

(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<sup>1</sup>

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

<sup>1</sup> [https://www.tepco.co.jp/cc/press/2012/1205628\\_1834.html](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<sup>2</sup>

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。

---

<sup>2</sup> [https://www.nra.go.jp/activity/bousai/trouble/gensai\\_25/archive\\_nisa/plant-1-2303.html](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<sup>3</sup>

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<sup>4</sup>

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

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

<sup>4</sup> [https://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/iaea\\_houkokusho.html](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、オペレーションフロア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<sup>5</sup>

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)

---

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

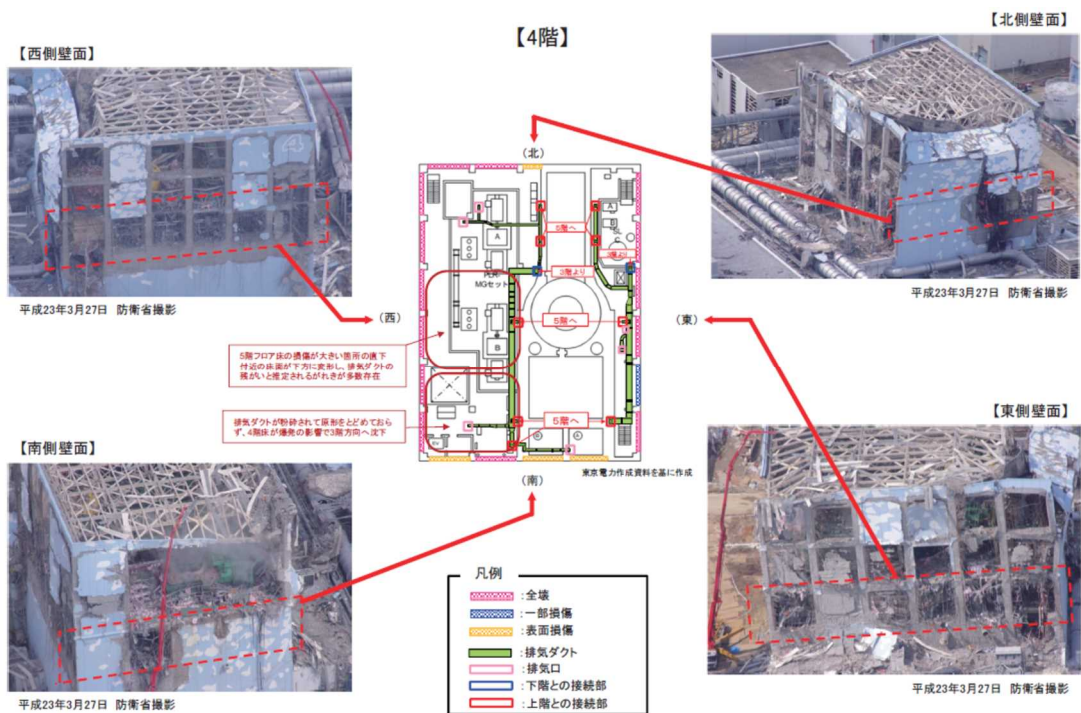


図1 4号機原子炉建屋の損傷状況<sup>6</sup>

(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）<sup>7</sup>

<sup>6</sup> 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

<sup>7</sup> 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）<sup>8</sup>

（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<sup>9</sup>（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<sup>10</sup>

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。

---

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

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

<sup>10</sup> <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)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。

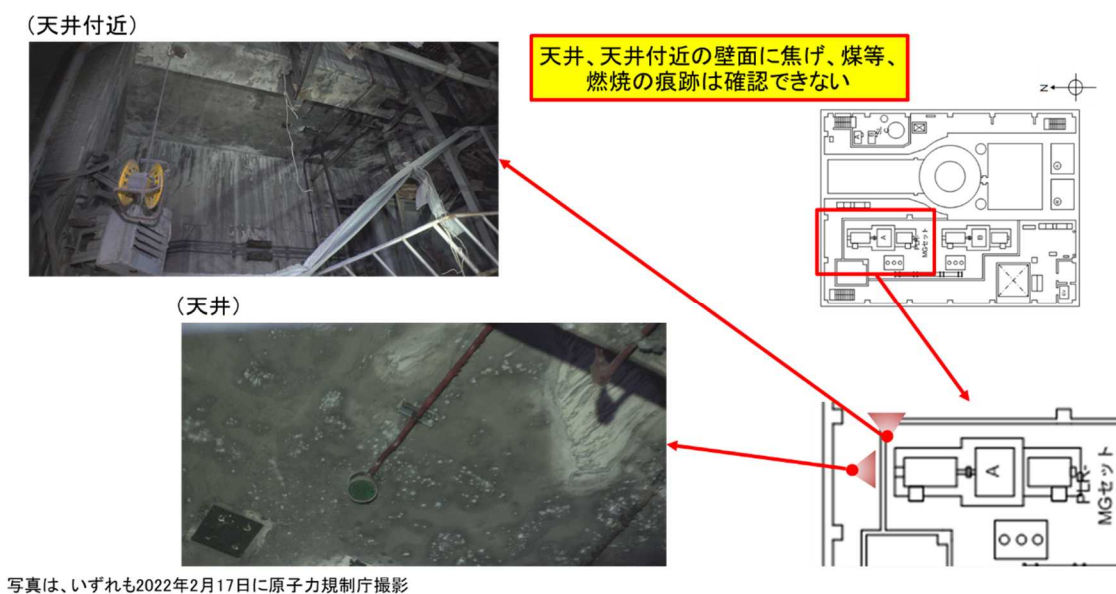


図5 天井及び天井付近の状況

### 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セットの北側（MGセット本体及び下部構造（外側））

4号機原子炉建屋4階にあるMGセットの北側の状況を図7に示す。

MGセットの北東側には、養生材等が燃焼、熔融した痕跡がMGセット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セットの下部構造の北側にあるMGセットの支持構造物は、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セット本体は燃焼していないことを確認した。

また、MGセット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かと思われる。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、熔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。

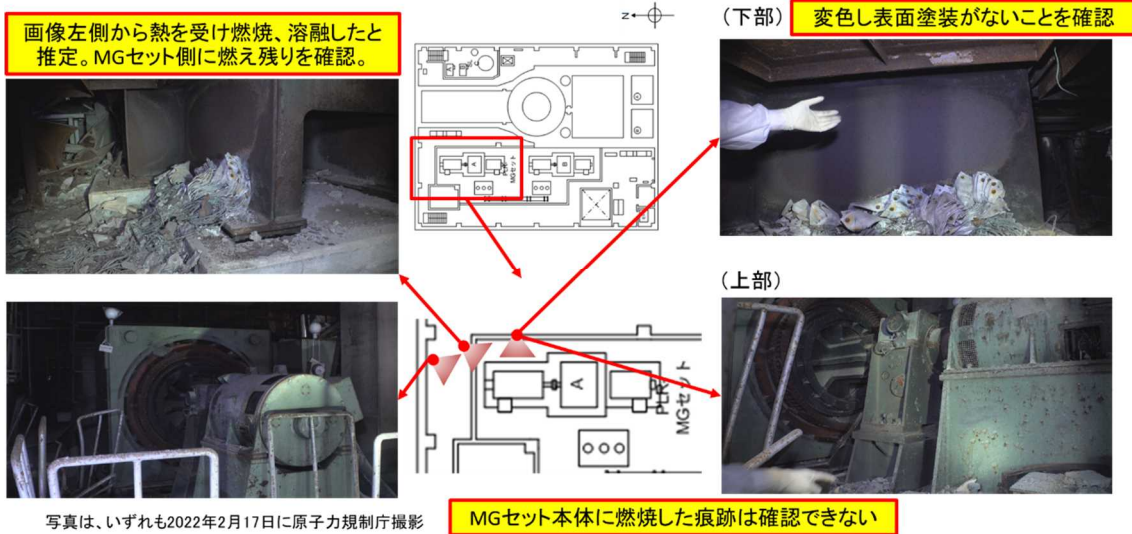


図7 MGセットの北側の状況



図8 MGセットの支持構造物の状況

④ MGセットの北側（MGセットの下部構造（内側））

4号機原子炉建屋4階にあるMGセット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。

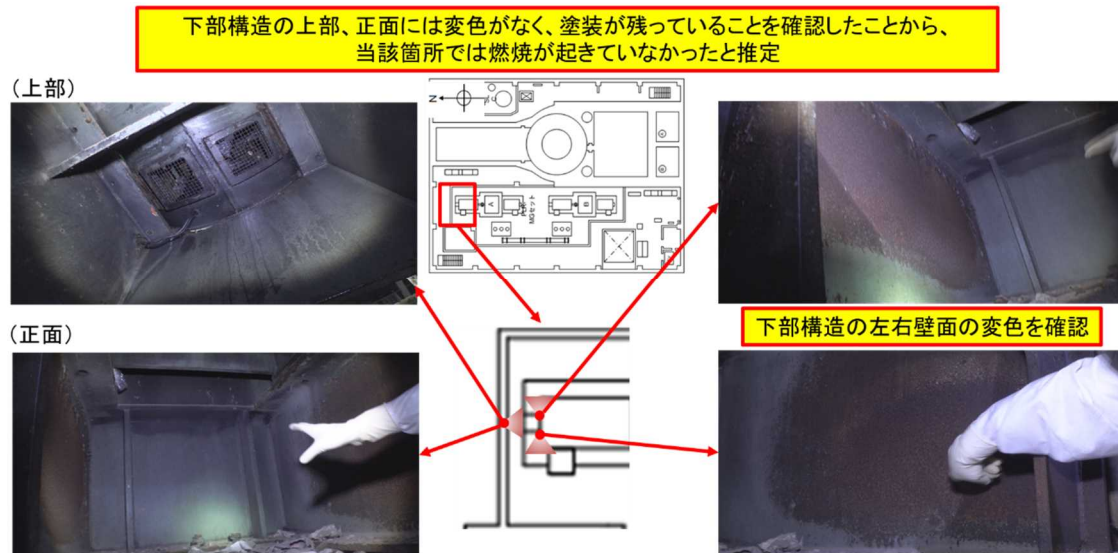


図9 MG セットの北側の下部構造（内側）の状況

⑤ MG セットの北西側

4号機原子炉建屋4階にあるMGセットの北西側の状況を図10～12に示す。

MGセット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。

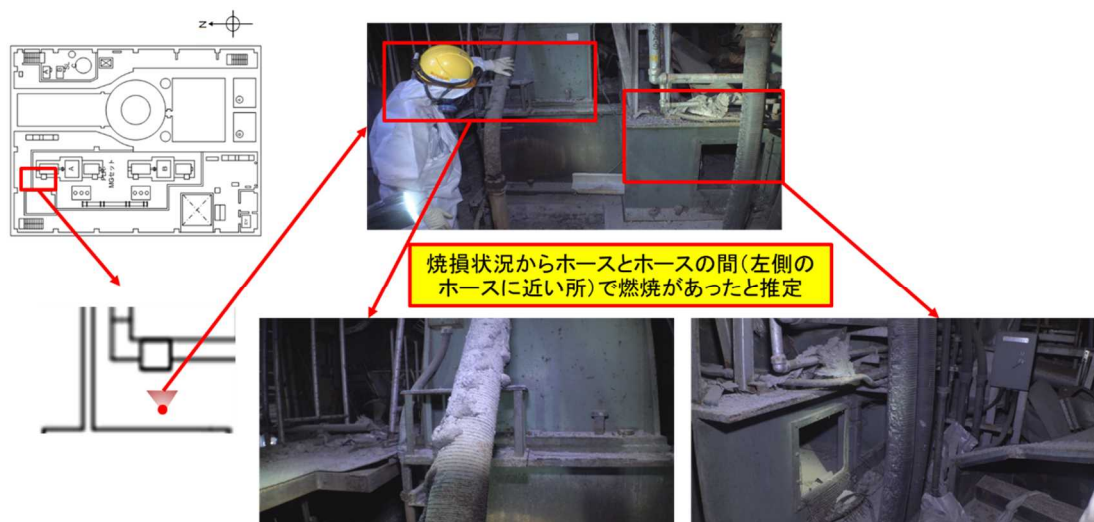
MGセットの下部構造の西側には、楕円状に変色していることを確認した（図11の左上及び左下の画像）。

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。



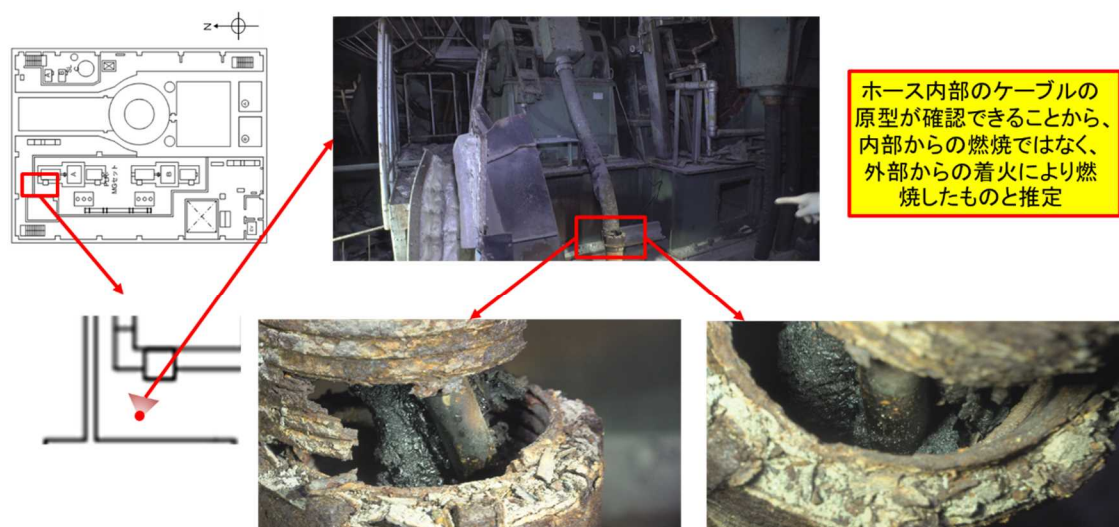
写真は、いずれも2022年2月17日に原子力規制庁撮影

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 セットの周囲で大きく 3 箇所（MG セットの東側、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<sup>1</sup>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<sup>2</sup>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<sup>3</sup>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<sup>4</sup>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。

<sup>1</sup> 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

<sup>2</sup> 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)

<sup>3</sup> 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)

<sup>4</sup> 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

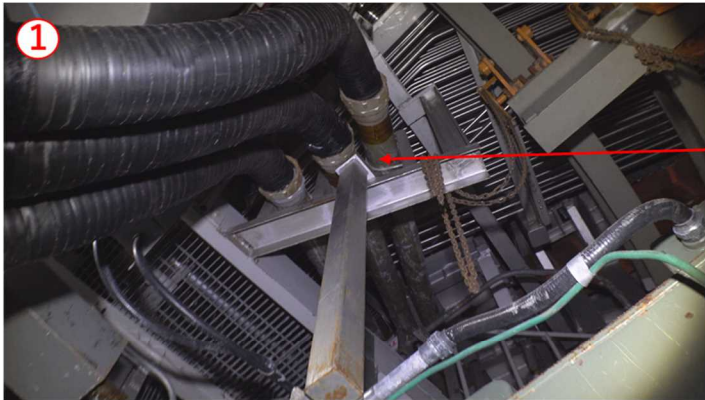
調査チームが行った5号機のPCV内調査では、可燃性有機化合物の発生源となると考えられる物質として、原子炉圧力容器の保温材・断熱材、配管の保温材、制御棒駆動機構の制御ケーブル・ポンプ等の電源ケーブル、PCV内側の塗料などが確認された。特に、ケーブルや保温材等はPCV内の使用量も多く、可燃性有機ガスの発生源となると考えられた。

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

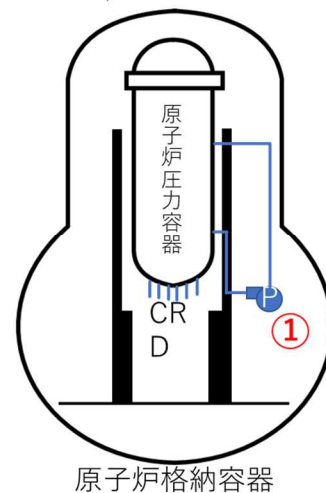
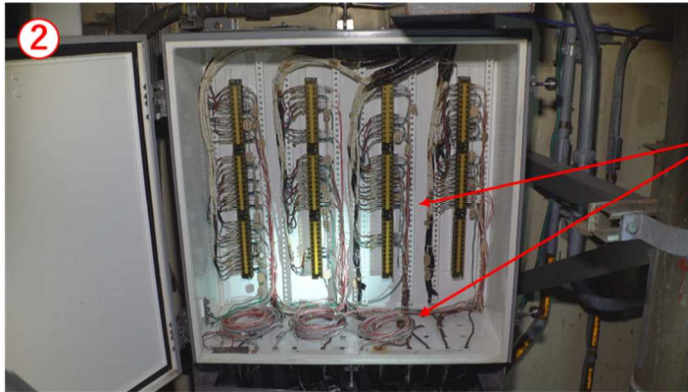


図2 再循環ポンプ動力ケーブル (CV ケーブル) の仕様等



福島第一 5号機

原子炉圧力容器底部温度計  
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 原子炉圧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

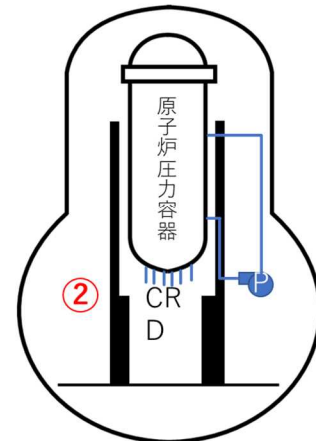
絶縁体：難燃性エチレンプロピレンゴム

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

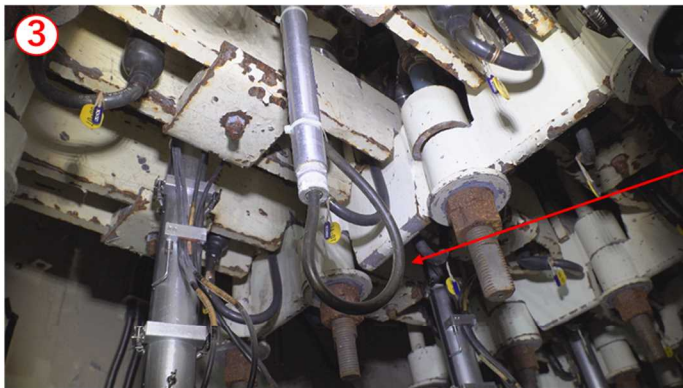
（ペDESTAL部に施工されているケーブル総量）※

※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

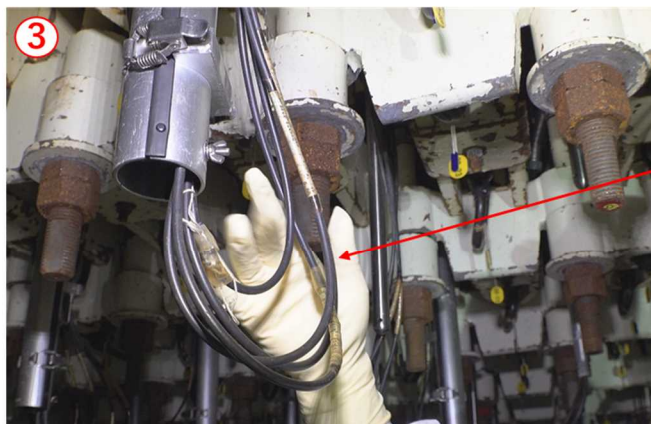
図4 原子炉圧力容器底部温度計ケーブル（PNケーブル）の仕様等



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

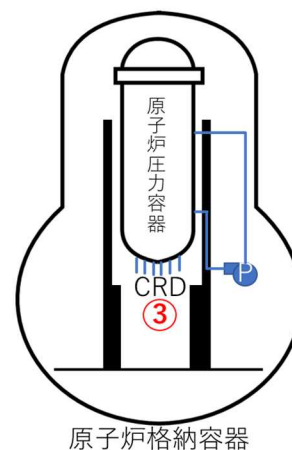


図6 SRNM/LPRMケーブル（同軸ケーブル）の仕様等



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 m<sup>3</sup>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

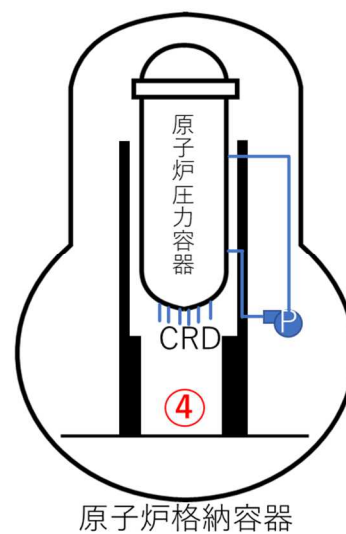
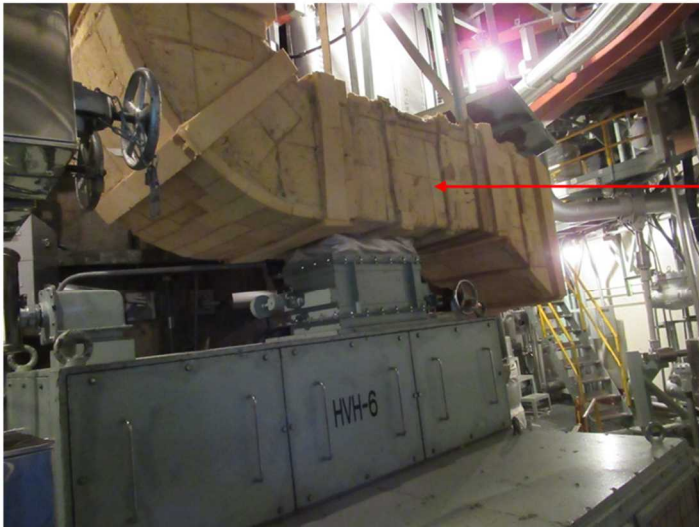


図8 原子炉補機冷却水系配管（ウレタン保温材）の仕様等



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1m<sup>3</sup>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

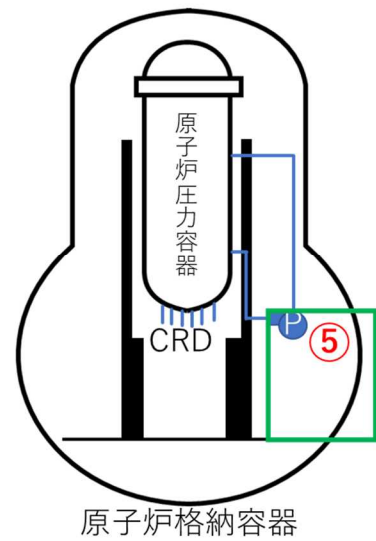


図10 ドライウェル空調用ダクト（ポリイミド発泡体保温材）の仕様等





**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

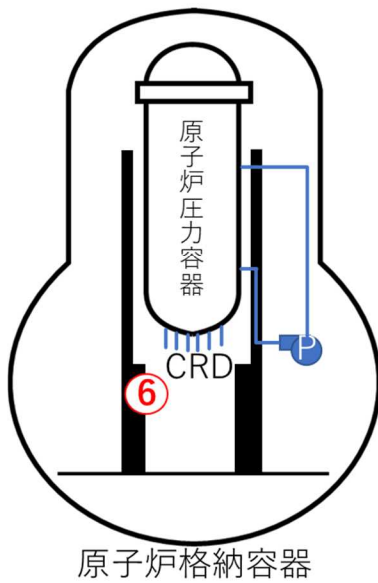


図 11 塗料（ペDESTAL内）（エポキシ塗料）の設置状況

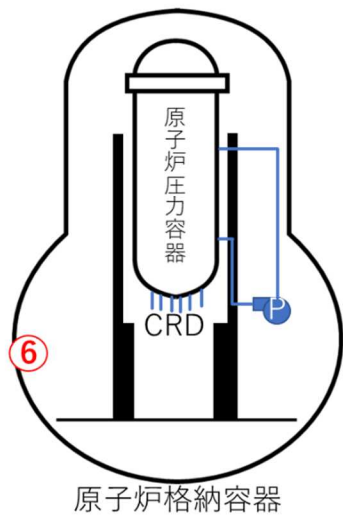
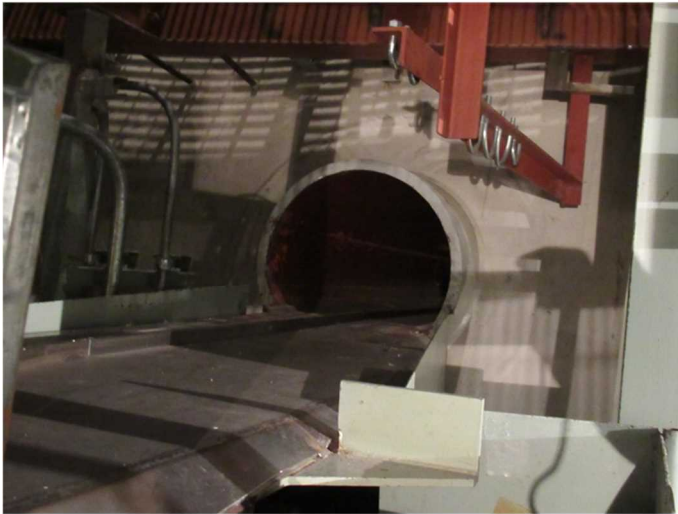


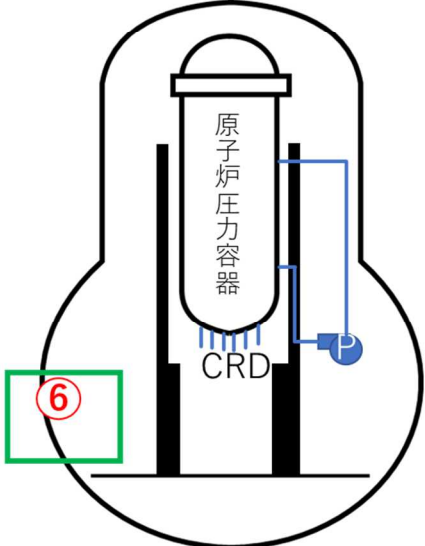
図12 塗料 (X-6 ペネ周辺) (エポキシ塗料) の設置状況



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。

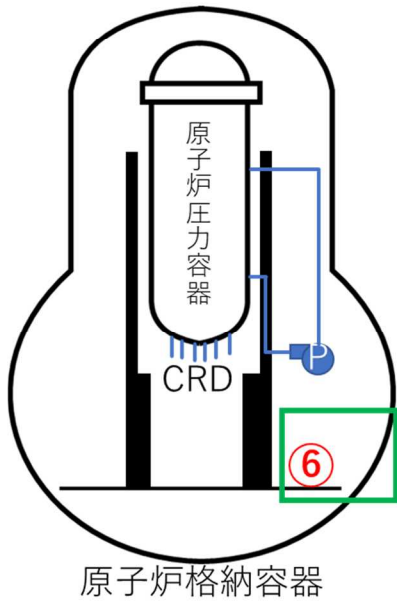


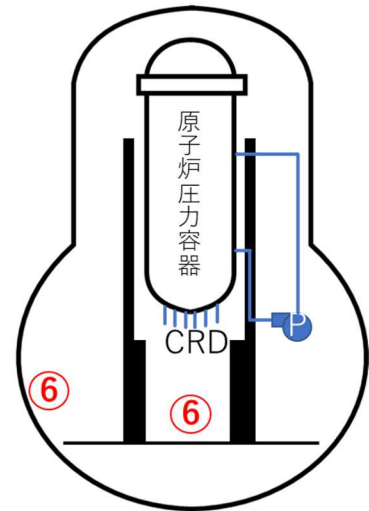
図14 塗料（ドライウェル内）（エポキシ塗料）の設置状況

## エポキシ塗料

用 途：格納容器内（D/W、S/C）壁面上塗り

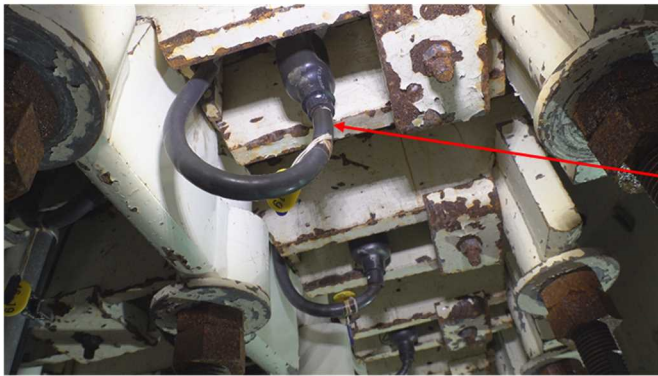
原子炉格納容器内総量：約0.442トン  
（格納容器（D/W側）内壁表面積約1600m<sup>2</sup>、  
上塗り／中塗り膜厚各々100μmで試算）※

※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

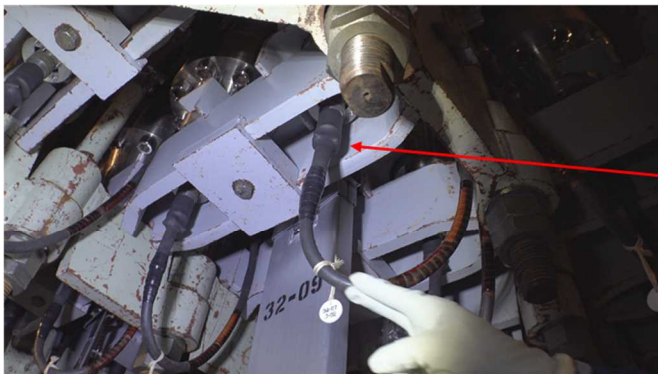
図15 塗料（ペDESTAL内、X-6ペネ周辺等）（エポキシ塗料）の仕様等



**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DESTアル内)

2022年2月18日原子力規制庁撮影



**島根 1号機**

RPV下部 (ペDESTアル内)

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

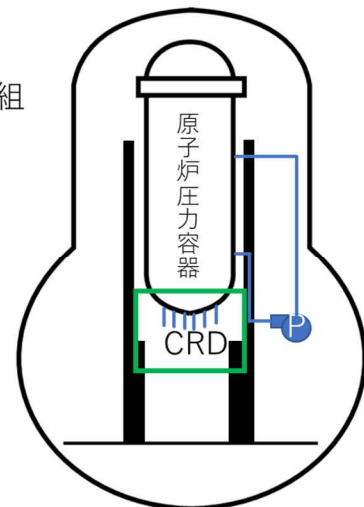
絶縁体：シリコンゴム＋シリコン処理したガラス編組

シース：シリコンゴム

ケーブル総長：約 2,700m※

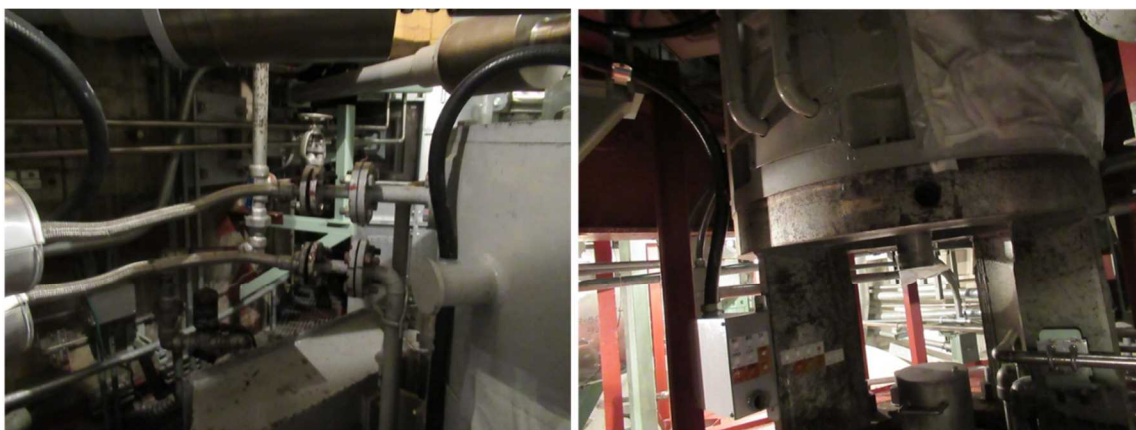
ケーブル総重量：約 730kg※

※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）

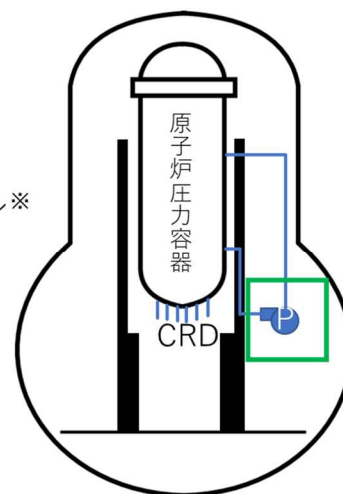
用途：PLRポンプのモーター軸受け潤滑油に使用

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<sup>5</sup>

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（B<sub>4</sub>C）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）

### 2. 可燃性有機ガスの発生源となり得る物に関する情報

TEPCO

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

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)

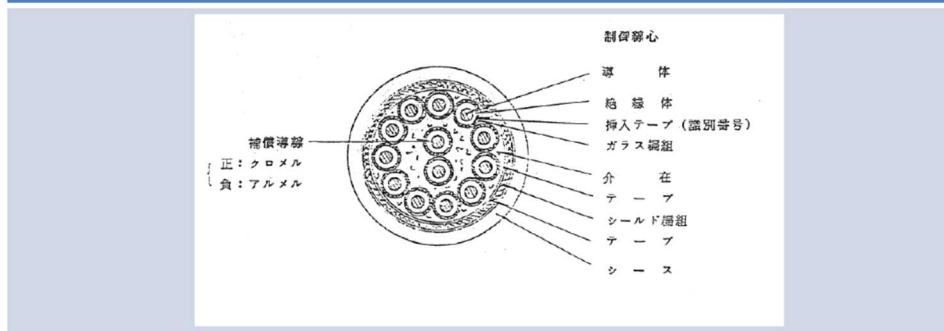
<sup>5</sup> 事故分析検討会 第22回会合 資料5-1 有機化合物を含む可燃性ガスの発生源に関する過去の調査結果から得られた情報について、2021年9月14日 東京電力ホールディングス株式会社

#### 4. 1F3号機 原子炉格納容器内ケーブル仕様 (1/4)

TEPCO

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)

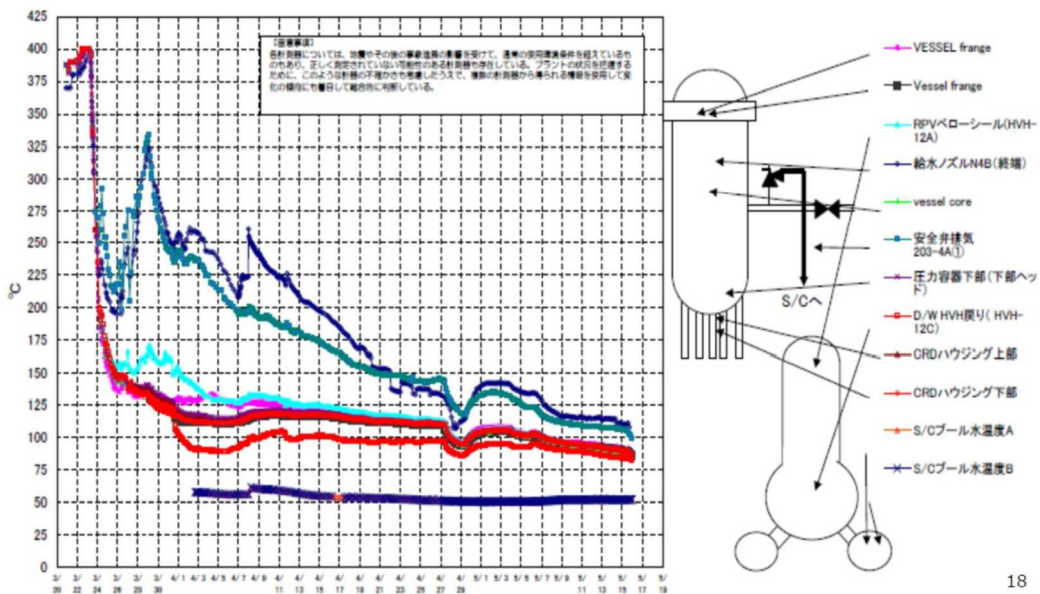
24

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

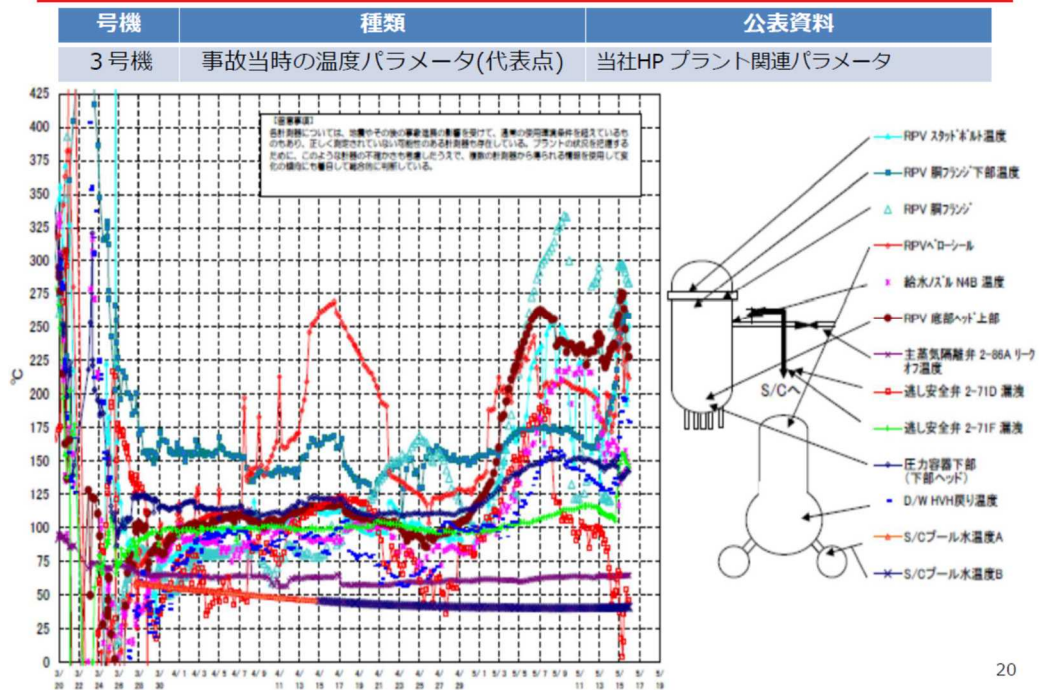
号機	種類	公表資料
1号機	事故当時の温度パラメータ(代表点)	当社HP プラント関連パラメータ



18

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する情報 **TEPCO**



#### (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°Cから RPV 下部での溶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°C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 ー: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:特殊クロロプレナム	○	
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℃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℃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<sub>2</sub>O 及び CO<sub>2</sub> の発生量が多く、次いで CH<sub>4</sub>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 8m<sup>3</sup>) の重量減少が、比較的低い温度範囲（約 200～400℃）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ロ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<sup>6</sup>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

<sup>6</sup> 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）

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、 $\text{CH}_4$  の炭素数 3 以下の低分子量のガスを定量している。

ii) 200°C24 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）

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グム	・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:特殊クロロプレングム	・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

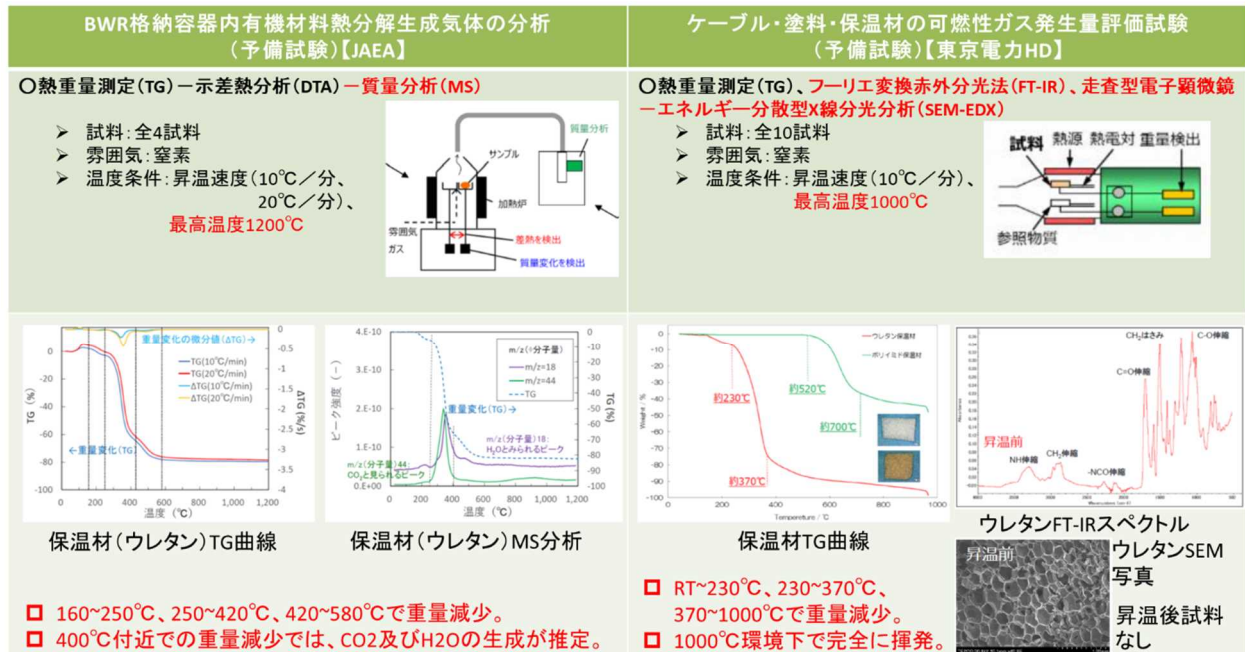
**4 試料**

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グム シース:特殊クロロプレングム	・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

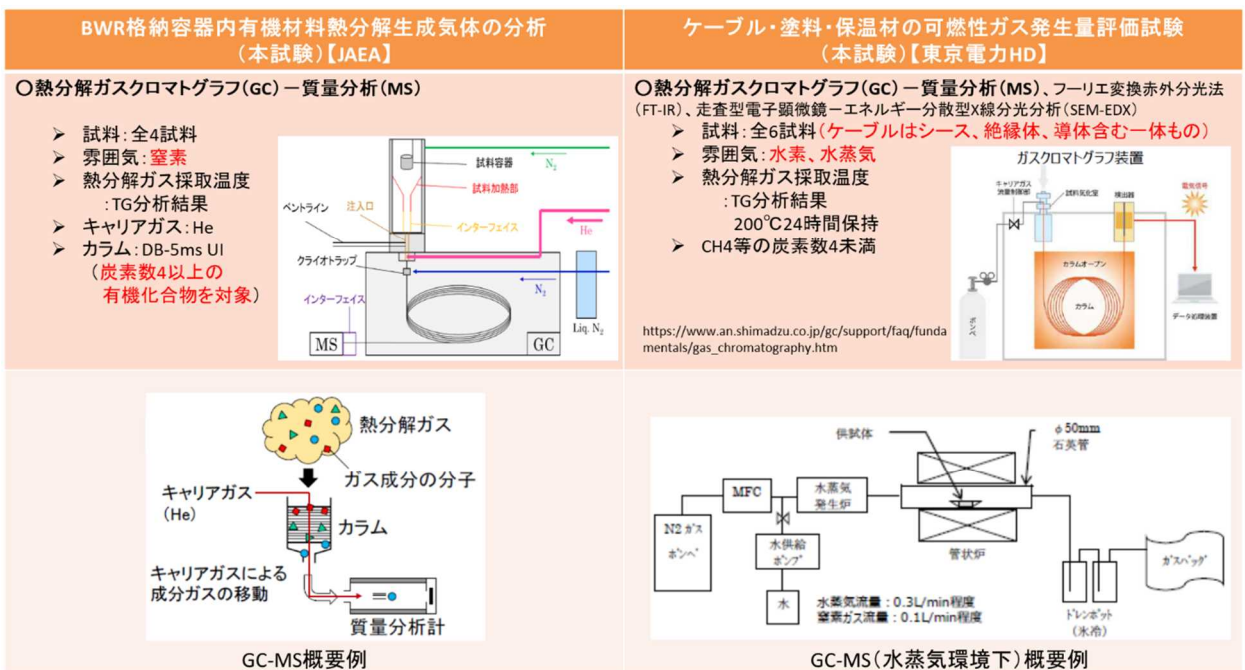
出典:東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会(第29回会合)資料1-2

**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



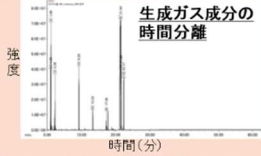
出典: 東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会(第29回会合)資料1-1及び資料1-2

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)ー質量分析(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 (42% C, 50% H)	ピーク No.	保持時間 (min)	ウレタンの生成気体 (42% C, 50% H)	ピーク No.	保持時間 (min)	ウレタンの生成気体 (42% C, 50% H)
1	1.02	1-クロロ-3-フルオロベンゼン	608	1	1.23	609	1	1.21
2	1.09	1-クロロ-3-フルオロベンゼン	555	2	1.42	556	2	1.35
3	2.28	1,2-ジクロロプロパン	930	3	6.68	931	3	6.67
4	9.28	N,N-ジメチルシクロヘキシルアミン	878	4	9.28	879	4	11.54
5	13.33	3,3-(1-fluoro-2-hydroxypropionic acid, 2-isopropyl-5-methyl-cyclohexyl) ester	742	5	11.86	743	5	12.99
6	17.38	Germaoxene A, 9-(methylthio)	567	6	13.09	568	6	15.28
7	21.43	1,4-ジメチル-1-(1-クロロメチル)ピペリン	890	7	15.79	891	7	17.53
8	21.54	9,4-ジメチル-1-(1-クロロメチル)ピペリン (3-クロロプロピル)	901	8	19.08	902	8	21.13
9	21.8	9,4-ジメチル-1-(1-クロロメチル)ピペリン	918	9	22.4	919	9	24.12
10	22.37	2-(2-Chloroethoxy)carbonyl benzoic acid	678	10	33.44	679	10	25.04

□ 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)ー質量分析(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)

試料	ウレタン保温材ガス発生量(m <sup>3</sup> /t)					
	水素ガス			水蒸気		
環境	RT~230	230~370	370~1000	RT~230	230~370	370~1000
温度(°C)						
H <sub>2</sub>	-	-	-	-	2.64E+02	200
CO	-	-	-	-	1.16E+02	-
CH <sub>4</sub>	5.83E-04	1.25E-03	7.39E+00	6.29E-03	1.09E-03	2.72E+01 5.49E-03
C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	-	4.17E-04	5.43E-01	3.59E-03	7.03E-04	6.68E+00 -
C <sub>2</sub> H <sub>6</sub>	-	5.00E-04	6.83E-01	8.98E-04	1.56E-04	1.29E+00 -
炭 C <sub>3</sub> H <sub>6</sub>	-	1.92E-02	5.95E-01	2.70E-03	5.47E-04	3.63E+00 -
化 C <sub>3</sub> H <sub>8</sub>	2.92E-04	5.00E-04	1.51E-01	1.80E-03	3.13E-04	4.30E-01 1.37E-03
水素	-	-	-	-	-	-
i-C <sub>4</sub> H <sub>10</sub>	-	-	-	-	7.81E-05	6.00E-02 -
n-C <sub>4</sub> H <sub>10</sub>	-	1.17E-03	1.23E-02	-	-	1.38E-02 -
i-C <sub>5</sub> H <sub>12</sub>	-	3.08E-03	2.28E-02	-	-	-
上記以外のC <sub>1</sub> ~C <sub>5</sub> (CH <sub>4</sub> 換算値)	1.52E-01	2.17E-01	3.15E-01	5.03E-01	2.27E-01	2.15E+00 8.37E-01
CH <sub>4</sub> 換算合計値	1.55E-01	2.92E-01	1.24E+01	5.30E-01	2.34E-01	5.66E+01 8.51E-01
NH <sub>3</sub>	-	-	6.48E-01	-	-	3.96E-03 -
H <sub>2</sub> S	8.75E-05	7.50E-05	-	7.28E-03	9.38E-04	4.30E-02 4.67E-03

□ 水蒸気環境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

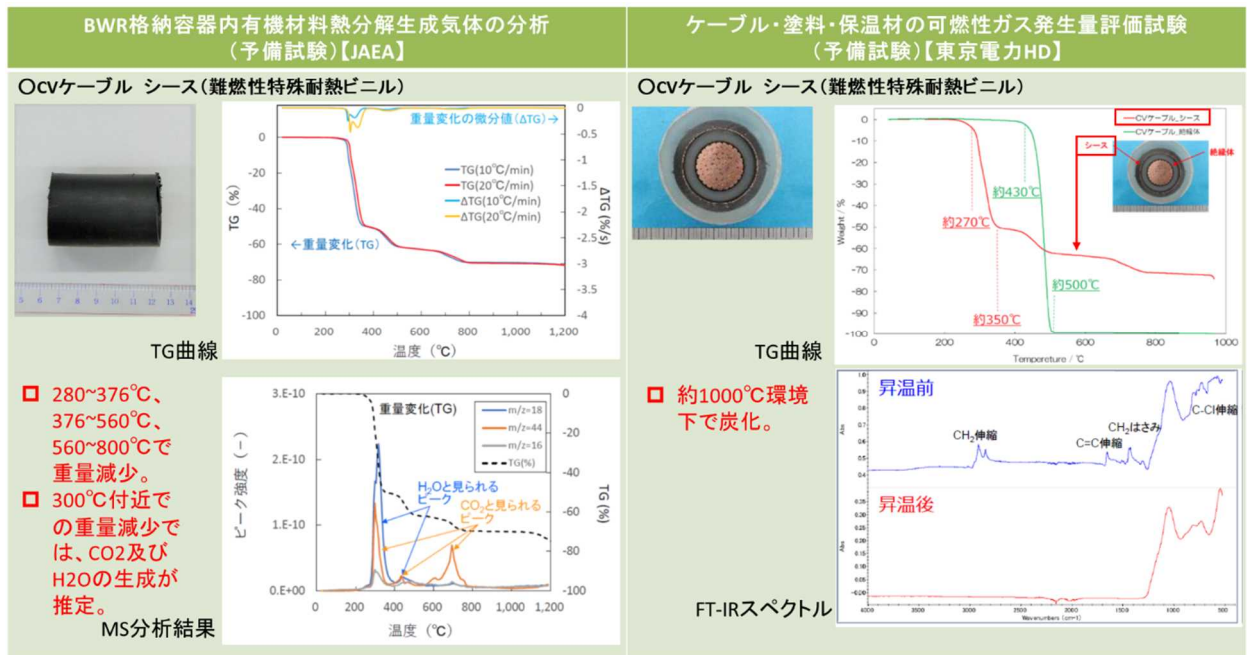
図 25-3 ケーブル等加熱試験の概要

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 ：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) ：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) ：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>N<sub>2</sub> 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"> <li>・321°C → 395°C → 500°C (難燃性エチレンプロピレンゴム)</li> <li>・307°C → 404°C → 527°C (特殊クロロレンゴム)</li> <li>・376°C → 560°C → 800°C (難燃性特殊耐熱ビニル)</li> <li>・246°C → 421°C → 580°C (ウレタン)</li> </ul> </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лай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 <sub>2</sub> 雰囲気	試料量	2.1 mg	試料加熱温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・321°C → 395°C → 500°C (難燃性エチレンプロピレンゴム)</li> <li>・307°C → 404°C → 527°C (特殊クロロレンゴム)</li> <li>・376°C → 560°C → 800°C (難燃性特殊耐熱ビニル)</li> <li>・246°C → 421°C → 580°C (ウレタン)</li> </ul>	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лай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"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・ケーブルはシース、絶縁体、導体含む一体もので試験実施</li> </ul> <p>■本試験分析方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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)</li> </ul>
加熱雰囲気	N <sub>2</sub> 雰囲気																										
試料量	2.1 mg																										
試料加熱温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・321°C → 395°C → 500°C (難燃性エチレンプロピレンゴム)</li> <li>・307°C → 404°C → 527°C (特殊クロロレンゴム)</li> <li>・376°C → 560°C → 800°C (難燃性特殊耐熱ビニル)</li> <li>・246°C → 421°C → 580°C (ウレタン)</li> </ul>																										
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лай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 27-1 CV ケーブルの結果概要



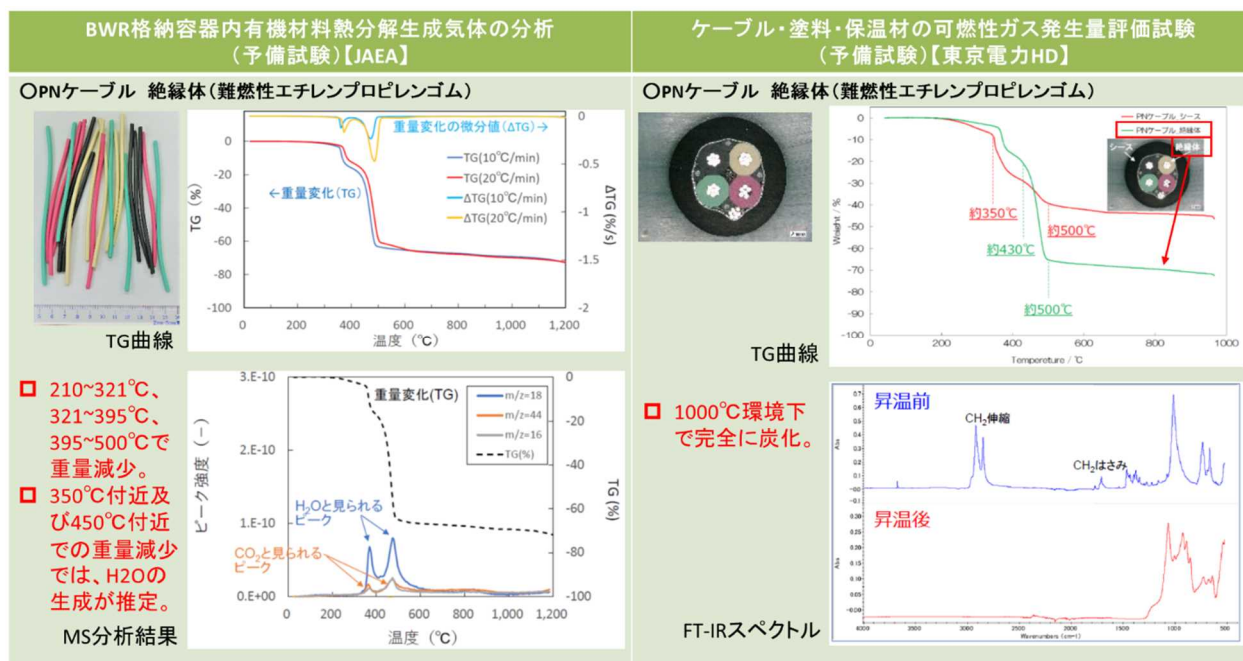
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 27-2 CV ケーブルの結果概要



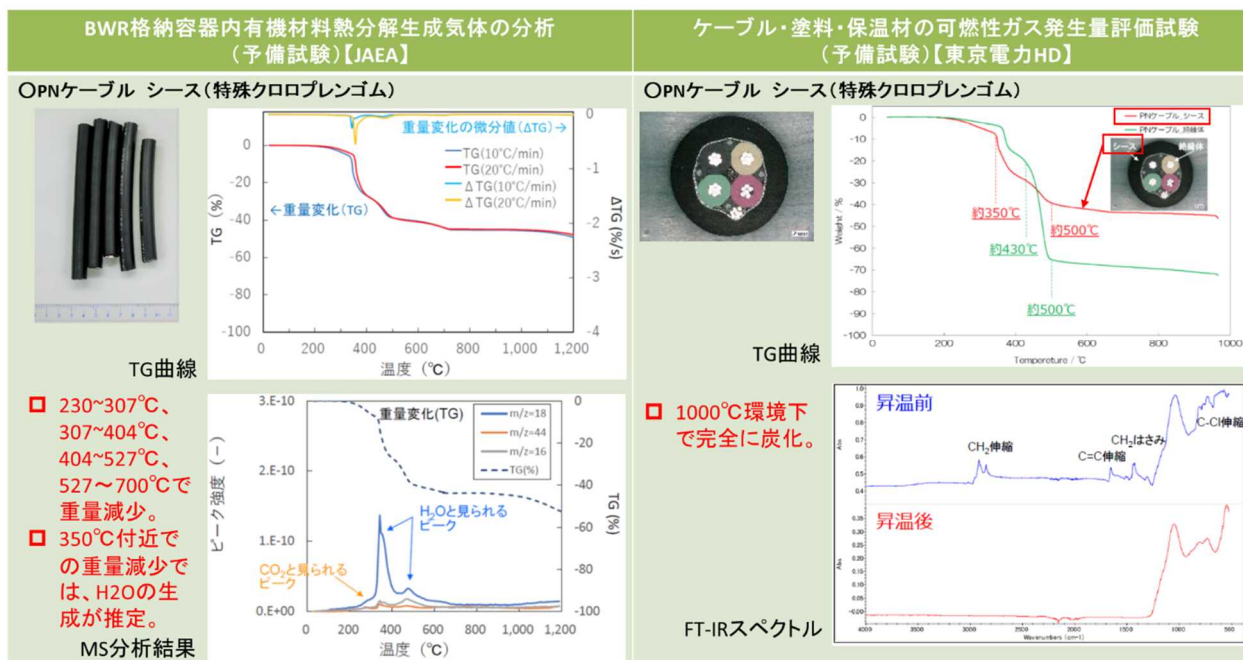
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

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 28-1 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 28-2 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



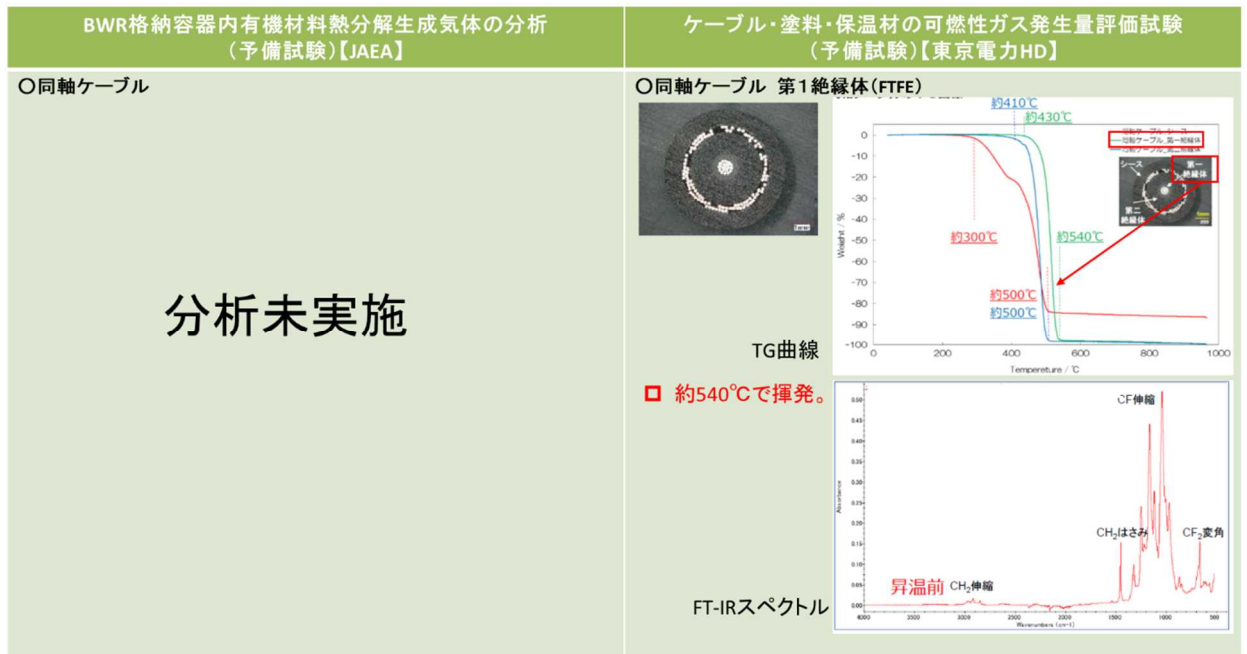
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 28-4 PNケーブルの結果概要



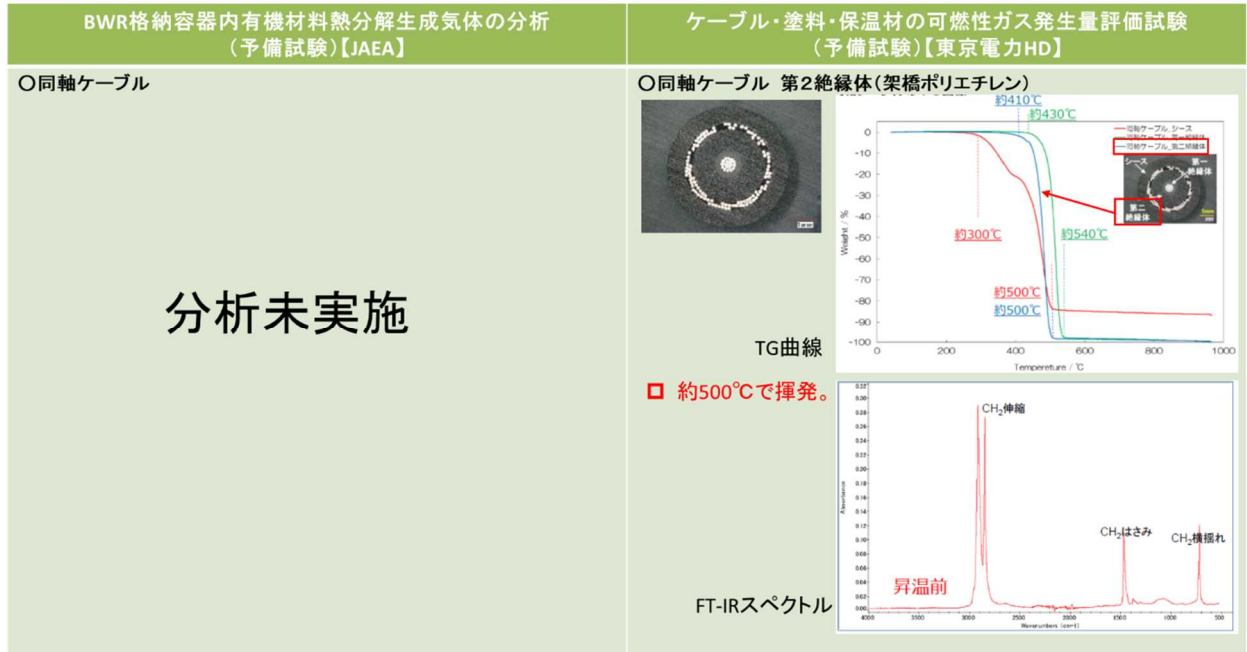
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 29-1 同軸ケーブルの結果概要



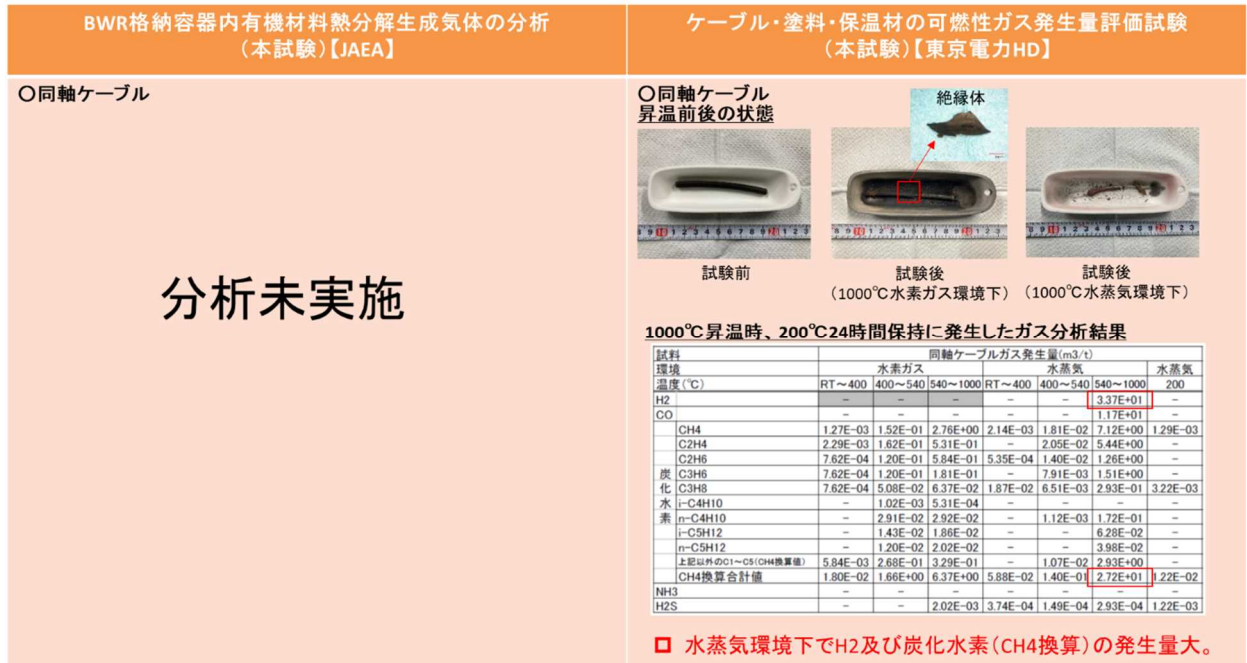
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

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

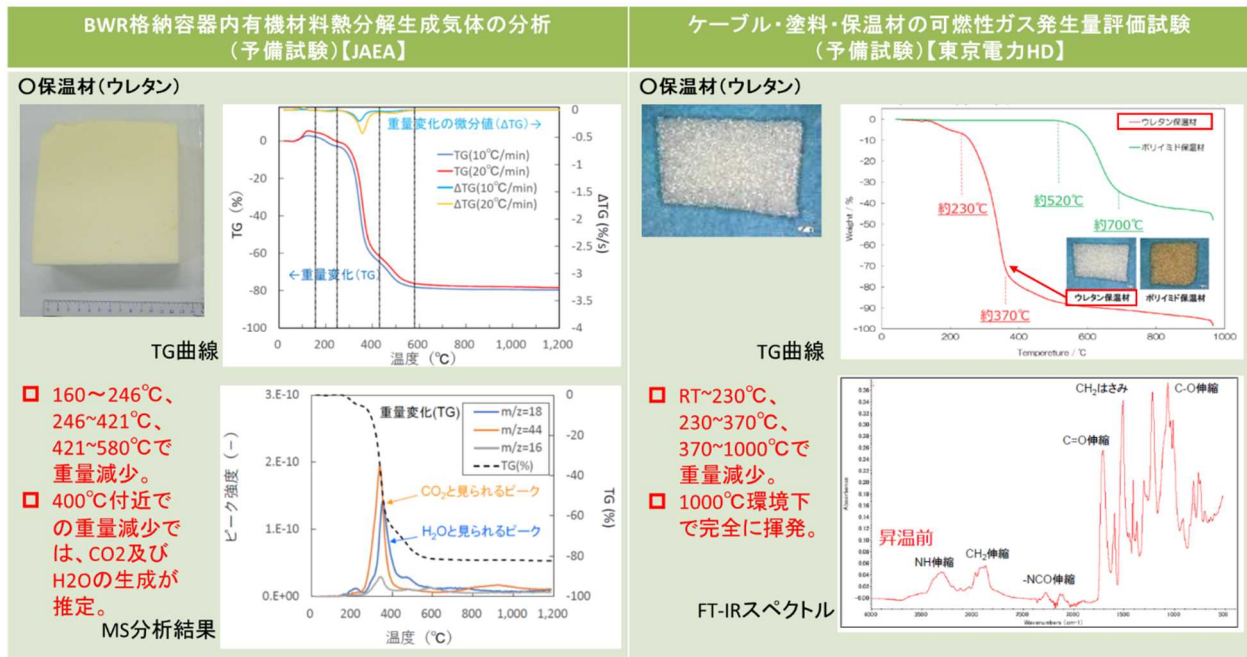
図 29-3 同軸ケーブルの結果概要



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 29-4 同軸ケーブルの結果概要





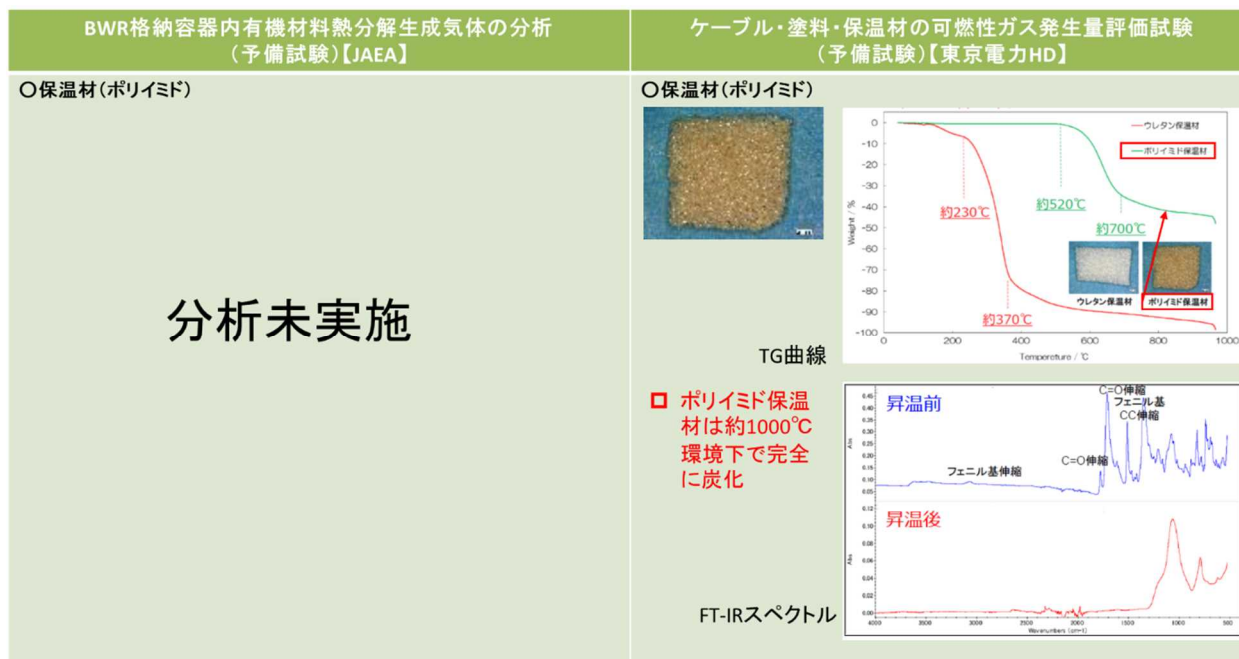
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 30-1 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 30-2 保温材の結果概要



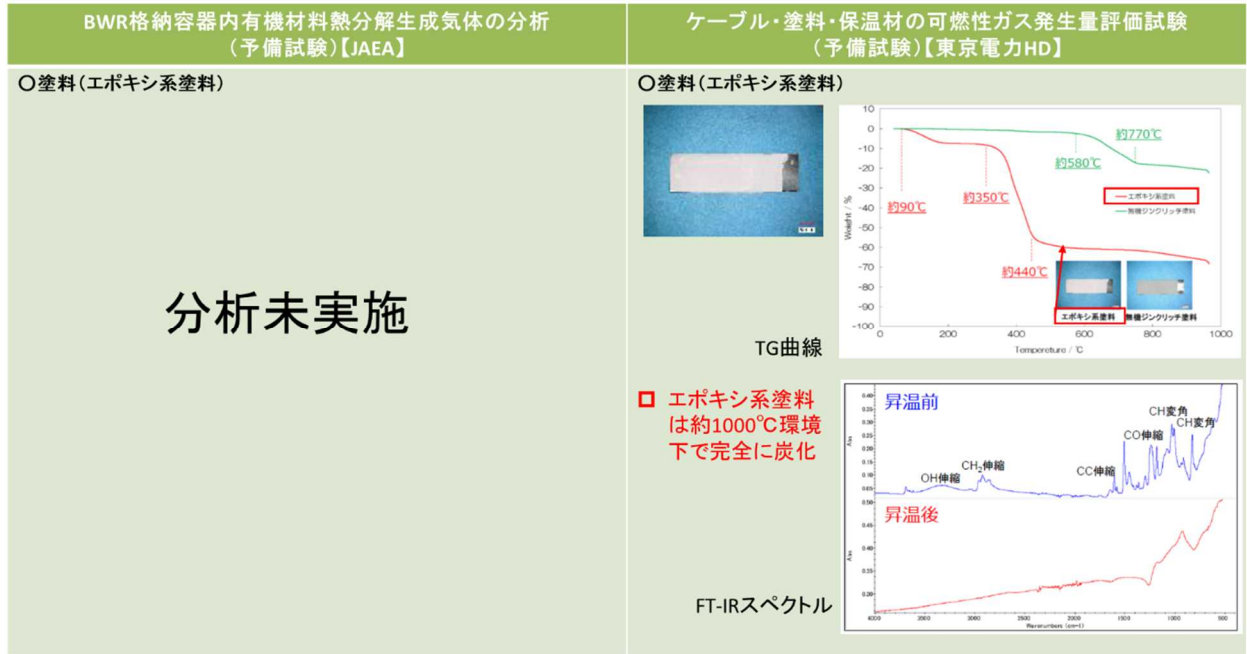
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 30-3 保温材の結果概要



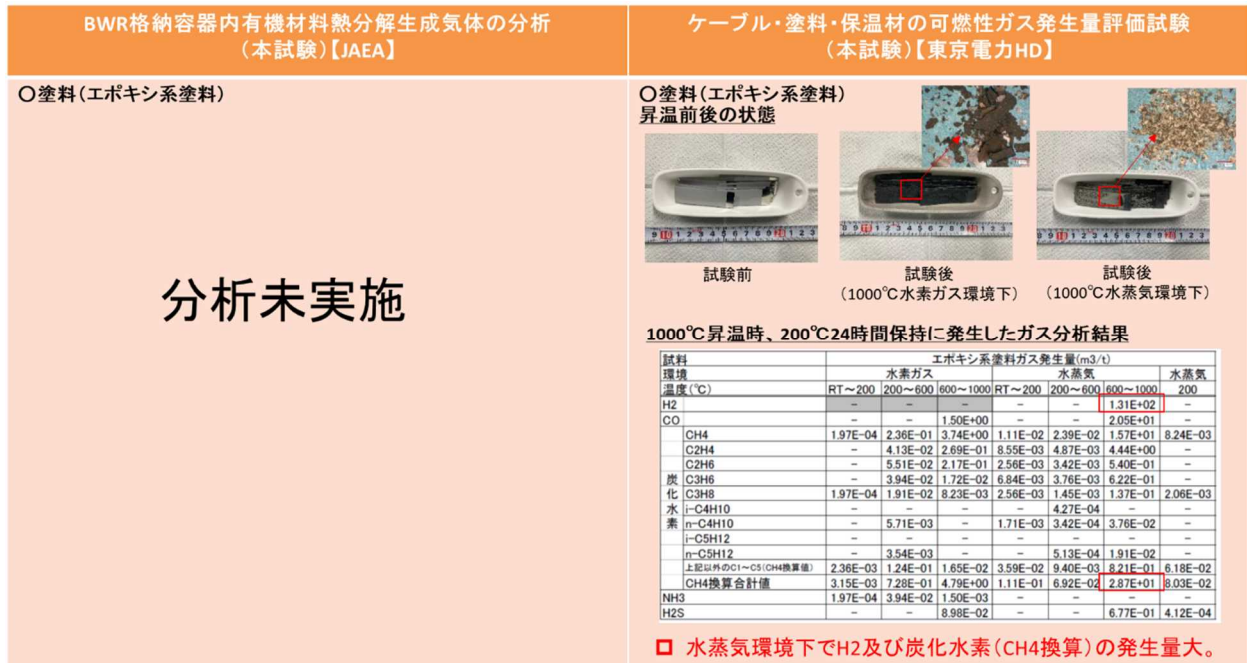
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 30-4 保温材の結果概要



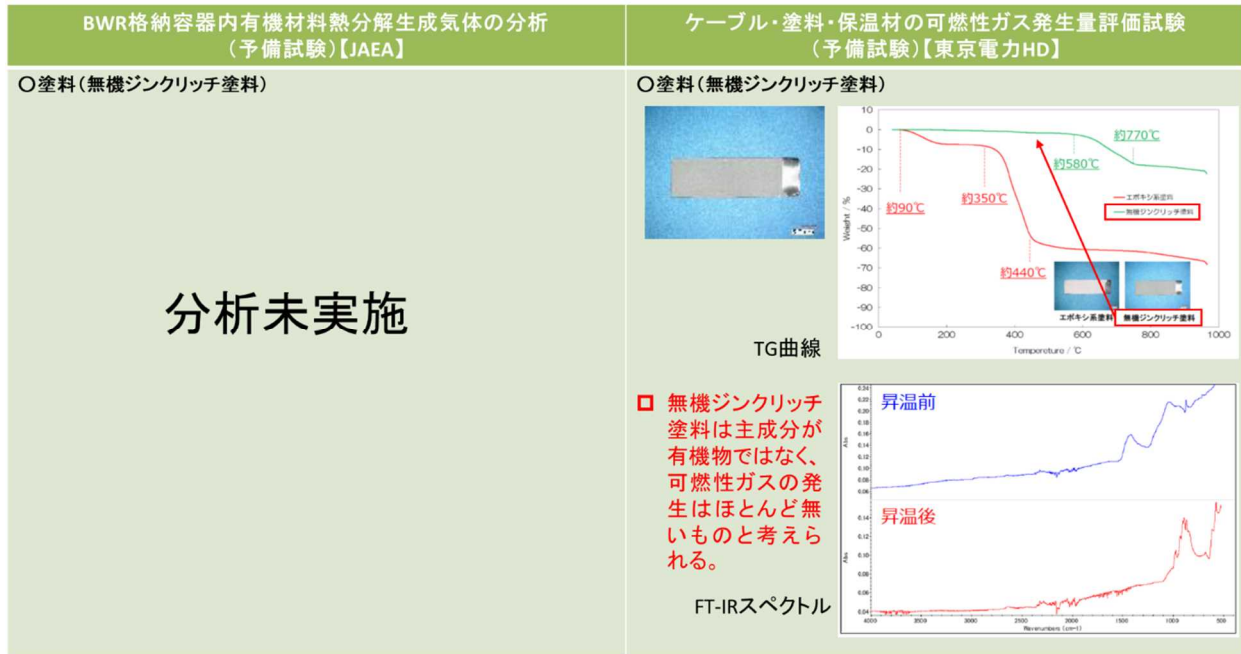
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 31-1 塗料の結果概要



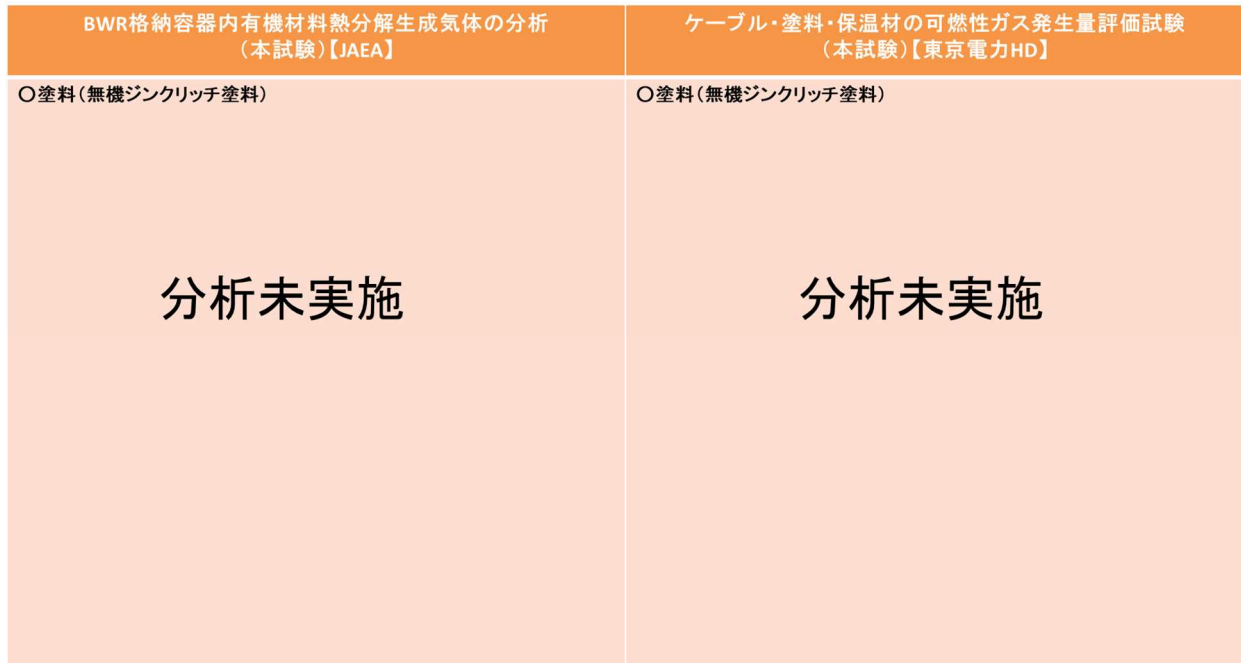
出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 31-2 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 31-3 塗料の結果概要

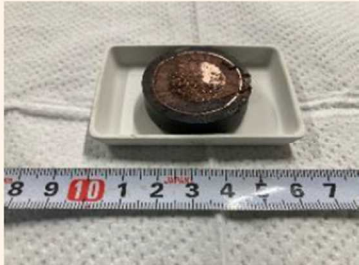


出典：東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第29回会合）資料1-1及び資料1-2

図 31-4 塗料の結果概要

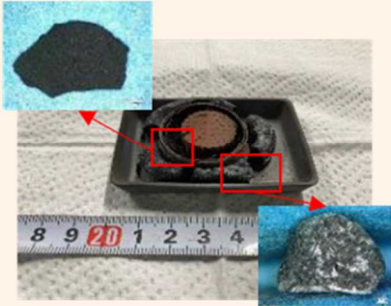
**ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験  
(200°C24時間保持試験) 【東京電力HD】**

○CVケーブル



試験前

絶縁体



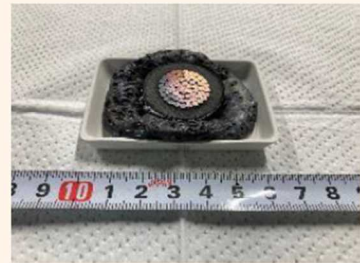
試験後

(1000°C水素ガス環境下)



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)	L	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】**

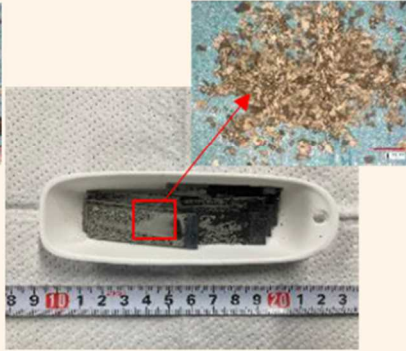
○エポキシ系塗料



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)		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）

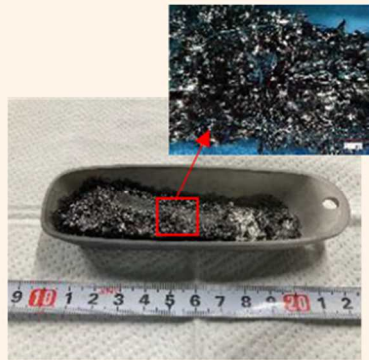


ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験  
 (200°C24時間保持試験) 【東京電力HD】

○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

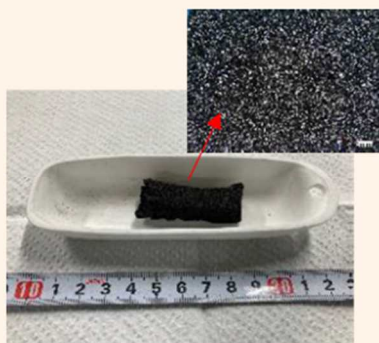
図 32-5 200°C24 時間保持試験の概要（ウレタン保温材）

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	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](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](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](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](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](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](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](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](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℃/分及び 20℃/分) において概ね同様の傾向が得られたため、ここでは、10℃/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℃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℃、307～404℃、280～376℃及び 246～421℃であった。存在量の多いウレタン(約 8m<sup>3</sup>)<sup>1</sup>の重量減少が、比較的低い温度範囲 (約 200～400℃) におい

<sup>1</sup> 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 ( $\text{CO}_2$ ) 及び水 ( $\text{H}_2\text{O}$ ) 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ピ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ピレンゴムにおいては  $\text{H}_2\text{O}$  が、難燃性特殊耐熱ビニル及びウレタンにおいては  $\text{H}_2\text{O}$  及び  $\text{CO}_2$  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<sup>2</sup>、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°C/分または 20°C/分で 1200°C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）。

<sup>2</sup> 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		$\left[ \text{CH}_2 - \underset{\text{Cl}}{\text{CH}} - \text{CH}_2 - \text{CH} \right]_n$
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



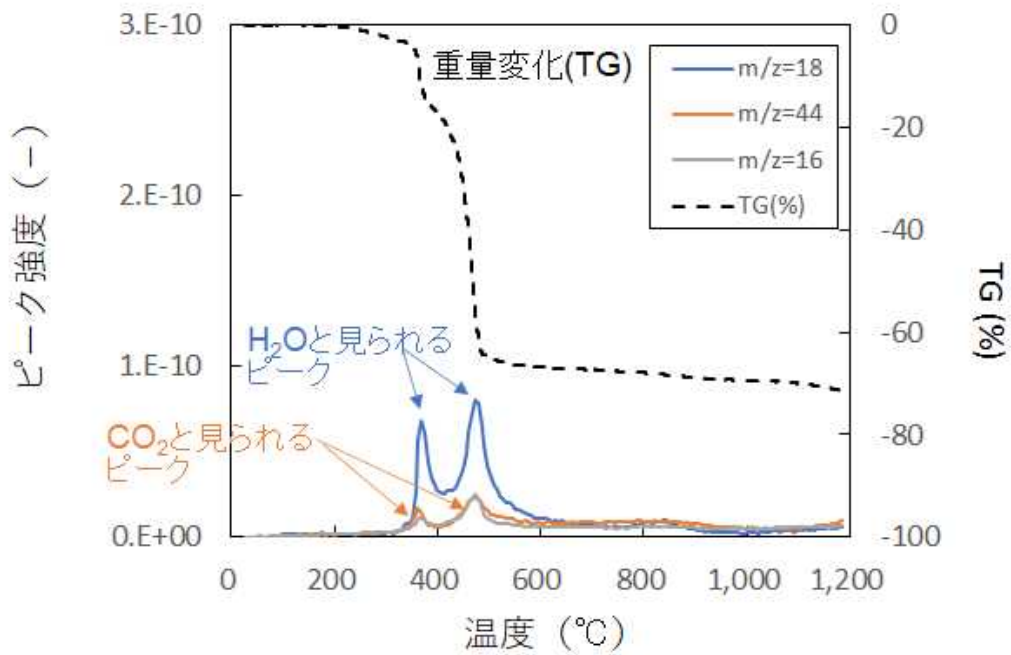


図1 TG-MS分析におけるMS分析結果（難燃性エチレンプロピレンゴム）  
 (m：分析時に生成したイオンの質量、z：イオンの電荷（通常1）)

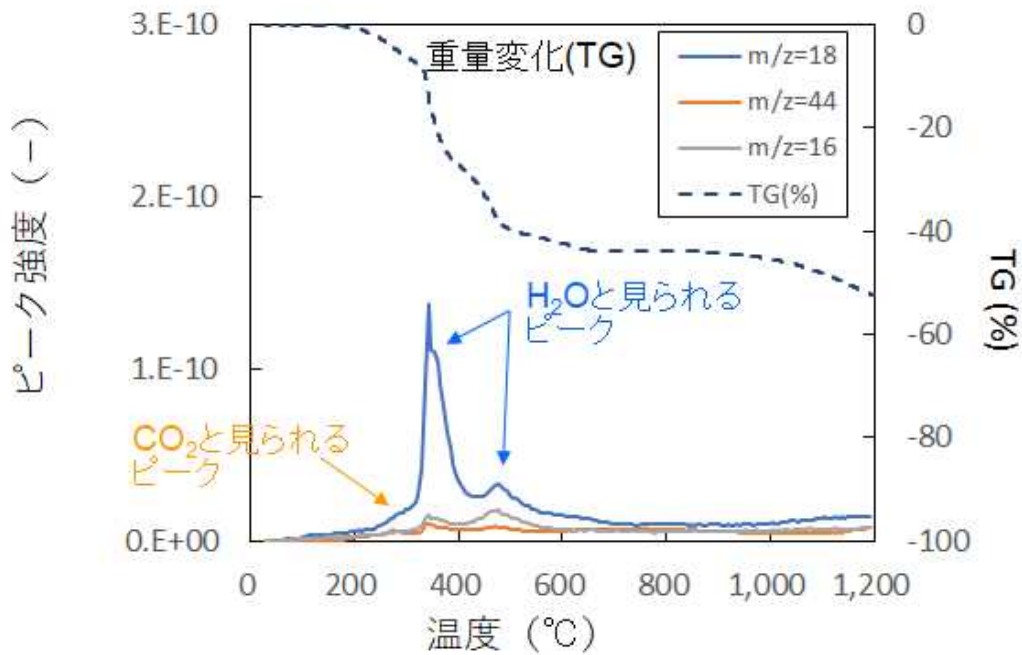


図2 TG-MS分析におけるMS分析結果（特殊クロロプレングム）

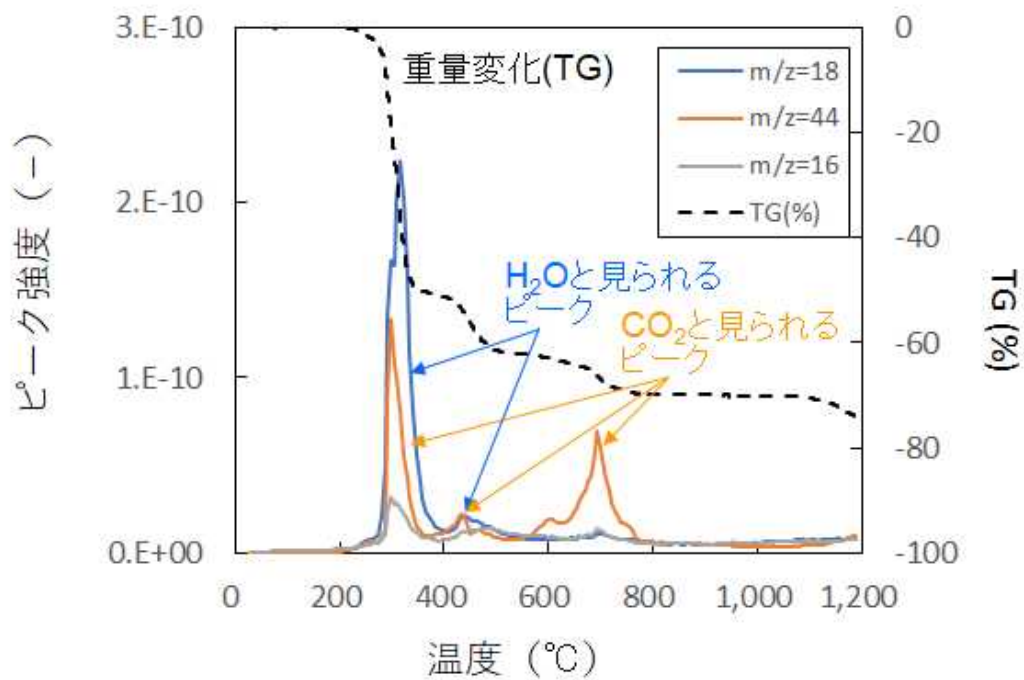


図3 TG-MS分析におけるMS分析結果（難燃性特殊耐熱ビニル）

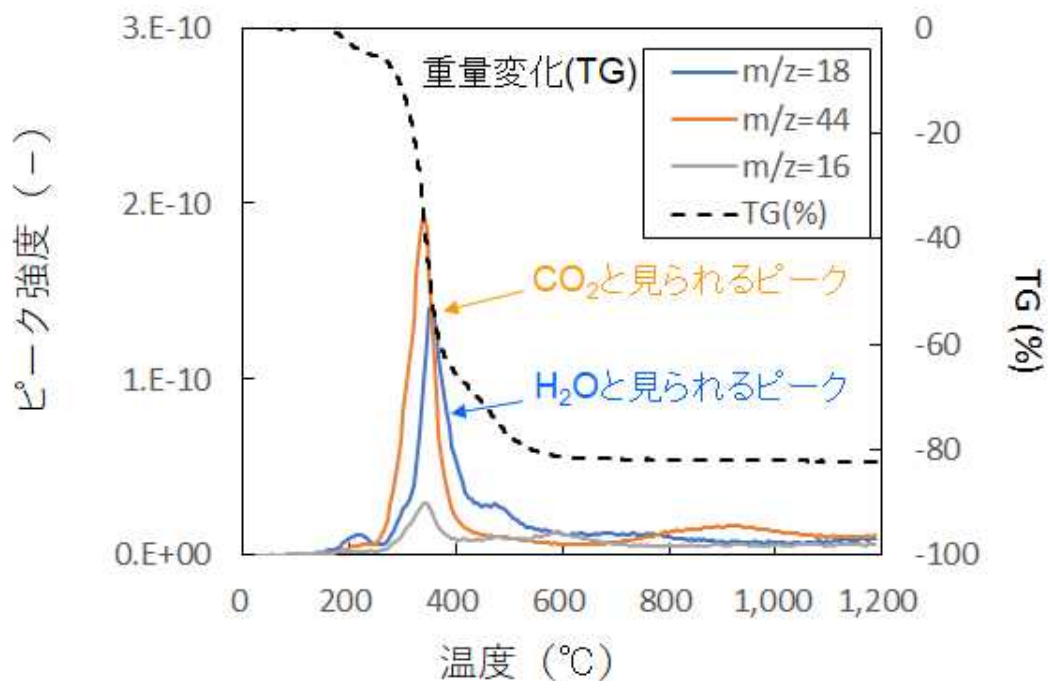


図4 TG-MS分析におけるMS分析結果（ウレタン）

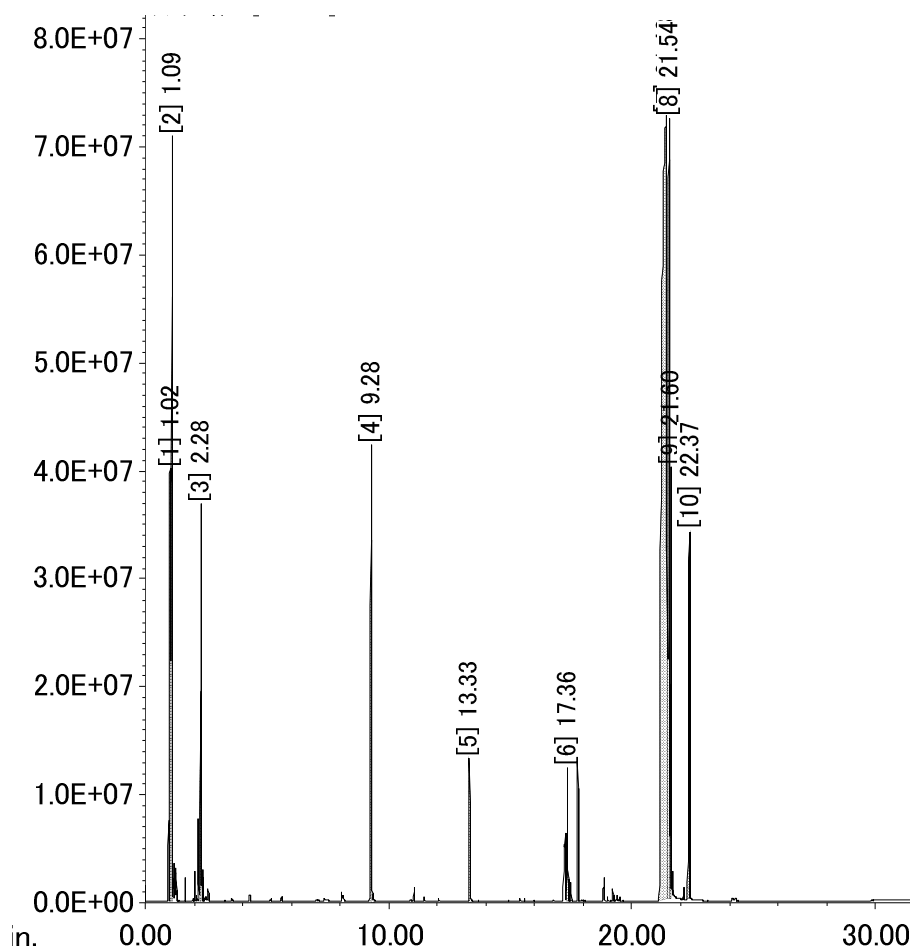
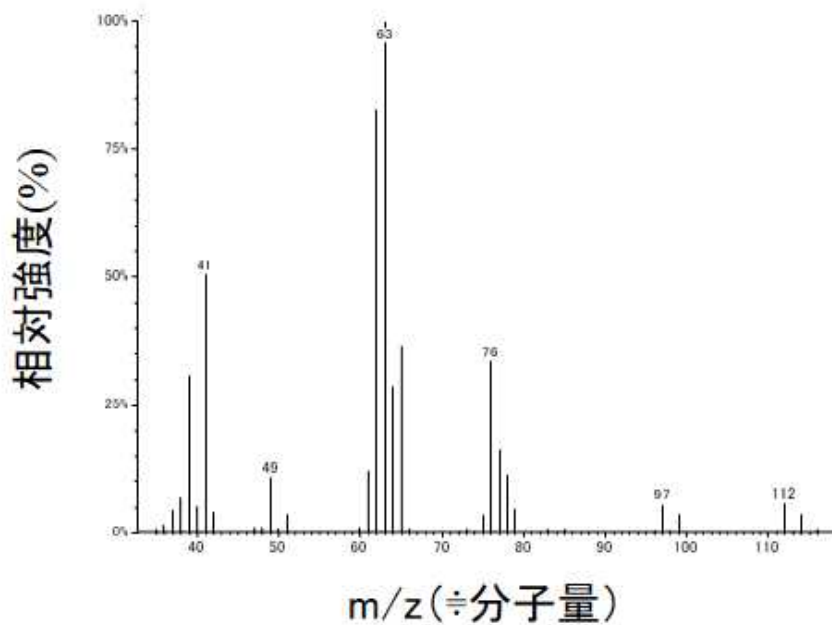


図5 熱分解 GC-MS 分析において尿素試料を 246°Cまで加熱して生成したガスのクロマトグラム（縦軸はピーク強度、横軸は時間（分）を示す）

## マススペクトル測定データ



## ライブラリデータ(照合結果)

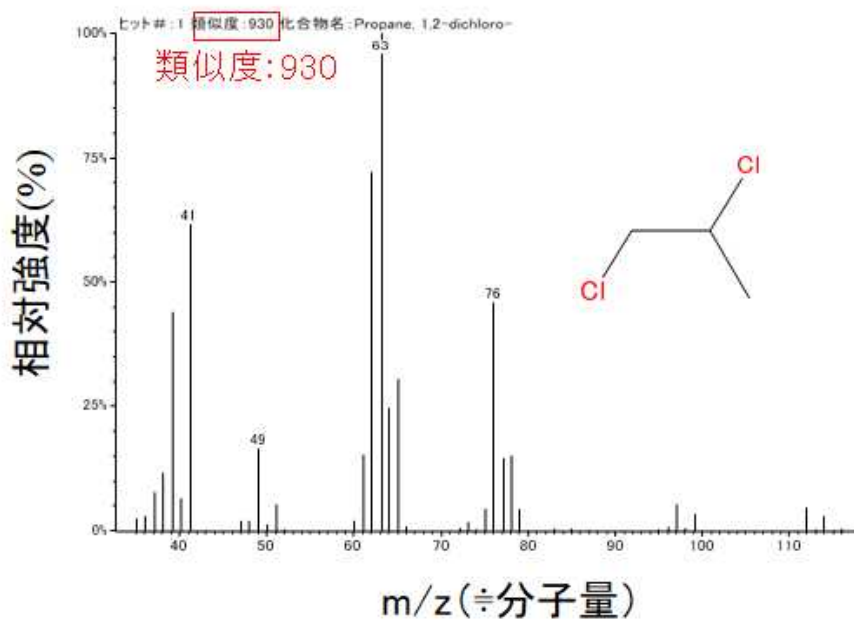
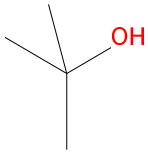
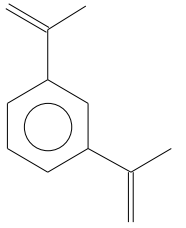
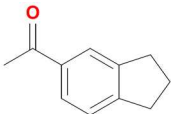
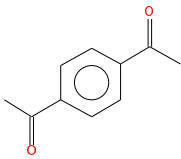
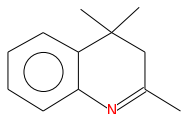


図6 熱分解 GC-MS 分析におけるマススペクトル測定データのライブラリ解析の例 (図3のピーク [3] に対応するガス成分)

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					

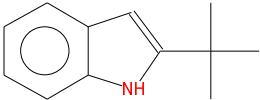
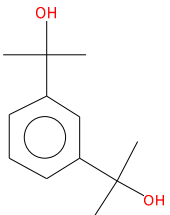
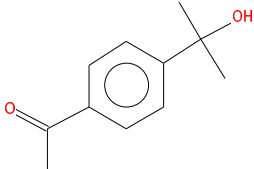
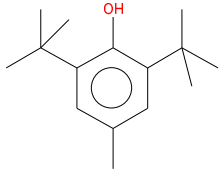
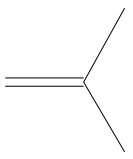
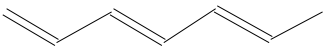
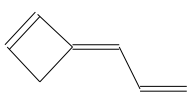
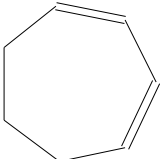
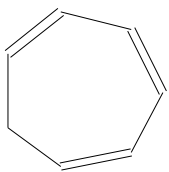
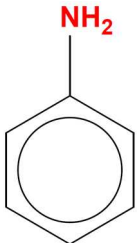
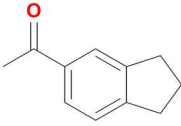
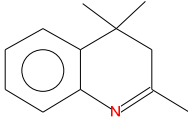
ピーク No.	7	8	9	10
推定化合物	2-tert-ブチル-1H-インドール	メタジオール	4'-(1-ヒドロキシ-1-メチルエチル)アセトフェノン	2,6-ジ-tert-ブチル-p-クレゾール
類似度	859	897	841	925
構造式				

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				

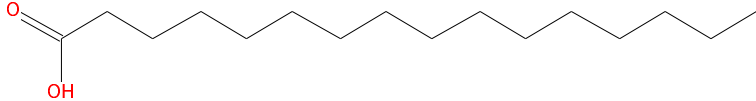
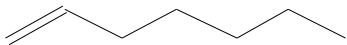
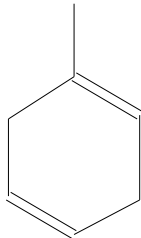
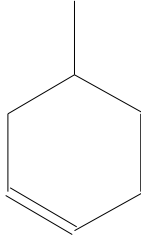
ピーク No.	10
推定化合物	パルミチン酸
類似度	887
構造式	

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			

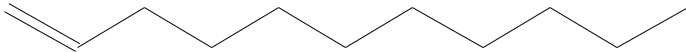
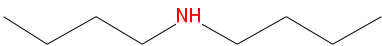
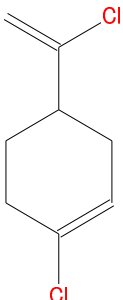
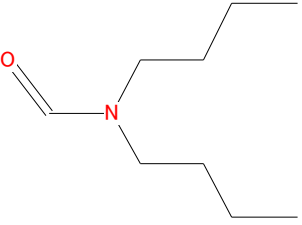
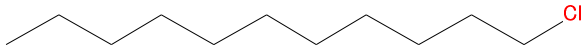
ピーク No.	10
推定化合物	1-ウンデセン
類似度	891
構造式	

表6 熱分解 GC-MS 分析データの解析結果 (特殊クロロプレングム 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	

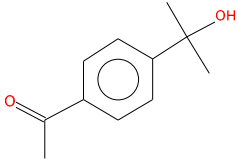
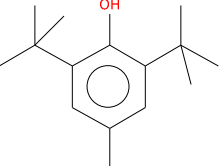
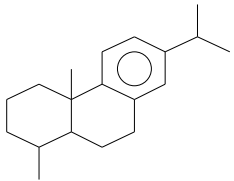
ピーク No.	7	8	9
推定化合物	4'-(1-ヒドロキシ-1-メチルエチル)アセトフェノン	2,6-ジ-tert-ブチル-p-クレゾール	4b,8-ジメチル-2-イソプロピルフェナントレン, 4b,5,6,7,8,8a,9,10-オクタヒドロ-
類似度	836	941	829
構造式			



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)

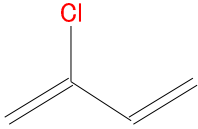
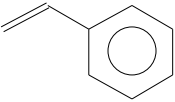
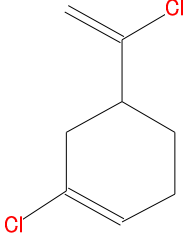
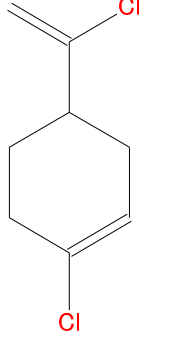
ピーク No.	2	3	4	5
推定化合物	クロロプレン	スチレン	2-クロロ-4-(1-クロロエテニル)シクロヘキセン	1-クロロ-4-(1-クロロエテニル)シクロヘキセン
類似度	847	944	933	930
構造式				

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)

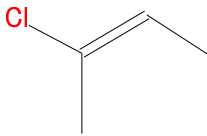
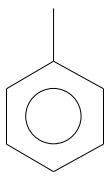
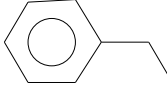
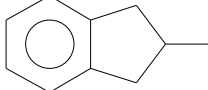
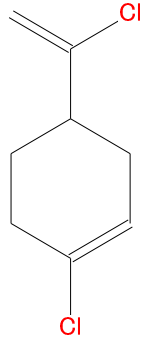



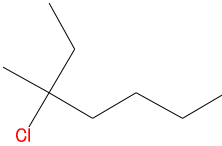
ピーク No.	4	5	6	9	10
推定化合物	2-クロロ-2-ブテン	トルエン	エチルベンゼン	2-メチルインダン	1-クロロ-4-(1-クロロエテニル)シクロヘキセン
類似度	838	900	881	807	880
構造式					

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					

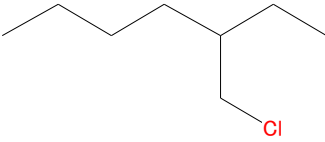
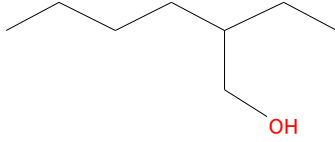
ピーク No.	7	8	9
推定化合物	3-クロロメチルヘプタン	2-エチル-1-ヘキサノール	
類似度	850	878	821
構造式			

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)


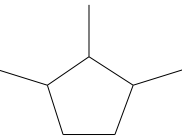
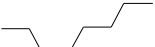
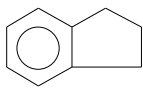
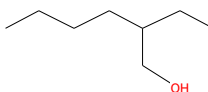
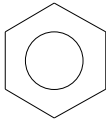
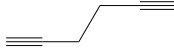
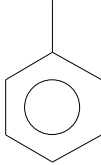
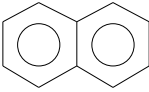
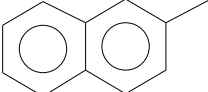
ピーク No.	3	4	5	8	9
推定化合物	1,5-ヘキサジエン-3-イン	(1 $\alpha$ ,2 $\alpha$ ,3 $\alpha$ )-1,2,3-トリメチルシクロペンタン	(Z)-3-オクテン	インダン	2-エチル-1-ヘキサノール
類似度	842	857	837	800	872
構造式					

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℃）

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					

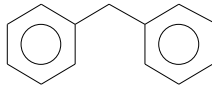
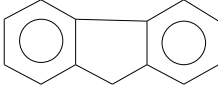
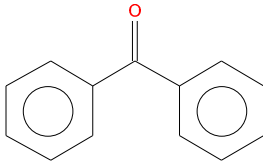
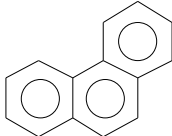
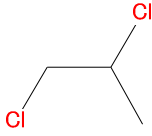
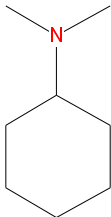
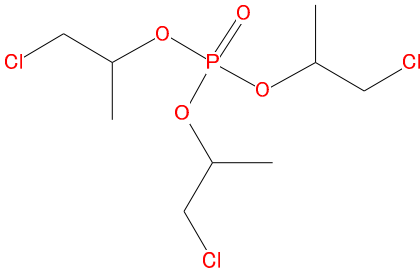
ピーク No.	7	8	9	10
推定化合物	ジフェニルメタン	フルオレン	ベンゾフェノン	フェナントレン
類似度	949	918	916	943
構造式				

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			

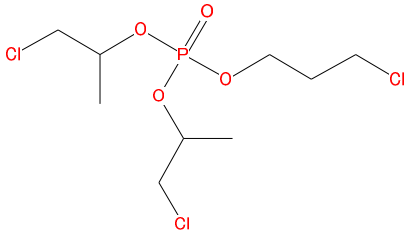
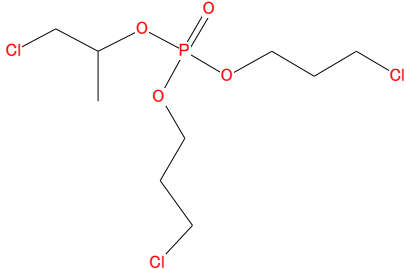
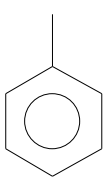
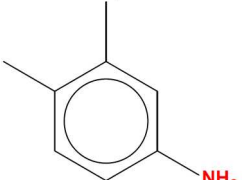
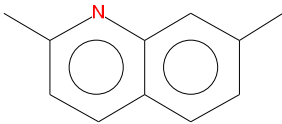
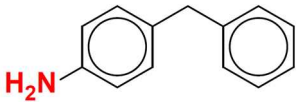
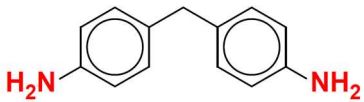
ピーク No.	8	9
推定化合物	りん酸ビス[1-(クロロメチルエチル)] (3-クロロプロピル)	りん酸ビス(3-クロロプロピル)[1-(クロロメチル)エチル]
類似度	901	916
構造式		

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、オペレーションフロアから白煙が上が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レーションフロアの白煙

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<sup>1</sup>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。

---

<sup>1</sup> (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 1 0)

## 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<sup>1</sup>）。



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。

<sup>1</sup> 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。

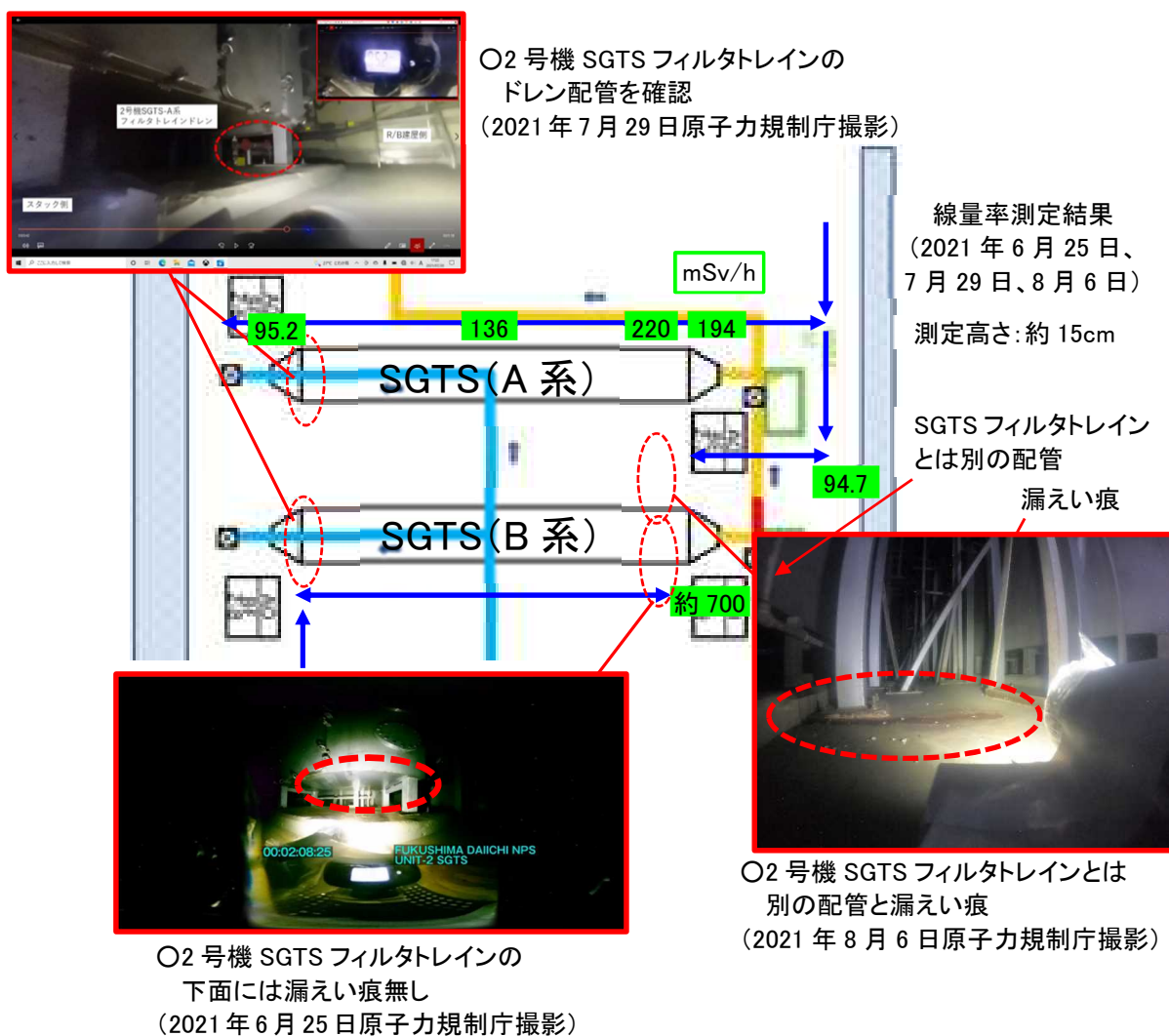
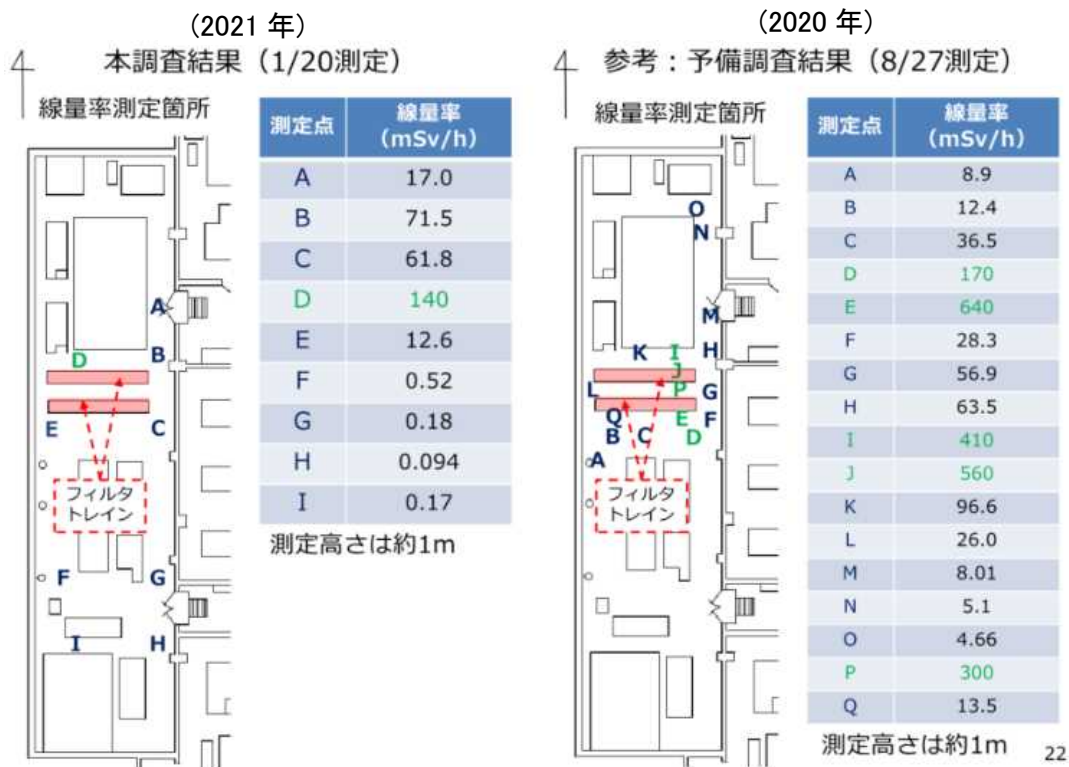


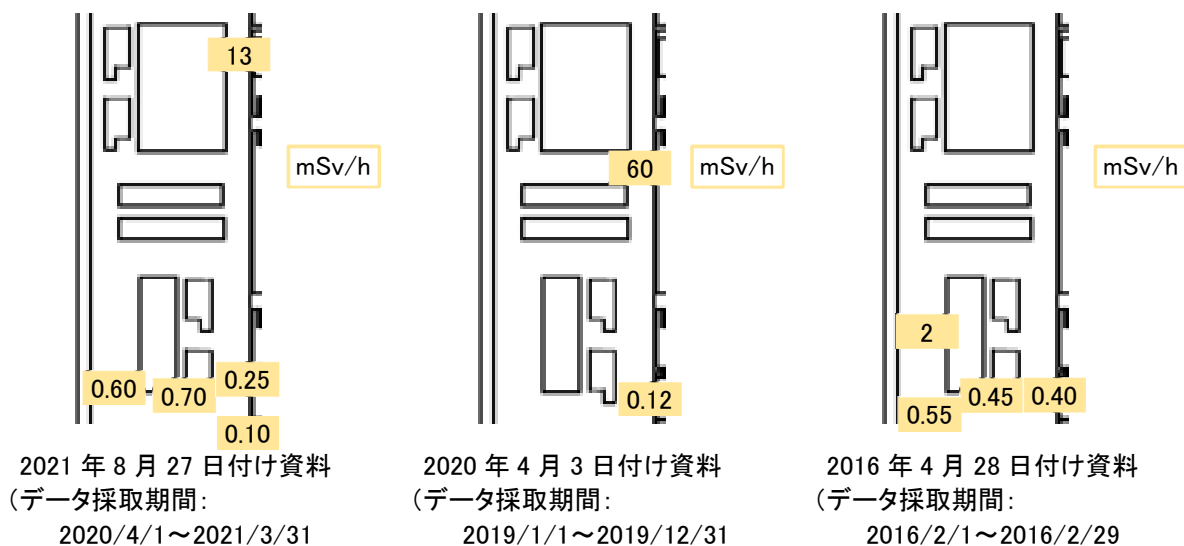
図3 2号機 SGTS フィルタトレイン付近の調査結果

(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<sup>2</sup>

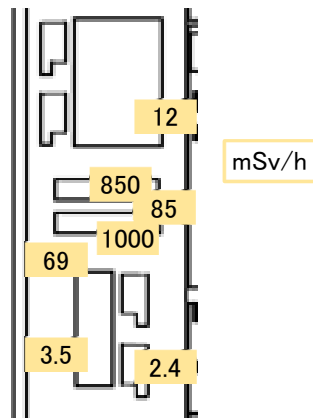


(参考2) 東電 HP 公表資料「建屋内の空間線量率について」を一部加工

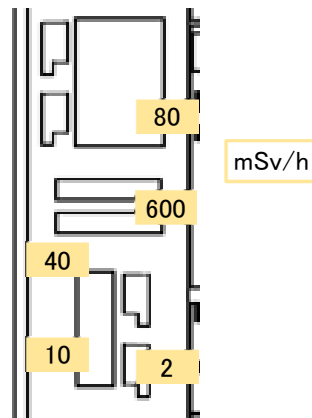
<https://www.tepco.co.jp/decommission/data/surveymap/archive/unit2-j.html>



<sup>2</sup> 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。

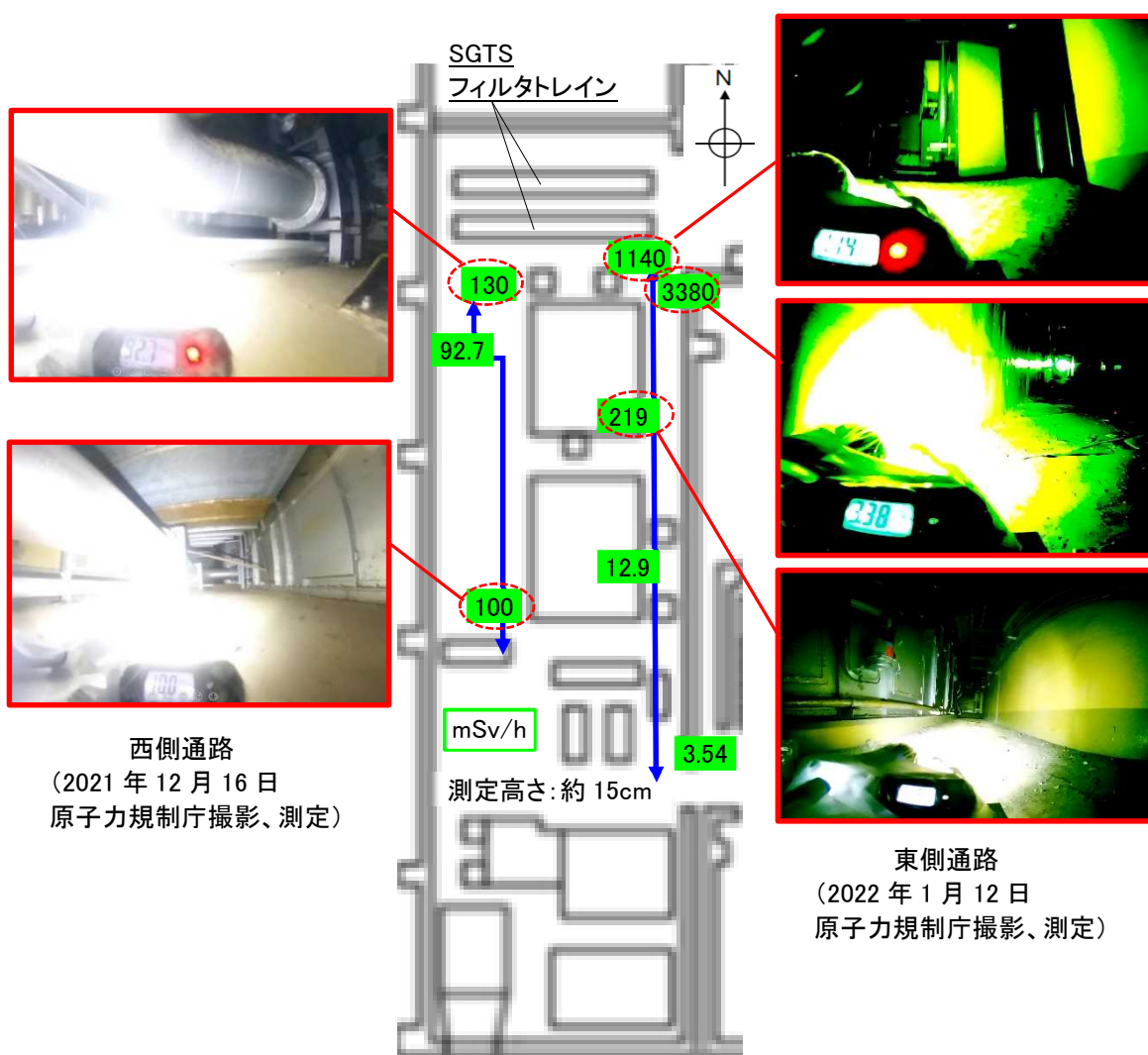
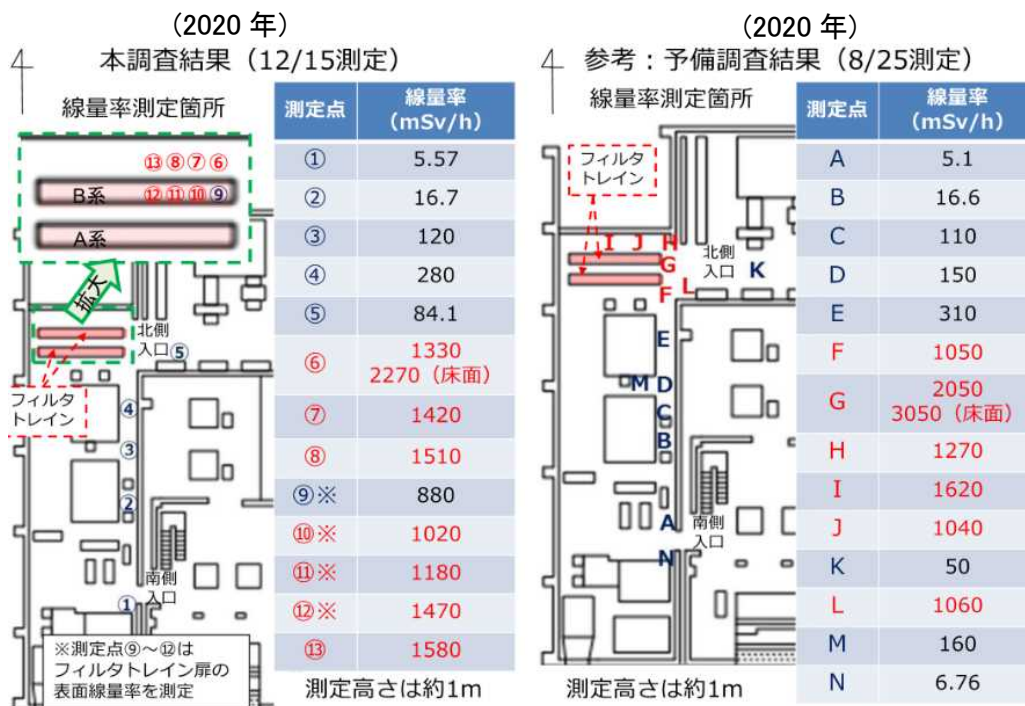


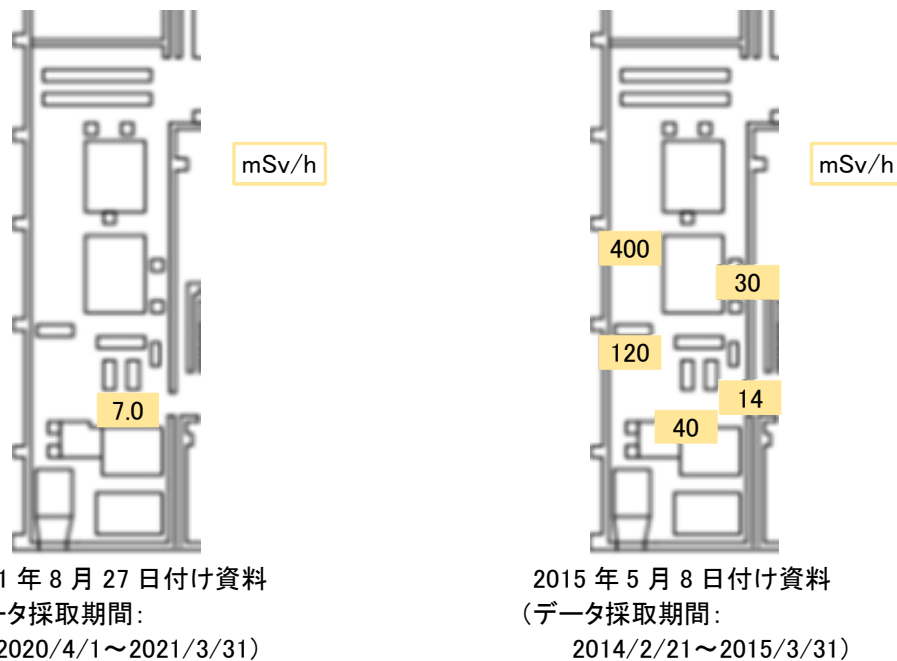
図4 1号機 SGTS フィルタトレイン付近の調査結果

(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<sup>3</sup>



(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>



<sup>3</sup> 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) 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、約 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<sup>1</sup>。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。

---

<sup>1</sup> 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

## 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SGTS配管について、以下の調査等を実施した。

### ① $\gamma$ カメラ測定

複数の種類の $\gamma$ 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

$\gamma$ カメラ等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

$\gamma$ カメラ等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<sup>2)</sup>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  $\gamma$ 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。 $\gamma$ 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 $\gamma$ カメラ<sup>3)</sup>及びコンプトン型 $\gamma$ カメラ<sup>4)</sup>並びに原子力規制庁所有のピンホール型 $\gamma$ カメラ<sup>5)</sup>の3台を使用した。

東京電力所有のコーデットマスク型 $\gamma$ カメラ及びコンプトン $\gamma$ 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 $\gamma$ 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 $\gamma$ カメラ及びピンホール型 $\gamma$ カメラにより配管の汚染分布が把握可能と考えられる。

<sup>2)</sup> 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

<sup>3)</sup> コーデットマスク型 $\gamma$ カメラ：Mirion Technologies社製 iPIX

<sup>4)</sup> コンプトン型 $\gamma$ カメラ：(株)千代田テクノ社製 ガンマ・キャッチャー

<sup>5)</sup> ピンホール型 $\gamma$ カメラ：日立製 HDG-E1500

<参考>  $\gamma$ カメラ測定結果（8m位置）

測定日：2022/5/24 **TEPCO**

- 当社 $\gamma$ 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 $\gamma$ 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。

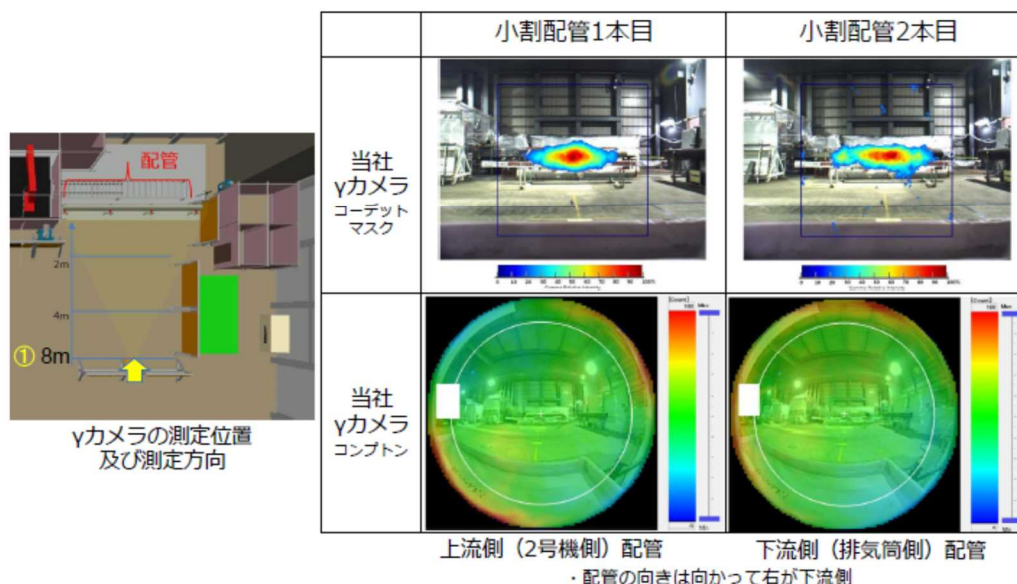


図1  $\gamma$ カメラ測定結果（8m位置）（東京電力 $\gamma$ カメラの例）

<参考>  $\gamma$ カメラ測定結果（4m位置）

測定日：2022/5/24 **TEPCO**

- 当社 $\gamma$ 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 $\gamma$ 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。

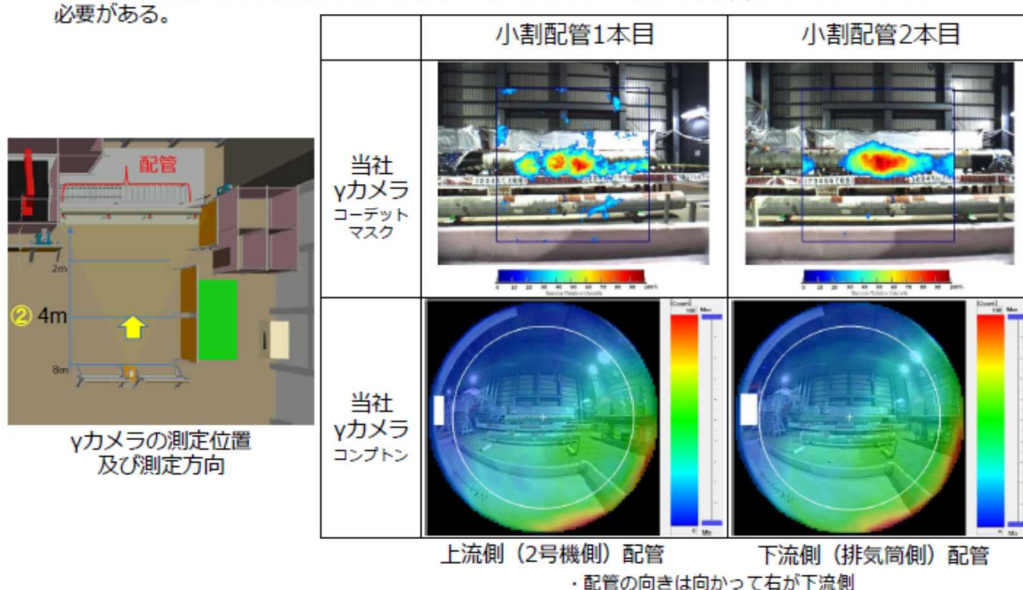
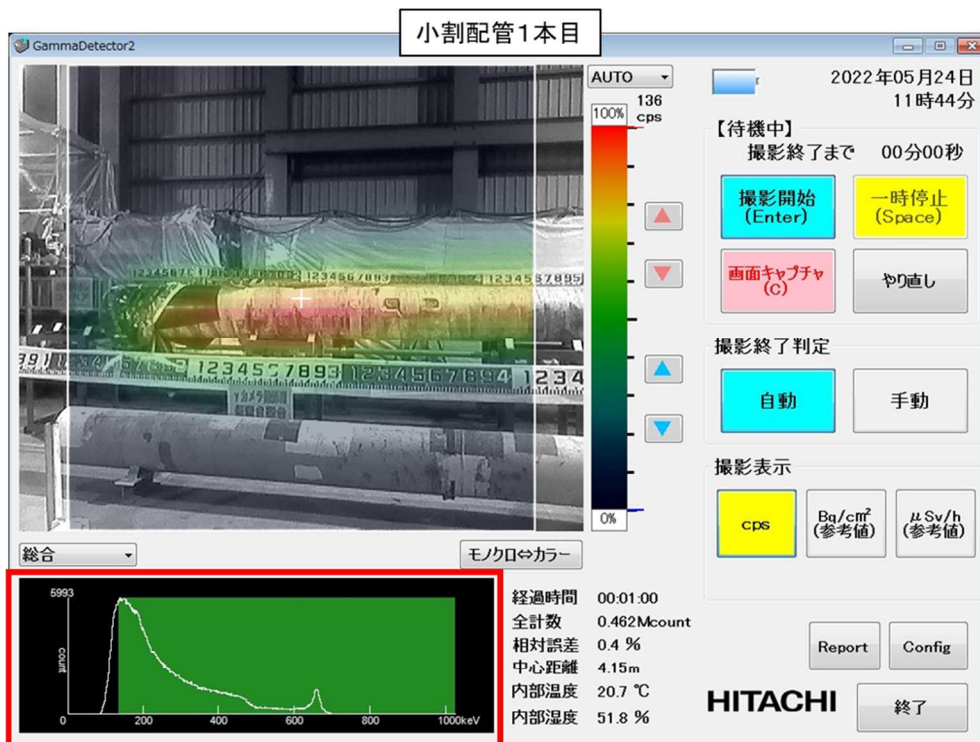


図2  $\gamma$ カメラ測定結果（4m位置）（東京電力 $\gamma$ カメラの例）



- 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 γカメラ測定結果 (原子力規制庁γ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、γ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 70μm 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<sup>6</sup>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  $\gamma$  : 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  $\gamma$  : 60mSv/h、 $\gamma + \beta$  : 60mSv/h

【配管下流側（排気筒側）】

- ・配管内側  $\gamma$  : 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  $\gamma$  : 60mSv/h、 $\gamma + \beta$  : 60mSv/h
- $\gamma$  : 1cm 線量当量率、 $\gamma + \beta$  : 70  $\mu$  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 $\gamma$ 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 $\gamma$ 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、約 5cm 程度の幅で配管を細断した輪切り状態のもの<sup>7</sup>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<sup>8</sup>に記載されている。

<sup>6</sup> 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  $\mu$  m 線量当量率はキャップを外して測定

<sup>7</sup> 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

<sup>8</sup> 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。

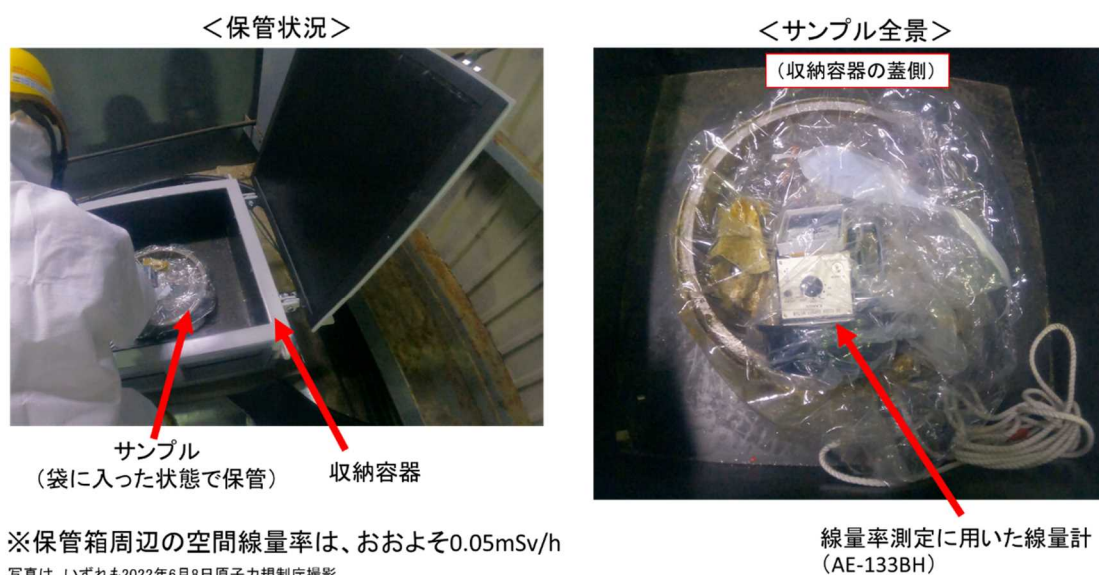


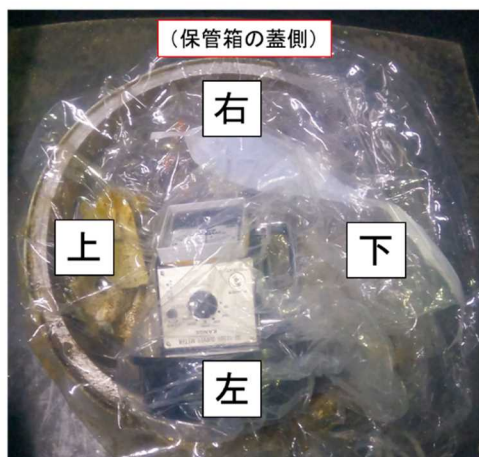
図 4 配管サンプルの保管状況

線量率測定は、調査チームが電離箱式サーベイメータ<sup>9</sup>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)。

<sup>9</sup> 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)

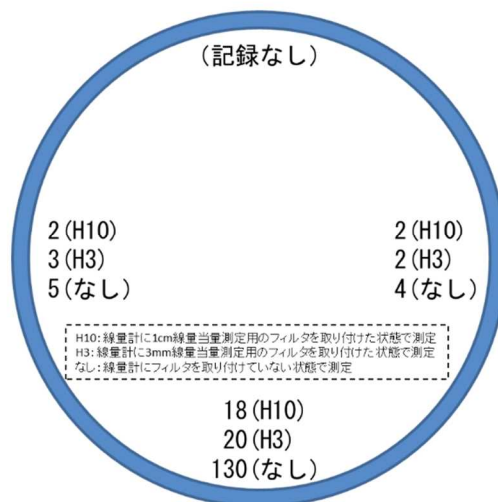


図5 原子力規制庁における線量率測定

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、γ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<sup>1</sup>。

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。

<sup>1</sup> 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<sup>2</sup>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<sup>3</sup>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。

<sup>2</sup> 浪江局、山田局、松館局、山田岡局、二ツ沼局の 5 局

<sup>3</sup> 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<sup>4</sup>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<sup>5</sup>

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 ( $\mu\text{Gy/h}$ $\div \mu\text{Sv/h}$ )
		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。

<sup>4</sup> 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>

<sup>5</sup> 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>

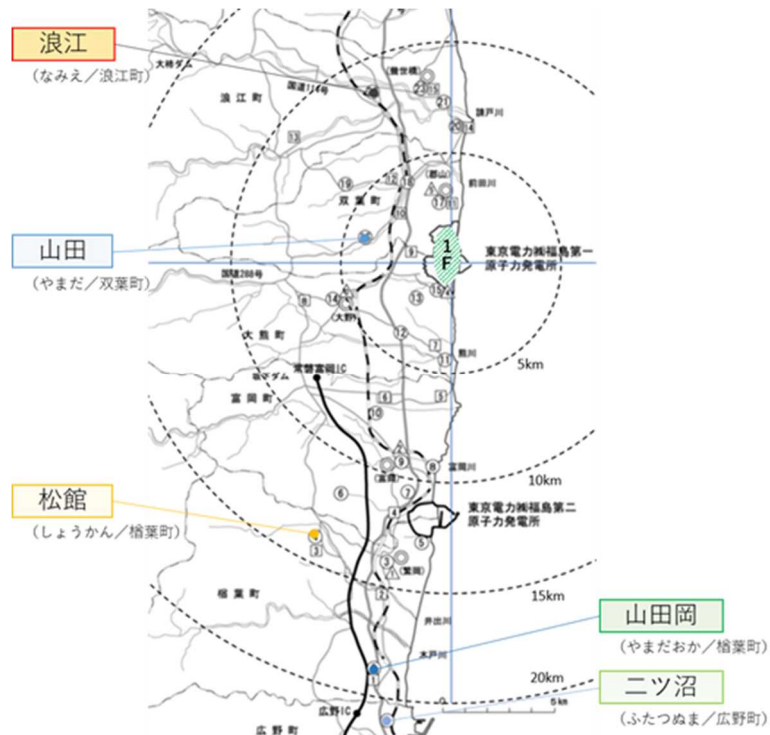


図1 3月11日から31日までの期間に稼働していたモニタリングポスト局 (5局)

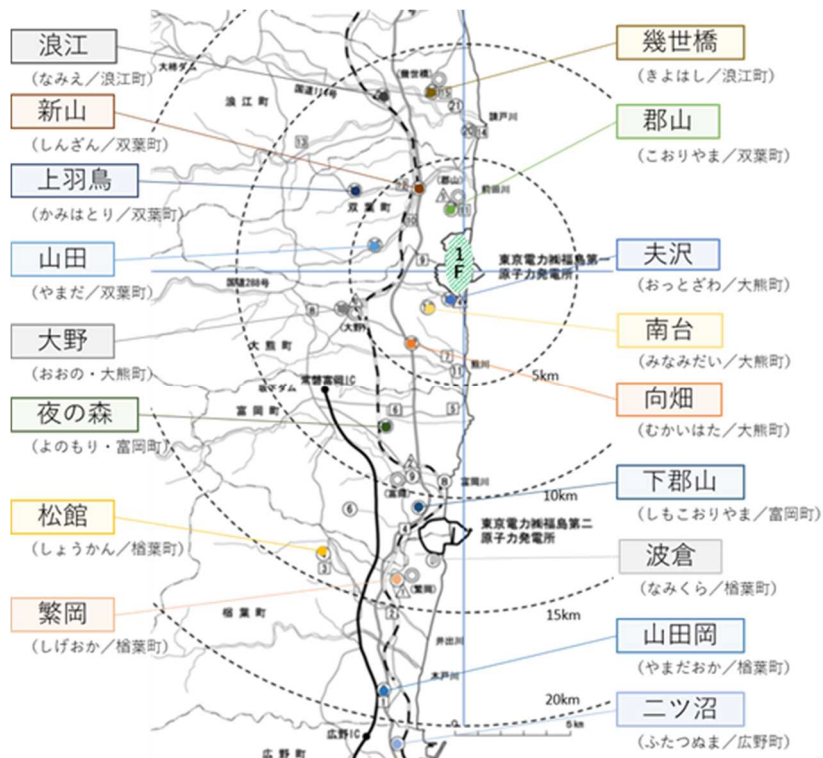


図2 測定データとして整理したモニタリングポスト局 (17局)

## (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<sup>6</sup>。

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

<sup>6</sup> 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<sup>7</sup>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。

---

<sup>7</sup> 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](https://www.tepco.co.jp/decommission/data/past_data/accident_plantdata/index-j.html)

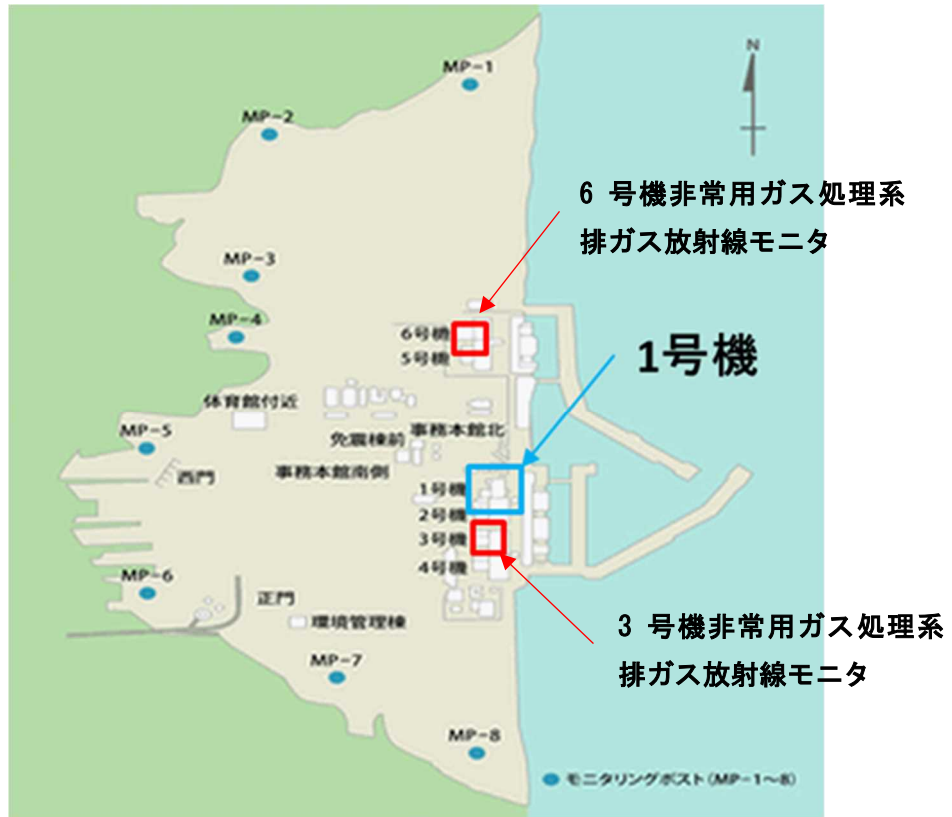


図4 6号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ等の位置関係



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



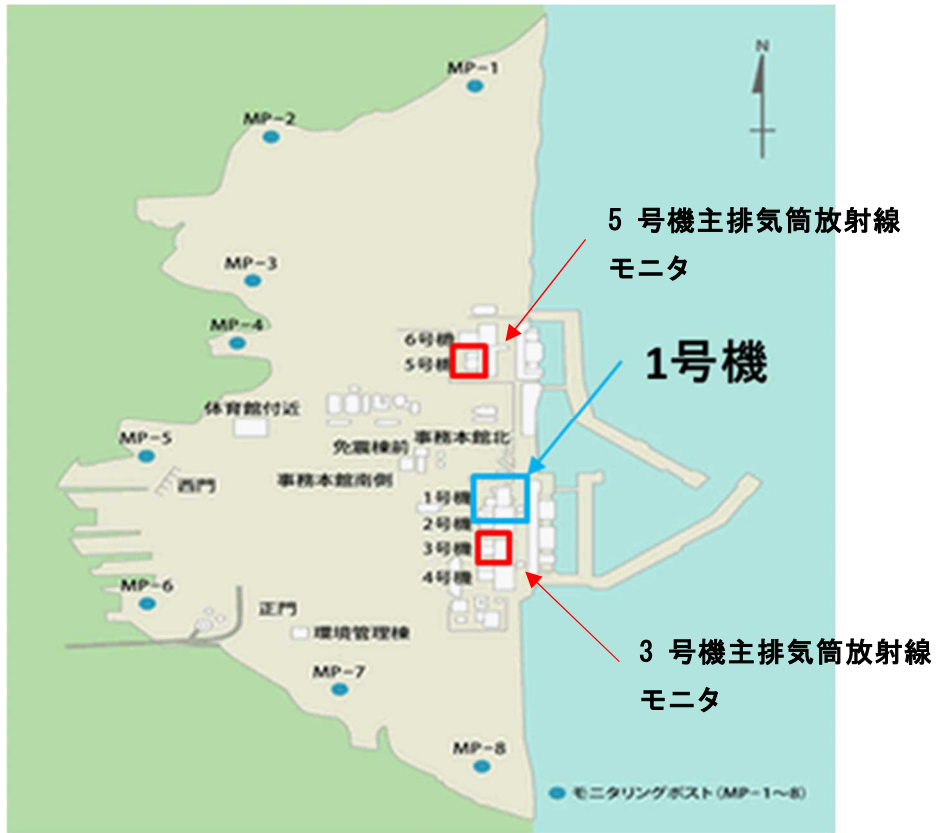


図6 5号機主排気筒放射線モニタ等の位置関係

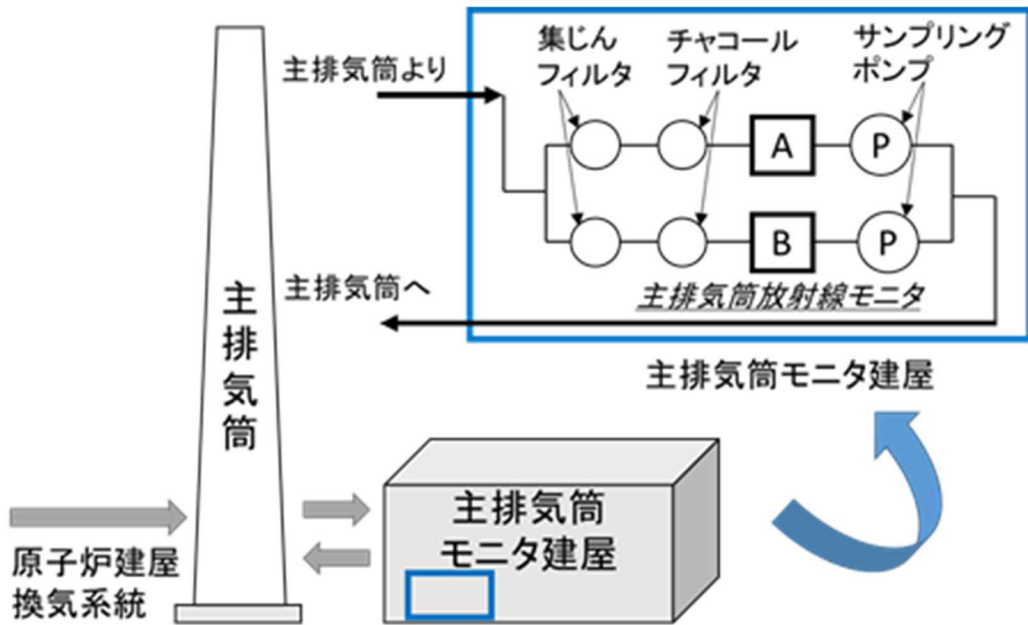


図7 5号機主排気筒放射線モニタの概要

#### (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<sup>8</sup>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。

<sup>8</sup> 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](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<sup>9</sup>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

<sup>9</sup> 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。

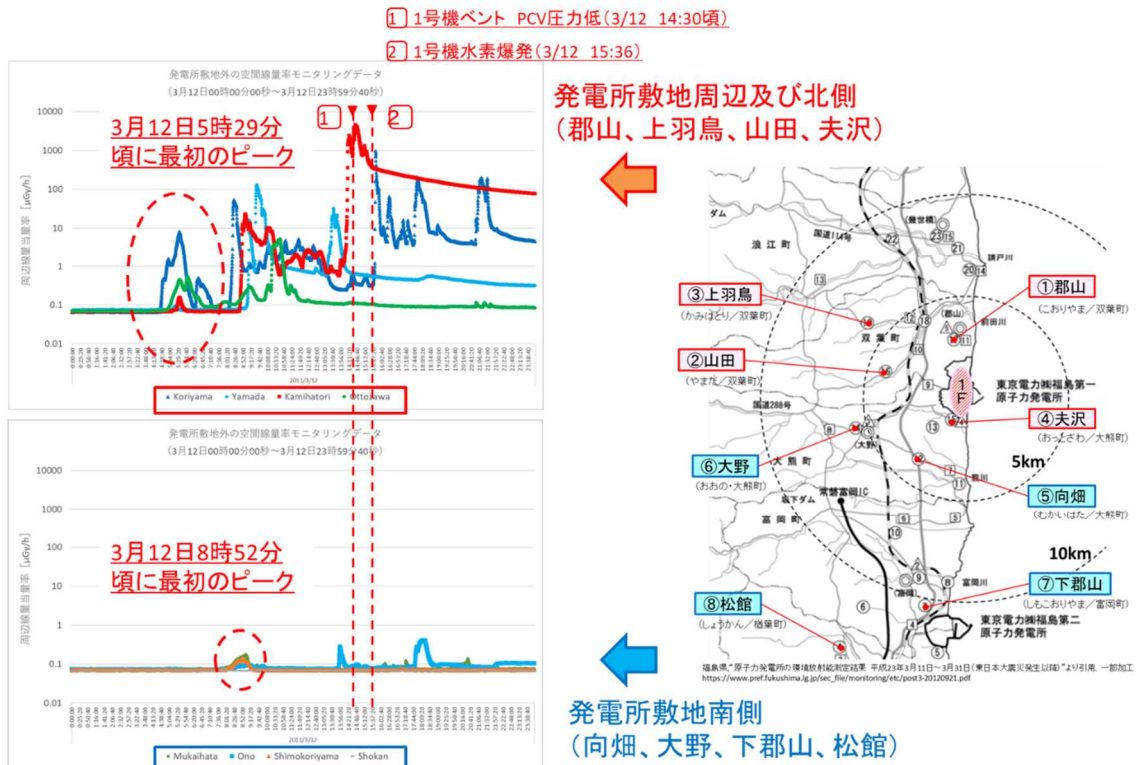
## 3. 空間線量率等の測定データ

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）

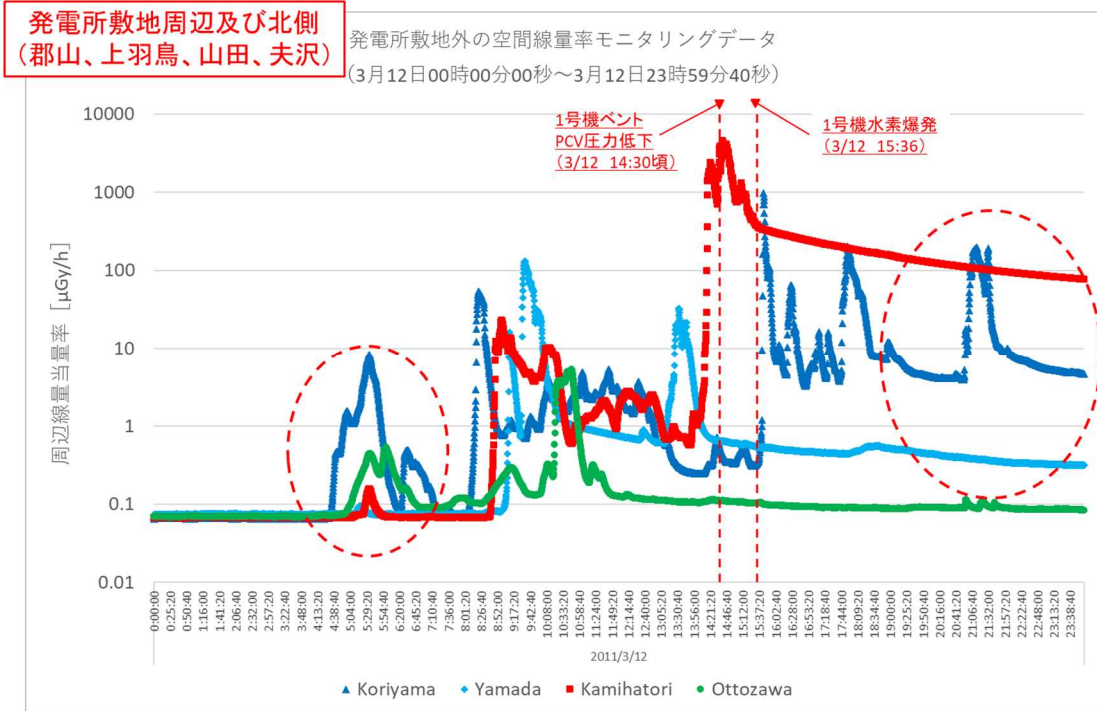


図 1 0 発電所敷地周辺及び北側のモニタリングポスト測定データの傾向  
[2011年3月12日]

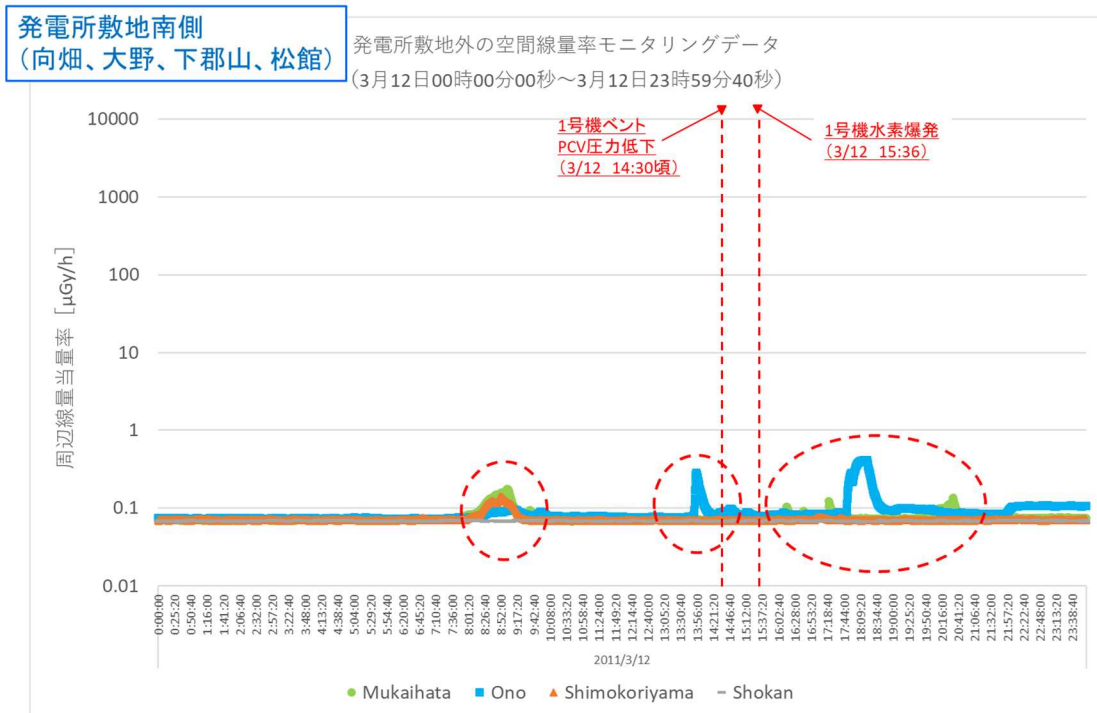


図 1 1 発電所敷地南側のモニタリングポスト測定データの傾向  
[2011年3月12日]

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)

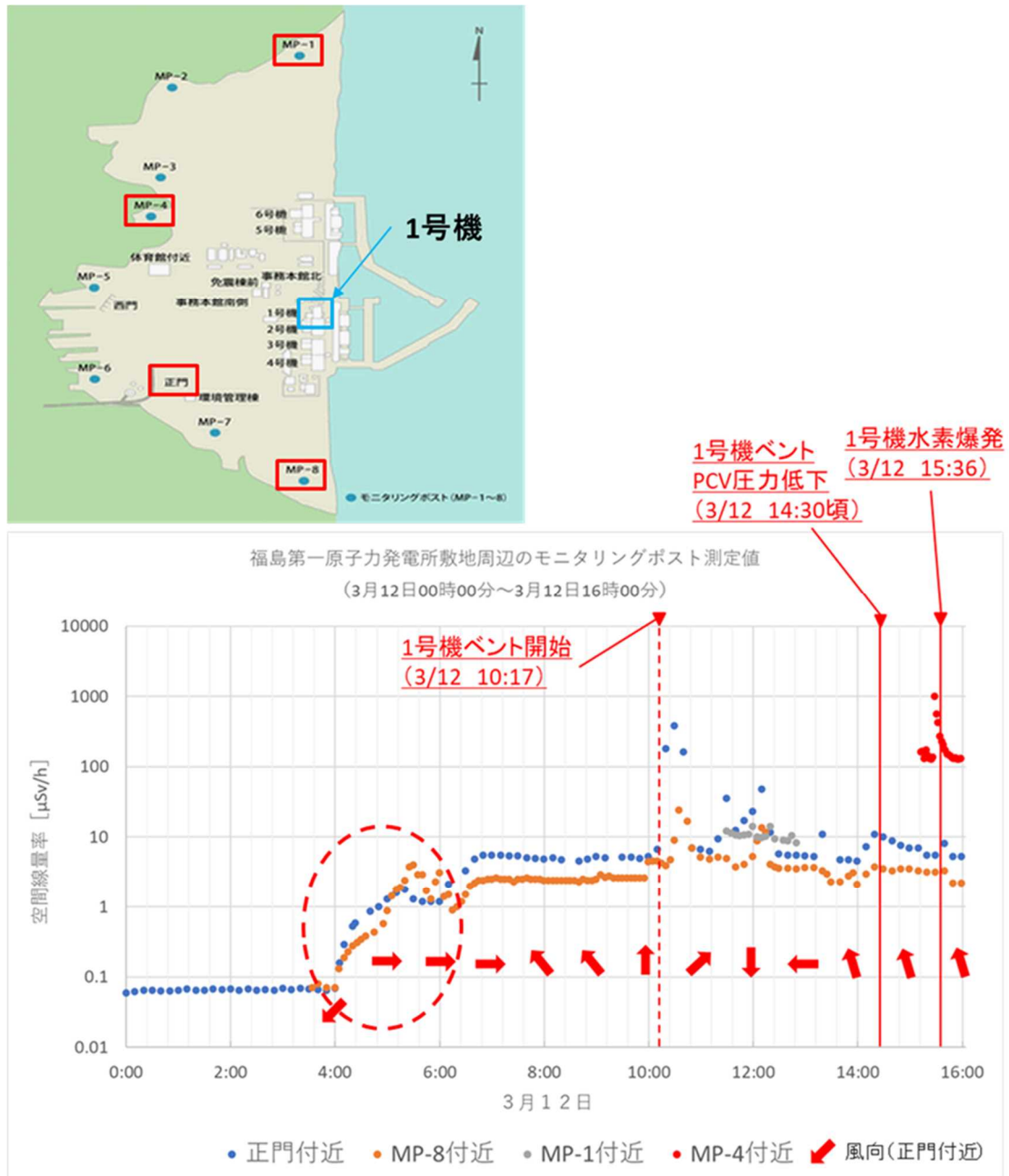


図1 2 発電所敷地内のモニタリングポスト等の測定データの傾向  
[2011年3月12日]

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13参照)

(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。

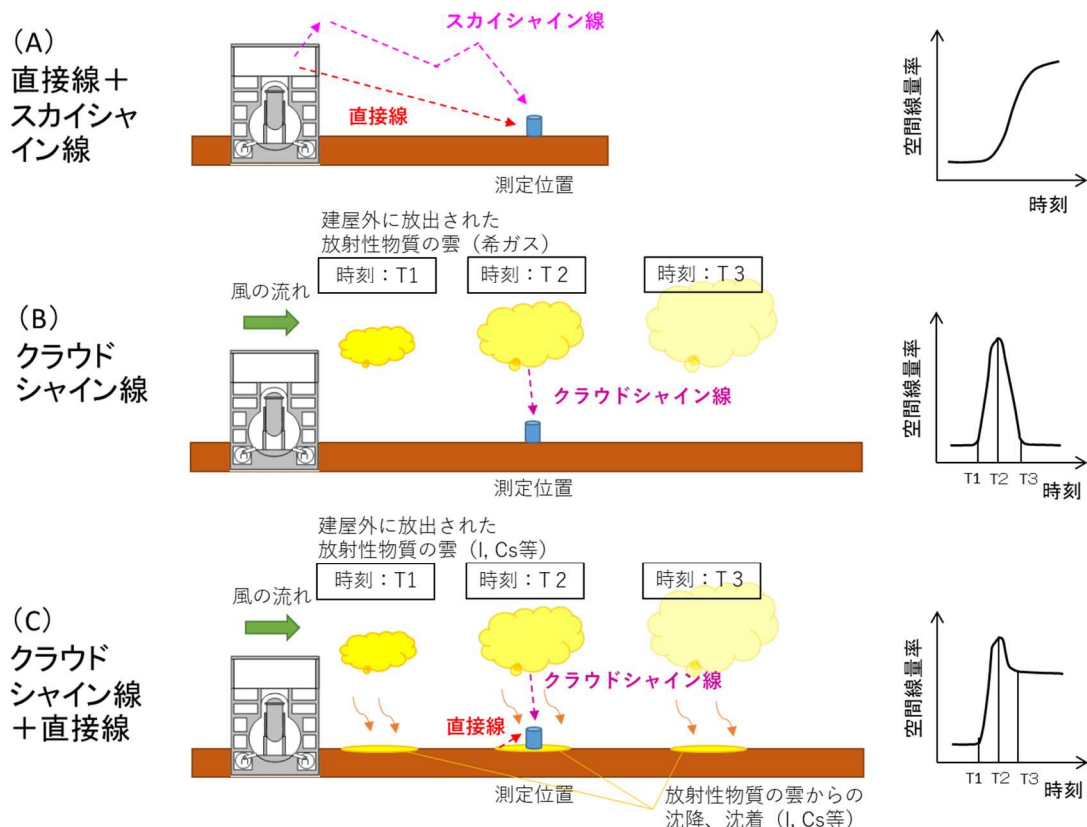


図13 空間線量率上昇の形態の検討

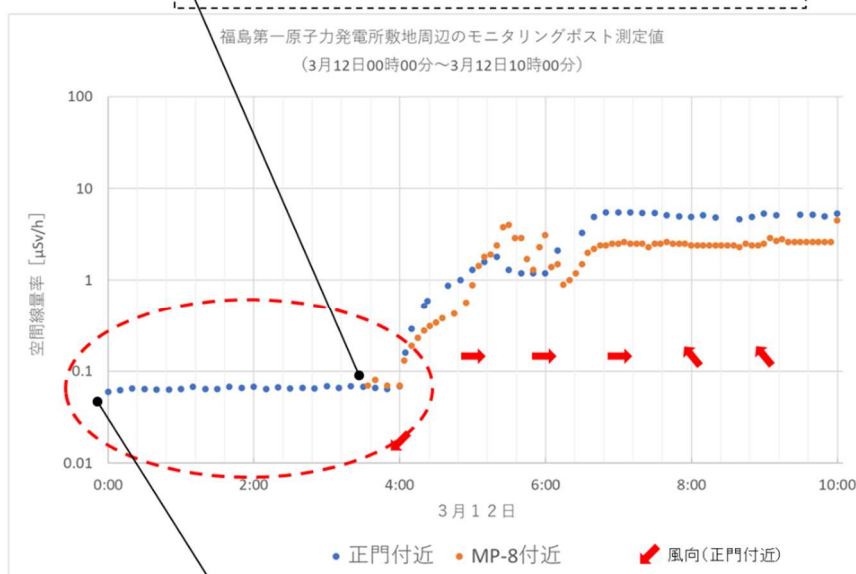


東京電力福島第一原子力発電所敷地外及び発電所敷地内においては、1号機格納容器ベント及び1号機原子炉建屋水素爆発より前となる2011年3月12日04時00分頃から06時00分頃にかけて、空間線量率の上昇が確認されている。

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。

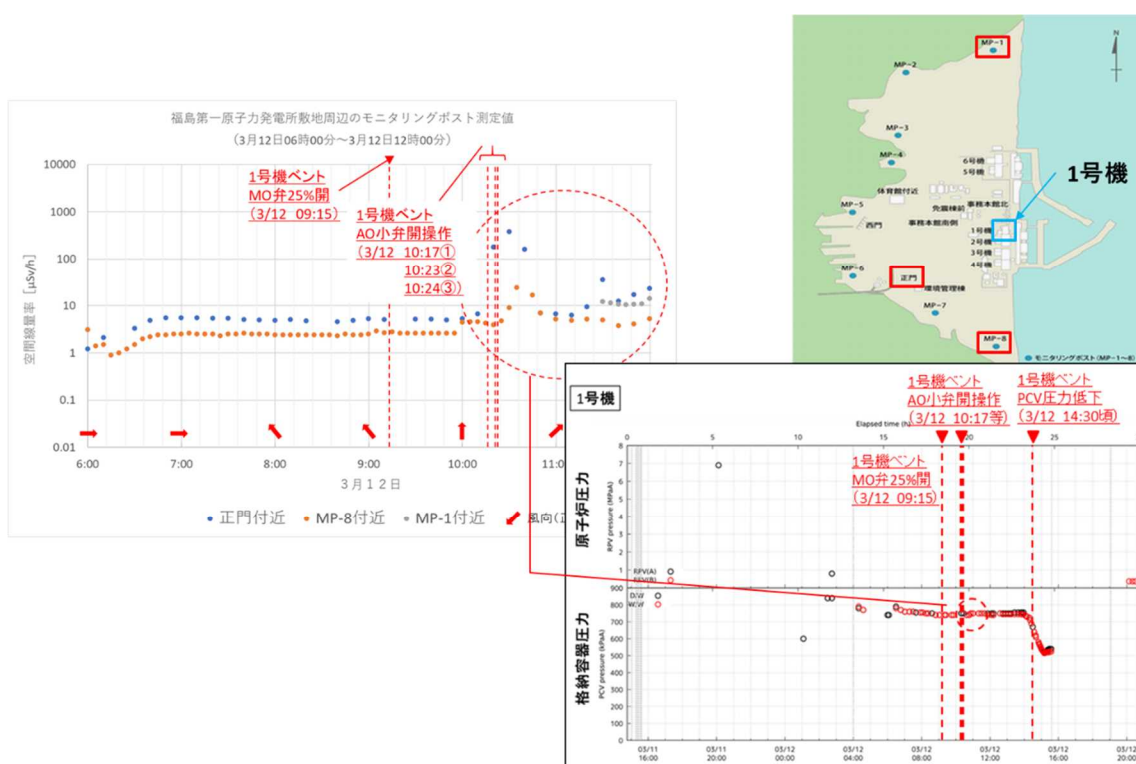


図15 2011年3月12日10時17分以降の空間線量率の上昇等

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。

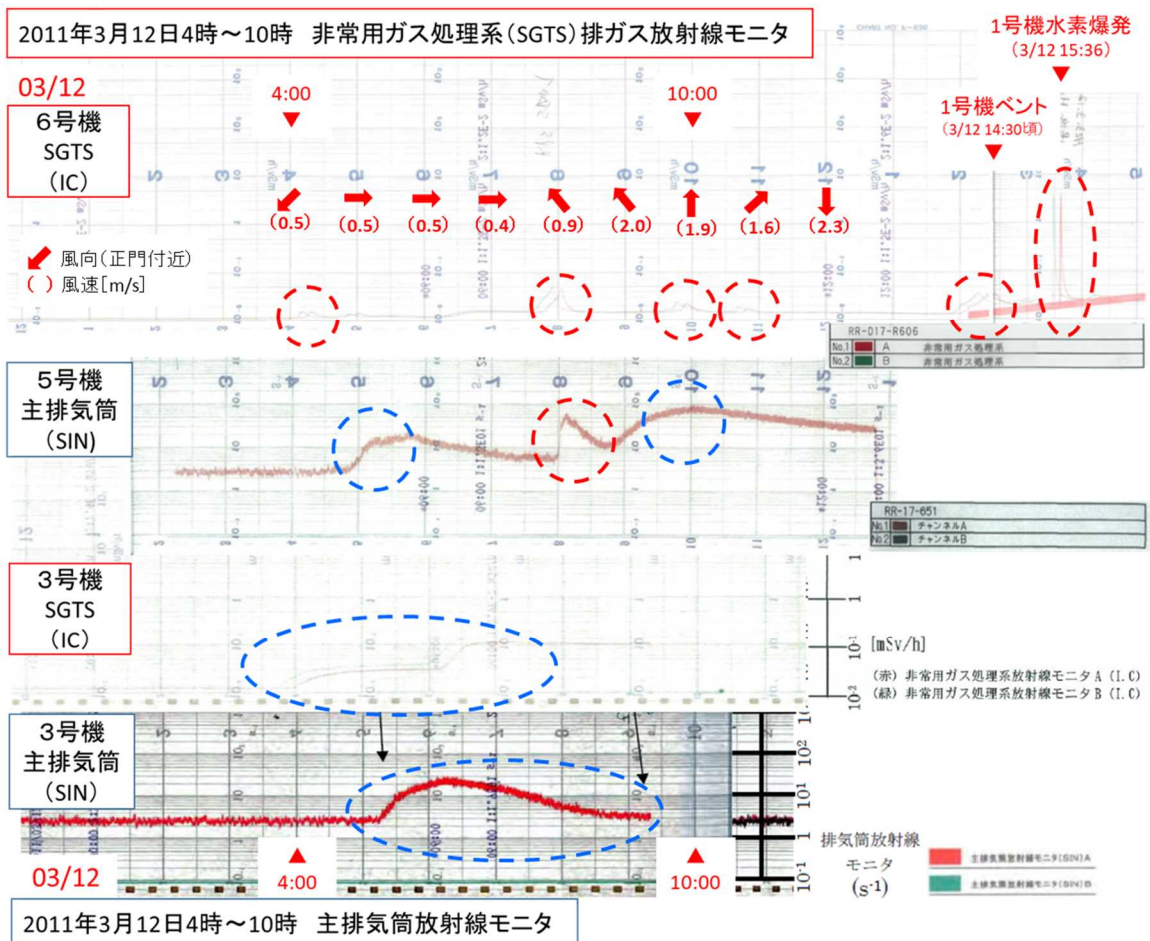


図 16 プロセスモニタ等における空間線量率の測定データ

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。

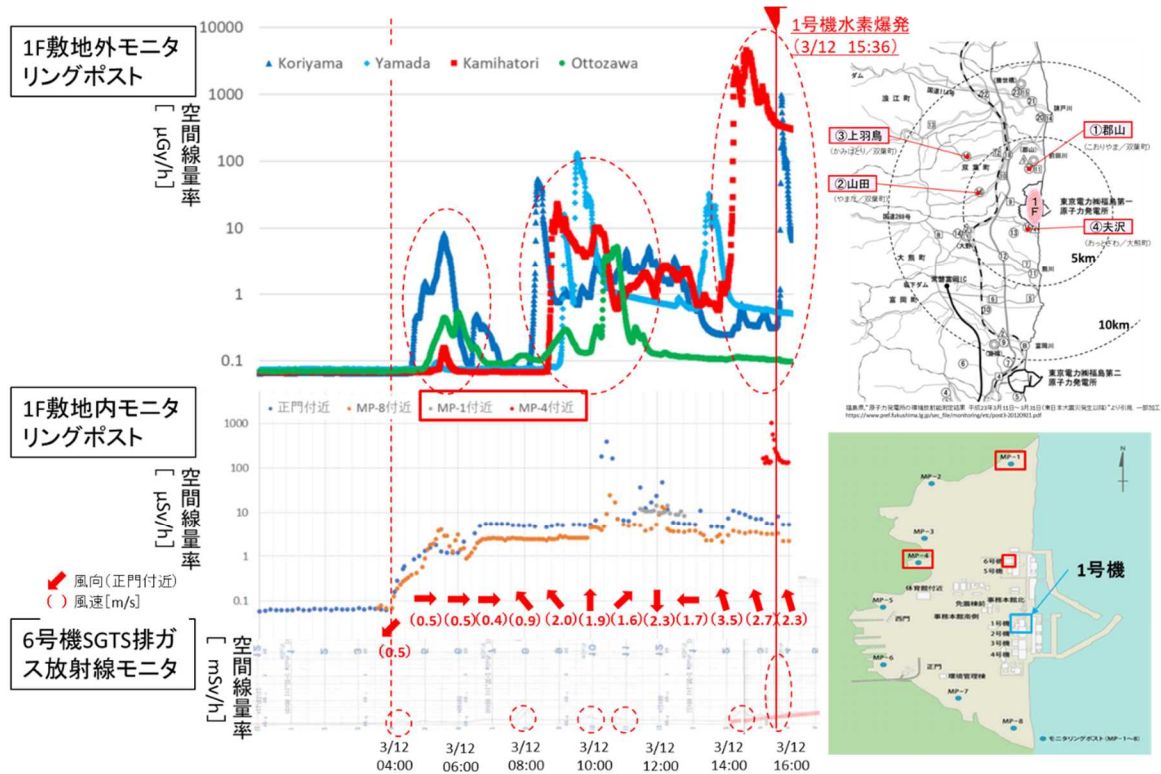


図 1 7 空間線量率測定データの比較

(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号機の原子炉圧力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。

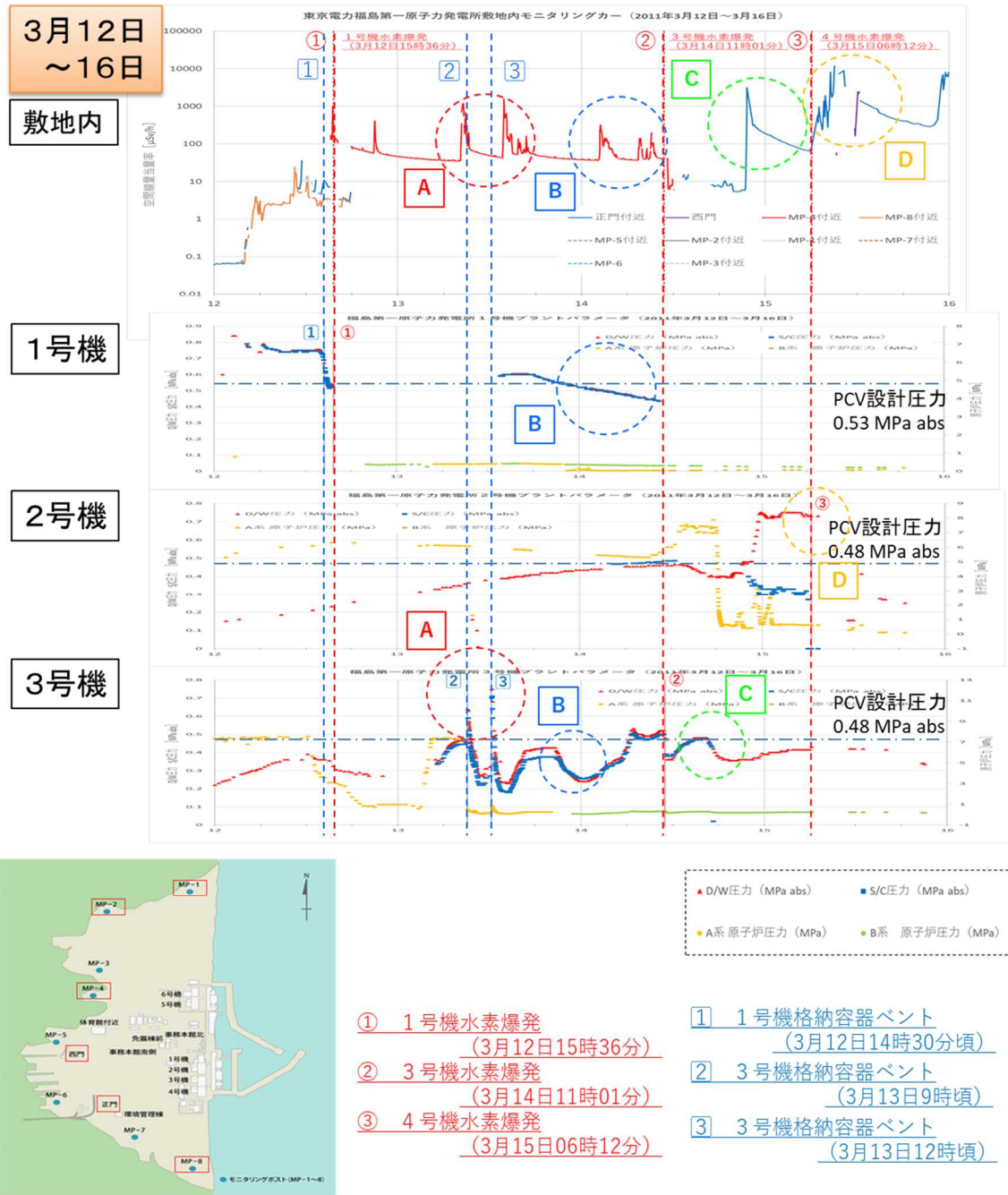


図 1 8 2011 年 3 月 12 日 ~ 16 日の空間線量率等の測定データと  
プラントパラメータの比較の例

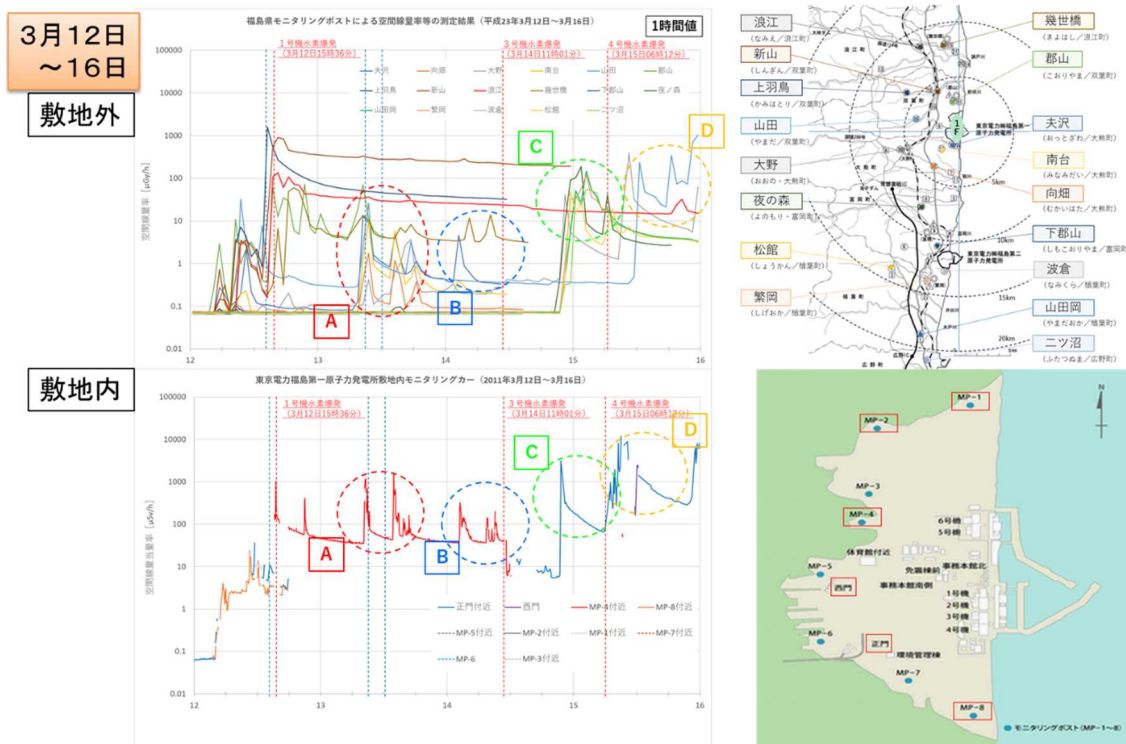


図 19 2011 年 3 月 12 日～16 日の空間線量率等の測定データの例

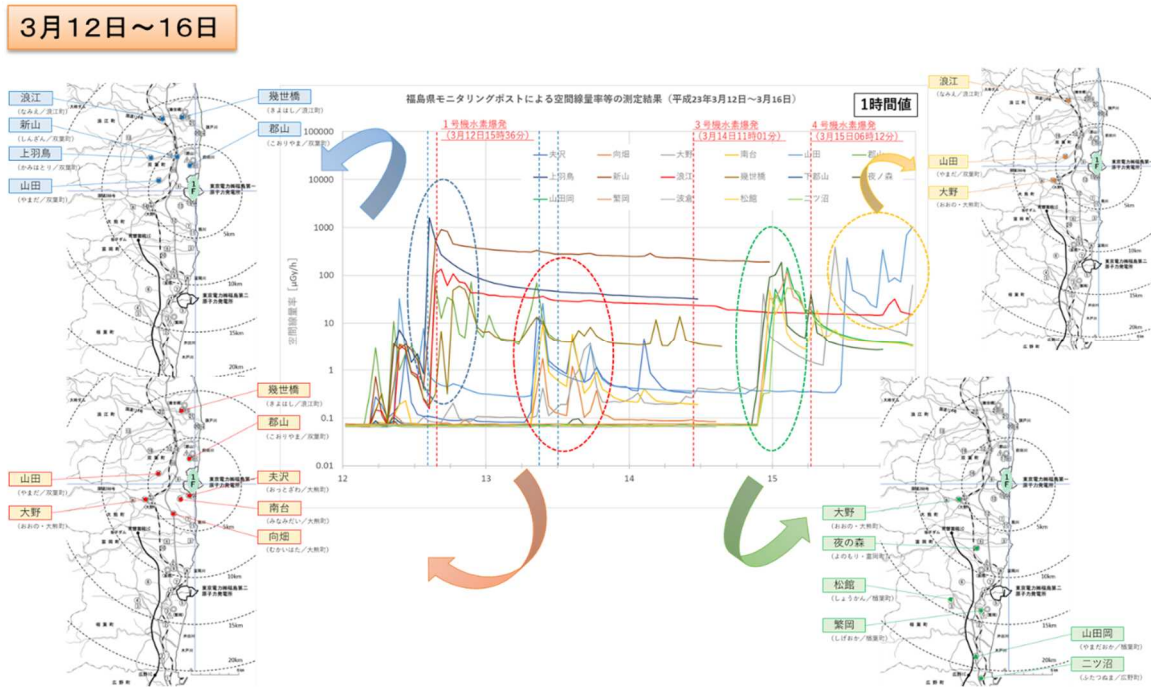


図 20 2011 年 3 月 12 日～16 日の敷地外空間線量率測定データの傾向の例

### (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。

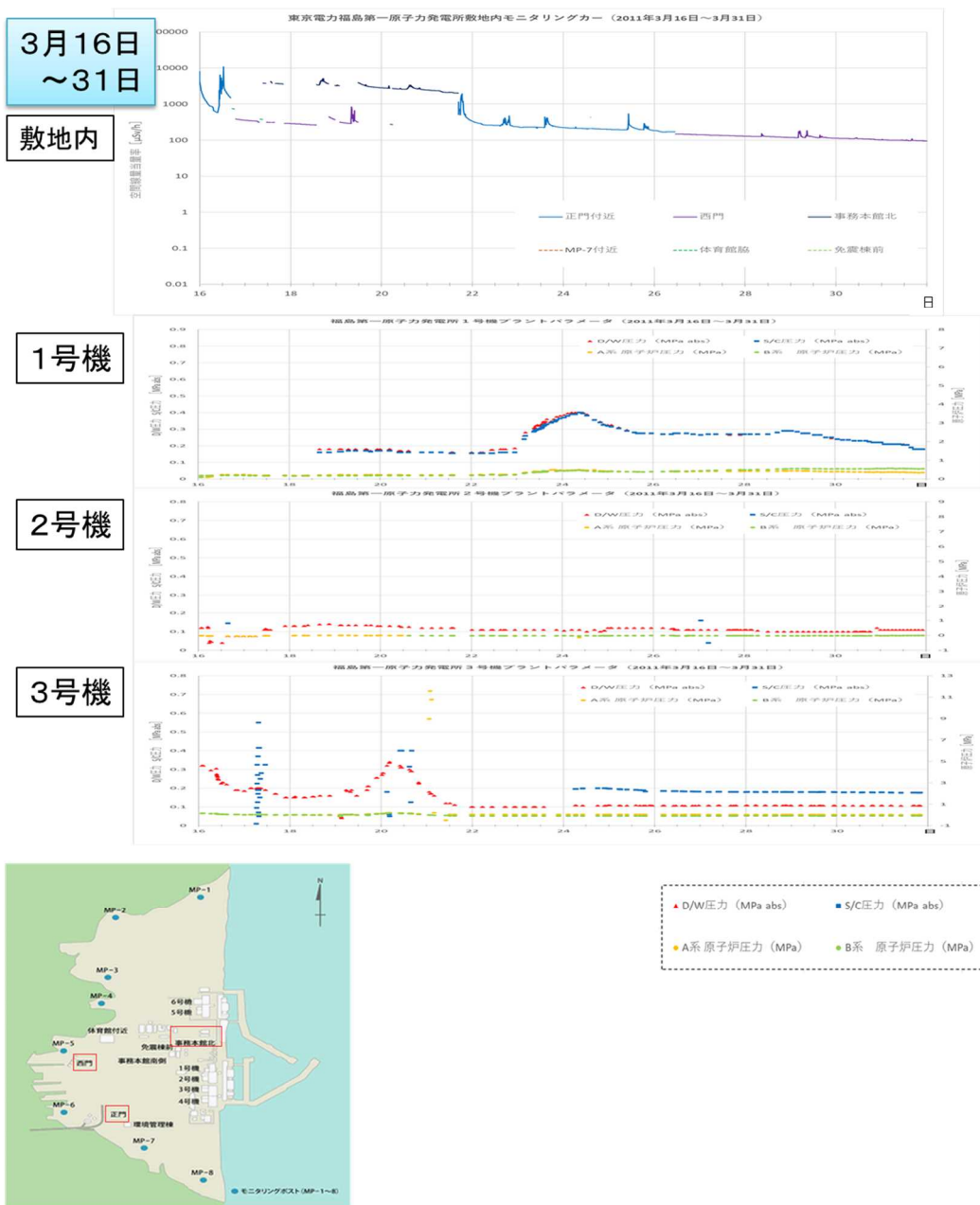


図 2 1 2011年3月16日～31日の空間線量率等の測定データとプラントパラメータの比較の例



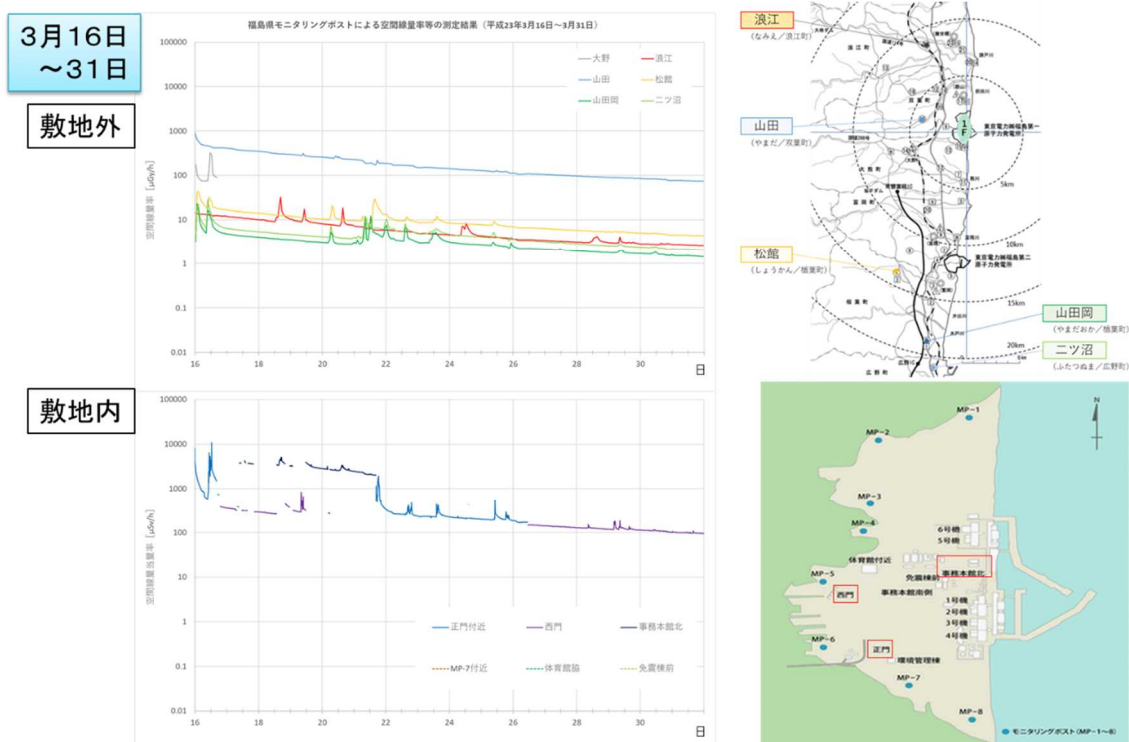


図 2.2 2011 年 3 月 16 日～31 日の空間線量率等の測定データの例

#### 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](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<sup>1</sup>、放射線遠隔探知機（テレテクター）（GM 計数管）<sup>1</sup>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。

---

<sup>1</sup> 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。

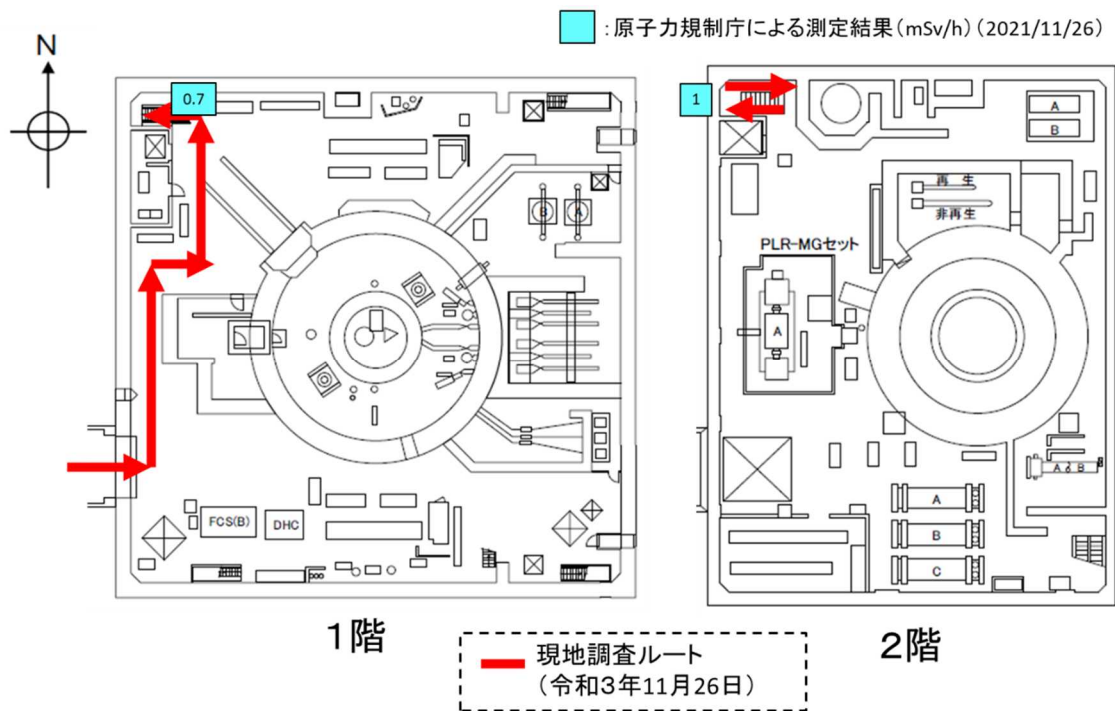


図1 1号機原子炉建屋3階までのアクセスルート

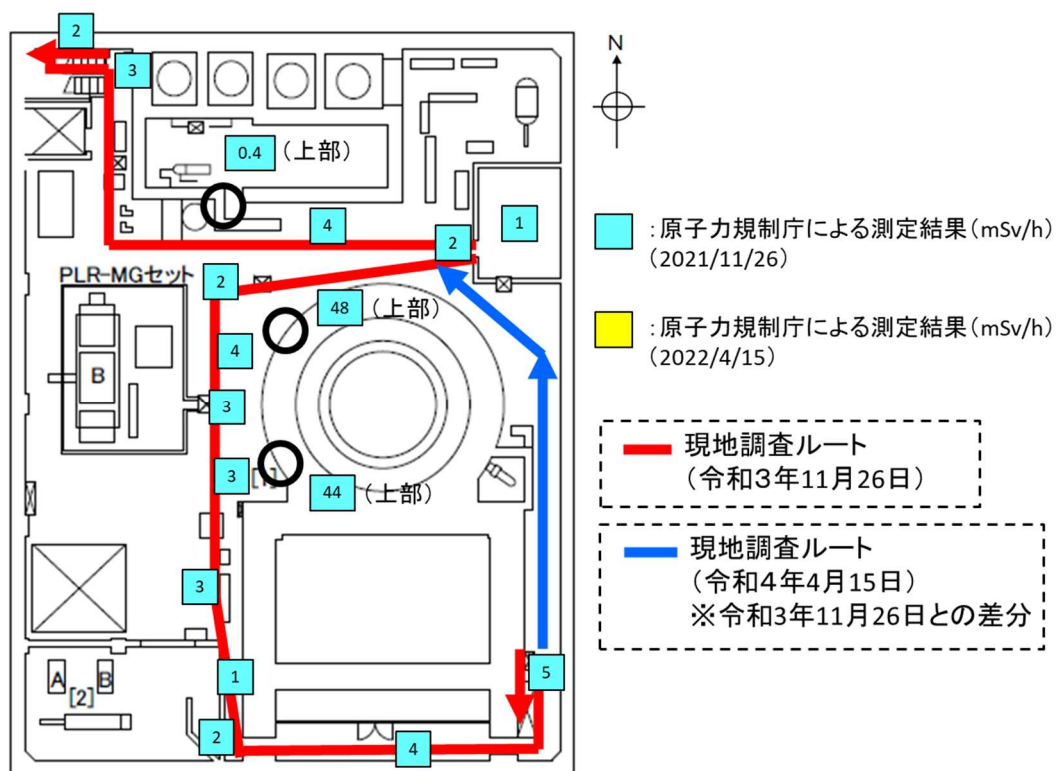


図2 調査ルート及び空間線量率の測定結果 (1号機原子炉建屋3階)

(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。

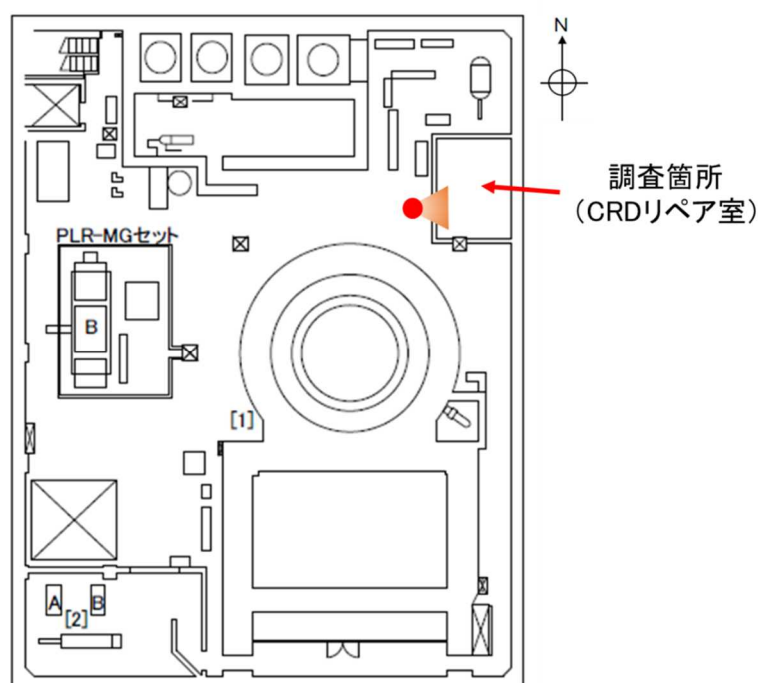


図 3 調査箇所 (1号機原子炉建屋3階東側の部屋 (CRD リペア室))



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）



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）



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）



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）



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。



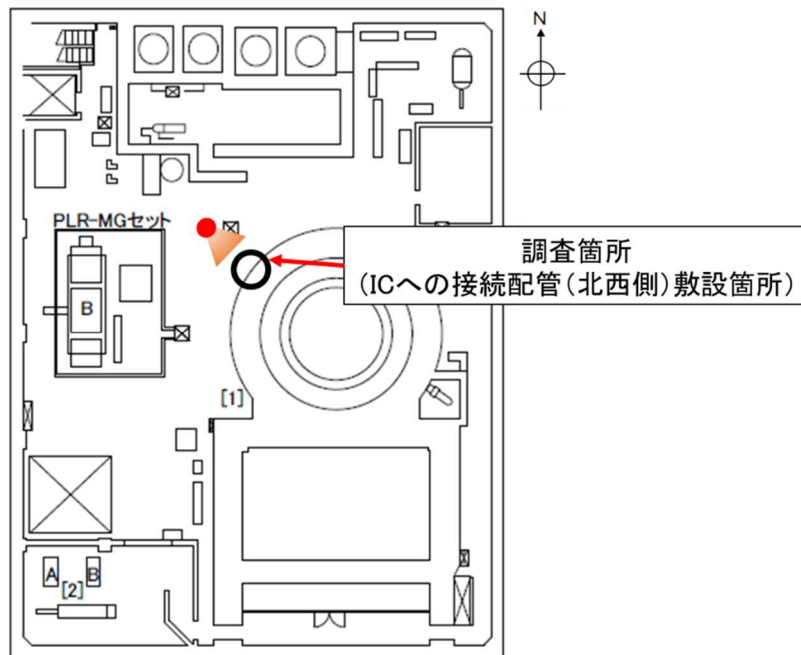


図9 調査箇所 (ICへの接続配管 (北西側))

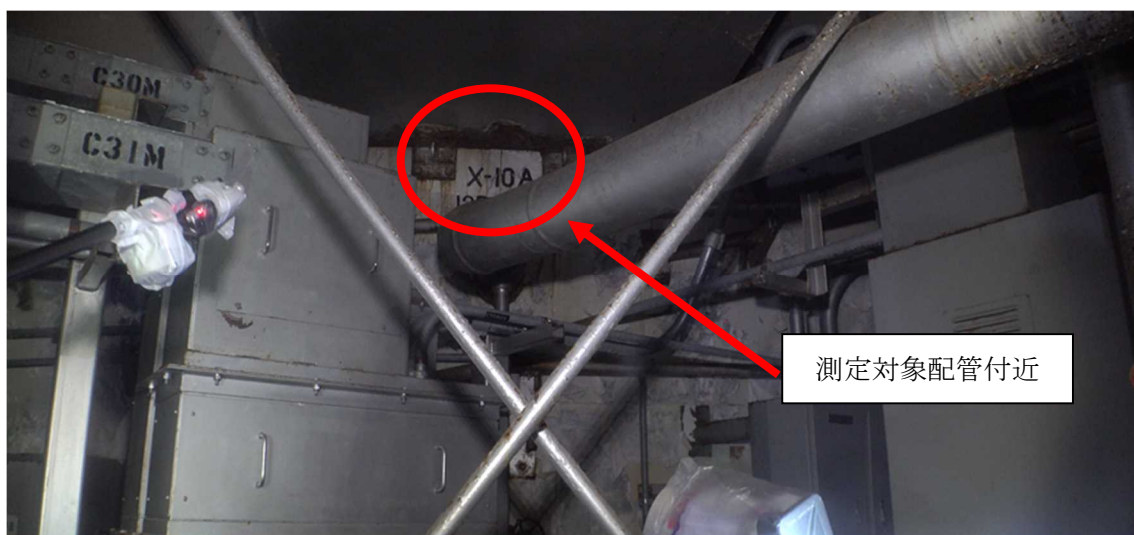


図10 測定対象配管周辺の状況



図 11 測定対象配管周辺の線量率



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。

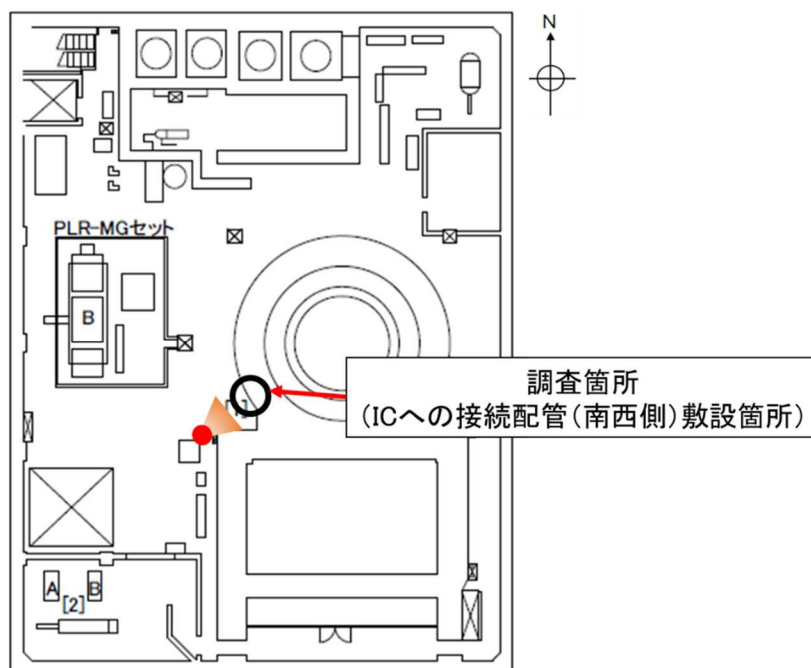


図 13 調査箇所 (IC への接続配管 (南西側))



図 14 測定対象配管周辺の状況



図 15 測定対象配管周辺の線量率



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。

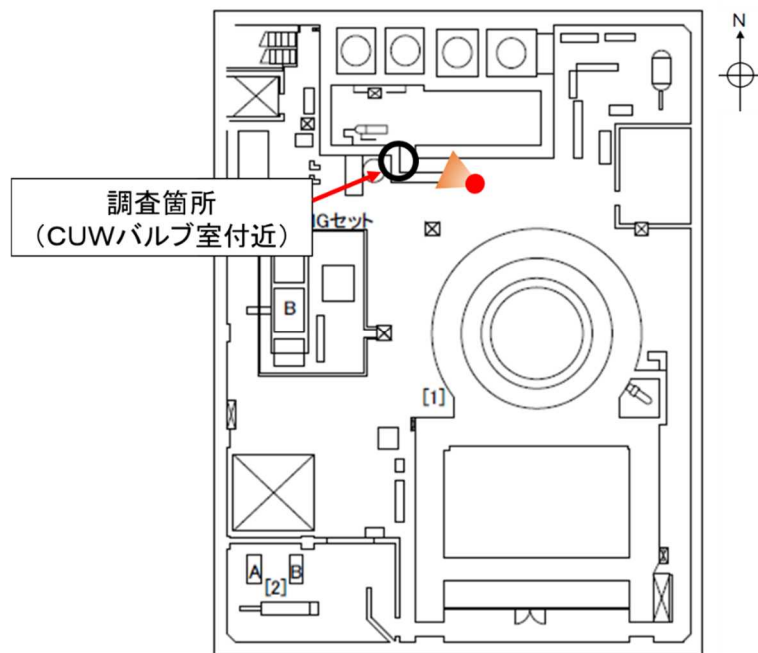


図 17 調査箇所（原子炉冷却材浄化系（CUW）バルブ室付近）



図 18 原子炉冷却材浄化系バルブ室付近



図 19 原子炉冷却材浄化系バルブ室付近の線量率



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)。

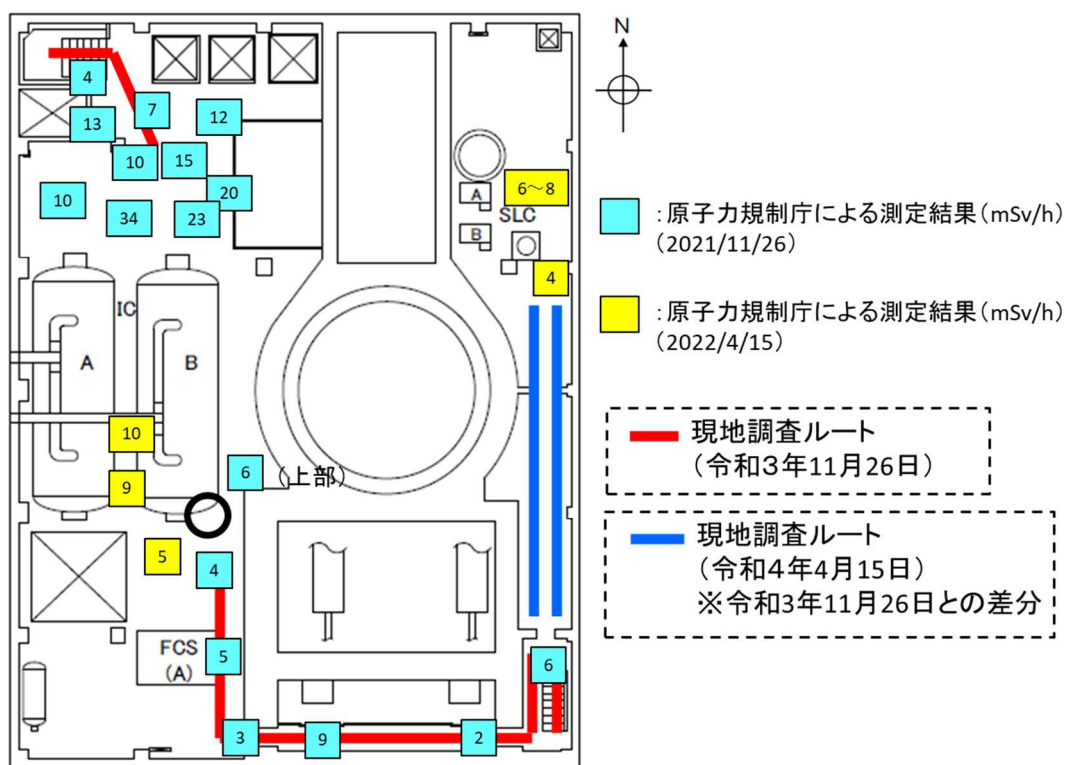


図 21 調査ルート及び空間線量の測定結果 (1号機原子炉建屋4階)



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)

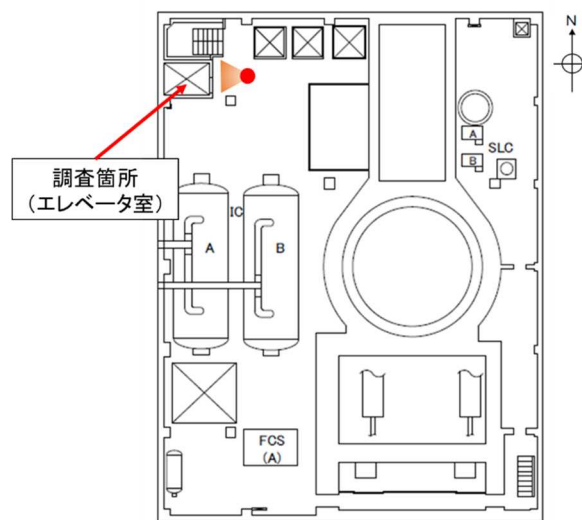


図 23 調査箇所（北西側階段の隣にあるエレベータ室）



図 24 エレベータ室入口付近（1号機原子炉建屋4階）





図 25 エレベータ室内（下方）（1号機原子炉建屋4階）



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）

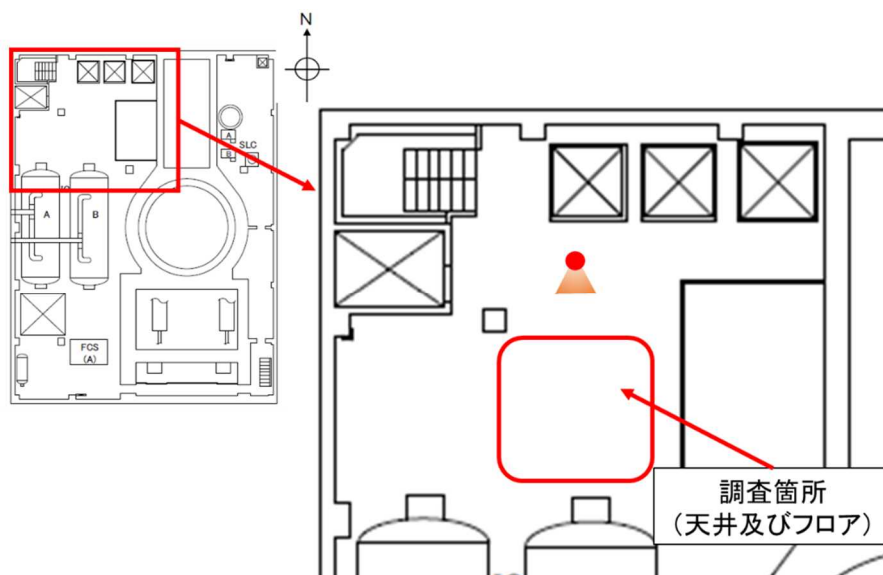


図 27 調査箇所 (IC の北側付近の天井)



図 28 IC の北側付近の天井



図 29 IC 北側付近のフロアの状況



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)

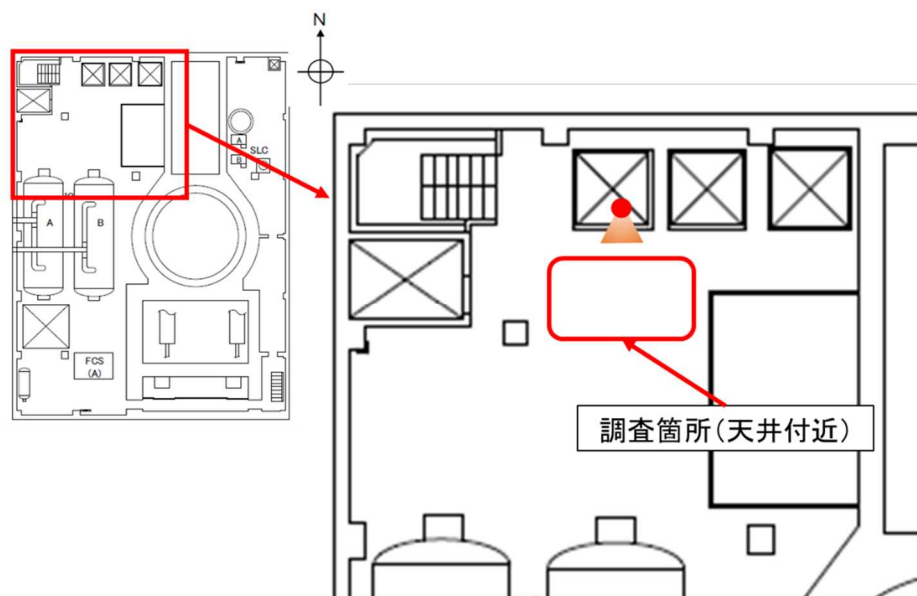


図 31 調査箇所 (IC の北側の壁に近い天井)

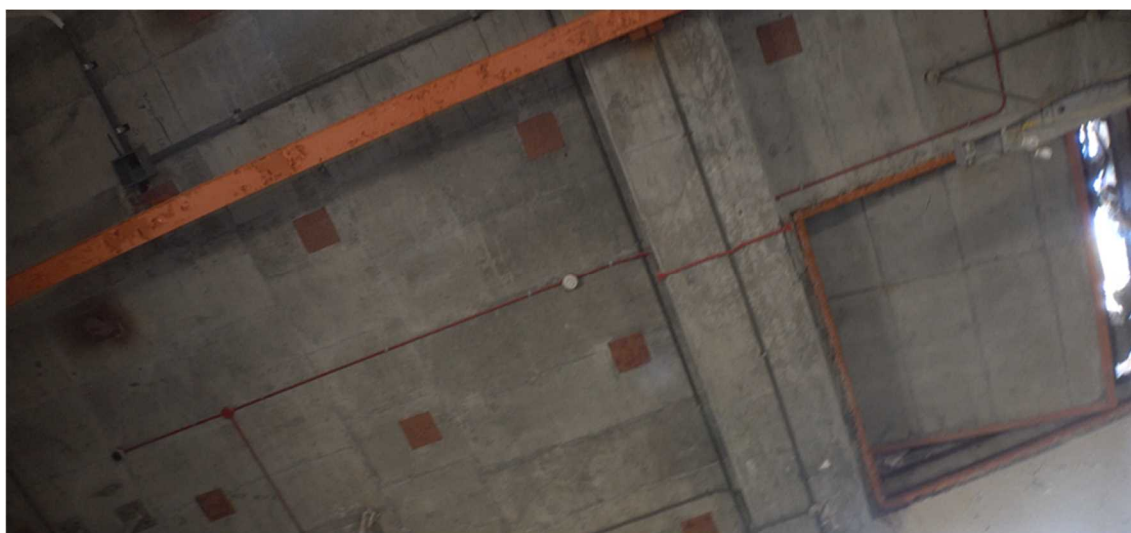


図 32 IC の北側の壁に近い天井



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）



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）

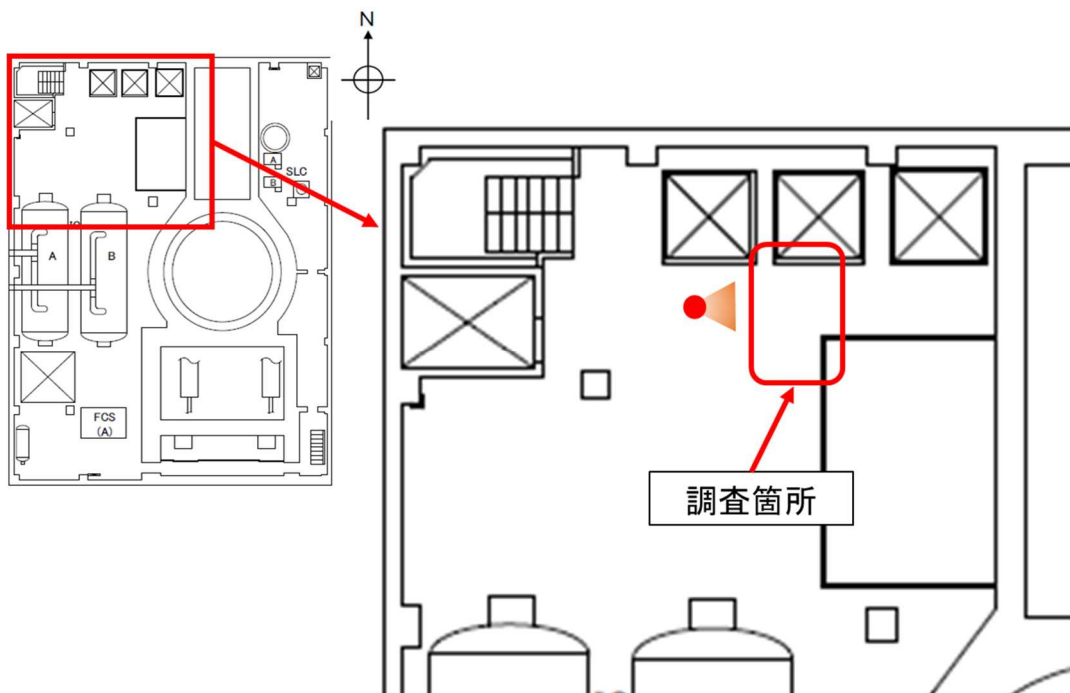


図 35 調査箇所（IC の北側の天井付近のダクト等）



図 36 天井付近のダクト及び梁



図 37 天井付近のダクト（1号機原子炉建屋4階）



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。

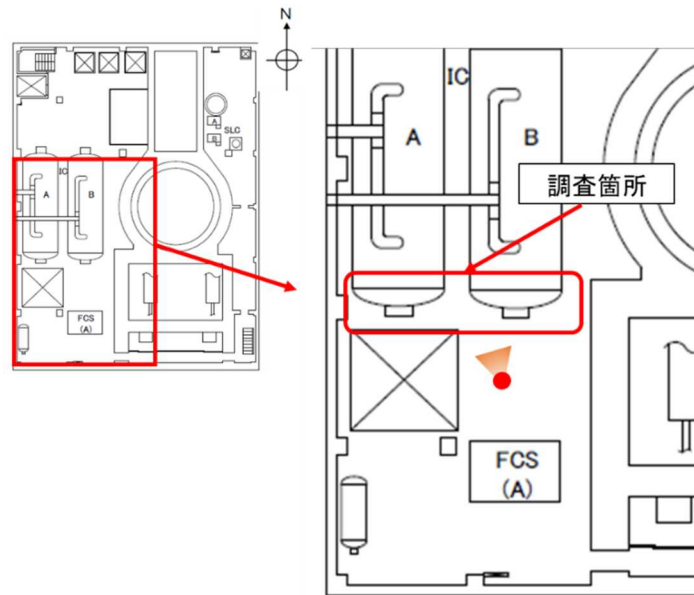


図 39 調査箇所 (IC の南側)

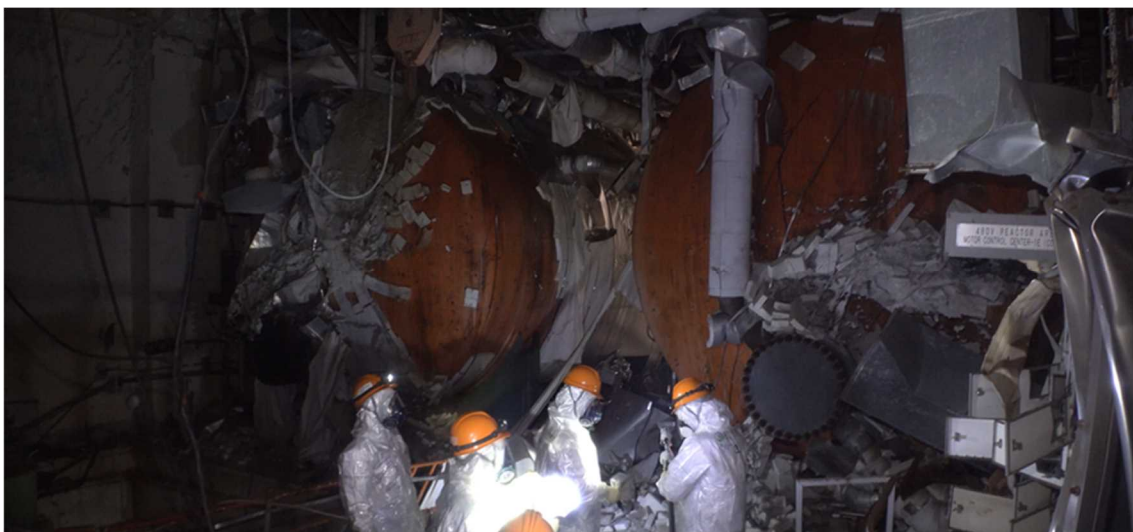


図 40 IC の南側 (左が A 系、右が B 系) (1 号機原子炉建屋 4 階)





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



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）



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)

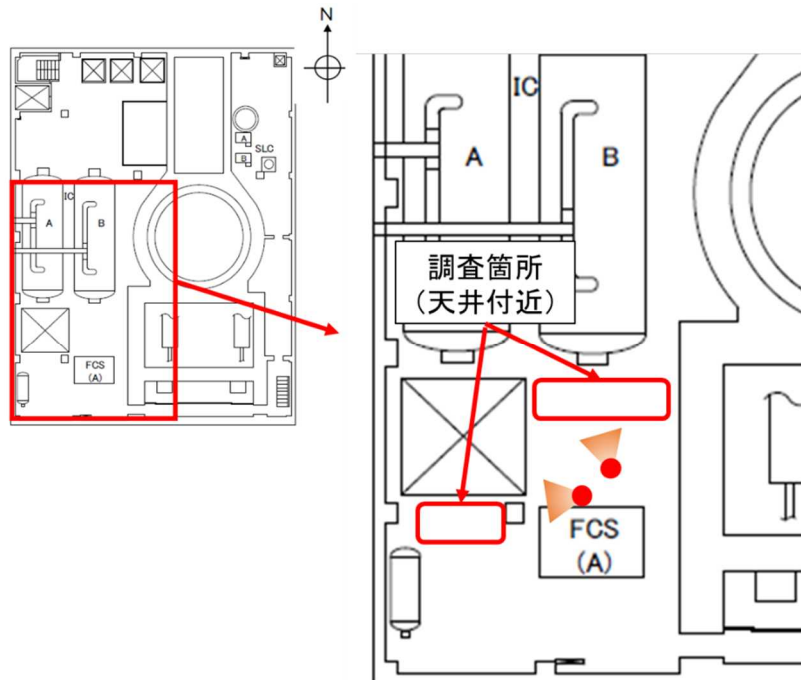


図 44 調査箇所 (ICの南側の天井)



図 45 IC の南側付近の天井（1号機原子炉建屋4階）



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）



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）

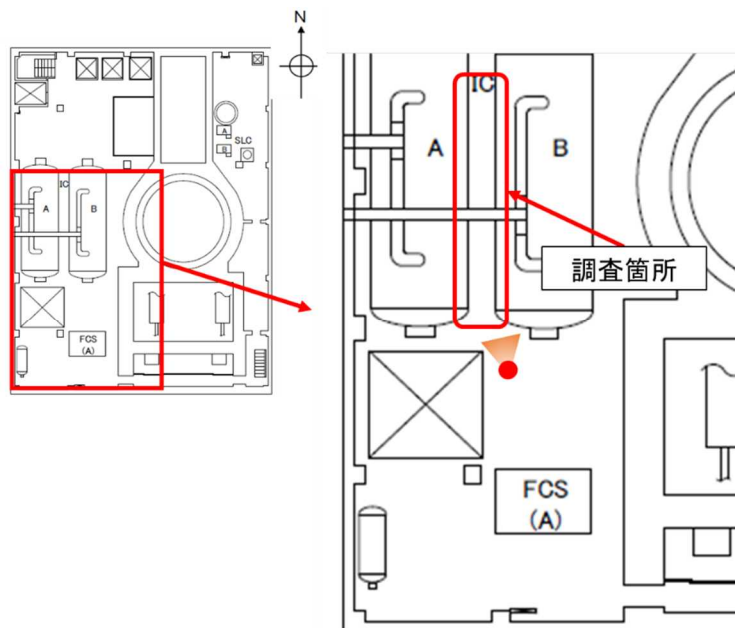


図 48 調査箇所（IC の南側の天井付近等）

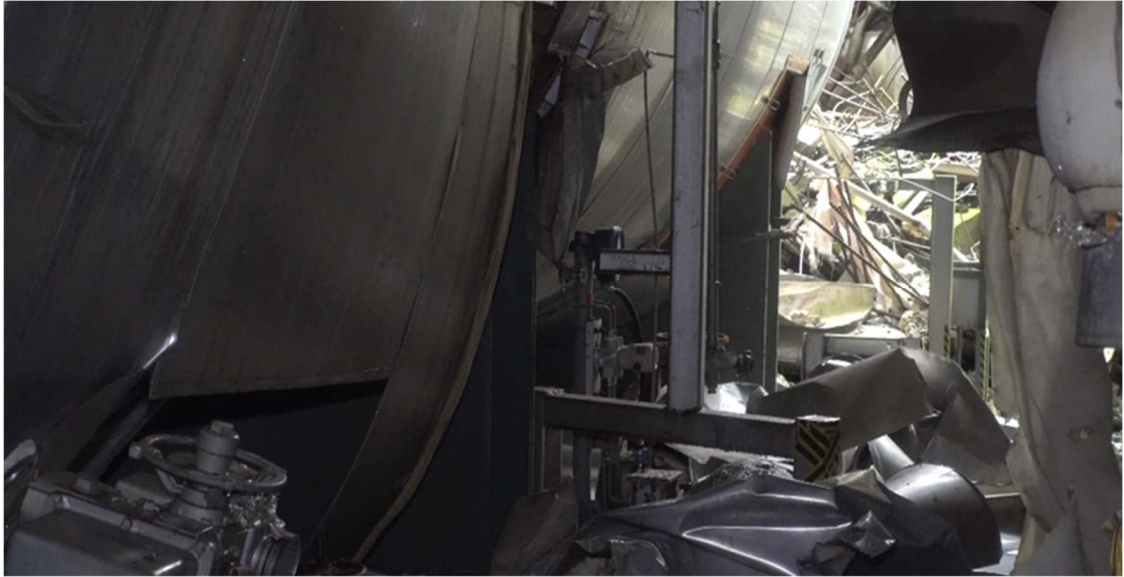


図 49 IC の A 系と B 系の間 (1 号機原子炉建屋 4 階)



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)



図 51 IC の A 系と B 系の間の計器類 (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)

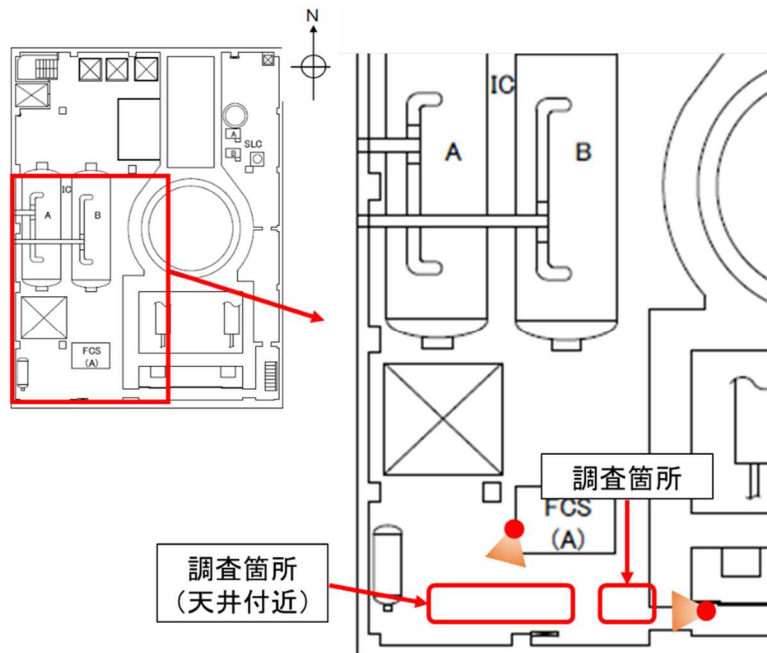


図 52 調査箇所 (IC の南側の天井付近等)



図 53 天井付近のダクト（1号機原子炉建屋4階）



図 54 天井付近のダクト（1号機原子炉建屋4階）



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）

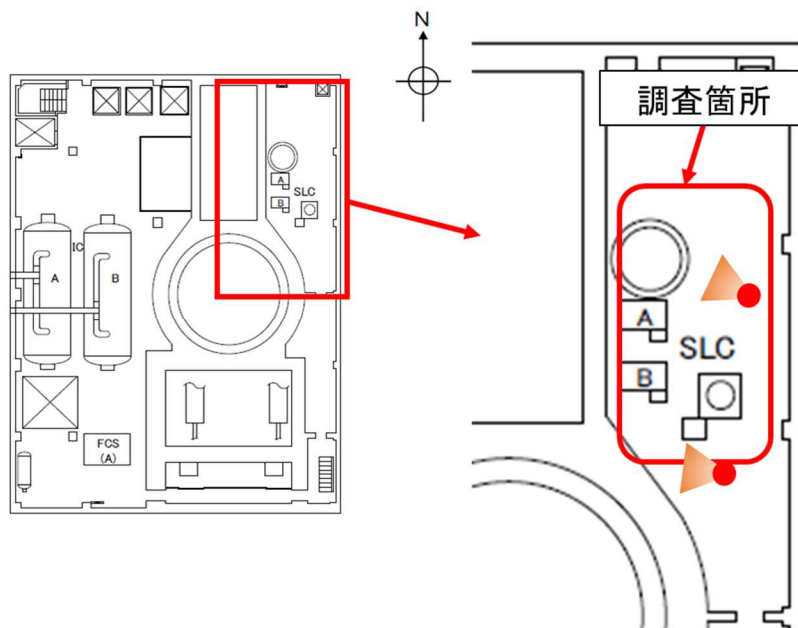


図 56 調査箇所（北東側フロア）





図 57 ダクト（北東側フロア）



図 58 ダクト（北東側フロア）



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、最大で約 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、線量率は最大で約 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<sup>1</sup>。

現地調査では、電離箱<sup>2</sup>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。）<sup>3</sup>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<sup>4</sup>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 $\alpha$ 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。

<sup>1</sup> 参考6参照

<sup>2</sup> 日立アロカメディカル社製電離箱（ICS-323C）

<sup>3</sup> 日立製ガンマカメラ（HDG-E1500）

<sup>4</sup> 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））

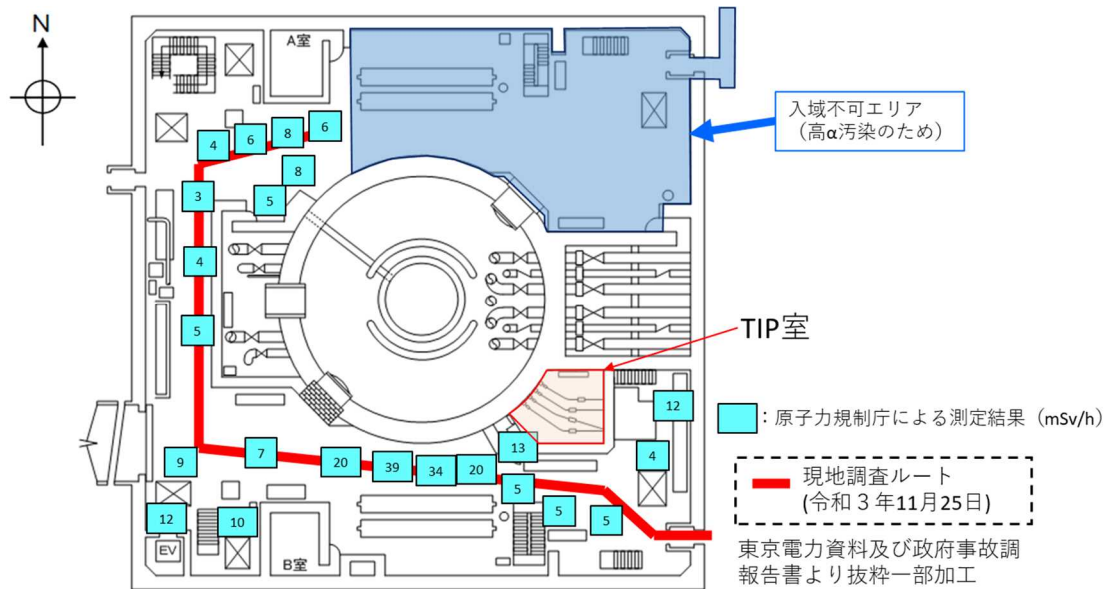


図 1 調査ルート及び空間線量の測定結果（3号機原子炉建屋 1階）

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。

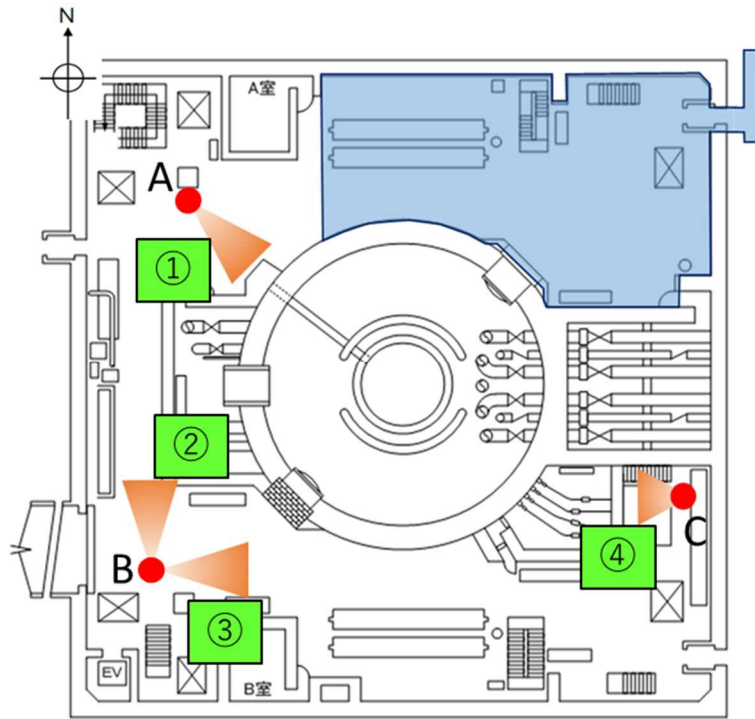
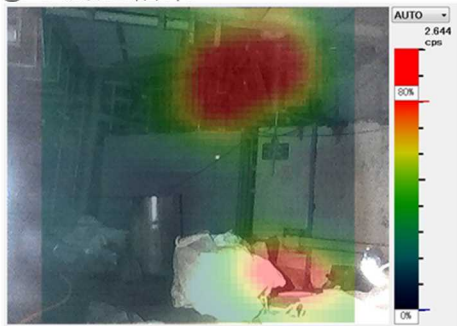


図 2 ガンマカメラによる測定地点（3号機原子炉建屋1階）

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。

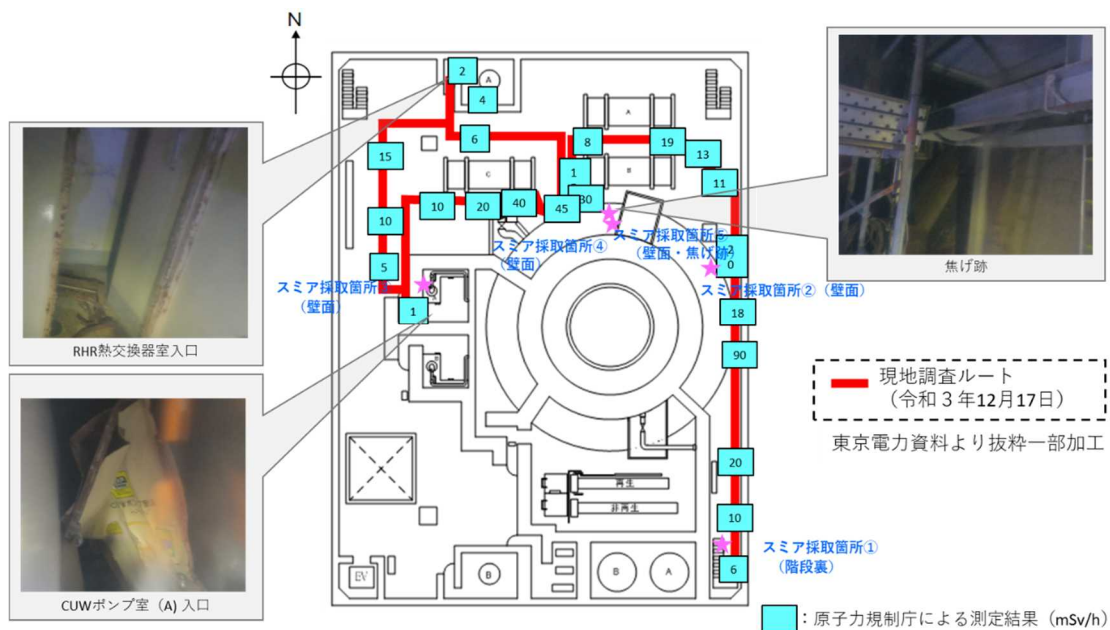


図4 調査ルート及び空間線量の測定結果① (3号機原子炉建屋2階)

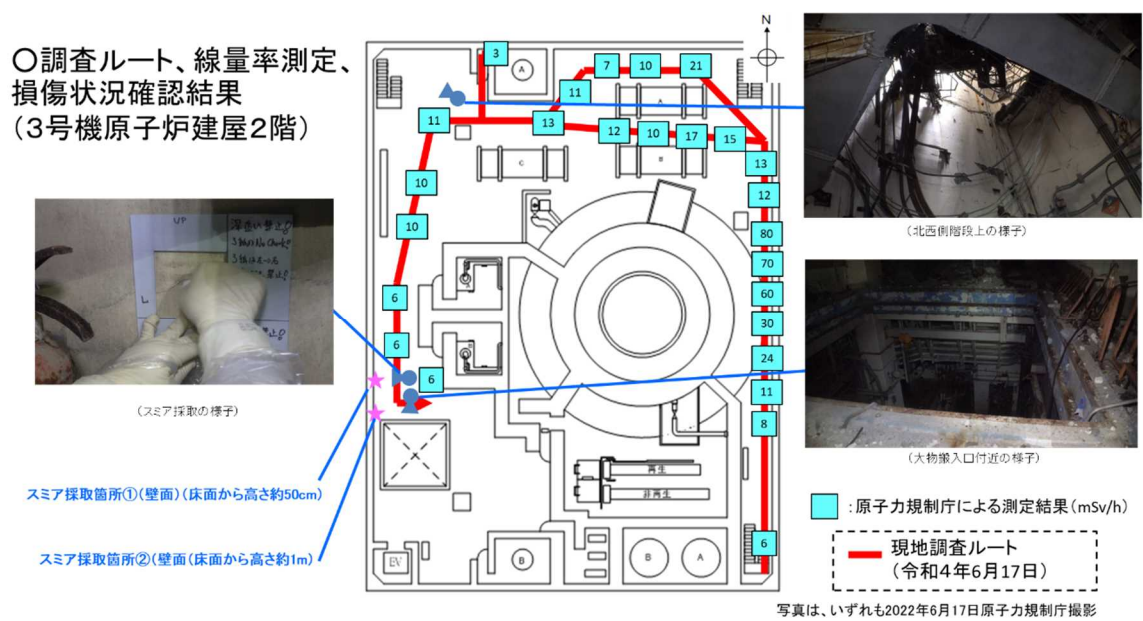


図 5 調査ルート及び空間線量の測定結果② (3号機原子炉建屋2階)

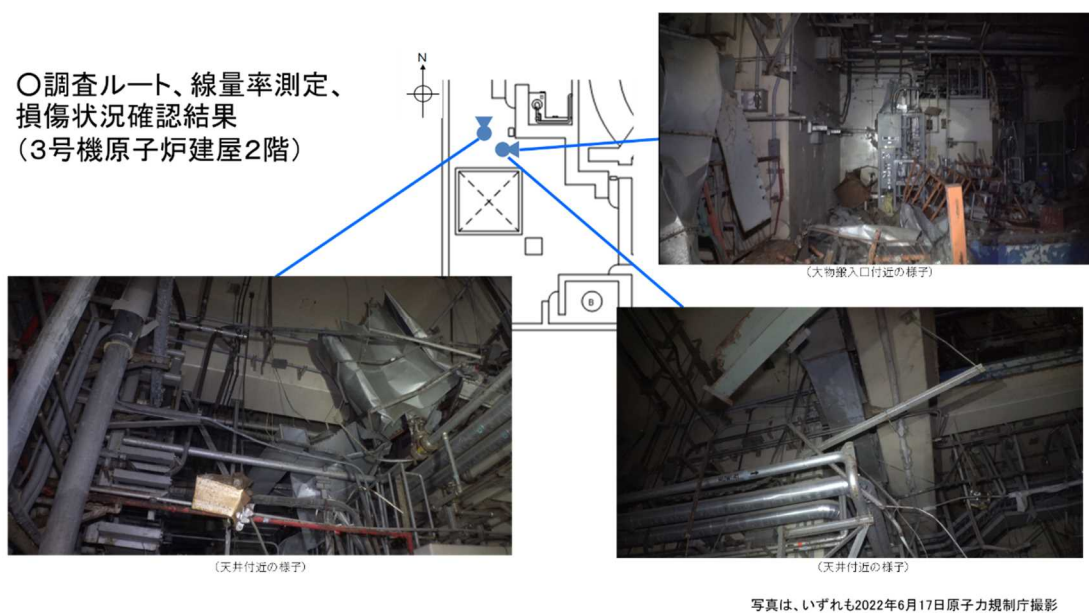


図 6 3号機原子炉建屋2階大物搬入口近傍の様子

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・分析に係る中間とりまとめ,” 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

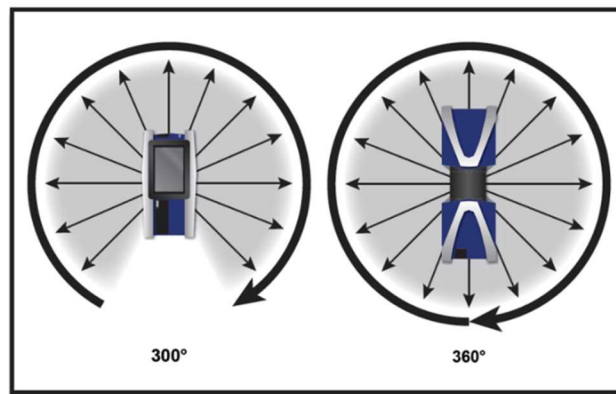


図2 3Dレーザースキャナによる測定可能範囲  
(左図：鉛直方向、右図：水平方向)

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。

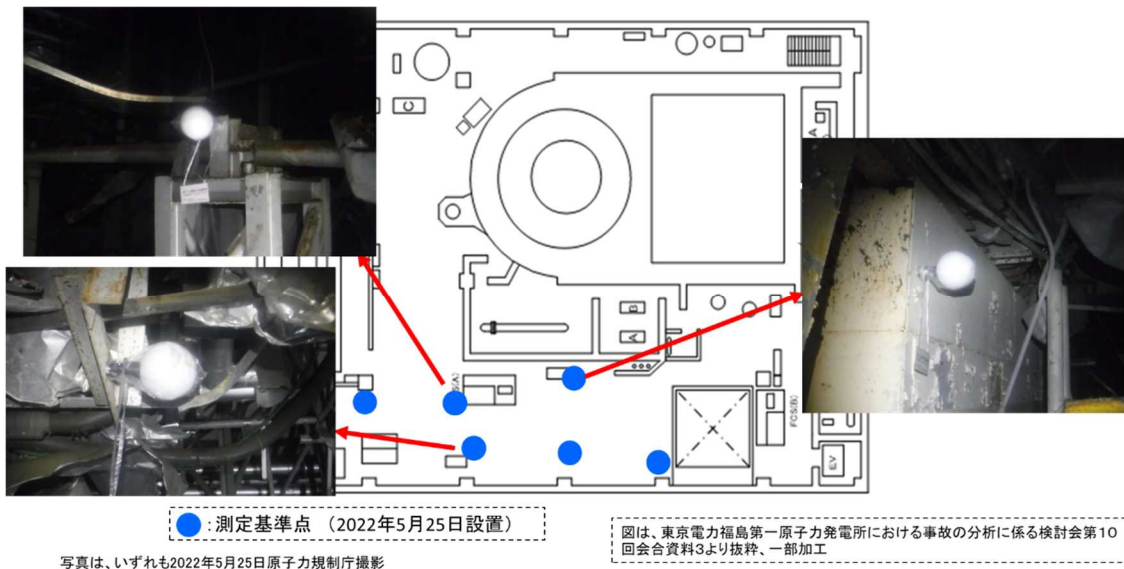


図5 4号機原子炉建屋3階のターゲット球の設置位置及び状況

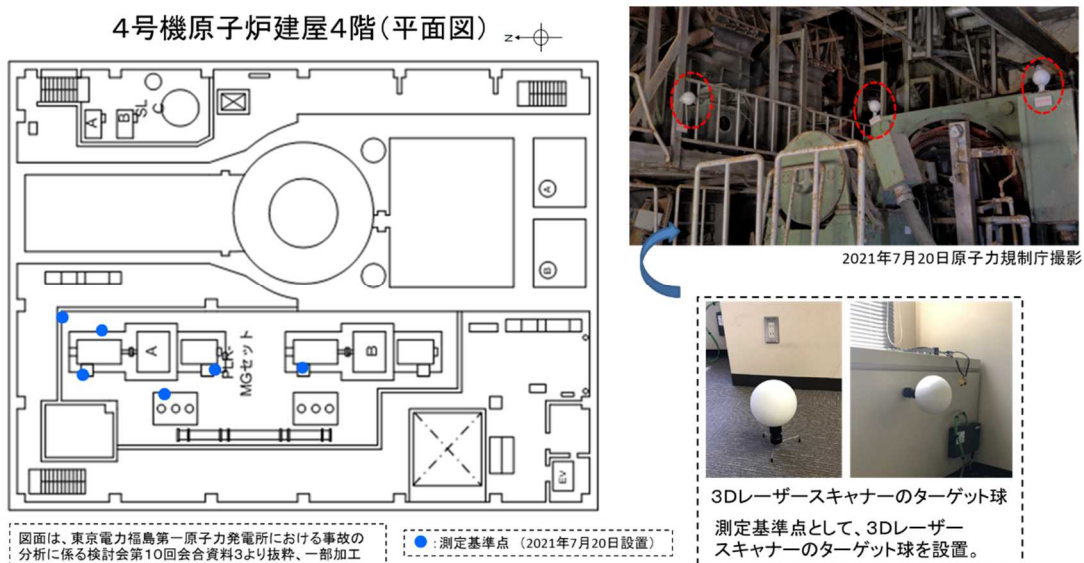


図6 4号機原子炉建屋4階のターゲット球の設置位置及び状況

## 5. 4号機原子炉建屋3階の測定・分析結果

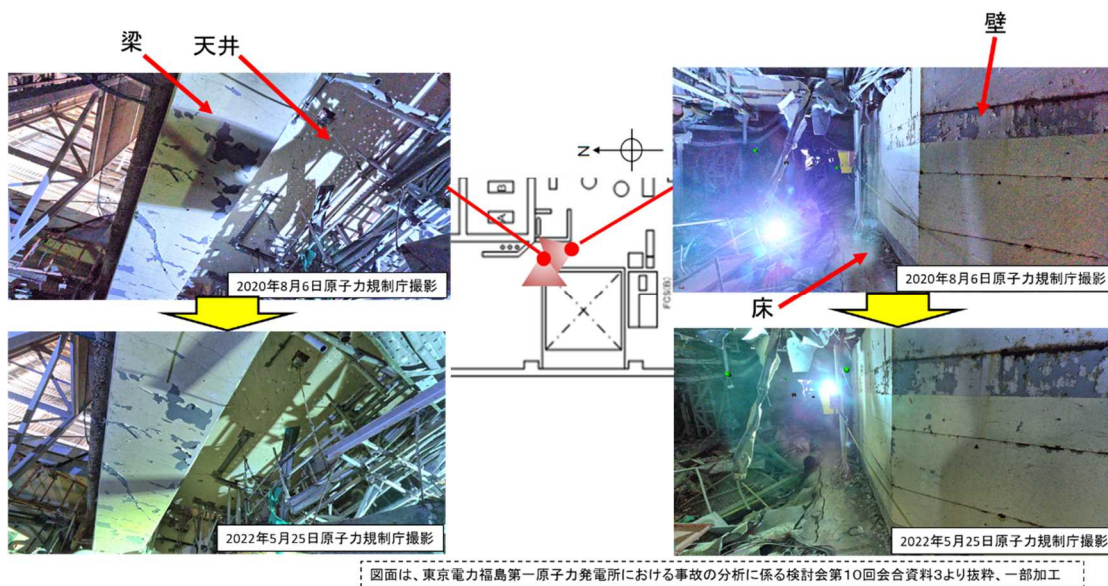
4号機原子炉建屋3階は、床面の落ち込みが確認されている南西側ハッチ付近及び床面の一部が抜けている北西側フロアについて、測定結果を分析した。

### (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。

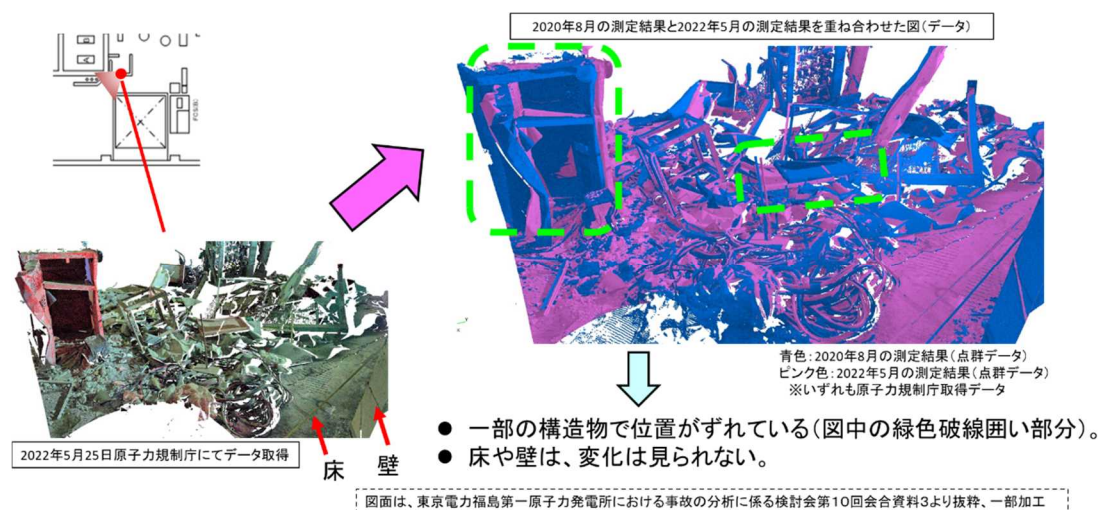
図7に示すように、梁の塗装の剥がれ部分がほぼ同様であること、壁面の状況がほぼ同様であることなどから、当該箇所は写真で見る限り大きな変化は見られなかった。

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）

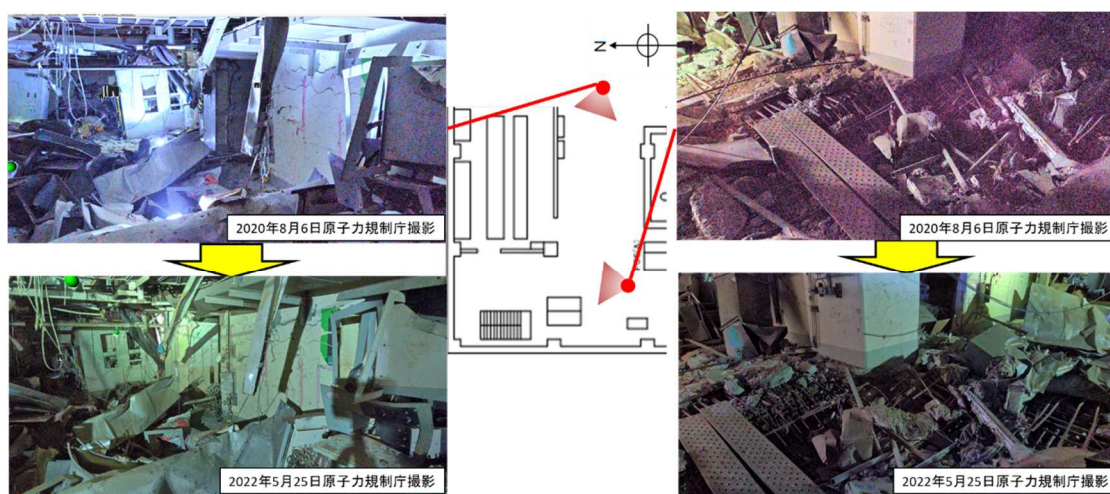
(2) 北西側フロア

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。

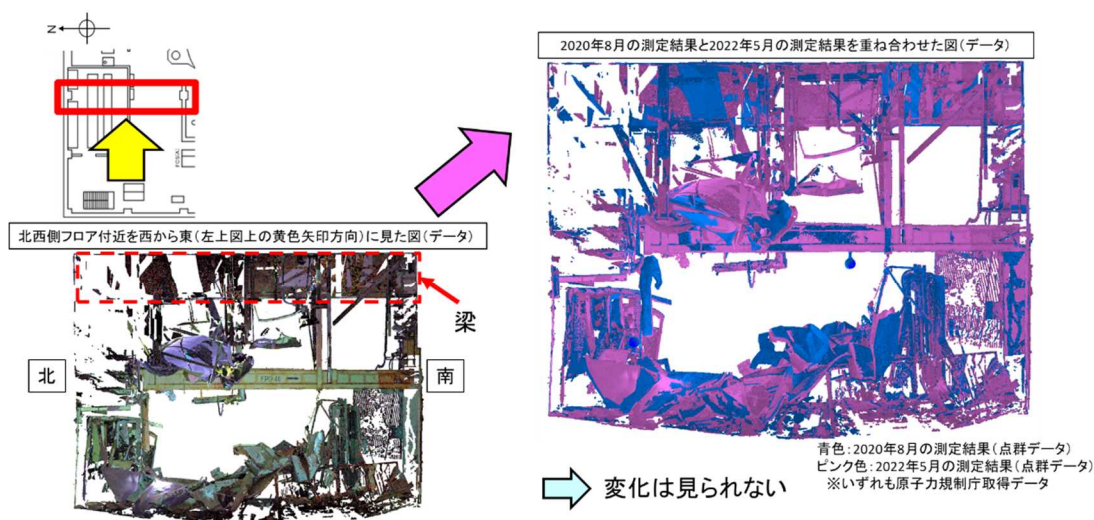
2020年8月と2022年5月に取得した点群データの比較を図10に示す。

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。

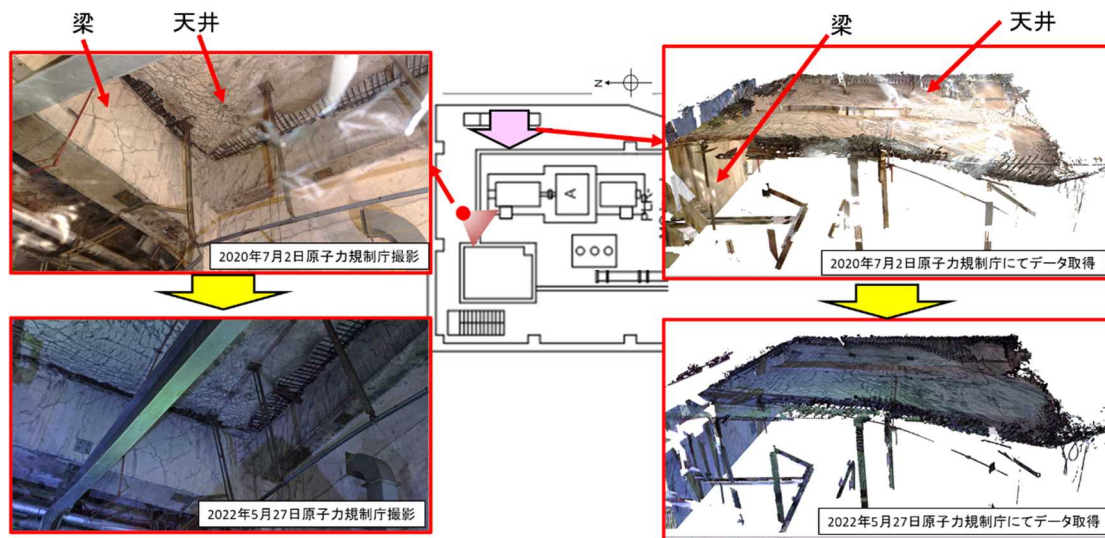


図11 4号機原子炉建屋4階の状況（北西側天井付近）  
（2020年と2022年との比較）

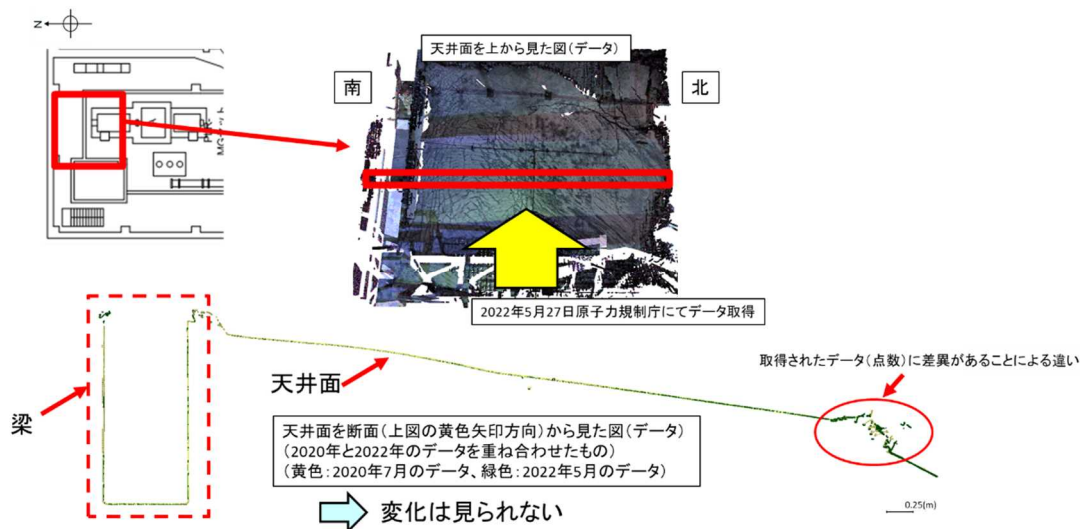


図 1 2 4号機原子炉建屋4階の状況（北西側天井付近）  
（2020年と2022年とのデータの重ね合わせによる比較）

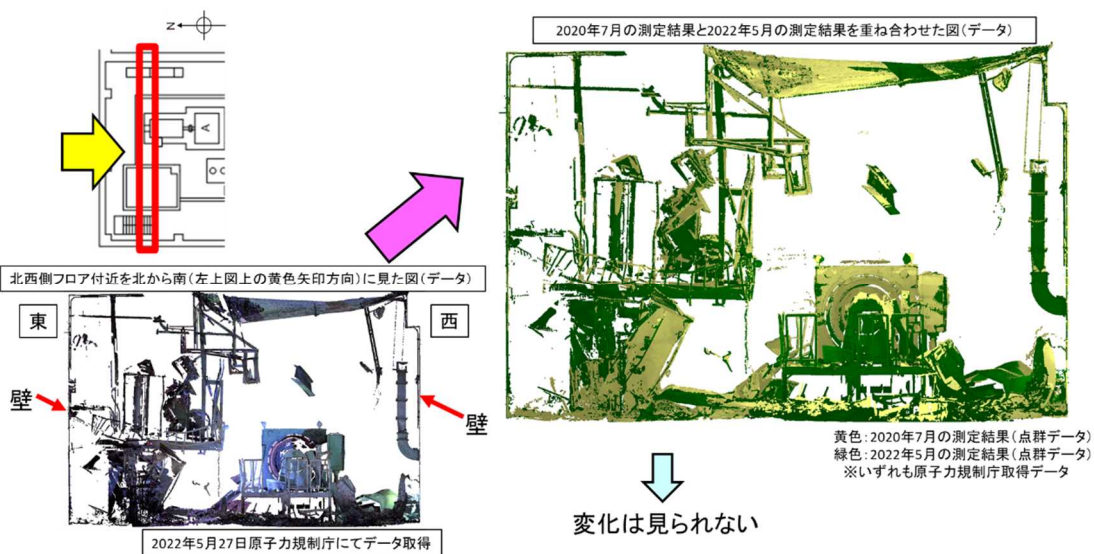


図 1 3 4号機原子炉建屋4階の状況（北西側フロア）  
（2020年と2022年とのデータの重ね合わせによる比較）

## 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。

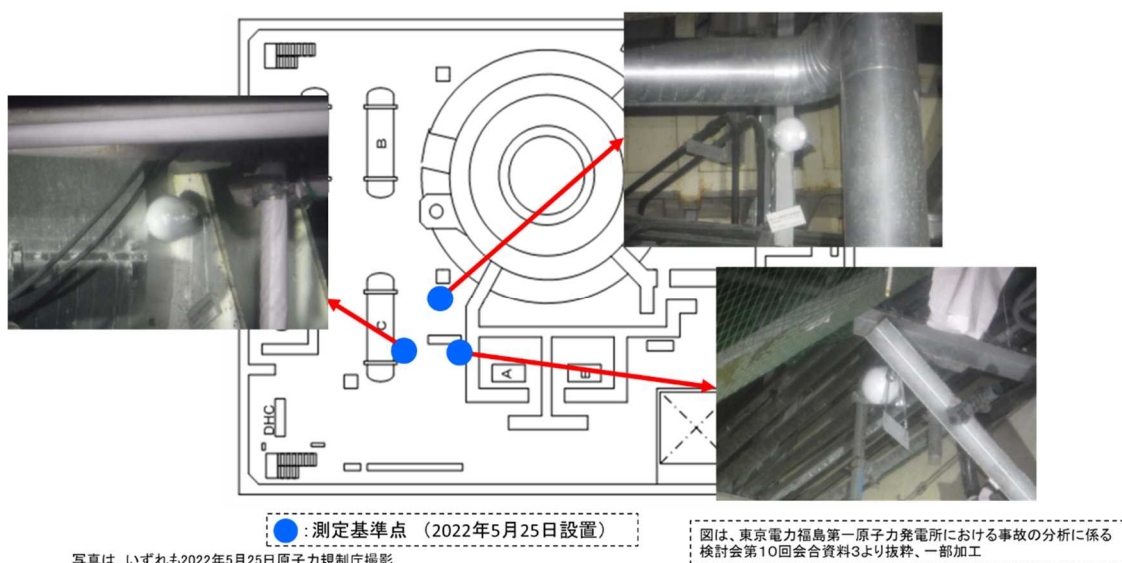


図14 4号機原子炉建屋2階のターゲット球の設置位置及び状況

(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<sup>1</sup>並びに東京電力による3号機SGTS室調査<sup>2</sup>及び1/2号機排気筒内部調査<sup>3</sup>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

---

<sup>1</sup> 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  
<sup>2</sup> 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  
<sup>3</sup> 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<sup>4</sup>（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<sup>5</sup>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・熔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・熔融の進

<sup>4</sup> 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

<sup>5</sup> 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<sup>6</sup>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<sup>6</sup>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

<sup>6</sup> 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

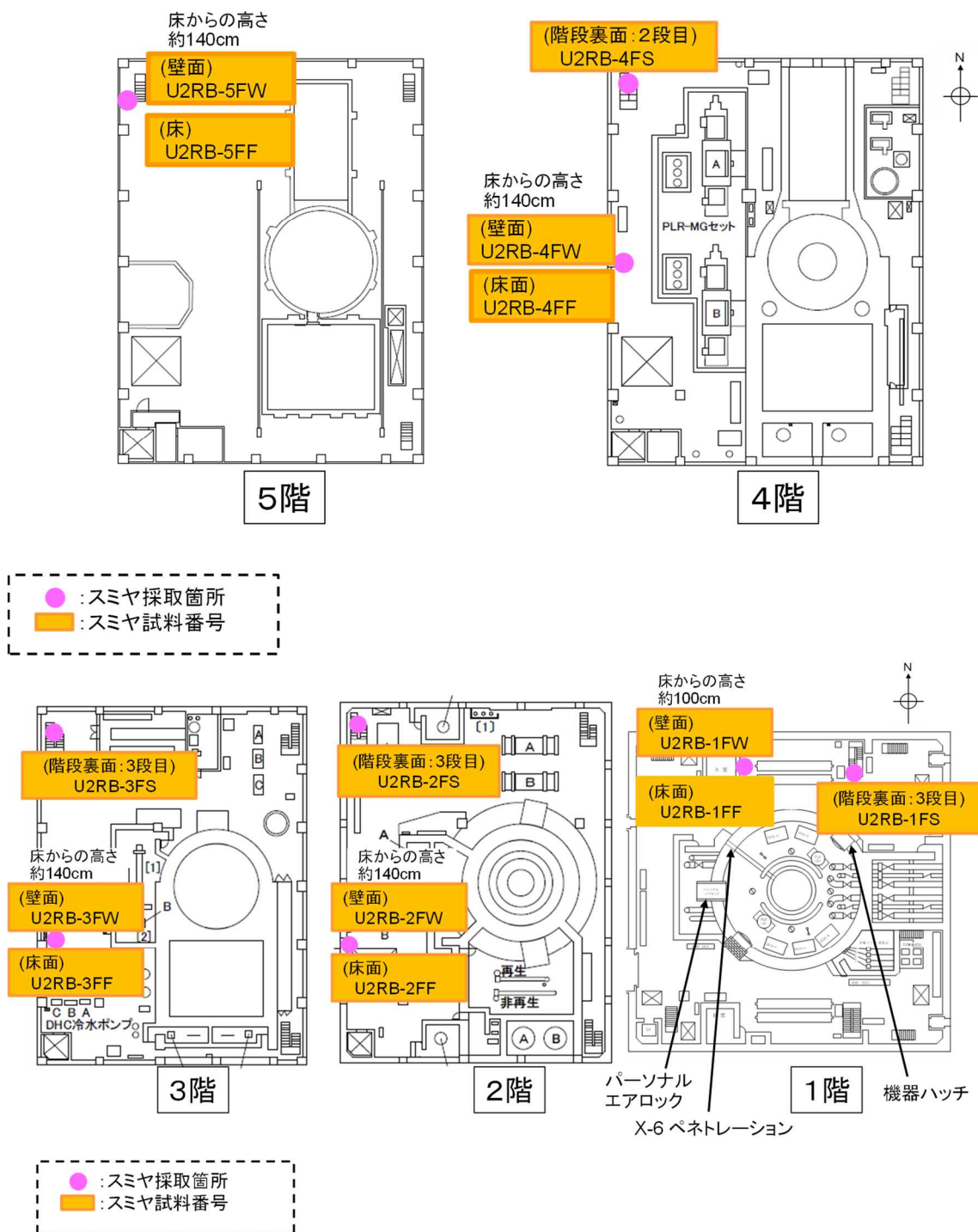


図1 2号機原子炉建屋内のスミヤ採取場所



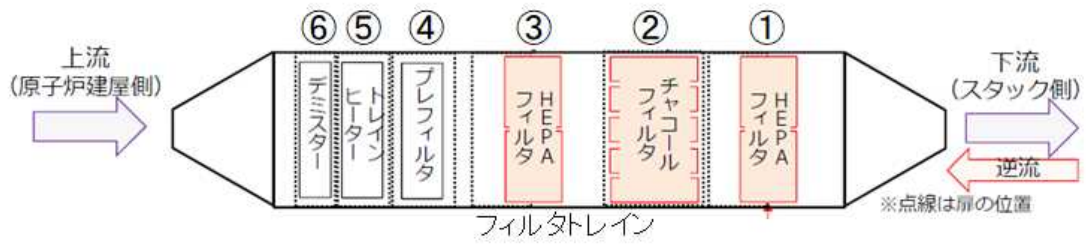


図2 3号機 SGTS フィルタトレイン内のスミヤ採取場所

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。

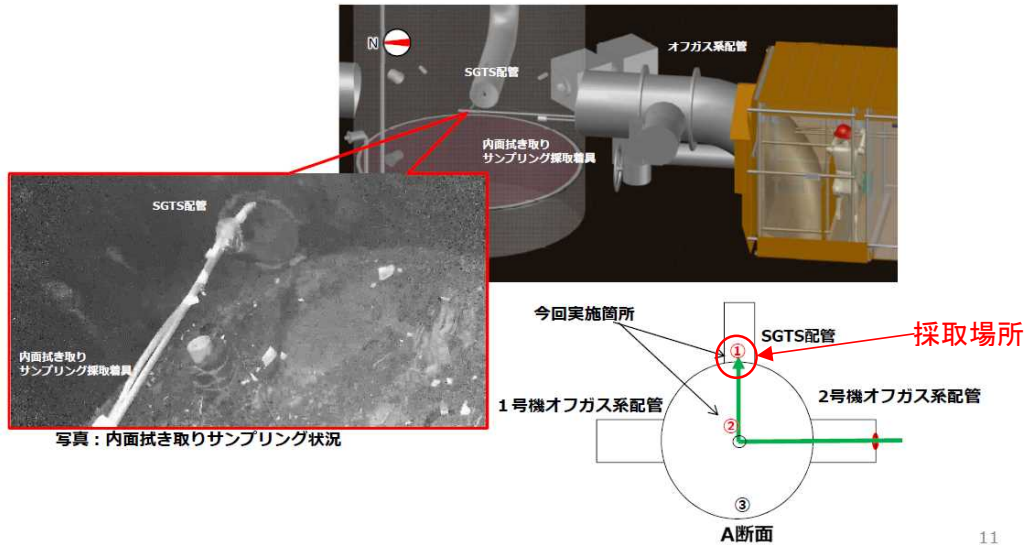


図3 1/2号機 SGTS 配管内部のスミヤ採取場所<sup>3</sup>

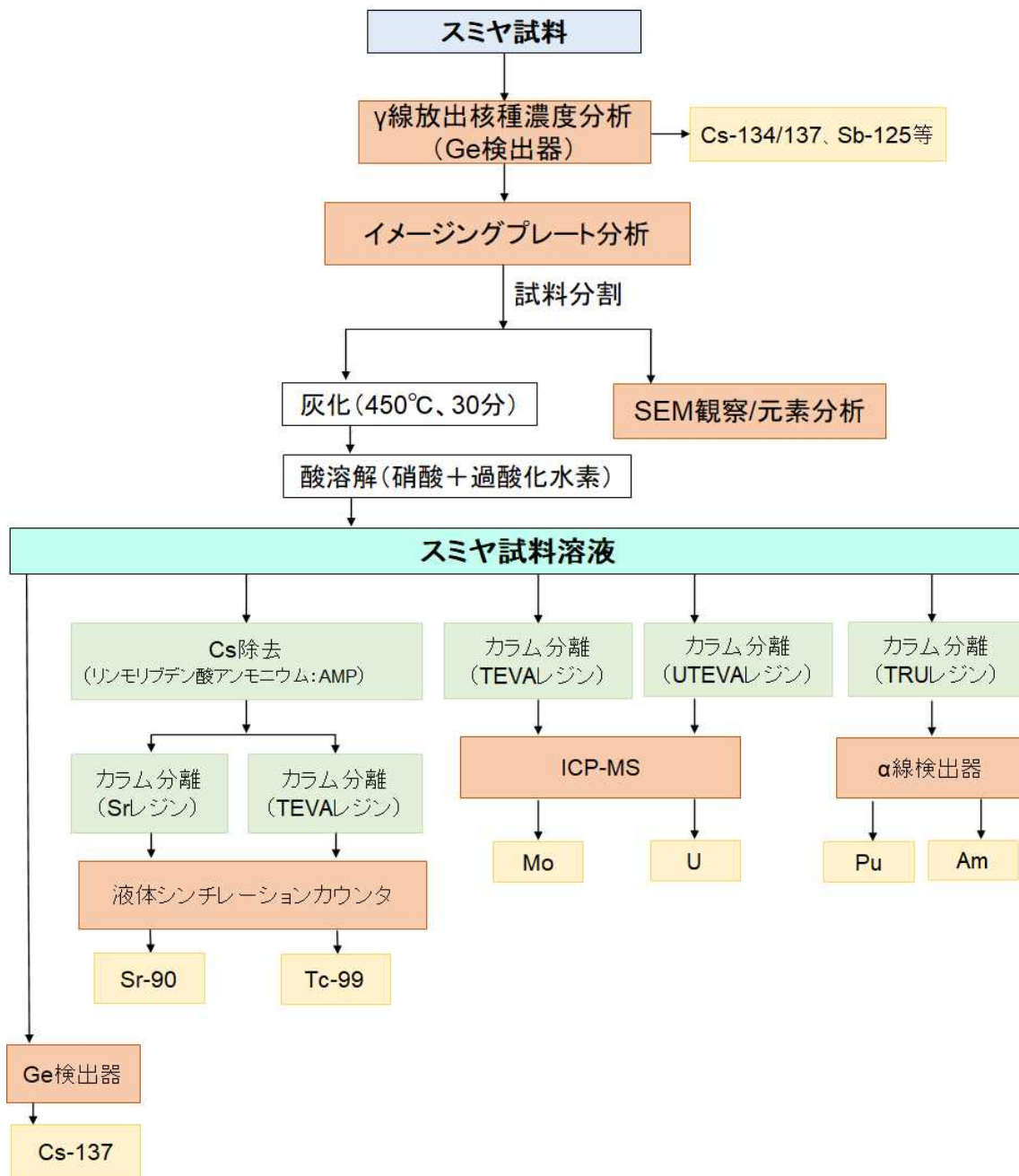


図4 スミヤ試料分析フロー

スミヤ試料写真

イメージングプレート像



25 mm

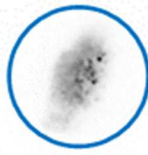


図5 2号機原子炉建屋内で採取したスミヤ試料の写真（左）とイメージングプレート分析結果（右）の例（5階壁面試料）

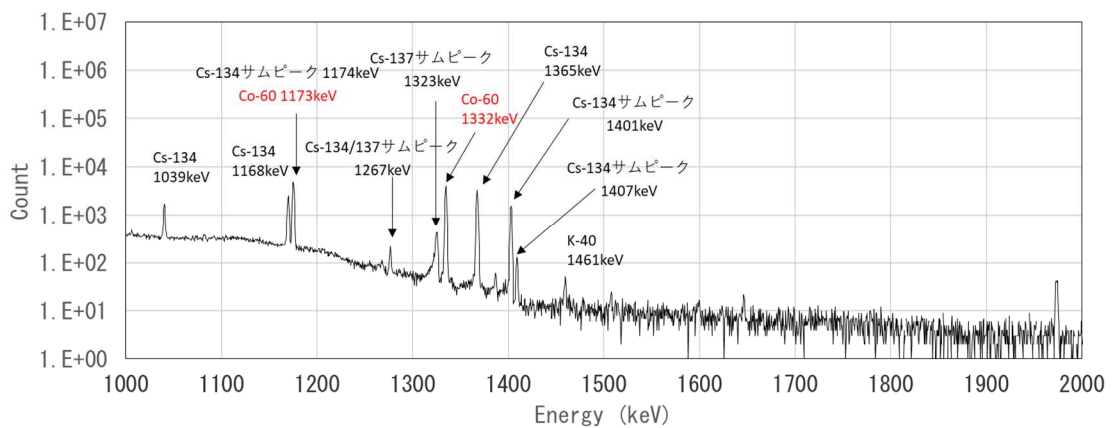
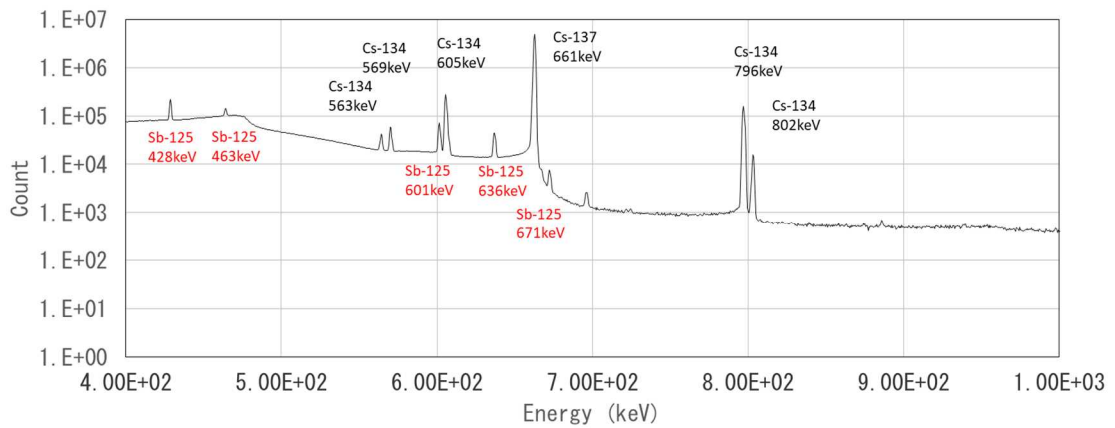


図6 スミヤ試料のGe分析結果の例  
(5階壁面試料；上段400~1,000keV、下段1,000~2,000keV)

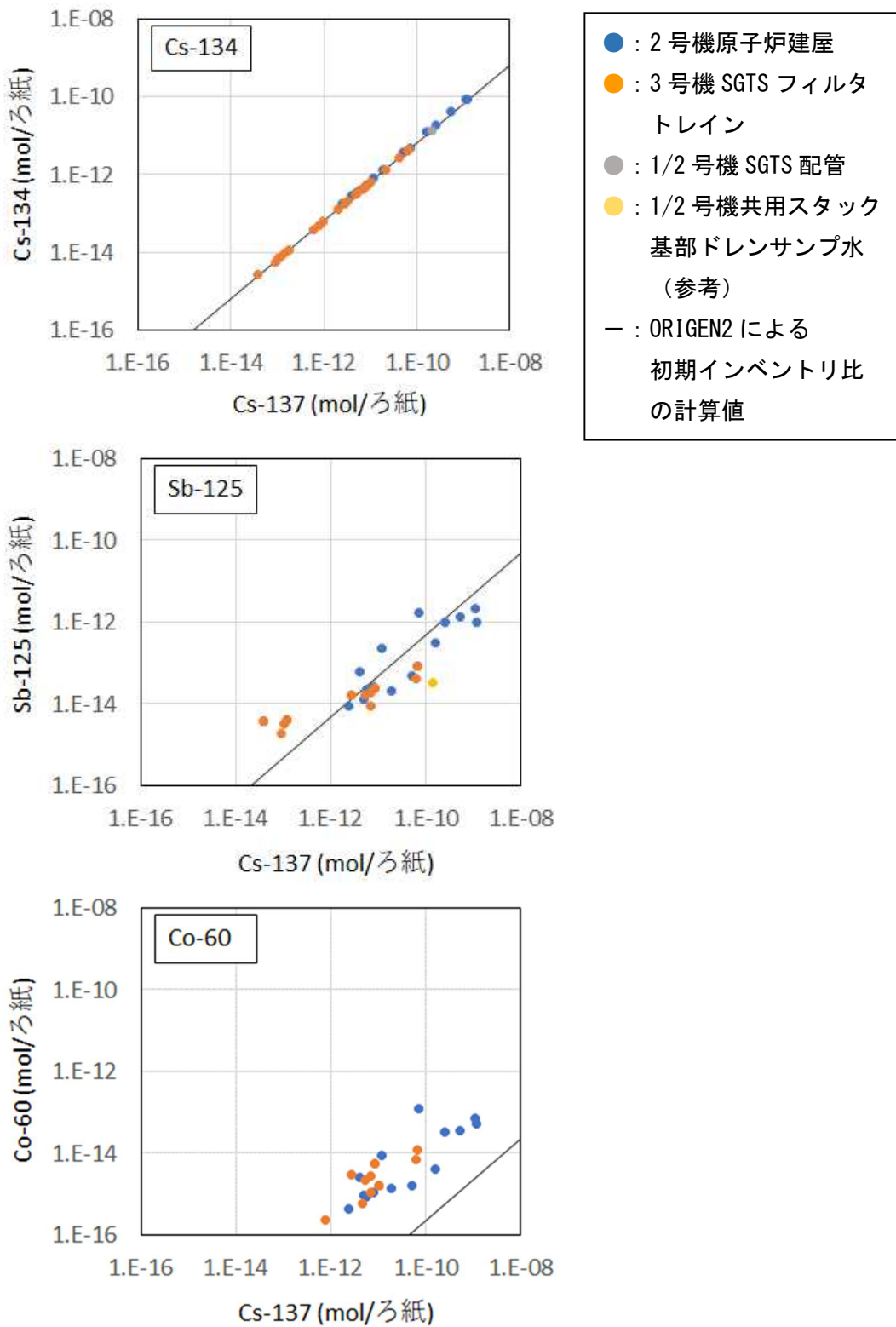


図7 スミヤ試料のGe分析結果（半減期を考慮して推定した事故当時の値）

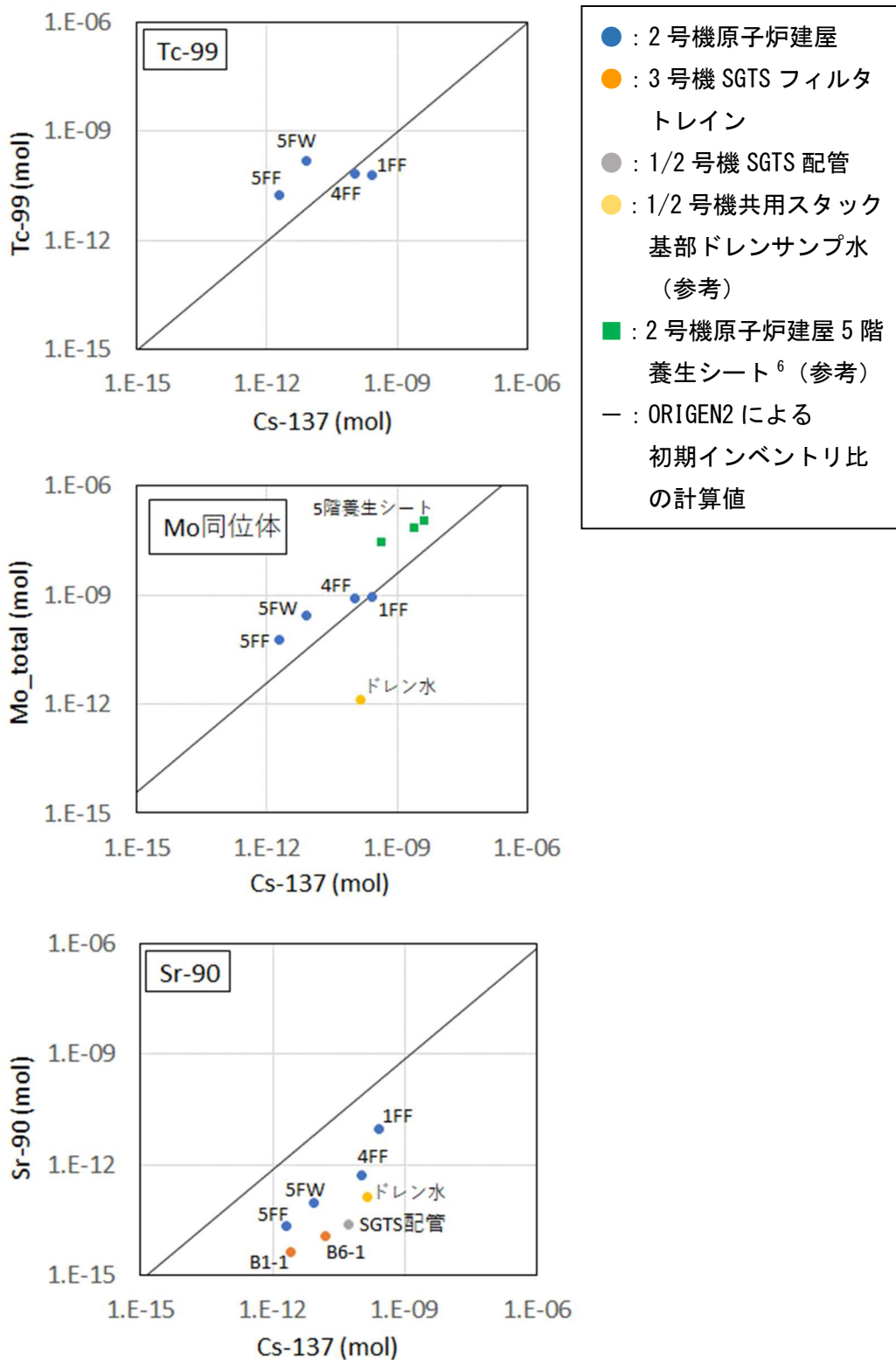


図8 酸溶解後スミヤ試料の核種分析結果 (1/2)  
(半減期を考慮して推定した事故当時の値)

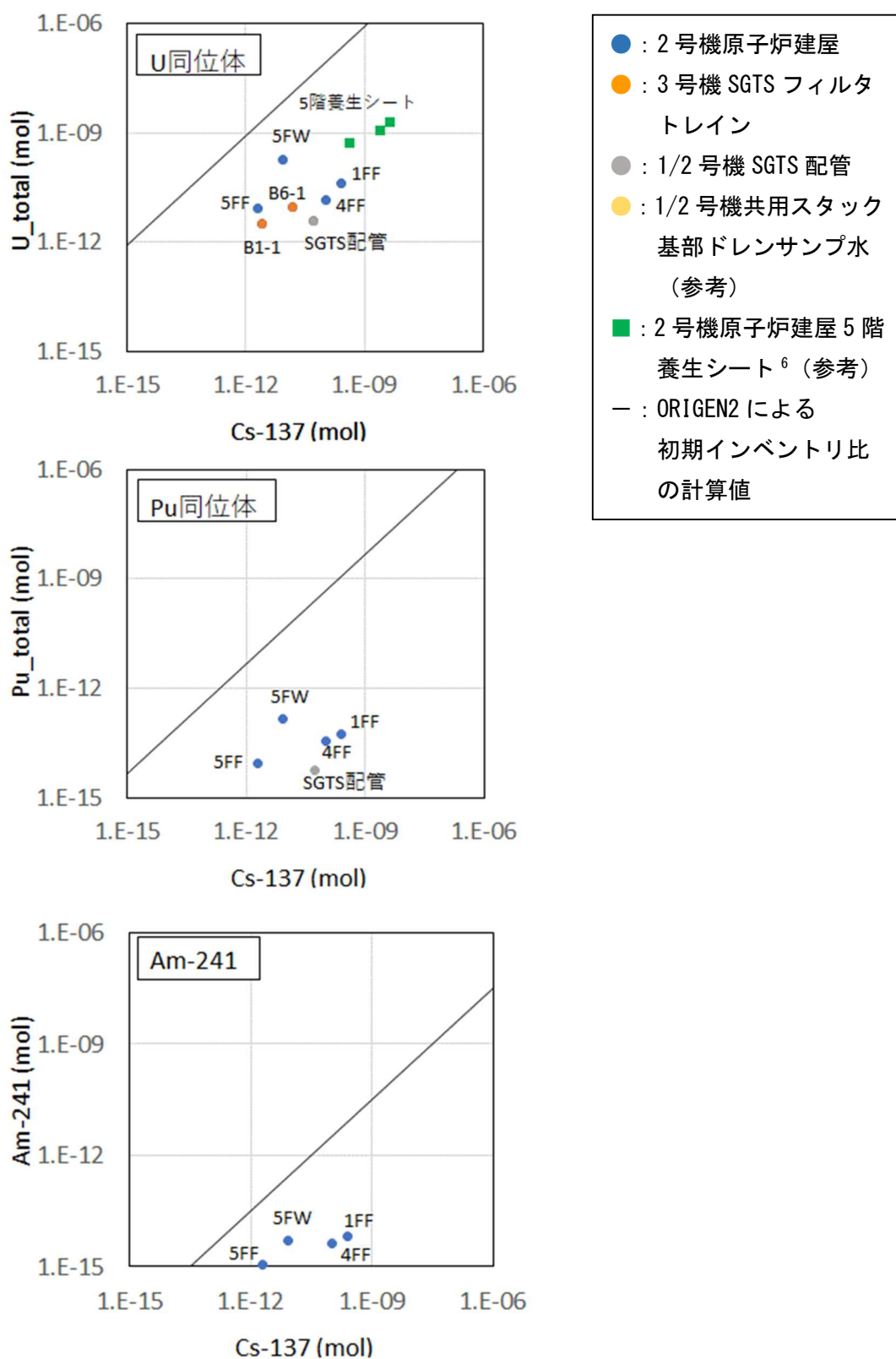


図9 酸溶解後スミヤ試料の核種分析結果 (2/2)  
(半減期を考慮して推定した事故当時の値)

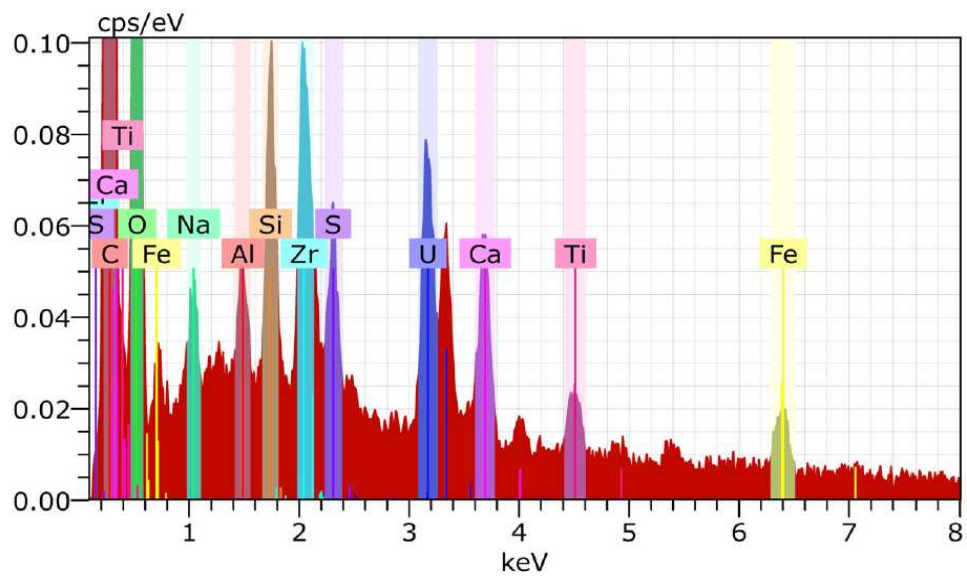
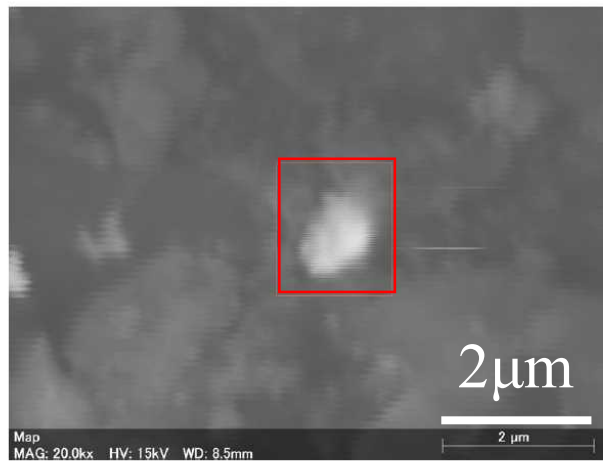


図 10 5 階床面試料の SEM 像と元素分析結果

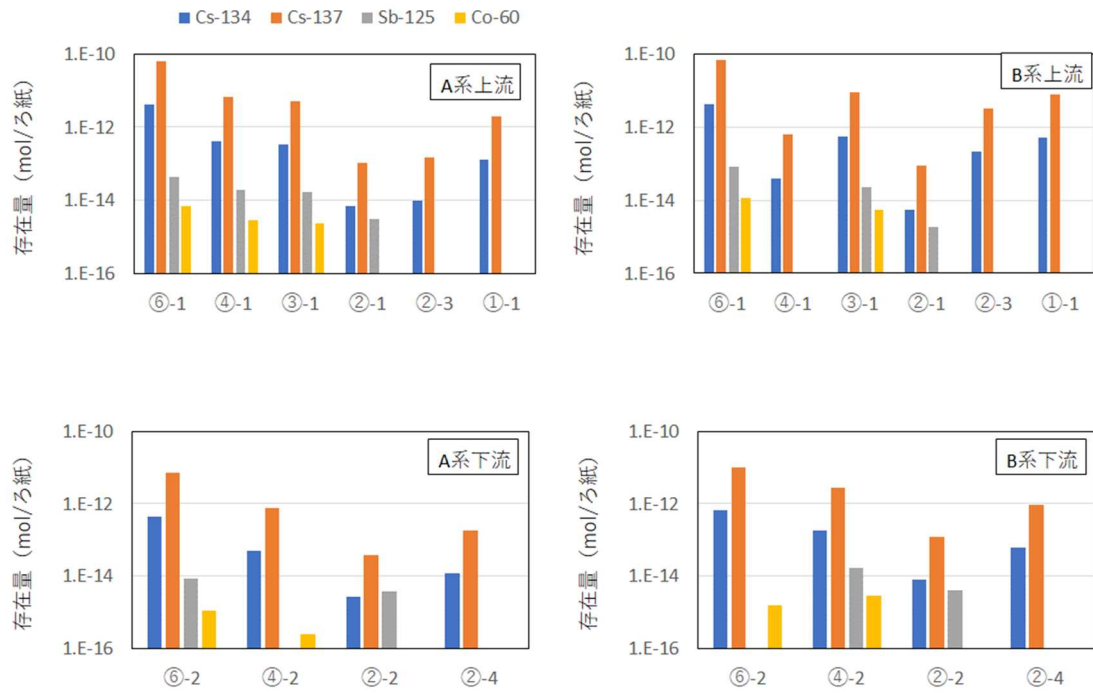


図 11 3号機 SGTS フィルタトレイン内スミヤ試料の Ge 分析結果  
(半減期を考慮して推定した事故当時の値)



# （案）

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 年 4 月から●年●月までの検討～  
＜外部専門家コメント等＞

●年●月●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. 検討の方針

### 2. 1 検討対象

福島第一原子力発電所では、東京電力福島第一原子力発電所事故後、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。また、東京電力福島第一原子力発電所事故以降に、遠隔操作による測定など、現場の情報を得るために適用できる手法の進歩、東京電力等から提供される情報や知見の拡大等もあり、追加的に検討を加えることができる事項を特定することが可能となってきた。

その一方で、廃炉作業によって構造物の改変等が進展している箇所も多くあり、適時に状況を確認して記録を作成することで、現場の情報を事後的にも確認及び活用可能な形にして保存することの重要性も大きくなっている。

こうした状況を踏まえて、今般の検討作業では、現場アクセスの可能性や廃炉作業の進展等により追加的に実施できる調査・分析の内容を基に、事故時の事象進展や状況の詳細な検討が可能な範囲を対象として検討を加えるとともに、中間取りまとめ(2021)に盛り込んだ内容の一部に対して、更なる検討を加えた。

したがって、本中間取りまとめは、東京電力福島第一原子力発電所事故に関して、これまでに十分に知見が得られていない事項の全てを対象として網羅的な検討を行ったものではない。

### 2. 2 検討の体制及び実施方法

#### (1) 検討の場

今般の検討作業に当たっては、外部の有識者、原子力規制委員会委員長、原子力規制委員会委員、原子力規制庁の担当職員及び日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）の職員をメンバーとする事故分析検討会を開催し、調査チームによる現地調査や情報の分析の結果を基に議論を行った。事故分析検討会のメンバー構成及び開催実績を参考4に、また、調査チームの構成員を参考5に示す。

本中間取りまとめは、調査チームの構成員が（一部の項目については外部の有識者、原子力規制庁の職員及びJAEAの職員の支援を受けて）主に草稿し、いわゆるパブリックコメントへの対応の仕方を含めて、事故分析検討会での議論を経たものである。

コメントの追加 [NRA1]: このパブコメは指しているのでしょうか

#### (2) 現地調査

これまで人による調査を行ったことのない箇所も含めて、直接の観察・撮像、空間線量率の測定、試料採取などが可能となった箇所を中心に現地での測定・観察などの調査を実施した。具体的な内容としては、調査実施時点での構造物等の状況観

その結果、**図1**に示すように観測された1号機及び2号機のSGTSフィルタトレインの汚染状況に見合うベントガスの逆流量を境界条件に織り込めば、観測されたSGTS配管系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。

また、**図2**に示すように、この条件下では水蒸気の凝縮及び凝縮水の低所への移動が生じ、これが汚染パターン形成の主なメカニズムであると結論づけられている。

これらにより、水蒸気凝縮及びその後の凝縮水の移動が顕著な現象となり、最終的に凝縮水の滞留位置を中心に理解すれば、現在観測されている1/2号機SGTS配管の高い汚染状況を中間取りまとめ(2021)における検討よりもよく再現できることが判明した。ただし、配管形状が複雑な部分などに、今回のシミュレーションを適用することは難しい。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ると考えており、国際共同プロジェクトの課題とするべく関係者と議論を進めている。

**コメントの追加 [NRA2]:** TBqの数值 青字とピンク字の説明があった方がよい。後述の「逆流量を境界条件に織り込めば、観測されたSGTS配管系の汚染状況の再現性をかなり高くできる」ということを図を見ればわかるようにしてはどうでしょうか？

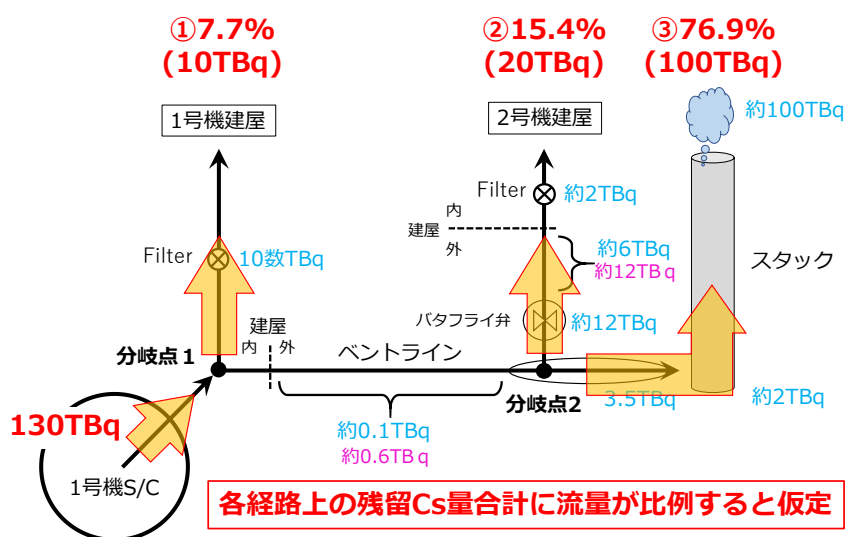


図1 ベントガスの流量配分の仮定

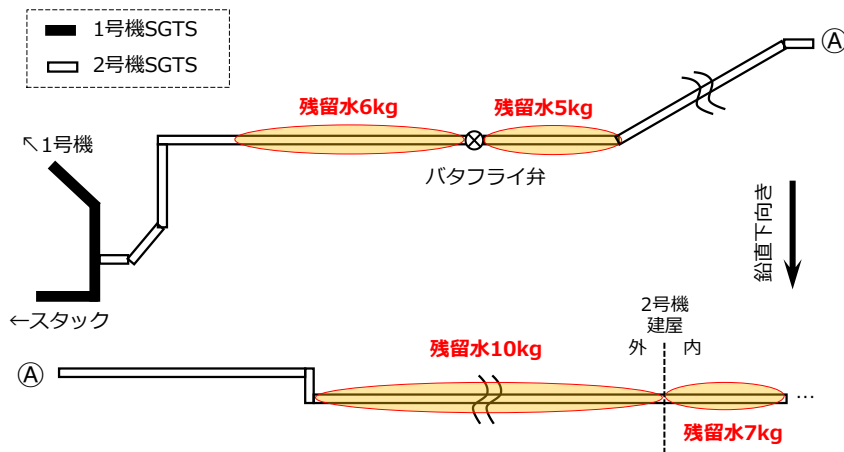


図2 凝縮した水の残留位置と残留量(解析結果)

## 第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見

### 1-2-1 経緯

中間取りまとめ(2021)では、十分なコリメータ付きのγ線測定器で測定したエネルギースペクトルに基づき、3号機のシールドプラグ上層下面に約30PBqのCs-137が存在する可能性が高いとしている。

一方、2号機のオペレーションフロア(以下「オペフロ」という。)は種々の条件から、γ線のスペクトルを得るための測定は実施できなかった。このため、測定されたγ線についてはオペフロ全体の床面汚染をほぼ一様と仮定し、シールドプラグ上部とシールドプラグ周辺との周辺線量当量率の差に基づいて評価を行ったところ、シールドプラグ上層下面全体で70PBq程度(別のγ線測定系のデータを用いた場合には20-44PBq程度)のCs-137が存在する可能性があるとしている。

2号機については、測定条件の厳しさから、算出された汚染量にはかなりの不確実性があると考えられ、本中間取りまとめに向けて各種の詳細な調査・分析を加えた。

### 1-2-2 シールドプラグ内における多量のCs汚染存在の検証

#### 1-2-2-1 2号機原子炉ウェル内周辺線量当量率調査の結果を含めた考察(別添3-1)

2021年5月及び6月に東京電力が実施した2号機原子炉ウェル内の周辺線量当量率測定の結果、原子炉ウェル内の周辺線量当量率は最大で約530mSv/hであり、シー

コメントの追加 [NRA3]: シールドプラグ内部のCs存在の議論とは直接の関係はありませんが、線量率が勾配を有していることは今後の議論の一つかとも思いますので記載してみました。合わせて図3の矢印をバルクヘッド近傍を指していただけるとさらに正確化と。  
修文案別紙1参照

ルドプラグの下層下面付近の周辺線量当量率は比較的高くないことが判明した<sup>4</sup>。

また、この程度の線量率では、原子炉ウェルに面している放射線源は3層のシールドプラグの最上面の線量率にはほとんど影響を与えない。

従って、シールドプラグ上部の周辺線量当量率の高さの要因となっている放射線源は、シールドプラグ上層上面や原子炉ウェルに存在するとしてこれまでの想定は、これまでの測定結果から合理的に説明することは困難であり、3層構造となっているシールドプラグの内部のどこかに Cs が多量に存在していることはほぼ確実となった。原子炉ウェル付近の構造概略図を図3に示す。

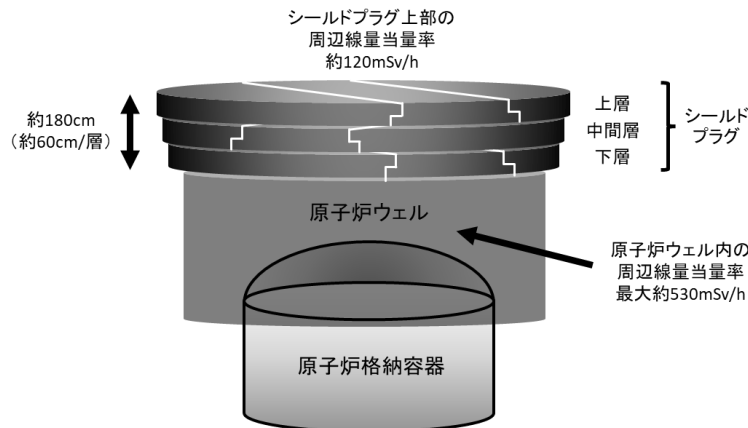


図3 原子炉ウェル付近の構造図

### 1-2-3 Csの移動経路とその形成メカニズム

シールドプラグの継ぎ目垂直部分(図4のA及びC)は、設計上は5mm程度、実際には10mm以上の隙間があるが、継ぎ目水平部分(図4のB)はその構造上十分な隙間が生じにくいと考えられた。このため、どのような原因で継ぎ目水平部分に隙間が生じるかを検討することとなった。

<sup>4</sup> 原子力規制庁と協働で実施した2号機オペレーティングフロア調査結果について(第20回事故分析検討会資料5-3)、2号機原子炉建屋オベフロの放射線等調査結果について～残置物移動・片付後～(第38回特定原子力施設・監視評価検討会資料2)

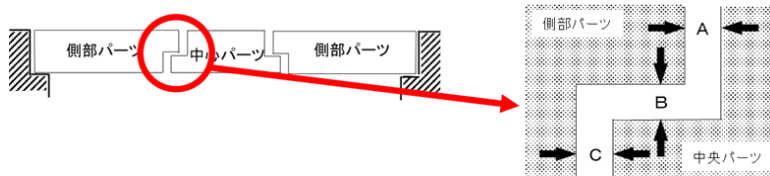


図4 シールドプラグの継ぎ目

### 1-2-3-1 シールドプラグの変形に関する測定結果（別添3-3）

2号機のみならず、福島第一原子力発電所内の他号機（調査可能な5号機及び6号機）及び2号機と同様の炉型を持つプラント（中国電力島根原子力発電所1号機、日本原子力発電敦賀発電所1号機）のシールドプラグについて、可能な範囲で、3Dレーザースキャナによるシールドプラグ上層上面の形状測定を実施した。

この結果、2号機のシールドプラグ上層上面の中央部は周辺に比べて約40mm下方に落ち込んでいることが判明した。2号機以外では、5号機及び6号機で30mm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。このシールドプラグの上層上面の落ち込みが事故時に生じたものと断定することはできないが、2号機については5号機及び6号機と比べて上層上面の落ち込みの程度が大きいため、その一部は事故時に生じた可能性が高いと考えられる。

なお、東京電力により実施された調査によると、3号機のシールドプラグでは大きな変形が見られているが、この変形の大部分は天井クレーンの落下の影響であると考えられるため、ここでの分析には含めていない。

### 1-2-3-2 シールドプラグの自重変形の可能性（別添3-4）

上記の2号機のシールドプラグの上層上面の落ち込みがシールドプラグの変形によるものであったとしても、変形が生じた時期は不明であるため、この変形が事故時のCsの移動経路に寄与したかどうか確定的なことは言えない。そこで、JAEAはシールドプラグの自重変形の可能性について解析的な検討を行った。

その結果、2号機シールドプラグの中央パーツは6mm程度落ち込むのに対して、両端の側部パーツは最大でも4mm程度であった。この結果、水平継ぎ目部分には最大で2.5mm程度の隙間が自重変形のみで生じ、シールドプラグの上層全体（中心パーツの両側の側部パーツとの継ぎ目：2本の継ぎ目）では合計約400cm<sup>2</sup>程度の隙間が形成されることになる。さらにこの自重変形は、シールドプラグの中間層及び下層でも同じように生じると考えられる。このため、シビアアクシデント時の特殊な条件が発生しなくとも、シールドプラグ内に十分なCsの移動経路が常時存在していたことになる。

**コメントの追加 [NRA4]:** JAEAの解析は1層であり、実際は3層構造で2層目は90°回転して設置しているため半月状の両側のシールドプラグは1層目真ん中のシールドプラグを支える形になるので、どのコンタ図でもシールドプラグ真ん中に正方形の形で変形部が浮き出ていると思います。従って2.5mmが自重変形のみで生じるという結果は大きめの評価であるというニュアンスを入れなくて良いでしょうか？

**コメントの追加 [NRA5]:** この文脈だと1F事故以前のBWR運転中でもシールドプラグに隙間があることになるのではないのでしょうか？これほどの隙間が存在するとしてフルパワーで運転中の中性子及びγ線のストリーミングを考慮してBWRの通常運転時のシールドプラグ上の放射線管理測定の記録データと整合するのでしょうか？文章としては「自重変形によってシールドプラグ間に隙間が形成される可能性がある」くらいにしました方がよいと考えます。

### 1-2-3-3 シールドプラグ上での周辺線量当量率調査との整合性 (別添3-3)

シールドプラグの継ぎ目部分を含めた、局所的な線量率を測定(3cm高さにおけるコリメータなしγ線線量計による測定(以下「3cm高さ測定」という。))した結果、シールドプラグ継ぎ目部分が最も高い線量率を示しており(図5)、これらのシールドプラグの継ぎ目部分がCsの移動経路になったとの考えと一致している。<sup>5</sup>

なお、検討の過程で東京電力が示したシールドプラグの上層と中間層との関係<sup>6</sup>のように考えると、シールドプラグ上層上面の周辺線量当量率が継ぎ目部分のみならず、シールドプラグ中央付近の東西に張り出した部分で高かったこととよく整合している。

ただし、この周辺線量当量率の測定結果は、局所汚染の影響を受けている可能性が一部で指摘されている。

**コメントの追加 [NRA6]:** 図5の420mSv/h、390mSv/hのことを記述していると思われませんが、文意が汲み取りにくいと思います。脚注6の別添3-3を見ればわかることかもしれませんが、もっとストレートに整合している内容を記載してはどうでしょうか？

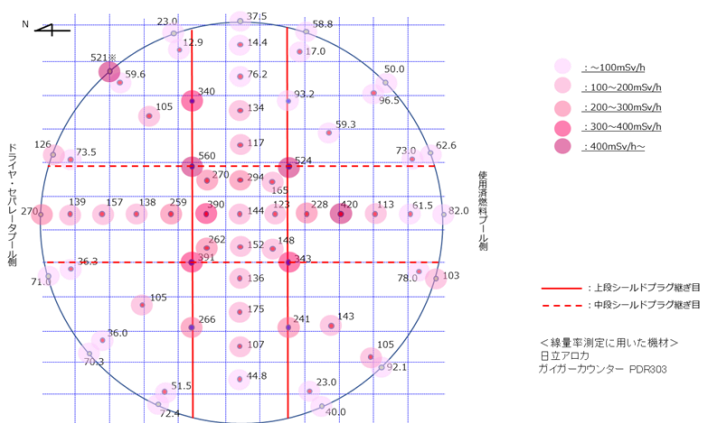


図5 2号機シールドプラグ上層上面の周辺線量当量率<sup>7</sup>

### 1-2-4 シールドプラグ内のCs汚染総量と局所汚染の把握

#### 1-2-4-1 鉄筋を含めた150cm高さ(コリメータなしγ線線量計)での測定結果及び30.5cm高さ(コリメータ付きγ線線量計)での測定結果

<sup>5</sup> 2号機シールドプラグ床上測定線量率分布図の改訂(別添3-2添付資料7)

<sup>6</sup> 別添3-3参照

<sup>7</sup> 2号機シールドプラグトップカバー下面の汚染密度について(第32回事故分析検討会資料3)

#### 果を用いた推定結果の改訂（別添 3-2-4）

シールドプラグ上層の鉄筋配置が把握できたため、2つの測定結果（鉄筋を含めた 150cm 高さ（コリメータなし  $\gamma$  線線量計）での測定結果及び 30.5cm 高さ（コリメータ付き  $\gamma$  線線量計）での測定結果）を用いた推定結果を改訂した。30.5cm 高さ（コリメータ付き  $\gamma$  線量計）での測定結果については、使用された線量計の特性の影響も加味した。その結果、150 cm 位置での測定結果からは、 $2.3E+10$  Bq/cm<sup>2</sup> から  $1.1E+11$  Bq/cm<sup>2</sup> という汚染密度が得られ、平均は  $7.5E+10$  Bq/cm<sup>2</sup> となった。シールドプラグ上層下面全体では 85 PBq に相当する。また、30.5cm 高さでのコリメータ付き  $\gamma$  線線量計の結果からは、 $8.4E+08$  Bq/cm<sup>2</sup> から  $8.5E+10$  Bq/cm<sup>2</sup> という汚染密度が得られた。

#### 1-2-4-2 シールドプラグ上層上面の汚染量の整理

さらに、各種の測定によって得られたシールドプラグ上層上面の表面汚染密度は周囲と大きく変わることはなく、また、絶対値としても 150 cm 高さでの測定結果である 100mSv/h 以上の線量率をもたらすものではなかった<sup>8</sup>。

#### 1-2-4-3 ボーリング孔内の深さ方向の線量率分布からの考察（IRID 孔及び新規 13 孔）（別添 3-2-2 及び別添 3-2-3）

- ・シールドプラグ上層下面の汚染密度に関する放射線量率分布からの情報（2 因子法）

シールドプラグ上層上面の表面汚染による効果とシールドプラグ上層下面の汚染による効果の 2 つの因子からボーリング孔内部の線量率の深さ方向の変化が形成されていると考え、最小二乗法を用いて測定結果に最も近い線量率変化を与える表面汚染密度とシールドプラグ上層下面の汚染密度を算出する方法である。理論的には、後述する簡易法よりも大幅に優れた方法であるが、僅かな線量率変化の違いが結果に大きく寄与する鋭敏な方法でもある。この方法で算出されたシールドプラグ上層下面の汚染密度は表 1 のとおり。

コメントの追加 [NRA7]: 表 1 を次ページで示すなら、表中の 0.5cm 除外とか 10cm 分布線源、2.5cm 線源の説明あるいは関連する文献の引用を入れた方がいいと思います。

<sup>8</sup>別添 3-2-3 の参考 1



表2 シールドプラグ上層下面の汚染密度（簡易法による算出結果）

測定点	測定値 <sup>1)</sup>	トップカバー 下部寄与	トップカバー下部 汚染密度
	mSv/h		Bq/cm <sup>2</sup>
[1]	111	50	6.39E+10
[2]	138	77	9.85E+10
[3]	109	48	6.14E+10
[4]	79	18	2.30E+10
[5]	108	47	6.01E+10
[6]	118	57	7.29E+10
[7]	148	87	1.11E+11
[8]	129	68	8.70E+10
[9]	144	83	1.06E+11
[10]	130	69	8.82E+10
[11]	104	43	5.50E+10
[12]	114	53	6.78E+10
Average			7.46E+10

<sup>1)</sup>2019.2.28 東電測定

<sup>2)</sup> 測定値-61 mSv/h (評価値)

いずれの方法による計算結果も、シールドプラグ中央部付近では、 $1 \text{ E}+10 \text{ Bq/cm}^2$ 程度の汚染密度を示し、150cm高さでの測定を基にシールドプラグ上層下面が一様に汚染していると仮定して算定した結果（ $7.46 \text{ E}+10 \text{ Bq/cm}^2$ ）よりも低めではあるが、オーダー的には近い結果となっている。さらにCsの移動経路がシールドプラグの継ぎ目部分であると考えられることを考慮すれば、シールドプラグ中央パーツと側部パーツの間の継ぎ目に沿った位置の汚染密度としては、妥当な結果である可能性が高い。

#### 1-2-4-4 2号機シールドプラグに関する各種知見の総合的な関連性評価

##### ・表面汚染によるシールドプラグ上層下面の汚染分布評価の歪みの可能性

シールドプラグ上層上面の汚染密度は最大で  $1 \text{ E}+6 \text{ Bq/cm}^2$  程度と見積もられているが、汚染密度は必ずしも一様ではなく、局所的な放射線源が存在する可能性も十分にある。特に、3cm高さ測定の測定器位置は表面汚染源に近い

コメントの追加 [NRA8]: 「汚染分布の歪み」という言い方に若干違和感あります。「Cs 分布評価の誤差」というニュアンスでしょうか？

め、測定結果は比較的強く表面汚染の影響を受ける。このため、3cm 高さ測定の結果から、単純にシールドプラグ上層下面の汚染密度を算出し、これを真の汚染密度として採用することは正確ではない。

ただし、3cm 高さ測定の結果は、シールドプラグ上部の中央付近の周辺線量当量率が 100mSv/h を超える測定点が多数存在し、これが全て局所的な表面汚染によってもたらされたと考えることは合理性に欠けている。さらにシールドプラグの継ぎ目に沿って Cs が移動したと考えた場合の汚染状況の推定とよく一致するなど、シールドプラグ上層下面の汚染の概要をある程度示していると考えている。

#### ・シールドプラグ上層下面の汚染密度が大きく変動することの影響

国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）が穿孔した2穴及び新規ボーリング孔13穴内の線量率測定結果は、かなり近い測定点間でも大きな違いを見せていることから、シールドプラグ上層下面の汚染密度が場所によって大きく異なる可能性が高いことが判明した。このことと、上記表面汚染の影響の可能性との2つの理由から、3cm 高さ測定の結果は比較的近傍の表面汚染の影響を受けやすいことから、現在の測定データ数では、シールドプラグ上層下面の汚染密度分布マップを作成することは適切ではないと考え、第27回事故分析検討会に提出された同マップは撤回することとした。

#### ・シールドプラグ継ぎ目部分がCsの主要経路であることの影響

シールドプラグの継ぎ目部分がCsの移動経路であるとの結論から、継ぎ目部分に沿って対応したCs汚染があると考えられるべきである。継ぎ目部分の汚染密度を正確に算定することは困難であるが、シールドプラグ上層上面での周辺線量当量率から、約 $1E+6Bq/cm^2$ 程度であると評価できる<sup>9)</sup>。

この濃度は、これまで算定されたシールドプラグ上層下面の汚染密度よりもかなり低いですが、シールドプラグ表面に近いので、シールドプラグ上の線量率に影響を与えやすい。その程度を把握することを目的に大胆な近似の上で計算を行ったところ、150 cm 高さでの測定に対して約18mSv/h程度の影響を持ちうるということが判明した。この種の計算は、影響のオーダーを示す以上の正確性はないことに注意を要する。ただ、これによって、単純に全ての汚染がシールドプラグ上層下面にあると仮定して計算した場合は、数十%程度過大に評価する可能性があることが認識された。

コメントの追加 [NRA9]: 「上記」というのがどれを指しているか分かりにくいし、「から」が2つ続くので、「3cm 高さ測定の結果は近傍の表面汚染の影響を受けている可能性が高いという2つの理由から、・・・」にしてはどうでしょうか？

コメントの追加 [NRA10]: けっこう大きな判断ですので第27回のどの資料の何頁の資料かを注書した方がよいと思います。参考資料集の通し番号161ページ、192ページの図のことでしょうか？もしそうならこちらの資料も一緒に公開されると思いますので何か注釈が必要かと。

コメントの追加 [NRA11]: 注釈9の別添3-2-53、及び4.2)が特定できません。引用されるなら別添番号よりも参考資料集の通し番号の方がいいかと思います。

<sup>9)</sup>別添3-2-53、及び4.2)

### 1-2-4-5 3種類の測定結果の整合性

150 cm 高さでの測定結果、30.5cm 高さでのコリメータ付き  $\gamma$  線線量計による測定、穴内部での測定結果を用いたシールドプラグ上層下面の汚染密度の推定値は、シールドプラグ上層下面からの距離が短いほどばらつきが大きいという合理的な結果を含め整合性のある結果となった<sup>10</sup>。

**コメントの追加 [NRA12]:** 直感的に「測定対象線源からの距離が短いほどばらつきが大きい」というのが分かりにくいです。(一般的に測定対象から距離があるほどばらつくのでは?) 距離が短いほうが「シールドプラグ表面影響が大きいので」ということでしょうか? 注釈の 10 の別添 3-2-4 が特定できませんでした。

### 1-2-4-6 原子炉ウェルよりも強い汚染がシールドプラグ間の隙間に生じ得るメカニズムの考察

ここでは、今回得られた測定結果より、格納容器からの水蒸気を含む内部気体の漏えい点であるトップヘッドフランジに直接面している原子炉ウェルよりも、シールドプラグの隙間部分により多くの Cs が存在している理由を考察する。シールドプラグの隙間のうち、継ぎ目部分を主要経路として、Cs を含む水蒸気が移動する過程で、温度などが水蒸気の凝縮する条件を満たす場合には凝縮水が生じ、この中に Cs が溶け込んでいる、あるいは、Cs を含む粒子状の化合物が取り込まれていると推定される。

Cs はコンクリート中のシリコン ( $\text{SiO}_4$ ) 等に捕捉される性質がある。さらに、Cs が蓄積されてくるに従って、崩壊熱によるエネルギー供給も可能となり、凝縮水の再蒸発が生じる一方、さらなる凝縮水 (Cs も) の発生も続くことが考えられる。この結果、Cs の蓄積が進み原子炉ウェルよりも高い汚染密度がシールドプラグ内に存在することになったと考えられる。

## 第三節 水蒸気による Cs の移動

### 1-3-1 ベント配管系及びシールドプラグの汚染状況と「水蒸気駆動仮説」

第二節 1-2-4-6 での水蒸気の凝縮及び凝縮水の挙動が Cs の汚染に非均一な分布をもたらす主なメカニズムであるとする考察から、シビアアクシデント時において Cs が水蒸気によって運ばれるという仮説 (以下「水蒸気駆動仮説」という。) が整合的に導かれる。

水蒸気駆動仮説は、第一章 1-1-2 で説明する 1/2 号機ベント配管 (SGTS 配管) の汚染シミュレーションの結果得られる汚染パターン以外にも、以下に挙げる観測された状況の説明にも幅広く適用できる可能性が高く、今後のデータ取得の進展等に伴って、検討を進めたい。

- ・ 3 号機のシールドプラグの上層下面に多量の Cs が存在すること。
- ・ 1 号機のシールドプラグの上層下面に存在する Cs がかなり少ないこと。
- ・ 1/2 号機共用排気筒の上半分の汚染は非常に少ないこと。
- ・ 3 号機及び 4 号機の SGTS フィルタトレイン内部に凝縮水と考えられる水が確

<sup>10</sup>別添 3-2-4

認されていること。

## 第二章 落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響

### 第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況

#### 2-1-1 東京電力の報告と特徴点

東京電力及び IRID は、2022 年 2 月以来、1 号機 PCV 内部の映像撮影等を実施している。具体的な機材、実施内容、撮影結果などについては、別添 4 に記述している。また、これに先立って東京電力及び IRID は、2 号機及び 3 号機の PCV 内部撮影を実施してきている。環境の厳しさから未だ十分ではないが、その中で得られた情報についても別添 4 に整理している。1 号機 PCV 内部撮影の結果は、既に実施されてきた 2 号機及び 3 号機の PCV 内部撮影の結果とは大きく異なる部分があり、注目された。

なお、各号機の PCV 内部撮影は、未だ十分に進展しておらず、今後、上記認識が変更される可能性がある。

注目された撮影結果は以下の通り（図 6 及び図 7 参照）。

- ① 1 号機ペDESTAL 開口部付近に、落下した熔融炉心に由来するものである可能性が高い、高さ約 1.0m 程度のマウント状のものと東京電力は判定している。
- ② 1 号機ペDESTAL 開口部付近のコンクリートがかなりの範囲にわたって喪失している。一方、コンクリート内部にあった鉄筋部やインナースカートはほぼ原形をとどめて残存している。このような現象は、現時点までのところ 2 号機及び 3 号機では確認されていない。
- ③ ペDESTAL 外周部については、堆積デブリの上部に形成されたと考えられるテラス状構造が観測されており、開口部付近では PCV 底部から 1.0～1.1m、開口部の反対側では 0.4m 程度の高さとなっている。また、コンクリート破損はテラス状構造以下の部分にのみ生じているように見える。
- ④ ごく一部であるがテラス状構造の断面の映像が得られており、気泡を伴う構造が見られるが、それ以上のことは分かっていない。当該部分の厚さは約 3cm と推定されている。なお、テラス状構造の下面は滑らかに見える。
- ⑤ PCV 最外周部に位置するジェットデフレクターの裏側にも、多少の堆積物が見られるが、ジェットデフレクター自体には大きな損傷などは見られない。見える範囲では PCV 内側外周部のコンクリート部に大きな損傷はない。
- ⑥ ペDESTAL 開口部付近では、テラス状構造の下部が空洞であることが確認されており、テラス状構造も一部 PCV 床面に落下している。
- ⑦ テラス状構造下部に位置する配管等の金属構造物は概ね維持されているように

コメントの追加 [NRA13]: 「マウント状」というのは一般的でしょうか？

ワーディングとしては「塊状」でしょうか？

コメントの追加 [NRA14]: 「ペDESTAL 開口部付近のコンクリート」は「ペDESTAL 開口部入口の一定高さ以下のコンクリートが・・・」とした方が良いと思います。

コメントの追加 [NRA15]: 以降、何度か「テラス状構造」という文言が出てきますが、「構造」だと元からある構造のように取れます。「テラス状構造物」、「棚状生成物」、「棚状物質」と言った方がいかと。

コメントの追加 [NRA16]: 「高さ」という言葉を付け加えて「テラス状構造の高さ以下にのみ・・・」ということでしょうか？

コメントの追加 [NRA17]: 偶然 ROV がぶつかって剥がれた件だと思いますが、「気泡を伴う構造」というより「気泡を内包した多孔質構造」の方が近いのでは？

見える。

- ⑧テラス状構造の位置で鉛遮へい体（鉛毛マット）が溶けて落下しているように見受けられる。テラス状構造の上部では鉛遮へい体（鉛毛マット）の被覆材料を含めて維持されているように見え、**温度の影響はほぼテラス状構造付近に限られているように見える。**
- ⑨ペDESTAL開口部、1.4m 高さの位置に**バブル形状のもの**が見られるが、その下部には空間があることが判明している。ただし、バブル状部分の裏面がどのようなになっているかの情報は得られていない。
- ⑩ペDESTAL外周部の PCV 床面のデブリなどの堆積状況は不明確だが、一部にバブル状のものが撮影されている。（具体的にどのようなものは現段階では判明していない。）



テラス状の構造

コンクリート部の喪失

ペDESTAL開口部

資料提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）  
日立 GE ニュークリアエナジー

**コメントの追加 [NRA18]:** 「温度の影響・・・」というのは鉛毛マットが高温で溶けたこととテラス状構造の因果関係を記述しているように取れるが、テラス状構造が広範に存在するなら溶けた鉛毛マット付近にテラス状構造があっても不思議ではなく、テラス状構造があっても鉛毛マットがなければ温度に関することを結論付けるのは早いのではないのでしょうか？

**コメントの追加 [NRA19]:** 「バブル形状のもの」とは球状生成物のことでしょうか？「バブル」というと気泡を想起してしまうので「球状生成物」とか「球状物質」と言った方が適切ではないのでしょうか？  
特徴的なので写真を引用した方が正確かと。  
表面性状や色は棚状物質と同じと言ってよいでしょうか？（成分は同じだが形成過程が違うとまで言えるかどうか・・・）

図6 1号機ペDESTAL開口部付近



鉛毛マット

ジェットデフレクター  
(D)

テラス状の構造

資料提供：国際廃炉研究開発機構 (IRID)・  
日立 GE ニュークリアエナジー

図7 1号機ペデスタル外周部（開口部反対側付近）

## 2-1-2 検討会で提案されたシナリオ案とその評価（別添4及び別添5）

調査チーム内では、以下の3つの基本的設問を念頭に検討を進めている。

①従来、溶融炉心は薄く広く拡がると考えられてきた。ペデスタル開口部付近のテラス状構造の高さがPCV底部から1.0~1.1mであること、現時点では未確認の段階であるがペデスタル開口部あるいはその奥側に1.0m程度堆積している可能性があることは、この従来知見と一致しない可能性がある。

②従来、安全評価のために考えられてきたMCCIでは、2000℃程度の溶融デブリが鉄筋コンクリートと接触し、鉄筋を含めて溶融/破損させると言うものであった。しかし、今回は鉄筋などの金属構造物が広く残存しており、1000℃を下回る（根拠：鉄筋のみならず周囲の比較的細い配管も原形をとどめている。また、鉛遮へい体（鉛毛マット）の溶け落ちている範囲がテラス状構造の極近くであること。）「低温」での相互作用の結果である可能性がある。

③テラス状構造の形成過程は现阶段では分かっていない。仮にテラス状構造の位置まで溶融デブリ層が存在したとした場合、単純に落下した溶融炉心が原子炉压力容器（RPV）直下の金属構造物を取り込んだだけでは、それほどの堆積に至らない可能性が高い<sup>11</sup>。

本現象を説明するためのモデルが事故分析検討会に複数提案されているが、何れのシナリオ案にも難点があり、案の優劣を議論できる段階にない。

<sup>11</sup> 2022年9月5日付け東京電力資料P8に「原子炉内の燃料、炉内構造物が全て溶けたと想定しても、その堆積高さはペデスタル内で~1.1m程度」とされている。

**コメントの追加 [NRA20]:** 2-1-2章の命題はペデスタル開口部付近のコンクリート消失なのかテラス状構造物の生成なのか若干混乱しているように思われます。次ページ以降を見ると論点はコンクリート消失かと思われれます。なお「設問」というより「論点」ではないでしょうか？

**コメントの追加 [NRA21]:** 「今回は鉄筋などの金属構造物が広く残存しており・・・」は、「現在まで確認されているペデスタル開口部付近のコンクリート浸食部については鉄筋などの金属構造物がほぼ原形を残して残存しており・・・」ではないでしょうか？

**コメントの追加 [NRA22]:** シナリオ案とその評価という章題からすると、3つの基本的設問①~③はそれぞれ

- ①ペデスタル内での溶融炉心の広がり
- ②鉄筋等が残存するコンクリート消失部の形成過程
- ③テラス状構造の形成過程

に項目化して記載し、以降展開されるシナリオ毎に3つの設問の観点から関連性(評価)を記述することが望ましいと思います。

事故分析検討会で提案されたシナリオは以下の3種に大別される。

A:コンクリートの高温での溶融モデル

B:コンクリートの水への溶解モデル

C:ガスによる溶融炉心の膨張モデル

#### ①コンクリートの高温での溶融モデル

- ・炉心溶融物がペDESTAL内へ落下し、ペDESTAL開口部を経て拡がる。
- ・炉心溶融物がコンクリートを昇温し、コンクリートが溶融する。
- ・クラストが形成され、内側の溶融物の消失とともにコンクリート損傷と空洞化が発生する。

上記の過程により、落下した炉心溶融物がペDESTAL開口部付近のコンクリートを昇温させた結果コンクリートの破損とテーブル状堆積物の形成に至ったと考える。このシナリオではコンクリートの温度が鉄筋の溶融温度に至らなかったために、コンクリートのみが破損したことになる。

#### ②コンクリートの水への溶解モデル

- ・ペDESTAL内に水または水蒸気が存在する環境下で落下した炉心溶融物により、局所的に水温・圧力が上昇する。
- ・コンクリート成分の高圧水への溶解によりコンクリートが損傷する。コンクリート成分と多量の水から成る高粘度な液相が形成される。水温上昇、また局所圧力の開放により、水の蒸発が進み、溶解したコンクリート成分が発泡しながら凝固する。
- ・さらに水が蒸発し、凝固物の下部に空洞が生成される。

上記の過程により、落下した炉心溶融物が高温の水もしくは水蒸気を発生させ、それがコンクリート成分と反応することでコンクリートが破損し、テーブル状堆積物の元となった高粘度の液相の生成に至ったと考える。

高温・高圧の水は、岩石、特に岩石中の $\text{SiO}_2$ を溶かすことが知られている。コンクリートは骨材とセメントから構成されており、骨材に $\text{SiO}_2$ が豊富に含まれている場合は、コンクリート中の骨材が高温・高圧の水に溶解する可能性がある。

また、高温・高圧の水と $\text{SiO}_2$ が反応して生じる水を多量に含んだガラスは、水が蒸発する際に膨張して多孔質になることが知られている。同様の現象が炉内でも生じ、その結果としてテーブル状堆積物が形成された可能性がある。

**コメントの追加 [NRA23]:** A、B、Cの3つのシナリオについてこれ以降展開していくのであれば、各項目番号は①～③ではなくA～Cの方がよいと思います。(その方が冒頭の3つの設問の①、②、③と混乱しない?)

修正案別紙2参照

**コメントの追加 [NRA24]:** AとBは同じ現象に対する異なるモデルであり、Cは別現象のモデルであることが区別できるようにしたほうが良いのでは。

以下では①②③となっており附番を合わせた方がよいと思います。

また、第34回資料1-4のP9まとめの「コンクリート破損の原因としては、600℃程度の温度にさらされて脆くなることで機械的に破壊した可能性もあると考えている。」をもう一つのモデル(機械的破損モデル)として記載してはどうでしょう(後ろに、関連情報として記載されています)

**コメントの追加 [NRA25]:** 「PCV内」あるいは「ペDESTAL外周部」

### ③ガスによる溶融炉心の膨張モデル

落下した溶融炉心はペDESTAL開口部の奥に1m程度の高さの盛り上がり形成しているように見えるとともに、ペDESTAL外周部にも広がっている可能性が高い。一方、ペDESTAL内の盛り上がりは、ペDESTALを満たしているようには、現時点では見えない。盛り上がり形成されていることが確認された場合、その成因については、落下炉心の粘性が高かったと言う考えと、落下炉心がある程度下部に溜まった後、「ガスなどの噴出口として形成された」という2通りの考えが、現段階であり得るのではないか。

その後、落下した溶融炉心は、ペDESTAL開口部を経て、次第にペDESTAL外周部に流れ出たと考えられるが、このときの溶融炉心の温度や外周部での広がり程度などは、今後の1号機PCV内部調査からの追加情報なしには、確定できない。

この溶融炉心からの輻射による熱エネルギー（ $\gamma$ 線などによる効果を含む。）によって、ペDESTAL壁の温度が上昇し、コンクリートの分解が進み、強度を失って粉体状になったのではないかと考えられる。強度を失うメカニズムとしては、カルシウムの脱落やコンクリート内の結晶成分の相変化による応力発生などがあり得るが、何れもアイデアの段階であり、実験で検証することが必要である。

輻射による加温破損メカニズムは、溶融炉心とコンクリートが直接接触することを必要とせず、ペDESTAL壁の残存鉄筋部に溶融炉心の固化したものがほとんど見られていないことを説明できる可能性がある。また、上記の反応は700～1000℃程度でコンクリートの圧縮応力が大きく低下することが知られているが、コンクリートの組成などに大きく影響される可能性があるため、現段階では関連情報として位置付けておく。

結合力が低下したコンクリートは、代替注水が本格化した後、流し出されたと考えることが合理的ではないか。

ペDESTAL床面やペDESTAL壁と溶融炉心が反応すれば、二酸化炭素や水蒸気が発生する。また、炉心から漏れ出た冷却水（量的に限られていたと考えられる）も関与した可能性がある。これらの気体を多く含んだ層（以下「膨張層」という。MCCI関連の文献の中には「swelled melt」等の用語が用いられていることがあるが、実験条件などがかなり違うため、全く同じような事象を指しているかどうかは明確ではない。）が溶融炉心本体と一体なのか分離していたのかは不明であるが、ここでは分離状態（ビールの泡のイメージ）で考えている。

コメントの追加 [NRA26]: 「形成された」の主語は何でしょうか？「塊状物質下部の空洞部」のことでしょうか？

コメントの追加 [NRA27]: ④モデルの記述がどこまでかが分かりにくいと思います。「今後の調査による追加情報がさらに必要」なのは①～③で共通なはず。各モデルの特徴からいうとコンクリート消失の主原因は①が溶融炉心の直接コンタクト、②が水による溶解・浸食、③が輻射ということでしょうか？③の膨張モデルとコンクリート消失との因果関係が若干不明確だと思います。



なお、溶融炉心のペDESTAL開口部からの流出と「膨張層」の形成の時間的前後関係は現時点では不明である。

「膨張層」の上部にコンクリートから分離したシリコン等を含む成分が集まり、膜あるいは層を形成する。この膜は、温度低下などの要因で固化し、周辺の配管や機器に固着することが考えられる。この現象は、これまでの MCCI 実験で「anchoring」と呼ばれている現象であるが、今回のような条件下でも確実に発生するかどうかは確認できていない。この膜の上に粉体化したコンクリートの一部が堆積し、膜の形成を促進した可能性もある。

なお、過去の MCCI 実験で見られた固着した膜/層は比較的脆く、ペDESTAL開口部の前面のように「anchoring」するための配管などが無く、広い空間になっている場所では、自重で崩れることは十分に考えられる。

また、「薄い膜」は多くの気泡を含み、かなりの断熱性を持つ可能性がある。その場合、コンクリートの破損部分が、この「薄い膜」の下部に限定されていることを説明できる可能性がある。

その後、崩壊熱の減少や代替注水の進行によって、「膨張層」の温度が下がり、収縮することにより、「薄い膜」のみが元の位置に残されたのではないかと。なお、「膨張層」の成長過程で、「薄い膜」に裂け目などが生じた場合には、さらにその上部に「膨張層」と「薄い膜」が形成されることは十分にあり得ることから、テラス状の構造が多層になっている箇所があることを説明できる可能性がある。

ペDESTAL内に「薄い膜」（テラス状の構造）が 1m 程度の高さの位置に残存している可能性は低いかも知れない。ペDESTALの直径が 6m 程度である一方、1m 程度の高さには anchoring できる配管などがあまりないと考えられる。さらに、代替注水が本格化した時点でかなりの水量が、压力容器の破損部分からペDESTALに流下したと考えられるからである。

### 2-1-3 今後の検討に必要な情報

本件の議論を進めるためには、以下のような情報が得られることが重要であることについては、東京電力と認識を共有している。今後の東京電力の調査計画にも適宜反映して、入手された追加情報を加えて、検討を深めていくこととする。

①テラス状構造物のサンプル分析

②PCV 底部に残存していると考えられる「溶融炉心」、「コンクリート中に含ま

**コメントの追加 [NRA28]:** アルゴンヌペーパーを見る限り anchoring が起きるのはペDESTAL内床面コンクリートを浸食した際できる浸食口の中であり、床面よりは低い位置になることと理解しています。  
さらに結果的に形成されたクラストがテラス状生成物だと仮定するとそれらがペDESTAL開口部を通じてペDESTAL外周部に移行するシナリオ(注入水による水流?)が必要であり、加えて狭隘な開口部を通り抜けて外周部にある高さ位置に固定されるシナリオも必要かと思われます。

れていた礫」や底部に存在する粉体状のもののサンプル分析

③加熱におけるコンクリート破損実験

④ペDESTAL中心部の溶融炉心の堆積状況及びテラス状構造の有無など

⑤ペDESTAL内側のコンクリート破損情報

⑥ペDESTAL外周部であって開口部から離れた地点におけるテラス状構造下部の状況(こうした部分でもテラス状構造下部は空洞になっているのかどうか。)

コメントの追加 [NRA29]: 加熱後のコンクリート強度試験

## 第二節 2号機及び3号機原子炉格納容器内の様子と検討状況(別添4)

### 2-2-1 2号機関連

2号機 PCV 内については、2018年1月に制御棒駆動機構(CRD)交換用レールのペDESTAL開口部を経由したペDESTAL内部の調査が実施されている。

1号機 PCV 内部調査で確認されたペDESTAL外周部とは調査範囲が異なっているが、1号機で確認されたペDESTAL基礎部のコンクリート損傷、テラス状構造、バブル状の堆積物等は、2号機の調査では確認されていない。

### 2-2-2 3号機関連

3号機 PCV 内については、2017年7月及び12月に制御棒駆動機構(CRD)交換用レールのペDESTAL開口部を経由したペDESTAL内部の調査が実施されている。

1号機 PCV 内部調査で確認されたペDESTAL外周部とは調査範囲が異なっているが、1号機で確認されたペDESTAL基礎部のコンクリート損傷、テラス状構造、バブル状の堆積物等は、3号機の調査では確認されていない。しかし、1号機で確認されている盛り上がった塊状の堆積物に形状が似た堆積物は確認されており、今後詳細な映像等が撮影されれば、各号機における溶融炉心の落下あるいは堆積物の形成に係る知見が拡充されるものと期待される。

## 第三節 今後の分析評価の進め方

### 2-3-1 当面の実験計画及び東京電力に収集を求める情報(別添4)

1号機 PCV 内部調査については、今後、東京電力及び IRID において、後半調査として、堆積物デブリ検知・評価、堆積物サンプリング、堆積物 3D マッピング及びペDESTAL内部並びに壁部の詳細観察が予定されている。

これらの調査の進捗に伴って得られる追加情報に加えて、コンクリートの劣化・損傷の把握が重要と考えており、1号機 PCV のペDESTALのコンクリート部と極力同質のコンクリートサンプルを用いた加熱試験などにより、知見の拡充を行う予定である。

また、当該議論が広く国内外で行われるためには、東京電力から以下のような更なる情報の提供が重要である。

- ① テラス状構造等の試料採取及び分析
- ② ペDESTAL内部及びペDESTAL内壁の動画・画像等
- ③ ペDESTAL開口部から離れた箇所にあるテラス状固形物の下側の動画・画像等
- ④ PCV床面に分布している物質の試料採取及び分析 等

### 2-3-2 東京電力の情報公開の促進

東京電力及びIRIDが2022年上半期に実施した1号機PCV内部調査については、事故分析検討会で議論<sup>12</sup>となったが、東京電力において公開された動画・画像が限定されており、動画・画像の取得から約5ヶ月後に新たな情報として報告される等、東京電力における調査の情報の公開性、速報性に関して指摘があった。

東京電力からは、調査に係る動画・画像等の容量も大きく、公開するための作業に時間を要している旨の回答があるとともに、その後の対応として、事故分析検討会において、今回の1号機PCV内部調査で取得された全ての映像を2022年12月中に公表する旨の説明及び同年12月から開始する後半の調査についても調査の速報をインターネットにて公表する旨の説明があった<sup>13</sup>。

コメントの追加 [NRA30]: 当面の計画としては「PCVペDESTAL外周部床面に分布している物質・・・」の意でしょうか？それとも「ペDESTAL内部及び外周部・・・」の意でしょうか？

## 第三章 その他の調査項目の進捗状況など

### 第一節 4号機「火災現場」位置の特定（別添6）

#### 3-1 4号機再循環ポンプ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<sup>14</sup>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。

本中間取りまとめでは、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。

<sup>12</sup>事故分析検討会 第32回会合 議題（1）1号機原子炉格納容器内部調査の状況について

<sup>13</sup>福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査から得られた情報（前半調査とりまとめ）（第33回事故分析検討会 資料1-1）

<sup>14</sup> 福島原子力事故調査報告書（平成24年6月、東京電力株式会社）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。

その結果、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 階北西部付近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。

### 3-2 今後の計画

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。

## 第二節 3号機水素爆発関連の試験等

### 3-2-1 原子炉格納容器内の材料からの有機ガスの発生可能性試験（別添 7、別添 8、別添 9）

中間取りまとめ（2021）において、3号機の水素爆発時に「水素だけでなく（可燃性）有機化合物が相当量存在していたことを示唆している」とした。

シビアアクシデント時に、PCV 内で有機化合物が発生する可能性に対する知見を得るために、2021 年度及び 2022 年度に PCV 内にあるケーブルや断熱材等を用いて東京電力及び JAEA において加熱試験を行った。

試験結果は、まだ完全なものではないが、ある程度の有機化合物が発生すること自体は確認された。ただし、発生量については、量的には限られている可能性が高いと考えられる。また、東京電力が 2021 年度に実施した試験では、水蒸気条件下で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（図 8）。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。これは、1 号機 PCV 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。

**コメントの追加 [NRA31]:** Zr-水反応で最大どれくらいの水素発生があり得るか、同様にケーブル、断熱材から発生し得る有機ガスが最大どれくらいかの評価があれば定量感が得るのではないのでしょうか？生成にかかる時間ファクタも気になります。



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8 東京電力及びJAEAにおける加熱試験（ウレタン保温材の例）

### 3-2-2 水素ガスの燃焼試験

中間取りまとめ（2021）では、爆燃現象での原子炉建屋の破損の可能性に言及している<sup>15</sup>。実際に爆燃事象を含む水素燃焼現象でどの程度の圧力上昇が生じるかについての試験を準備しており、後続のレポートで結果を報告したい。

### 3-2-3 事故分析検討会における発電用原子炉設置者からの指摘等

中間取りまとめ（2021）において、3号機の「原子炉建屋5階の損傷や同建屋の屋根部の初期の上昇を可燃性ガスの燃焼のみによって説明することは合理的ではない。」と記載した<sup>16</sup>が、一部の発電用原子炉設置者から「爆発力を主にもたらしたものは水素であることがはっきりしていない、ポジションを変えるならその旨を明

<sup>15</sup>

<sup>16</sup>

確にするように」との要望があった。中間取りまとめ（2021）の当該記述も、前述の要望の趣旨を踏まえたものである旨ここに明記する。

### 3-2-4 東京電力における 3 号機原子炉建屋内水素濃度シミュレーション（別添 10）

東京電力における●●解析の結果、・・・(P)

## 第三節 非常用ガス処理系の汚染状況測定等

### 3-3-1 遠隔操作ローダーによる調査（別添 11）

#### 3-3-1-1 1号機 SGTS フィルタトレイン

1号機 SGTS 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。

当該1号機 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、人が接近して測定をすることができないことから、調査チームでは、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している。

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。

#### 3-3-1-2 2号機 SGTS フィルタトレイン

2号機 SGTS フィルタトレインについても、これまでの調査において高い線量率が確認されており、人が接近して測定をすることが困難であることから、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している。

2021年度には、2号機 SGTS フィルタトレイン（B系）の基部に確認されていた漏えい痕について、遠隔調査用ローダーを用いた調査を実施し、SGTS フィルタトレインのドレン配管等とは別の配管からの漏えいと推定した。

東京電力の調査により3号機 SGTS フィルタトレイン（B系）や4号機 SGTS フィルタトレイン（A系）ではフィルタトレイン内部に溜まり水が確認<sup>17</sup>されており、1号機及び2号機の SGTS フィルタトレイン内についても、溜まり水が残存している可能性が否定できないことから、溜まり水の有無に関して、引き続き調査を実施していく予定である。

コメントの追加 [NRA32]: 経緯をよく把握していないのですが、「中間取りまとめ(2021)の当該記述も、ここに明記する。」というのが水素以外の可燃性ガスに関する2021の記述についての見解を再度確認の意味で記載するのでしたら、独立した章立てをするのではなく、3-2-1章あるいは3-2-2章のお書きにはいかがでしょうか？分量的にもその方がおさまりが良いように思います。

<sup>17</sup>1-4号機 SGTS 室調査の結果について（第21回事故分析検討会 資料5-2）

### 3-3-2 1/2号機 SGTS 配管の切断による配管内の汚染分布の測定 (別添 12)

1/2号機 SGTS 配管については、東京電力が予定している 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 SGTS 配管の一部を撤去する作業が実施されている。

当該 SGTS 配管撤去については、2021年7月から作業が開始されたが、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。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ため、1号機原子炉建屋大型カバー設置等の工程遅延リスク低減のため、同年7月に周辺工事と工程組み替え、配管切断装置の改造等を行うこととなり、SGTS 配管の切断作業の遅延が生じている。

なお、切断された 2号機 SGTS 配管の 1本目については、以下の調査等を実施しており、作業が進めば 2本目以降の切断配管についても同様の調査等を実施予定である。

#### ①γカメラ測定<sup>18</sup>

複数の種類のγカメラを用いて SGTS 配管の汚染状態を確認する。

#### ②配管内部確認及びスミア採取

γカメラ等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ア採取を行う。

#### ③配管サンプル採取

γカメラ等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を行う。

#### ④スミア／配管サンプル分析

スミア分析及び配管サンプル分析については、今後、東京電力において、分析を実施する予定である。

上記のうち、①γカメラによる測定結果については、東京電力のコーデットマスク型γカメラ及び原子力規制庁のピンホール型γカメラ（以下「ガンマカメラ」という。）において、配管上部、配管中央部、配管下部等の汚染分布の推定が可能

コメントの追加 [NRA33]: 欄外注釈 18 はこの「複数の種類のγカメラを用いて」につけた方が良いのでは？  
なお

<sup>18</sup> 原子力規制庁所有のピンホール型γカメラ、東京電力所有のコーデットマスク型γカメラ及びコンプトン型γカメラを使用した。

な情報が得られると考えられる。

また、③配管サンプルの採取では、一部の切断配管の内部に付着物が確認されており、2号機 SGTS 配管内が水蒸気環境だった可能性も示唆される。これは、1-1-2 で検討した、SGTS 配管内における水蒸気凝縮及びその後の凝縮水の移動についての裏付けとなる可能性がある。

ただし、②及び③のスミア/配管サンプル採取については、スミア試料の採取箇所の位置、発電所敷地内の運搬用収納容器に収納・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かったため、東京電力において、スミア/配管サンプル採取時の位置・方向情報等の記録を適切に行うこととなった。

**コメントの追加 [NRA34]:** この文章で注釈 18 とダブるところは削除するとともに文意をはっきりした方がよいと思います。例えば案として「①のγカメラの測定結果から配管上部/中央部/下部等の汚染分布の推定が切断をせずに可能になると考えられる。」

#### 第四節 発電所敷地内外のモニタリングポスト等の空間線量率の推移

##### 3-4-1 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 (別添 13)

調査チームは、東京電力福島第一原子力発電所敷地周辺の市町村に福島県が設置していた環境放射能監視用のモニタリングポストに加えて、同発電所敷地内に設置されたモニタリングポスト、モニタリングカー、プロセスモニタ、エリアモニタ等の空間線量率に関するデータ等を収集するとともに、測定データの確認、整理を行っている。

また、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こととしている。

**コメントの追加 [NRA35]:** 第四節に「空間線量率」というワーディングがあるのですが、以下の章題、本文中には「等」とあり空間線量率データだけではないことが示唆されていますが、実際は風向、風速、降雨量なども考察に使うならその趣旨ははっきり記載した方が良いでしょうと思います。ただそうなってくると構外気象観測データとして地元自治体観測データやアメダスなども入ってくるので少し煩わしくなるかもしれません。

#### 第五節 その他の活動状況

##### 3-5-1 現地調査等による継続的な調査

###### 3-5-1-1 1号機原子炉建屋内の汚染状況及び損傷状況の調査

調査チームは、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、現地調査を実施した。現地調査では、電離箱、放射線遠隔探知機(テレテクター)(GM計数管)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。

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、別添14に記載している。



## 外部専門家コメントに関する別紙1及び別紙2

(別紙1)

P14-15

### 1-2-2 シールドプラグ内における多量のCs汚染存在の検証

2021年5月及び6月に東京電力が実施した2号機原子炉ウエル内の周辺線量当量率測定の結果、原子炉ウエル内の周辺線量当量率はシールドプラグの下層下面近傍では約75mSv/h程度であり、下方のバルクヘッドに向けて高くなり、最大値はバルクヘッド近傍で最大で約530mSv/hであった。シールドプラグの下層下面付近の周辺線量当量率は比較的高くないことが判明した。また、シールドプラグの下層下面付近のこの程度の線量率では、原子炉ウエルに面している放射線源は3層のシールドプラグの最上面の線量率にはほとんど影響を与えない。

従って、シールドプラグ上部の周辺線量当量率の高さの要因となっている放射線源は、シールドプラグ上層上面や原子炉ウエルに存在するとしてこれまでの想定は、これまでの測定結果から合理的に説明することは困難であり、3層構造となっているシールドプラグの内部のどこかにCsが多量に存在していることはほぼ確実となった。

なお、シールドプラグ内部にCsが存在していることの検討とは直接の関係はないものの、原子炉ウエル内で周辺線量当量率が勾配を有していることは今後Csの移行挙動を評価していく上では考慮が必要な測定結果と考えられる。

(別紙2)

P25-28

2-1-2 検討会で提案されたシナリオ案とその評価(別添4及び別添5)

調査チーム内では、以下の3つの基本的設問を念頭に検討を進めている。

① ペDESTAL内での溶融炉心の広がり

従来、溶融炉心は薄く広く拡がると考えられてきた。ペDESTAL開口部付近の**柵状物質**の高さがPCV底部から1.0~1.1mであること、現時点では未確認の段階であるがペDESTAL開口部あるいはその奥側に1.0m程度堆積している可能性があることは、この従来知見と一致しない可能性がある。

② 鉄筋等が残存したままコンクリート消失した過程

従来、安全評価のために考えられてきたMCCIでは、2000°C程度の溶融デブリが鉄筋コンクリートと接触し、鉄筋を含めて溶融/破損させると言うものであった。しかし、今回は鉄筋などの金属構造物が広く残存しており、1000°Cを下回る(根拠:鉄筋のみならず周囲の比較的細い配管も原形をとどめている。また、鉛遮へい体(鉛毛マット)の溶け落ちている範囲が**柵状物質**の極近くであること。)[低温]での相互作用の結果である可能性がある。

③ 柵状物質の形成過程

**柵状物質**の形成過程は現段階では分かっていない。仮に**柵状物質**の位置まで溶融デブリ層が存在したとした場合、単純に落下した溶融炉心が原子炉圧力容器(RPV)直下の金属構造物を取り込んだだけでは、それほどの堆積に至らない可能性が高い。

本現象を説明するためのモデルが事故分析検討会に複数提案されているが、何れのシナリオ案にも難点があり、案の優劣を議論できる段階にない。

事故分析検討会で提案されたシナリオは以下の3種に大別される。

- A:コンクリートの高温での溶融モデル
- B:コンクリートの水への溶解モデル
- C:ガスによる溶融炉心の膨張モデル

A:コンクリートの高温での溶融モデル

- ・炉心溶融物がペDESTAL内に落下し、ペDESTAL開口部を経て拡がる。(論点①)
- ・炉心溶融物がコンクリートに**近接あるいは接触したことによりコンクリートが昇温し、~~コンクリート~~が溶融する。**
- ・クラストが形成され、内側の溶融物の消失とともにコンクリート損傷と空洞化が発生する。

上記の過程により、落下した炉心溶融物がベデスタル開口部付近のコンクリートを昇温させた結果コンクリートの破損とテーブル状堆積物の形成に至った(論点③)と考える。このシナリオではコンクリートの温度が鉄筋の溶融温度に至らなかったために、コンクリートのみが破損したことになる。(論点②)

**B:**コンクリートの水への溶解モデル

- ・ベデスタル内に水または水蒸気が存在する環境下で落下した炉心溶融物により、局所的に水温・圧力が上昇する。
- ・コンクリート成分の高圧水への溶解によりコンクリートが損傷する。コンクリート成分と多量の水から成る高粘度な液相が形成される。水温上昇、また局所圧力の開放により、水の蒸発が進み、溶解したコンクリート成分が発泡しながら凝固する。
- ・さらに水が蒸発し、凝固物の下部に空洞が生成される。

上記の過程により、落下した炉心溶融物が高温の水もしくは水蒸気を発生させ(論点④)、それがコンクリート成分と反応することでコンクリートが破損し、テーブル状堆積物の元となった高粘度の液相の生成に至ったと考える。

高温・高圧の水は、岩石、特に岩石中の SiO<sub>2</sub> を溶かすことが知られている。コンクリートは骨材とセメントから構成されており、骨材に SiO<sub>2</sub> が豊富に含まれている場合は、コンクリート中の骨材が高温・高圧の水に溶解する可能性がある(論点②)。  
また、高温・高圧の水と SiO<sub>2</sub> が反応して生じる水を多量に含んだガラスは、水が蒸発する際に膨張して多孔質になることが知られている。同様の現象が PCV 内でも生じ、その結果としてテーブル状堆積物が形成された可能性がある(論点③)。

**C:**ガスによる溶融炉心の膨張モデル

落下した溶融炉心はベデスタル開口部の奥に 1m 程度の高さの盛り上がり形成しているように見るとともに、ベデスタル外周部にも広がっている可能性が高い(論点①)。一方、ベデスタル内の盛り上がりは、ベデスタルを満たしているようには、現時点では見えない。盛り上がり形成されていることが確認された場合、その成因については、落下炉心の粘性が高かったと言う考えと、落下炉心がある程度下部に溜まった後、ガスなどの噴出口として形成されたという 2通りの考えが、現段階であり得るのではないかと。

その後、落下した溶融炉心は、ベデスタル開口部を経て、次第にベデスタル外周部に流れ出たと考えられるが、このときの溶融炉心の温度や外周部での広がり程度などは、今後の 1号機 PCV 内部調査からの追加情報なしには、確定できない。

この溶融炉心からの輻射による熱エネルギー（ $\gamma$ 線などによる効果を含む。）によって、ペDESTAL壁の温度が上昇し、コンクリートの分解が進み、強度を失って粉体状になった(論点②)のではないか。強度を失うメカニズムとしては、カルシウムの脱落やコンクリート内の結晶成分の相変化による応力発生などがあり得るが、何れもアイデアの段階であり、実験で検証することが必要である。

輻射による加温破損メカニズムは、溶融炉心とコンクリートが直接接触することを必要とせず、ペDESTAL壁の残存鉄筋部に溶融炉心の固化したものがほとんど見られていないことを説明できる可能性がある。また、上記の反応は700～1000℃程度でコンクリートの圧縮応力が大きく低下することが知られているが、コンクリートの組成などに大きく影響される可能性があるため、現段階では関連情報として位置付けておく。

結合力が低下したコンクリートは、代替注水が本格化した後、流し出された(論点②)と考えることが合理的ではないか。

ペDESTAL床面やペDESTAL壁と溶融炉心が反応すれば、二酸化炭素や水蒸気が発生する。また、炉心から漏れ出した冷却水(量的に限られていたと考えられる)も関与した可能性がある。これらの気体を多く含んだ層(以下「膨張層」という。MCCI関連の文献の中には「swelled melt」等の用語が用いられていることがあるが、実験条件などがかなり違うため、全く同じような事象を指しているかどうかは明確ではない。)が溶融炉心本体と一体なのか分離していたのかは不明であるが、ここでは分離状態(ビールの泡のイメージ)で考えている。なお、溶融炉心のペDESTAL開口部からの流出と「膨張層」の形成の時間的前後関係は現時点では不明である。

「膨張層」の上部にコンクリートから分離したシリコン等を含む成分が集まり、膜あるいは層を形成する。この膜は、温度低下などの要因で固化し、周辺の配管や機器に固着することが考えられる(論点③)。この現象は、これまでのMCCI実験で「anchoring」と呼ばれている現象であるが、今回のような条件下でも確実に発生するかどうかは確認できていない。この膜の上に粉体化したコンクリートの一部が堆積し、膜の形成を促進した可能性もある。

なお、過去のMCCI実験で見られた固着した膜/層は比較的脆く、ペDESTAL開口部の前面のように「anchoring」するための配管などが無く、広い空間になっている場所では、自重で崩れることは十分に考えられる。

また、「薄い膜」は多くの気泡を含み、かなりの断熱性を持つ可能性がある。その場合、コンクリートの破損部分が、この「薄い膜」の下部に限定されていることを説明できる可能性がある。

その後、崩壊熱の減少や代替注水の進行によって、「膨張層」の温度が下がり、収縮することにより、「薄い膜」のみが元の位置に取り残されたのではないか。なお、「膨張層」の成長過程で、「薄い膜」に裂け目などが生じた場合には、さらにその上部に「膨張層」と「薄い膜」が形成されることは十分にあり得ることから、テラス状の構造が多層になっている箇所があることを説明できる可能性がある。

ベDESTAL内に「薄い膜」（テラス状の構造）が1m程度の高さの位置に残存している可能性は低いかも知れない。ベDESTALの直径が6m程度である一方、1m程度の高さにはanchoringできる配管などがあまりないと考えられる。さらに、代替注水が本格化した時点でかなりの水量が、圧力容器の破損部分からベDESTALに流下したと考えられるからである。

以下は参考です。

#### 【各シナリオの問題点】

##### A:コンクリートの高温での溶融モデル

- ・コンクリートと溶融炉心との相互作用としては一番オーソドックスなもの。
- ・ベDESTAL開口部付近で溶融した後のコンクリート成分や冷えた溶融炉心はどのような過程でどこに行ったか？
- ・近接した溶融炉心が接触または輻射のみで鉄筋等の鉄材に影響ない温度にコンクリートだけを昇温させることができるか？

##### B:コンクリートの水への溶解モデル

- ・鉄筋等の鉄材に損傷を与えずコンクリートのみをきれいに消失させるモデルとしてはある程度の説得性を持つ。
- ・水溶液がコンクリートを浸食したとしたら全周のコンクリートを浸食しているはず。
- ・同じく水溶液による浸食なら今現在も浸食が進行しているはず。何故1m程度の時の浸食が急に進んだのか。
- ・ベDESTAL開口部付近の浸食状況を見ると周方向にかなり奥行きをもって浸食しているのでベDESTALを径方向に貫通してもよさそう。
- ・積層構造を持つためには水位がある時間維持されることとその後の水位の変化が必要。

##### C:ガスによる溶融炉心の膨張モデル

- ・AとBの両方のシナリオを併せ持ったシナリオ。
- ・ベDESTAL内での溶融炉心とコンクリートの相互作用、膨張層の形成、剥離による棚状物

質の形成過程については検証が必要。

・特にペDESTAL内部から外周部に棚状物質が流出する過程は物理的、化学的の両面からの論考が必要。

**【論点と今後調査が必要な項目】**

- ・ペDESTAL内部の調査（塊状物質の堆積状況、色、表面状況などの性状等）  
⇒論点①、②
- ・ペDESTAL内部のコンクリート側壁の損傷状況（浸食の一様性等）  
⇒論点①、②
- ・ペDESTAL内外の堆積物サンプリング  
⇒論点③

以上

## 現地調査の実施状況

- ・ 2号機原子炉建屋
- ・ 5号機原子炉建屋

2023年1月13日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

# ( 1 ) 2号機原子炉建屋 (2022年12月22日)



## (1) 2号機原子炉建屋

### (1) 目的

東京電力福島第一原子力発電所事故時の2号機原子炉建屋内における放射性物質の放出経路の推定等に資するために、2号機原子炉建屋の三角コーナー内の汚染状況調査及びスミア試料の採取を行う。

また1号機RCW熱交換器入口ヘッダ配管で高濃度の水素等が確認されたこと等を踏まえて、2号機RCW系統(熱交換器等)の状況確認を行う。

### (2) 場所

2号機原子炉建屋

### (3) 調査日

2022年12月22日

### (4) 調査実施者

杉山原子力規制委員  
原子力規制庁職員 6名

### (5) 被ばく線量

最大: 2.0mSv、最小: 1.8mSv

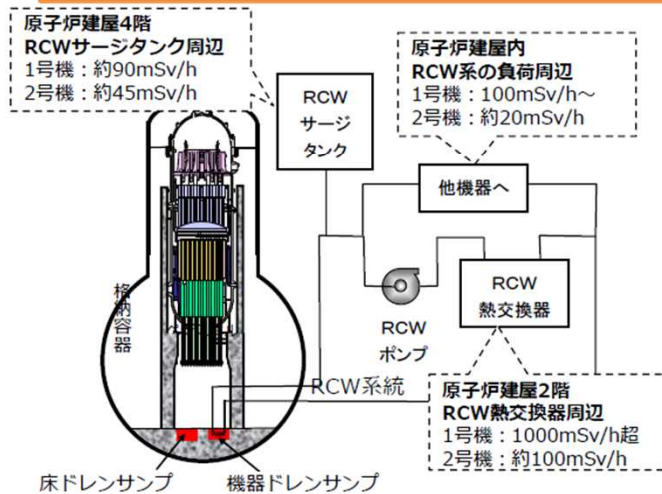
※被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値として示した。

# 【参考】第33回事故分析検討会(2022年12月5日)資料(抜粋)

## 概要

2. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定

- 1号機では、原子炉補機冷却水系(RCW)※の負荷である機器の周辺で高線量率を観測しており、その原因は、原子炉圧力容器から落下した燃料が、格納容器床にある機器ドレンサンプ内のRCW配管を損傷し、RCW系統全体に汚染が広がったものと推定(第4回進捗報告で報告済み)。
- 一方、2号機でも原子炉圧力容器から燃料の一部が格納容器に落下したと推定しているものの、RCW系統に顕著な汚染の痕跡はみられない。
- この差異を明らかにすることは、燃料デブリの分布を推定に加え、事故進展の推定にも寄与するものであることから、本検討では2号機のRCW系統で高線量率が観測されなかった原因を推定。



1、2号機 RCW系統と汚染のイメージ

### <検討のアプローチ>

- 2号機の格納容器内部調査の結果をもとに、格納容器内におけるRCW配管の状態を考察
- 事故時のプラントデータから、系統内に汚染が広がる状況にあったか考察

格納容器内部調査の結果から、2号機のRCW系統で高線量率が観測されなかった要因は、1号機と異なりRCW配管が損傷を受けなかったことが原因と推定。

柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況：格納容器内の配管損傷に伴う汚染の拡大を防止する対策

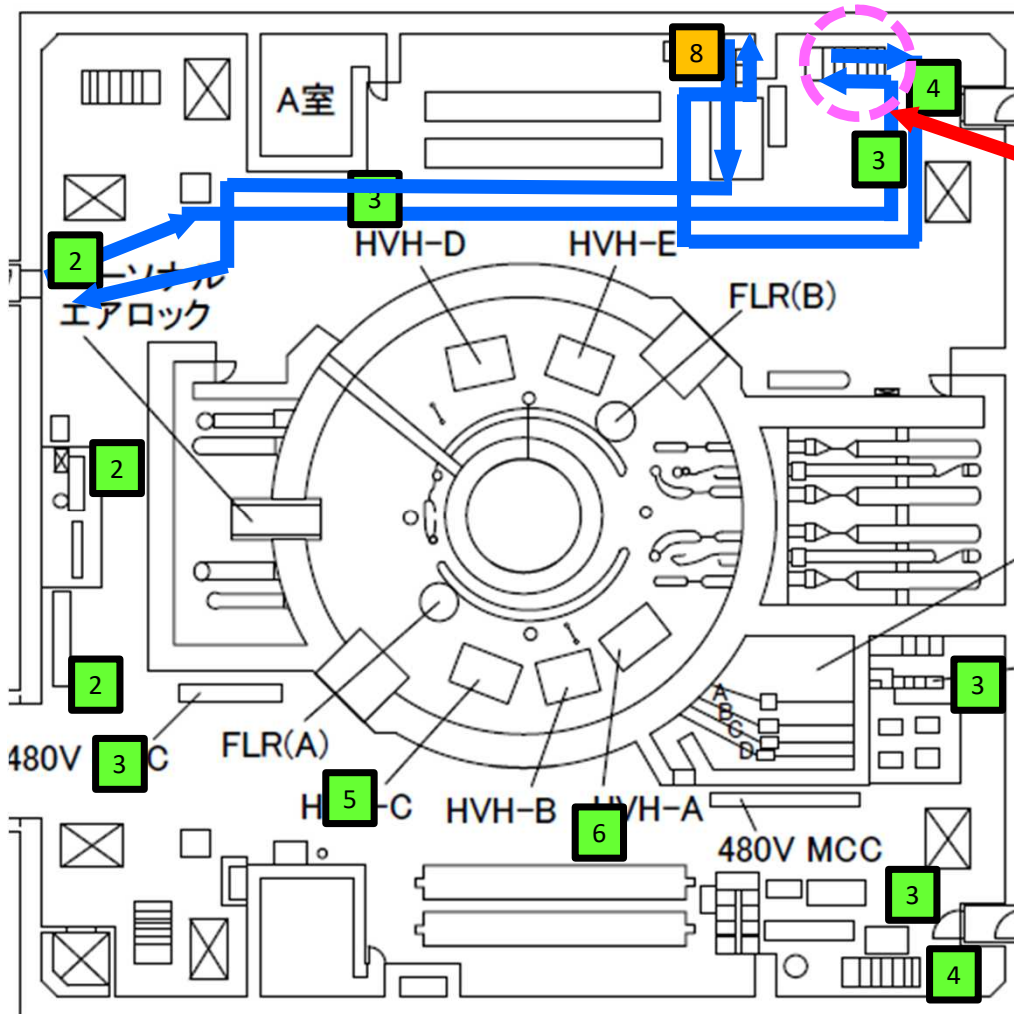
※原子炉建屋内等の機器を冷却する系統。原子炉圧力容器や格納容器に対する開放部のない閉ループの設計。

TEPCO 13

## 調査ルート(2号機原子炉建屋1階)



建屋入域／退域箇所



調査箇所①:  
北東側三角コーナー中地下階  
(階段を降りたところ)

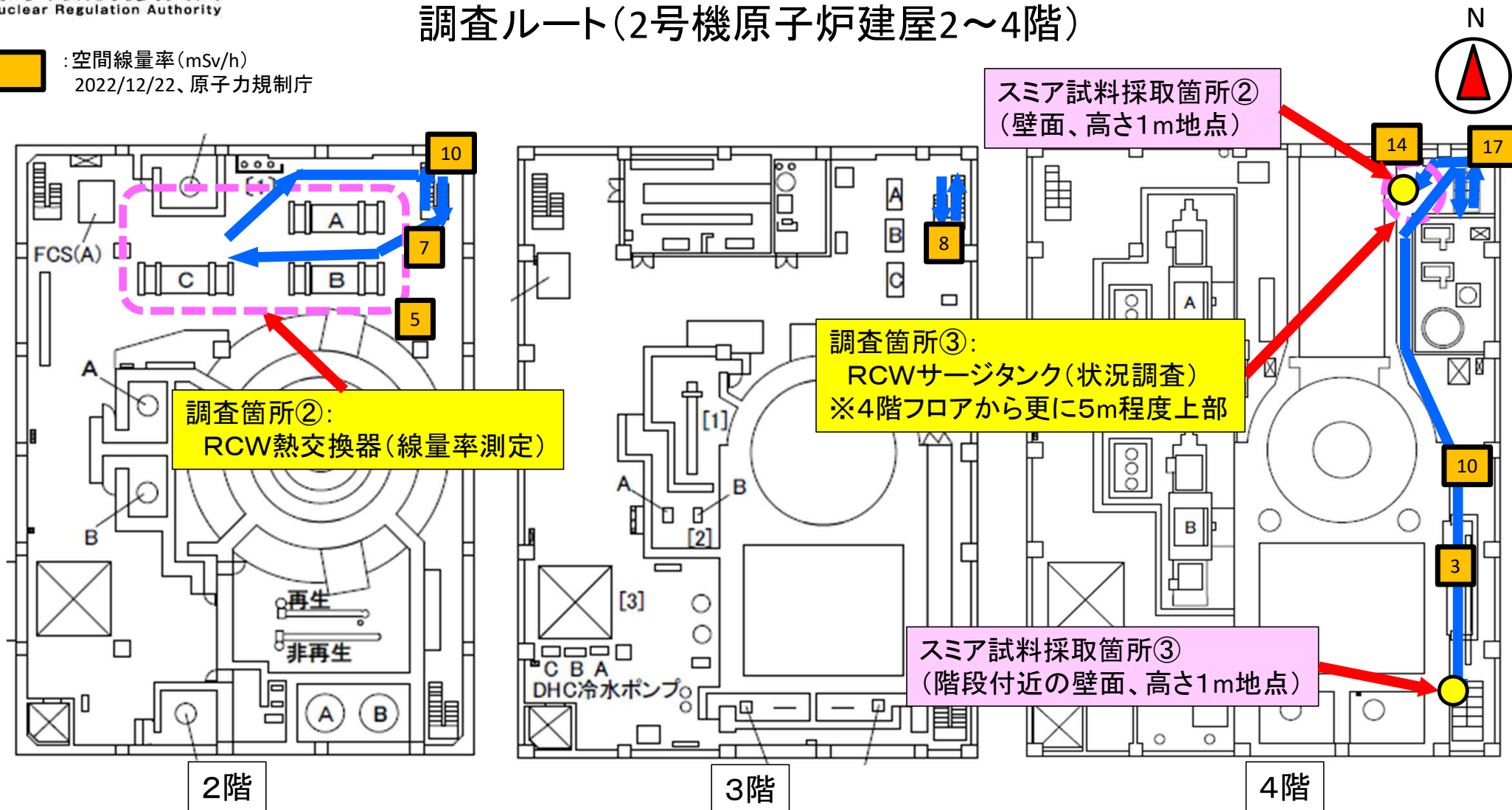
※フロアレベル＝O.P.10,200

- :空間線量率(mSv/h)  
2022/11/30、原子力規制庁
- :空間線量率(mSv/h)  
2022/12/22、原子力規制庁

図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)

## 調査ルート(2号機原子炉建屋2~4階)

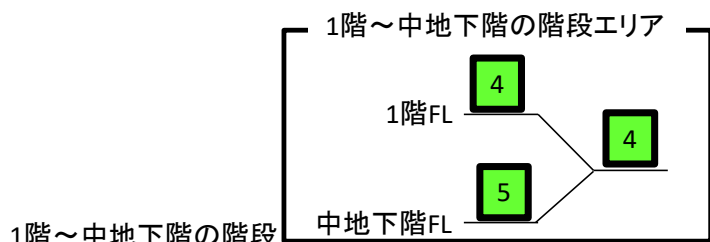
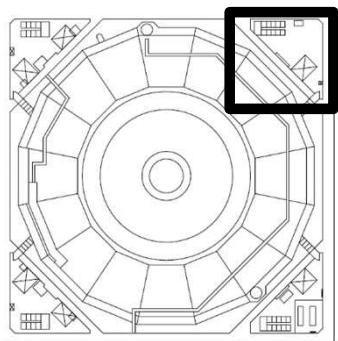
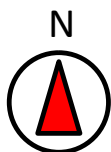
空間線量率 (mSv/h)  
2022/12/22、原子力規制庁



図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)

## 調査箇所①(北東側三角コーナー中地下階)

- :空間線量率(mSv/h)  
2022/11/30、原子力規制庁
- :空間線量率(mSv/h)  
2022/12/22、原子力規制庁

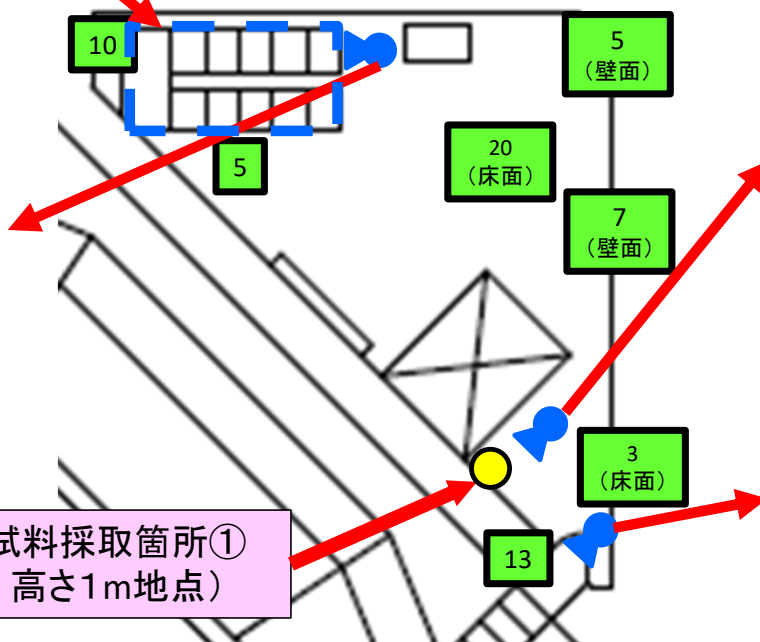


1階～中地下階の階段



中地下階～地下階への階段  
(2022年11月30日原子力規制庁撮影)

スミア試料採取箇所①  
(壁面、高さ1m地点)



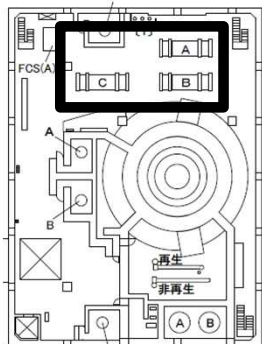
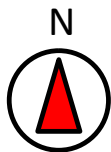
スミア採取の様子  
(2022年12月22日原子力規制庁撮影)




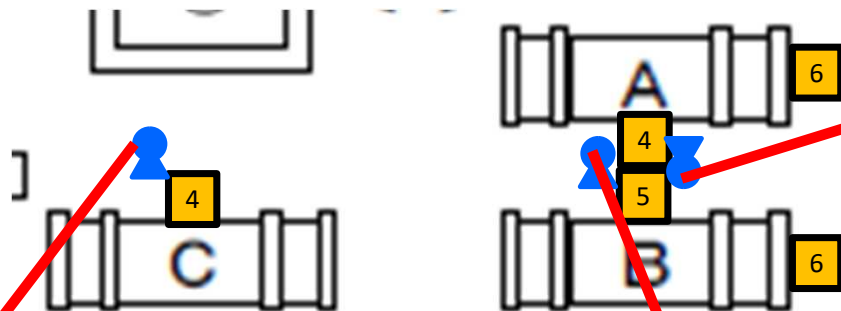
トラス室入口  
(2022年12月22日原子力規制庁撮影)

図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)

## 調査箇所②(2階:RCW熱交換器)



 :空間線量率(mSv/h)  
2022/12/22、原子力規制庁



RCW熱交換器(A系)



RCW熱交換器(C系)

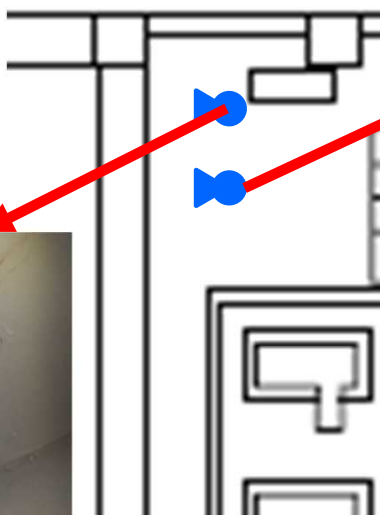
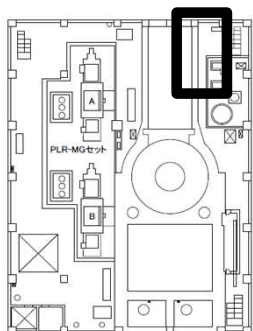
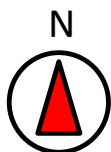


RCW熱交換器(B系)

図の出典:建屋内の空間線量率について(2018年2月28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12月22日原子力規制庁撮影

## 調査箇所③(4階(※):RCWサージタンク)


※4階フロアから更に5m程度上部



RCWサージタンク



RCWサージタンク設置フロアから4階フロアを覗いた様子

 : 空間線量率 (mSv/h)  
2022/12/22、原子力規制庁

図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28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12月22日原子力規制庁撮影

## (2) 5号機原子炉建屋 (2022年12月22日)



## (2) 5号機原子炉建屋

### (1) 目的

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

2022年12月22日

### (4) 調査実施者

杉山原子力規制委員  
原子力規制庁職員 6名

### (5) 被ばく線量

最大: 2.0 mSv、最小: 1.8mSv

※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。

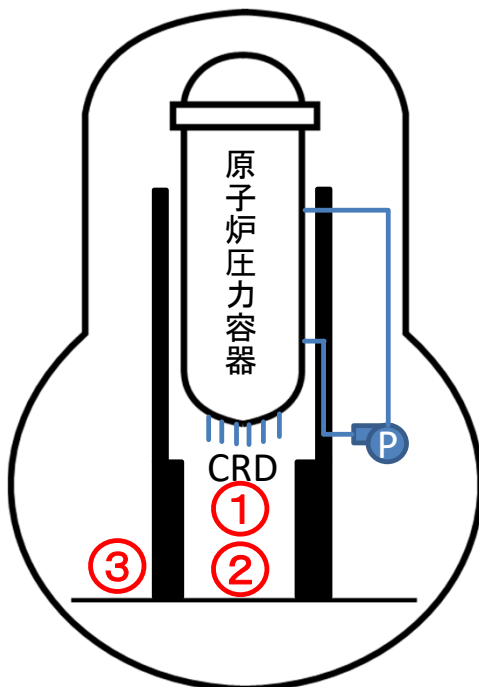
※被ばく線量の大半は、同日に実施した2号機原子炉建屋内調査時のものと思われる。

## 5号機ペDESTALの確認状況

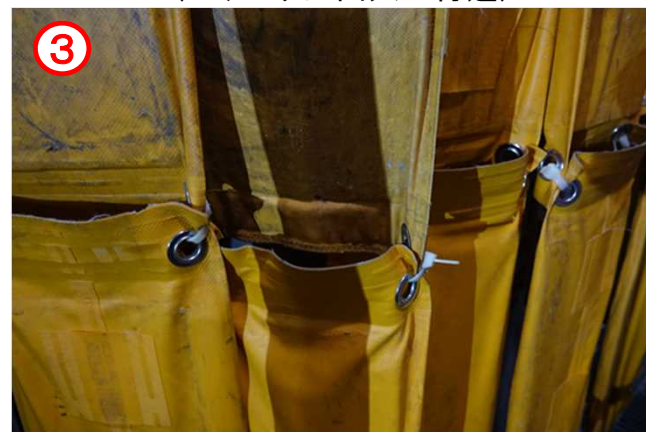
(RPV下部)



福島第一5号機



(ペDESTAL出入口付近)



(ペDESTAL内部)



(ペDESTAL出入口付近)



写真は、いずれも2022年12月22日に原子力規制庁撮影

福島第一原子力発電所1号機の  
格納容器内部調査から得られた情報  
（前半調査とりまとめ）  
－ 一部修正 －

**IRID** **TEPCO**

---

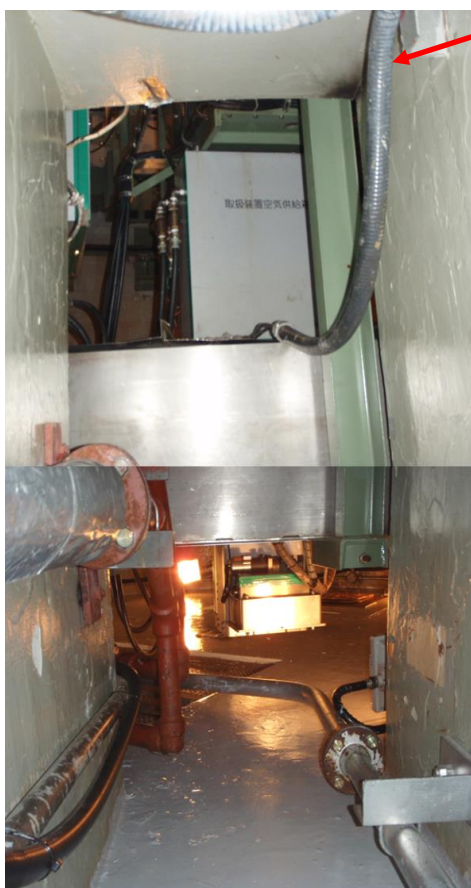
2023年1月13日  
東京電力ホールディングス株式会社

- 開口部の上部に関しては、コンクリートへの大きな損傷は確認されていない
- 開口部の壁面に付着するかたちで棚状に張り出している堆積物を確認。
- 右側の棚状堆積物はペDESTル内部に向かって立ち上がっている状況
- 棚状堆積物の下面にはつららもしくは鍾乳石のような形状が存在

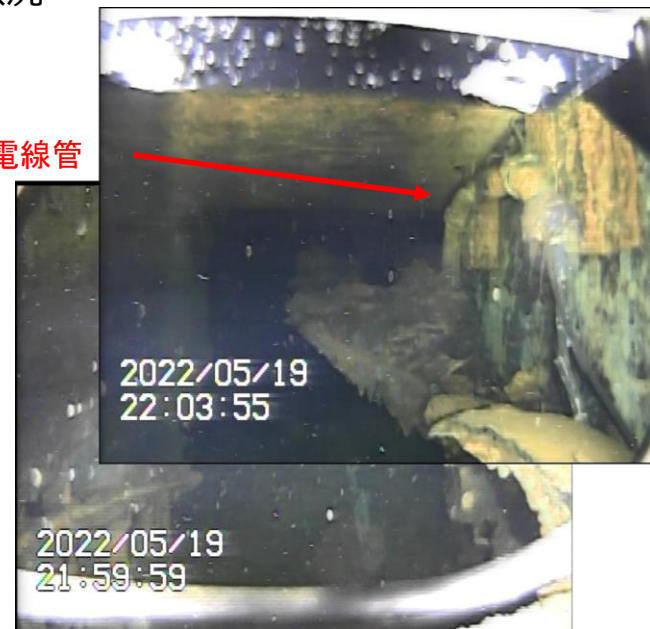
**つらら状のものが生成された際は、棚状堆積物は水面よりも上にあつた可能性**



電線管



電線管



2011年以前のペDESTルの状態

当該写真の作成経緯（合成写真の作成）

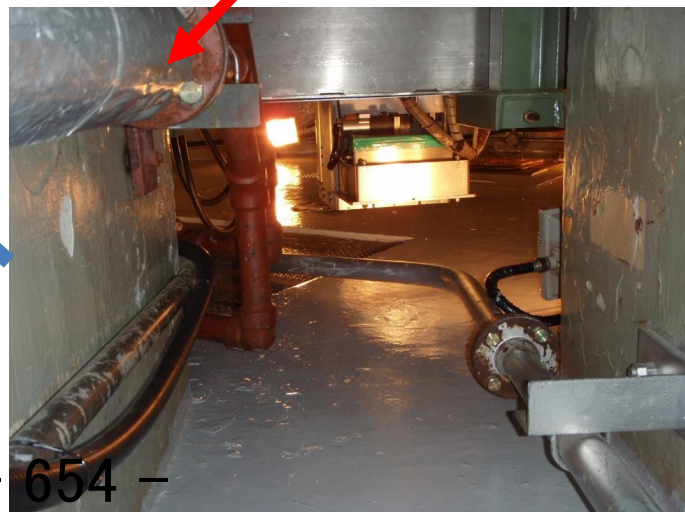


2011年以前のペDESTALの状態

2つの写真を結合



上下の写真の配管を1本の配管と混同した



RCWの配管が1本しか見えない

# ペDESTアル開口部 (D/W床レベル)

修正版

- 開口部の上部に関しては、コンクリートへの大きな損傷は確認されていない
  - 開口部の壁面に付着するかたちで棚状に張り出している堆積物を確認。
  - 右側の棚状堆積物はペDESTアル内部に向かって立ち上がっている状況
  - 棚状堆積物の下面にはつららもしくは鍾乳石のような形状が存在
- つらら状のものが生成された際は、棚状堆積物は水面よりも上にあつた可能性**



電線管



電線管



2011年以前のペDESTアルの状態 (上下間一部写真無し)



(参考) 開口部におけるRCW配管



開口部左側側面における2本のRCW配管  
(上下の配管の高低差は約20cm)