装置吊り降ろし中



装置吊り降ろし後

ROV-B (堆積物3Dマッピング)

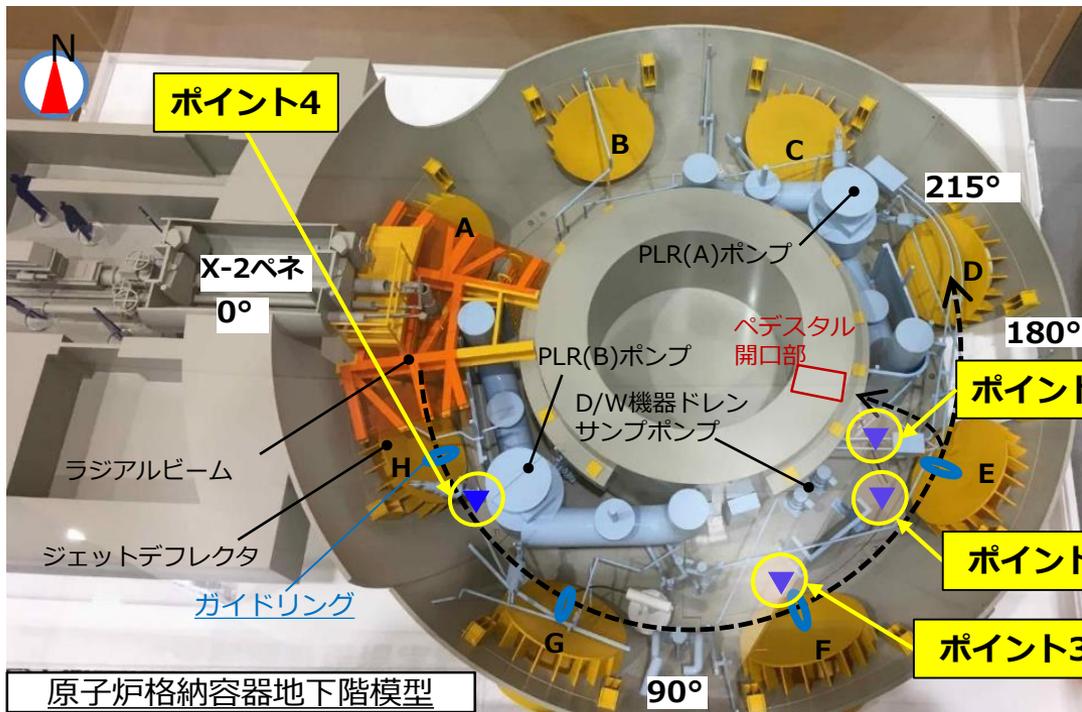


※: 堆積物表面形状と落下物高さ測定が可能な入射角

(参考) 調査実績

中性子束測定結果 (5月20日,21日調査分)

- 今回測定したポイント全てにおいて熱中性子束を確認
- ペDESTAL開口部付近で熱中性子束が多く確認されていることから、燃料デブリ由来と推定
- 引き続き、後続号機であるROV-C (堆積物厚さ測定) において堆積物の高さや厚さを確認した上で、ROV-D (燃料デブリ検知) において、堆積物への燃料デブリ含有状況を調査する予定

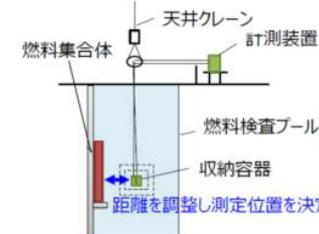


- 熱中性子束は単位時間に単位体積内を熱中性子が走行する距離の総和
- 測定は1箇所あたり60分間
- 測定結果は60分間のカウント数から評価した熱中性子束にて示す

<参考> ROV-A2に搭載のB10検出器による燃料集合体測定結果@NFD

測定方法

- ・燃料軸方向の中心部に設置
- ・燃料最寄位置を含め3つの位置で測定 (線量率: 14.4, 6.5, 1.5 Gy/h)
- ・測定時間: 3分

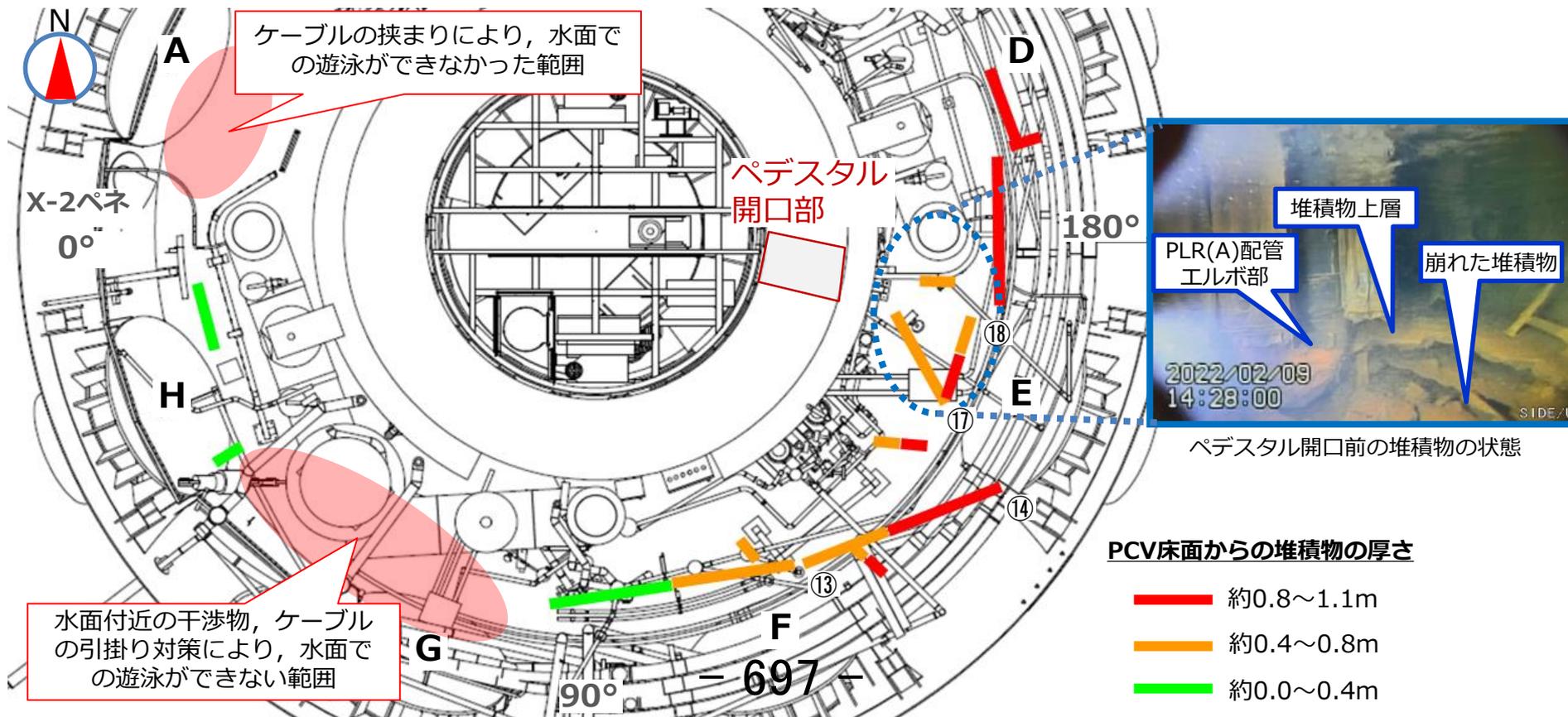


線量率	線源-検出器距離	熱中性子束評価値※
14.4 Gy/h	約16 cm	8.8×10^1 /cm ² /s
6.5 Gy/h	約33 cm	1.1×10^1 /cm ² /s
1.5 Gy/h	約78 cm	0 /cm ² /s

測定位置	ポイント1	ポイント2	ポイント3	ポイント4
熱中性子束 [/cm ² / s]	48.0	29.1	50.2	696 -5.8

(参考) ROV-Cによる堆積物厚さ測定結果まとめ(全13箇所)

- 超音波測定データ及びROV-C・A2の調査時の映像から、粉状・泥状の堆積物は想定より薄いと評価。また、堆積物（粉状・泥状および板状・塊状の堆積物含む）内部の状態（空洞の存在等）については、今回の調査結果からは評価不可
- PCV底部からの堆積物厚さについては、ペDESTAL開口部付近が比較的高く、ROV投入位置であるX-2ペネ付近に近づくにつれて徐々に低くなっていることを確認
- ペDESTAL開口部前の堆積物が一部低くなっている(下図、青点線囲い部)が、調査映像より堆積物が崩れているためと推定。



※PCV床面からの堆積物の高さは水位2.0mを基準として算出

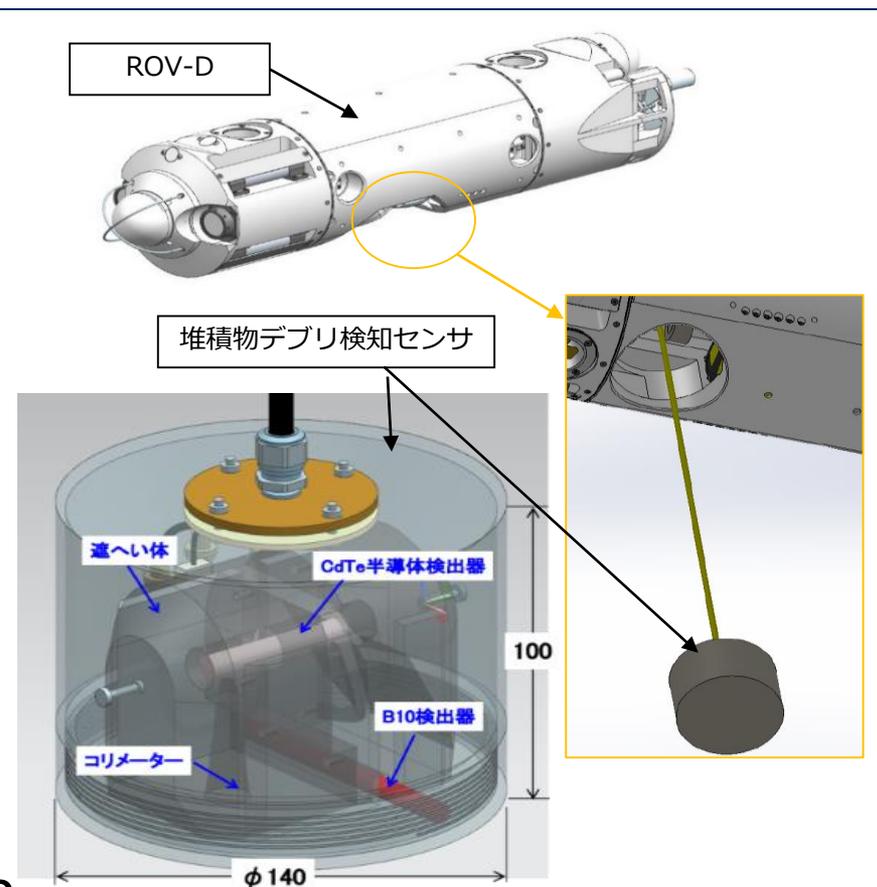
資料提供：国際廃炉研究開発機構（IRID） 27

(参考) ROV-D (堆積物デブリ検知) におけるγ線の核種分析について

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

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

各γ核種における燃料由来の物質検知性

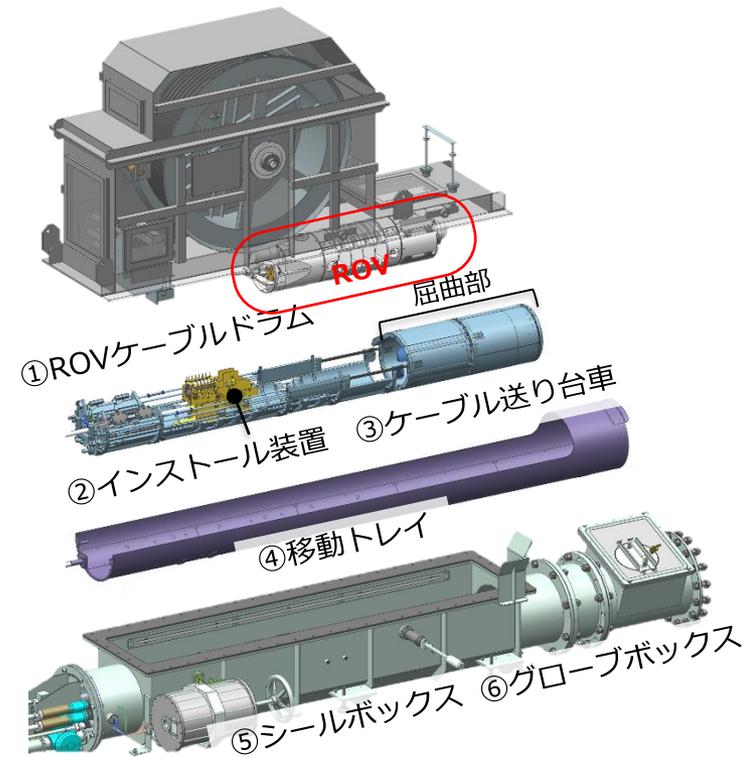
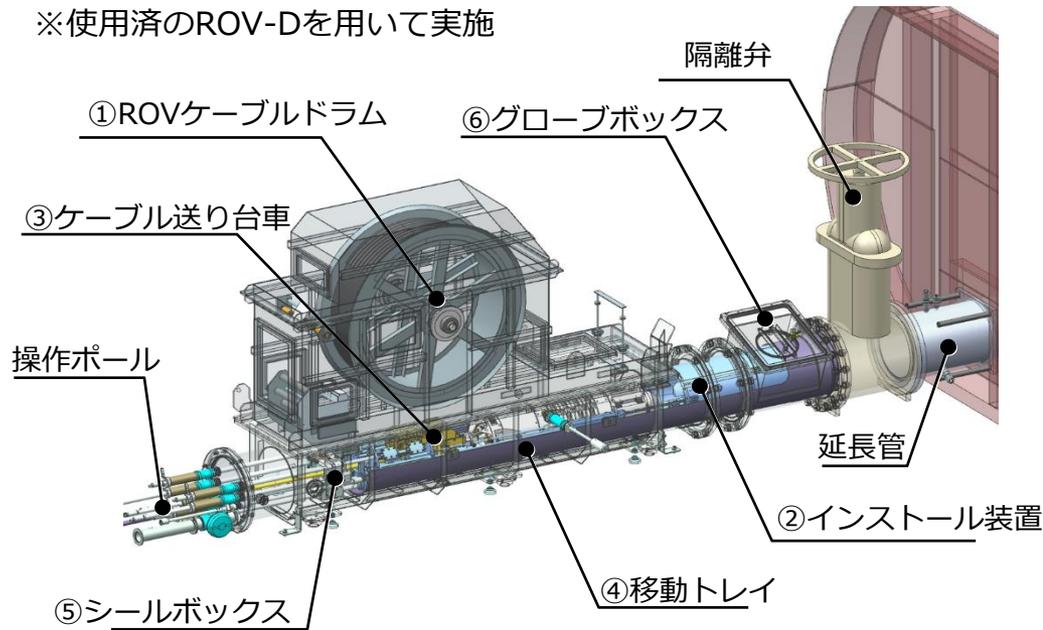


ROV-Dの装置構成

(参考) 調査装置詳細 シールボックス他装置

- 予備機シールボックス等の搬入・交換
- 隔離弁との芯出し
- ガイドパイプとの芯出し※（仮インストール）

※使用済のROV-Dを用いて実施

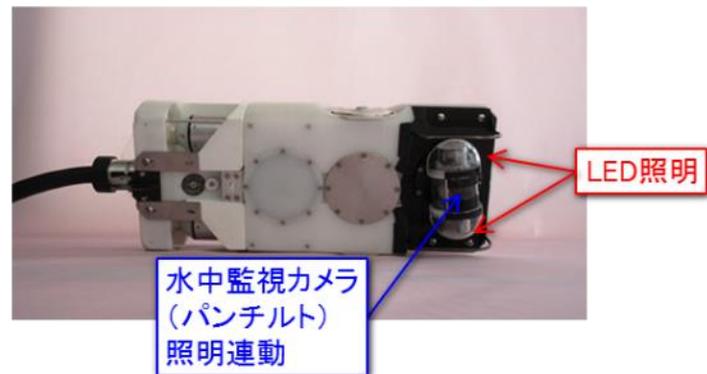
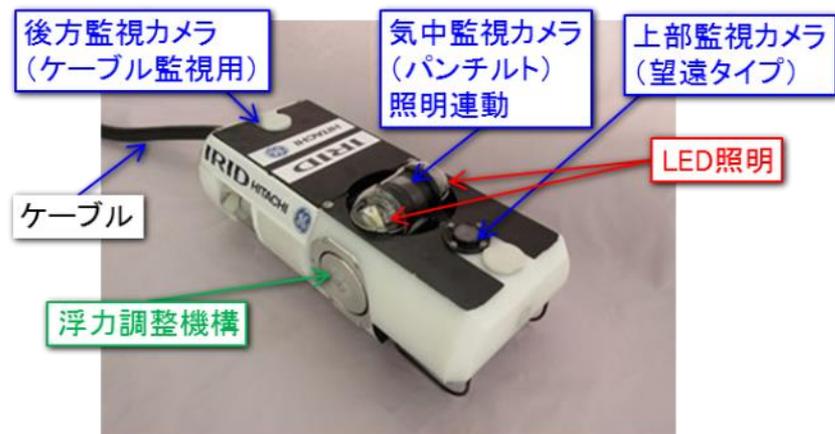
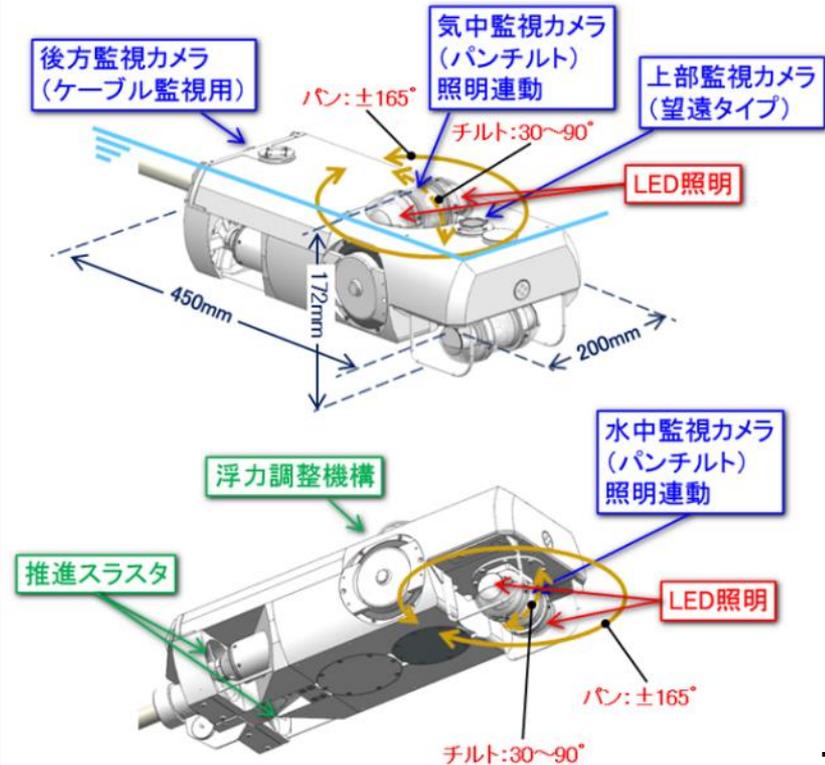


構成機器名称	役割
① ROVケーブルドラム	ROVと一体型でROVケーブルの送り/巻き動作を行う
② インストール装置	ROVをガイドパイプを経由してPCV内部まで運び、屈曲機構によりROV姿勢を鉛直方向に転換させる
③ ケーブル送り台車	ケーブルドラムと連動して、ケーブル介助を行う
④ 移動トレイ	ガイドパイプまでインストール装置を送り込む装置
⑤ シールボックス	ROVケーブルドラムが設置されバウンダリを構成する
⑥ グローブボックス	ケーブル送り装置のセッティングや非常時のケーブル切断

(参考) 調査装置詳細 ROV-A2_詳細目視調査用

調査装置	計測器	実施内容
ROV-A2 詳細目視	ROV保護用（光ファイバー型γ線量計※，改良型小型B10検出器） ※：ペDESTAL外調査用と同じ	地下階の広範囲とペDESTAL内（※）のCRDハウジングの脱落状況などカメラによる目視調査を行う （※アクセスできた場合）
	員数：2台 航続可能時間：約80時間/台 調査のために細かく動くため，柔らかいポリ塩化ビニル製のケーブル(φ23mm)を採用	

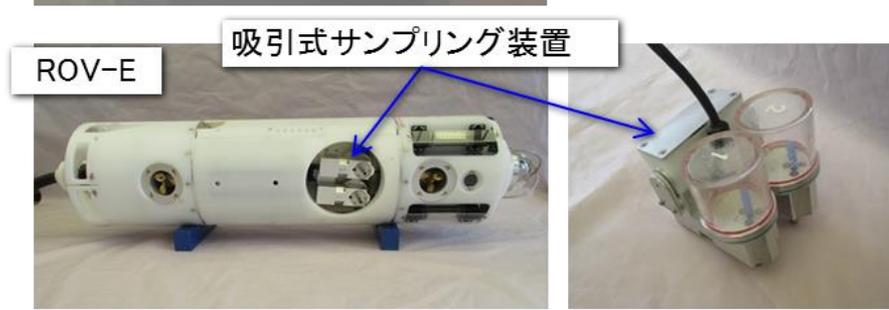
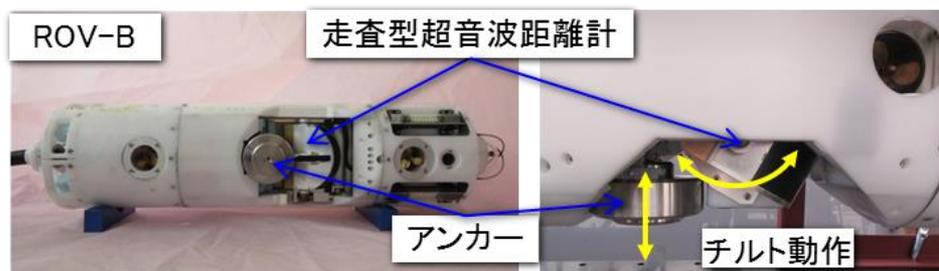
推力：約50N 寸法：直径φ20cm×長さ約45cm



(参考) 調査装置詳細 ROV-B~E_各調査用

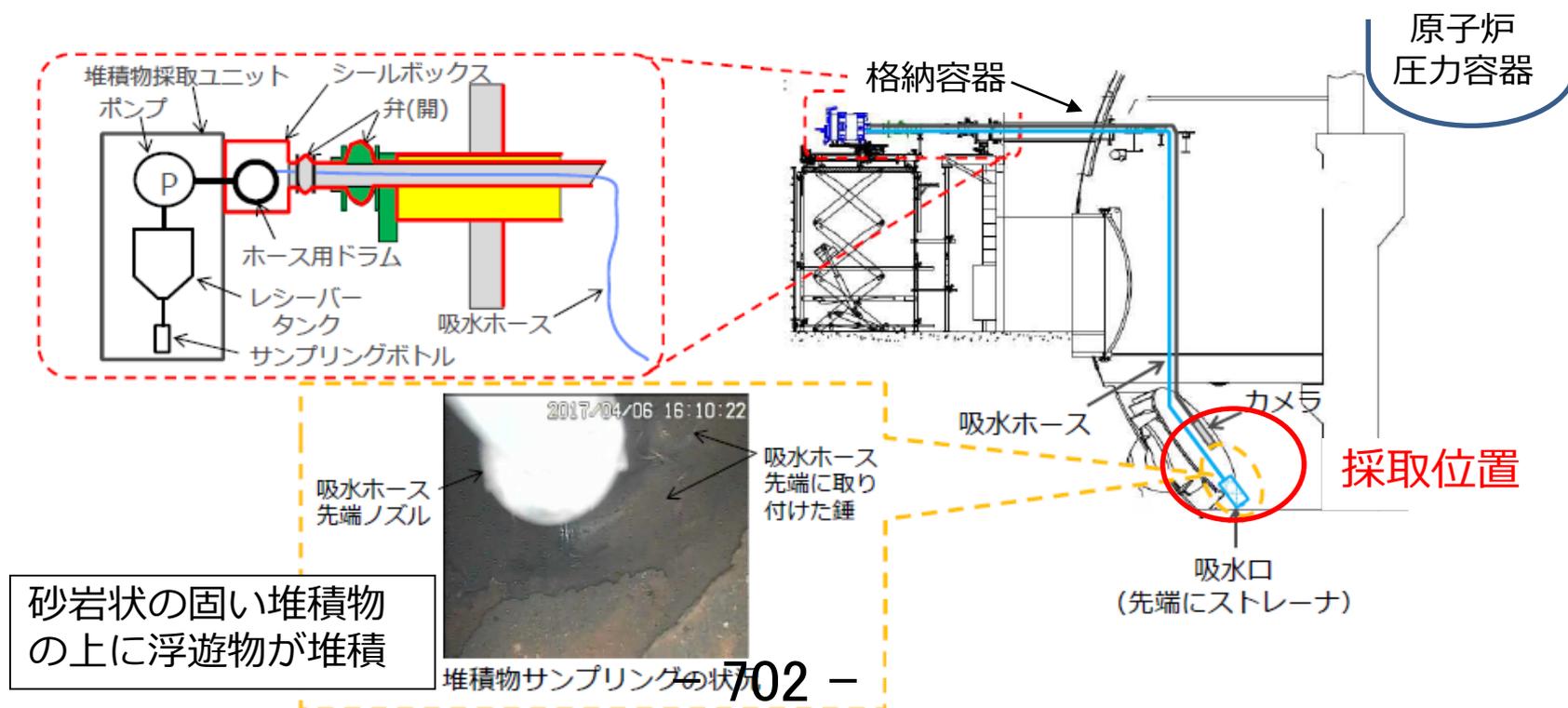
調査装置	計測器	実施内容
ROV-B 堆積物3Dマッピング	<ul style="list-style-type: none"> ・走査型超音波距離計 ・水温計 	走査型超音波距離計を用いて堆積物の高さ分布を確認する
ROV-C 堆積物厚さ測定	<ul style="list-style-type: none"> ・高出力超音波センサ ・水温計 	高出力超音波センサを用いて堆積物の厚さとその下の物体の状況を計測し、デブリの高さ、分布状況を推定する
ROV-D 堆積物デブリ検知	<ul style="list-style-type: none"> ・CdTe半導体検出器 ・改良型小型B10検出器 	デブリ検知センサを堆積物表面に投下し、核種分析と中性子束測定により、デブリ含有状況を確認する
ROV-E 堆積物サンプリング	<ul style="list-style-type: none"> ・吸引式カプリング装置 	堆積物サンプリング装置を堆積物表面に投下し、堆積物表面のサンプリングを行う

員数：各2台ずつ 航続可能時間：約80時間/台 調査のために細かく動くため、柔らかいポリ塩化ビニル製のケーブル (ROV-B：φ33mm, ROV-C：φ30mm, ROV-D：φ30mm, ROV-E：φ30mm)を採用



(参考) 2017年に実施した堆積物サンプリングの分析結果概要①

- 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Uを検出、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。



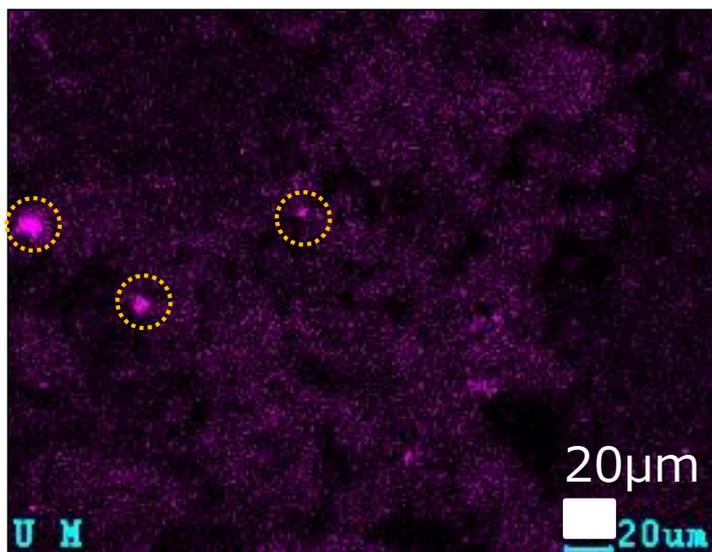
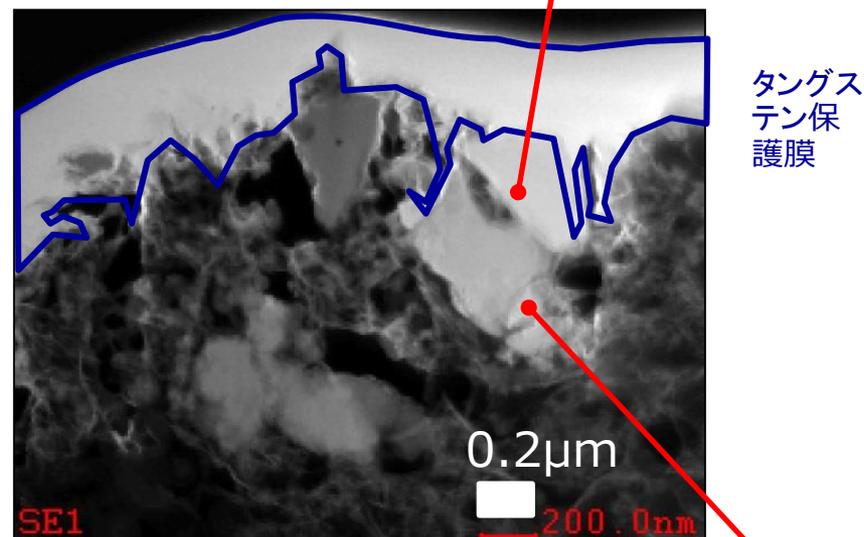
(参考) 2017年に実施した堆積物サンプリングの分析結果概要②

■ 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 μm ×200 μm 程度領域の観察でU含有粒子を確認。(左下図黄色丸)
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

SEM分析結果
(U分布)- 703 - TEM分析結果 立方晶-(U,Zr)O₂
正方晶-(Zr,U)O₂

現地調査の実施状況

- ・ 3号機SGTS室
- ・ 5号機原子炉建屋
- ・ 4号機原子炉建屋

2023年3月7日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

(1) 3号機SGTS室 (2022年1月26日)

(1) 3号機SGTS室

(1) 目的

東京電力福島第一原子力発電所事故時の放射性物質の放出時期等に係る検討において、3号機非常用ガス処理系の排ガスモニタのデータを用いることを検討していることから、当該モニタ位置等を確認するための予備調査を行う。

(2) 場所

3号機SGTS室

(3) 調査日

2023年1月26日

(4) 調査実施者

原子力規制庁職員 5名

(5) 被ばく線量

最大: 0.16 mSv、最小: 0.07mSv

※被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値として示した。

(2) 5号機原子炉建屋 (2023年1月26日,27日)

(2) 5号機原子炉建屋

(1) 目的

1号機RCW系統で高濃度の水素等が確認されたことを受けて、当該系統の構成機器等を(実機で確認可能な)5号機にて確認する。また、現在、東京電力にて調査中&事故分析検討会で議論中の1号機PCV内部調査にて確認されつつあるペDESTAL内部の状況等に関して、1号機で調査等がされている箇所を(実機で確認可能な)5号機にて確認する。

(2) 場所 5号機原子炉建屋

(3) 調査日 2023年1月26日、27日

(4) 調査実施者

2023年1月26日 原子力規制庁職員 6名

2023年1月27日 原子力規制庁職員 6名

(5) 被ばく線量

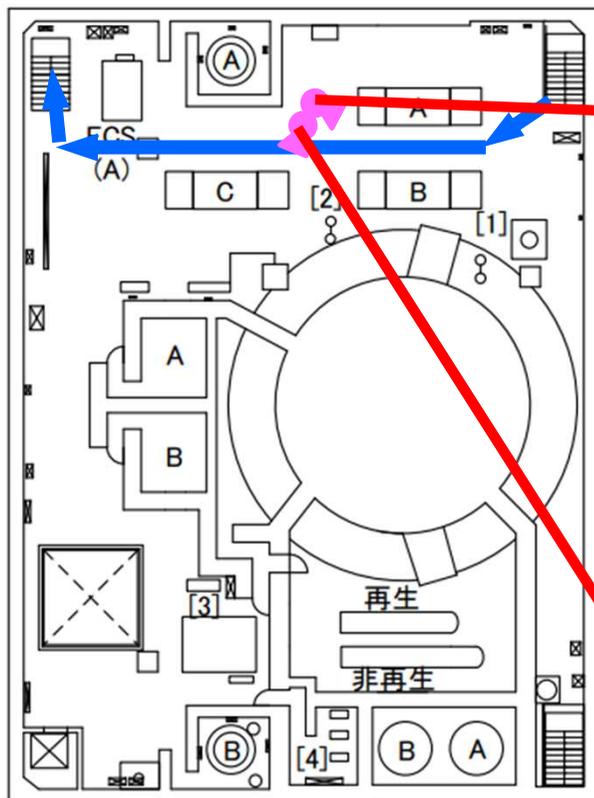
2023年1月26日 最大: 0.16 mSv、最小: 0mSv

2023年1月27日 最大: 0.07 mSv、最小: 0.04mSv

※被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値として示した。

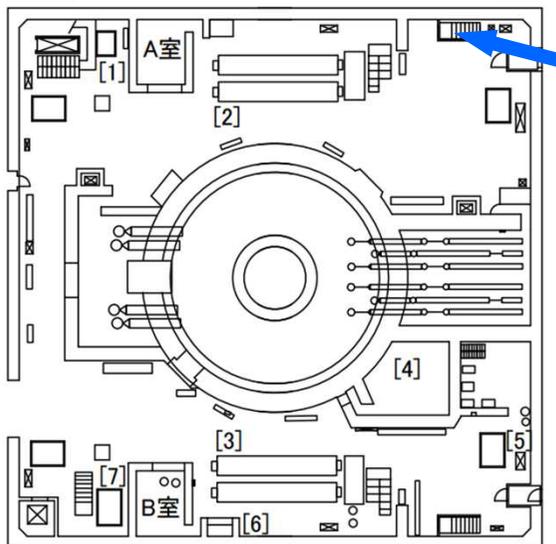
5号機RCW系統の確認状況

5号機原子炉建屋2階



写真は、いずれも2023年1月26日原子力規制庁撮影

5号機原子炉建屋1階

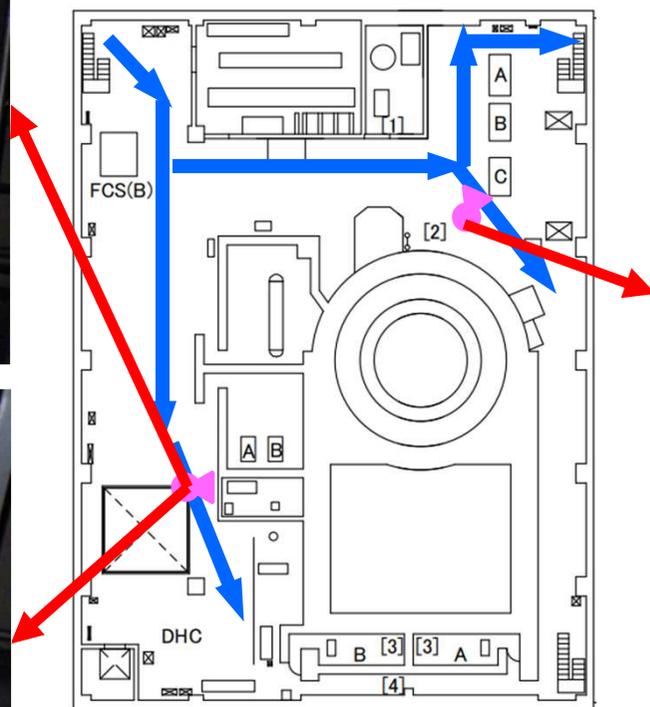


図の出典: 建屋内の空間線量率について(2015年12月28日、東京電力株式会社)

5号機RCW系統等の確認状況



5号機原子炉建屋3階



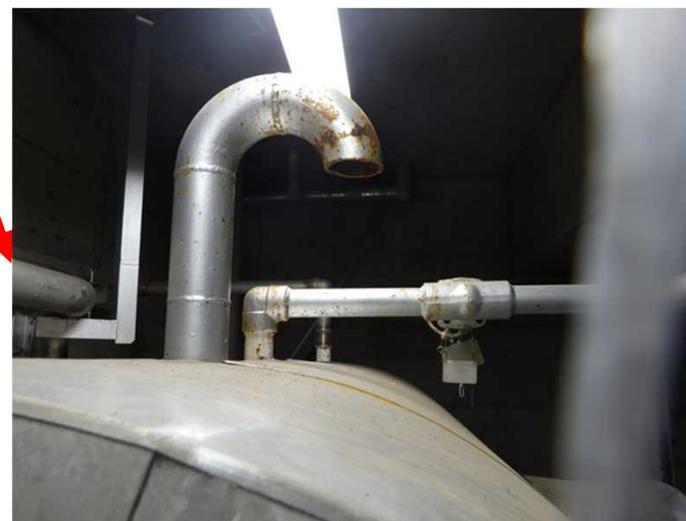
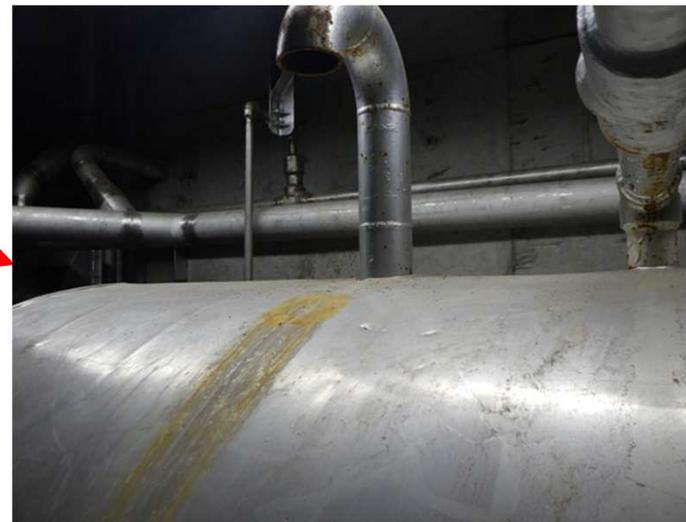
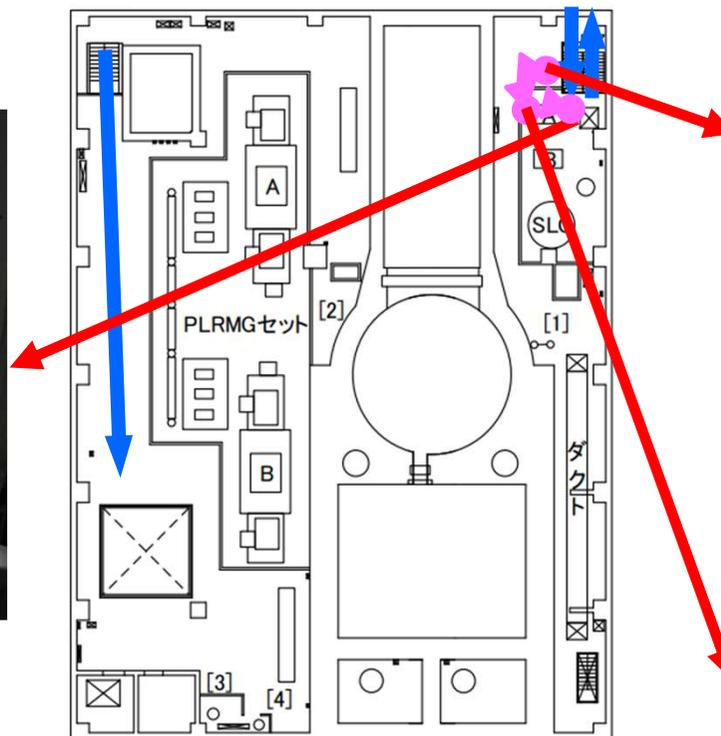
写真は、いずれも2023年1月26日原子力規制庁撮影

図の出典: 建屋内の空間線量率について(2015年12月28日、東京電力株式会社)

5号機RCW系統の確認状況



5号機原子炉建屋4階



写真は、いずれも2023年1月26日原子力規制庁撮影
※いずれの写真ともに、4階からさらに5m程度上がった場所で撮影したもの

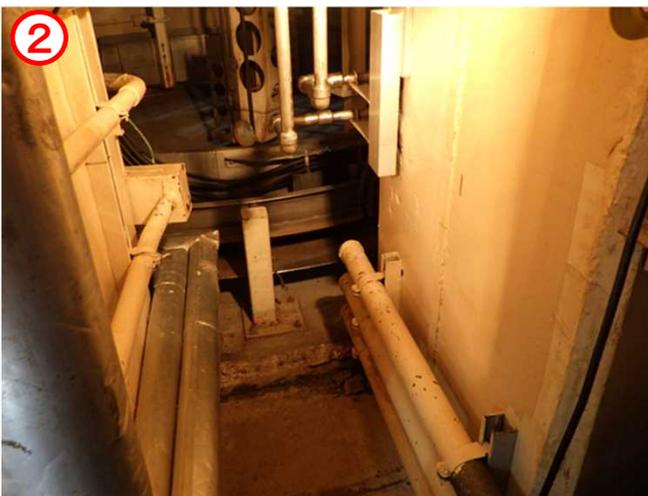
図の出典：建屋内の空間線量率について（2015年12月28日、東京電力株式会社）

5号機ペDESTALの確認状況

(ペDESTAL入口から中を見た様子)



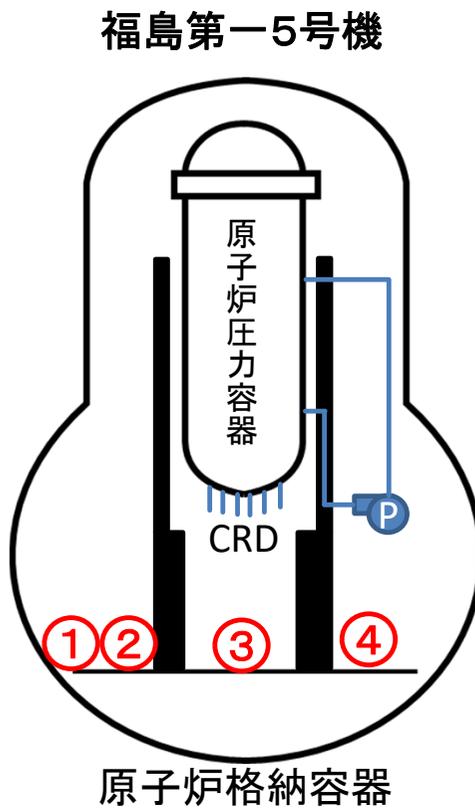
(ペDESTAL入口から中を見た様子)



(ペDESTAL内から外を見た様子)



(ペDESTAL入口付近の鉛毛マット)



写真は、いずれも2023年1月27日原子力規制庁撮影

(3) 4号機原子炉建屋 (2023年2月24日)

(2) 4号機原子炉建屋

(1) 目的

4号機原子炉建屋では、原子炉建屋内の損傷状況等をデータ化して損傷箇所の形状や構造物の傾斜等を確認することにより詳細に構造物の損傷状況を把握するために、2020年7月以降、3Dレーザースキャナによる形状測定を実施してきた。

今回は、4号機原子炉建屋2階の形状測定を実施するとともに、定点測定を実施するために設置したターゲット球の状況確認を行った。形状測定結果については、今後の事故分析検討会で提示する。

(2) 場所

4号機原子炉建屋

(3) 調査日

2023年2月24日

(4) 調査実施者

原子力規制庁職員 5名

(5) 被ばく線量

最大: 0.04 mSv、最小: 0.03mSv

※被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値として示した。

1号機タービン建屋内地下階スラッジ調査

2023年3月7日

東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

■ 概要

1号機タービン建屋(T/B)地下階（地下1階）において、2022年11月11日に採取したスラッジ等の元素組成、放射性物質濃度について分析を実施

■ 採取したスラッジ等の概要

採取箇所：1号機T/B地下1階 復水ポンプ配管トレンチ

サンプル数：4

状態：スラッジ状

表面線量率（最大）：950 μ Sv/h（試料採取箇所①）

試料採取箇所①



表面線量率

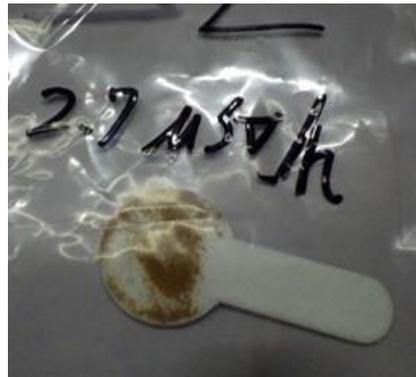
950 μ Sv/h

試料採取箇所②



55 μ Sv/h

スミア採取箇所①



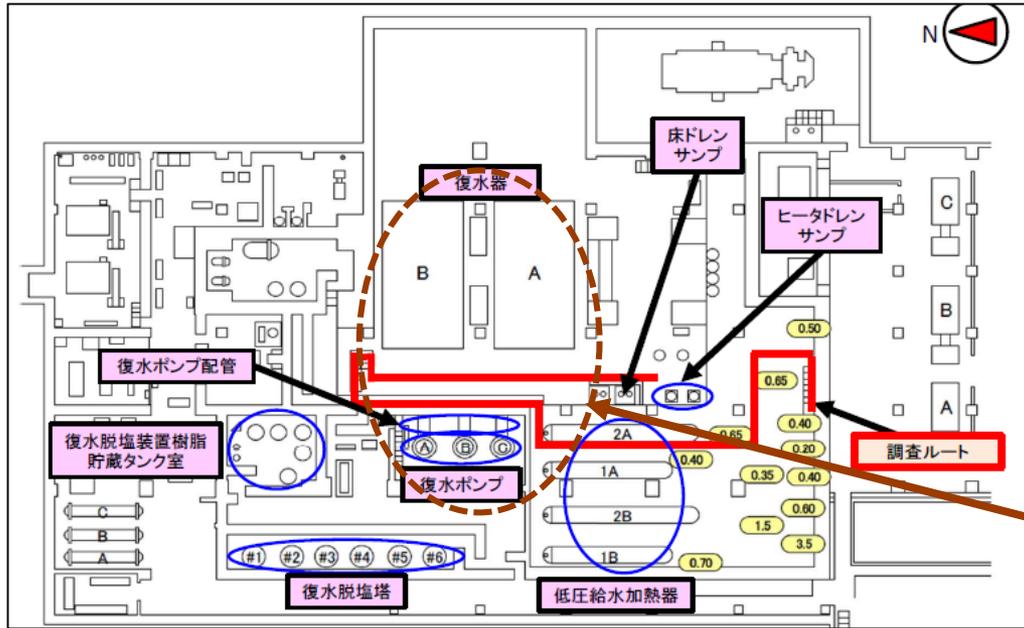
2.7 μ Sv/h

スミア採取箇所②

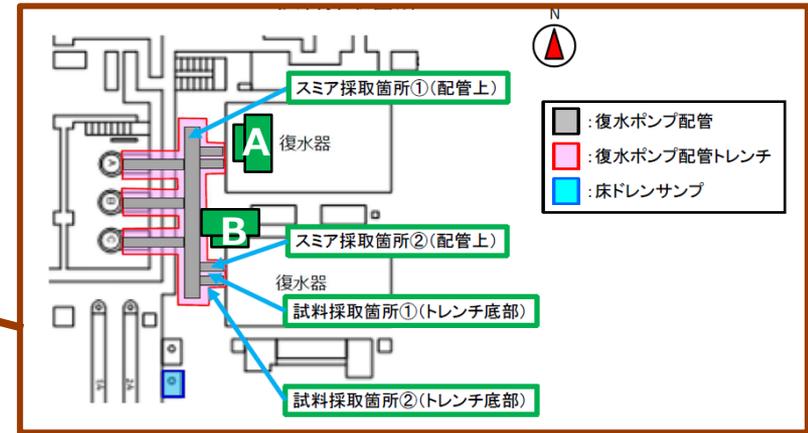


4.5 μ Sv/h

2. 採取箇所



1号機T/B地下階



拡大図



採取箇所現場状況 (カメラA)

試料採取箇所①
スミア採取箇所①
試料採取箇所②



採取箇所現場状況 (カメラB)

スミア採取箇所②

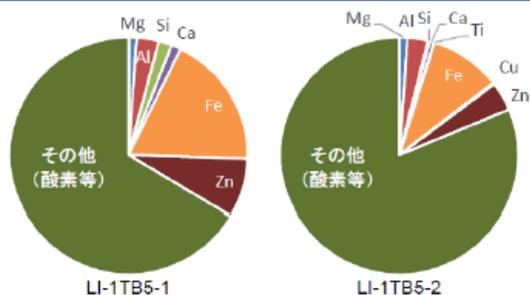
【参考】スラッジ性状について(地下1階最下階)

第53回特定原子力施設監視
・評価検討会資料(抜粋)

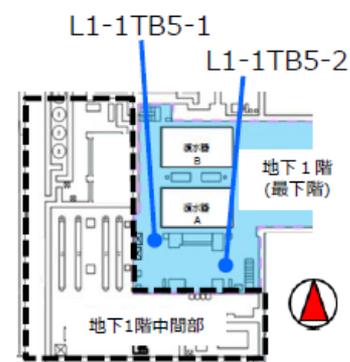
- 1号機T/B地下1階最下階のスラッジを2015年9月に採取。分析結果は以下の通り。
 - 元素分析の結果：Al及びSi(砂・土の主成分)に比べて、Feが多い。
 - 放射能濃度分析の結果：中間部で採取したスラッジと同様に、Cs137の放射能濃度が最も高く、次いでSr90が高い。また、α線放出核種を微量に検出しているが、Cs137に比べて6～7桁程度低い。

元素分析結果(ICP-AESによる分析：対象核種 Li～) * 1

試料名	元素組成(%)							
	Mg	Al	Si	Ca	Ti	Fe	Cu	Zn
LI-1TB5-1	1.1	3.0	1.8	1.3	N.D.	18.3	N.D.	8.1
LI-1TB5-2	1.1	2.8	0.2	0.6	0.1	9.7	0.2	4.0



採取箇所



【1号機T/B地下階平面図】

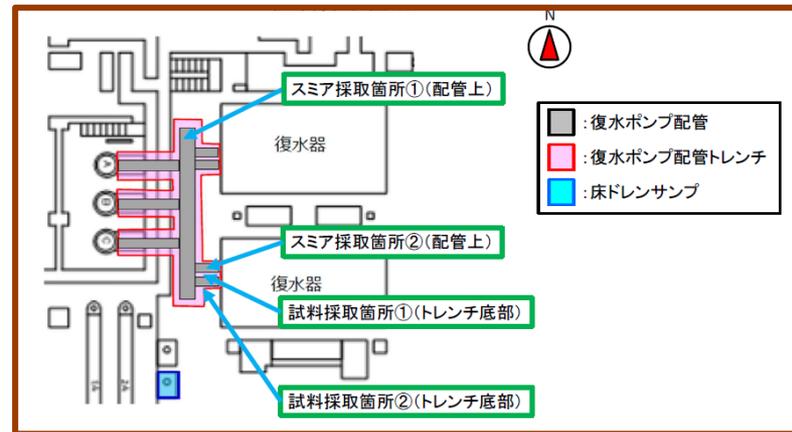
放射能濃度の分析結果 * 1

No.	試料名	放射能濃度(Bq/g)						
		⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr	²³⁸ Pu	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am	²⁴⁴ Cm
1	LI-1TB5-1	$< 1 \times 10^3$	$(3.7 \pm 0.1) \times 10^6$	$(4.7 \pm 0.2) \times 10^4$	$(1.1 \pm 0.3) \times 10^0$	$< 6 \times 10^{-1}$	$< 8 \times 10^{-1}$	$(8.1 \pm 2.3) \times 10^{-1}$
2	LI-1TB5-2	$(3.1 \pm 0.4) \times 10^2$	$(3.7 \pm 0.1) \times 10^6$	$(7.1 \pm 0.2) \times 10^3$	$(7.0 \pm 0.8) \times 10^{-1}$	$(1.3 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	$(1.8 \pm 0.5) \times 10^{-1}$	$(3.6 \pm 0.7) \times 10^{-1}$

* 1 廃棄物試料の分析(廃炉・汚染水対策チーム会合 第39回(2017年2月23日)より)

3-1. 元素分析結果

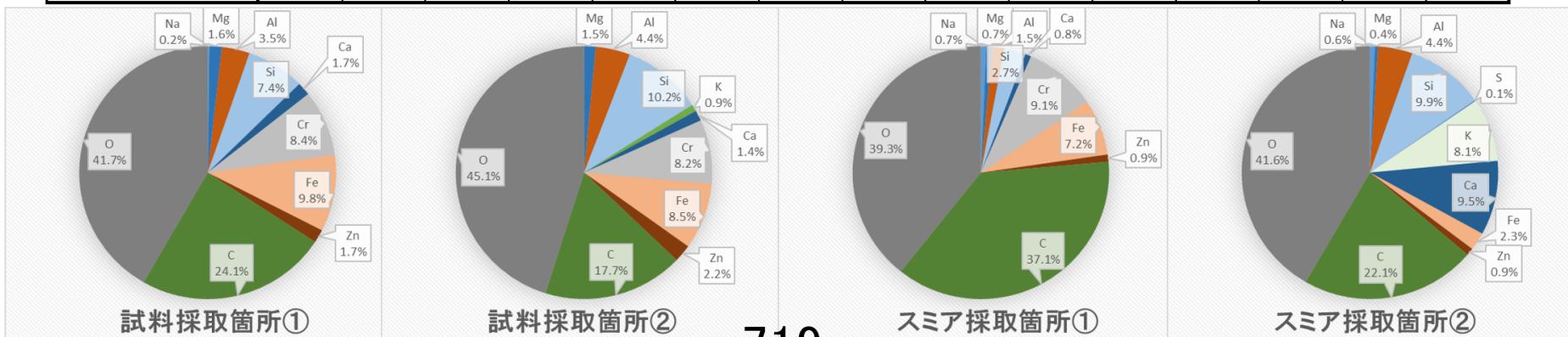
- 元素分析結果（2022年11月11日採取）
 - 元素分析の結果、過去の調査結果（2015年9月）と同様の傾向ではあった。なお、過去の調査結果におけるその他として表現されていた元素は、C及びOで60～75%程度含有していたと推定
 - Al及びSi(砂・土の主成分)が5～10%程度で、FeとCrも同程度含まれている。



採取箇所

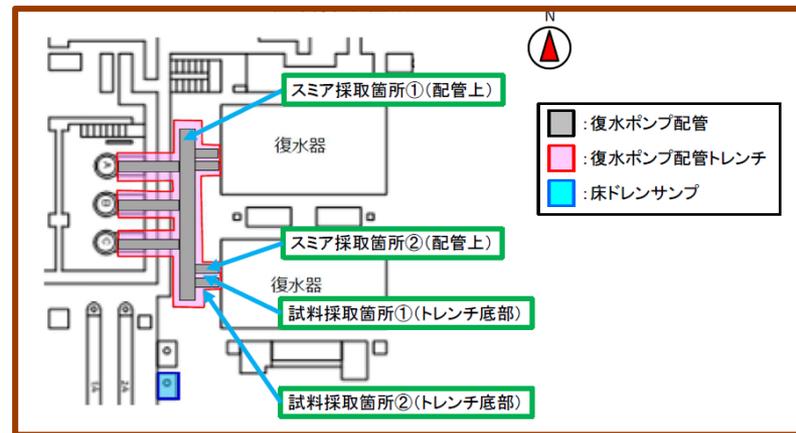
元素分析結果（SEM-EDXによる分析；対象元素C～）

試料名	元素組成 (%)														合計
	Na	Mg	Al	Si	S	K	Ca	Ti	Cr	Fe	Cu	Zn	C	O	
試料採取箇所①	0.2	1.6	3.5	7.4	N.D.	N.D.	1.7	N.D.	8.4	9.8	N.D.	1.7	24.1	41.7	100.0
試料採取箇所②	N.D.	1.5	4.4	10.2	N.D.	0.9	1.4	N.D.	8.2	8.5	N.D.	2.2	17.7	45.1	100.0
スミア採取箇所①	0.7	0.7	1.5	2.7	N.D.	N.D.	0.8	N.D.	9.1	7.2	N.D.	0.9	37.1	39.3	100.0
スミア採取箇所②	0.6	0.4	4.4	9.9	0.1	8.1	9.5	N.D.	N.D.	2.3	N.D.	0.9	22.1	41.6	100.0



3-2. 放射性物質濃度分析結果

- 放射性物質濃度分析結果（2022年11月11日採取）
 - Co-60および全αについては、全て検出限界以下となった。
 - その他の検出された核種については、2015年の結果と比較して同程度となった。
 - 今回採取されたスラッジ等の放射性物質濃度は、分析結果の傾向から、2015年の結果と同程度といえる。

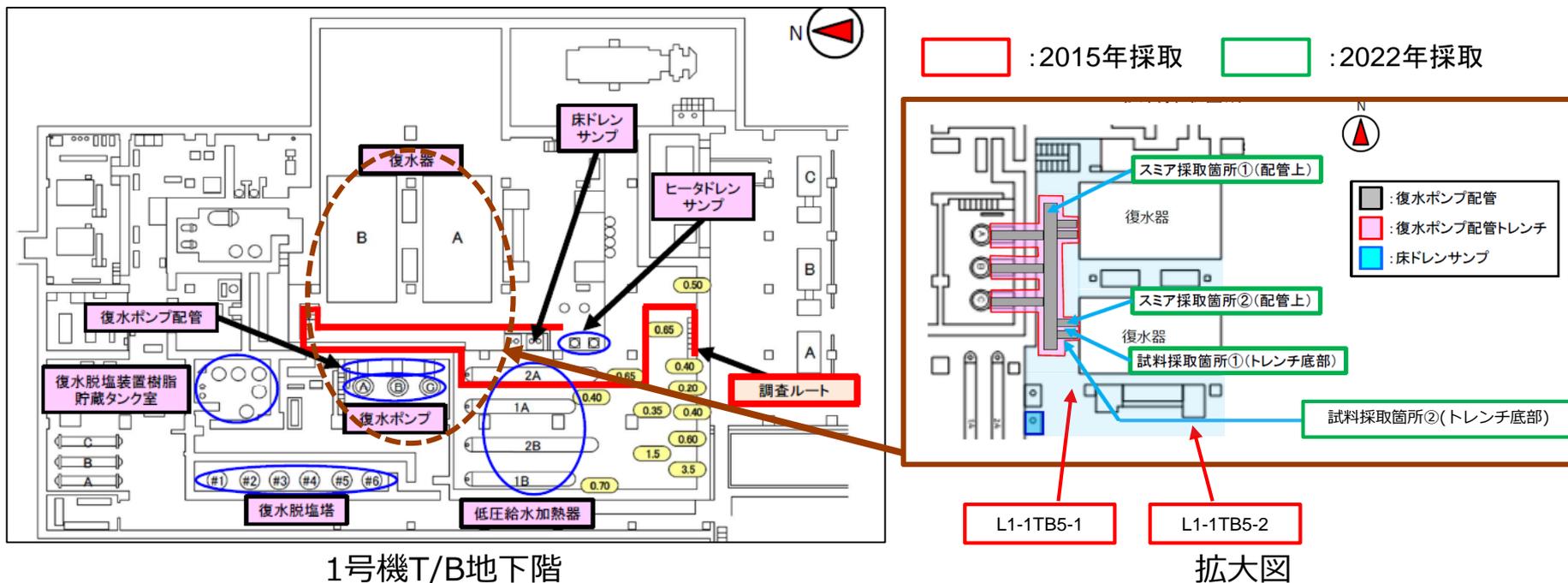


採取箇所

試料名	放射能濃度 (Bq/g)					
	Cs-134	Cs-137	Co-60	全α	全β	Sr-90
試料採取箇所①	2.16E+04	8.07E+05	<1.16E+02	<7.96E+00	1.80E+06	6.93E+04
試料採取箇所②	5.30E+04	1.90E+06	<6.30E+02	<9.36E+00	9.52E+05	2.07E+04
	表面汚染密度 (Bq/cm ²)					
スミア採取箇所①	6.28E+00	2.44E+02	<7.90E-02	<6.81E-02	1.58E+02	1.27E+00
スミア採取箇所②	6.48E+00	2.46E+02	<7.08E-02	<6.81E-02	1.28E+02	3.02E-01

4. 評価結果

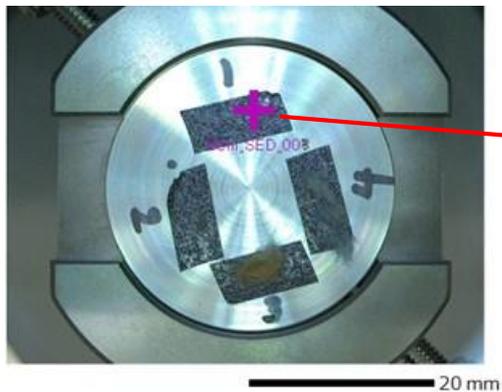
- 2022年11月に1号機T/B地下階で採取したスラッジを分析した結果、2015年調査時に採取したスラッジと元素濃度および放射性物質の濃度が同程度であり、これまで得られた知見と相違が無かった。
- 今回の調査において、現場状況の確認や線量データ等を拡充することができ、今後の廃炉作業に活かしていく。



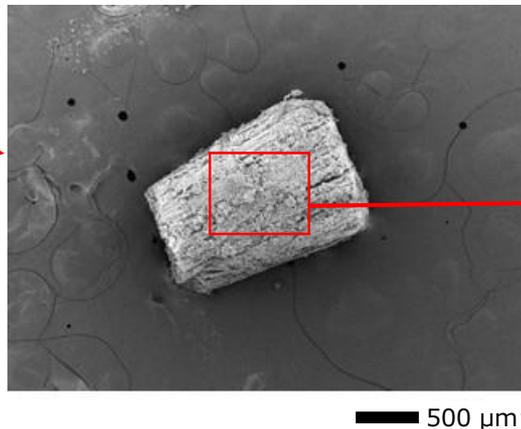
以下参考

5.1 SEM像 (1/2) 【試料採取箇所①】

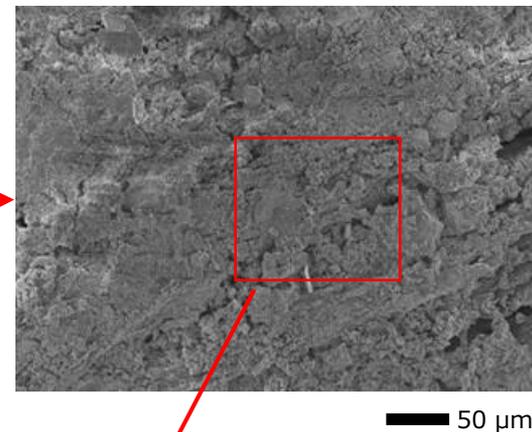
試料ホルダー_観察位置



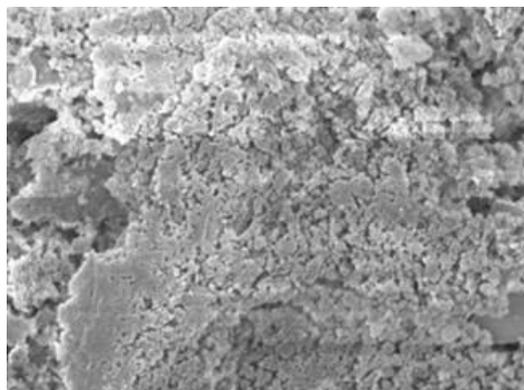
試料採取箇所①_50倍



試料採取箇所①_300倍

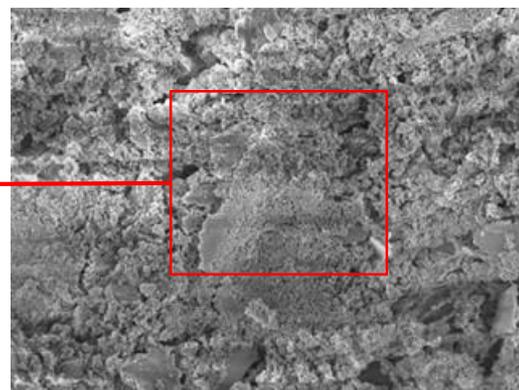


試料採取箇所①_3000倍



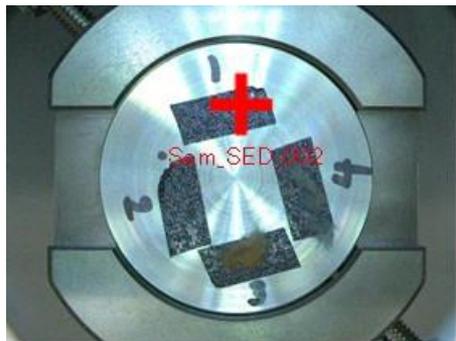
定量分析位置

試料採取箇所①_1000倍



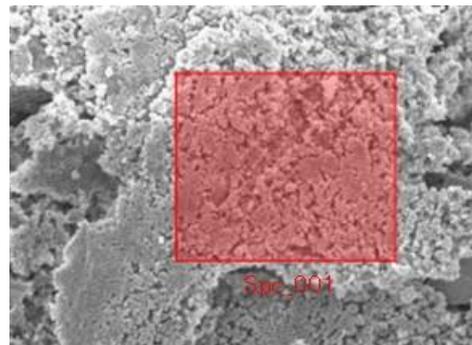
5.1 元素定量分析結果 (2/2) 【試料採取箇所①】

試料ホルダー_観察位置



20 mm

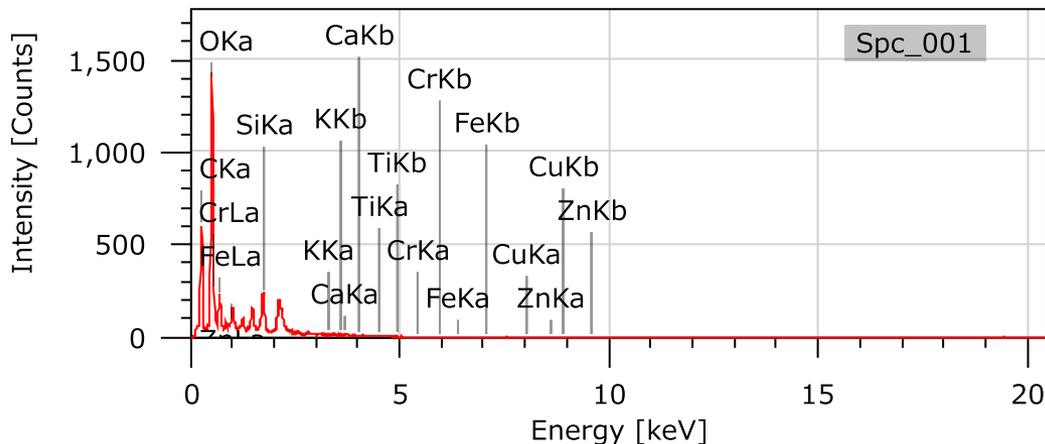
試料採取箇所①_3000倍



5 μm

信号 SED
 入射電圧 5.0 kV
 WD 13.1 mm
 倍率 x3,000
 照射電流モード Std.-PC
 真空モード HighVac.

項目	値
測定条件	
加速電圧	5.00 kV
照射電流	-
倍率	x 3000
プロセスタイム	T2
測定検出器	First
ライブタイム	30.00 秒
リアルタイム	31.04 秒
デッドタイム	3.00 %
カウントレート	1065.00 CPS

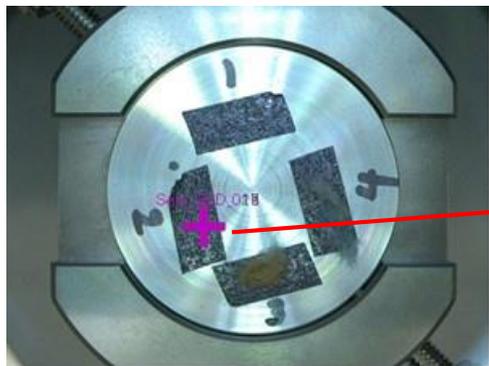


表示名	標準データ	定量補正法	換算
Spc_001	スタンダードレス	ZAF	金属

元素	ライン	Mass%	Atom%
C	K	11.74±0.10	24.08±0.20
O	K	27.07±0.25	41.68±0.39
Na	K	0.19±0.10	0.20±0.10
Mg	K	1.55±0.11	1.57±0.11
Al	K	3.86±0.18	3.52±0.16
Si	K	8.38±0.28	7.35±0.25
S	K	nd	nd
K	K	nd	nd
Ca	K	2.73±1.50	1.68±0.92
Ti	L	nd	nd
Cr	L	17.77±1.08	8.42±0.51
Fe	L	22.21±0.71	9.80±0.31
Cu	L	nd	nd
Zn	L	4.50±0.25	1.69±0.09
合計		100.00	100.00
Spc_001			フィッティング係数 0.0751

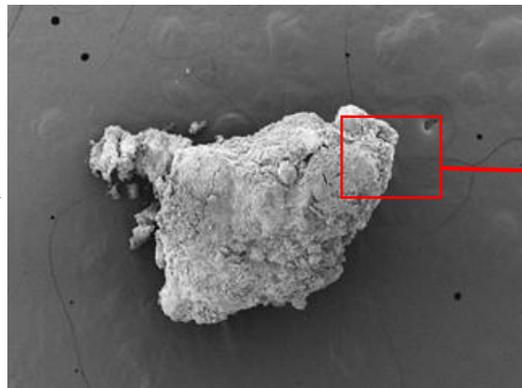
5.2 SEM像 (1/2) 【試料採取箇所②】

試料ホルダー_観察位置



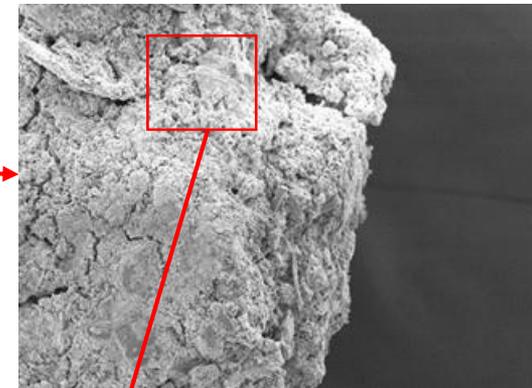
20 mm

試料採取箇所②_50倍



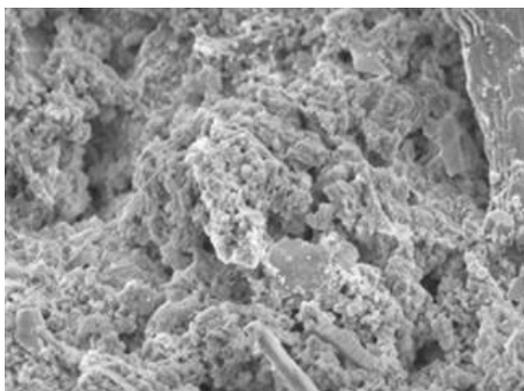
500 μm

試料採取箇所②_300倍



50 μm

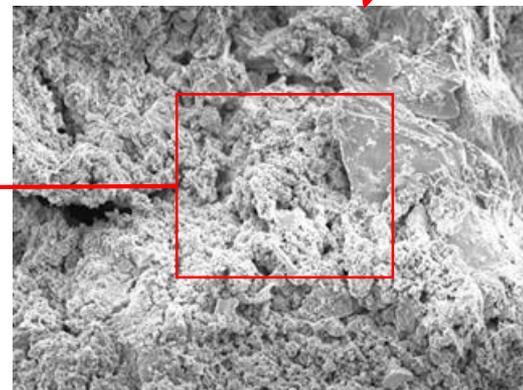
試料採取箇所②_3000倍



定量分析位置

5 μm

試料採取箇所②_1000倍



10 μm

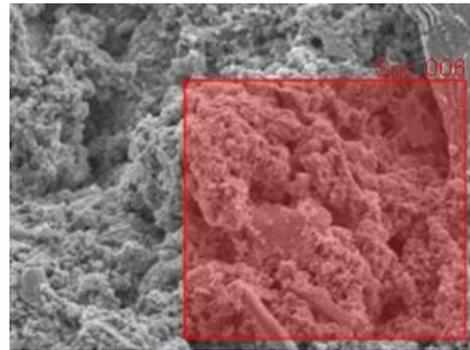
5.2 元素定量分析結果 (2/2) 【試料採取箇所②】

試料採取箇所②



20 mm

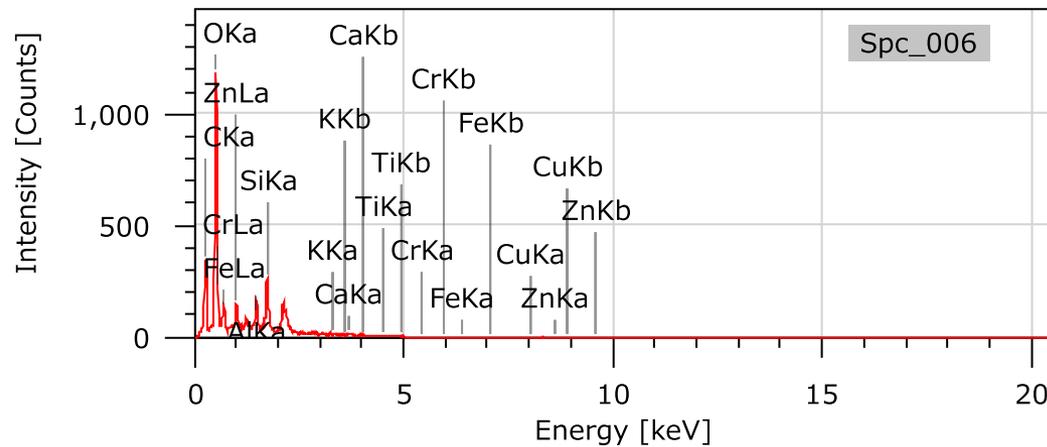
試料採取箇所②



5 μm

信号 SED
 入射電圧 5.0 kV
 WD 12.7 mm
 倍率 x3,000
 照射電流モード Std.-PC
 真空モード HighVac.

項目	値
測定条件	
加速電圧	5.00 kV
照射電流	-
倍率	x 3000
プロセスタイム	T2
測定検出器	First
ライブタイム	30.00 秒
リアルタイム	30.93 秒
デッドタイム	2.00 %
カウントレート	832.00 CPS

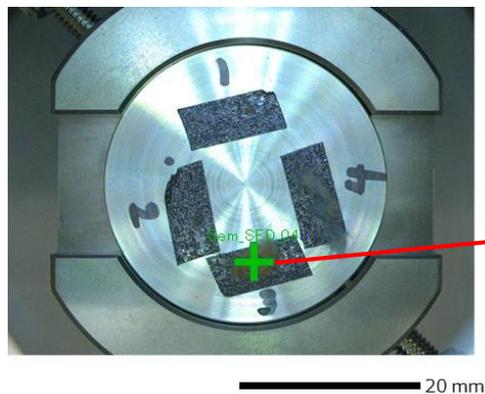


表示名	標準データ	定量補正法	換算
Spc_006	スタンダードレス	ZAF	金属

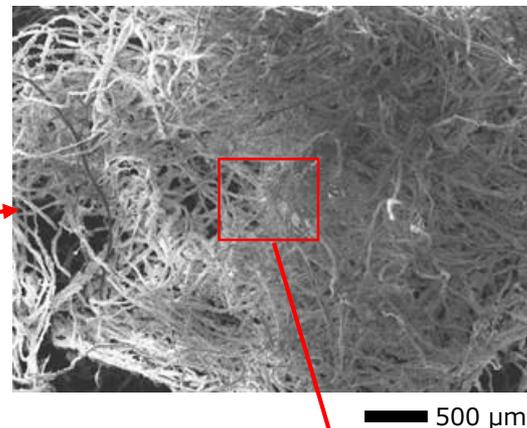
元素	ライン	Mass%	Atom%
C	K	8.49±0.09	17.73±0.20
O	K	28.77±0.29	45.12±0.45
Na	K	nd	nd
Mg	K	1.42±0.13	1.47±0.13
Al	K	4.68±0.21	4.35±0.20
Si	K	11.39±0.36	10.18±0.32
S	K	nd	nd
K	K	1.37±0.76	0.88±0.49
Ca	K	2.16±1.76	1.35±1.10
Ti	L	nd	nd
Cr	L	16.98±1.18	8.19±0.57
Fe	L	18.90±0.72	8.49±0.33
Cu	L	nd	nd
Zn	L	5.83±0.27	2.24±0.10
合計		100.00	100.00
Spc_006			フィッティング係数 0.0688

5.3 SEM像 (1/2) 【スミア採取箇所①】

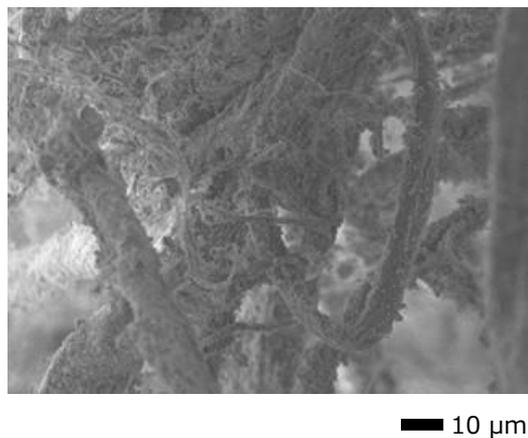
試料ホルダー_観察位置



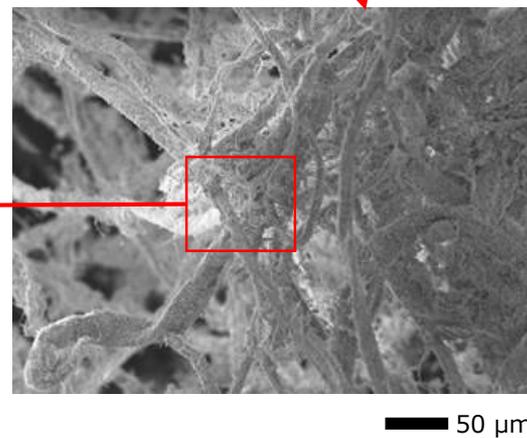
スミア採取箇所①_50倍



スミア採取箇所①_1000倍



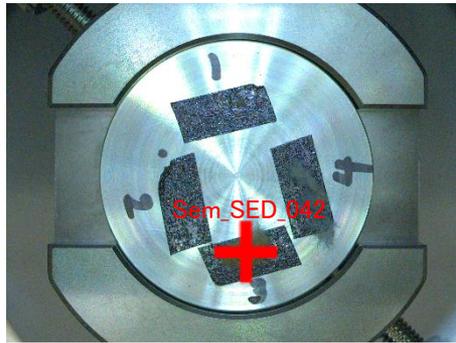
スミア採取箇所①_300倍



定量分析位置

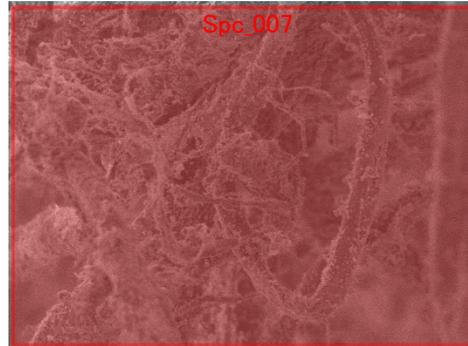
5.3 元素定量分析結果 (2/2) 【スミア採取箇所①】

スミア採取箇所①



20 mm

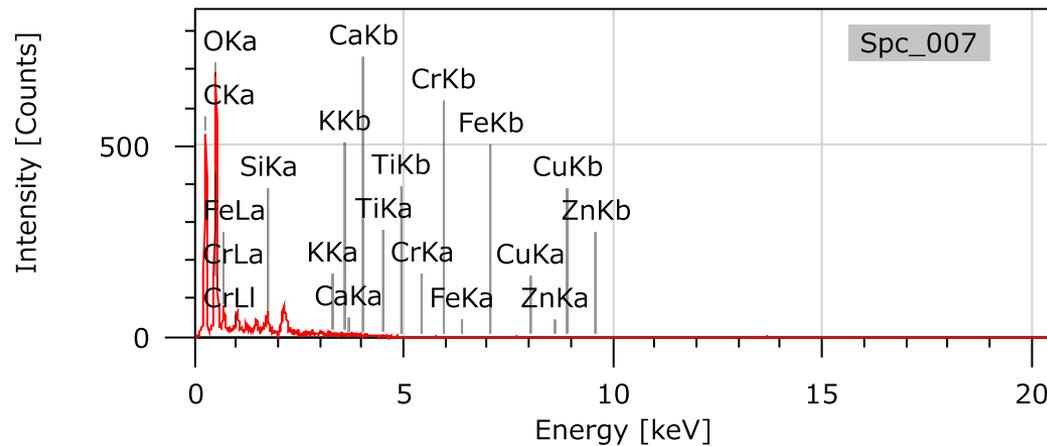
スミア採取箇所①



10 μm

信号 SED
 入射電圧 5.0 kV
 WD 12.4 mm
 倍率 x1,000
 照射電流モード Std.-PC
 真空モード HighVac.

項目	値
測定条件	
加速電圧	5.00 kV
照射電流	-
倍率	x 1000
プロセスタイム	T2
測定検出器	First
ライブタイム	30.00 秒
リアルタイム	31.36 秒
デッドタイム	4.00 %
カウントレート	480.00 CPS

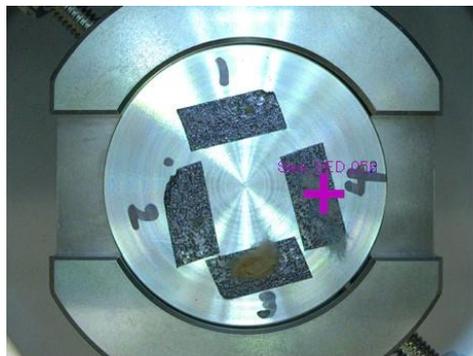


表示名	標準データ	定量補正法	換算
Spc_007	スタンダードレス	ZAF	金属

元素	ライン	Mass%	Atom%
C	K	20.34±0.17	37.10±0.32
O	K	28.68±0.38	39.27±0.53
Na	K	0.72±0.15	0.69±0.14
Mg	K	0.82±0.13	0.74±0.12
Al	K	1.87±0.20	1.52±0.16
Si	K	3.48±0.30	2.71±0.23
S	K	nd	nd
K	K	nd	nd
Ca	K	1.37±2.06	0.75±1.13
Ti	L	nd	nd
Cr	L	21.63±1.56	9.11±0.66
Fe	L	18.31±0.95	7.18±0.37
Cu	L	nd	nd
Zn	L	2.78±0.32	0.93±0.11
合計		100.00	100.00
Spc_007			フィッティング係数 0.0659

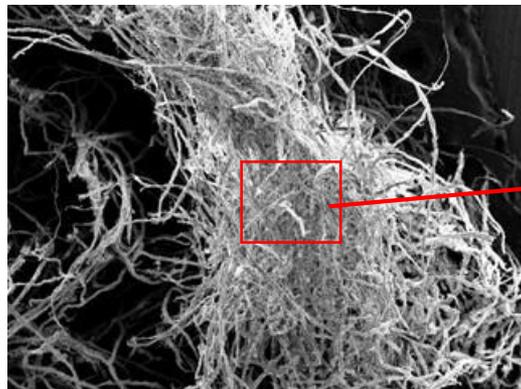
5.4 SEM像 (1/2) 【スミア採取箇所②】

試料ホルダー_観察位置



20 mm

スミア採取箇所②_50倍



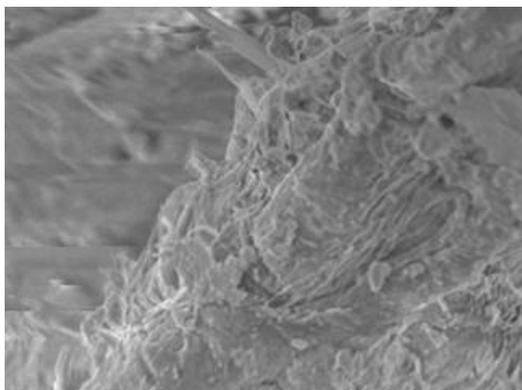
500 μm

スミア採取箇所②_300倍



50 μm

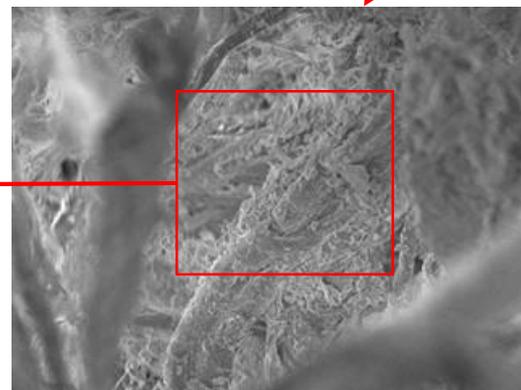
スミア採取箇所②_3000倍



定量分析位置

5 μm

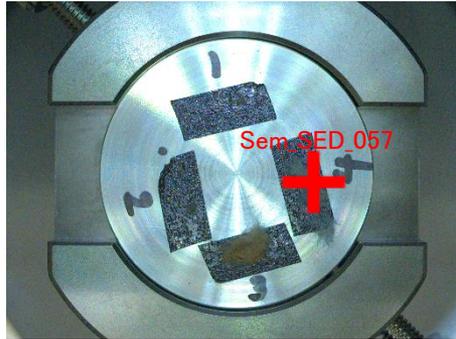
スミア採取箇所②_1000倍



10 μm

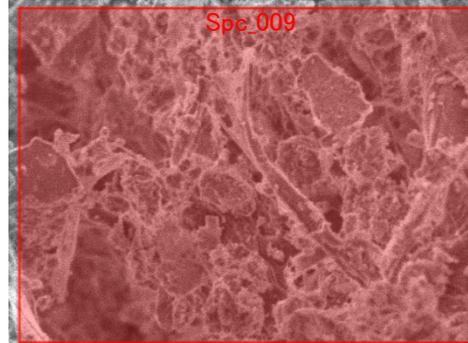
5.4 元素定量分析結果 (2/2) 【スミア採取箇所②】

スミア採取箇所②



20 mm

スミア採取箇所②

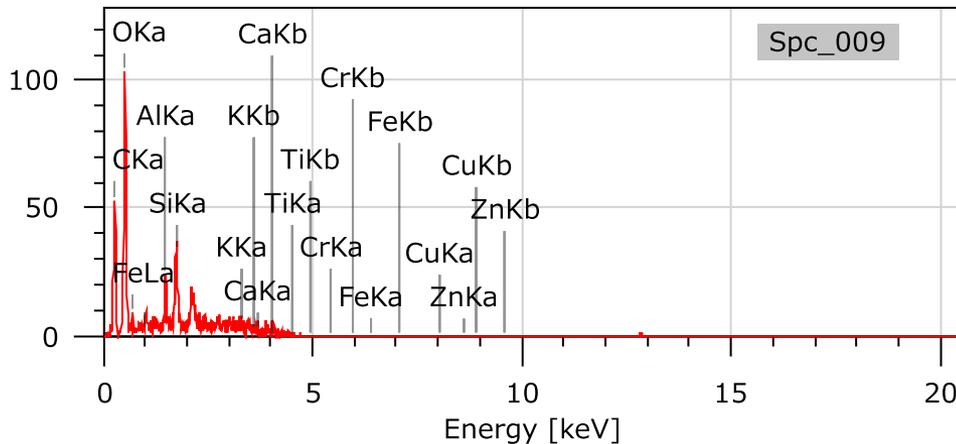


5 μm

信号 SED
 入射電圧 5.0 kV
 WD 12.6 mm
 倍率 x3,000
 照射電流モード Std.-PC
 真空モード HighVac.

項目	値
測定条件	
加速電圧	5.00 kV
照射電流	-
倍率	x 3000
プロセスタイム	T2
測定検出器	First
ライブタイム	30.00 秒
リアルタイム	30.74 秒
デッドタイム	2.00 %
カウントレート	119.00 CPS

Intensity [Counts]



表示名	標準データ	定量補正法	換算
Spc_009	スタンダードレス	ZAF	金属

元素	ライン	Mass%	Atom%
C	K	11.84±0.32	22.11±0.60
O	K	29.71±1.02	41.64±1.44
Na	K	0.62±0.28	0.61±0.27
Mg	K	0.43±0.26	0.40±0.24
Al	K	5.23±0.64	4.35±0.53
Si	K	12.45±1.11	9.94±0.89
S	K	0.17±0.76	0.12±0.53
K	K	14.10±4.51	8.09±2.59
Ca	K	17.01±8.89	9.52±4.97
Ti	L	nd	nd
Cr	L	nd	nd
Fe	L	5.69±1.27	2.29±0.51
Cu	L	nd	nd
Zn	L	2.75±0.61	0.94±0.21
合計		100.00	100.00
Spc_009			フィッティング係数 0.1497

【参考】

第33回 東京電力福島第一原子力発電所における
事故の分析に係る検討会

現地調査の実施状況

- ・ 1号機タービン建屋地下1階
- ・ 2号機原子炉建屋三角コーナー（予備調査）

2022年12月5日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

(1) 1号機タービン建屋地下1階
(2022年11月11日)

(2) 1号機タービン建屋地下1階

(1) 目的

東京電力福島第一原子力発電所事故時の1号機原子炉建屋からの放射性物質の放出経路の推定等に資するために、1号機タービン建屋地下1階フロア内の汚染分布や状況を調査するとともに、復水ポンプ配管トレンチ内から試料を採取した。

(2) 場所

1号機タービン建屋地下1階

(3) 調査日

2022年11月11日

(4) 調査実施者

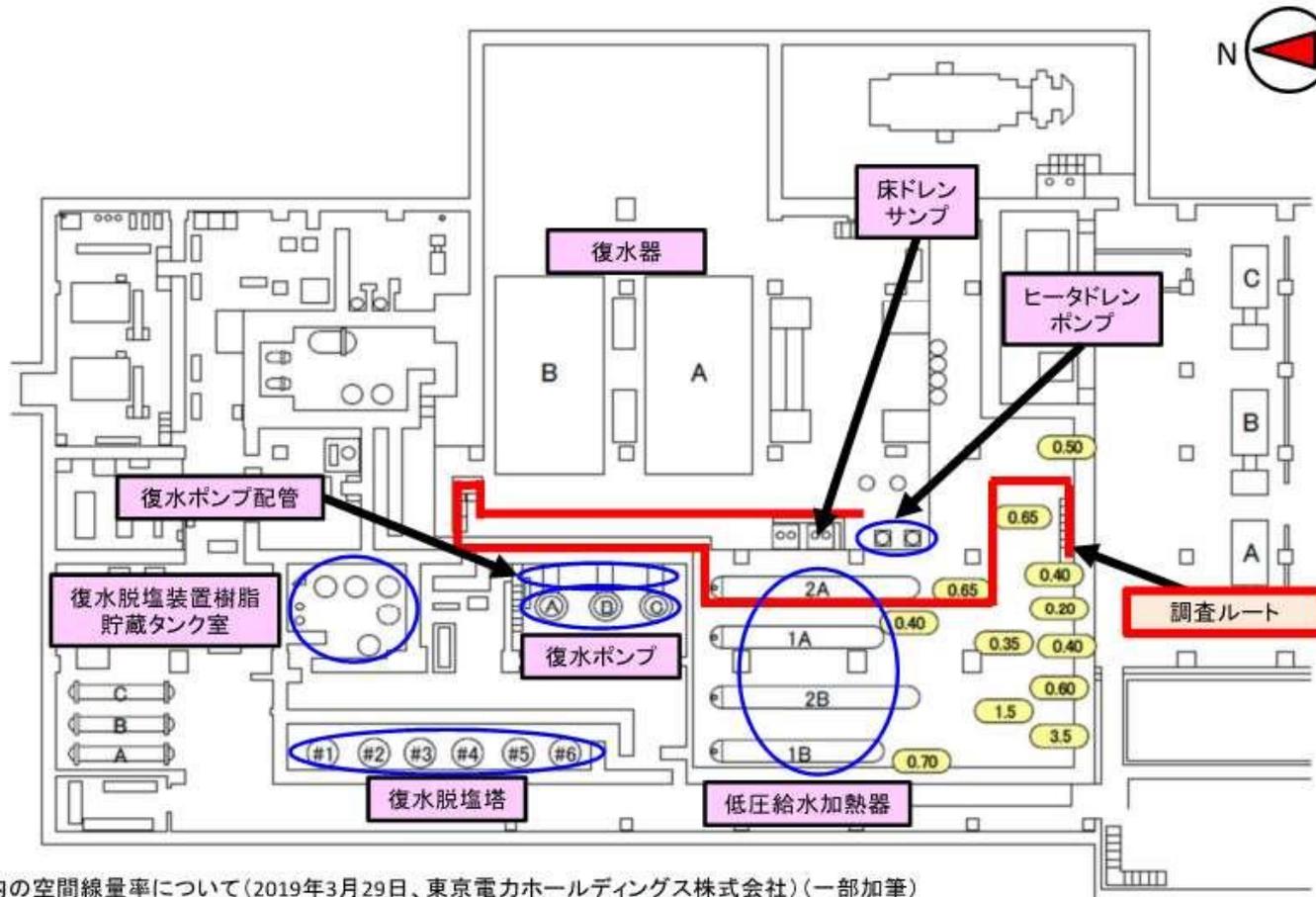
田中原子力規制委員会委員
原子力規制庁職員 5名

(5) 被ばく線量

最大: 2.6 mSv、最小: 1.4 mSv

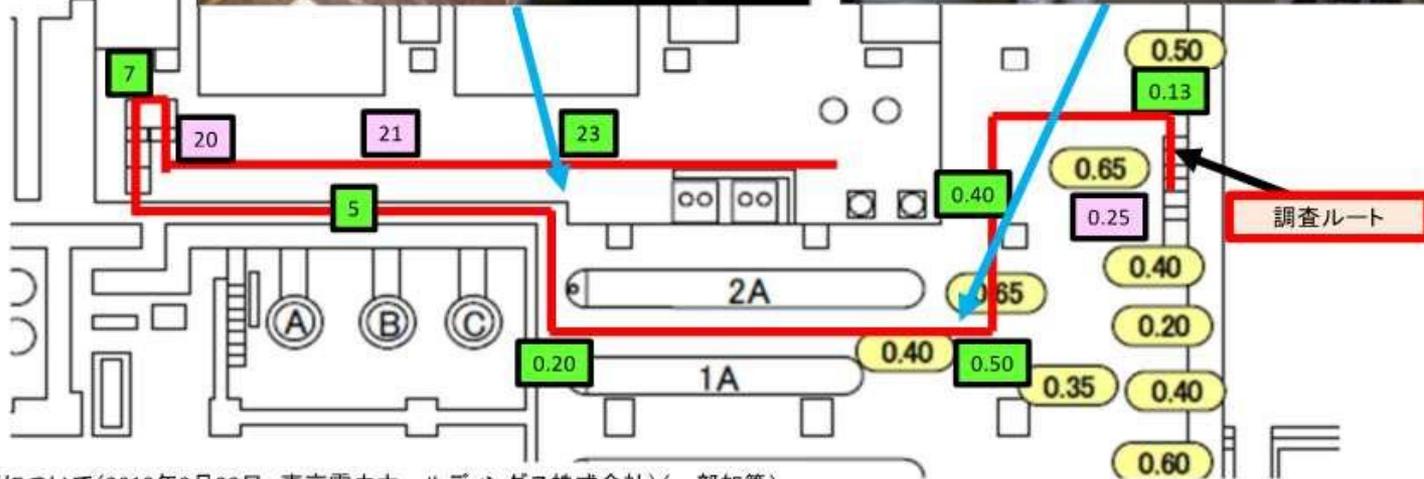
※被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値として示した。

調査ルート(1号機タービン建屋地下1階)



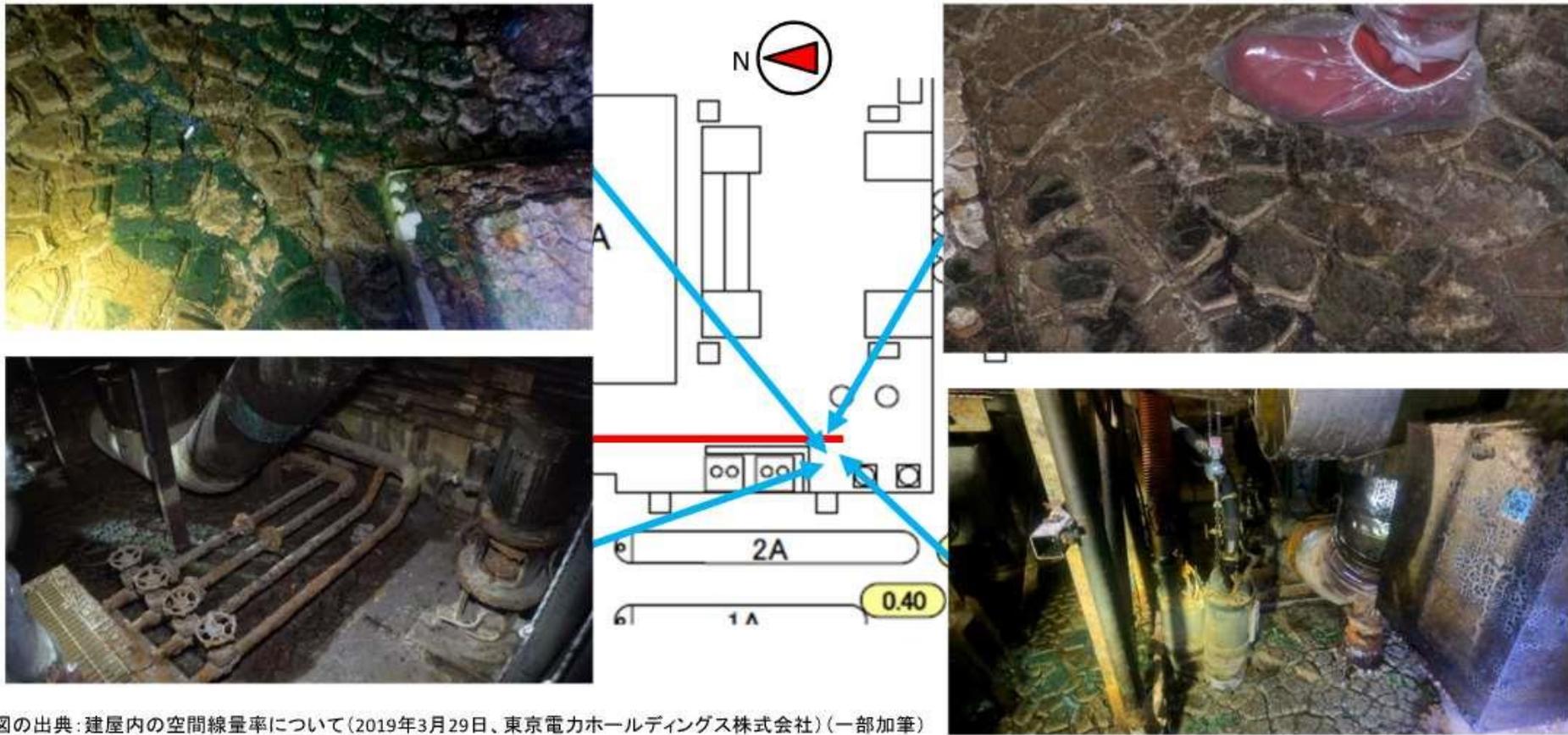
図の出典: 建屋内の空間線量率について(2019年3月29日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)

汚染状況／フロア内の状況 (1号機タービン建屋地下1階)



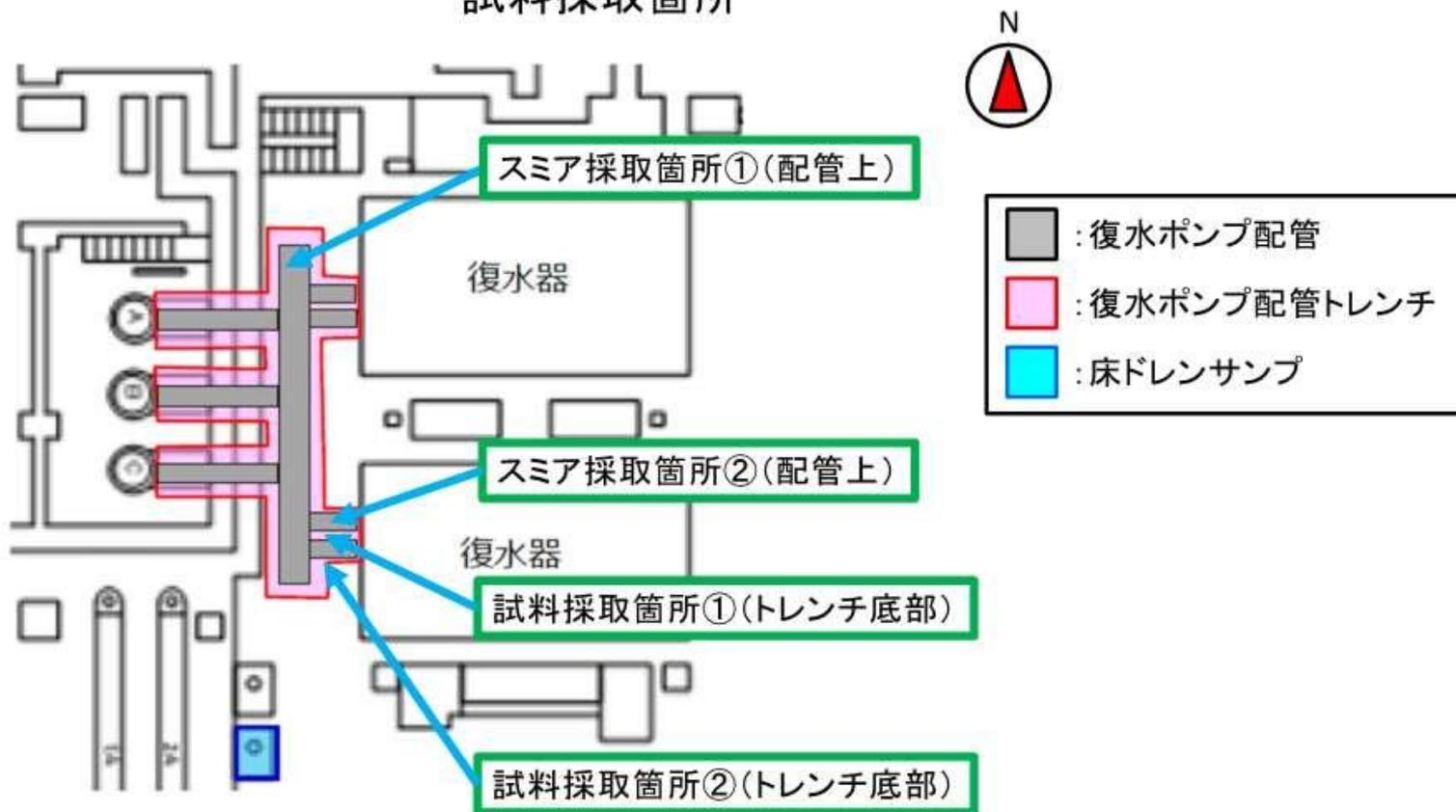
図の出典：建屋内の空間線量率について(2019年3月29日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2022年11月11日原子力規制庁撮影

フロア内の状況(1号機タービン建屋地下1階)



図の出典: 建屋内の空間線量率について(2019年3月29日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2022年11月11日原子力規制庁撮影

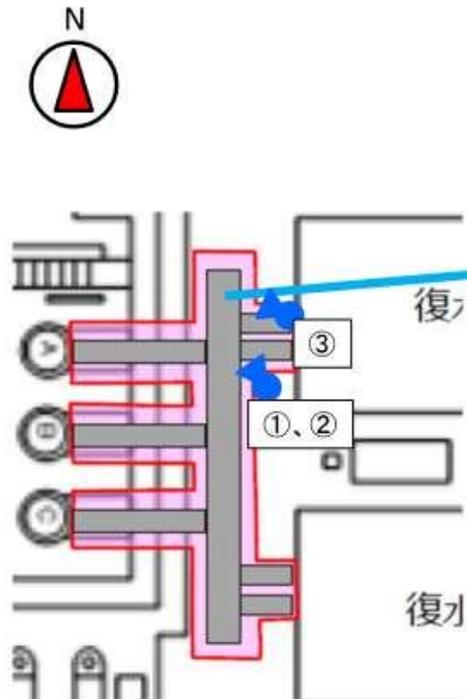
試料採取箇所



1号機T/B地下1階(最下階)平面図

図の出典: 建屋滞留水処理の進捗状況について(2017年5月22日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)

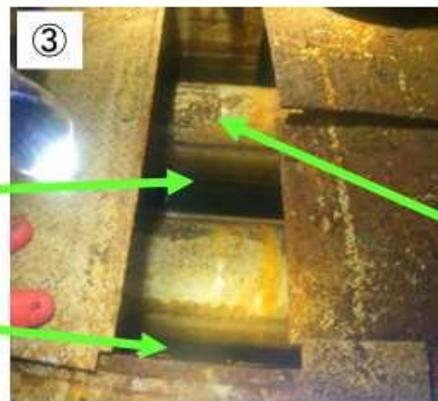
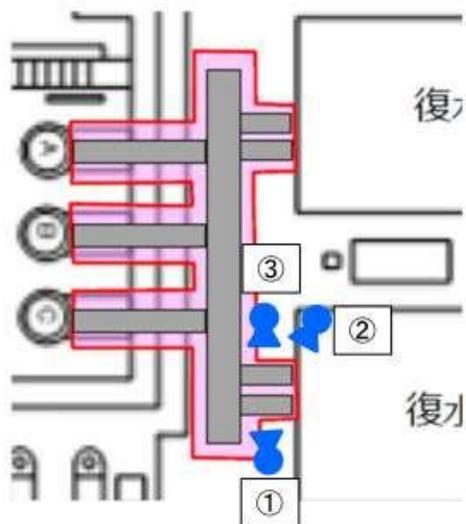
スミア採取箇所①



スミア採取箇所①(配管上部)

図の出典: 建屋滞留水処理の進捗状況について(2017年5月22日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2022年10月21日原子力規制庁撮影

スミア採取箇所②、試料採取箇所



試料採取箇所①
(底部の汚泥)

試料採取箇所②
(底部の汚泥)

スミア採取箇所②(配管上部)

図の出典: 建屋滞留水処理の進捗状況について(2017年5月22日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)
写真は、いずれも2022年10月21日原子力規制庁撮影