

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40回会合

議事次第

1. 日 時 令和5年10月30日(月) 14:00～17:00

2. 場 所 原子力規制委員会 13階BCD会議室

3. 議 題

(1) 1号機の事故初期高線量率の原因推定について

- 空間線量率モニタリングデータに基づく1号機事故進展の推定 [東京電力]
- 1号機オペレーションフロア内の放射性物質によるモニタリングポストへの影響 [規制庁]
- 3月12日午前4時以降の敷地内及び敷地近傍のモニタリングポストデータに関する検討 [規制庁]
- 「福島第一原子力発電所1号機および3号機の事故初期高線量率の原因推定に向けて(問題提起)」に関する追加情報 [東京電力]

(2) その他

- ① 2号機原子炉キャビティ差圧調整ラインに関する確認結果 [東京電力]
- ② 2号機格納容器X-6ペネハッチ開放作業状況(PCV内部調査・試験取り出しの準備状況) [東京電力]
- ③ その他
  - (i) 2号機原子炉系計装配管付近の調査結果 [東京電力]
  - (ii) 3/4号機排気筒解体に向けた現場調査の実施状況 [東京電力]
  - (iii) RCWシステムの格納容器隔離弁に対する電動弁の適用理由 [東京電力]
  - (iv) 1/2号機SGTS配管の線量測定及びγカメラ撮影について [東京電力/規制庁]
  - (v) 原子力規制庁における現地調査状況 [規制庁]

4. 配布資料

資料1-1: 空間線量率モニタリングデータに基づく1号機事故進展の推定 [東京電力ホールディングス株式会社]

資料1-2: 1号機オペレーションフロアに充満した放射性同位元素による周辺への線量の検討 [原子力規制庁]

- 資料 1－3 : 2011 年 3 月 12 日の正門付近及び MP-8 付近等の周辺線量率の検討  
[原子力規制庁]
- 資料 1－4 : 「福島第一原子力発電所 1 号機および 3 号機の事故初期高線量率の原因推定に向けて（問題提起）」に関する追加情報 [東京電力ホールディングス株式会社]
- 資料 2－1 2 号機原子炉キャビティ差圧調整ラインバルブチェックリストの現場調査結果について [東京電力ホールディングス株式会社]
- 資料 2－2 2 号機 PCV 内部調査・試験的取り出し作業の準備状況 [東京電力ホールディングス株式会社]
- 資料 2－3 2 号機 RPV 内部調査に向けた原子炉系計装配管の線量低減作業の結果について [東京電力ホールディングス株式会社]
- 資料 2－4 3/4 号機排気筒解体に向けた現場調査の実施状況について [東京電力ホールディングス株式会社]
- 資料 2－5 RCW 系統の格納容器隔離弁に対する電動弁の適用理由 [東京電力ホールディングス株式会社]
- 資料 2－6 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（SGTS）配管線量調査、及びγカメラ撮影について [東京電力ホールディングス株式会社]
- 資料 2－7 : 現地調査の実施状況 [原子力規制庁]

# 空間線量率モニタリングデータに基づく1号機事故進展の推定

2023年10月30日

**TEPCO**

---

東京電力ホールディングス株式会社

# 概要

事故進展の過程で燃料から放出された放射性物質は、格納容器ベントや格納容器からの直接漏えい、原子炉建屋の爆発等によって大気中へ放出された。これら放射性物質の放出挙動と事故進展シナリオについて、現在のところ全ての関連性が特定されているわけではない。事故時に観測された発電所敷地内外の空間線量率の推移からは、事故進展に関する情報を得ることが期待できるため、本検討ではまず1号機に着目し、放射性物質の放出に至る事故進展挙動の把握のため、空間線量率モニタリングデータの変動状況の分析を進めた。

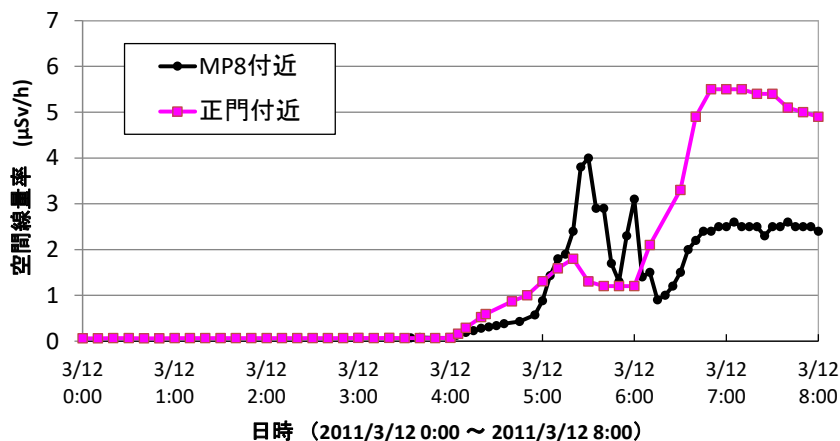


図 発電所敷地内の空間線量率モニタリングデータの例

## ＜分析のアプローチ＞

- (1) 3/12 8:00頃までの空間線量率の変動挙動および格納容器圧力の変化に着目し、放射性物質の放出挙動および事故進展シナリオを推定。
- (2) 原子炉圧力、格納容器圧力、原子炉水位等のデータに基づいた既往の事故進展シナリオ（第三回進捗報告にて報告済み）と(1)で得た事故進展シナリオを比較。

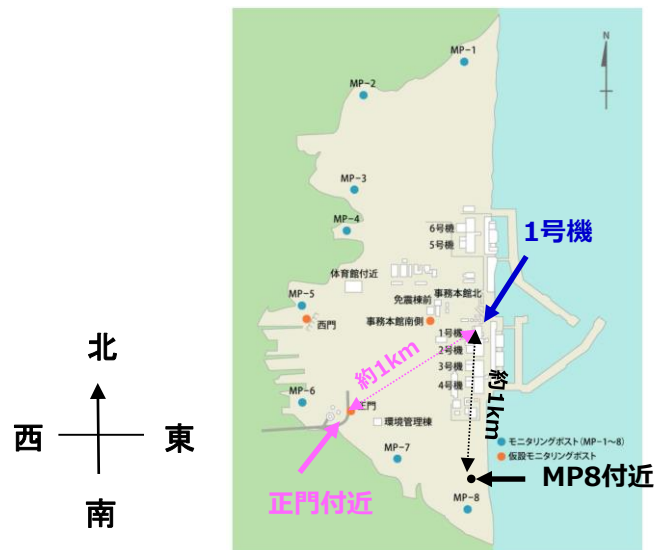
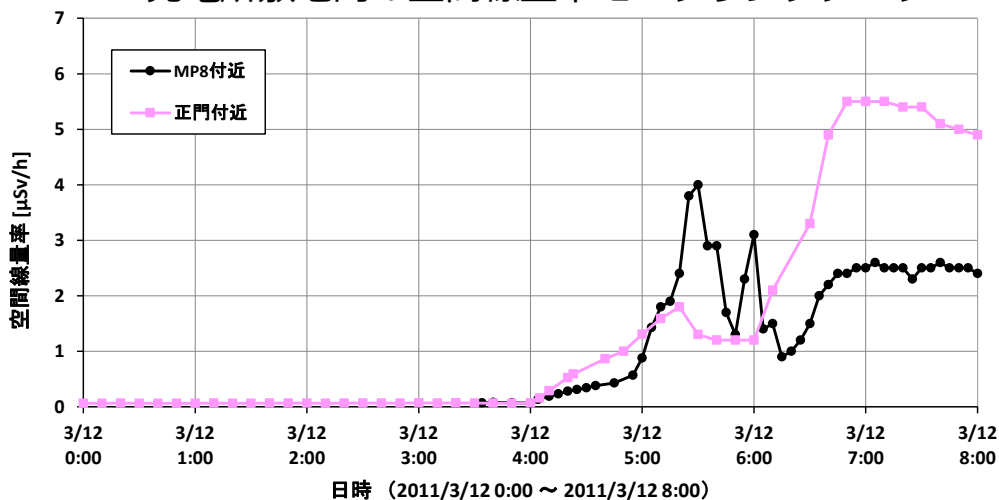
放射性物質の放出挙動から推定される事故進展と、既往の事故進展シナリオは整合



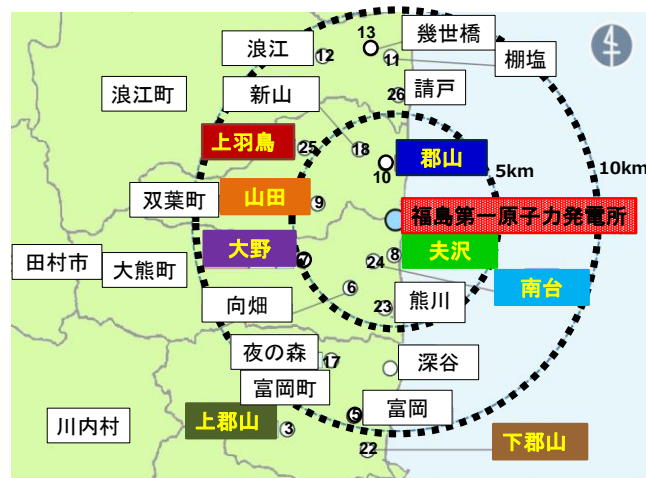
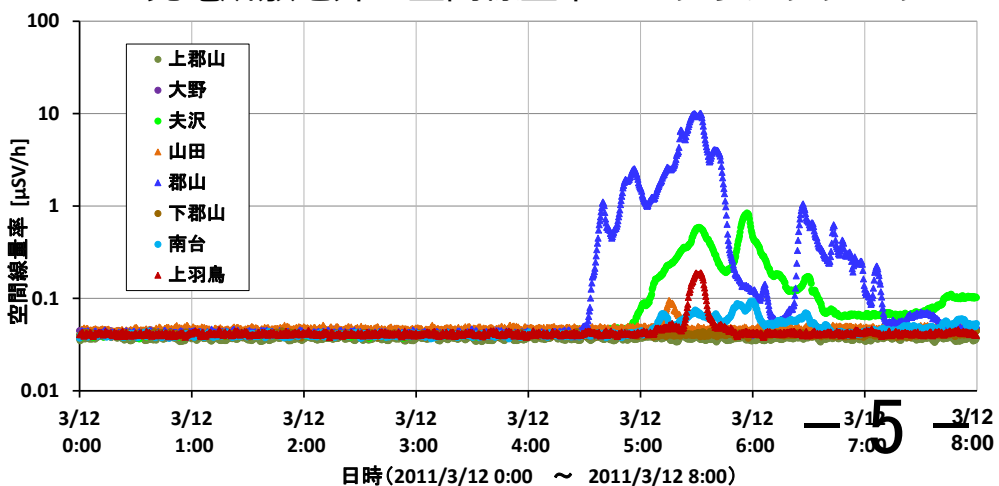
# 発電所敷地内外の空間線量率モニタリングデータ

3/12 8:00頃までに2・3号機の燃料は損傷に至っておらず、対象期間の空間線量率モニタリングデータは1号機の放射性物質の移行・放出挙動を捉えたものと考えられる。発電所敷地内外の空間線量率を以下に示す。

発電所敷地内の空間線量率モニタリングデータ



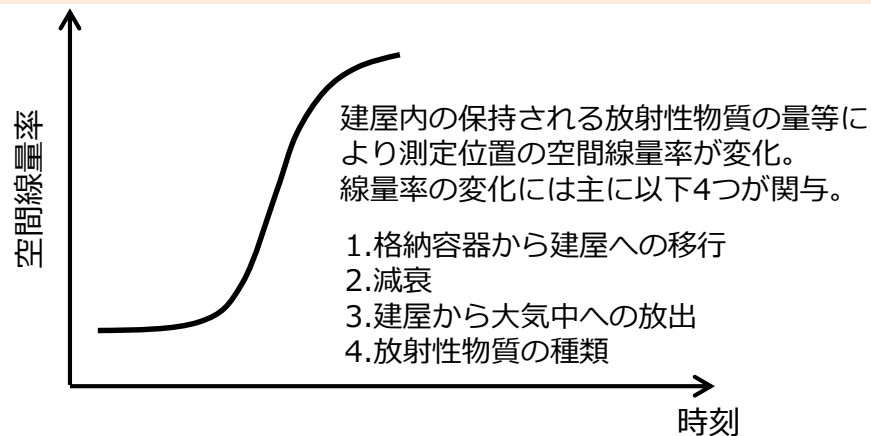
発電所敷地外の空間線量率モニタリングデータ



# 放射性物質の移行・放出と空間線量率の変動挙動との関係のイメージ

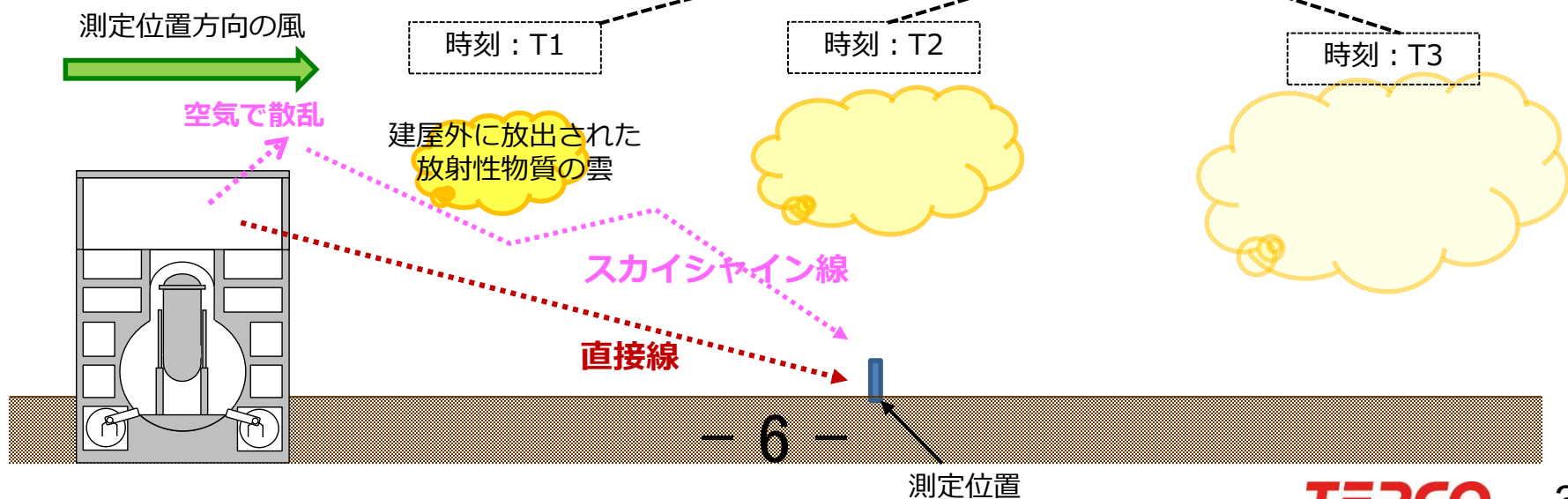
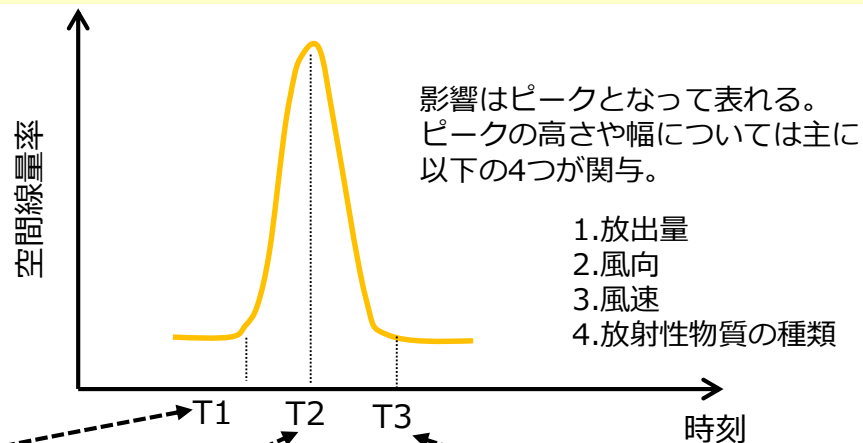
## <空間線量率の変動挙動：パターンA>

建屋内に保持される放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による影響



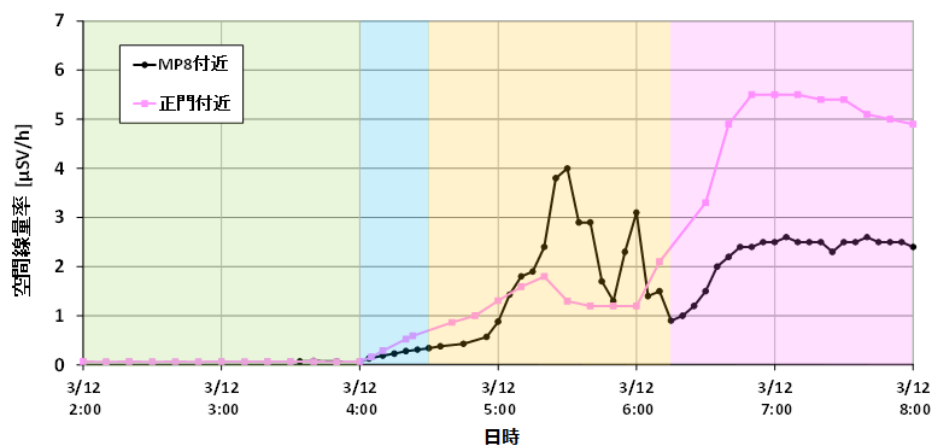
## <空間線量率の挙動：パターンB>

建屋外に放出された放射性物質の雲からの放射線による影響

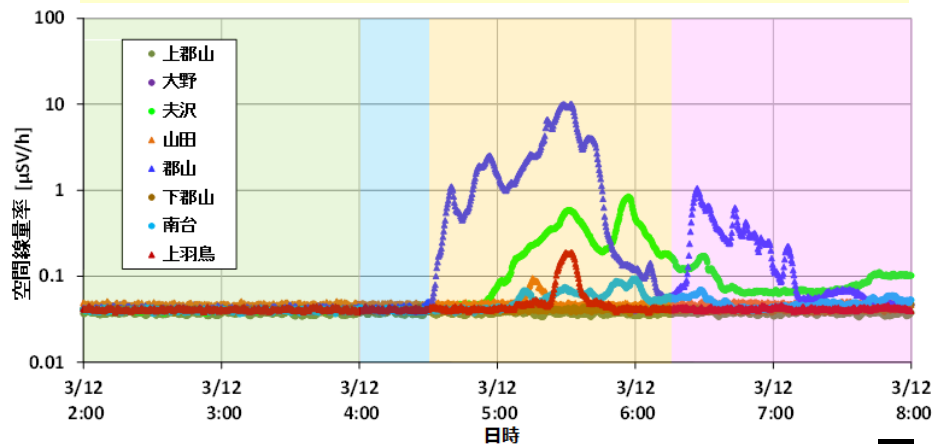


# 空間線量率の変動挙動に基づく 放射性物質の移行・放出挙動の推定

発電所敷地内の空間線量率モニタリングデータ



発電所敷地外の空間線量率モニタリングデータ



## 3/12 4:00頃まで

発電所敷地内外の空間線量率に大きな変化なし。

<推定>

原子炉建屋外で観測できるほど格納容器から原子炉建屋および環境への放射性物質の移行は顕著ではなかったと推定。

## 3/12 4:00頃～4:30頃まで

発電所敷地内のみ空間線量率が上昇。ピークなし。パターンA（直接線・スカイシャイン線の影響）の特徴が現れていると考える。

<推定>

原子炉建屋外で観測できるほど格納容器から原子炉建屋への放射性物質の移行があったものと推定。

## 3/12 4:30頃～6:00過ぎまで

発電所敷地内外でパターンB（放射性物質の雲の影響）の特徴である空間線量率のピークが現れている。この間、パターンAによる影響もある。

<推定>

原子炉建屋から環境へ放射性物質の漏えいがあったものと推定。

## 3/12 6:00過ぎ～8:00頃まで

発電所敷地内の空間線量率が上昇し、その後ほぼ水平に推移。パターンAの特徴が表れていると考えられる。発電所敷地外における空間線量率にはパターンBの特徴であるピークが存在。

<推定>

敷地内の空間線量率は、それ以前の時刻と比較してより高くなることから格納容器から原子炉建屋への放射性物質の更なる移行があったものと推定。

# 直接線・スカイシャイン線の評価

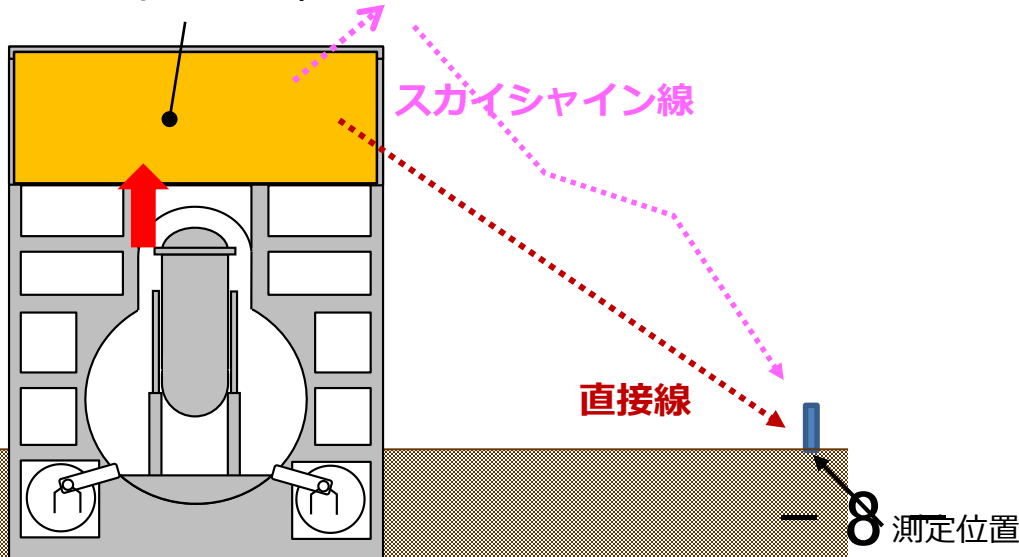
## ＜評価方法＞

オペレーションフロア（オペフロ）へ移行した放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による線量率をMCNPコードを用いて評価。

### 前提条件

- 放射性物質は、格納容器から漏えいしオペフロへ移行したものと想定。
- オペフロへ移行した放射性物質は、オペフロに均一に存在すると仮定。
- オペフロより下層階は厚いコンクリート外壁のため、下層階中の放射性物質の影響は無視。
- 放射性物質の炉心全インベントリのうち、核種毎に最終的に放出する割合（想定総放出割合）を下記の通り仮定。
- 格納容器から漏えいする放射性物質は、想定総放出割合の何%かが漏れたと仮定。

オペレーション  
フロア（オペフロ）



想定総放出割合<sup>注</sup>

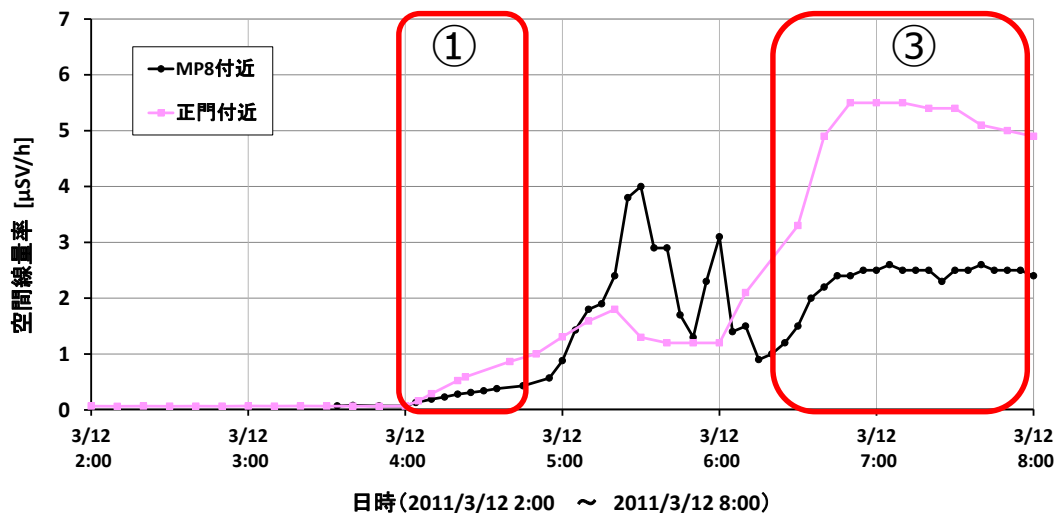
希ガス	100%
I, Cs	18%
Sb, Te	9%

注：審査ガイド\*から引用した値であり、実際の放出量を表したものではない

\*原子力規制委員会、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」、2013年。

# 直接線・スカイシャイン線の評価 <評価結果>

発電所敷地内の放射線モニタリングデータ



- オペフロ移行量について、①の期間で想定総放出量の0.3%、③の期間で2%とした場合、正門付近及びMP8付近の線量率に概ね整合する結果となった。

## ①の期間

: 想定総放出量の0.3%移行

時刻	実測値	計算値**
4:40		
正門付近 (μSv/h)	0.87	0.89
MP8付近 (μSv/h)	0.41*	0.37
正門/MP8の比(-)	2.1	2.4

\* 2点で内挿

\*\* 地形情報が

③評価と異なる

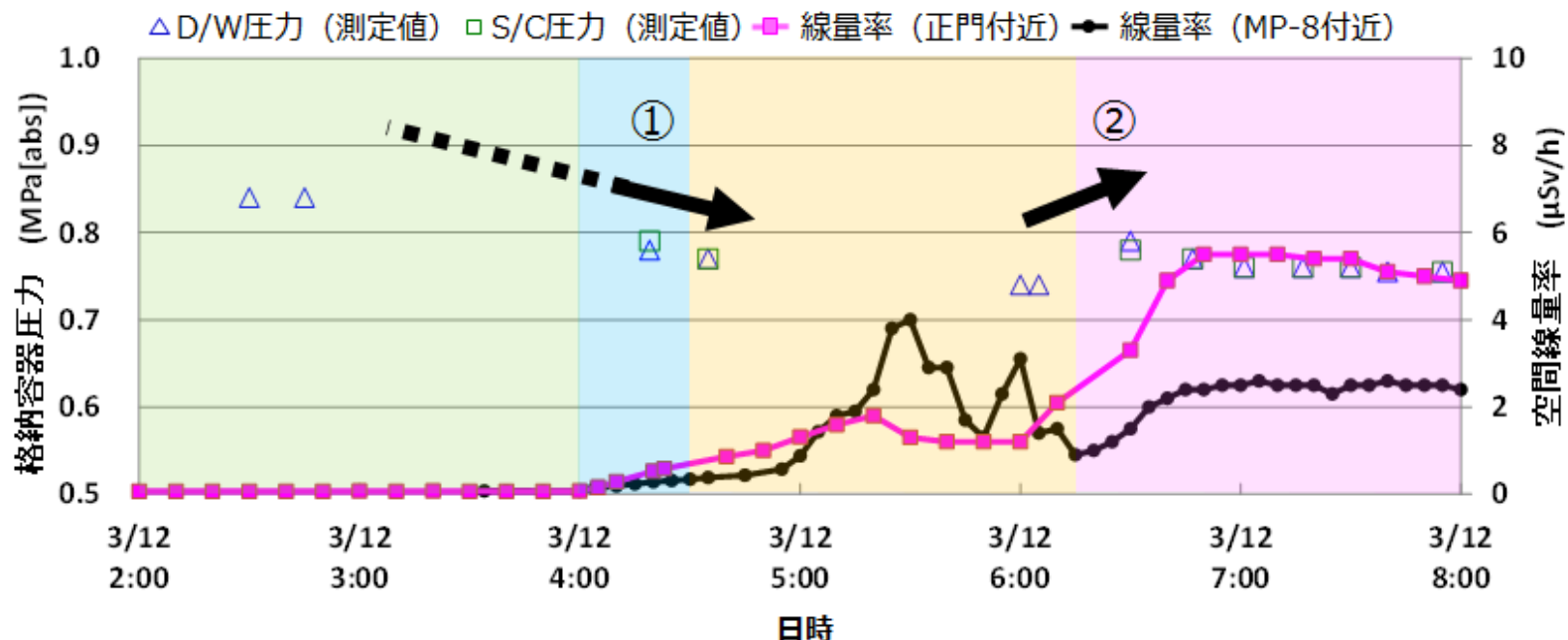
## ③の期間

: 想定総放出量の2%移行

時刻	実測値	計算値
7:00		
正門付近 (μSv/h)	5.5	5.6
MP8付近 (μSv/h)	2.5	2.5
正門/MP8の比(-)	2.2	2.3

# 1号機格納容器圧力の測定データに基づく推定

1号機格納容器圧力の測定値と発電所敷地内の空間線量率モニタリングデータとの関係



- ・ 格納容器圧力が変化している図中①②の時間帯はいずれも空間線量率が上昇しており、格納容器から原子炉建屋へ放射性物質が移行したものと推定。
- ・ 一方、格納容器圧力は4:30前に低下（図中①）し、6:00過ぎに上昇（図中②）と挙動が異なる。

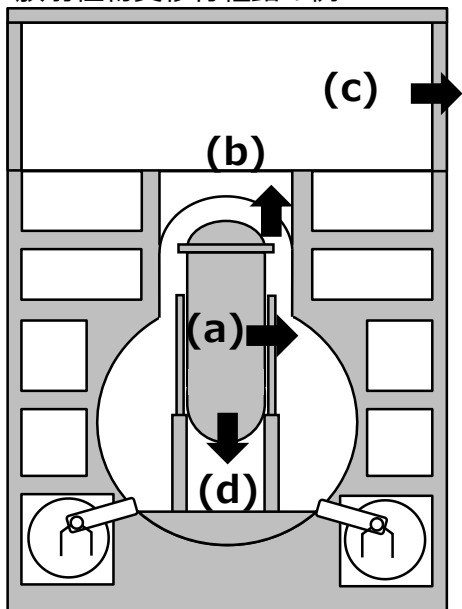
<推定>

①②の期間における格納容器圧力挙動の違いから、6:00過ぎの空間線量率の急な上昇は、単純に格納容器の漏えい面積が増大することに伴って原子炉建屋への放射性物質の移行量が増加したのではなく、格納容器圧力が上昇する何らかのイベントが発生し、放射性物質の原子炉建屋への移行量増加に寄与したものと推定。

# まとめ

## (既往の事故進展シナリオとの比較)

放射性物質移行経路の例



- (a) 圧力容器（接続している各種配管）  
→ 格納容器
- (b) 格納容器 → 原子炉建屋
- (c) 原子炉建屋 → 環境
- (d) 圧力容器（下部ヘッド）  
→ 格納容器

日時	既往の事故進展シナリオ[1]	空間線量率の変動挙動および格納容器圧力に基づく事故進展シナリオ
3/11	・燃料が溶融し、圧力容器から格納容器への放射性物質の移行が起きている。（図中(a)） ・炉心部から圧力容器（下部ヘッド）へ溶融燃料の移行が起きている。	<推定(1)> 3/12 4:00頃までは、原子炉建屋外で観測できるほど格納容器から原子炉建屋および環境への放射性物質の漏れは顕著ではなかったと推定。
3/12 4:00頃		<推定(2)> 4:00頃には、原子炉建屋外で観測できるほど格納容器から原子炉建屋への放射性物質の移行があったものと推定。（図中(b)）
4:30頃		<推定(3)> 遅くとも4:30頃には、原子炉建屋から環境へ放射性物質が漏れ出したものと推定。（図中(c)）
6:00頃	・圧力容器（下部ヘッド）損傷（図中(d)）	<推定(4)> 6:00頃に格納容器圧力を上昇させる何らかのイベントが発生し、放射性物質の原子炉建屋への移行量増加に寄与したものと推定。（図中(d)）

[1]東京電力“福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第4回進捗報告”、2015/12

- ・既往の事故進展シナリオにおける「3/11の段階で放射性物質が格納容器へ移行している」という推定は、本検討における推定(1) (2) と矛盾しない。
- ・既往の事故進展シナリオにおける「6:00頃に圧力容器（下部ヘッド）損傷」という推定は、本検討における推定(4)と整合する。

➔空間線量率の変動挙動から推定した事故進展シナリオは既往の事故進展シナリオと整合



# 1号機オペレーションフロアに充満した 放射性同位元素による周辺への線量の検討

2023年10月30日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

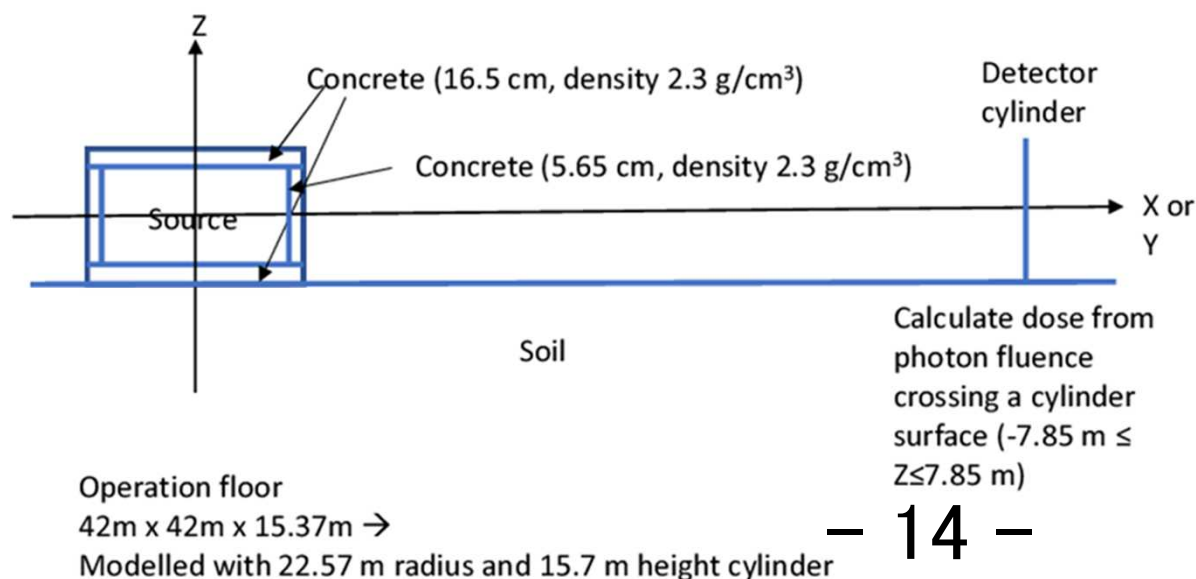


# 検討内容

- 東京電力ホールディングス株式会社は、MP-8や3号機SGTSモニタのように、2～4号機の原子炉建屋の影響を受ける場所を含めた計算を実施している。
  - ・ 放射性希ガス、放射性ヨウ素、放射性セシウム及び放射性テルルによる周辺線量当量率を計算
  - ・ 核種毎の移行割合は、原子力規制委員会の審査ガイドを基に、希ガス:100 %、ヨウ素とセシウム:18 %、テルルとアンチモン:9 %に設定
  - ・ 線量率に支配的に寄与するヨウ素・セシウムの移行量は炉心インベントリーの0.43 %程度という結果を得、事故進展の推定と整合しているとしている
  
- 原子炉建屋の影響を受けない場所を対象に簡単な形状で計算\*
  - ・ 放射性核種毎の寄与を調べる
  - ・ 東京電力の計算で用いられたMCNPと異なるモンテカルロ計算コードegs5を使用し、比較検討する
  - ・ 敷地外の福島県MPへの影響を調べる
    - ・ 遠方での計算では、崩壊当たりの放出率が小さくともエネルギーの高い $\gamma$ 線の寄与が重要なので、放出 $\gamma$ 線の情報としてICRP-107のデータを使用

# 計算方法

- 正門付近やMP-7から見た場合に、1号機のオペレーションフロアは、地面上に体積線源が存在する状態に近いことに着目し、地面上に円柱状の線源（オペレーションフロアと同体積）がある形状とし、円環帯状の検出領域での平均値を使うことにより計算を効率化し、egs5を用いて放射性核種毎の計算を行なった。
  - ・ 直接線・スカイシャイン線の核種毎の寄与の違いを明確にするために、核種毎に計算を行なった
  - ・ 各核種から放出される $\gamma$ 線のエネルギーについては、放出率の小さい $\gamma$ 線まで網羅しているICRP-107のデータを使用



号機	対象	厚さ[cm]	密度 [g/cc]
1号機	天井	14	2.71
	壁	5.14	2.53
2号機	天井	16	2.59
	壁	20	2.40
3号機	天井	16	2.56
	壁	30	2.40
4号機	天井	16	2.48
	壁	25	2.40

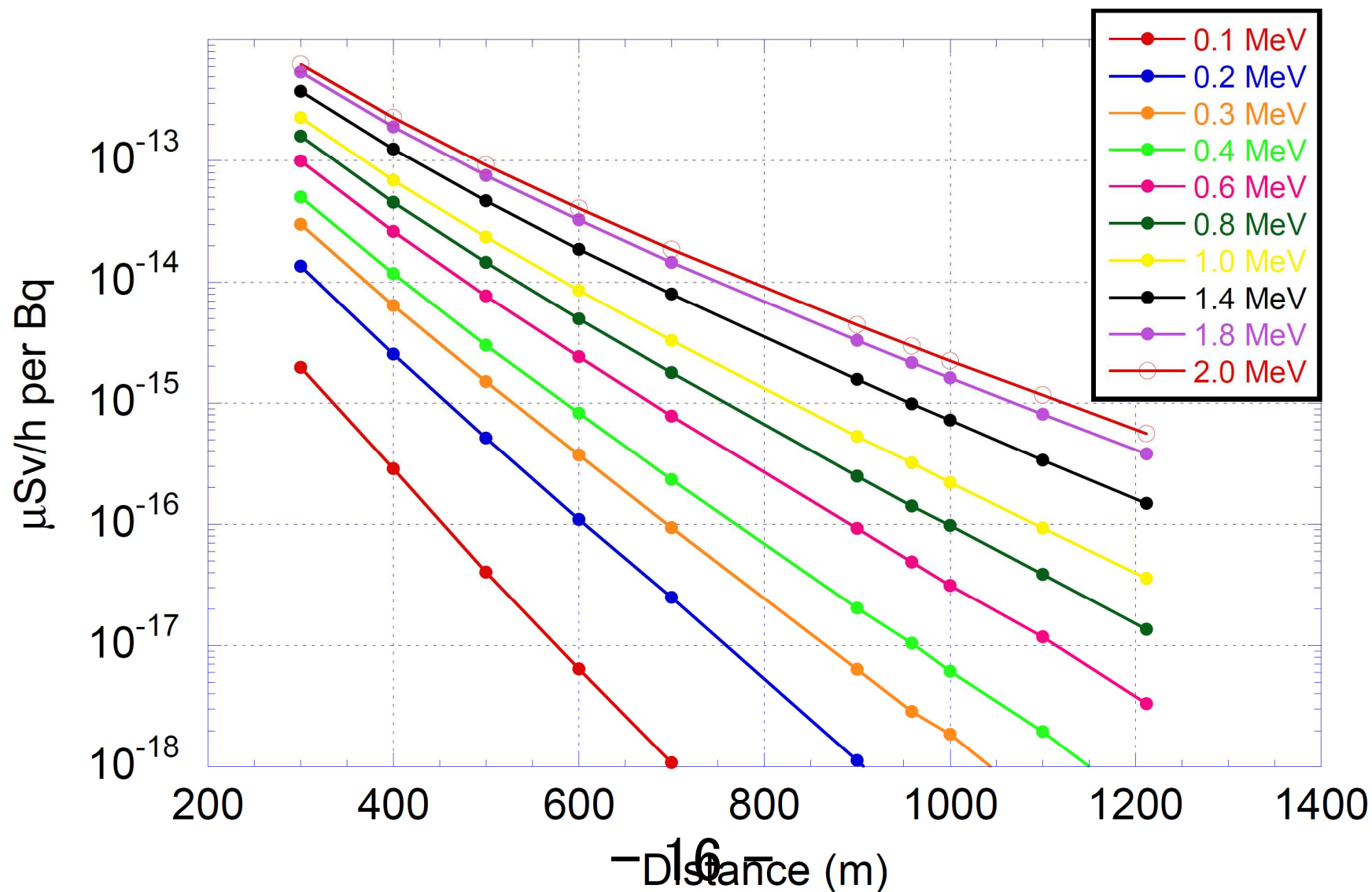
壁・天井は、TEPCOの計算で使用した上記の値と同じ重量(g/cm<sup>2</sup>)になる密度2.3 g/cm<sup>3</sup>のコンクリートとした。

# 東京電力HDの計算結果との比較

- 崩壊当たりの $\gamma$ 線情報の影響
  - ・ 東京電力HDが使用した情報とICRP-107の情報に基づく結果をegs5で比較
  - ・ 放射性ヨウ素、放射性テルルで違いが大
- 正門付近での合計周辺線量当量率の比較
  - ・ 東京電力HDのコア中放射能データを使用
  - ・ コア中の放射能の、希ガス：2.37 %、ヨウ素：0.43 %、セシウム：0.43 %、アンチモン：0.22 %、テルル：0.22 %
  - ・ egs5形状での結果は、東京電力HDが用いた形状での結果の79 %で概ね一致

Aound main gate at 959 m	$\mu\text{Sv/h}$			
	egs5 calculation		TEPCO MCNP	Measured
	Use ICRP-107 data	use TEPCO source		
Rare-gas	0.290 $\pm$ 0.010	0.296 $\pm$ 0.022		
I	5.08 $\pm$ 0.17	3.47 $\pm$ 0.07		
Cs	0.543 $\pm$ 0.022	0.538 $\pm$ 0.010		
Te	0.117 $\pm$ 0.008	0.0621 $\pm$ 0.0033		
Sb	0.0427 $\pm$ 0.0015	0.0306 $\pm$ 0.0005		
Total	6.07	4.40	5.6	5.5

# γ線のエネルギーによる散乱線・スカイシャイン線による周辺線量当量率の違い (崩壊に伴い当該エネルギーのγ線が1個放出されとした場合)



# 正門付近での2011年3月12日午前7時での比較

コアインベントリーとしてJAEAデータ\*を使用

Aound main gate at 959 m	% of Bq/core	Avtivity in floor (Bq)	μSv/h	
			egs5 results	Measured
Kr-88	2.37	7.08E+13	0.213 ± 0.002	
Xe-135	2.37	1.75E+16	0.0431 ± 0.0031	
Xe-135m	2.37	8.72E+14	0.0208 ± 0.0006	
I-130	0.43	2.16E+13	0.0058 ± 0.0001	
I-131	0.43	5.42E+15	0.0647 ± 0.0058	
I-132	0.43	6.97E+15	3.59 ± 0.09	
I-133	0.43	5.63E+15	0.414 ± 0.018	
I-135	0.43	9.20E+14	0.954 ± 0.013	
Cs-134	0.43	8.17E+14	0.196 ± 0.006	
Cs-136	0.43	2.21E+14	0.121 ± 0.003	
Cs-137	0.43	8.69E+14	0.0538 ± 0.0020	
Sb-124	0.22	1.12E+12	0.0014 ± 0.00001	
Sb-125	0.22	2.40E+13	0.0006 ± 0.00003	
Sb-126	0.22	1.43E+12	0.0005 ± 0.00001	
Sb-127	0.22	2.04E+14	0.0150 ± 0.0004	
Sb-128	0.22	5.85E+12	0.0029 ± 0.0001	
Sb-129	0.22	2.14E+13	0.0123 ± 0.0002	
Te-131	0.22	8.93E+13	0.0054 ± 0.0004	
Te-131m	0.22	3.96E+14	0.171 ± 0.0040	
Te-132	0.22	3.45E+15	0.0043 ± 0.0014	
Total			5.89	5.5

コアインベントリーとしてTEPCOのデータを使用

Aound main gate at 959 m	% of Bq/core	Avtivity in floor	μSv/h	
			egs5 results	Measured
Kr-88	2.37	7.73E+13	0.226 ± 0.002	
Xe-135	2.37	1.79E+16	0.0441 ± 0.0032	
Xe-135m	2.37	8.48E+14	0.0203 ± 0.0006	
I-130	0.43	4.38E+13	0.0117 ± 0.0003	
I-131	0.43	5.45E+15	0.0651 ± 0.0059	
I-132	0.43	6.98E+15	3.60 ± 0.093	
I-133	0.43	5.63E+15	0.413 ± 0.018	
I-135	0.43	9.56E+14	0.991 ± 0.014	
Cs-134	0.43	1.19E+15	0.285 ± 0.009	
Cs-136	0.43	3.75E+14	0.206 ± 0.005	
Cs-137	0.43	8.46E+14	0.0524 ± 0.0019	
Sb-124	0.22	3.68E+12	0.0044 ± 0.0000	
Sb-125	0.22	5.12E+13	0.0013 ± 0.0001	
Sb-126	0.22	2.94E+12	0.0010 ± 0.0000	
Sb-127	0.22	2.68E+14	0.0197 ± 0.0006	
Sb-128	0.22	6.86E+12	0.0034 ± 0.0001	
Sb-129	0.22	2.21E+13	0.0127 ± 0.0002	
Te-131	0.22	6.02E+13	0.0036 ± 0.0003	
Te-131m	0.22	2.51E+14	0.1082 ± 0.0025	
Te-132	0.22	3.46E+15	0.0043 ± 0.0014	
Total			6.07	5.5

# MP-7での2011年3月12日午前7時での比較

コアインベントリーとしてJAEAデータ\*を使用

MP-7 at 1000 m	% of activity in core	Activity in floor (Bq)	μGy/h	
			egs5 results	Measured
Kr-88	2.37	7.08E+13	0.137 ± 0.0014	
Xe-135	2.37	1.75E+16	0.0198 ± 0.0019	
Xe-135m	2.37	8.72E+14	0.0091 ± 0.0003	
I-130	2.37	2.16E+13	0.0028 ± 0.0001	
I-131	0.43	5.42E+15	0.0320 ± 0.0032	
I-132	0.43	6.97E+15	2.10 ± 0.07	
I-133	0.43	5.63E+15	0.226 ± 0.012	
I-135	0.43	9.20E+14	0.560 ± 0.009	
Cs-134	0.43	8.17E+14	0.0953 ± 0.0040	
Cs-136	0.43	2.21E+14	0.0670 ± 0.0018	
Cs-137	0.43	8.69E+14	0.0266 ± 0.0015	
Sb-124	0.22	1.12E+12	0.0008 ± 0.00001	
Sb-125	0.22	2.40E+13	0.0003 ± 0.00001	
Sb-126	0.22	1.43E+12	0.0002 ± 0.00001	
Sb-127	0.22	2.04E+14	0.0068 ± 0.0003	
Sb-128	0.22	5.85E+12	0.0015 ± 0.0001	
Sb-129	0.22	2.14E+13	0.0071 ± 0.0001	
Te-131	0.22	8.93E+13	0.0050 ± 0.0004	
Te-131m	0.22	3.96E+14	0.0969 ± 0.0031	
Te-132	0.22	3.45E+15	0.0008 ± 0.0003	
Total			3.40	1 - 2

コアインベントリーとしてTEPCOのデータを使用

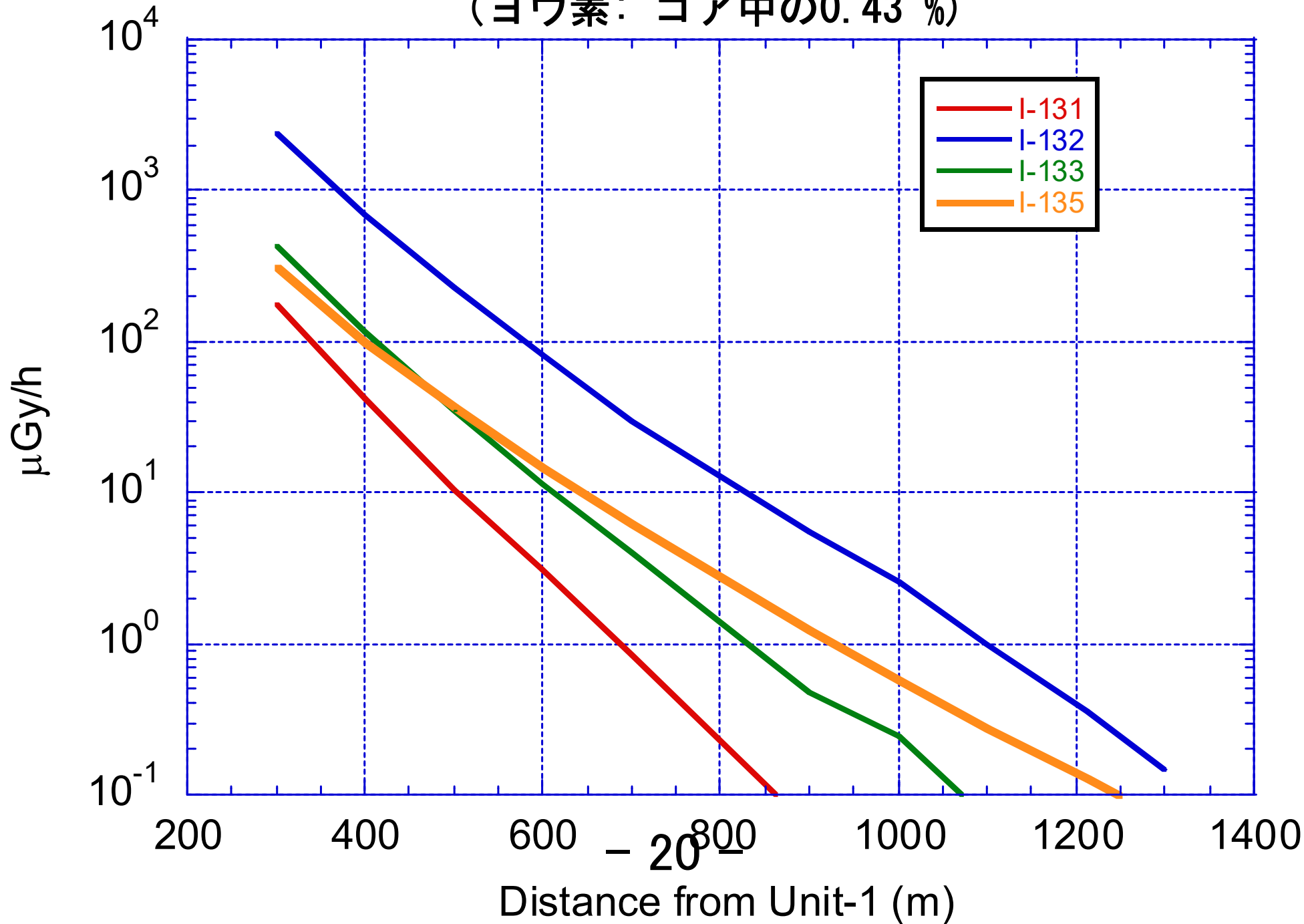
MP-7 at 1000 m	% of activity in	Activity in floor	μGy/h	
			egs5 results	Measured
Kr-88	2.37	7.73E+13	0.145 ± 0.0015	
Xe-135	2.37	1.79E+16	0.0203 ± 0.0019	
Xe-135m	2.37	8.48E+14	0.0088 ± 0.0003	
I-130	0.43	4.38E+13	0.0057 ± 0.0002	
I-131	0.43	5.45E+15	0.0322 ± 0.0032	
I-132	0.43	6.98E+15	2.11 ± 0.07	
I-133	0.43	5.63E+15	0.226 ± 0.012	
I-135	0.43	9.56E+14	0.582 ± 0.009	
Cs-134	0.43	1.19E+15	0.138 ± 0.006	
Cs-136	0.43	3.75E+14	0.114 ± 0.003	
Cs-137	0.43	8.46E+14	0.0259 ± 0.0014	
Sb-124	0.22	3.68E+12	0.0027 ± 0.00003	
Sb-125	0.22	5.12E+13	0.0006 ± 0.00003	
Sb-126	0.22	2.94E+12	0.0005 ± 0.00001	
Sb-127	0.22	2.68E+14	0.0090 ± 0.0003	
Sb-128	0.22	6.86E+12	0.0017 ± 0.0000	
Sb-129	0.22	2.21E+13	0.0073 ± 0.0001	
Te-131	0.22	6.02E+13	0.0033 ± 0.0000	
Te-131m	0.22	2.51E+14	0.0613 ± 0.0020	
Te-132	0.22	3.46E+15	0.0008 ± 0.0003	
Total			3.49	1 - 2



# 2011年3月12日午前7時での比較

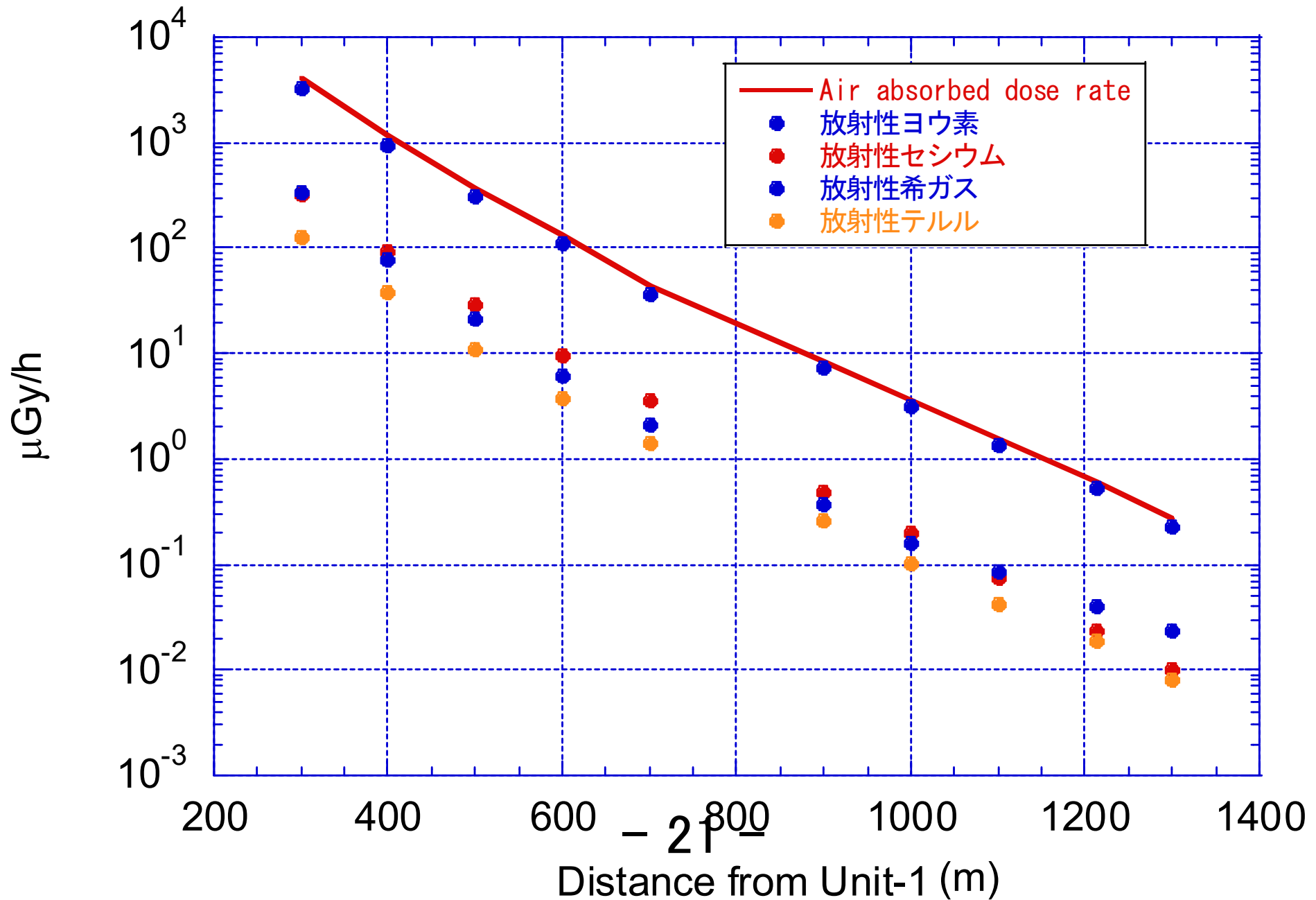
- 東京電力HDの推定した移行量（コア中の放射能のうち、希ガス：2.37 %、ヨウ素とセシウム：0.437%、アンチモンとテルル：0.22 %）を仮定
  - ・ 正門付近は良い一致が得られたが、MP-7の空気吸収線量率は計算結果が過大になった
    - ・ 1号機からMP-7の途中に地面が高くなっている箇所があり、MP-7を直視出来ないためと思われる
  - ・ 正門付近で、周辺線量当量率の85 %は放射性ヨウ素
    - ・ I-132の寄与が61 %
    - ・ I-132はエネルギーの高い $\gamma$ 線を多く放出することによる
    - ・ 希ガス中最も多いXe-133は東京電力HDのインベントリーを用いると、60.3 PBqとなるが、 $\gamma$ 線のエネルギーが低いため評価点に到達しないので寄与はない

# 1号機オペフロの放射性核種からの直接線・スカイシャイン線 (ヨウ素: コア中の0.43%)





1号機オペフロの放射性核種からの直接線・スカイシャイン線  
(コア中の希ガス2.7%、ヨウ素とセシウム0.43%, テルル0.22%)



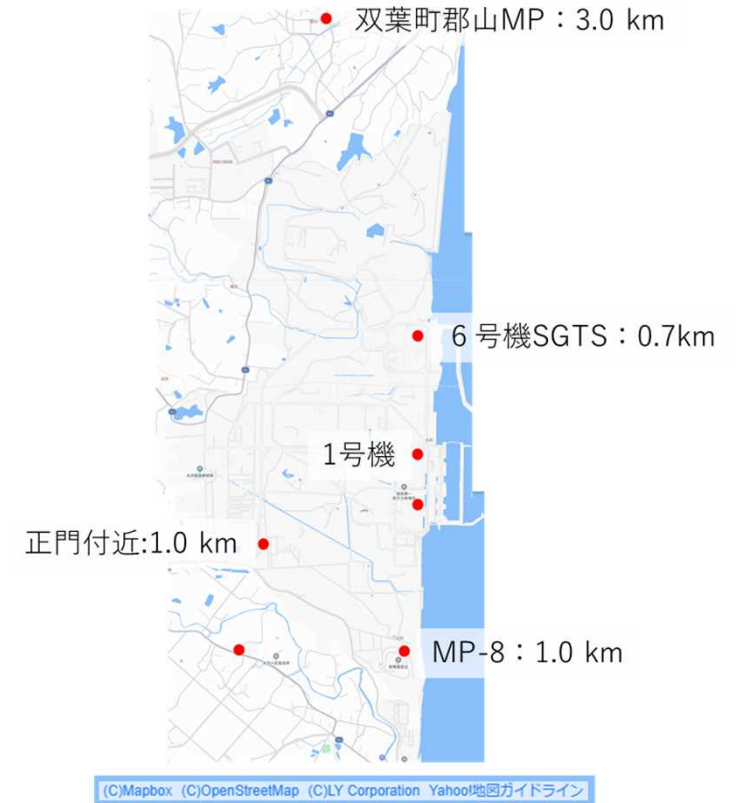
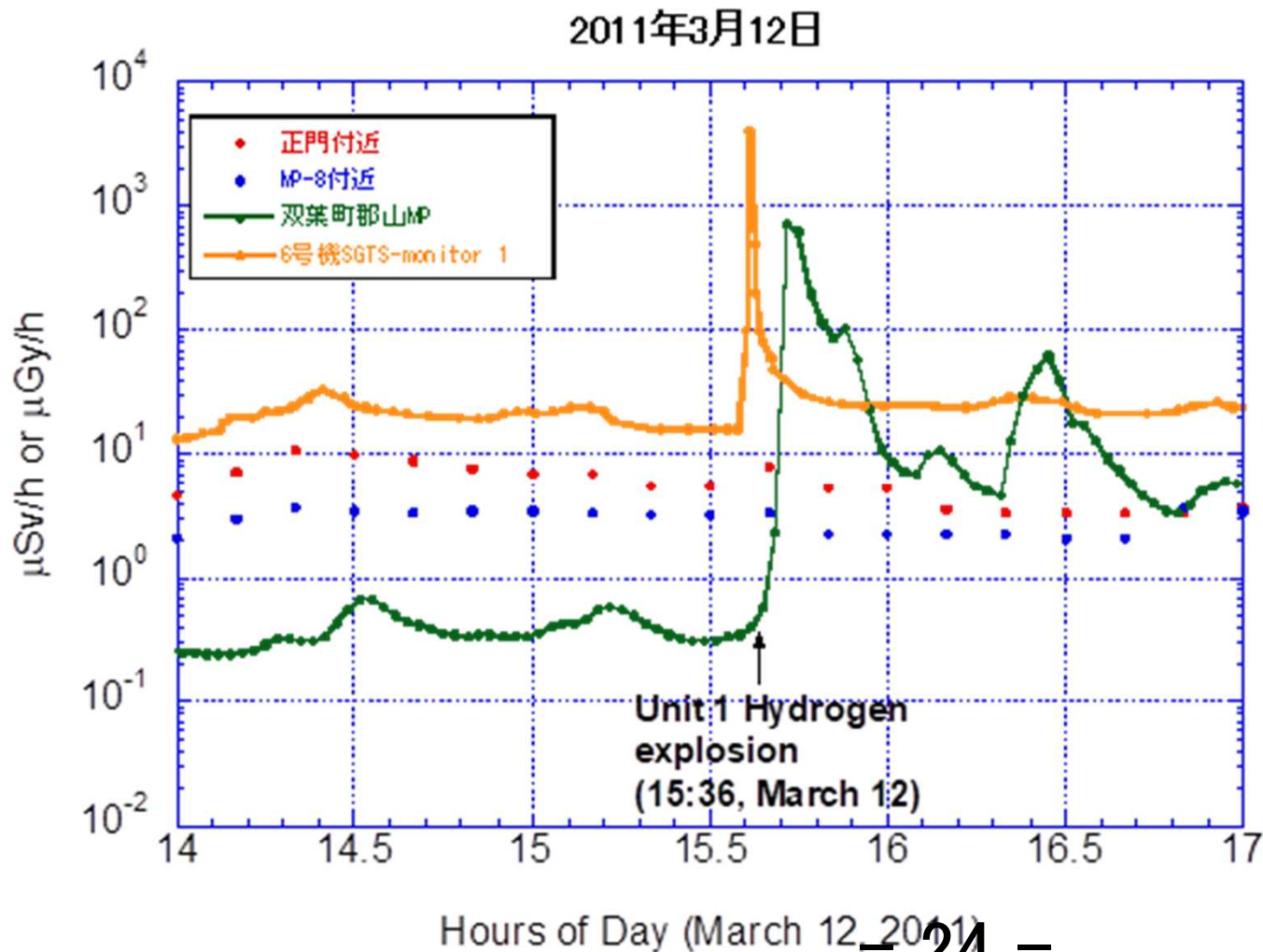
# 大熊町夫沢MPへの寄与

- 空気吸収線量率の距離依存を指数関数で近似すると
  - ・  $D(\mu\text{Gy/h}) = 45297 * \exp(-0.00938 * d)$ 
    - ・  $d$ : 1号機からの距離 (m)
  - ・ 大熊町夫沢MPは $d=1800$  mなので  $D=0.002 \mu\text{Gy/h}$
  - ・ 大熊町夫沢MPでの自然放射能によるBGレベルは、 $0.04 \mu\text{Gy/h}$ なので、このレベルはBGの  $1/10$ 以下であり、検出できるレベルではない
  
- 1号機オペレーションフロアに充満した放射性核種が線源の場合、影響は1Fに最も近い大熊町夫沢MPでは検出下限以下のレベルとなる

# 解明が必要な課題

- 核種毎の移動割合とオペフロに充満した各核種の放射能の妥当性
  - ・ 東京電力HDは、原子力規制委員会の設置許可申請の審査ガイドを基に核種毎のオペフロへの移行割合を求めているがこのことの妥当性及び推定した核種毎の放射能の妥当性を検討する必要がある
  
- 1号機の水素爆発に伴う変化
  - ・ 1号機の水素爆発により1号機のオペフロに充満していた放射性核種がすべて外部に放出したとすると、散乱線・スカイシャイン線の線源が無くなることになるので、正門付近等の線量率が大幅の減少するはずである
  - ・ しかし水素爆発前後で正門付近とMP-8付近の周辺線量率はほとんど変化していないし、6号機のSGTSモニターでは水素爆発のプルーム飛来による沈着によると思われる影響でむしろ若干上昇しているが、大幅な減少は見られない
  
- オペフロに充満したI-132の減衰
  - ・ I-132が主要な寄与をしている核種とすると、オペフロへの漏洩が少ない時間帯ではI-132の減衰に伴う線量率の減少が見られると考えられるが。正門付近とMP-8付近では2時間近く線量率の変化があまりない時間帯がある

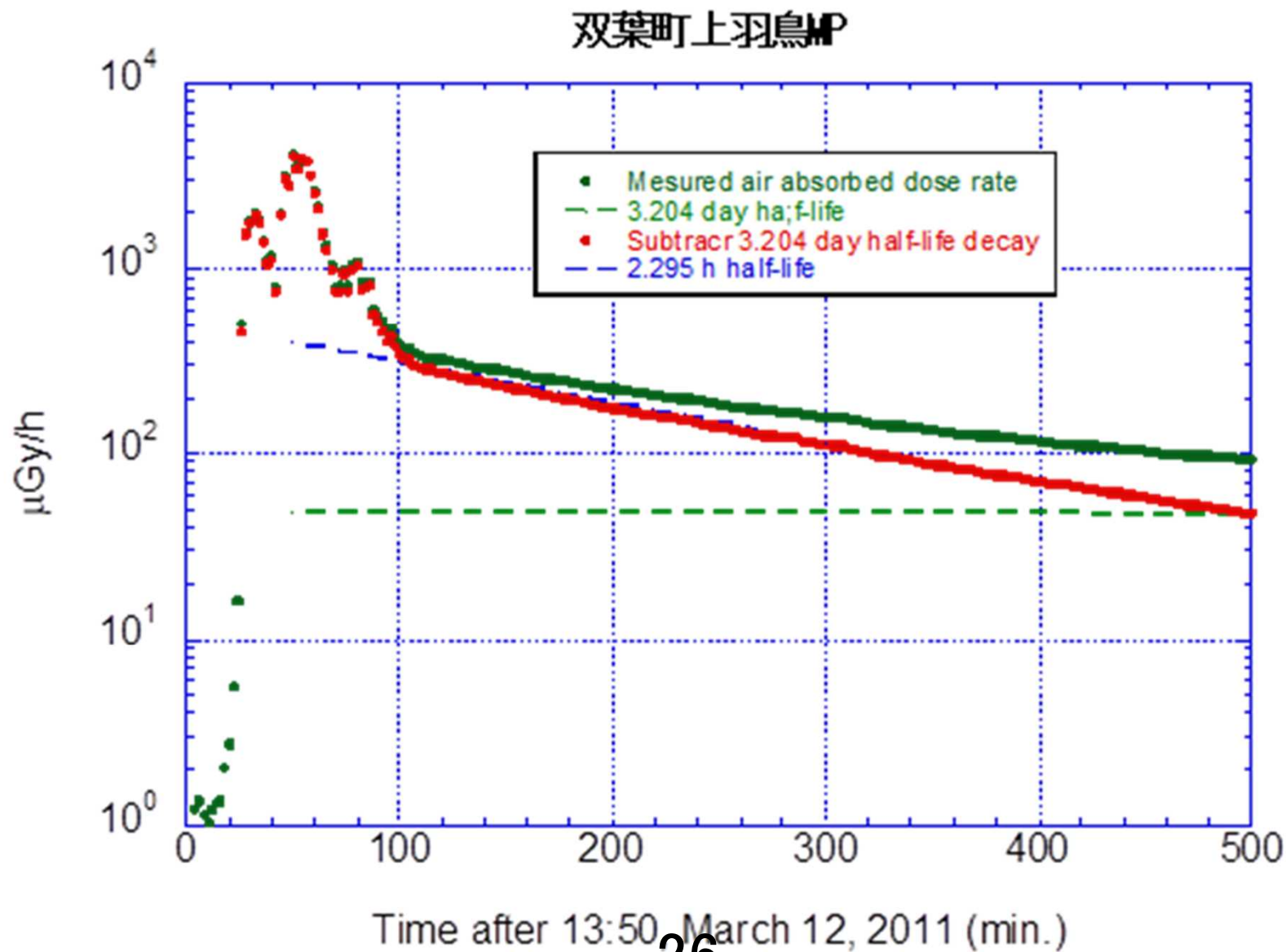
# 2011年3月12日のMPデータ



## 解明が必要な課題

- オペレーションフロアに充満した放射性核種は、ガス状とエアロゾルの成分があると考えられる
  - ・ 希ガス以外の核種の場合、オペレーションフロアに数時間のオーダーで存在している間に、オペレーションフロアの内壁に付着し、崩落したコンクリート等と共に飛散しないで残っていた可能性が考えられる
    - ・ 水素爆発した1号機や3号機の瓦礫が高度に汚染していることと対応している様に思われる
    - ・ 放射性ヨウ素の大部分がエアロゾルとして付着していたとすることは妥当か
- オペレーションフロアへの流入が無くなった場合、散乱線
  - ・ スカイシャイン線への主要な寄与であるI-132の減衰により、線量率は半減期2.295時間で減衰する
  - ・ 線量率が一定になるということは、I-132の減衰に対応する流入が継続していたと考えられる

# 双葉町上羽鳥MPでのプルーム飛来により周辺に沈着した放射性核種による空気吸収線量率



- 26 -

→ I-132の半減期（2.295時間）により減衰していることがわかる

## まとめ

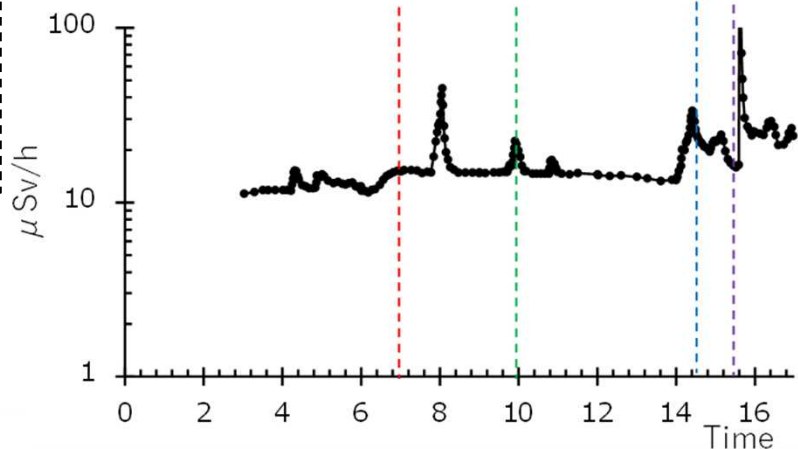
- いろいろな角度から検証する必要があるが、東京電力HDが求めた1号機のオペレーションフロアに充満した放射性核種の放射能を用いることにより、2011年3月12日の正門付近等の「プールの飛来で説明出来ない線量率の変化」は説明することができる。
  - ・ I-132が線量率に寄与する主要な核種
  - ・ 影響が1F敷地内に限定されることも確認
- このことが確認できれば、事故の進展状況を検討する上で有用な情報の一つとなると思われる。



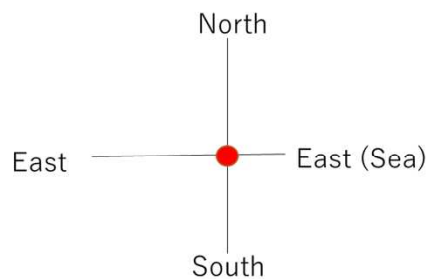
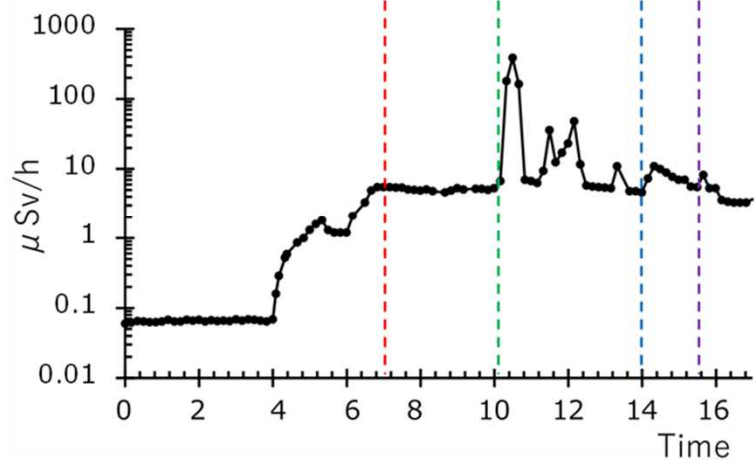
# (参考)2011年3月12日のMPデータと主な事象との関係

- - - 正門付近で5.5  $\mu\text{Sv/h}$  (07:00頃)
- - - 1号機ベント開始 (10:17頃)
- - - 1号機ベント (PCV圧力低下) (14:30頃)
- - - 1号機水素爆発 (15:36)

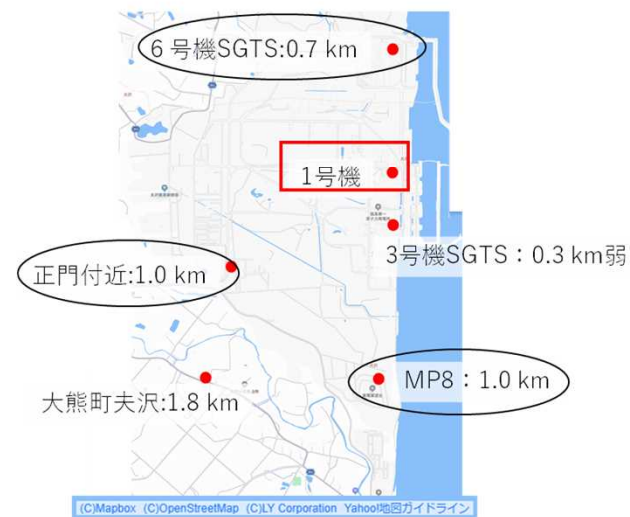
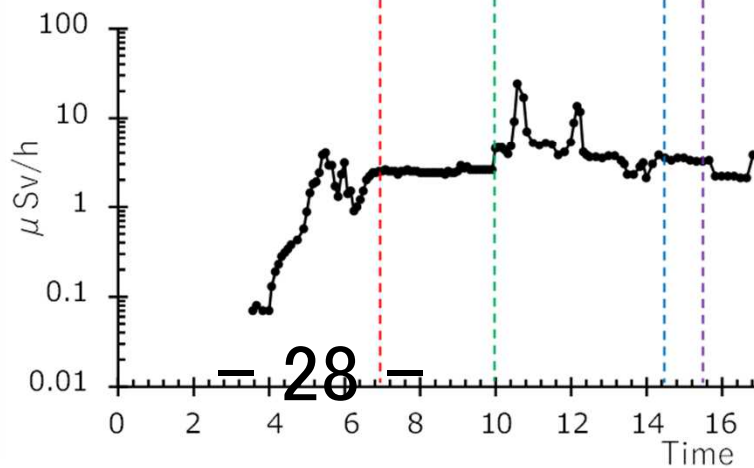
6号機SGTS配管モニタ(1号機の北方向)



正門付近 (1号機の南西方向)



MP-8 (1号機の南方向)



- 28 -



# 2011年3月12日の正門付近 及びMP-8付近等の周辺線量率の検討

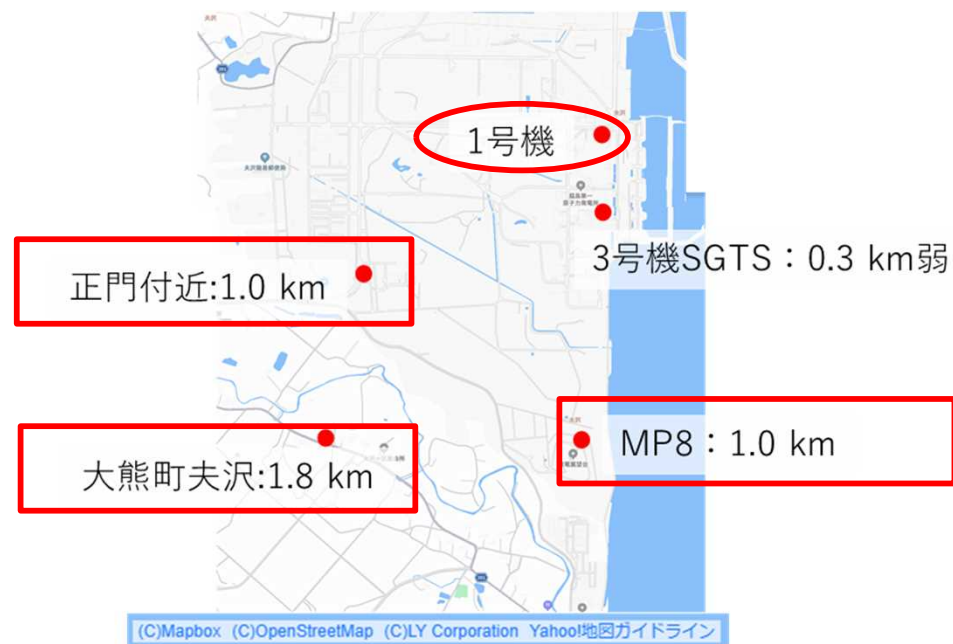
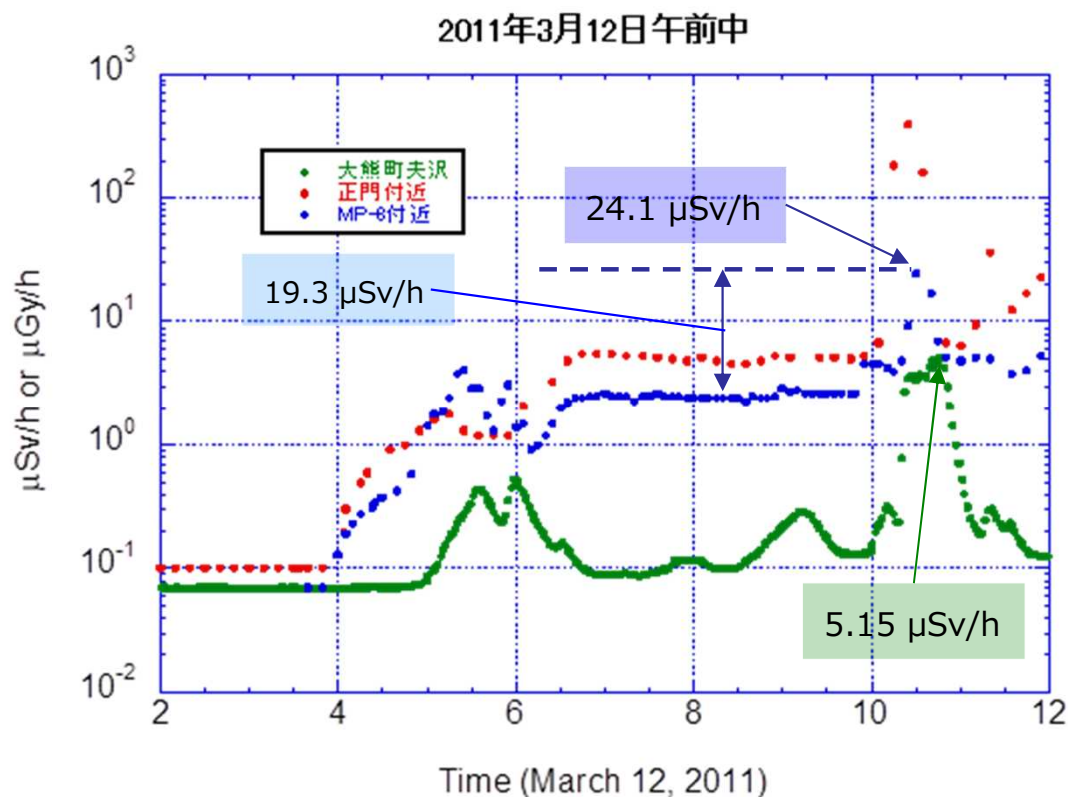
2023年10月30日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

# 検討対象の測定位置



# 2011年3月12日午前中の正門付近、MP-8付近と大熊町夫沢MPでの測定値



- ピークを除いた4時以降の上昇、および6時以降の上昇後の一定の線量率は大熊町夫沢MPでは測定されていない
- プルームの飛来と思われるピークが正門付近とMP-8付近で観測されている場合は、大熊町夫沢MPでも観測されている

# プルームの飛来と思われるピークとの比較

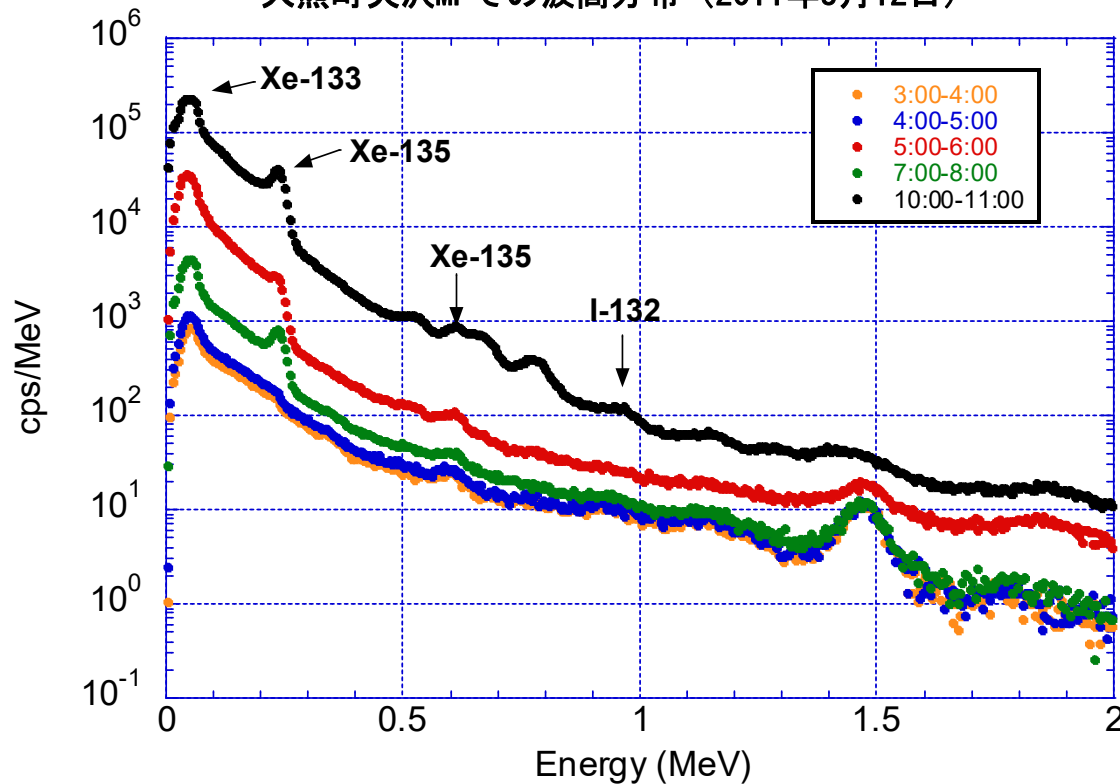
- 10時から11時の線量率は、3箇所ともプルームの飛来による典型的な変化を示している
  - 大熊町夫沢MPでのピーク時の空気吸収線量率は5.15  $\mu\text{Gy}/\text{h}$ で、MP-8付近24.1  $\mu\text{S}/\text{h}$ である
  - MP-8付近は前後に一定の線量率が存在する上にプルーム飛来による寄与が加わったと思われるので、プルーム飛来に伴うピーク線量率は、19.3  $\mu\text{Sv}/\text{h}$ である
    - ✓ プルーム飛来による線量率の上昇に関する夫沢とMP-8の比：  
 $0.27 = 5.15 / 19.3$



- 7時から10時のMP-8付近の平坦な周辺線量当量線量率がプルームの飛来だと仮定した場合
  - 大熊町夫沢でも0.8  $\mu\text{Gy}/\text{h}$ 程度の高い平坦な空気吸収線量率が記録されているはずであるが、測定結果には対応する程度の空気吸収線量率はない。

# プルームに含まれている放射性核種

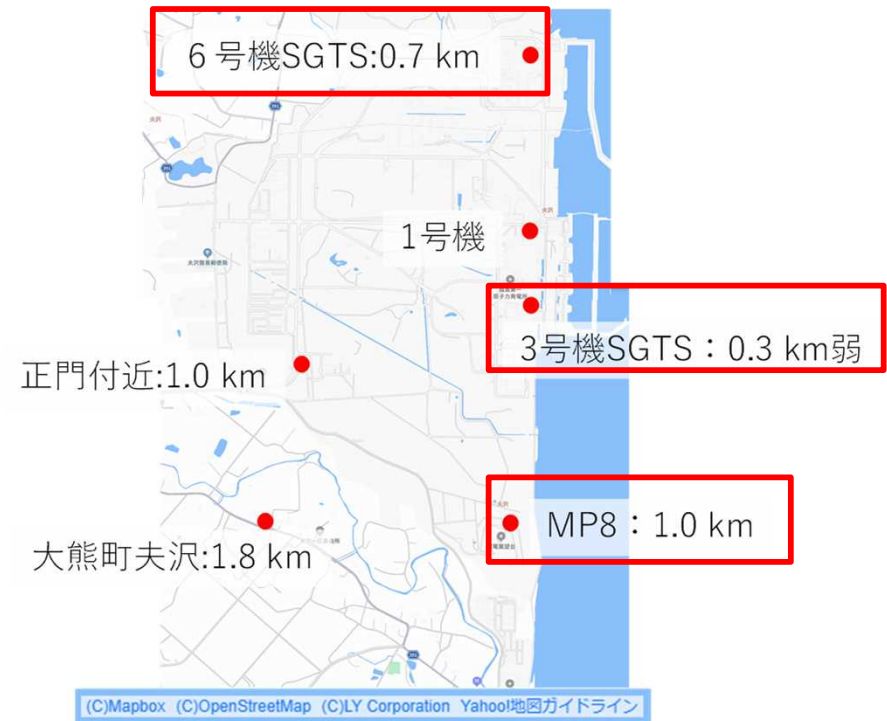
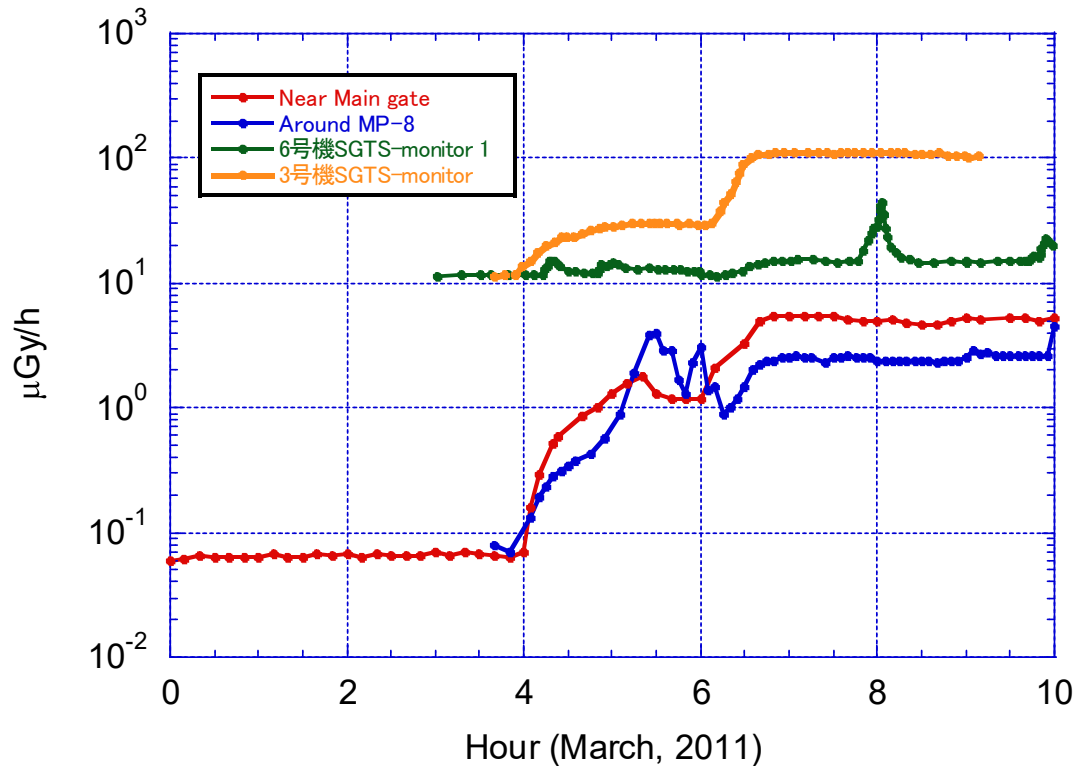
大熊町夫沢MPでの波高分布 (2011年3月12日)



- 10時から11時の波高分布ではI-132の存在が見られるが、その割合は小さくXe-133、Xe-135等の希ガスが中心である
- プルームに含まれる放射性核種の中心が希ガスの場合、プルームの飛来による放射性核種の沈着による線量率は非常に少ないと思われる
- 正門付近とMP-8付近の線量率がプルームの飛来に伴うとすると観測された様な平坦な傾向となるためには長時間連続してプルームの放出が続いていたことになる
  - その場合、大熊町夫沢MPで測定されないとは考えにくい。

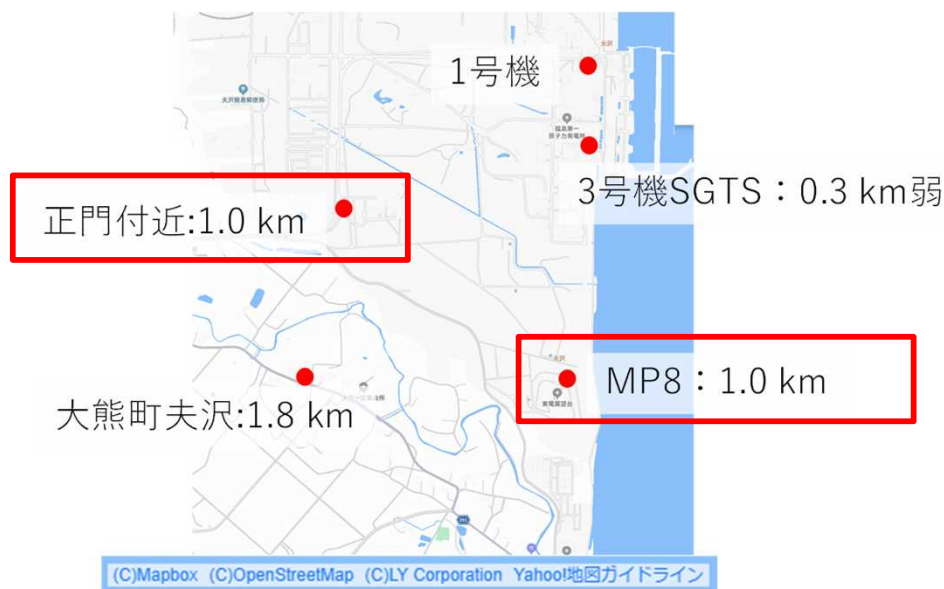
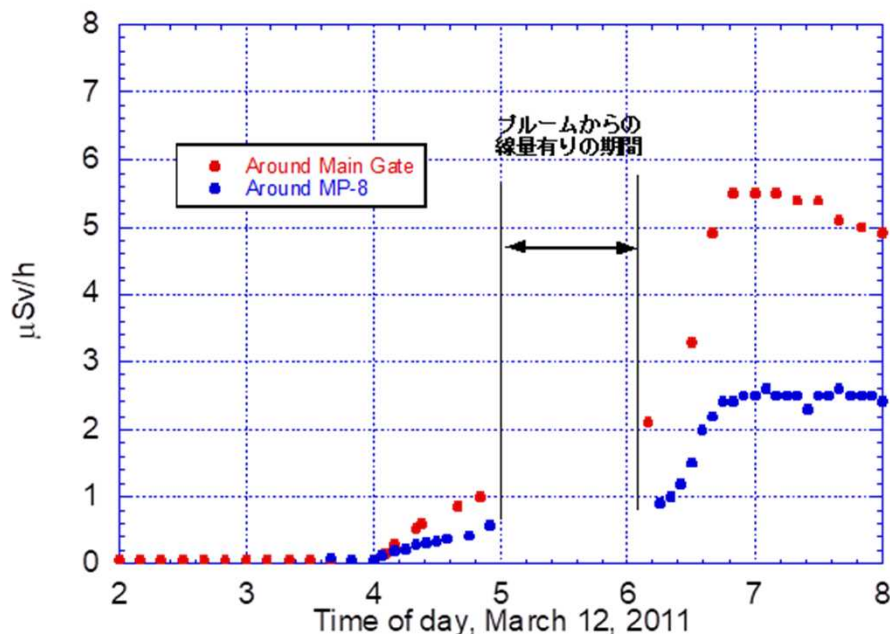


# 正門付近、MP-8付近、3号機及び6号機 SGTSモニターの比較



- SGTSモニターは場の周辺線量当量率測定モニターではないこと、1号機オペフロとの間に遮蔽となる物質があるため、周辺線量当量率を過小評価している可能性が高い。
- 4時頃からの線量率の変化は、プルームの影響がある時間帯を除くと、4箇所は同じ様な時間変化をしており、1号機オペフロからの距離が長くなるに伴い減少している。

# 正門付近とMP-8付近のプルーム飛来によ ると思われる時間帯以外



- 上昇の傾きは異なるが、4時から5時及び6時過ぎから7時前の上昇はほぼ時間に比例している。この傾向は、以下の理由からプルームの放出に伴う事象ではない
- プルームの飛来によるものであれば、1時間の間、時間の経過と共に放出量が増加したことになる
- 原子炉建屋から放出は圧力の上昇により、隙間などから出ることを考えると、長期間放出量が増加することはないと思われる
- 同じ方向の大熊町夫沢MPでこの傾向が全く観測されていないことも、プルームの飛来によるものでないことを示している
- プルームの飛来に伴い周辺の沈着した放射性核種によるものであるとすると、時間の経過と共に増加することとは対応しているが、大熊町夫沢の波高分布から希ガス以外の放射性ヨウ素の割合が小さい事と、プルーム飛来に伴う兆候無しに周辺に沈着が起きることは考えられない

# まとめ

- 2011年3月12日の正門付近やMP-8付近での周辺線量当量率で、4時頃及び6時過ぎからの時間の経過と共に上昇しその後一定のレベルが継続する傾向は、1号機の南方向の3号機SGTSモニターと北方向の6号機SGTSモニターでも確認されている
- 「風向と無関係」でプルームの飛来によるものではなく、「1号機からの距離により線量率が減少」し、「1Fの敷地外までは影響が及ばない」
- 線量率の上昇が「非常に強い放射性同位元素の集積」による可能性が高い事を示している
- 3月12日の段階では、水素を含むガスが充満する傾向が続いていた1号機のオペレーションフロアが「線源」の候補である
- 4時以前の状況については、測定結果からは判断できない
  - 考えられる状況
    - ✓ オペレーションフロアへの漏洩はほとんどなかった
    - ✓ オペレーションフロアへの漏洩は始まっていたが、漏洩率が低かった
    - ✓ オペレーションフロアへの漏洩はあったが、希ガス以外の放射性核種がほとんど含まれていなかった



# 「福島第一原子力発電所1号機及び3号機の事故初期 高線量率の原因推定に向けて（問題提起）」に関する 追加情報

2023年10月30日

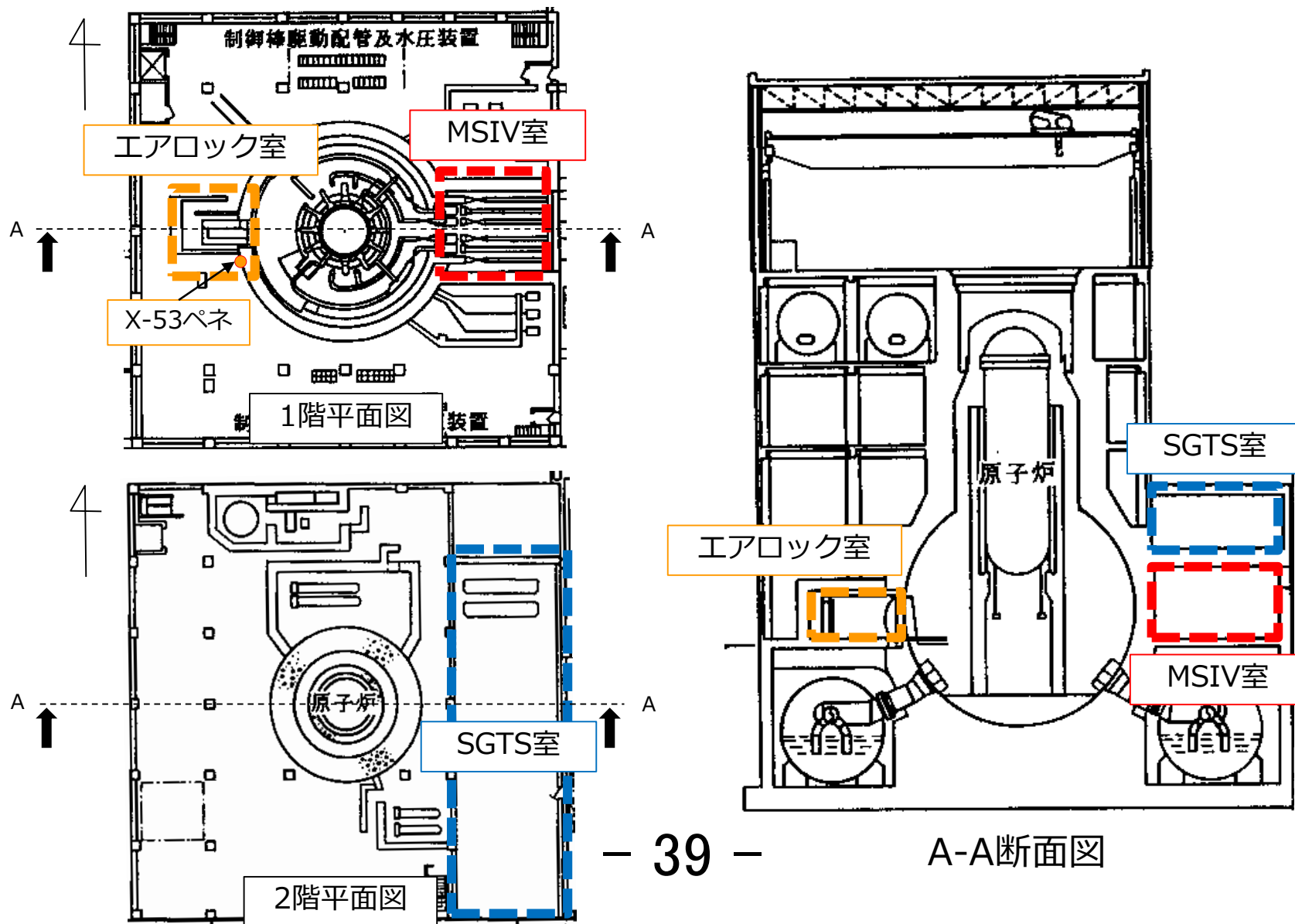
**TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

- 第39回検討会において原子力規制庁から提示された「福島第一原子力発電所1号機及び3号機の事故初期高線量率の原因推定に向けて（問題提起）」の関連情報として、2015年に実施した1号機MSIV室調査およびエアロック室調査に関する追加情報を整理した。
  - 1号機MSIV室内の高線量箇所に関する追加情報
  - 1号機エアロック室内で採取された堆積物の分析結果

## 2. 1号機原子炉建屋1、2階の概略図（平面図、断面図）

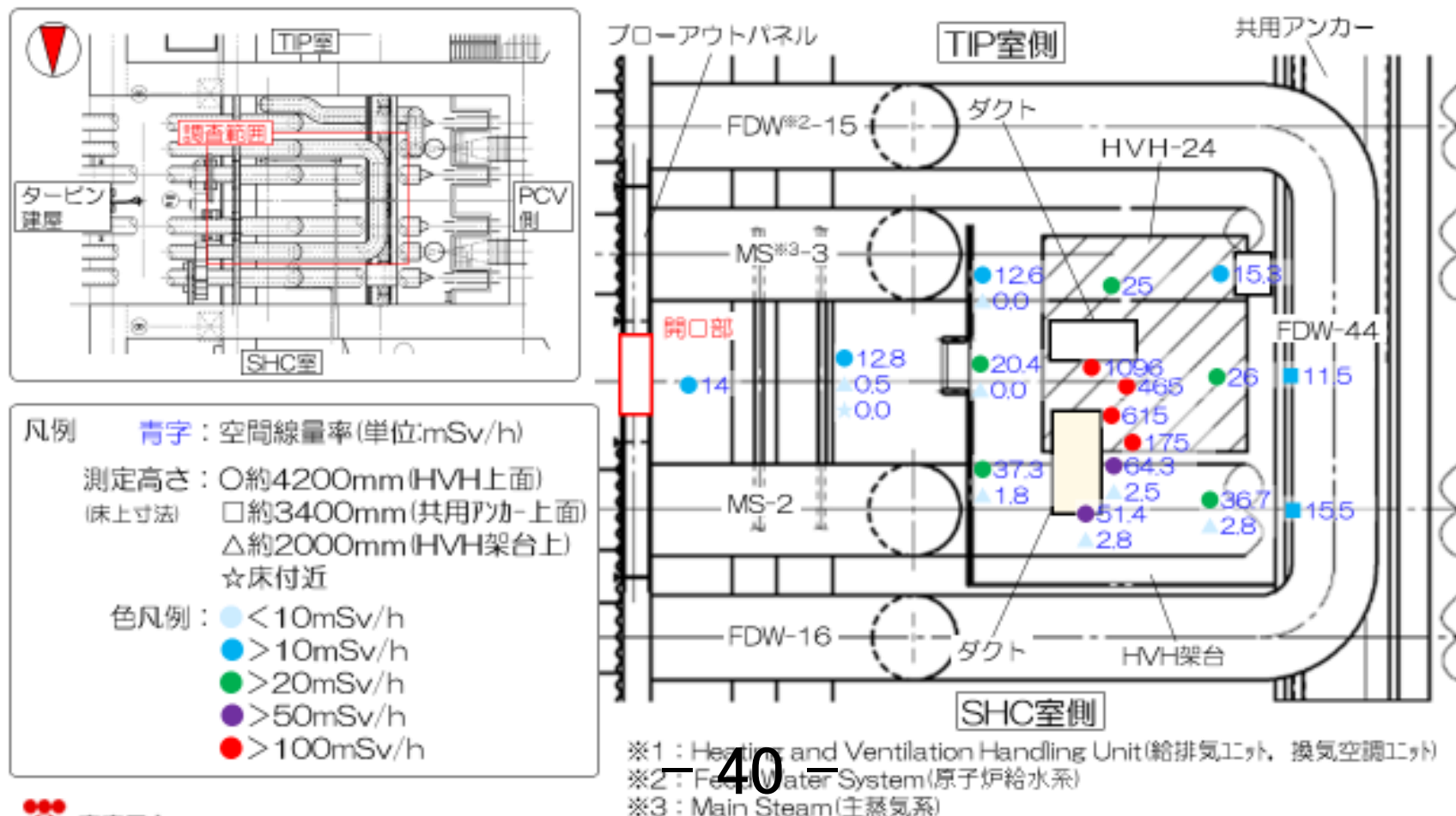
- 1号機原子炉建屋内のMSIV室およびエアロック室等の位置関係を整理



- 2015年に実施した1号機MSIV室調査においてHVH天板上に高線量率（1000mSv/h超）を確認

#### 4-1. 主蒸気弁室調査結果（空間線量率）

- HVH※1天板およびダクト付近の線量が高く、HVH架台上および床面付近は線量が低い

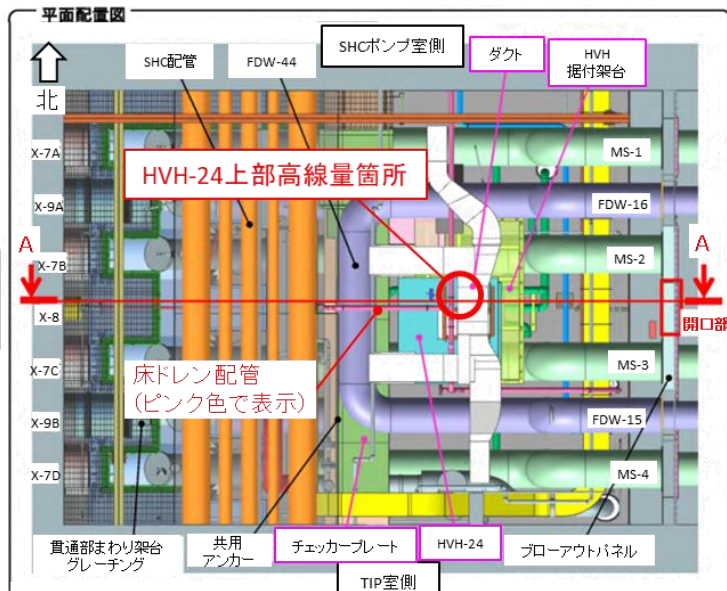


- 40 -

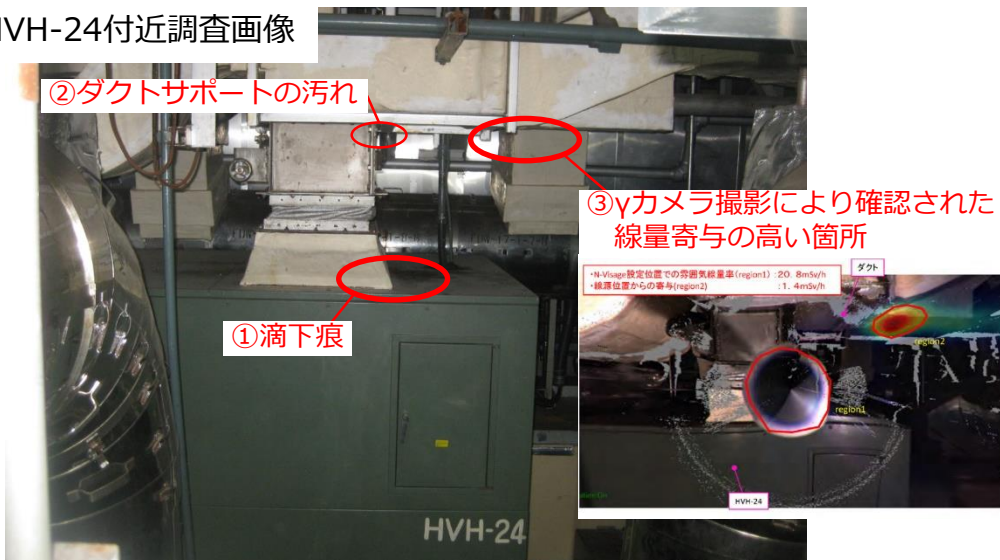
### 3. 1号機MSIV室内の高線量箇所に関する追加情報 (2/3)

#### ■ 2015年の調査結果

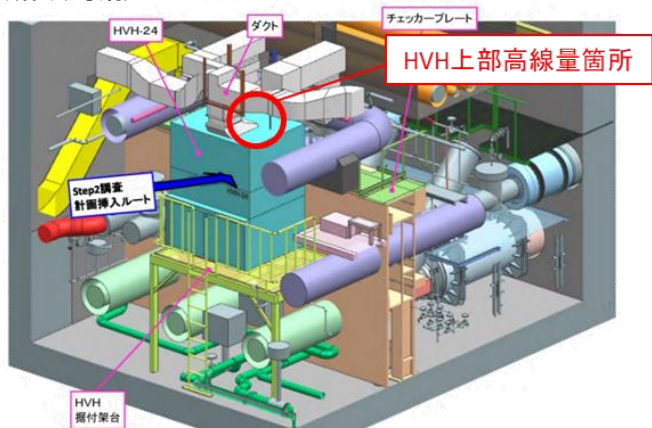
- 高線量が確認されたHVH天板に滴下痕と思われる汚れを確認
- HVH天板上方のダクトサポートにも汚れがあり、その上方から滴下したと推定



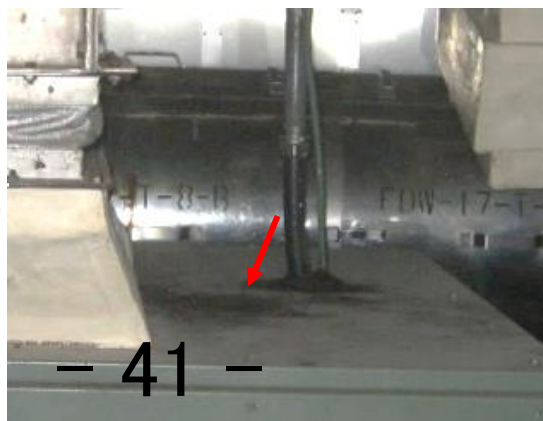
HVH-24付近調査画像



A-A断面 (鳥観)



①滴下痕 (拡大)



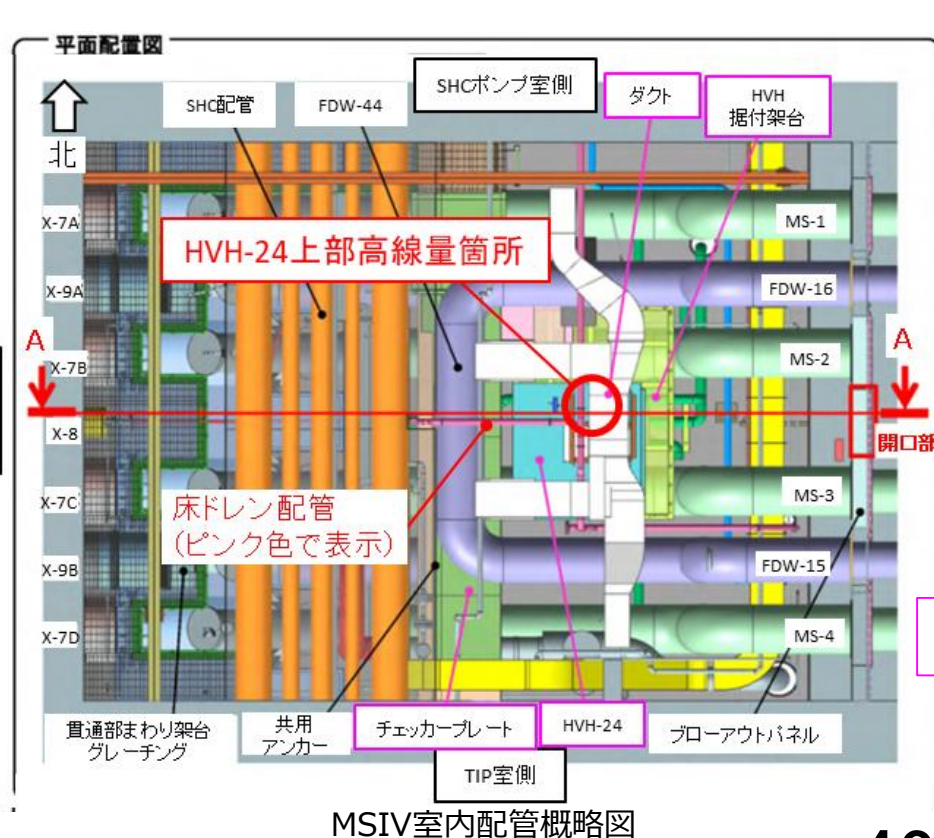
②ダクトサポートの汚れ (拡大)





### 3. 1号機MSIV室内の高線量箇所に関する追加情報 (3/3)

- MSIV室上階にはSGTS室があり、SGTS室内にあるファンネルがHVH天板上方の床ドレン配管と接続している (図中ピンク色)
- SGTSフィルタトレイン近傍の床面で高線量率 (2000mSv/h超) を確認 (2020年度調査)
  - フィルタトレイン内の放射性物質 (逆流したベントガスが凝縮したものと推定) が、MSIV室内で床ドレン配管を介してHVH天板に滴下した可能性が考えられる (当時の調査では、HVH天板上方の状況は確認できず)



1号機SGTS室内線量率測定結果 (2020年12月測定)

線量率測定箇所	測定点	線量率 (mSv/h)
B系	①	5.57
	②	16.7
	③	120
	④	280
	⑤	84.1
	⑥	1330 2270 (床面)
	⑦	1420
	⑧	1510
	⑨※	880
	⑩※	1020
	⑪※	1180
	⑫※	1470
A系	⑬	1580

● : ファンネルのおおよその位置

※測定点⑨～⑫はフィルタトレイン扉の表面線量率を測定

測定高さは約1m

- 2015年に実施した1号機エアロック室調査において、X-53ペネ周りで確認された白い粉状の堆積物を採取し、分析を実施

## 5-2. エアロック室調査結果 (光学カメラ撮影①)

### ■ HPCI蒸気管ペネX-53について



- HPCI配管とベローズカバーの隙間に漏洩痕がある (2013年調査結果と同じ)。(写真①)
- ベローズカバーと生体遮へい壁の付け根部分に漏洩痕あり (写真②)。なお当該付け根部周辺がもっとも劣化気線量が高い。
- X-53ペネ周り(ベローズカバー、床、壁面)に白い粉上の堆積物あり (サンプル採取済)。

写真①：X-53ベローズカバー接続部



ベローズカバー

漏えい痕

HPCI配管

写真②：X-53貫通部左下側



ベローズカバー

漏えい痕

白い堆積物

写真③：X-53貫通部右下側

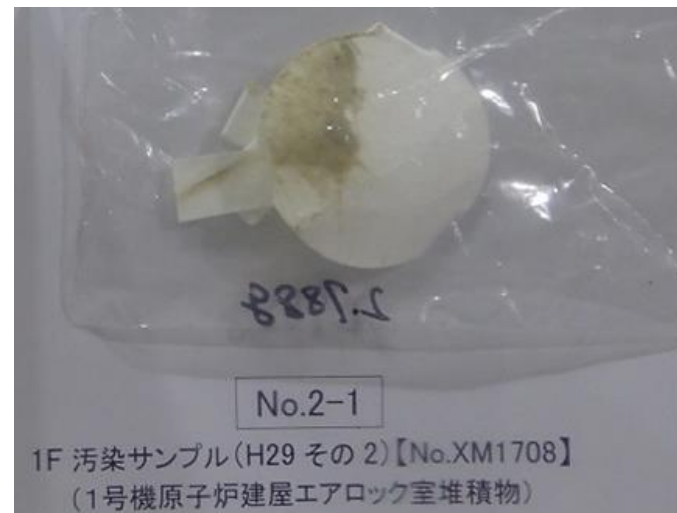


ベローズカバー

漏えい痕

白い堆積物

- 含有核種の把握を目的とした定性分析として、質量分析および放射線分析を実施した結果、RPV内またはPCV内由来と考えられる元素、核種を検出
  - 質量分析による主な検出元素
    - ✓ U (燃料成分)
    - ✓ TeやNd (FP成分)
    - ✓ FeやCr (構造材成分の可能性)
    - ✓ NaやCa (海水成分の可能性)
    - ✓ Pb (PCV内遮蔽体成分の可能性)
    - ✓ Mo (FP成分またはPCV内由来の可能性)
  - $\gamma$ 線分析による検出核種
    - ✓ Cs-134およびCs-137 (FP成分)
    - ✓ Am-241 (燃料由来)
  - $\alpha$ 線分析による検出核種
    - ✓ Pu-239 + Pu-240 (燃料由来)
    - ✓ Pu-238 + Am-241 (燃料由来)



スミア試料の外観

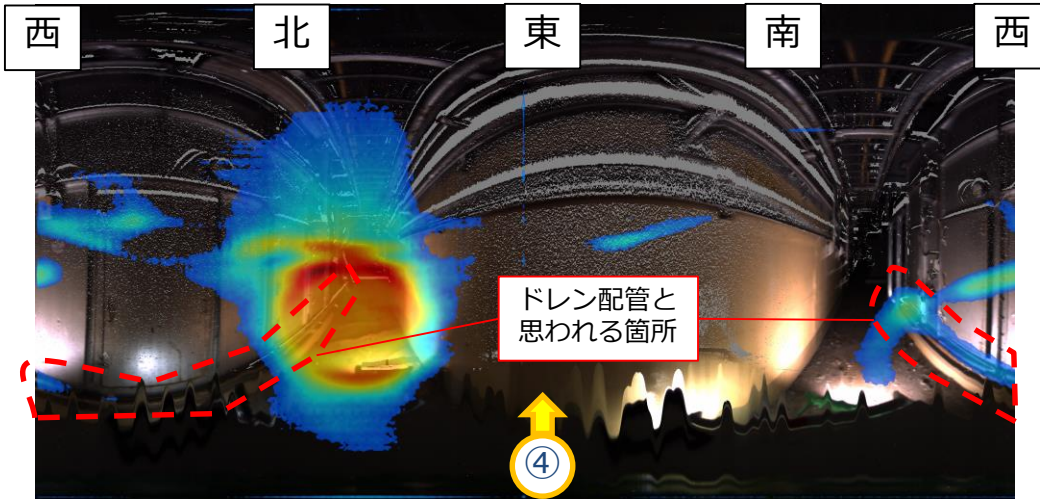


### 3. 調査装置概要

調査装置	仕様等
<p>■ 光学カメラ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 主蒸気弁室用(ボールに取付)</li> </ul>  <p>● IPロック室用(走行装置付)</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 寸法：幅 約140mm 高さ 約150mm 長さ 約250mm</li> <li>・ 有効画素数：38万画素</li> <li>・ フォーカス範囲：約10mm～∞</li> <li>・ パン（旋回）：±180度</li> <li>・ チルト（上下首振）：±90度</li> <li>・ 画角：水平 約46度 垂直 約34.5度</li> <li>・ 照明：12W LED2灯</li> <li>・ 防水性</li> </ul>
<p>■ 3Dスキャナ</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 寸法：240mm×200mm×100mm</li> <li>・ 測定範囲：0.6m～120m</li> <li>・ 視野範囲             <ul style="list-style-type: none"> <li>垂直：スキャナ垂直軸基準±150度</li> <li>水平：360度</li> </ul> </li> <li>・ 測定時間：約10分/1スキャン</li> <li>・ 質量：約5kg</li> </ul>
<p>■ γカメラ</p> <p>広角カメラ    γ線センサ    レーザースキャナ</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 寸法：直径 110mm 長さ 700mm</li> <li>・ 測定可能空間線量：～1500mSv/h</li> <li>・ 測定時間：2～8h</li> <li>・ 質量：約17kg</li> </ul>
<p>■ 線量率計（電離箱式）</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 寸法：直径 約18mm 長さ 約190mm</li> <li>・ 線量率測定範囲：0.1mSv/h～500Sv/h</li> <li>・ 防水性</li> </ul>

# (参考) 2020年度に実施した1号機SGTS室調査結果 (抜粋)

- γカメラ測定の結果、ドレン配管やファンネルと思われる箇所近傍に高線量率を確認

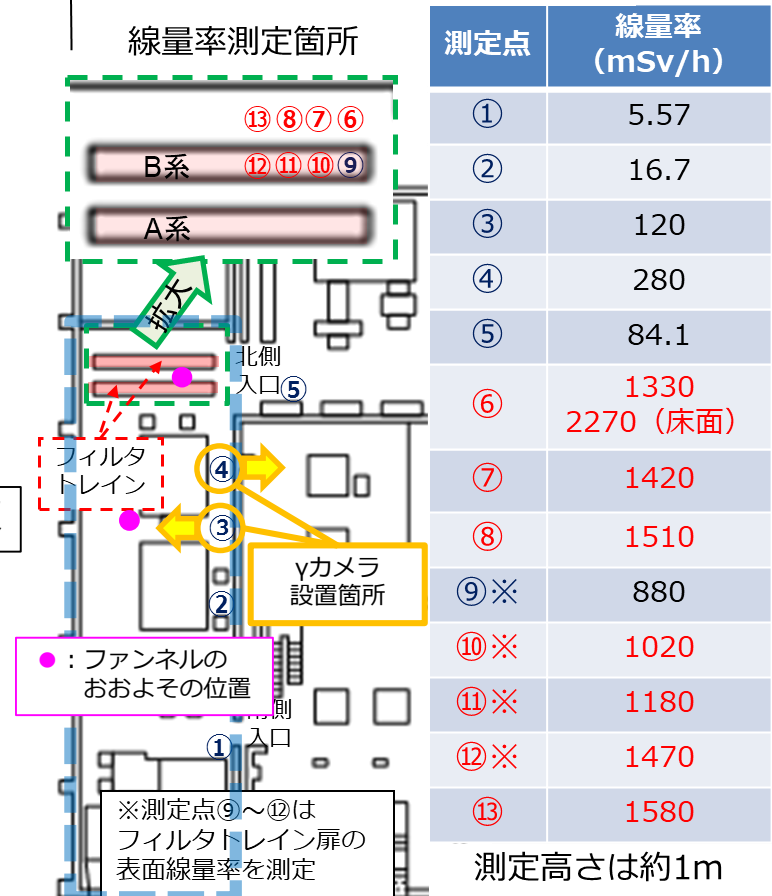


測定箇所④におけるγカメラ測定結果 (オーバーレイ画像)



測定箇所③におけるγカメラ測定結果 (オーバーレイ画像)

1号機SGTS室内線量率測定結果 (2020年12月測定)



「1-4号機SGTS室調査の結果について(2021.3.25公表)」に追記

# 2号機原子炉キャビティ差圧調整ライン バルブチェック リストの現場調査結果について

---

2023年10月30日

東京電力ホールディングス株式会社

- 第21回事故分析検討会（2021/7/8）にて当社より2号機原子炉キャビティ差圧ライン※1の調査結果を以下の通り、報告。
  - 当該ラインに設置されている弁は空気作動弁であることから、電源喪失時に自動で閉するものであるが、現場確認の結果、強制的に開保持状態となっていた。
  - 運用上の理由から手動で開操作されていたものと推定しているものの、原因は特定できていない。
  
- 当該弁の開閉状態については事故当時の汚染経路のより詳細な汚染経路推定に資する情報であるため、事故当時の弁状態の確認が可能な「起動前バルブチェックリスト」※2 等により継続して調査を実施することとした。
  
- 事前の現場調査等から当該リストの確認準備が整ったため、保管されている1・2号機中操コミュニケーションルームにおいて確認を行った。

※1 運転中に原子炉キャビティ（原子炉ウェル）とオペレーションフロアの差圧を調整するラインで、原子炉建屋換気空調系の排気ダクトに接続されている。

※2 原子炉起動前に各弁が適切な開閉状態となっているか確認するリスト。

# バルブチェックリストの確認結果及び5号機の現場の弁状態について

## ■ バルブチェックリストの確認結果

- 2023年8月24日に1・2号中操コミュニケーションルームにてバルブチェックリストの確認をした結果、保安規定※1で定められている系統については開閉状態の確認がされていたが、2号機原子炉キャビティ差圧調整弁などを含む補助系（空調、所内ボイラ、所内空気など）では弁の開閉状態の確認がされていない状況（「空欄」）※2であった。

## ■ 5号機の現場の弁状態について

- 2号機と同型式の5号機についても現場の弁状態を確認したところ強制開であった。
- 5号機についても強制開状態で運用されていたことから、事故時の2号機についても強制開状態で運用されていたと考えている。

中分類 01R/B補機冷却装置		小分類 01 <R/B補機冷却装置>					
連番一様番	弁番号	弁名称	弁の開閉状態	確認日付	確認者	設置場所	
00083	009	V-35-LSLL-54-10H	RCW サージタンクLSLL-54-10 H側元弁	○	○	10/14	R/B4階 RCWサージタンク回り
00083	010	V-35-LSLL-54-10L	RCW サージタンクLSLL-54-10 L側元弁	○	○		R/B4階 RCWサージタンク回り
02514	001	MO-35-31-3.V	RCW SYSTEM DRYWELL ISOL VALV E V-31-3	○	○	10/29	パネル9-6(R/B 3階 RCWポンプE)
02515	001	MO-35-31-9.V	RCW DRYWELL RETURN VALVE V-31-9	○	○		パネル9-6(トラス室 北側X-24)

図1. バルブチェックリスト（原子炉補機冷却系）

中分類 009 R/B通常換気装置		小分類 04 <R/B通常換気装置>				福島第一原子力発電所 2010年9月9日作成	
連番一様番	弁番号	弁名称	弁の開閉状態	確認日付	確認者	設置場所	備考
07304	001	AO-78-BF2-1.V	R/B通常換気系入口隔離弁	○		パネル9-34(D/Wバージファン上)	
07306	001	AO-78-BF2-12.V	原子炉キャビティ差圧調整弁	○		R/B 4階 西壁 中央HVLP(N) (SLLタンクルームダンパー)	CSを1から2にする
07307	001	AO-78-BF2-13.V	原子炉キャビティ差圧調整弁	○		R/B 4階 西壁 中央HVLP(N) (MGセットA P MG上)	CSを1から2にする
07308	001	AO-78-BF2-2.V	R/B通常換気系出口隔離弁	○		パネル9-34(R/B HVEプレナムと山側壁の間上)	
07309	001	AO-78-BF2-3.V	R/B通常換気系入口隔離弁	○		パネル9-34(D/Wバージファン上)	

図2. バルブチェックリスト（原子炉キャビティ差圧調整弁）

※1 保安規定第16条「原子炉起動前の確認事項」

当直長は、原子炉起動前に、次の施設及び設備を点検し、異常の有無を確認する。

- (1) 原子炉冷却系統施設
- (2) 制御材駆動設備
- (3) 電源、給排水及び排気施設

※2 社内マニュアル（バルブチェック運用の手引き）にて当該弁が含まれる換気空調設備はバルブチェックリストのチェック対象外と規定



## (参考) 5号機バルブチェックリストおよび現場の弁状況

- 2号機と同じ型式、プラントメーカーである5号機にて現場弁の状態を確認したところ、2号機と同様にBF-5-12,13弁とも強制開状態であることを確認した。
- またバルブチェックリストについても当該弁が換気空調系に含まれていることから、2号機同様に弁の開閉状態の確認はされていない状況（「空欄」）であった。



BF-5-12弁



BF-5-13弁

## (参考) 1号機、4号機、5号機、6号機の現場の弁状況

- 1号機、4号機、5号機、6号機の現場の弁状況は以下の通り。
- 2号機、5号機のみ強制開状態であった。
- 1号機、4号機は自動開状態となっていた。  
なお、1号機、4号機は事故時のIA喪失により現在は全閉状態となっている。

号機	弁の開閉状態
1号機	自動開 (IA喪失により閉中)
2号機	強制開
3号機	— (確認できず)
4号機	自動開 (IA喪失により閉中)
5号機	強制開
6号機	強制開または自動開



# (参考)バルブチェックリスト記載状況

## ■ 原子炉キャビティ差圧調整弁 (AO-76-BF2-12,13\_V)

大分類 03 補機関係		補助系統弁 (R/B) (不表)		福島第一原子力発電所				
中分類 009 R/B通常換気装置		小分類 04 (R/B通常換気装置)		2010年9月9日 作成				
連番-枝番	弁番号	弁名称	弁の開閉		確認日付	確認者	設置場所	備考
			状態	確認				
07304 - 001	AO-76-BF2-1_V	R/B通常換気系入口隔離弁	○				パネル9-34(D/Wバージファン上)	
07306 - 001	AO-76-BF2-12_V	原子炉キャビティ差圧調整弁	○				R/B 4階 西壁 中央HVLP(N)(SLCタンクレー ムダンバー)	CSを1から2にする
07307 - 001	AO-76-BF2-13_V	原子炉キャビティ差圧調整弁	○				R/B 4階 西壁 中央HVLP(N)(MGセットA P MG上)	CSを1から2にする
07308 - 001	AO-76-BF2-2_V	R/B通常換気系出口隔離弁	○				パネル9-34(R/B HVEプレナムと山側壁の間 上)	
07309 - 001	AO-76-BF2-3_V	R/B通常換気系入口隔離弁	○				パネル9-34(D/Wバージファン上)	
07310 - 001	AO-76-BF2-4_V	R/B通常換気系出口隔離弁	○				パネル9-34(R/B HVEプレナムと山側壁の間 上)	
07311 - 001	AO-76-BF2-5A_V	通常換気系排気バイパス弁	×				パネル9-34(D/Wバージファン上)	
07312 - 001	AO-76-BF2-5B_V	通常換気系排気バイパス弁	×				パネル9-34(D/Wバージファン上)	
07313 - 001	V-75-12-300_V	HVH2-7加熱蒸気入口元弁	○×				H/B室 HVH2-7回り	
07314 - 001	V-75-12-301_V	HVH2-7加熱蒸気ラインTCV前弁	○				H/B室 HVH2-7回り	
07315 - 001	V-75-12-302_V	HVH2-7加熱蒸気ラインTCV後弁	○				H/B室 HVH2-7回り	
07316 - 001	V-75-12-303_V	HVH2-7加熱蒸気ラインTCVバイパス弁	×				H/B室 HVH2-7回り	
07317 - 001	V-75-12-304_V	HVH2-7加熱蒸気コイル入口弁	○				H/B室 HVH2-7回り	
07318 - 001	V-75-12-305_V	HVH2-7加熱蒸気ラインベント弁	×				H/B室 HVH2-7回り	閉止栓
07319 - 001	V-75-12-306_V	HVH2-7加熱蒸気ラインベント弁	×				H/B室 HVH2-7回り	閉止栓 ハンドルなし

# (参考)バルブチェックリスト記載状況

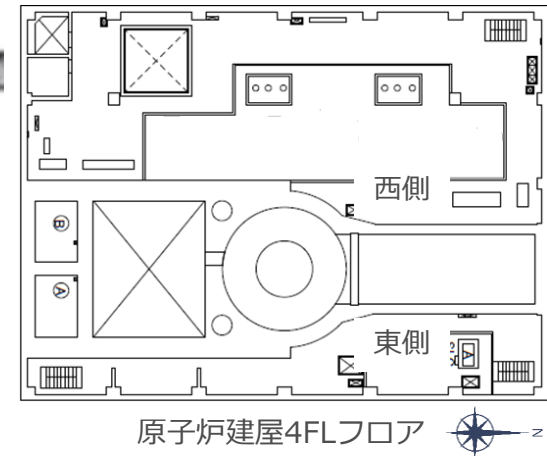
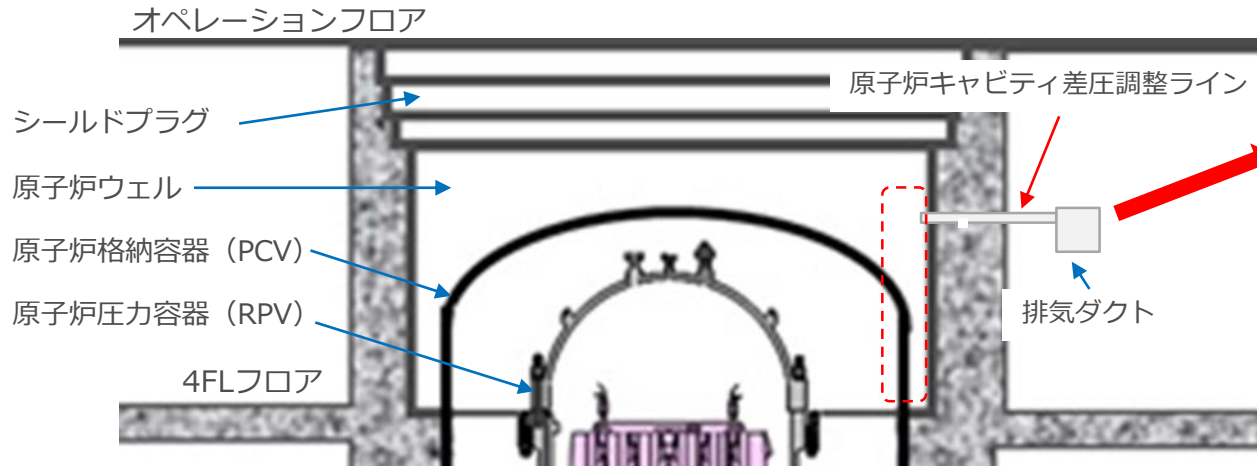
## ■ 原子炉キャビティ差圧調整弁後弁 (V-76-BF2-18,19\_V)

2 号 機		補助系統弁チェックリスト(本表)					福島第一原子力発電所	
大分類 03 補機関係		小分類 04 (R/B通常換気装置)					2010年9月9日 作成	
中分類 009 R/B通常換気装置								
連番-枝番	弁 番 号	弁 名 称	弁の開閉		確認日付	確認者	設 置 場 所	備 考
			状態	確認				
07365 - 001	V-75-12-19D_V	R/B加熱蒸気コイル「D」入口弁	○				HVAC室 R/B HVSプレナム上	
07366 - 001	V-75-12-19E_V	R/B加熱蒸気コイル「E」入口弁	○				HVAC室 R/B HVSプレナム上	
07367 - 001	V-75-12-20_V	R/B加熱蒸気ラインTCV後弁	○				HVAC室 R/B HVSプレナム上	
07368 - 001	V-75-12-20A_V	R/B加熱蒸気コイルバキュームブレーカー前弁	○				HVAC室 R/B HVSプレナム上	
07369 - 001	V-75-12-20B_V	R/B加熱蒸気コイルバキュームブレーカー前弁	×				HVAC室 R/B HVSプレナム上	
07370 - 001	V-75-12-21_V	R/B加熱蒸気バイパスラインTCV前弁	○×				R/B HVS プレナム上部	暖房時間
07371 - 001	V-75-12-22_V	R/B加熱蒸気バイパスラインTCV後弁	○×				HVAC室 R/B HVSプレナム上	暖房時間
07372 - 001	V-75-12-23_V	R/B加熱蒸気バイパス弁	×				HVAC室 R/B HVSプレナム上	
07373 - 001	V-76-BF2-21_V	排気ダクトバタフライ弁(スタックへ)	○ LO				屋外 1号R/W屋上 セメントサイロ横	
07374 - 001	V-76-BF2-19_V	原子炉キャビティ差圧調整弁後弁	○				R/B 4階 MG SET(A)PMG上2.5m	はしごあり
07375 - 001	V-76-BF2-18_V	原子炉キャビティ差圧調整弁後弁	○				R/B 4階 SLCタンク横床上 2.5m	はしごあり
07376 - 001	V-76-D-1_V	D/Wバージスプレーワッシャー前弁	×				T/B 2階 D/Wバージファン脇	
07377 - 001	V-76-D-2_V	D/Wバージスプレーワッシャー前弁	×				T/B 2階 D/Wバージファン脇	
07378 - 001	V-76-D-3_V	D/Wバージスプレーワッシャー前弁	×				T/B 2階 D/Wバージファン脇	
07379 - 001	V-76-D-4_V	D/Wバージスプレーワッシャー前圧力指示計(PI-112)元弁	×				T/B 2階 D/Wバージファン脇	PCV減圧時間

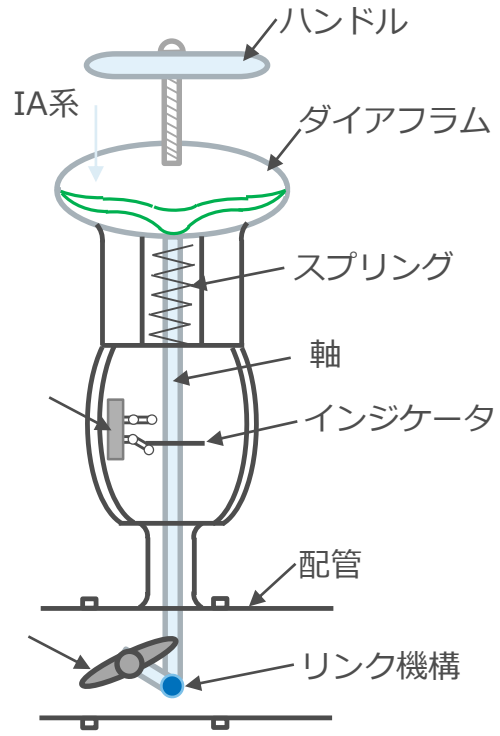


# (参考) 2号機原子炉キャビティ差圧調整ライン 設置箇所

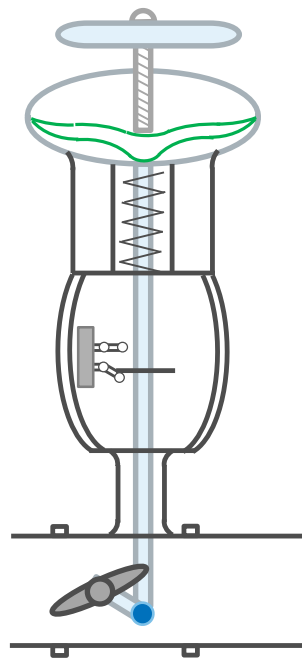
特定原子力施設監視・評価検討会（第91回）資料3-4-1より抜粋



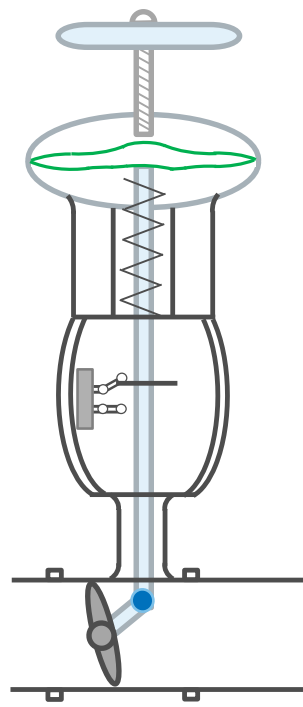
通常状態  
弁「開」



手動操作  
弁「開」



IA系喪失時  
弁「閉」



現在の弁状況  
- 55 -

## (参考) 2号機 原子炉冷却系統施設のチェック状況

- 保安規定第16条「原子炉起動前の確認事項」の対象である原子炉冷却系統施設として原子炉補機冷却系のバルブチェックリストを確認した。
- 確認の結果、バルブチェックリストにて適切に確認されている状況。

弁番号	弁名称	弁の開閉	
		状態	確認
MO-35-31-3_V	RCW SYSTEM DRYWELL ISOL VALVE V-31-3	○	○
MO-35-31-9_V	RCW DRYWELL RETURN VALVE V-31-9	○	○

中分類 018 R/B補機冷却装置		小分類 01 <R/B補機冷却装置>		弁の開閉		確認日付	確認者	設置場
連番-枝番	弁番号	弁名称	状態	確認				
00083 - 009	V-35-LSLL-54-10H	RCW サージタンクLSLL-54-10 H側元弁	○	○	10/14		R/B4階 RCWサージタンク回り	
00083 - 010	V-35-LSLL-54-10L	RCW サージタンクLSLL-54-10 L側元弁	○	○	↓		R/B4階 RCWサージタンク回り	
02514 - 001	MO-35-31-3_V	RCW SYSTEM DRYWELL ISOL VALV E V-31-3	○	○	10/29		パネル9-6(R/B 3階 RCWポンプ回	
02515 - 001	MO-35-31-9_V	RCW DRYWELL RETURN VALVE V-31-9	○	○	↓		パネル9-6(トーラス室 北側X-24)	

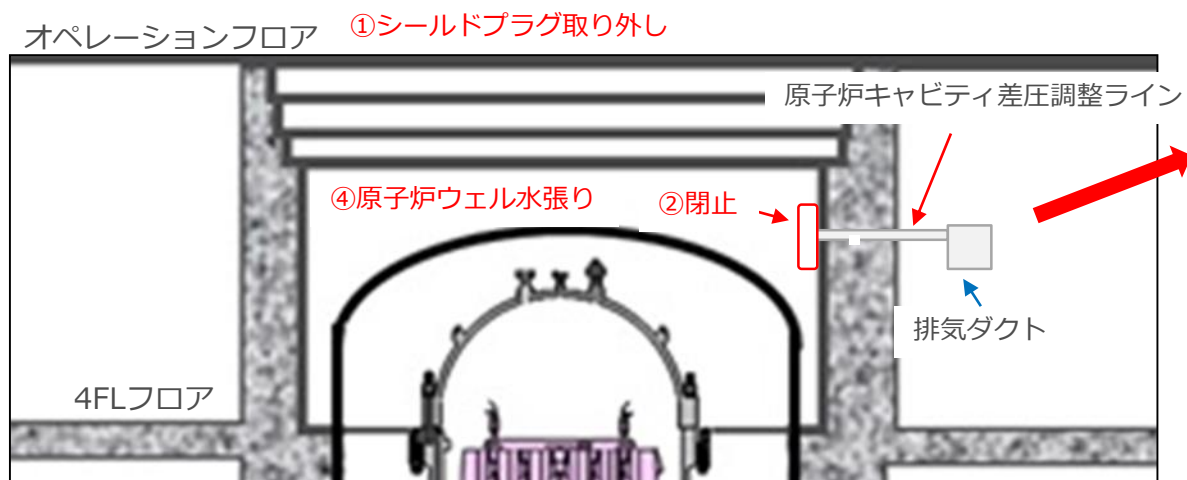
## (参考) 安全上の影響について

---

- 原子炉建屋内の換気に関して事故時におけるプラントの挙動は以下の通り。
  - ① 事故などにより原子炉建屋の放射能レベルが高くなると、自動的に常用換気系が隔離される。
  - ② 非常用ガス処理系が作動し、放射性物質が直接大気へ放出されることを防止する。
- ①②より、事故が起こった際は当該弁の開閉状態に関わらず原子炉建屋は負圧に維持されるとともに、原子炉建屋外への放射性物質の放出を防止することが可能であるため、当該弁が強制開となっても安全上の問題はない。

## (参考) 強制開運用の目的 (推定) (1 / 2)

- 当該弁を含む当該ラインについては通常運転中に操作することはないが、定期点検時の原子炉ウェルへの水張りにあたって以下の手順で作業を実施する。
  - ① シールドプラグの取り外し
  - ② 当該ラインの原子炉ウェル側に閉止プラグの取り付け
  - ③ 当該ラインに設置されている原子炉キャビティ差圧調整弁後弁の閉操作
  - ④ 原子炉ウェル水張り



※ I A系：計装用圧縮空気系



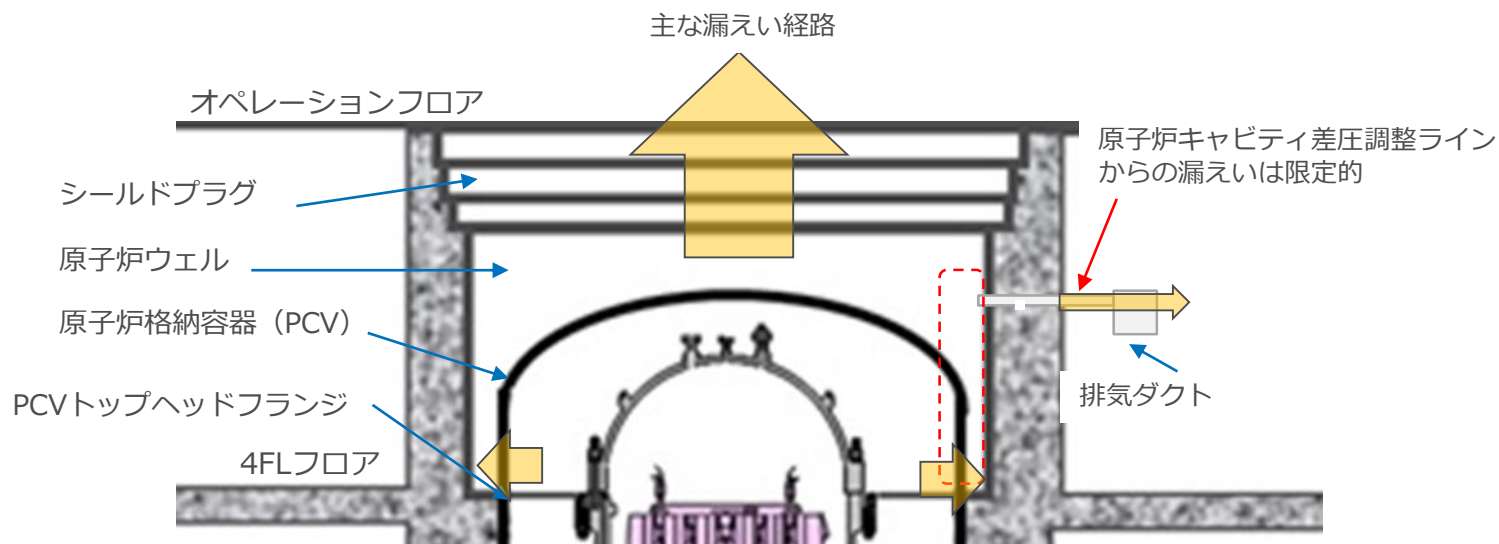
## (参考) 強制開運用の目的 (推定) (2 / 2)

---

- A L A R A 対策として取り付けられている当該設備は、通常運転中は原子炉ウェルから放射性ダストがシールドプラグの隙間を経てオペフロに流れ出さないように圧力バランスを維持しており、仮に当該弁の開状態保持に必要な作動空気を供給する I A 系で微小リークが発生した場合でも開状態を保持し、オペフロ上での作業員の被ばく低減を図れるよう強制開運用としていたと推察する。
- また、定期点検時は原子炉ウェル水張り前と水抜き後に原子炉ウェル内へ作業員が入域する必要があり、シールドプラグを外した時点で、オペフロとウェルの差圧がなくなることで当該弁が自動で閉となることがないよう、作業員の被ばく低減の観点からも強制開運用としていたと推察する。

## (参考) 原子炉建屋内への影響について

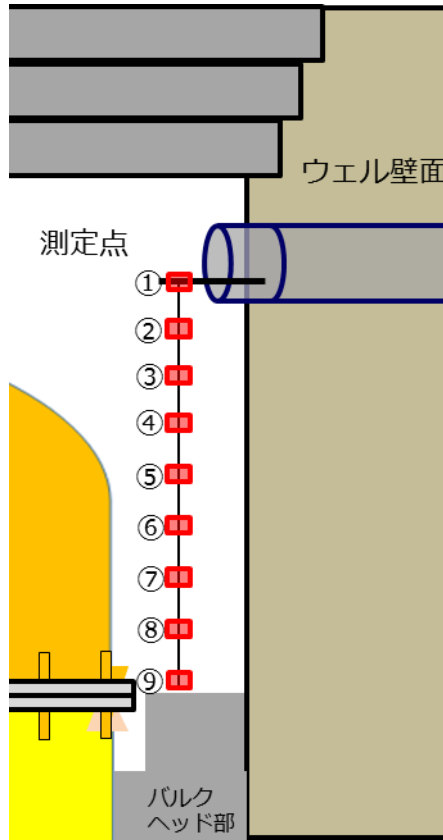
- 2号機シールドプラグの汚染状況調査からPCVから原子炉建屋への放射性物質の主な漏えい経路としてはPCVトップヘッドフランジからと推定しているが、2021年に実施した原子炉キャビティ差圧調整ライン近傍における線量測定の結果、差圧調整ラインのウェル側（74.6mSv/h）に対して、原子炉建屋側は約10mSv/hであった。
- そのため、事故時に当該ラインへ放射性物質が流れ込んだものの、当該弁が強制開であったことによる原子炉建屋側への汚染拡大の影響は限定的と考えられる。



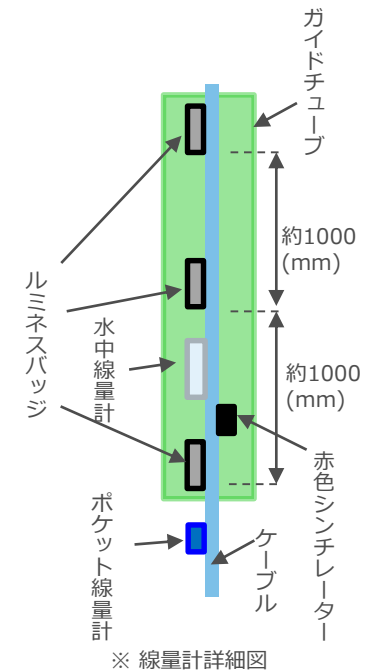
(参考) 原子炉ウェル調査結果 (線量測定結果)



- 水中線量計で測定したウェル内の線量については、最大で530mSv/hであった。
- ポケット線量計およびルミネスバジは、累積線量をウェル内滞在時間で換算した値であるため、参考値ではあるが、概ね水中線量計と同等の値であることを確認した。なお、赤色シンチレーターの測定値については、現在評価を行っている。
- ウェル内の線量はウェル上部（測定点①）からウェル床面（測定点⑨）に向かって徐々に高くなる傾向であった。



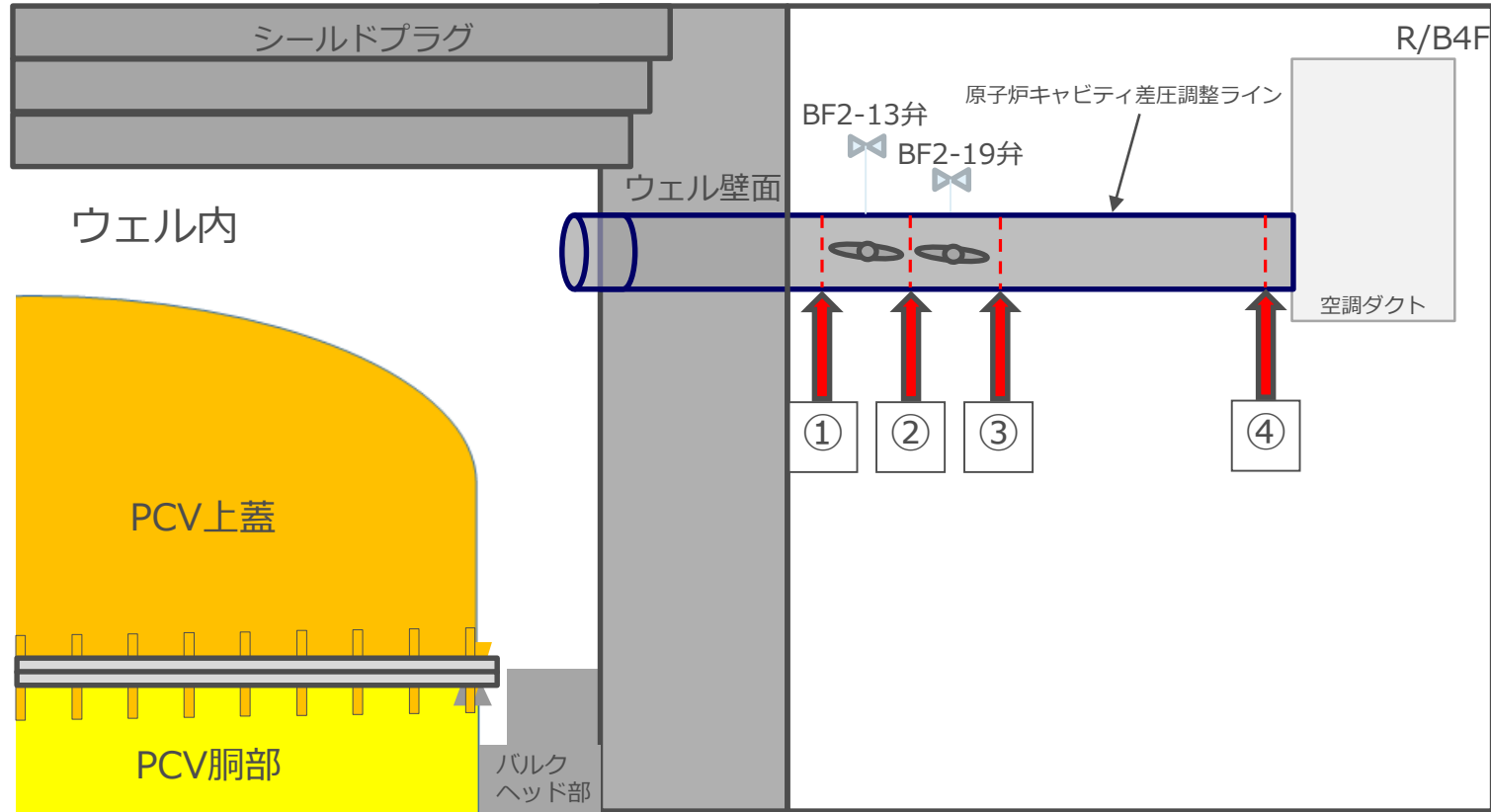
測定ポイント	距離 (mm)	水中線量計	赤色シンチレーター	ポケット線量計	ルミネスバジ
		線量当量率 (mSv/h)			
		5月20、24日測定	6月23日測定		
①	0	74.6	-		
②	500	150	-		
③	1000	330	-		
④	1500	<b>300</b>	<b>280</b>	約315	上：約220
⑤	2000	310	-		中：約270
⑥	2500	380	-		下：約360
⑦	3000	440	-		
⑧	3500	<b>530 (最大)</b>	<b>370</b>		
⑨	4000	350	-		



（参考）東側原子炉キャビティ差圧調整ライン調査（線量調査）



- 線量測定結果は以下の通り。
  - 測定ポイント②の配管下部に、最大線量：51mSv/hを確認した。

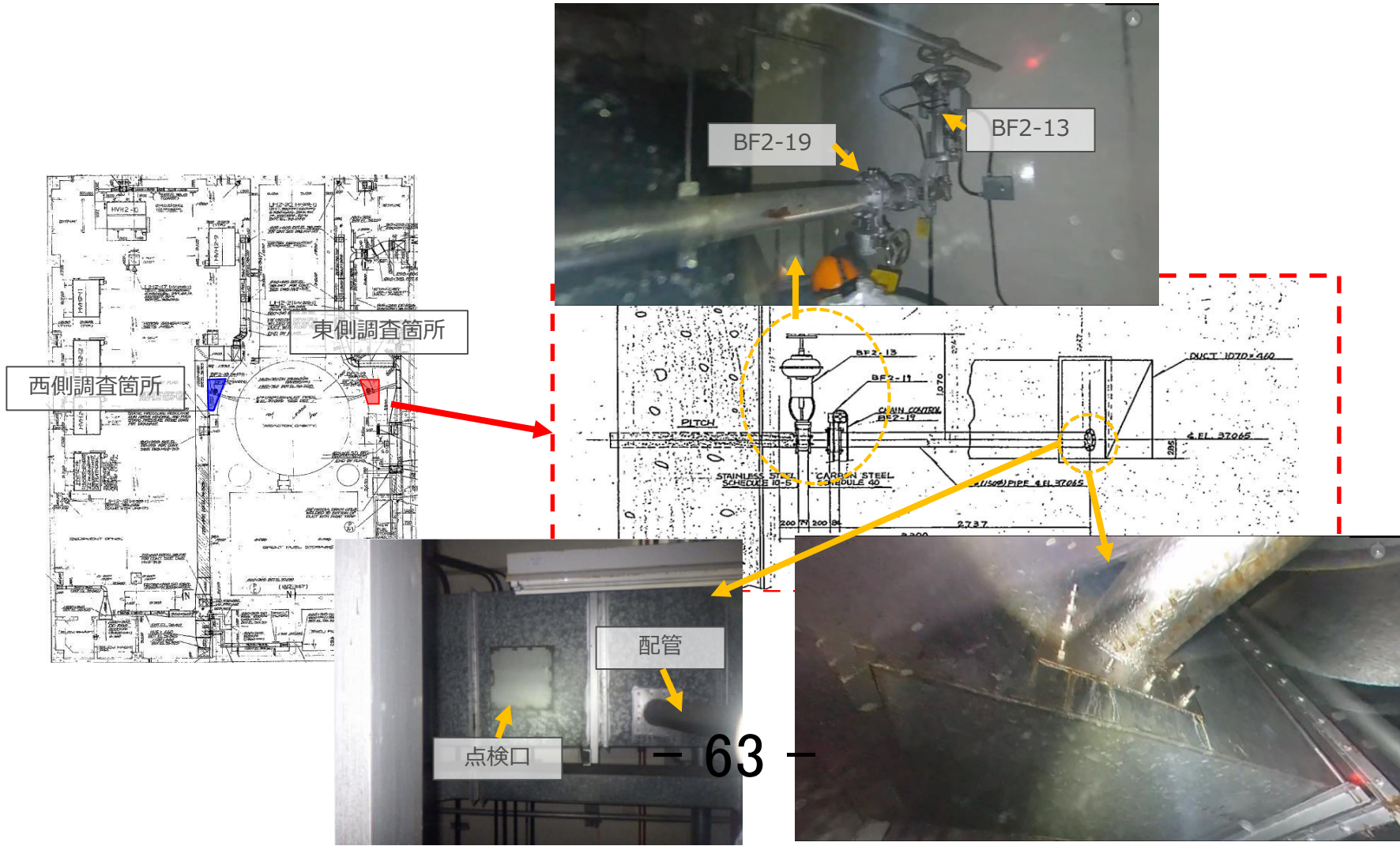


測定ポイント		①	②	③	④
		PCV壁面～BF2-13弁間	BF2-13～BF2-19弁間	BF2-19弁～ダクト間	ダクト近傍
配管	上部(mSv/h)	13	41	25	18
	下部(mSv/h)	13	51	37	20

62

(参考) 東側原子炉キャビティ差圧調整ライン調査（外観調査）

- 東側に敷設された原子炉キャビティ差圧調整ラインについて、現場調査を実施した。
  - 作業エリア（グレーチング）上の空間線量は約10mSv/hであった。※西側：約12mSv/h
  - BF2-13弁は、西側と同様に開状態であった。
  - ダクト側面、下部および点検口に、西側のような劣化は確認されなかった。



# 2号機PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況

2023年10月30日

**IRID** **TEPCO**

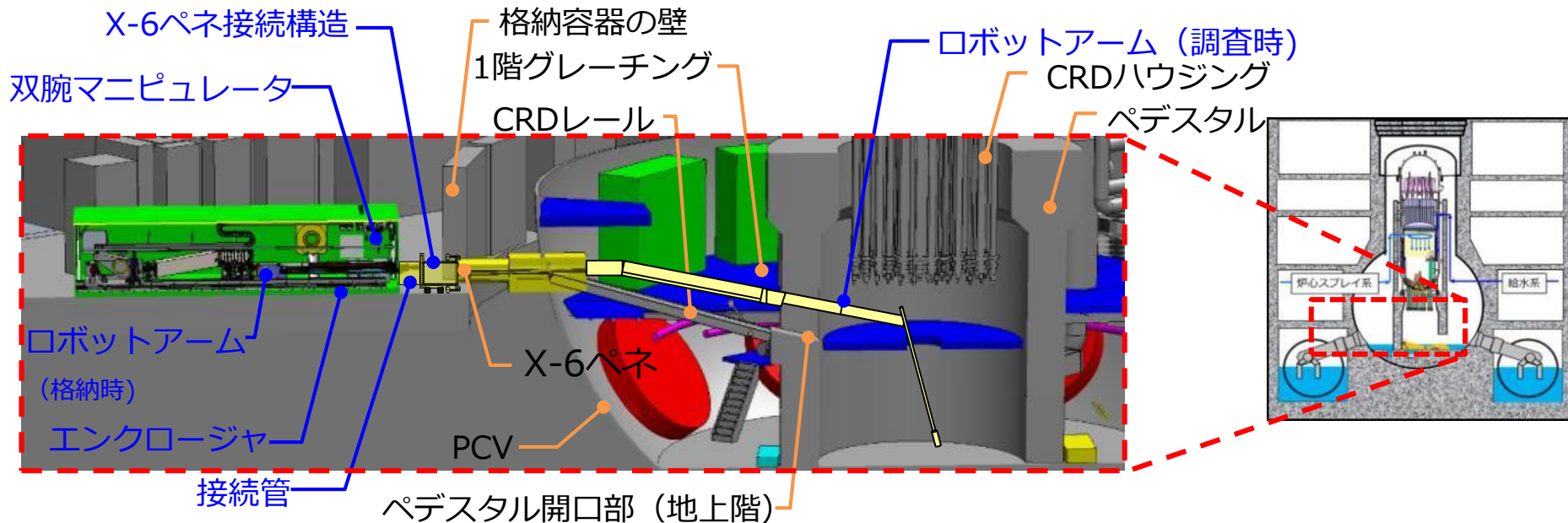
---

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構  
東京電力ホールディングス株式会社



# 1. PCV内部調査及び試験的取り出しの計画概要

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

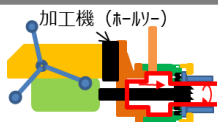


2号機 内部調査・試験的取り出しの計画概要



試験的取り出し作業（内部調査・デブリ採取）の主なステップ

0. 事前準備作業



- 事前にスプレイ治具取付事前作業（X-53ペネ孔径拡大）を実施

1. 隔離部屋設置



- ハッチ開放にあたり事前に隔離部屋を設置

2. X-6ペネハッチ開放

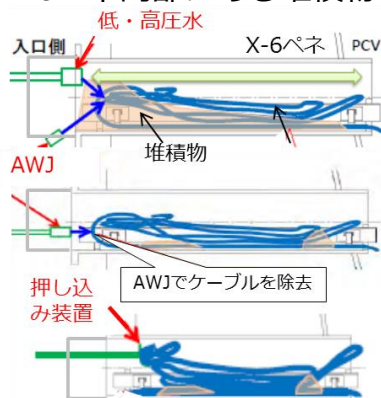
ハッチ開放装置



- ハッチ開放装置によりハッチを開放

3. X-6ペネ内堆積物除去

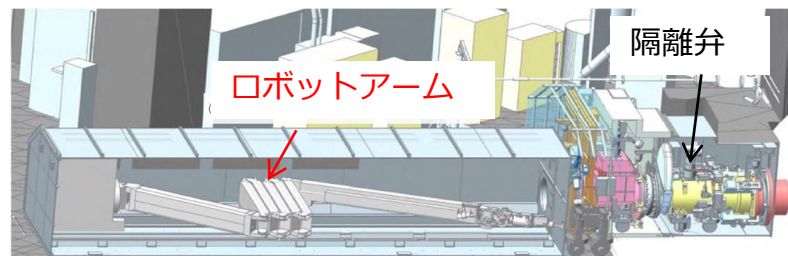
X-6ペネ内部にある堆積物・ケーブル類を除去する



- 【低・高圧水】で堆積物の押し込み
- 【AWJ】でケーブル除去
- 【押し込み装置】でケーブルを押し込み

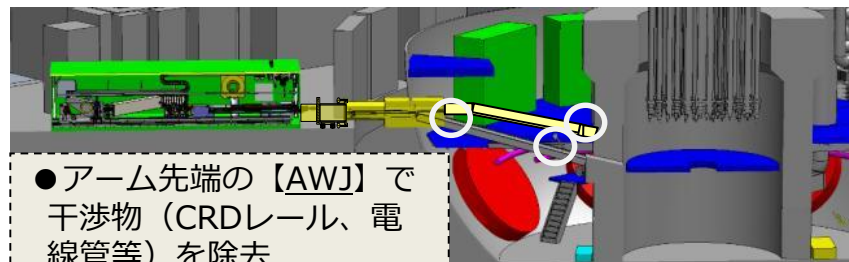
4. ロボットアーム設置

認可済



5. 試験的取り出し作業（内部調査・デブリ採取）

① ロボットアームによるPCV内部調査



- アーム先端の【AWJ】で干渉物（CRDレール、電線管等）を除去

② ロボットアームによるデブリ採取

申請予定

燃料デブリ回収装置先端部



<金ブラシ型> <真空容器型>



66

(注記)

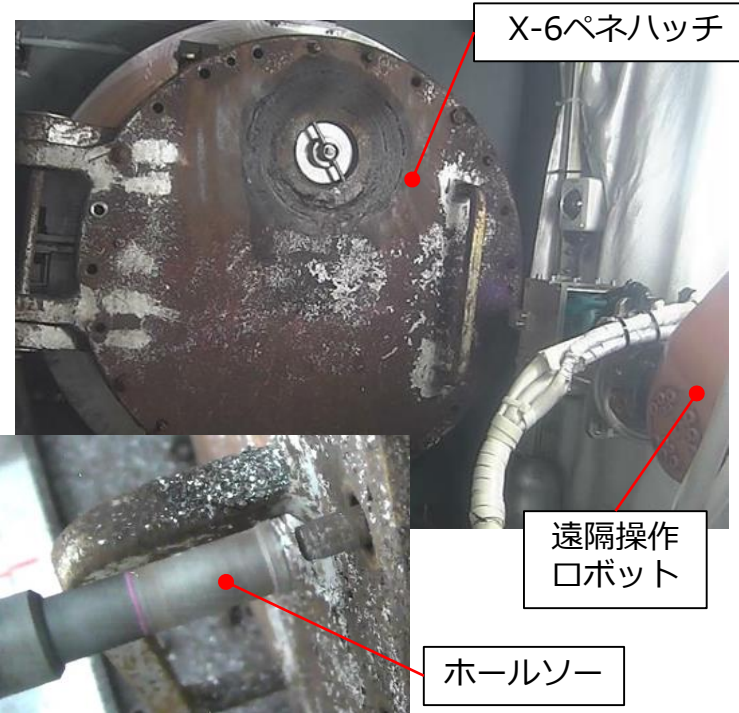
- ・ 隔離弁：PCV内/外を仕切るために設置した弁
- ・ AWJ（アブレシブウォータージェット）：高圧水に研磨材（アブレシブ）を混合し、切削性を向上させた加工機

## 2-1. 現場作業の進捗状況 (X-6ペネハッチボルト除去)

- X-6ペネハッチの24本の除去対象ボルトについて、ボルト切削ツール（ホールソー）を使用し、ボルトのねじ部外周を削り細くすることで、**ボルトとナットの締結を解除**。
- その後、押し込みツールを使用し、ボルトを奥側へ押し出して落下させることで、**ボルトの取り外しを実施**。
- また、一部のボルトの固着を確認したことから、長尺ホールソー及び電動ドリルを使用し、追加切削することで、固着を解除し、**ボルトの除去が完了**。

### <取り外したボルトの状況>

- 震災時、X-6ペネハッチフランジ面間に隙間が生じた可能性があり、その隙間からハッチ外側に溶出物が漏れ出て、X-6ペネフランジ下部や床面に付着していることを確認。（過去の除染作業時に回収）
- 今回のボルト除去作業時に取り外したボルトの変色範囲から、**溶出物はX-6ペネフランジ面間の中心から、ボルト軸方向に広がっていると推定**。



ボルト除去作業状況

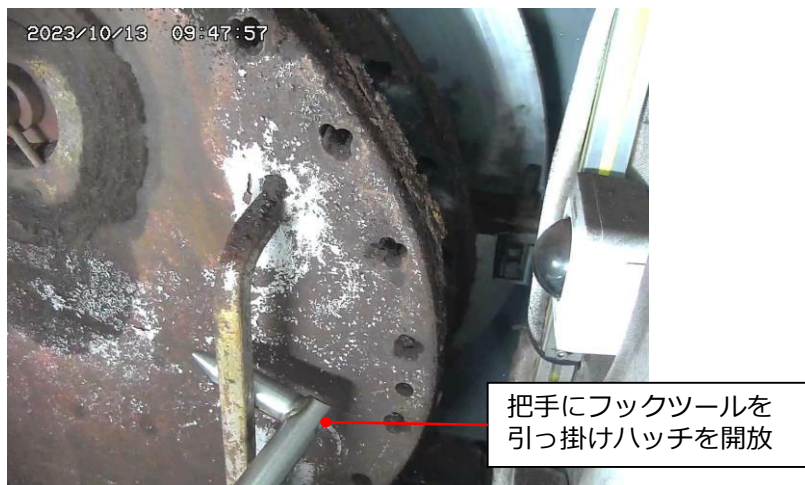


取り外したボルトの状況



## 2-2. 現場作業の進捗状況 (X-6ペネハッチ開放)

- X-6ペネハッチの除去対象ボルト全24本の除去が完了したことから、ハッチ開放作業を実施。
- フックツールを使用し、ハッチを約10度開いた状態で、ハッチ全開放に干渉するハッチの把手を切断。
- 把手切断後、**ハッチ全開放 (約90度開放)** を実施。全開放後、ダストの上昇等、異常がないことを確認。



X-6ペネハッチ開放作業中



X-6ペネハッチ開放後(約10度)



X-6ペネハッチ開放後(約90度)  
※ペネを右から見た状況



X-6ペネハッチ開放後(約90度)  
※ペネを正面から見た状況



## 2 - 3. 現場作業の進捗状況 (X-6ペネハッチフランジ他清掃)

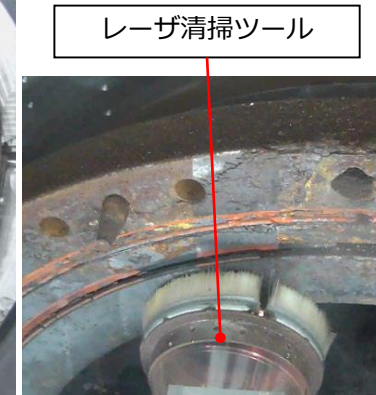
- ハッチ開放後、堆積物除去作業に向けてX-6ペネフランジ面の清掃など装置設置の準備を開始。
- レーザ清掃ツール、バフツールを使用し、フランジ面の清掃を実施中。



X-6ペネフランジ清掃前



X-6ペネフランジ清掃後 (レーザ清掃)



X-6ペネフランジ清掃実施中 (バフ清掃)



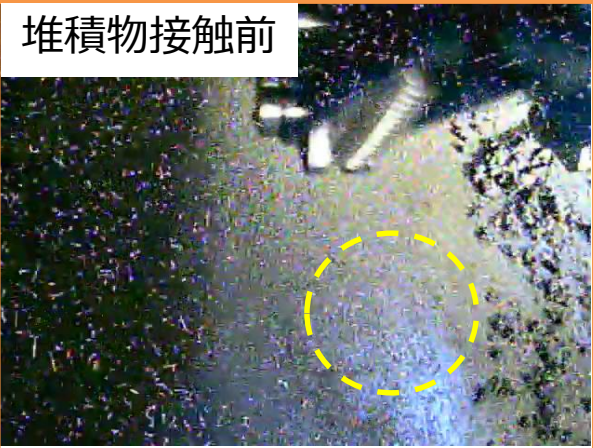
X-6ペネフランジ清掃実施中 (バフ清掃)



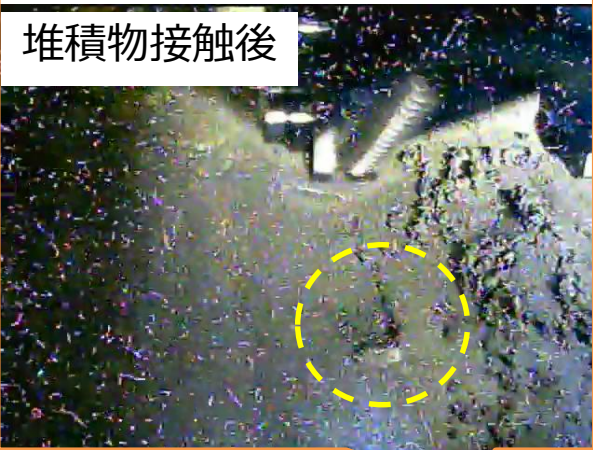
### 3 - 1. X-6ペネ堆積物接触調査結果 (2020.10)

■ 堆積物は接触により形状が変化すること、ケーブルは固着しておらず持ち上がることを確認。

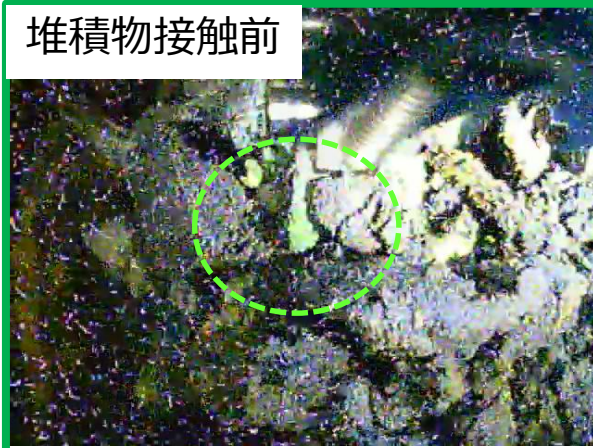
堆積物接触前



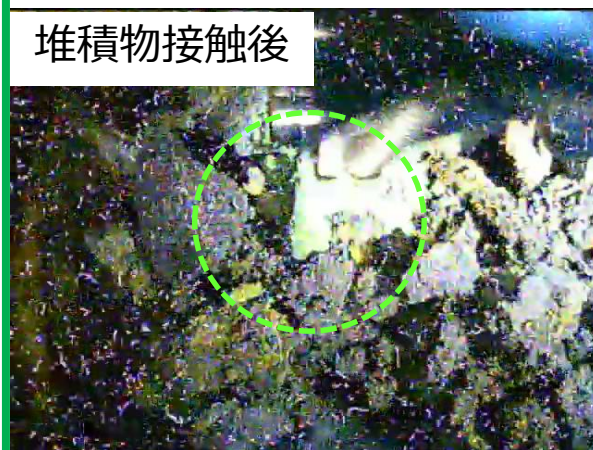
堆積物接触後



堆積物接触前



堆積物接触後



ケーブル接触前

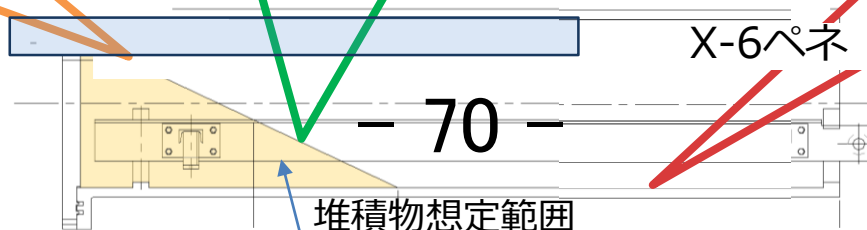


ケーブル接触後



ガイドパイプ→

建屋側



X-6ペネ

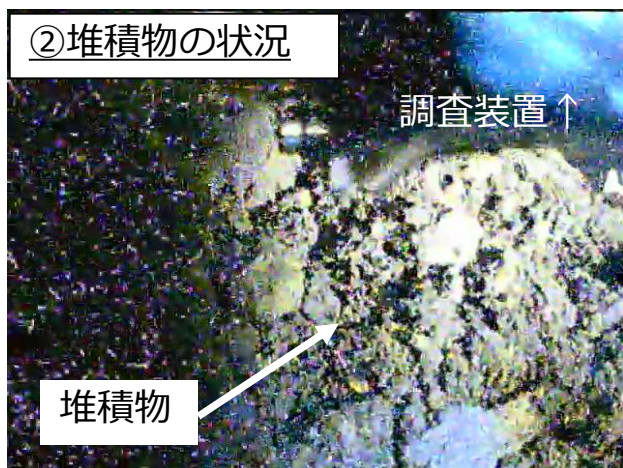
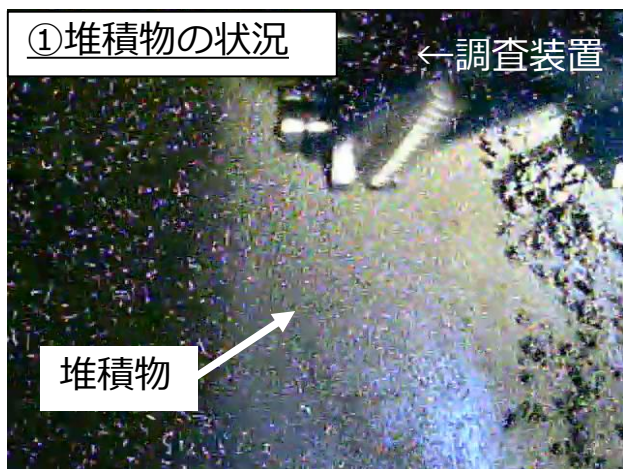
ペDESTAL側

※調査位置は暫定

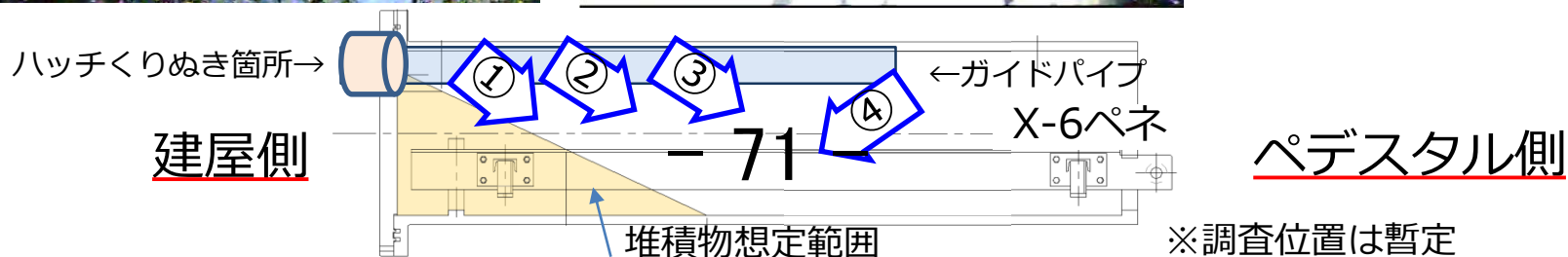


### 3-2. X-6ペネ堆積物接触調査結果 (2020.10)

■ 堆積物、ケーブルの状況およびX-6ペネハッチくり抜き部※を映像により確認。

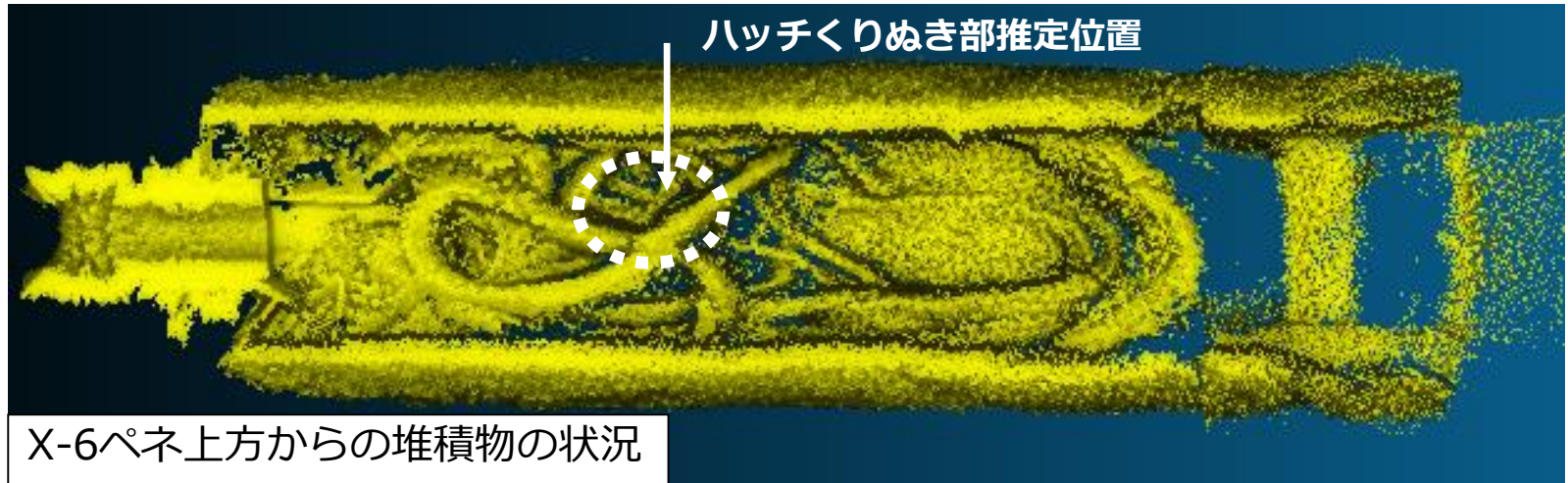


※2017年1月のアクセスルート構築時にペネ内に落下したX-6ペネハッチくり抜き部



※調査位置は暫定

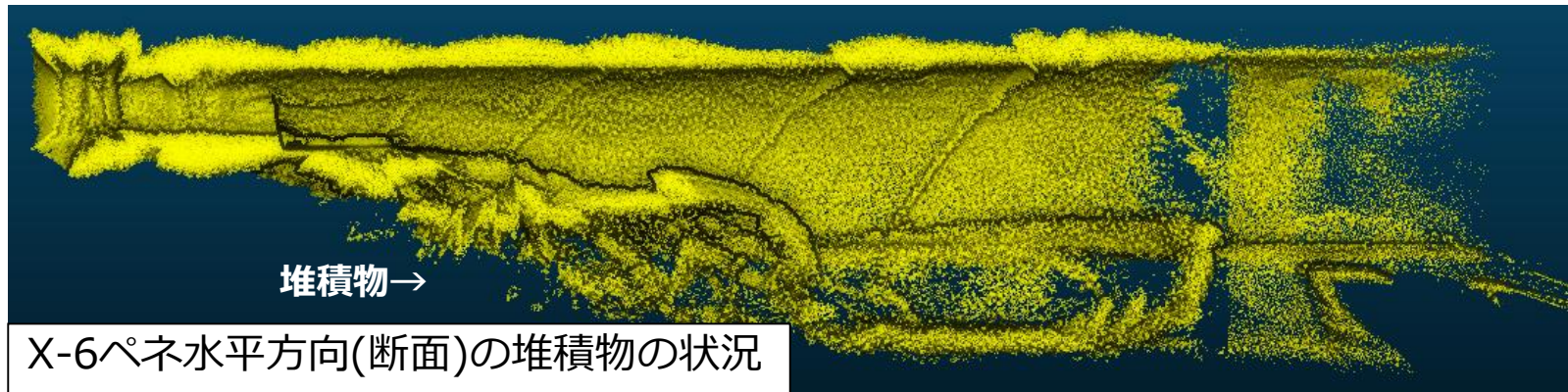




X-6ペネ上方からの堆積物の状況

建屋側

ペデスタル側



X-6ペネ水平方向(断面)の堆積物の状況

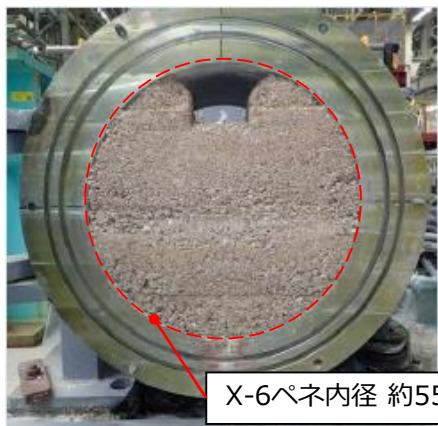
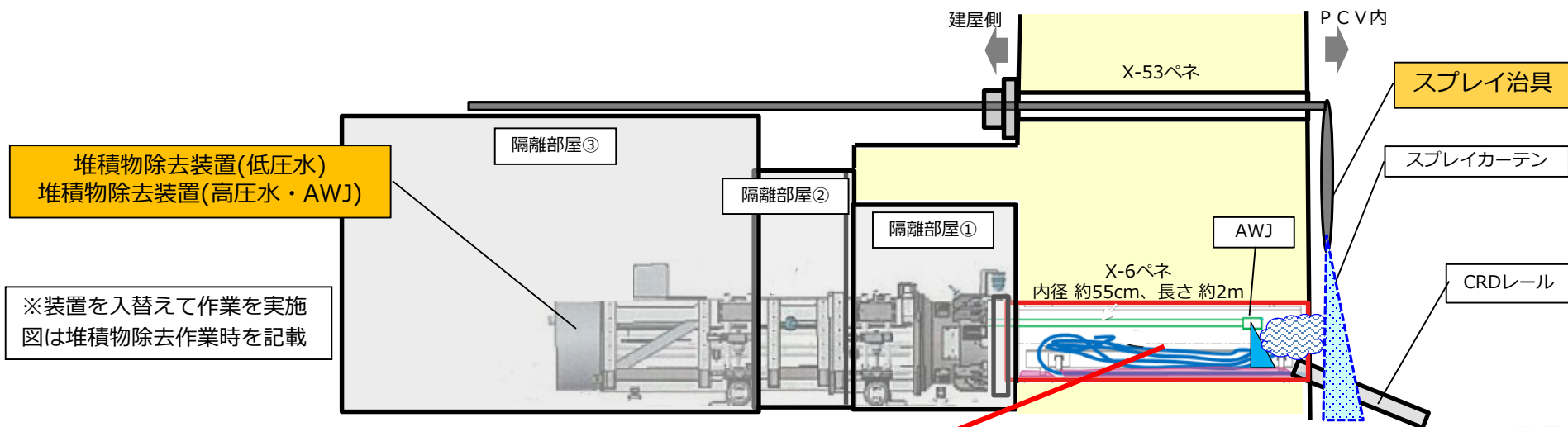
## 4. 工程

- ロボットアームについて、2022年2月より実施している現場を模擬した楢葉モックアップ試験を通じて把握した情報と、事前シミュレーション結果との差異を補正することで、燃料デブリ取り出し時の接触リスクを低減するべく、現在、制御プログラム修正等の改良に取り組んでいる。
- また、2023年10月にX-6ペネハッチボルトの除去、ハッチ開放が完了し、堆積物除去作業に向けたX-6ペネフランジ面の清掃を実施しているところ。その後も、X-6ペネ内の堆積物除去作業等を控えており、安全かつ慎重に作業を進める必要がある。
- 他方、ハッチ開放準備作業において確認されたボルトの固着状況等を踏まえると、X-6ペネ内の堆積物が完全に除去できない場合でも、燃料デブリの取り出し可能な手法を検討することが必要。
- これまでも燃料デブリの取り出し手法について様々検討してきたが、過去の調査で用いた実績があり、ペDESTAL底部へのアクセス性が確認できているテレスコ式の装置について、ロボットアームでの内部調査・試験的取り出しを補完する手法として並行して検討を進めている。

	~2021年度	2022年度	2023年度 ▽10月現在
ロボットアーム・ エンクロージャ装置開発	性能確認試験・モックアップ・訓練（国内）		
・スプレー治具取付作業 ・隔離部屋設置	X-53ペネ孔径拡大作業	隔離部屋設置	スプレー治具取付け
・X-6ペネハッチ開放			
・X-6ペネ内の堆積物除去 ・試験的取り出し装置設置			
試験的取り出し作業 (内部調査・デブリ採取)			

試験的取り出し作業用のアクセスルートを構築するため、準備工事として以下の項目を実施予定。

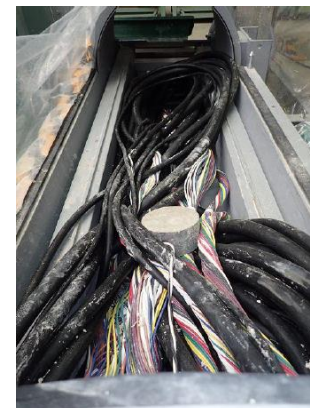
- スpray治具によるPCV内のダスト飛散抑制
- 堆積物除去装置（低圧水）によるX-6ペネ内の低圧水洗浄
- 堆積物除去装置（高圧水・AWJ）を用いてX-6ペネ内の堆積物を除去



X-6ペネ内径 約55cm



X-6ペネ内の状態(模擬)



# 2号機RPV内部調査に向けた原子炉系計装配管の線量低減 作業の結果について

2023年10月30日

RPV:原子炉圧力容器



東京電力ホールディングス株式会社



# 1. 原子炉系計装配管の線量低減作業（作業概要）

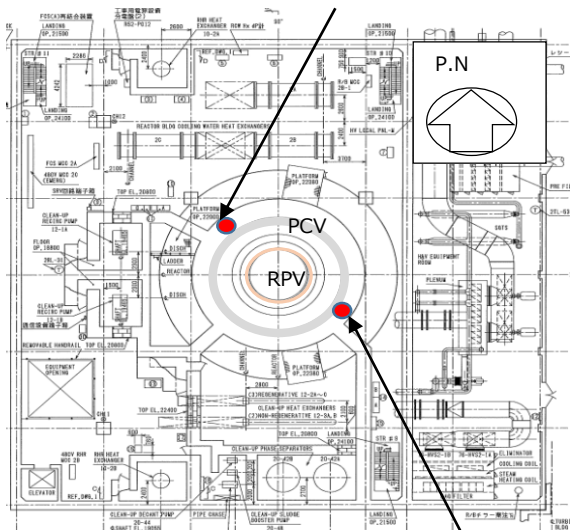
- 2号機原子炉系計装配管を用いたRPV内部調査の作業エリアの線量低減を目的に、原子炉建屋2階のX-28およびX-29ペネトレーションの原子炉系計装配管内の洗浄作業等を実施。
- 事故調査や作業安全の観点から、配管洗浄前に原子炉系計装ラックドレン弁下流から配管内包水のサンプリングを実施。
- なお、サンプリング対象配管は、事故当時にパラメータ指示値を監視していた計器のライン（事故後に水張したラインは除く）、RPV上蓋フランジリーク検出ラインおよびRPV内部調査候補のラインを選定。

実施日：X-28ペネトレーション側：8/30～9/12

X-29ペネトレーション側：8/30～9/26

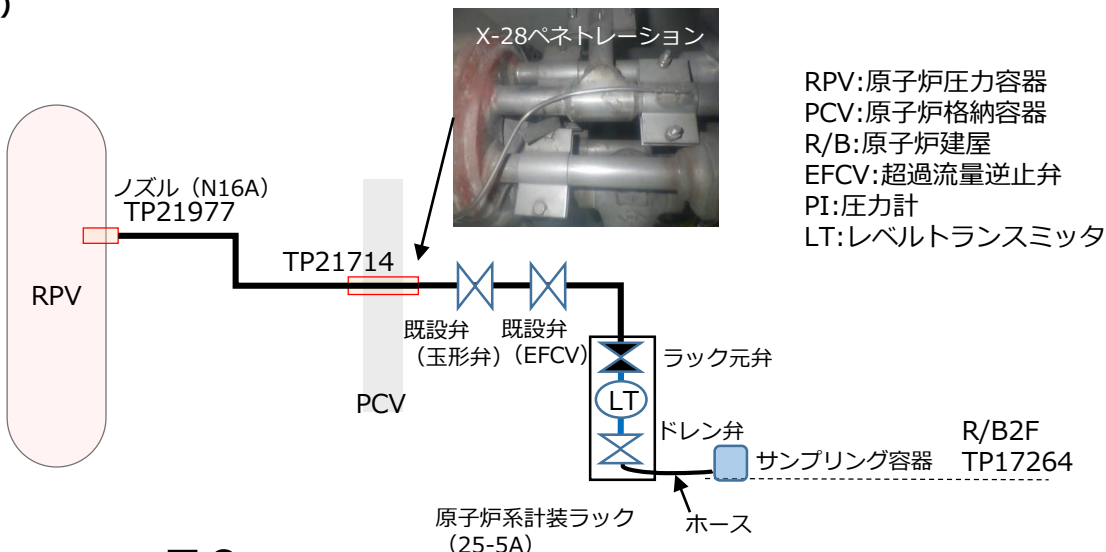
X-28ペネトレーション

雰囲気線量：約5mSv/h（作業前）→約4mSv/h（作業後）



X-29ペネトレーション

雰囲気線量：約30～50mSv/h（作業前）→約4mSv/h（作業後）



配管サンプリング作業イメージ図 (X-28-C)

(補足) 原子炉系計装ラック内の計装配管内包水をサンプルング容器にて採取

## 2. 原子炉系計装配管の線量低減作業（実施内容・手順）

- 計装配管の線量低減作業は、原子炉系計装ラックから、ペネトレーションを貫通する配管内にろ過水を送水し、配管内の洗浄等を実施。
- 計装配管には事故時のガスが滞留している可能性があることから、配管内の洗浄前にサンプリングを実施。ドレン弁下流からガスではなく水を確認。

### ①作業前線量測定

X-28ペネトレーション、X-29ペネトレーションの線量測定

### ②配管水頭圧確認※

RPV内部調査で使用する配管（予定）を水張りし、水頭圧による確認を行う(X-28-C)

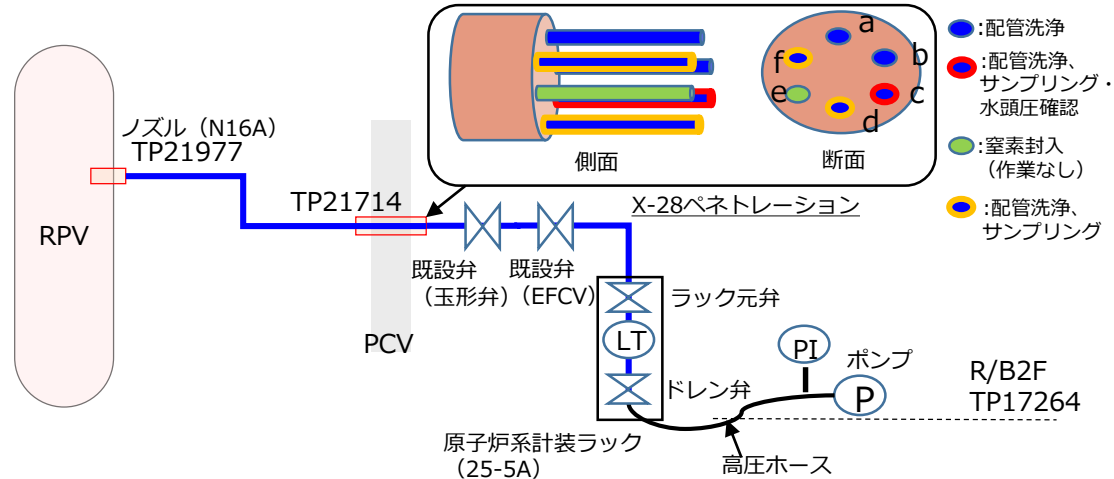
※事前に計装ラック配管内部の滞留ガス確認および流体サンプリングを行う（X-28-c、事故調査のため、サンプリング箇所追加X-28-d、f、X-29-a）

### ③配管洗浄

配管内付着物除去のため、計装ラックからRPVへろ過水を供給・押し出し線量低減を行う  
 X-28:5ライン(a.b.c.d.f)  
 X-29:3ライン(a.c.d)

### ④作業後線量測定

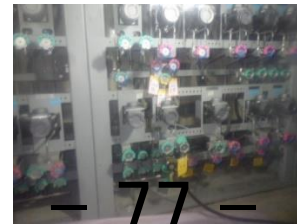
X-28ペネトレーション、X-29ペネトレーションの線量測定



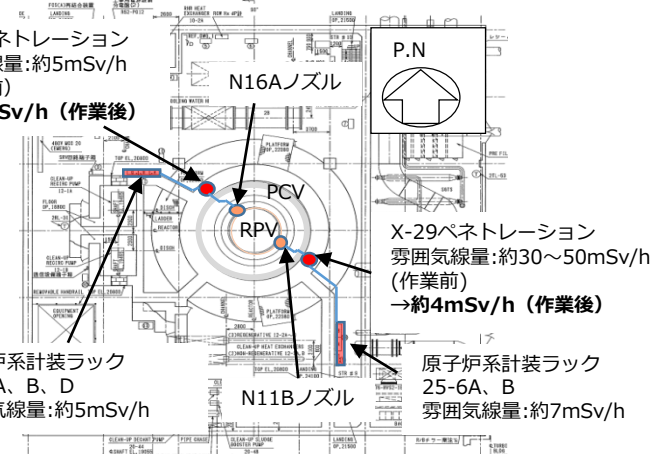
配管洗浄作業イメージ図 (X-28-C)



X-28ペネトレーション  
 雰囲気線量:約5mSv/h  
 (作業前)  
 →約4mSv/h (作業後)



原子炉系計装ラック  
 25-5A、B、D  
 雰囲気線量:約5mSv/h



X-29ペネトレーション  
 雰囲気線量:約30~50mSv/h  
 (作業前)  
 →約4mSv/h (作業後)

原子炉系計装ラック  
 25-6A、B  
 雰囲気線量:約7mSv/h

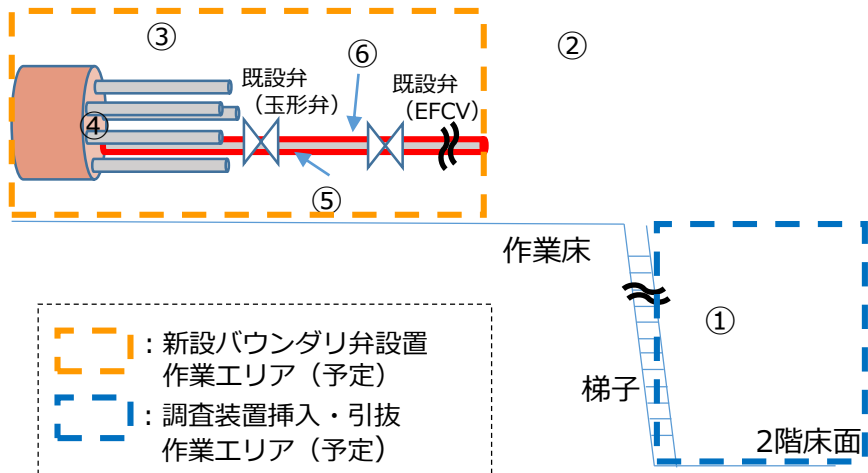
2号機R/B2階



### 3. 原子炉系計装配管の線量低減結果

#### ■ X-28ペネトレーション

RPV内部調査を行うための新設バウンダリ弁設置作業エリア③～⑥の線量が概ね低減したことを確認。  
 今後、新設バウンダリ弁設置および調査装置挿入・引抜作業エリアの更なる線量低減を目的に遮へい等の設置を検討する。

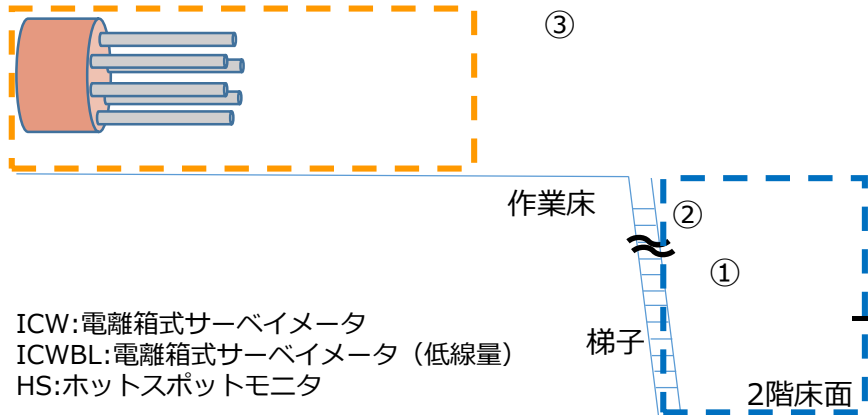


測定ポイント	作業前		作業後		備考
	線量当量率 (mSv/h)				
	2023年8月30日		2023年9月12日		
	γ線	γ+β線	γ線	γ+β線	
①	2.5	8.5	3.0	6.0	床上1.5m
②	4.0	8.5	4.0	6.5	作業床上1.5m
③	<b>5.5</b>	12	<b>4.0</b>	10	作業床上1.5m
④	3.0	>100	3.5	>100	表面
⑤	<b>12</b>	45	<b>5.0</b>	45	表面 (下部)
⑥	<b>6.0</b>	50	<b>4.0</b>	45	表面 (上部)

測定器：ICW、ICWBL

#### ■ X-29ペネトレーション

ペネトレーション近傍エリア③の雰囲気線量が大幅に低減したことを確認。  
 今後、ペネトレーション近傍での作業の成立性確認のため、追加線量調査を検討する。



測定ポイント	作業前		作業後		備考
	線量当量率 (mSv/h)				
	2023年8月30日		2023年9月26日		
	γ線	γ+β線	γ線	γ+β線	
①	7.5	18	4.5	10	床上1.5m
②	8.0	-*	5.4	-*	
③	<b>30</b>	-*	<b>4.4</b>	-*	作業床上1.5m

78-

※:被ばく低減のため、測定対象外

測定器：ICWBL、HS

ICW:電離箱式サーベイメータ  
 ICWBL:電離箱式サーベイメータ (低線量)  
 HS:ホットスポットモニタ



## 5. 原子炉系計装ラックの配管内包水サンプリング結果

- サンプリングしたX-28ペネトレーション側の3ヶ所とも、Cs-137の放射能濃度が高いことを確認。
- RPV上蓋フランジリーク検出（X-28ペネトレーション: f）ラインは、他の2ヶ所に比べ高いことを確認。

目的	分析項目	単位	X-28ペネトレーション cライン (2023年8月30日採取)	X-28ペネトレーション dライン (2023年8月30日採取)	X-28ペネトレーション fライン (2023年8月30日採取)
事故調査 のため	Cs-134	Bq/L	4.63E+05	4.80E+05	8.67E+07
	Cs-137	Bq/L	2.19E+07	2.41E+07	4.55E+09
	Sr-90	Bq/L	4.97E+03	5.07E+03	8.49E+05
	H-3	Bq/L	2.22E+05	2.52E+05	5.13E+06
	全β	Bq/L	2.26E+07	2.45E+07	4.81E+09
	全α	Bq/L	<6.94E+00	<6.94E+00	<1.39E+03
	Co-60 <sup>※1</sup>	Bq/L	<6.88E+03	<4.72E+03	<6.18E+05
	Ru-106 <sup>※2</sup>	Bq/L	<2.37E+05	<2.42E+05	<3.33E+07
	Sb-125 <sup>※2</sup>	Bq/L	<1.52E+05	<1.57E+05	<2.12E+07
	Eu-154 <sup>※2</sup>	Bq/L	<1.77E+04	<1.46E+04	<2.22E+06
	Am-241 <sup>※2</sup>	Bq/L	<2.00E+04	<2.14E+04	<2.86E+06

- ・ 分析項目については、1号RCW熱交換器（C）サンプリングでの実績と今回サンプリングした量・線量を踏まえて決定。
- ・ ※1・2について、Cs濃度が高いため、他の核種の検出限界が高くなり、検出限界以下になったと考えられる。

※1 炉内構造物・PCV内構造物由来のもの  
 ※2 核燃料物質・FP等燃料デブリ由来のもの

## 6. 分析結果の考察 (1)

### ■ 放射能濃度 (Cs-137) が高い理由

- 事故時 (燃料破損後) の放射性物質が各計装配管内に流入し、汚染したと推定。
- RPV上蓋フランジリーク検出ラインについては、事故時にRPV上蓋フランジにある金属Oリング (内側) を介して、RPV内部の放射性物質が流入したものと推定。
- 濃度差がある理由として、以下の違いや影響が考えられる。
  - RPV上蓋フランジリーク検出ラインは通常時 (事故前) 水はない状況。一方、原子炉水位計配管には、水位計測のため水張りされた状態にあったことから、配管内の水の有無の違いによるもの。
  - また、事故時の原子炉水位計配管内の水は、蒸発した可能性があるものと、残水として残っている可能性があるものがあり、後者のものに事故時の放射性物質が混入したものと推定。
  - 各ノズルと炉内構造物の位置関係の違いによるもの。

### ■ X-29ペネトレーション (aライン) からサンプリングできなかった理由

配管洗浄の際、配管が詰まっている兆候が確認されたため、配管内包水を採取できなかったと推定。

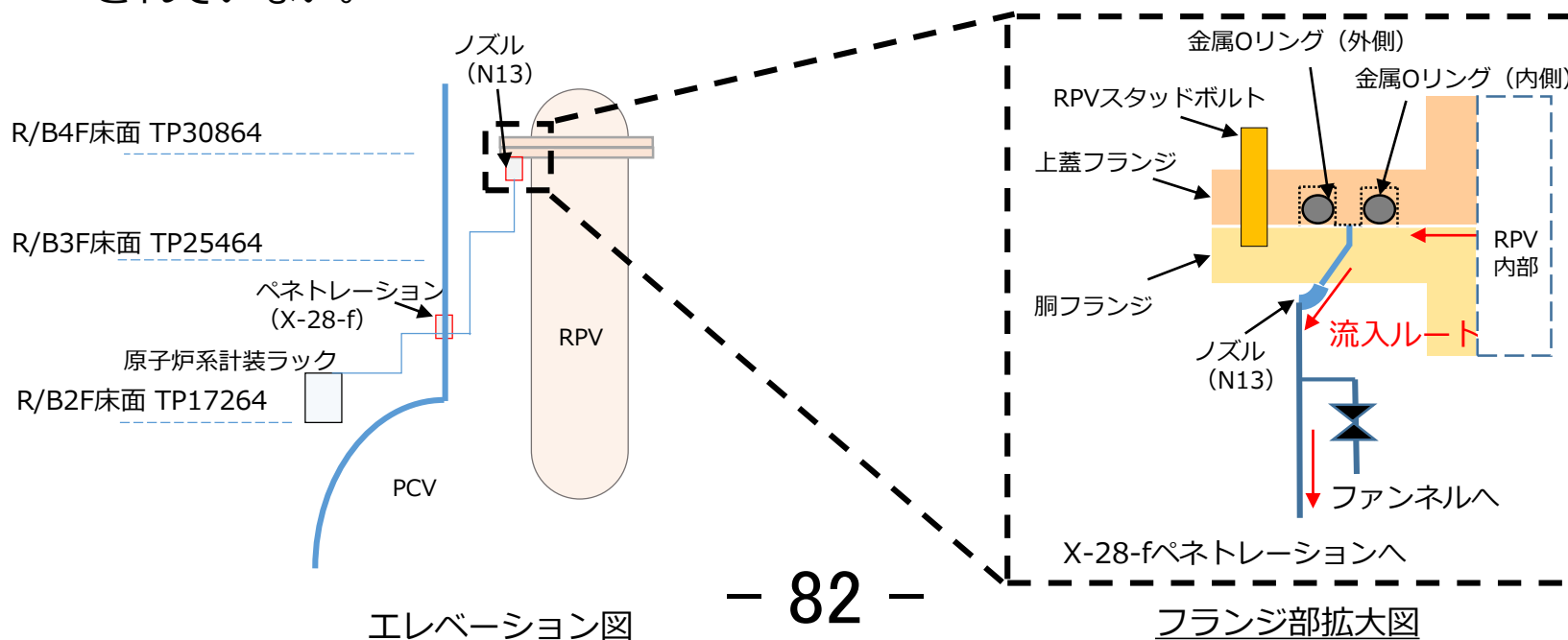
## 6. 分析結果の考察 (2)

### ■ RPV上蓋フランジリーク検出ラインへの流入経路

事故時に、RPV上蓋フランジにある金属Oリング（内側）に漏えい経路があり、そこを經由して、RPV内部の放射性物質が流入したものと推定。

【金属Oリング（内側）を介して、流入した理由】

- 配管洗浄を実施したところ、配管ボリューム（約20L）以上の洗浄水が流れたことから、金属Oリング（内側）に漏えい経路があり、RPV内部へ洗浄水が流れたと推定。  
（金属Oリング（外側）へ流れた可能性もある）
- なお、配管洗浄前の満水（水頭圧）確認の結果、計装配管などからの漏洩の兆候は確認されていない。



## 7. まとめ

### ■ サンプルング

#### ・ X-28ペネトレーション

配管洗浄前のc、d、fラインのサンプルングを実施した結果、ガスではなく放射能濃度（Cs-137）が高い水を確認。

なお、今回得られたサンプルング結果および配管内流入経路については、1Fにおける事故調査に活用していく。

### ■ 水頭圧確認

RPV内部調査候補であるX-28-cラインの水頭圧確認（および配管洗浄）を実施した結果、調査に影響するような詰まりは確認されなかった。

### ■ 線量低減

#### ・ X-28ペネトレーション

配管洗浄により、作業エリアの線量が低減したことを確認できた。今後、RPV内部調査の実現に向け、遮へい等による更なる線量低減を検討する。

#### ・ X-29ペネトレーション

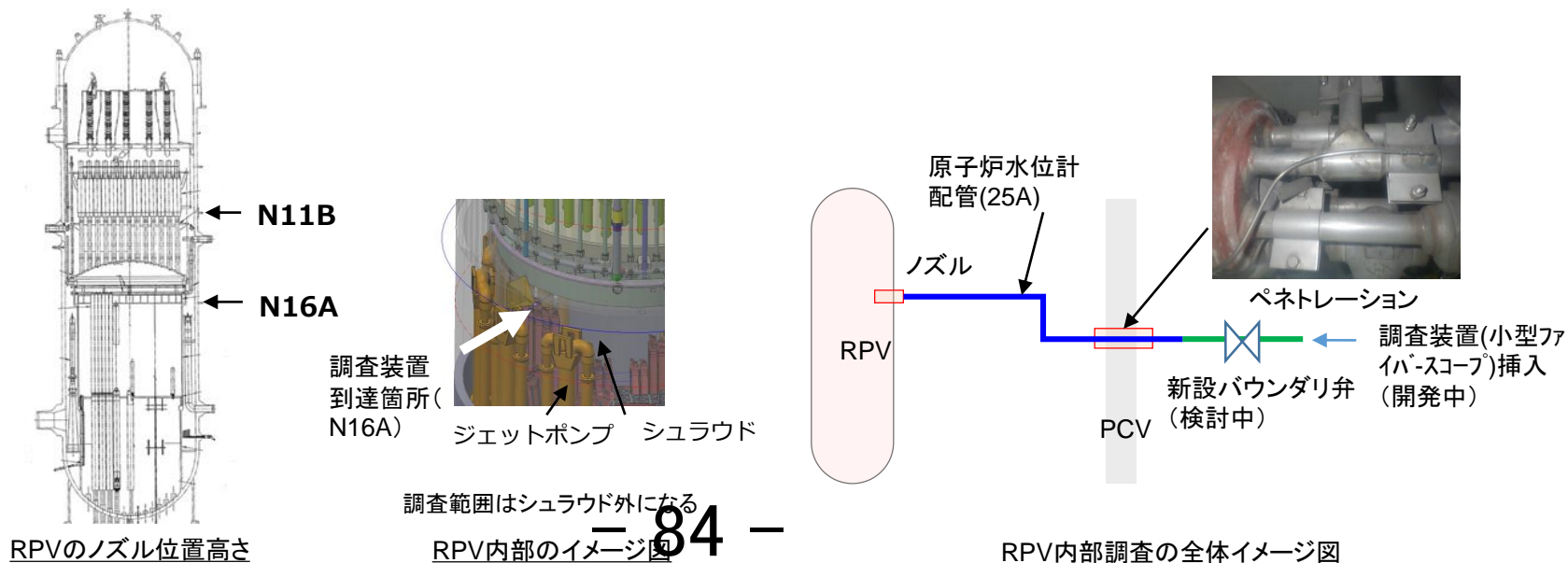
配管洗浄により、作業エリアの線量が低減したことを確認できた。今後、RPV内部調査の実現に向け、ペネトレーション近傍での作業の成立性確認のため、追加線量調査を検討する。



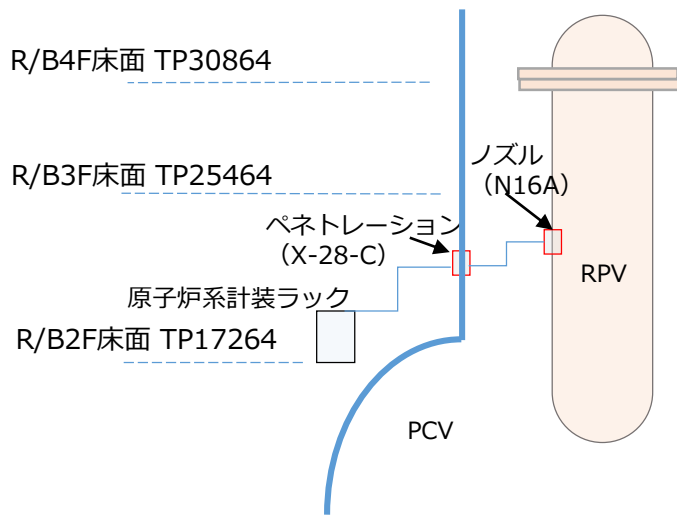
## (参考①) 2号機 既設計装配管を用いたRPV内部調査

- 2号機 RPV内部調査として、**まずは早期に内部を確認する目的**で、**既設計装配管**を用いた調査を検討中。
- 調査方法として、計装配管を通過可能な耐放性の小型ファイバースコープによる調査を行う。
- 調査に使用する計装配管として、以下の条件を考慮して、作業の成立性が期待できる原子炉水位計配管を選定。
  - ・ RPVに接続する配管の内、損傷の可能性が低いと考えられる炉心領域より上部のノズルに繋がるもの。
  - ・ 調査装置である小型ファイバースコープが配管内の障害(オリフィス・エルボ等)を通過できるもの。
  - ・ 作業エリアとして、雰囲気線量が比較的低い箇所。
- 上記の条件を踏まえ、RPVのノズルN16A、N11Bに繋がる原子炉水位計配管を候補※に、調査装置や調査方法を開発・検討中。

※今後の線量低減等の結果によっては、変更の可能性あり



# (参考②) 配管洗浄ラインのペネトレーション及びノズル位置

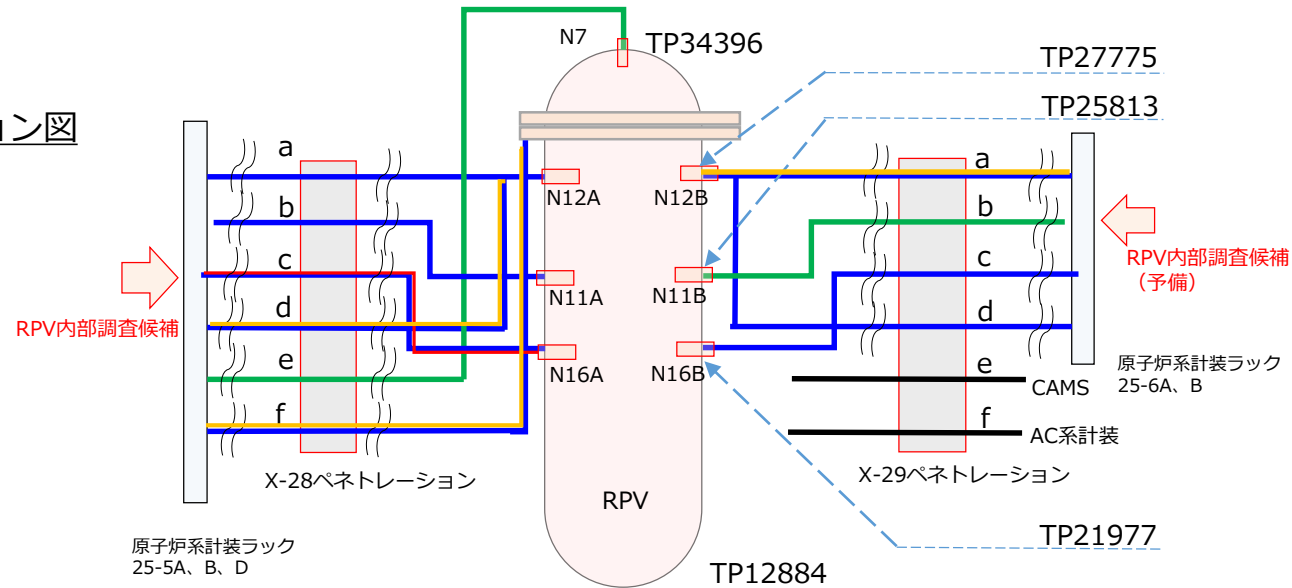


エレベーション図



X-28ペネトレーション

- 青線：配管洗浄箇所
- 緑線：窒素封入箇所（作業なし）
- 赤線：サンプリング・配管水頭圧確認箇所
- 黄線：サンプリング箇所
- 黒線：作業なし



CAMS: 格納容器雰囲気モニタ  
AC: 不活性ガス系

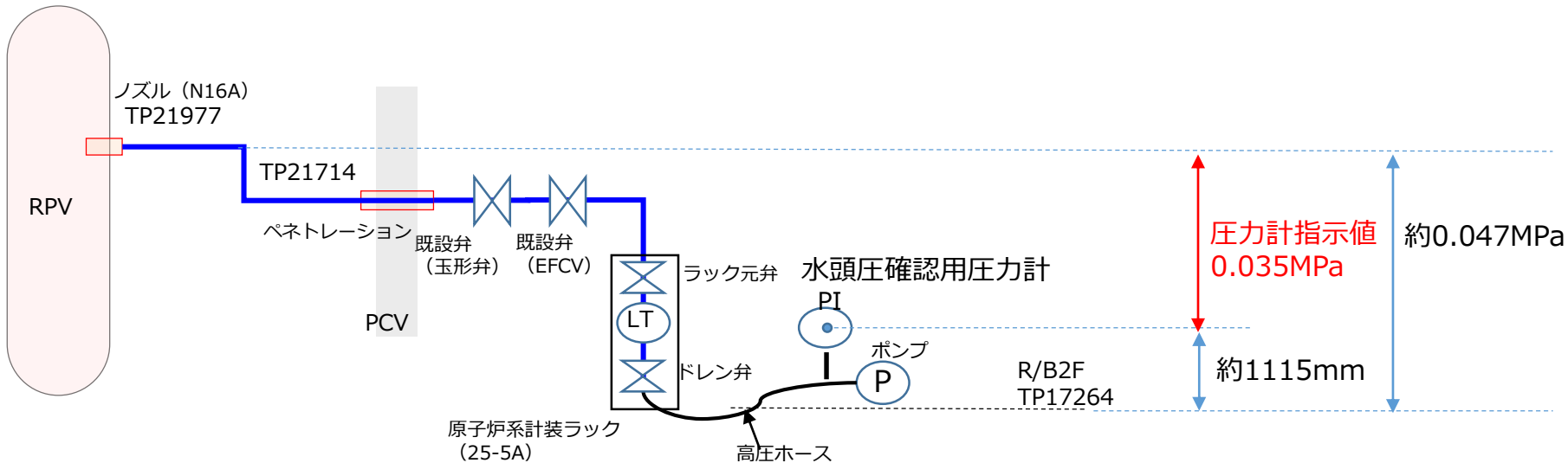
ペネトレーション及びノズル位置の詳細図

# (参考③)原子炉系計装配管の水頭圧確認結果

## ■ X-28-cペネトレーション

- ・ N16AノズルからR/B2階床面までの水頭圧は約0.047MPaと想定。
- ・ 水頭圧確認の結果、ノズルまでの水頭圧相当の圧力が確認されたことから、RPV内部調査に影響するような詰まりはないと想定。

配管名	流体	実施日	水頭圧確認開始時圧力	水頭圧確認終了時圧力	水頭圧確認時間
X-28-c	水	2023年9月4日	0.035MPa	0.035MPa	10分



- 86 -  
水頭圧確認作業イメージ図 (X-28-C)

≈	2023年度				2024年度
	7月	8月	9月	10～3月	
線量低減作業	準備作業、床面除染作業				
		配管洗浄他 8/30～9/26		サンプル分析	遮へい設置
RPV内部調査	調査装置の開発(バウンダリ構築含む)他				
					内部調査

# 3/4号機排気筒解体に向けた 現場調査の実施状況について

2023年10月30日



東京電力ホールディングス株式会社

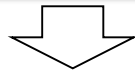
# はじめに

- 3/4号機排気筒撤去に向けた現場調査として、排気筒及びSGTS配管の内部線量調査を実施する。
- 3/4号機は1/2号機に比べ雰囲気線量が低く汚染リスクも低いですが、作業安全に万全を期すため、**1/2号機同様にダスト対策用ハウス・局所排風機を設置して調査**を行う。  
(3/4号機の雰囲気線量 平均約0.650mSv/h・1/2号機の雰囲気線量 平均約7.600mSv/h)
- **調査の目的：3/4号機排気筒解体時における、筒身切断作業時の線量影響及びダスト飛散防止対策の検討のため。**

## <主な作業手順>

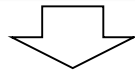
準備

ダスト対策用ハウス・局所排風機設置  
穿孔装置の局所排風機接続



穿孔

事前穿孔φ10mm  
気流確認後本穿孔φ100mm



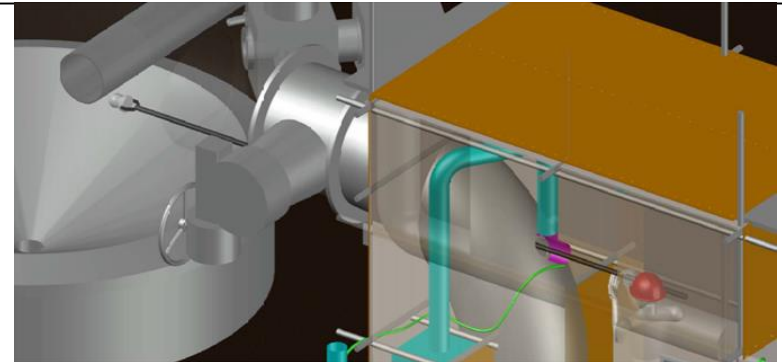
調査

線量測定・スミヤ採取・カメラ調査

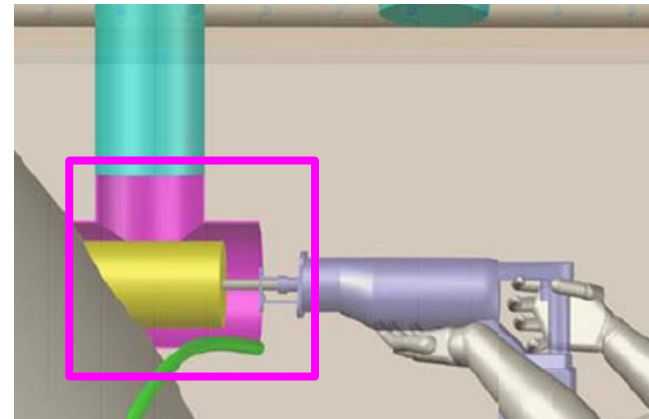


閉止

穿孔穴に鉄栓を取付



内部確認作業イメージ (1/2号機排気筒調査時)



ダスト飛散防止用治具イメージ



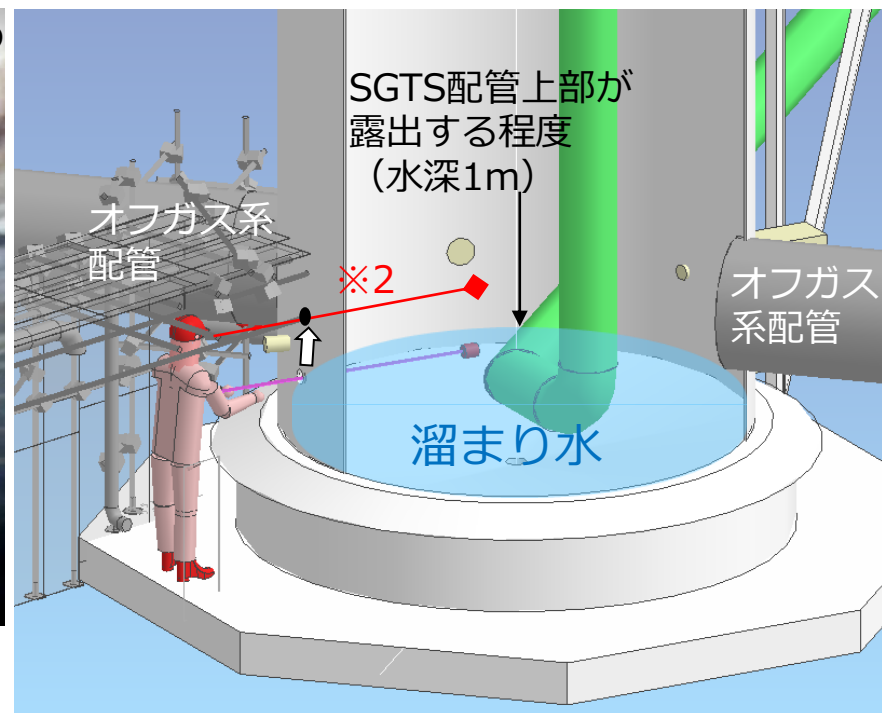
# 1. 排気筒の筒身内部の画像確認

- 2023年6月13日に排気筒の筒身へ穿孔を行い、内部を確認したところ、筒身内部SGTS配管上部（水平配管）が露出する高さ（水深約1m）までの溜まり水（雨水）を確認した。
- 溜まり水の分析の結果、排気筒ドレンサンプピットの水準を上回る**全β放射能を検出**。
- 排気筒の外観確認を実施したところ、配管貫通部等からの漏えいは確認されず、溜まり水は排気筒内部に留まっている。今後の対応を別途検討する予定。

## <筒身内部の様子>



## <イメージ>

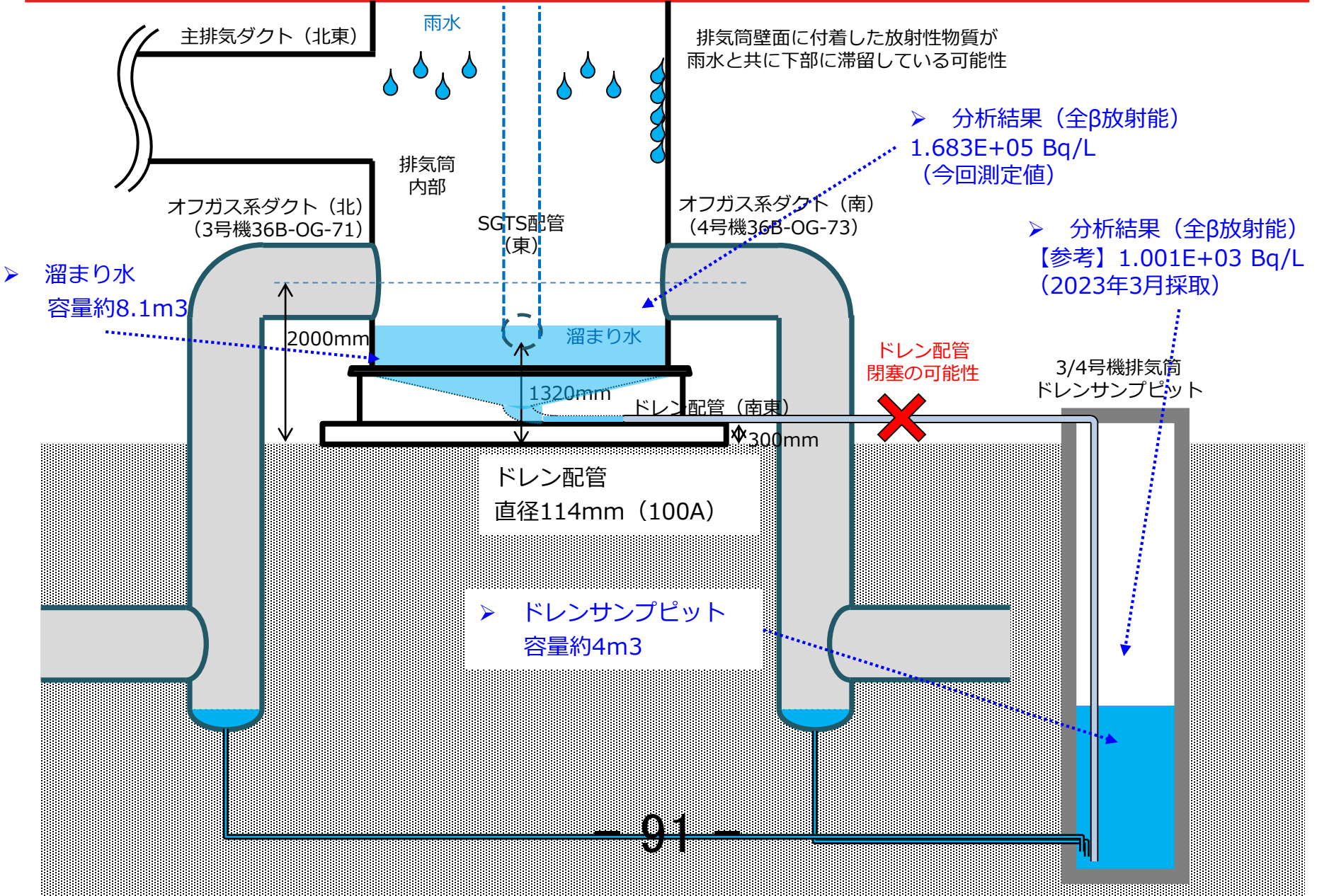


### ➤ 分析結果（全β放射能）

- ・ 排気筒溜まり水：1.683E+05 Bq/L (90回測定値)
- ・ 【参考】排気筒ドレンサンプピット：1.001E+03 Bq/L（2023年3月採取）

※2 実際の穿孔位置は、オフガス系配管の中心よりやや上

# 補足：溜まり水の状況（推定）

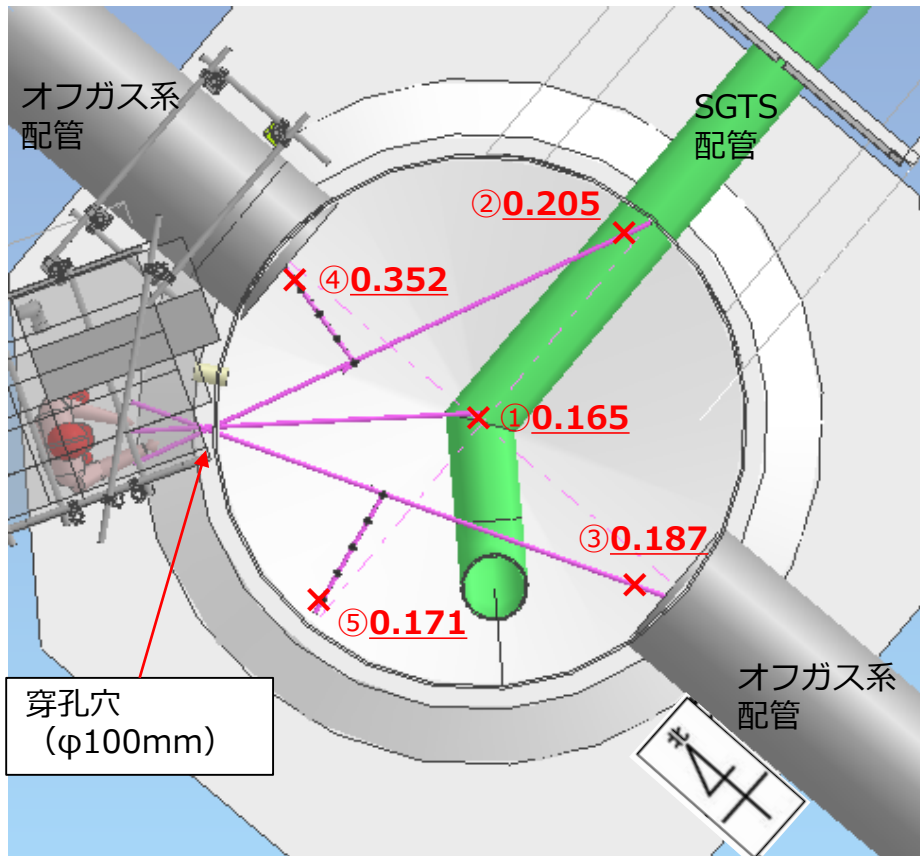


## 2. 調査結果速報（排気筒の筒身内部線量測定）

- 筒身内部の線量測定を実施したところ、約0.165～0.352mSv/h（5箇所）という結果であった。

### <線量測定結果>

× : 線量測定箇所



①筒身中央	0.165mSv/h
②筒身内側面から200mm	0.205mSv/h
③筒身内側面から200mm	0.187mSv/h
④筒身内側面から200mm	0.352mSv/h
⑤筒身内側面から200mm	0.171mSv/h

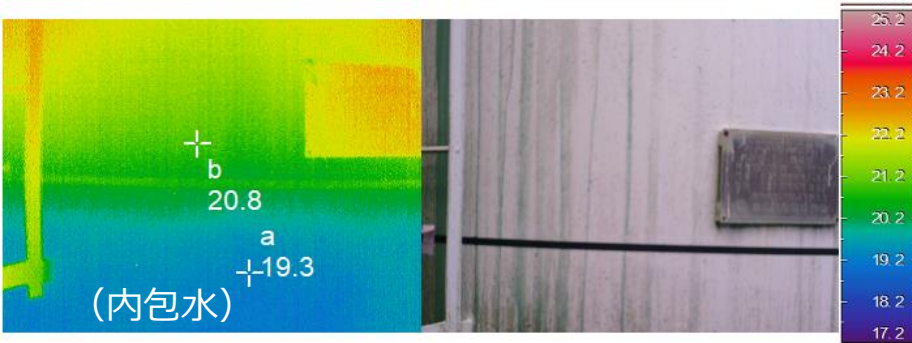
- ・線量測定日：2023年6月14日
- ・測定器：水中サーベイメータ（GMWS）

### 3. SGTS配管の内部線量測定

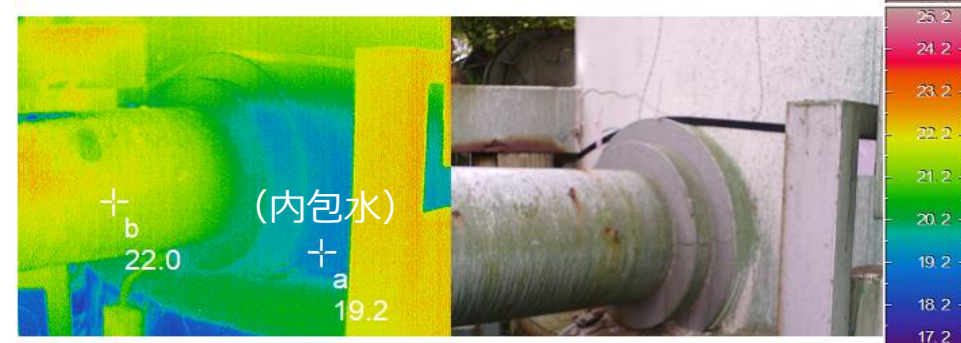
- SGTS配管にも溜まり水がある可能性を考慮し、赤外線サーモにて外観温度の比較を実施した。
- SGTS配管温度が周辺温度と同程度であるため、**溜まり水は無いと判断**しSGTS配管の穿孔及び内部線量調査を実施。

#### <外観温度比較結果>

##### ➤ 排気筒の筒身



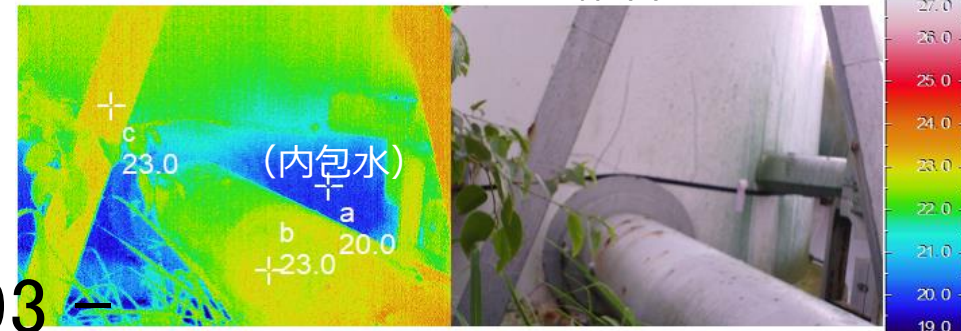
##### ➤ 排気筒の筒身・SGTS配管



##### ➤ SGTS配管



##### ➤ 排気筒筒身・H鋼・SGTS配管

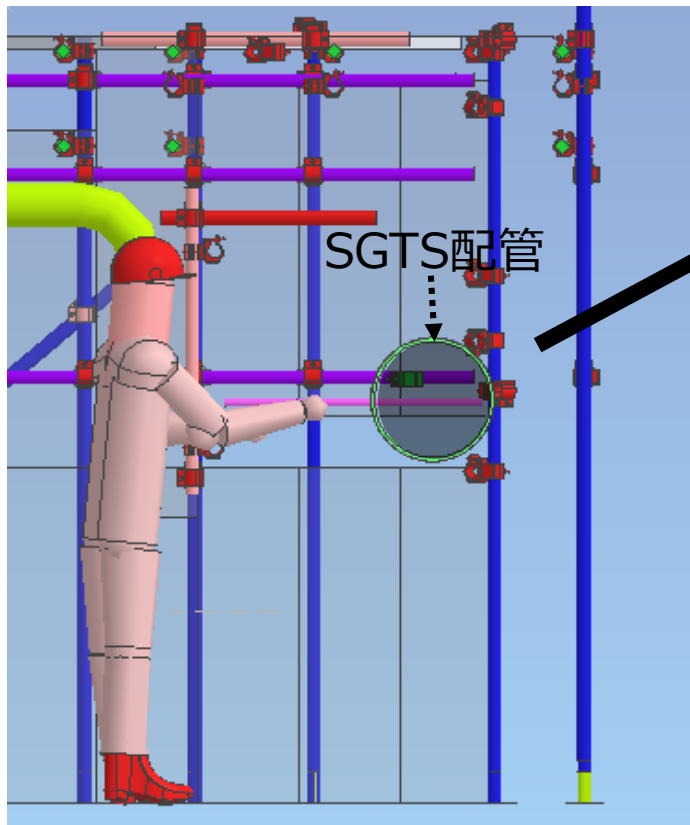




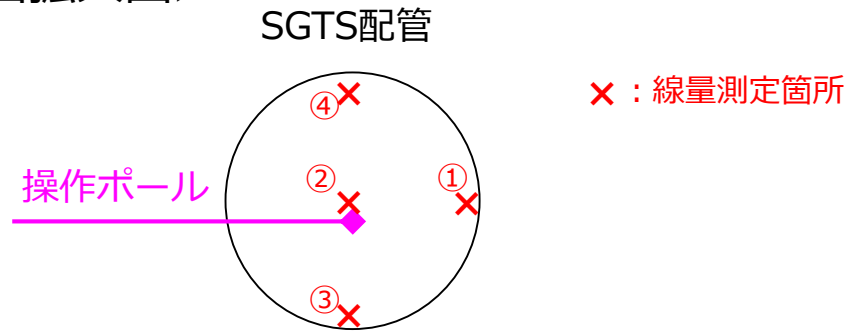
## 4. 調査結果速報（SGTS配管内部線量測定）

- 2023年6月23日，SGTS配管内部の線量測定を実施したところ，約0.336～0.650mSv/h（4箇所）という結果であった。

### <線量測定結果>



### <断面拡大図>



①SGTS配管内面穿孔位置正面壁面	0.425mSv/h
②SGTS配管内中央	0.425mSv/h
③SGTS配管内面下部	0.650mSv/h
④SGTS配管内面上部	0.336mSv/h

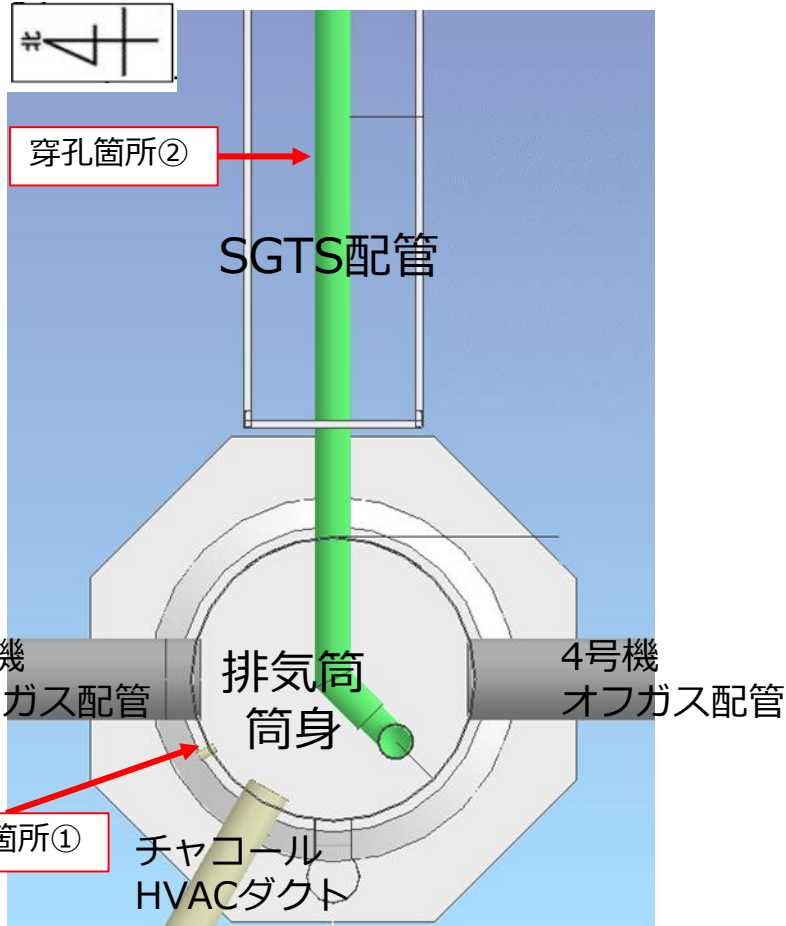
- ・線量測定日：2023年6月23日
- ・測定器：水中サーベイメータ（GMWS）

# 補足：穿孔箇所

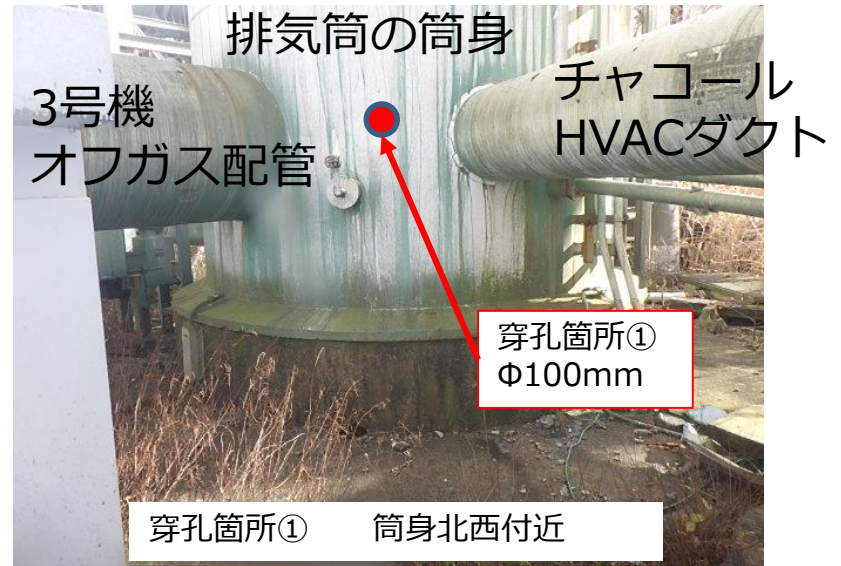


- 3/4号機排気筒の筒身に1箇所，SGTS配管に1箇所の計2箇所に穿孔して内部線量調査を実施。

## <穿孔箇所>



3/4号機排気筒 筒身図





## 5. 排気筒の筒身内部調査の分析結果

- 分析結果から、Cs-137が支配的であることを確認。
- 筒身内部の状況から、雨水以外の流入はないと考えられる。何らかの理由で筒身内に存在した放射性物質が、雨水に交じり筒身底部に溜まったと考えられる。

### <分析結果>

項目	筒身溜まり水 1回目採取 (Bq/L)	筒身溜まり水 2回目採取 (Bq/L)	SGTS配管 スミヤ (Bq/cm <sup>2</sup> )	筒身 スミヤ (Bq/cm <sup>2</sup> )
Cs-134	3.616E+03	3.493E+03	<3.341E-01	<1.621E-01
Cs-137	1.461E+05	1.411E+05	7.360E+00	1.611E+00
全β	1.683E+05	1.732E+05	3.120E+00	2.065E-01
Sr-90	3.166E+02	3.653E+02	<2.214E-02	<2.145E-02

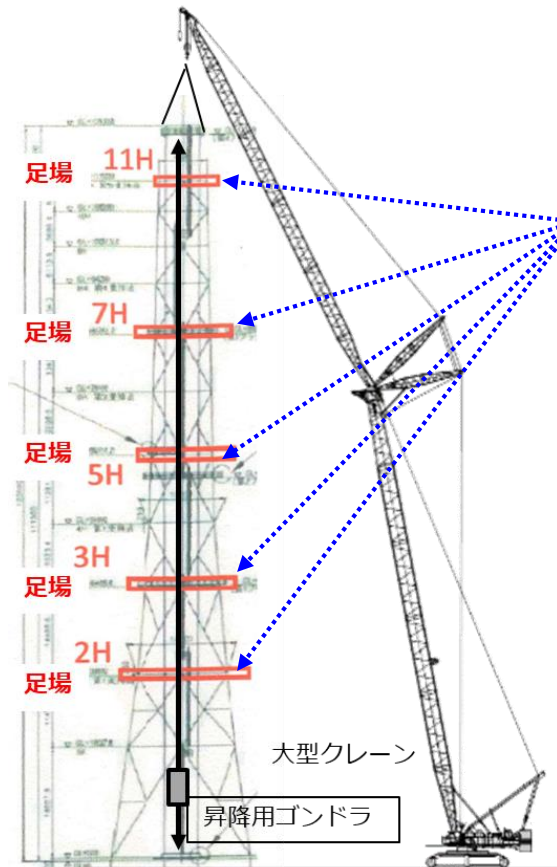
※スミヤろ紙の全βの測定結果は、溶解処理未実施のため、スミヤろ紙による遮蔽効果を含む。

### <解体作業に向けた対応>

- 解体作業前までに筒身内部の溜まり水の処理を検討する。
- 溜まり水の処理方法については、筒身切断時のダスト飛散リスクも考慮して検討する。

## 6. 調査結果速報まとめ

- 筒身内部の線量は約0.165～0.352mSv/h（5箇所），SGTS配管内部の線量は約0.336～0.650mSv/h（4箇所）という結果であった。
- 筒身外側周辺の雰囲気線量平均約0.650mSv/hと比較して低い値であり，線量計画を立て，排気筒の具体的な切断工法検討を行う。



### <工法検討（案）>

- 排気筒を大型クレーン等で吊り上げ，切断箇所に高所足場を組み，足場上で切断を実施。
- 切断工法について，従来工法の採用可・否の検討を行う。

図：工法イメージ

※5/6号機排気筒塗装時の図面を使用

# 7. 3/4号機排気筒内部線量調査工程（実績）



# 参考資料

再掲：2023年4月27日チーム会合資料抜粋

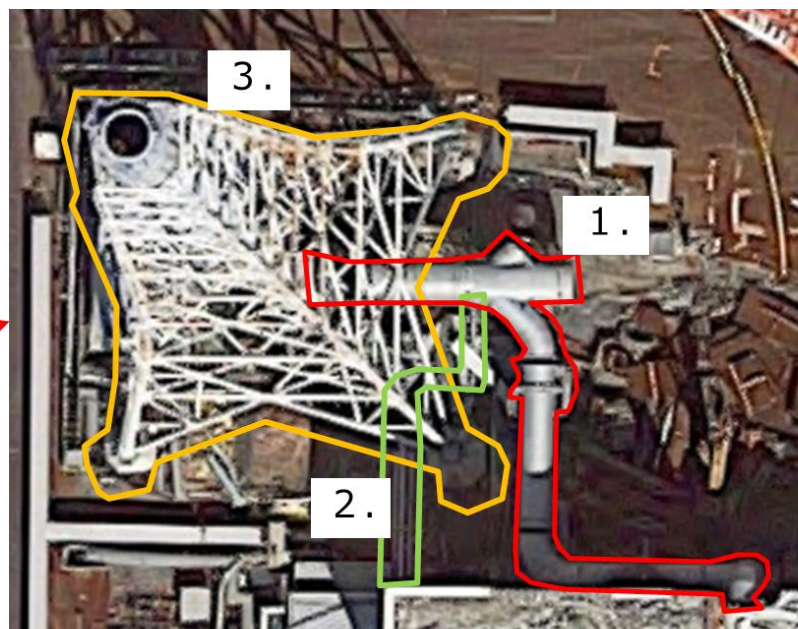
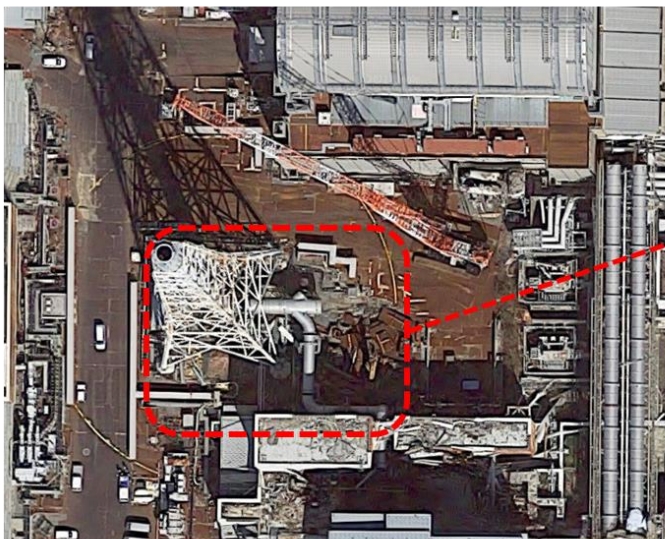
# 参考 1. 3/4号機排気筒撤去の目的・スコープ

■目的：燃料デブリ取出設備等のための敷地確保のため、3/4号機排気筒の撤去を行う。

## ■解体工事のスコープ

- 3/4号機排気筒の地上部及び内部のSGTS配管
- 3/4号機排気筒から4号T/B建屋までの間の主排気ダクト及び地上部のSGTS配管

1. 3/4号機主排気ダクト：3号機側は除却済のため、4号機側のみ
2. SGTS配管：4号機R/B－3/4号機排気筒間
3. 3/4号機排気筒：上部、下部



— 100 —

対象エリア

除却対象





## 参考 2 - 2. 調査概要 (穿孔作業)

- 3/4号機排気筒筒身及びSGTS配管に内部線量調査用の穿孔を行う。
- $\Phi 10\text{mm}$ で事前穿孔を行い、ダストの気流確認後問題なければ $\Phi 100\text{mm}$ で本穿孔を行う。

### <穿孔作業イメージ>



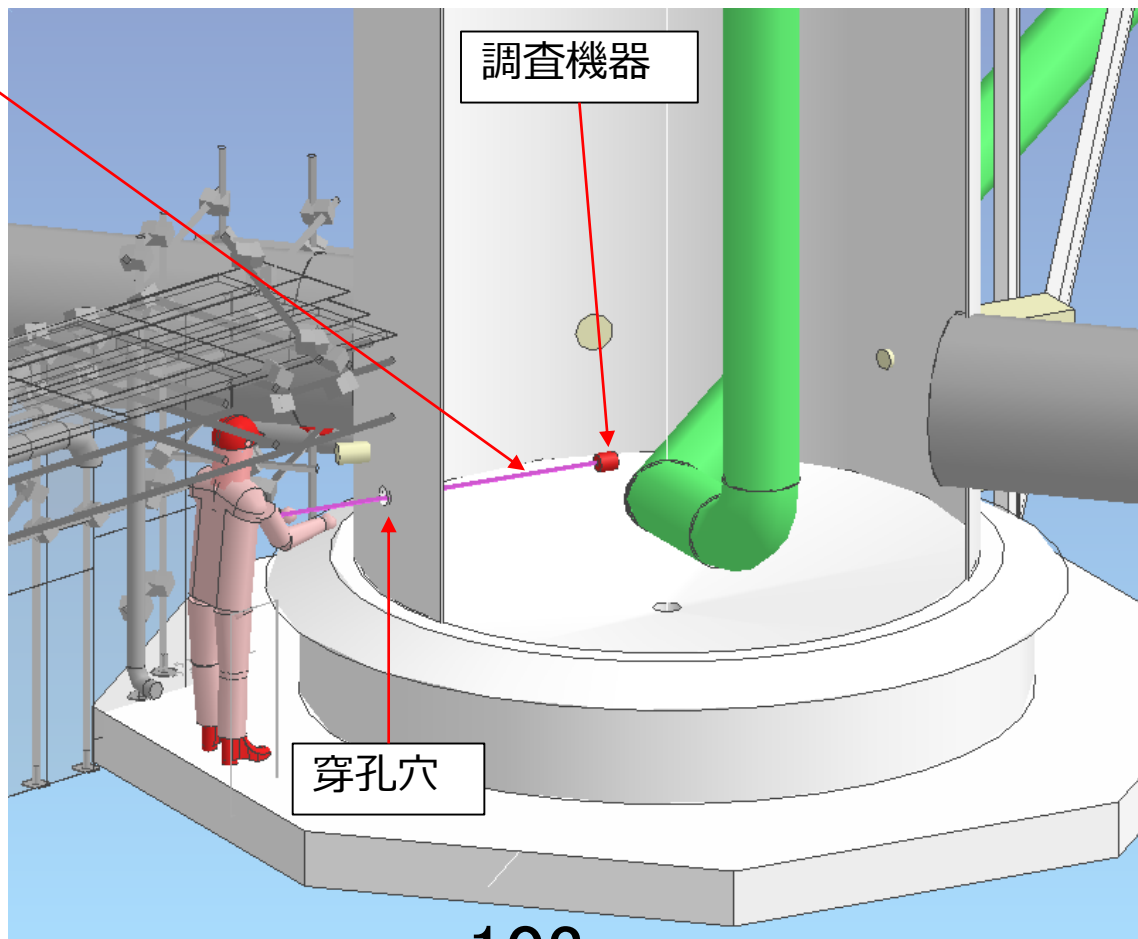
オフガス系配管の穿孔装置設置状況 (1/2号機排気筒内部調査時)

## 参考 2 - 3. 調査概要（内部線量調査）

- 穿孔箇所から操作ポールを挿入し、操作ポール先端の調査機器を適宜交換し内部線量調査を行う。（線量測定・スミヤ採取・カメラによる内部確認）

### <内部線量調査イメージ>

操作ポール  
(伸縮式)

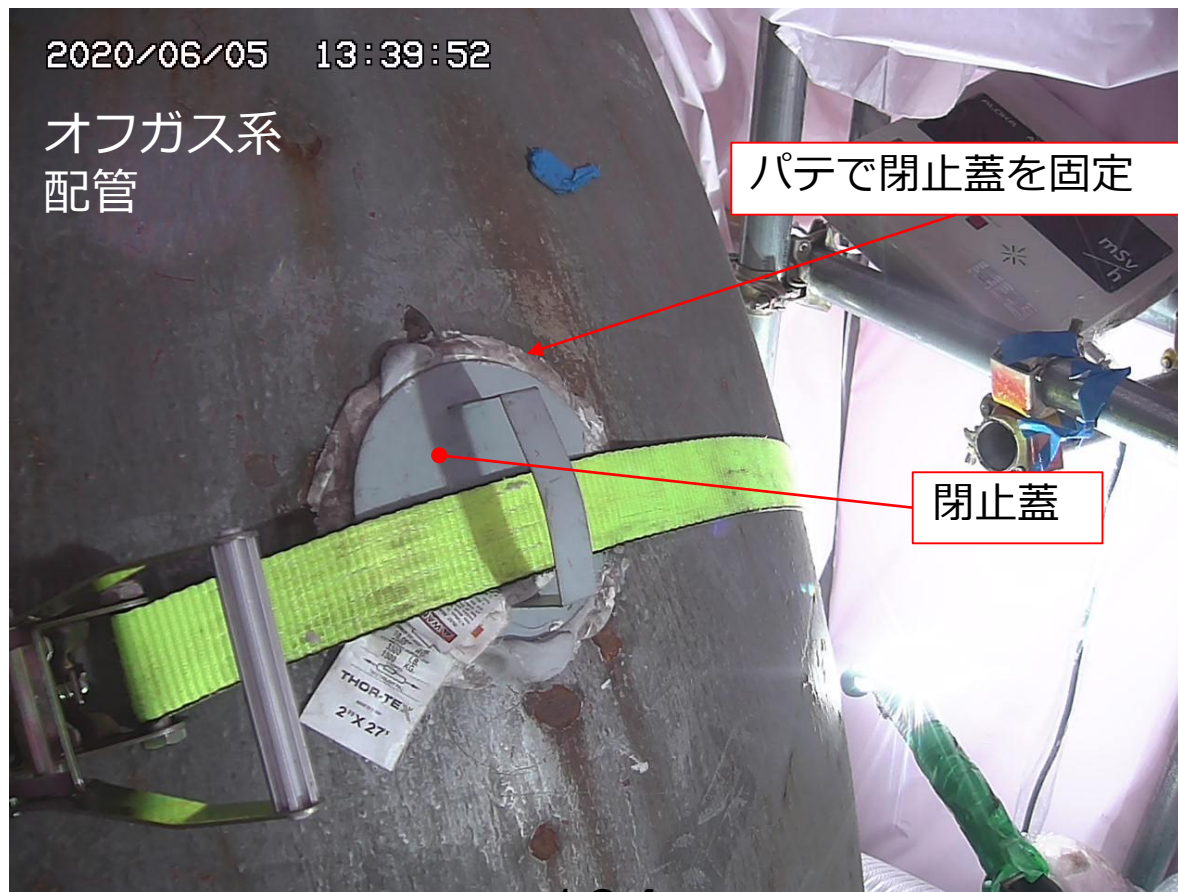


※内部線量調査の詳細は参考 3 を参照

## 参考 2 - 4 . 調査概要（閉止作業）

- 内部線量調査完了後，穿孔穴に鉄栓（閉止蓋）の取付を行う。
- 閉止蓋取付後にパテ等で固定する。

<閉止蓋取付イメージ>



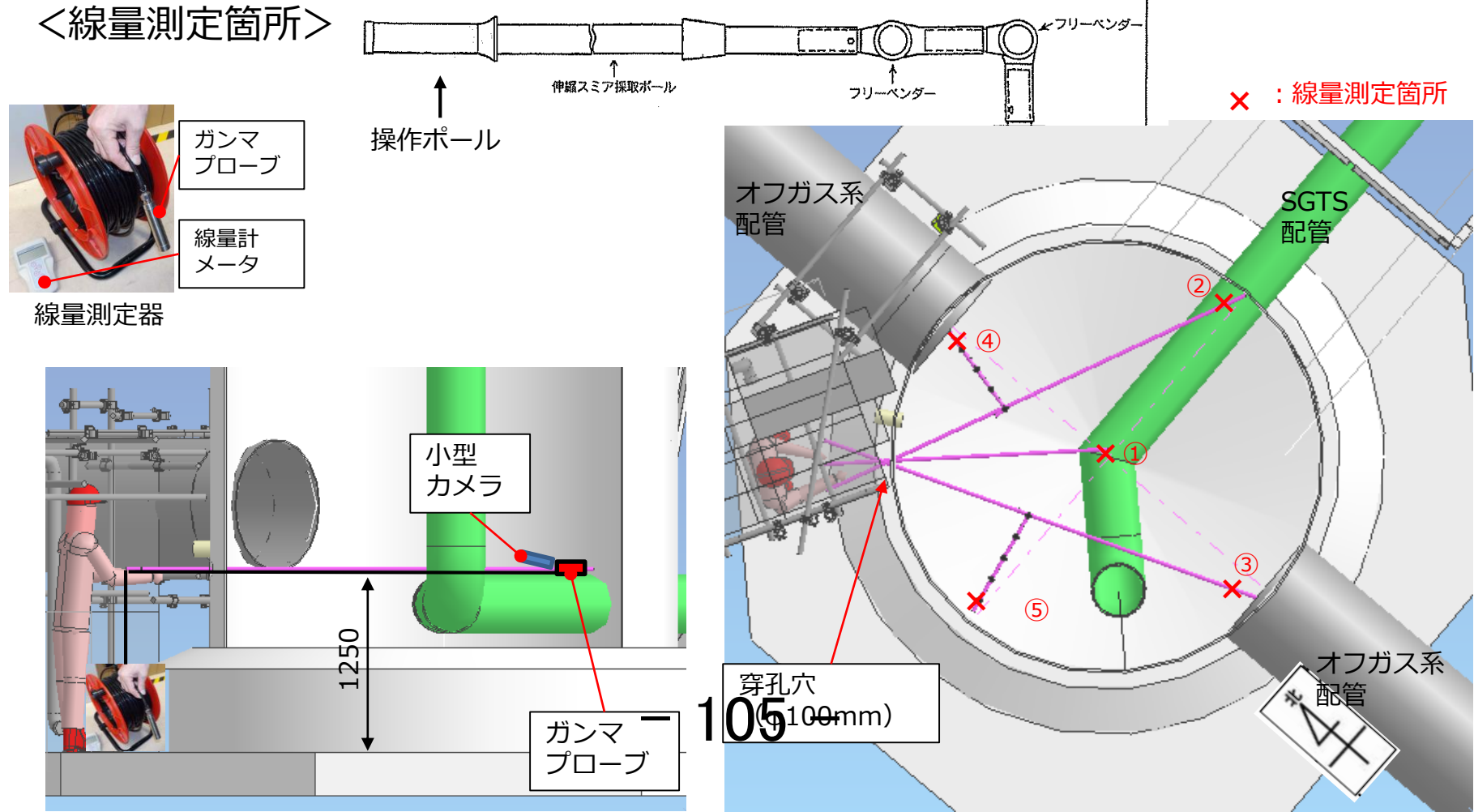
1/2号機排気筒調査時 穿孔箇所への閉止蓋取付状況



# 参考3-1. 筒身内部調査（線量測定）

- 操作ポール先端に小型カメラ及び線量計を取付け、排気筒内部の線量測定を実施。
- 線量測定箇所は以下図の位置を想定。（①は筒身中心付近、②～⑤は筒身内側表面より200mm程度離して測定）

## <線量測定箇所>



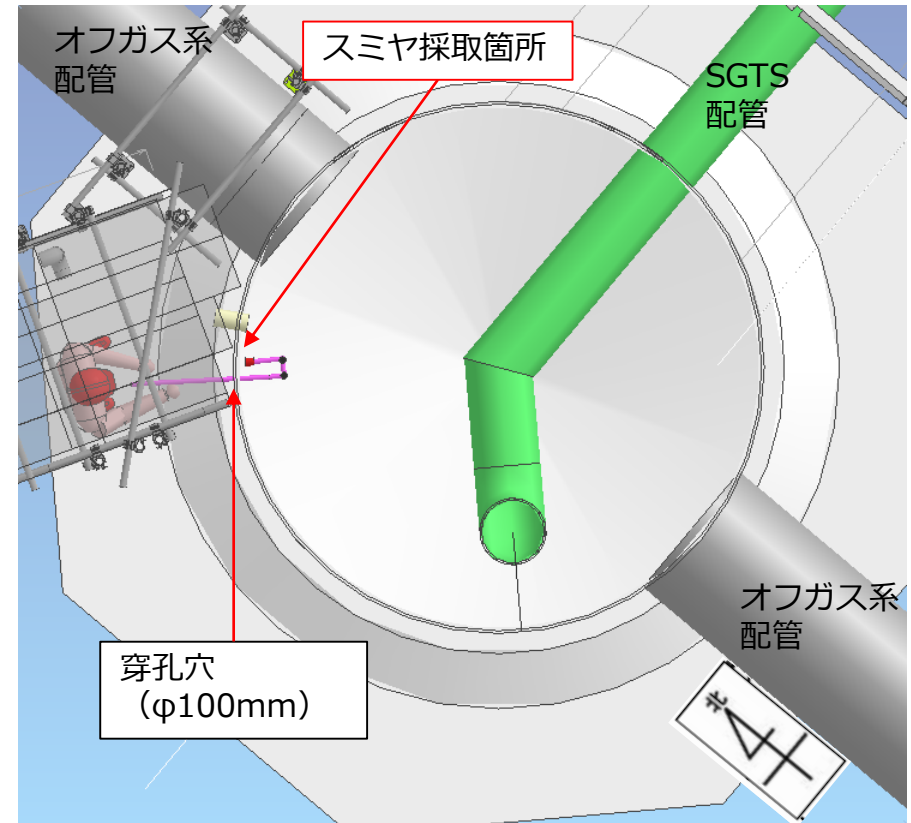
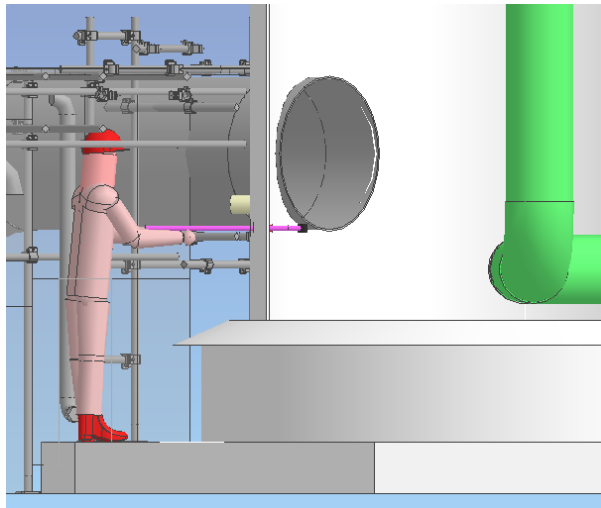
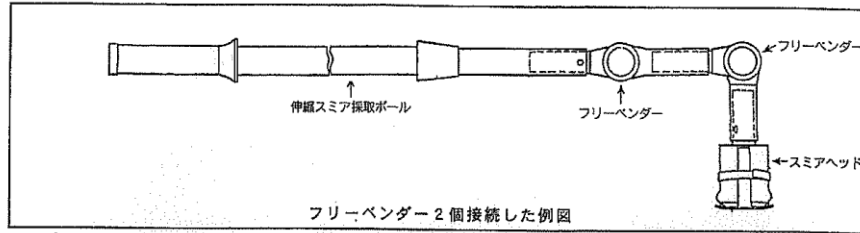


## 参考3-2. 筒身内部調査（スミヤ採取）

- スミヤポールを用いて筒身内部のスミヤ採取を実施。
- スミヤ採取箇所は以下図のように穿孔部近傍を想定。

### ＜スミヤ採取箇所＞

スミヤポール（高所用）



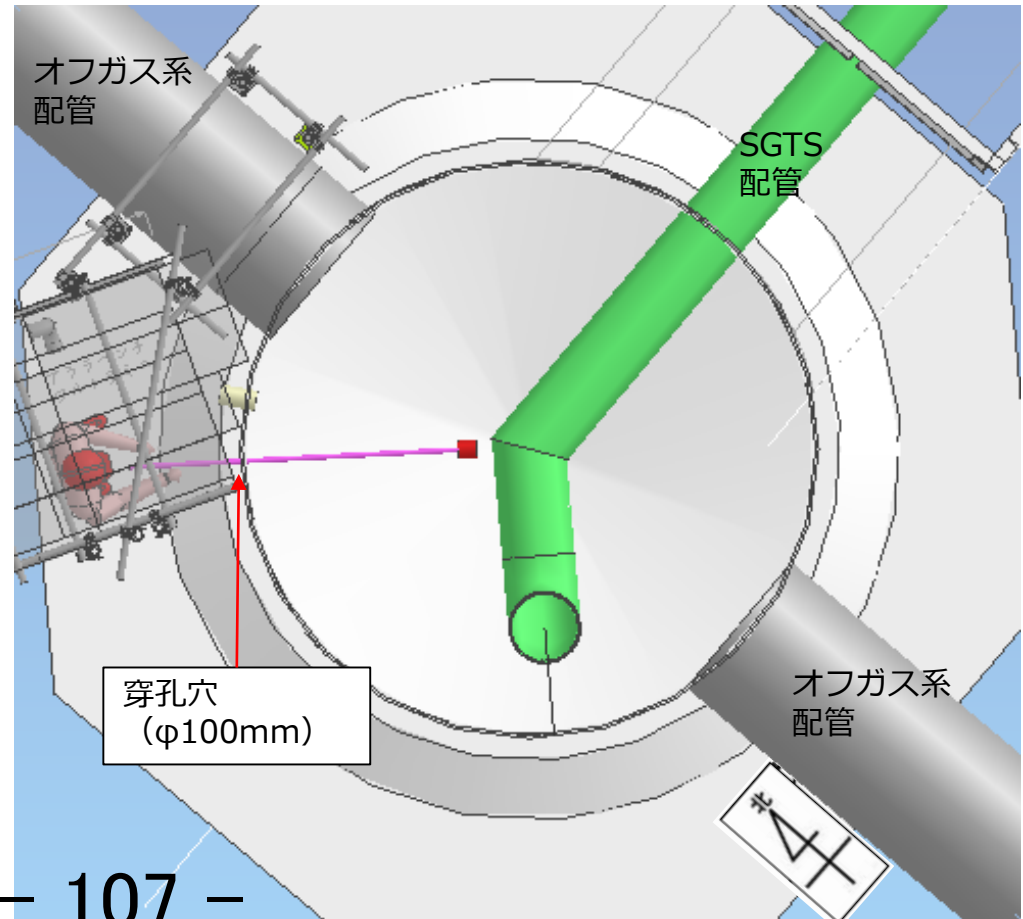
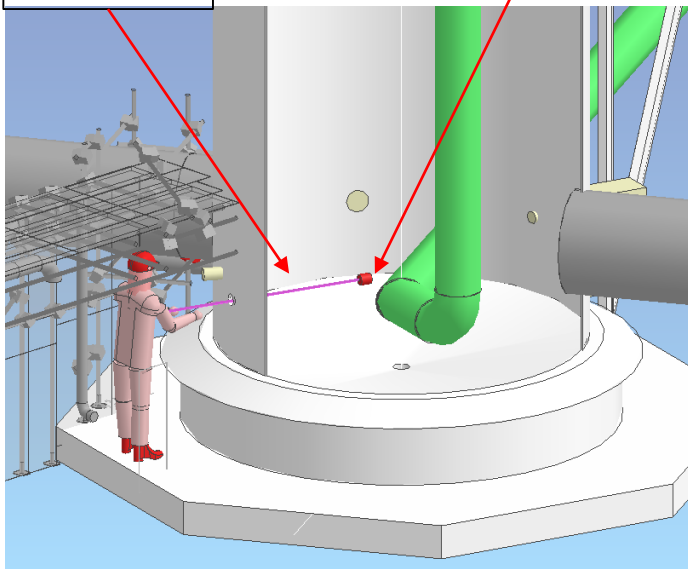
# 参考3-3. 筒身内部調査（カメラによる内部確認） **TEPCO**

- 操作ポールにカメラを取付け、筒身内部の底部・側面の状況を確認・記録。
- 使用するカメラはモックアップにて映像を確認した上で選定。

## <カメラによる内部確認箇所>

操作ポール  
(伸縮式)

カメラ



360度Webカメラ



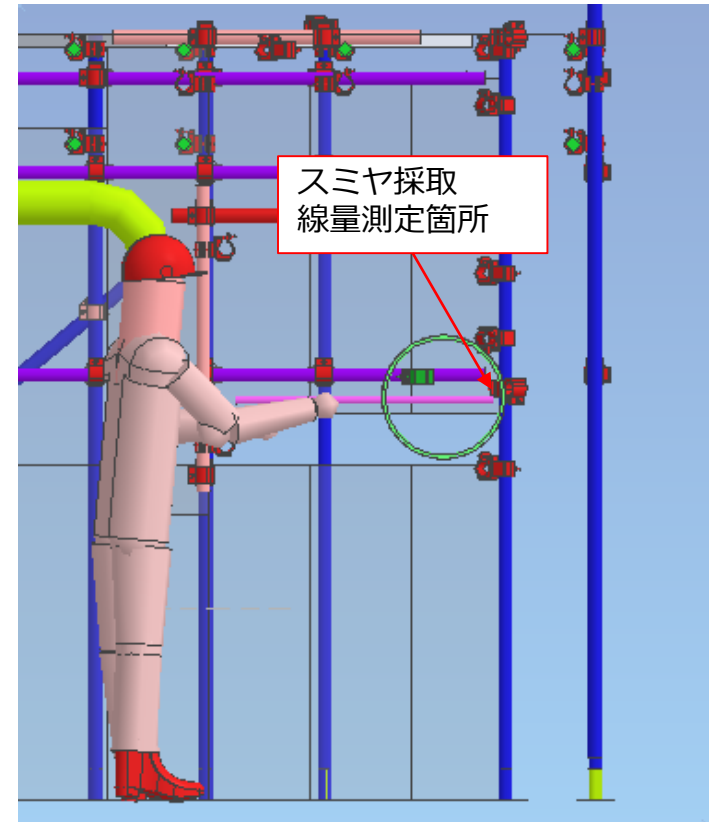
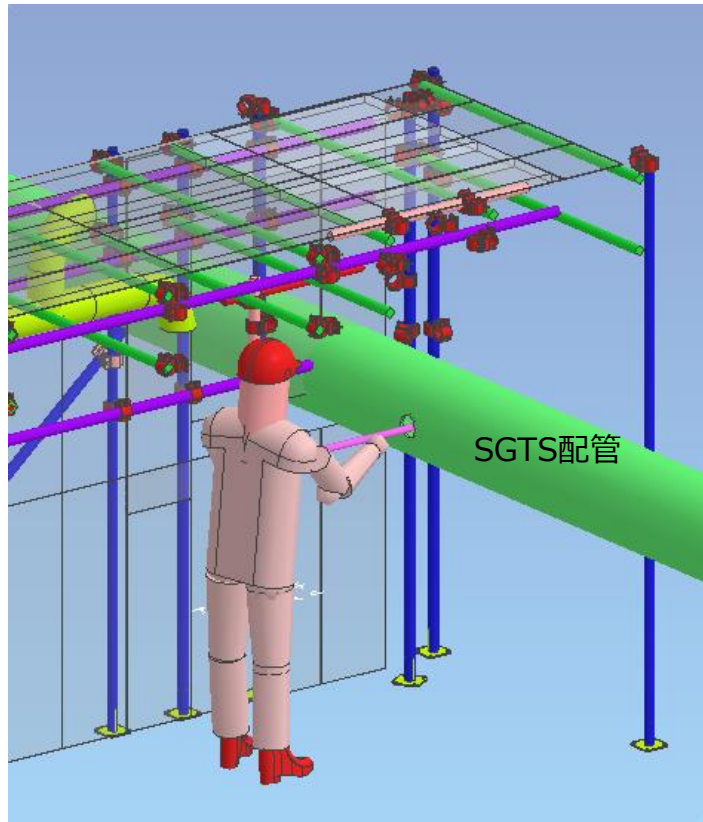
ネットワークカメラ  
(前回作業で実績あり)

使用するカメラの例

## 参考 3 - 4 . SGTS配管内部調査

- スミヤポールを用いて、SGTS配管内部の線量測定・スミヤ採取を実施。
- 小型カメラにて穿孔部付近の内部状況を確認。

### <内部調査箇所>



# R C W系統の格納容器隔離弁に対する電動弁の適用理由

2023年10月30日

**TEPCO**

---

東京電力ホールディングス株式会社

- R C Wシステムの格納容器隔離弁に電動弁が適用されている理由，Fail Close設計となっていない理由は何か？

#### <理由>

R C Wシステムは常用補機等（一部プラントでは非常用補機も含む）の冷却を行う系統であり，格納容器内の常用補機等（再循環ポンプ，ドライウェルクーラ，サンプクーラ）の冷却も行っている。格納容器内負荷の冷却の喪失は常用補機の機能喪失に至るため，プラントの運転に影響を与える可能性がある。また，ドライウェルクーラは格納容器内の冷却に有効であり，通常運転時以外の異常時等においても，機能が維持できれば冷却効果を期待でき，代替除熱利用として位置づけられた例もある。このため，R C Wシステムの格納容器隔離弁については，前記のような格納容器内負荷の冷却に対する影響も考慮した設計としてきている。

上記のような点も考慮して，R C Wシステムの格納容器隔離弁に空気作動弁又は電動弁を採用した場合を整理すると以下の通りとなる。

#### ○空気作動弁を採用した場合

- ・ Fail Close設計が可能であり，**隔離機能を優先した設備構成が可能。**
- ・ 圧縮空気系（常用系）に故障，機能喪失が発生した場合は，当該隔離弁が誤閉となり，**格納容器内負荷の冷却ができなくなる。**



### ○電動弁を採用した場合

- ・ Fail as is設計となるため、弁の駆動源喪失時は開状態が維持され、**隔離機能を確保できない**が、弁の駆動源は非常用電源であり、機能喪失に至る可能性は小さい。
- ・ 弁の駆動源喪失時には開状態が維持されるため、R C Wシステムの機能が維持されていれば、弁の駆動源喪失が**格納容器内負荷の冷却に影響を与えない**（※補足参照）。
- ・ さらに、電源喪失に対しては、格納容器内外に隔離弁を1弁ずつ設け、それぞれを異区分の非常用電源から給電することで、片系の電源が喪失しても、もう片系の電源が健全であれば、隔離操作が可能である。  
（**両系の非常用電源が喪失した場合は隔離機能を確保できない。**）

上記の通り、弁の駆動源が非常用電源であり機能喪失に至る可能性が小さいこと、及び弁の駆動源が喪失しても格納容器内負荷の冷却に影響を与えないこと、さらに内外の隔離弁に異区分の非常用電源から給電することで隔離機能を確保できる（但し、両系の非常用電源が喪失した場合は隔離機能を確保できない）ことから、電動弁を採用してきている。

※ 補足：電動弁単体の駆動源の喪失の場合は、R C Wシステムへの電源供給は維持され、格納容器内負荷の冷却は維持される。万が一、1区分の非常用電源が喪失した場合は、その区分から電源供給されるR C Wシステムは停止し、格納容器内負荷の冷却はできなくなるが、他区分の非常用電源から電源供給されるR C Wシステムは運転を継続するため、片系分の格納容器内負荷の冷却は維持される。

## 参考資料

「福島第一原子力発電所における R C W 系統の  
格納容器隔離弁について」  
(2023年6月22日検討会資料)

# 1. RCWシステムの格納容器隔離弁に関する要求事項

- RCWシステムは原子炉格納容器を貫通しているが、原子炉格納容器内に開口部がなく、閉じた配管系となっている。
- 原子炉格納容器内で閉じた配管系に対する要求事項は以下の通り。

## 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（抜粋）

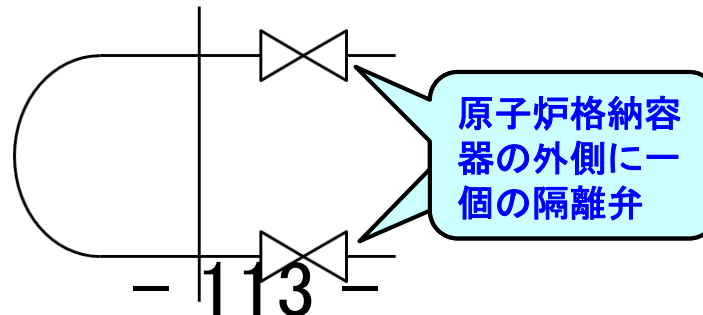
### 第32条 第3項

ただし、一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納施設内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る施設の損壊の際に損壊するおそれがない管にあつては貫通箇所の内側又は外側であつて近接した箇所に1個の隔離弁を設けるものとする。

（同解釈抜粋）

この場合において、隔離弁は遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。  
⇒この場合の隔離弁は必ずしも自動隔離弁でなくともよい。

RCWシステムは原子炉格納容器内において閉じた配管系を構成



この場合の隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。

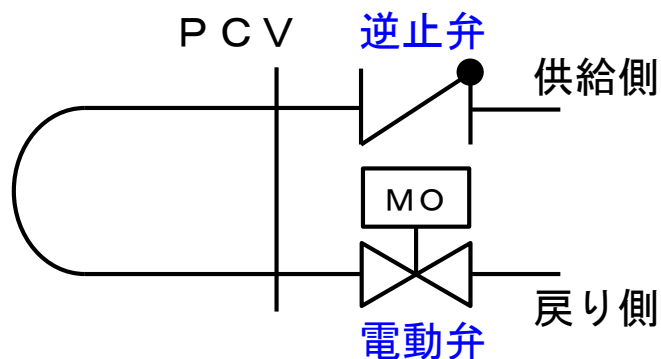
## 2. 福島第一原子力発電所におけるRCW系統の格納容器隔離弁設置状況

■ 福島第一原子力発電所におけるRCW系統の格納容器隔離弁設置状況を以下に示す。

号機	供給配管			戻り配管				電動弁の 隔離操作
	内側	外側		内側		外側		
	弁方式	弁方式	電源	弁方式	電源	弁方式	電源	
1F-1	—	逆止弁	—	—	—	電動弁	A系非常用	手動操作
1F-2~5	—	逆止弁	—	—	—	電動弁	B系非常用	手動操作
1F-6	—	電動弁	A系非常用	—	—	電動弁	A系非常用	手動操作

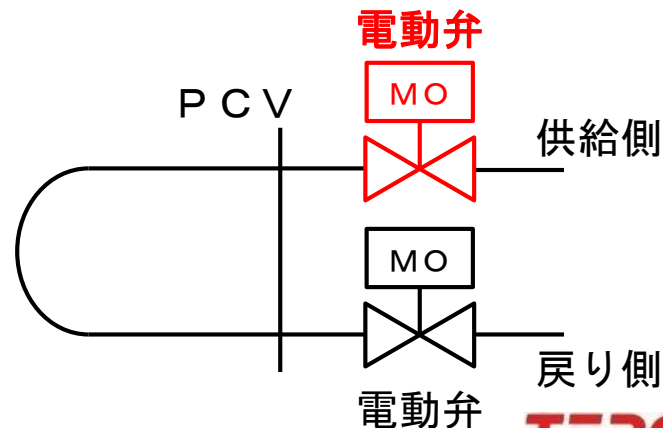
### <1F-1~5>

- ・ 供給配管外側に逆止弁1弁，戻り配管外側に電動弁1弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から電源供給
- ・ 手動操作にて隔離



### <1F-6>

- ・ 供給配管外側，戻り配管外側に共に電動弁1弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から電源供給
- ・ 手動操作にて隔離



逆止弁を  
電動弁化

- 114 -

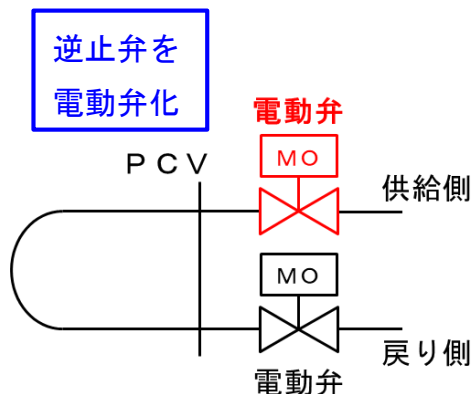
# (参考) 福島第二原子力発電所以降のRCW系統の格納容器隔離弁設置状況

■ 福島第二原子力発電所以降のRCW系統の格納容器隔離弁設置状況を以下に示す。

号機	供給配管			戻り配管				電動弁の 隔離操作
	内側	外側		内側		外側		
	弁方式	弁方式	電源	弁方式	電源	弁方式	電源	
2F-1/KK-1	—	電動弁	A系非常用	—	—	電動弁	B系非常用	手動操作
2F-2~4	逆止弁	電動弁	A系非常用	電動弁	B系非常用	電動弁	A系非常用	手動操作
KK-2~7	逆止弁	電動弁	A系非常用	電動弁	B系非常用	電動弁	A系非常用	LOCA信号で自動隔離

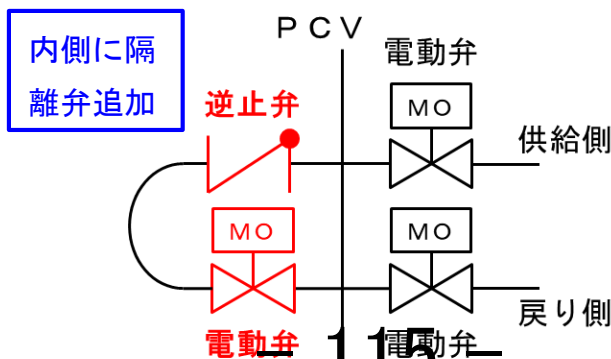
## <2F-1/KK-1>

- ・ 供給配管外側，戻り配管外側共に電動弁1弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から供給
- ・ 手動操作にて隔離



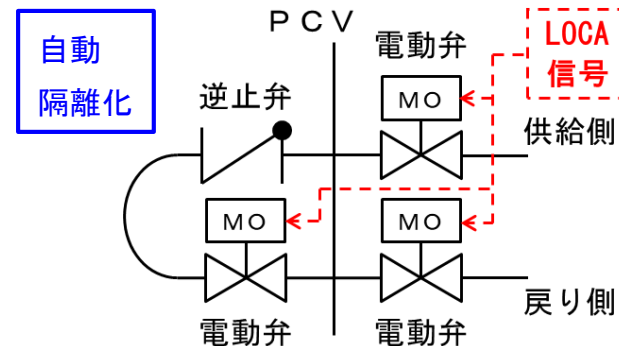
## <2F-2~4>

- ・ 供給配管内側を逆止弁，供給配管外側，戻り配管内側/外側を電動弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から供給
- ・ 手動操作にて隔離



## <KK-2~7>

- ・ 供給配管内側を逆止弁，供給配管外側，戻り配管内側/外側を電動弁で構成
- ・ 電動弁は非常用電源から供給
- ・ LOCA信号で自動隔離





「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（指針31）」（抜粋）

指針31 第2項（2）

（2）前号（1）の配管系以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側又は外側において閉じている配管系については、原則として原子炉格納容器の外側に1弁。

発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（抜粋）

第32条 第3項

ただし、一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納施設内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る施設の損壊の際に損壊するおそれがない管にあっては貫通箇所の内側又は外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を設けるものとする。

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（抜粋）

第32条 第5項第3号

原子炉格納容器を貫通し、貫通箇所の内側又は外側において閉じている配管にあっては、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けるものとする。

# 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（SGTS）配管 線量調査，及びγカメラ撮影について

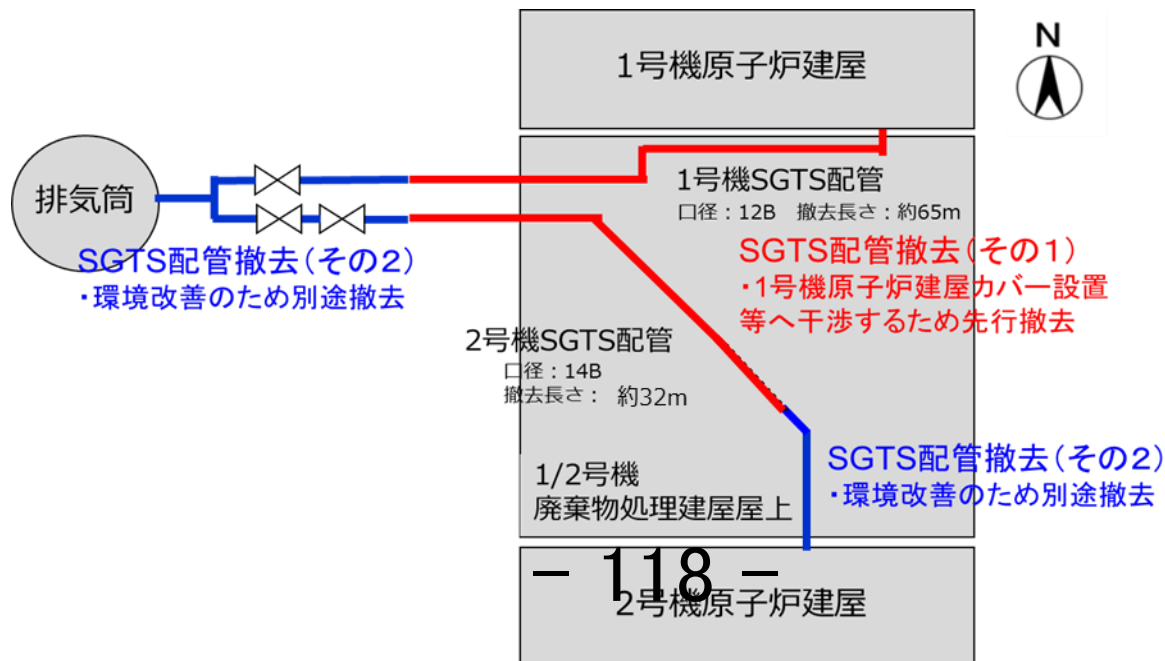
2023年10月30日



東京電力ホールディングス株式会社

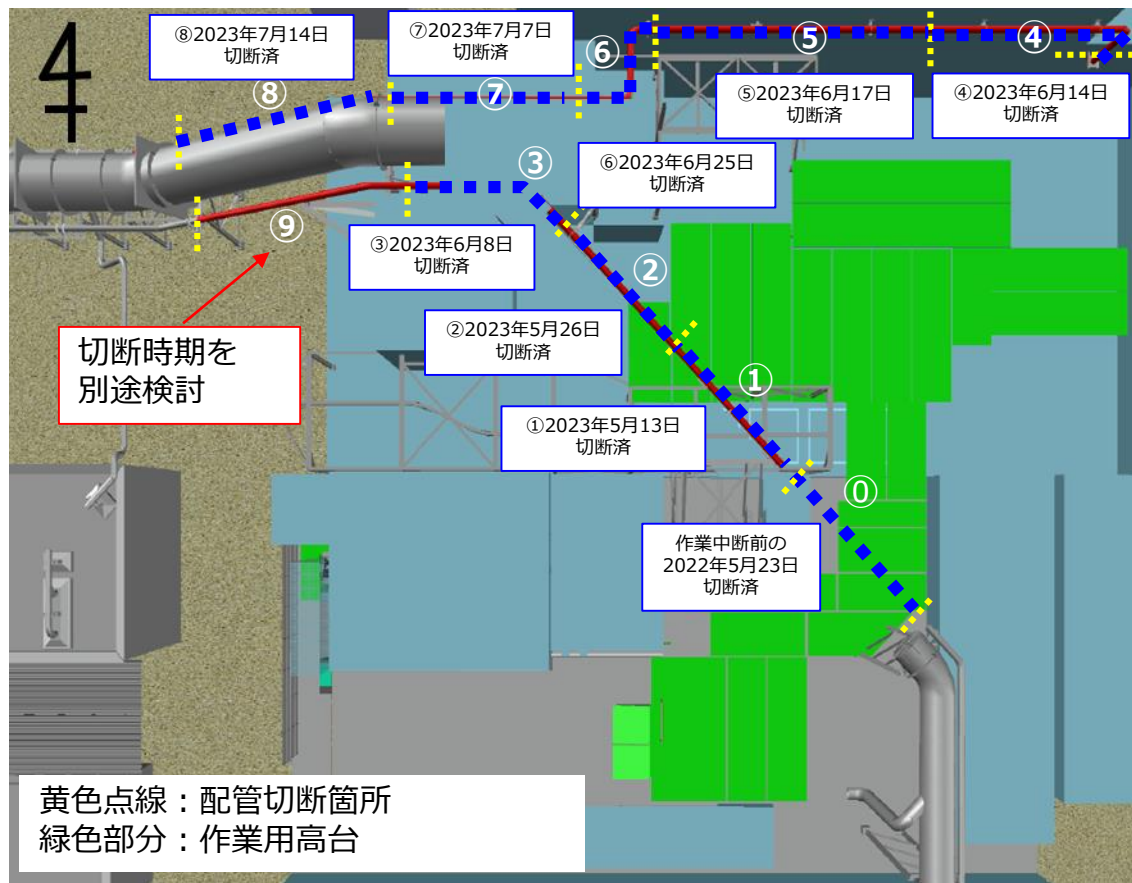
【1/2号機SGTS配管において、事故分析に資する調査を実施する。】

- 切断撤去したSGTS配管について、切断スプール毎にγカメラ測定を行い、配管の汚染状態のマッピングを行う。
- γカメラで高汚染が確認された部位について内面の映像取得、スミヤ及び配管サンプルを採取し、分析を行う。
- これらの調査により得られた情報から、今後事故時のプラント状況の分析を行い、知見を得る。



# SGTS配管撤去（その1）の配管切断箇所

- 1/2号機非常用ガス処理系(SGTS)配管について、1号機原子炉建屋カバ―設置に干渉する①～⑧の配管の切断撤去作業を完了した。



## 【SGTS配管線量測定の実施】

γカメラ測定時の周辺への影響の確認，及び今後実施する配管小割・細断作業について放射線防護対策を検討し，被ばく線量低減を図るため，配管線量を把握する目的で線量測定を行うこととした。

## 【γカメラ測定】

現場状況の変化に伴い，γカメラ測定の実施場所を変更した。

### □ 1号機SGTS配管④～⑧（1号機T/B屋上へ仮置き）

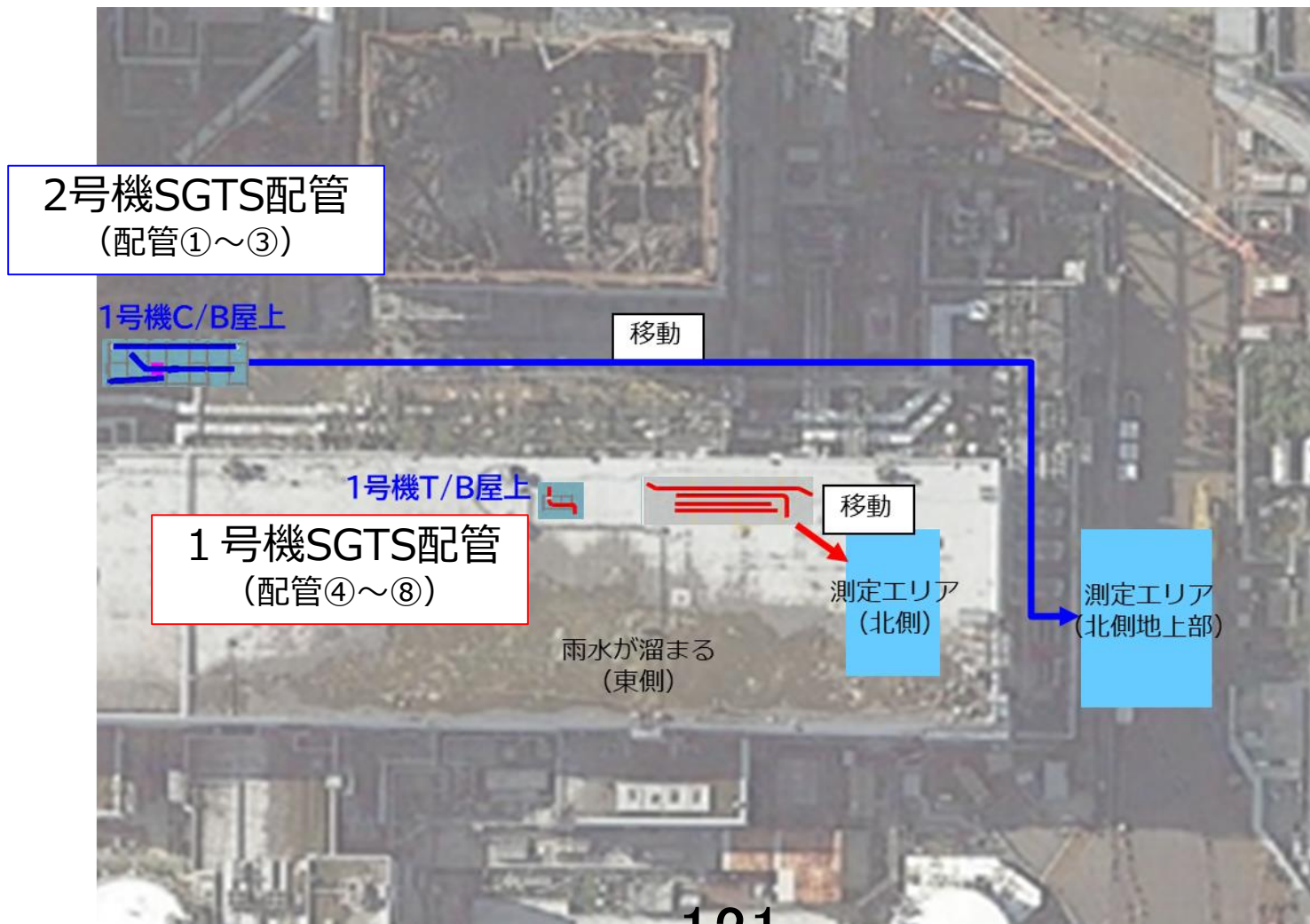
- 配管線量測定後，1号機T/B屋上にて，規制庁殿と協働で日中作業で対応する。
- γカメラは人力にて移動させる。（規制庁殿が対応。）
- 1250 t CC（※）は他工事との調整により夜間に使用するため，測定位置への配管移動は前日夜間に実施しておく。

※CC：クローラークレーン

### □ 2号機SGTS配管①～③（1号機C/B屋上へ仮置き）

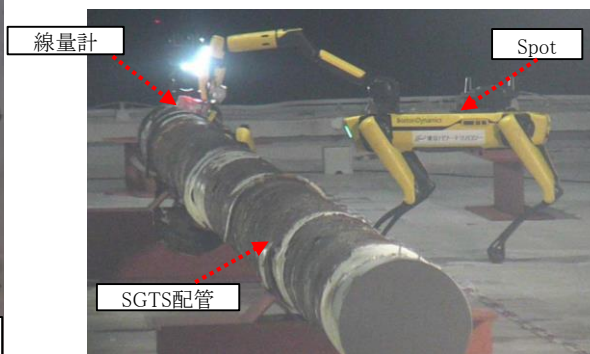
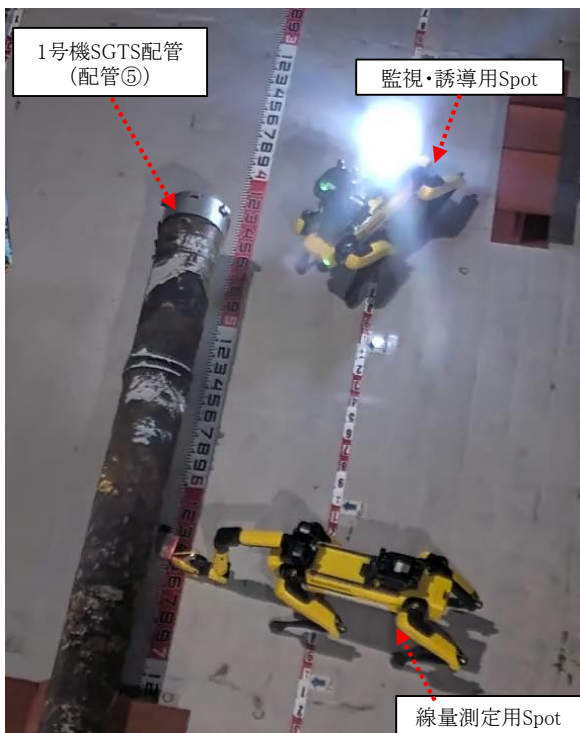
- 1号機配管より高線量であるため，遠隔での対応を検討中。
- 現在，作業場所及び手順について調整中。
- 規制庁殿と，日中作業で対応予定。





# 配管線量測定 概要

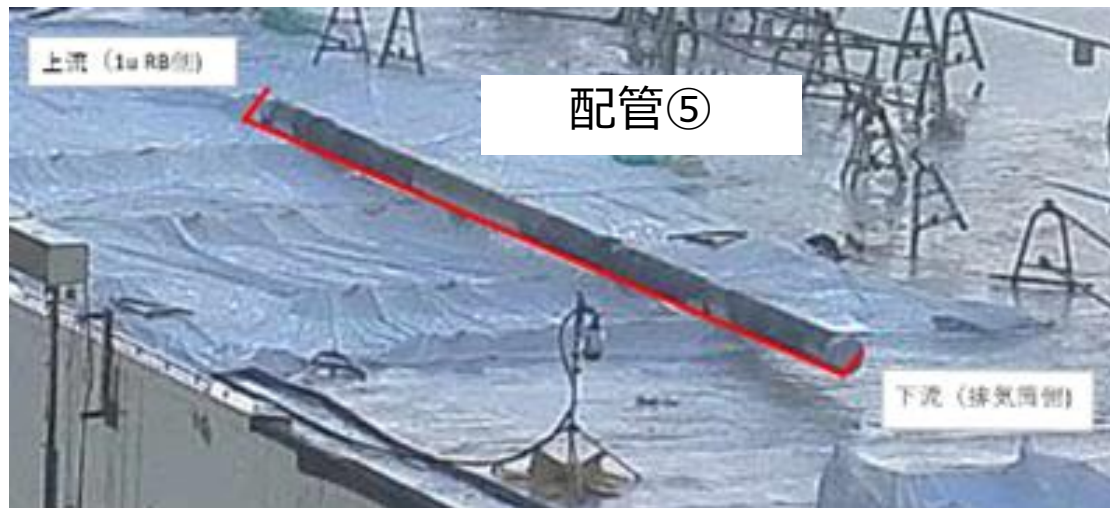
- 1号機T/B屋上および1号機C/B屋上に仮置き中の1/2号機SGTS配管について、遠隔ロボット（Spot）を使用し、SGTS配管の線量調査を実施する。
- Spot 2台を用いて作業を行う予定。（線量測定／線量測定Spotの監視・誘導）



・仕様  
型式：GF10  
メーカー：Thermo Scientific  
測定レンジ：5 $\mu$ Sv/h-3Sv/h

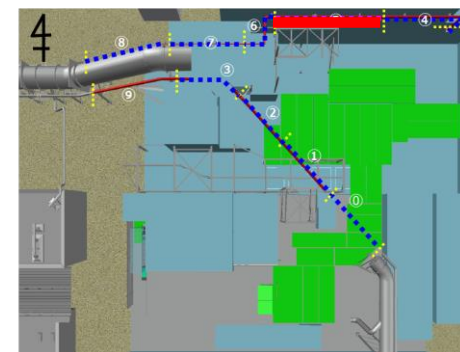
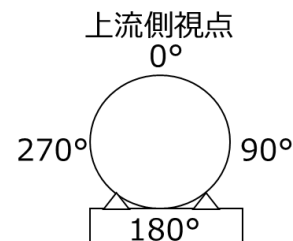
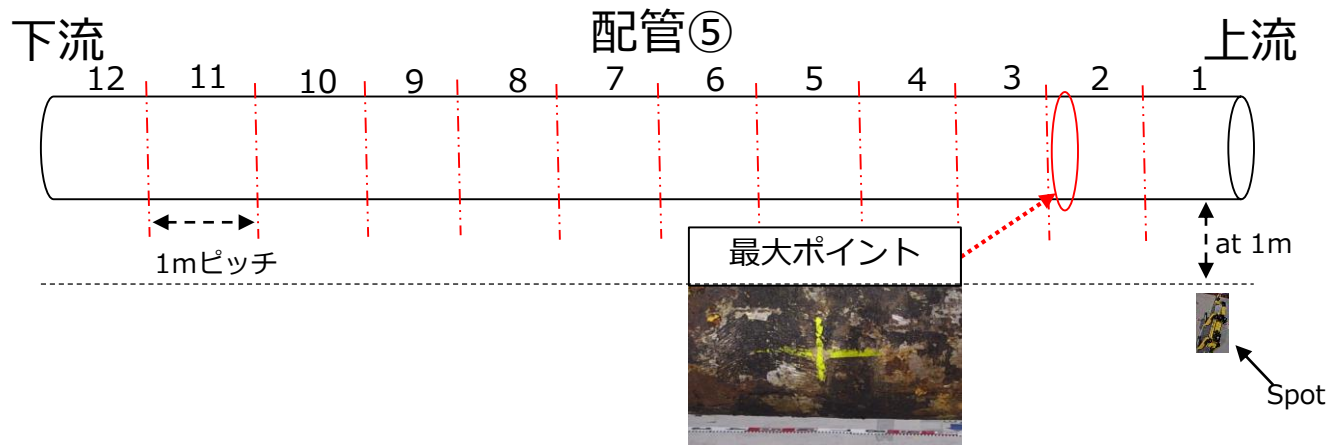
## 【実績】

- 1号機SGTS配管（配管⑤）について，下記の通り実施した。  
10月20日（夜間），配管線量測定を実施
  - ・ 配管線量測定(管軸方向1mピッチ)
  - ・ 配管線量測定(高線量部位周方向)



# 配管線量測定結果（配管⑤速報）

- 1号機SGTS配管表面の線量測定を実施したところ、最大値は約22.00mSv/hという結果であった。
- 今後、残りの配管について、順次線量測定を実施する。



配管表面よりat 1m

測定ポイント \ 測定位置	12	11	10	9	8	7	6	5	4	3	2	1
270° (配管横)	1.14	1.50	1.68	2.94	3.30	3.29	2.82	3.00	3.00	3.71	3.75	3.30

※1mピッチで測定を行い、1mピッチ内の最大線量率を記載

単位：mSv/h

配管表面線量率

測定位置	0°	90°	180°	270°
最大ポイント				
上流側より2000mm	12.50	14.32	22.00	18.70

単位：mSv/h



## 【実績】

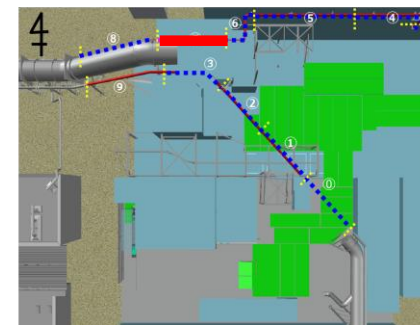
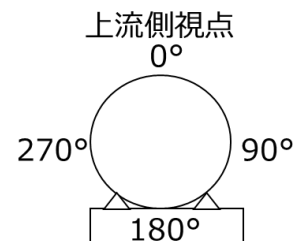
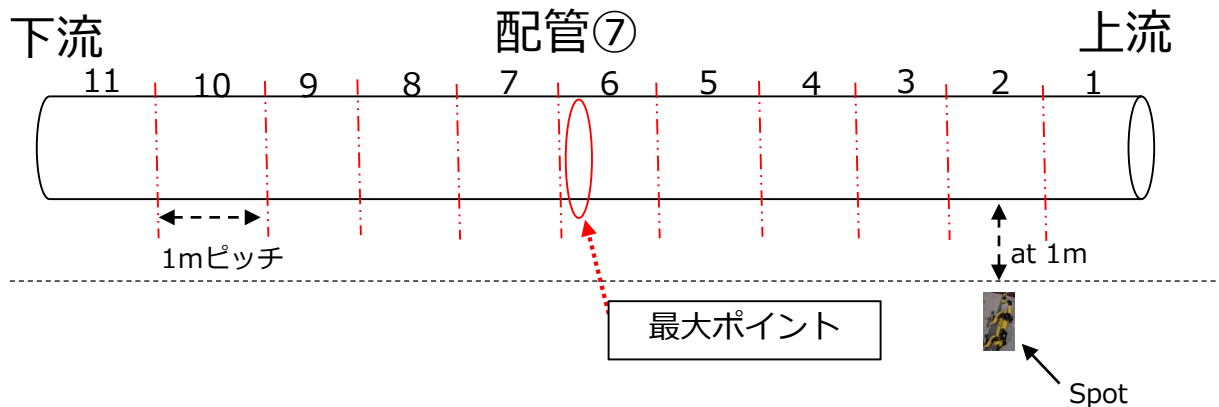
- 1号機SGTS配管（配管⑦）について，下記の通り実施した。  
10月25日（夜間），配管線量測定を実施
  - ・ 配管線量測定(管軸方向1mピッチ)
  - ・ 配管線量測定(高線量部位周方向)





# 配管線量測定結果（配管⑦速報）

- 1号機SGTS配管表面の線量測定を実施したところ、最大値は約17.90mSv/hという結果であった。
- 今後、残りの配管について、順次線量測定を実施する。



配管表面よりat 1m

測定ポイント	11	10	9	8	7	6	5	4	3	2	1
測定位置											
270° (配管横)	1.26	1.44	2.06	2.94	3.03	3.39	2.05	1.39	1.53	2.30	2.47

※1mピッチで測定を行い、1mピッチ内の最大線量率を記載

単位：mSv/h

配管表面線量率

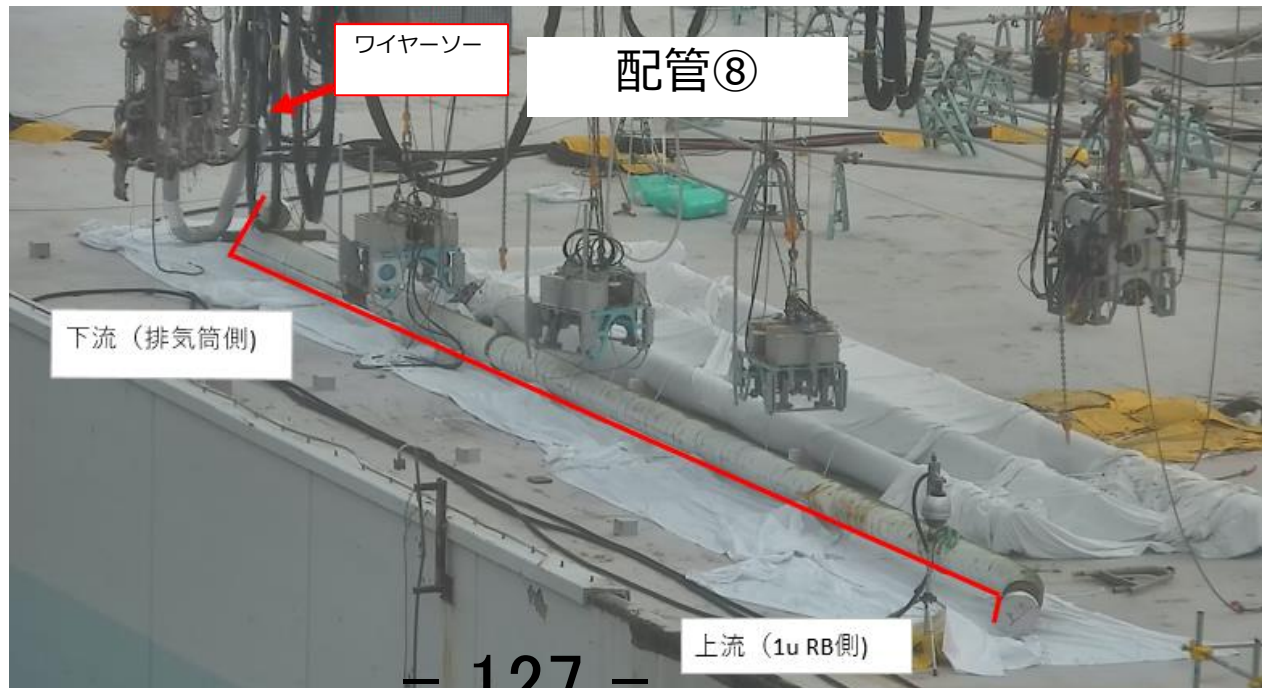
測定位置	0°	90°	180°	270°
最大ポイント				
上流側より5900mm	17.90	11.90	17.90	14.20

126

単位：mSv/h

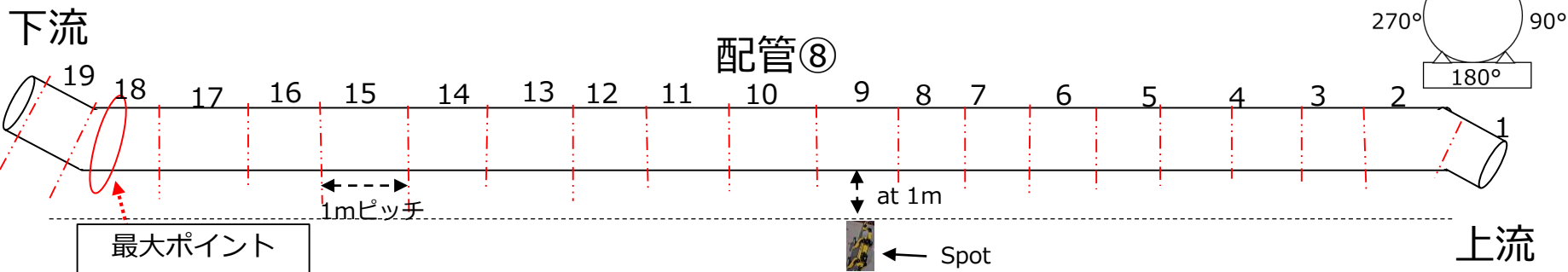
## 【実績】

- 1号機SGTS配管（配管⑧）について、下記の通り実施した。  
10月25日～26日（夜間）、配管線量測定を実施
  - ・ 配管線量測定(管軸方向1mピッチ)
  - ・ 配管線量測定(高線量部位周方向)



# 配管線量測定結果（配管⑧速報）

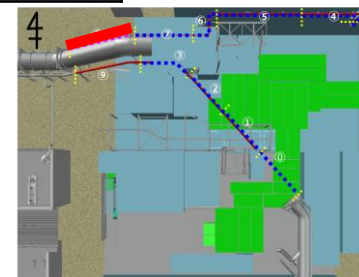
- 1号機SGTS配管表面の線量測定を実施したところ、最大値は約131.00mSv/hという結果であった。
- 今後、残りの配管について、順次線量測定を実施する。



配管表面よりat 1m ※1mピッチで測定を行い、1mピッチ内の最大線量率を記載 単位：mSv/h

測定ポイント	10	9	8	7	6	5	4	3	2	1
測定位置 180° (配管下)	2.45	1.78	2.89	4.56	3.26	2.61	1.65	1.78	1.46	1.56

	19	18	17	16	15	14	13	12	11
180° (配管下)	10.70	11.40	6.92	4.28	3.38	3.31	5.62	5.45	4.05



## 配管表面線量率

測定位置	0°	90°	180°	270°
最大ポイント		128		
上流側より17300mm	56.00	68.80	131.00	87.70

単位：mSv/h

# 事故分析に資する調査（γカメラ測定 配管⑤）

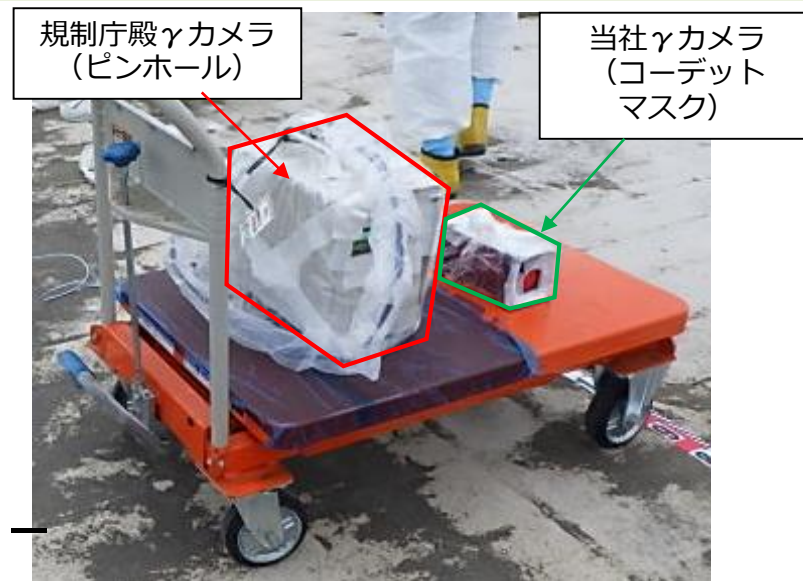
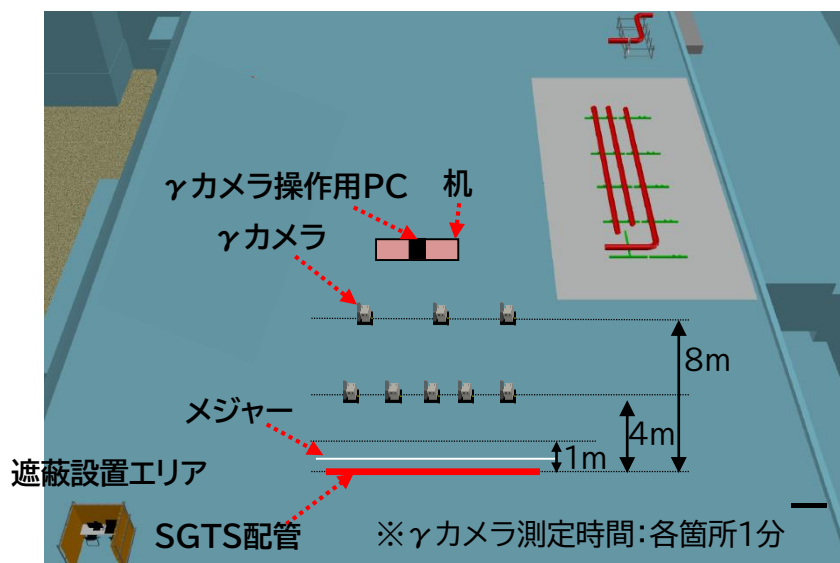
- 1号機T/B屋上に仮置き中の1号機SGTS配管について、規制庁殿によるγカメラ測定を実施する。当社所有のγカメラ（コーデットマスク）も知見を得るため、一緒にγカメラ測定を実施する。
- 配管から8m、4m、1mの位置で台車に乗せたγカメラを移動させ配管全体を測定する。

## 【実績】

- 1号機SGTS配管（配管⑤）について、下記の通り実施した。

10月20日（日中）

- ・ テレテクターによるSGTS配管線量測定（規制庁殿）
- ・ γカメラ測定（配管からの距離：8m、4m、1m）
- ・ 仮置き配管の3Dスキャン（規制庁殿）



— 129 —

# 【参考】γカメラの性能比較

- ◆ 規制庁殿，JAEA殿，東京電力（放射線防護G，PG3）が所有する，測定方式が異なるγカメラを使用し，γカメラ測定モックアップを行った。

比較表



今回使用γカメラ

種類	測定方式	視野角	長所	短所
東電iPIX (PG3)	コードットマスク	45° 2mm : 48.8° 4mm : 46.4° 8mm : 41.4°	高線量率に強い 高位置分解能 高BG除去能力 軽量	環境レベルの放射線には不適 高エネルギーγ線に時間がかかる
東電γキャッチャー (放射線防護G)	コンプトン	140°	広視野角 軽量 高エネルギーγ線に強い	高線量率に弱い 位置分解能が悪い
JAEA殿 コンプトン	コンプトン	140°	基本東電コンプトンと同様 鉛シールドにより，低線量から高線量環境に対応可能	位置分解能が悪い
規制庁殿γカメラ	ピンホール	約60°	高線量率に強い 高位置分解能	重量 高エネルギーγ線に時間がかかる



# 当社γカメラ（コーデットマスク）測定結果（速報） **TEPCO**

## 【結果】

- ① 画像の中心近くに線源がある結果となっている。
- ② 測定環境の空間線量率が高く，測定時間が短いため偽像（ゴースト）が生じている。

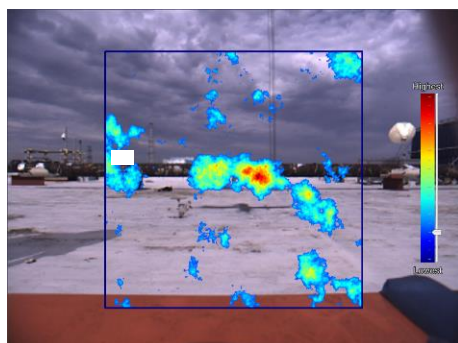
## 【考察】

- ① 当社γカメラ（コーデットマスク）では画面の周辺部に行くにつれ感度が減少するため，面（線）状に汚染している場合線源の特定が難しいと推測する
- ② 測定時間1分ではS/N比が悪く，明瞭な像が得られていないと推測する。

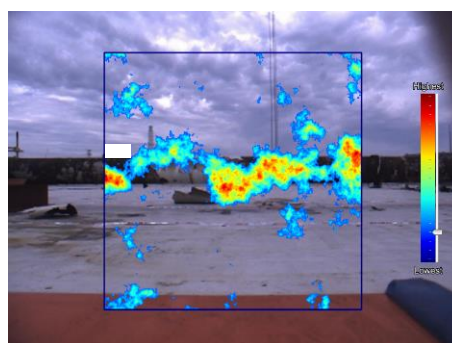
## 【今後の課題】

- ① 現状当社γカメラ（コーデットマスク）にて今回の測定結果を基に，今後周辺感度補正を施し，均一な濃度分布を取得できるようにする必要がある。
- ② 低線量エリアでの測定，測定時間の延長が必要である。

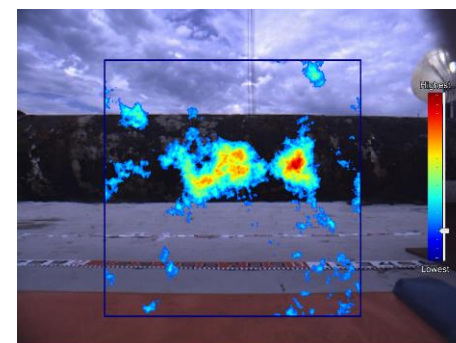
配管から 8 m位置



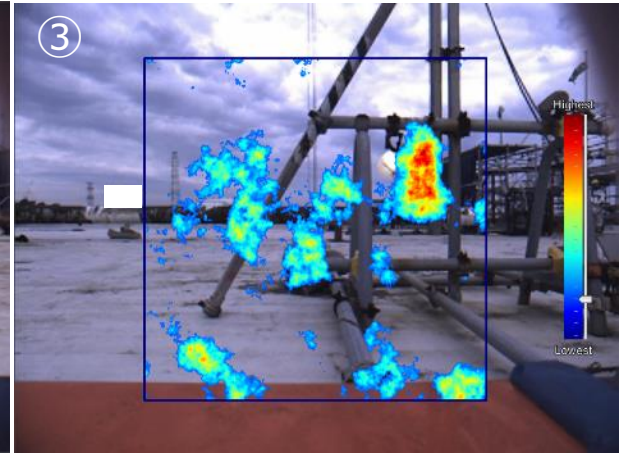
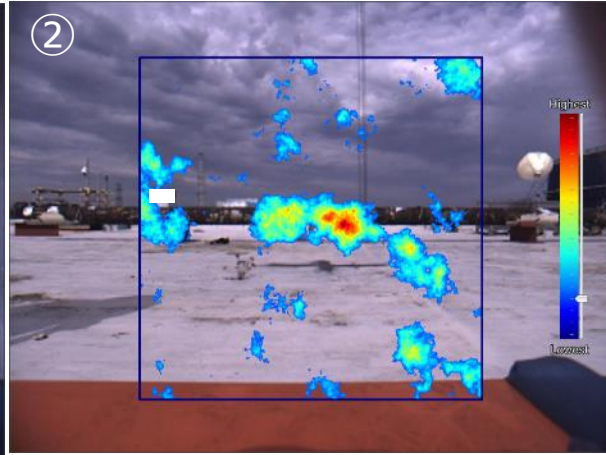
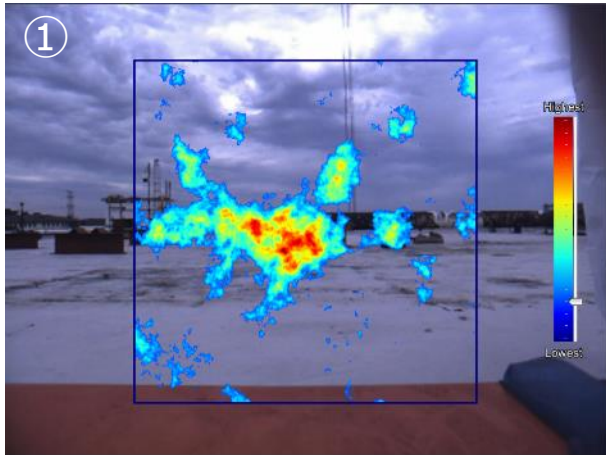
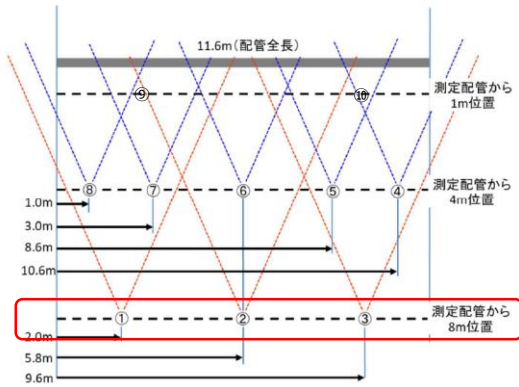
配管から 4 m位置



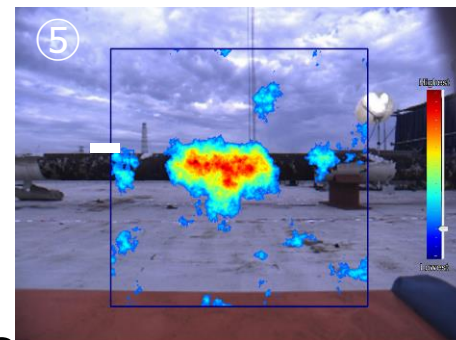
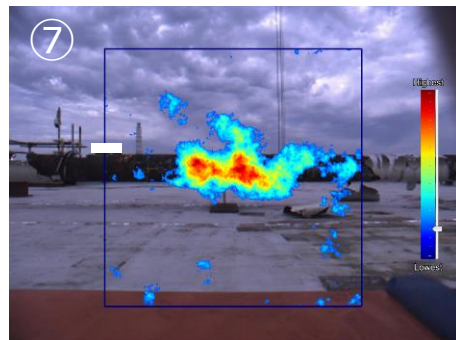
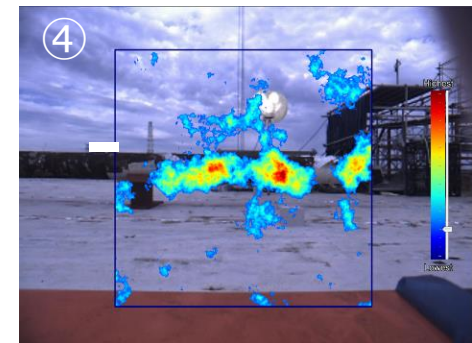
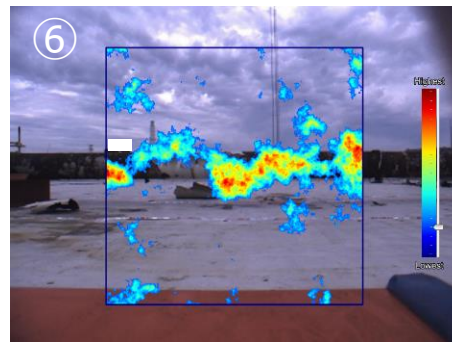
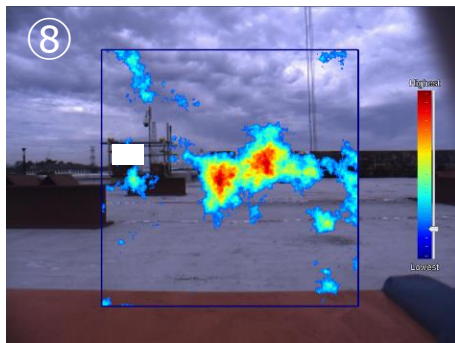
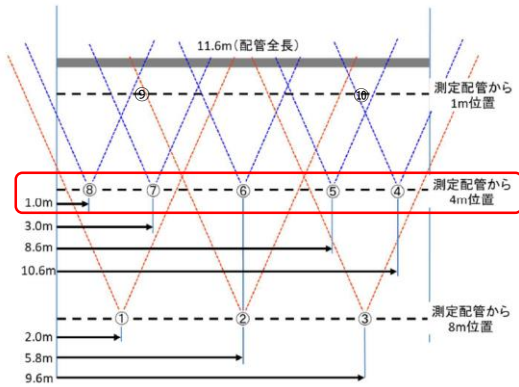
配管から 1 m位置



# <参考> 当社γカメラ (コーデットマスク) 測定結果 (8m位置)

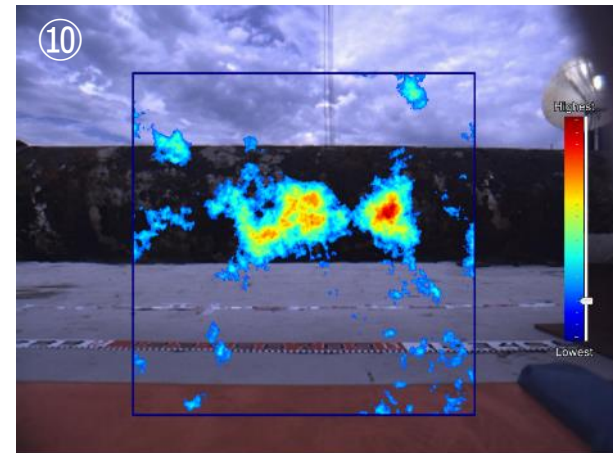
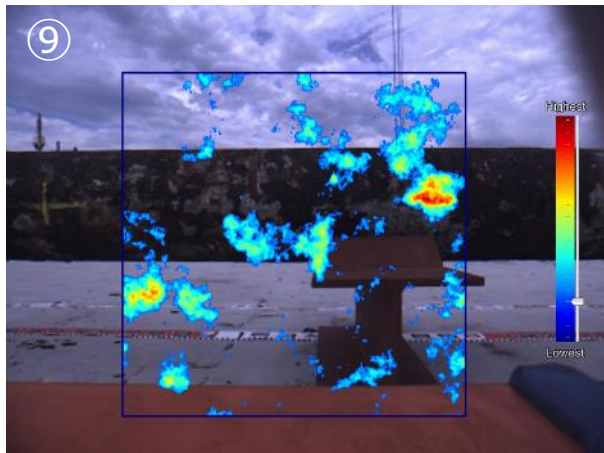
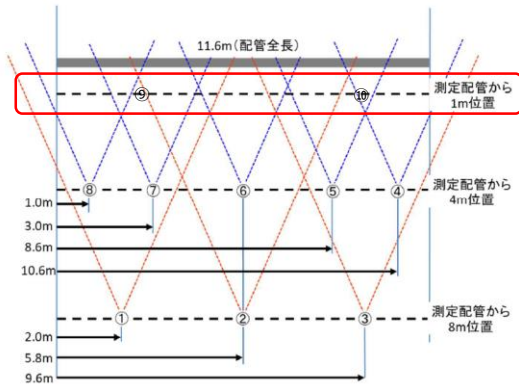


# <参考> 当社γカメラ (コーデットマスク) 測定結果 (4m位置)





# <参考> 当社γカメラ (コーデットマスク) 測定結果 (1m位置)



# 予定スケジュール

- ・線量の低い1号機側の配管から線量測定・γカメラ撮影を実施し、その後2号機側の線量測定を実施。
- ・測定位置までの配管移動については事前にM/Uを実施。
- ・1号機SGTS配管の線量測定は、10/20から開始。

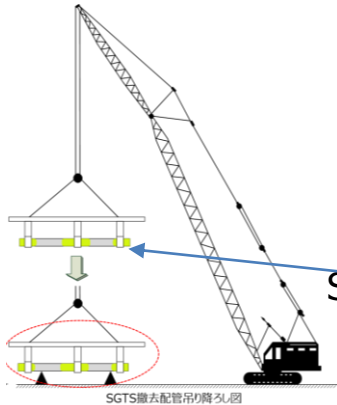
	8月	9月				10月				11月	
	Week 4	Week 1	Week 2	Week 3	Week 4	Week 1	Week 2	Week 3	Week 4	Week 1	Week 2
準備 モックアップ		■									
配管線量測定		夜間作業(22:00~5:30)							線量測定(1u)	線量測定(2u)	
γカメラ撮影 (1号機SGTS配管)								■	☁️		

日程調整中  
(日中作業)



# 作業ステップ全体像

## ①SGTS配管切断

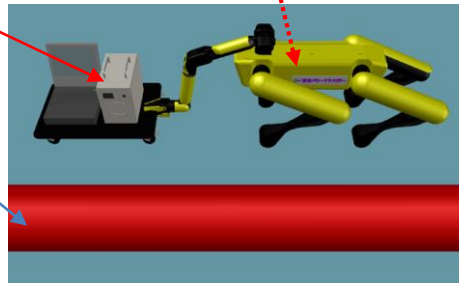


γカメラ

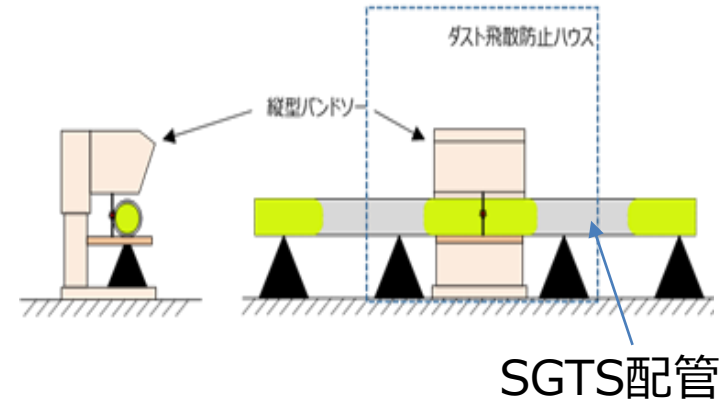
SGTS配管

## ②事故分析に資する調査関連 配管線量測定 γカメラ測定

1号機SGTS配管は人が対応



## ③配管小割

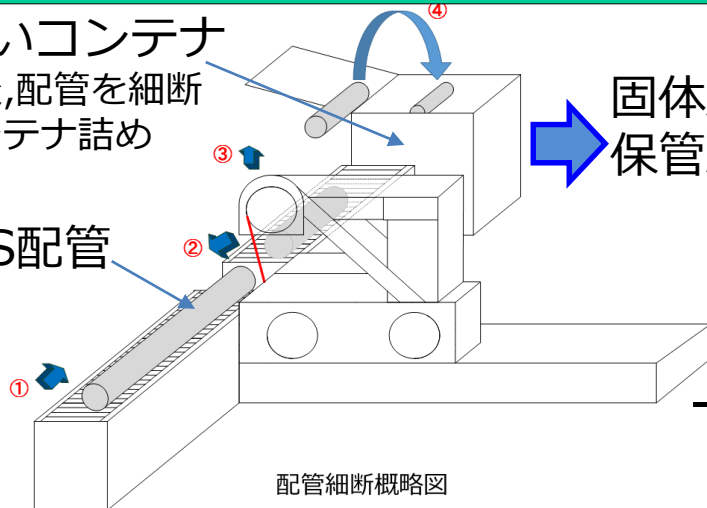


## ⑤配管細断, 固体廃棄物保管庫へ 運搬し保管

遮へいコンテナ  
調査後,配管を細断  
しコンテナ詰め

固体廃棄物  
保管庫へ

SGTS配管



## ④事故分析に資する調査

- ・内面撮影
- ・スミヤ, 配管サンプル採取

・現場状況の変化に伴い, ③項以降については現在, 実施場所等を調整中。

【調査実績：第22，30回事故分析検討会ご報告事項】

(1)放射線量率測定（2020年5月～2021年5月 実施済）

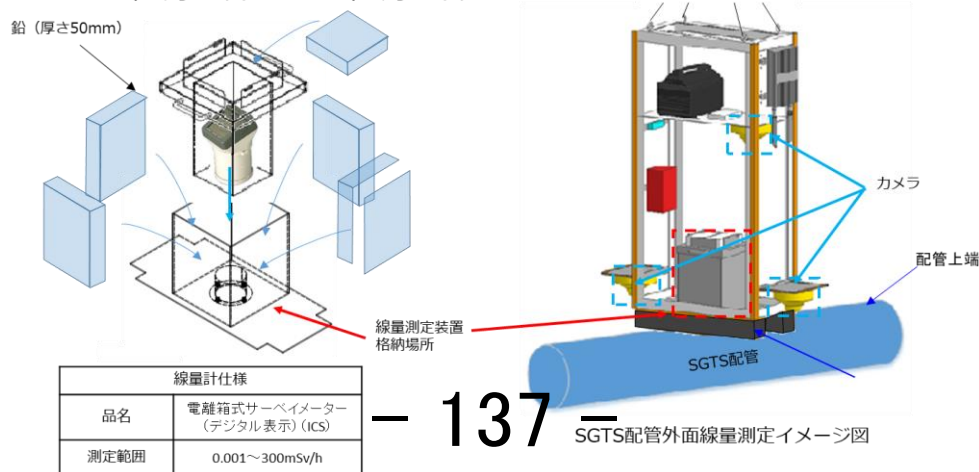
- 2020年5月にクレーン接近可能範囲（代表ポイント）の配管上0.1m及び1m上の線量測定を実施。
- クレーンにて接近不可能であった未測定部位（1号機側配管の一部）に対して，今回接近可能となったことから線量測定を実施。
- サポート間隔に合わせて配管を切断する計画のため，事前に切断箇所の線量情報を取得。（実施期間：2021年5月12日～2021年5月24日）

○ 測定方法

散乱線の影響低減を図るため、厚さ50mmの鉛でコリメートした線量計を線量測定治具内に装着し、クローラクレーンにて吊上げSGTS配管直上0.1m及び1m高さの線量測定を実施。合わせて、線量測定治具内に固定したカメラで配管外面確認を実施。

○ 実施日

2021年5月12日～2021年5月24日



## (2)γカメラ測定

- γカメラ測定では，汚染状態をマッピングする。
  - ・ 2022年5月24日 2号機配管⑩実施
  - ・ 2023年10月20日 1号機配管⑤実施

## (3)配管内部確認及びスミア採取

- γカメラ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）及びスミア採取を行う。なお，スミアろ紙は配管とは別に保管する。
  - ・ 2022年5月24日 2号機配管⑩実施

## (4)配管サンプル採取

- γカメラ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（幅数cmの輪切り状）し，撤去配管とは別に保管する。
  - ・ 2022年5月24日 2号機配管⑩実施

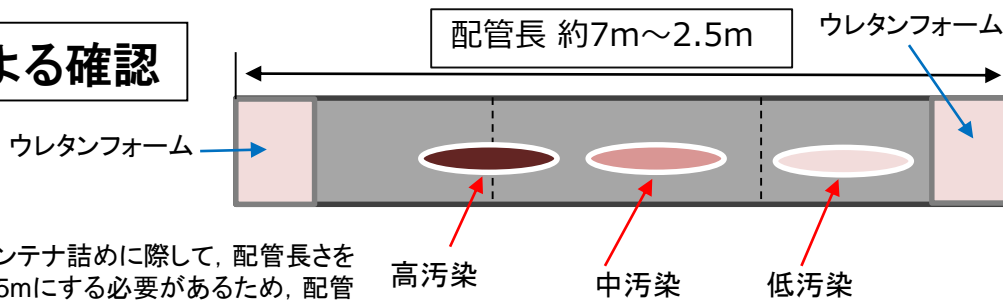
## (5)スミア／配管サンプル分析

- スミア分析及び配管サンプル分析については，1F構内のJAEA第一棟又は東海・大洗研究所での分析を予定。

# 補足：配管調査（γカメラ、内部確認、スミア/サンプル採取の流れ）



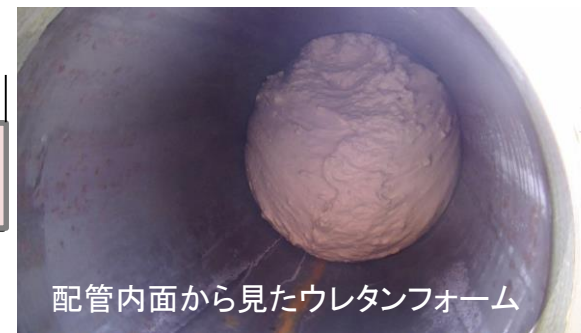
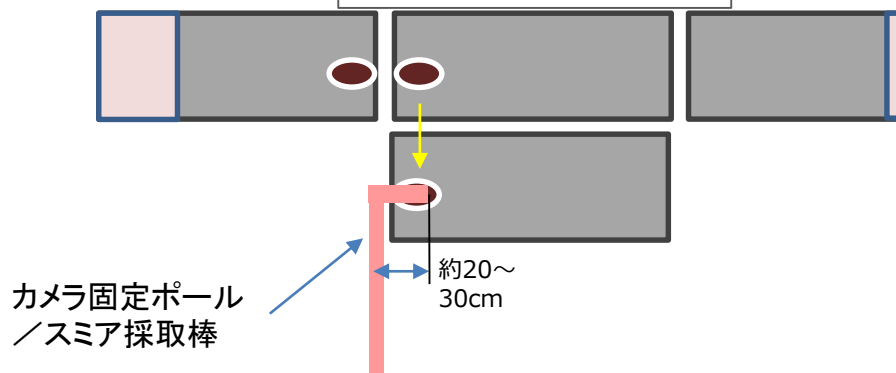
## γカメラによる確認



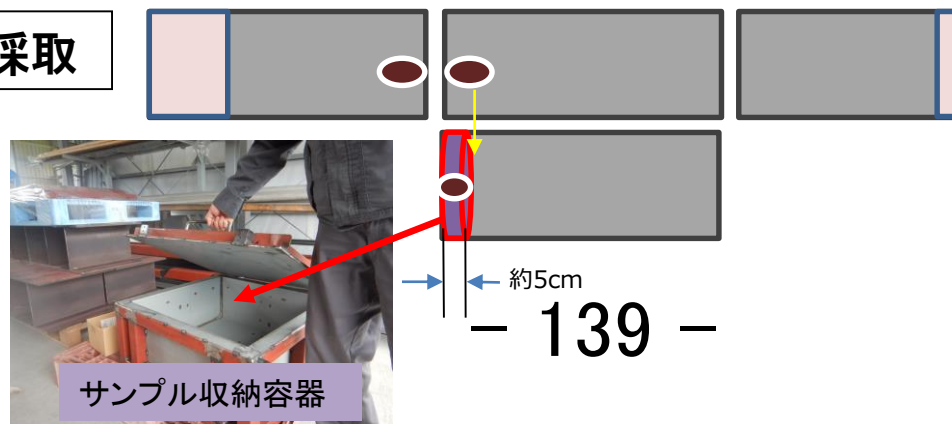
※ コンテナ詰めの際に、配管長さを約1.5mにする必要があるため、配管長から最大で5分割、最小2分割予定

最大5分割、最小2分割※

## 配管内部確認 ・スミア採取



## 配管サンプル採取

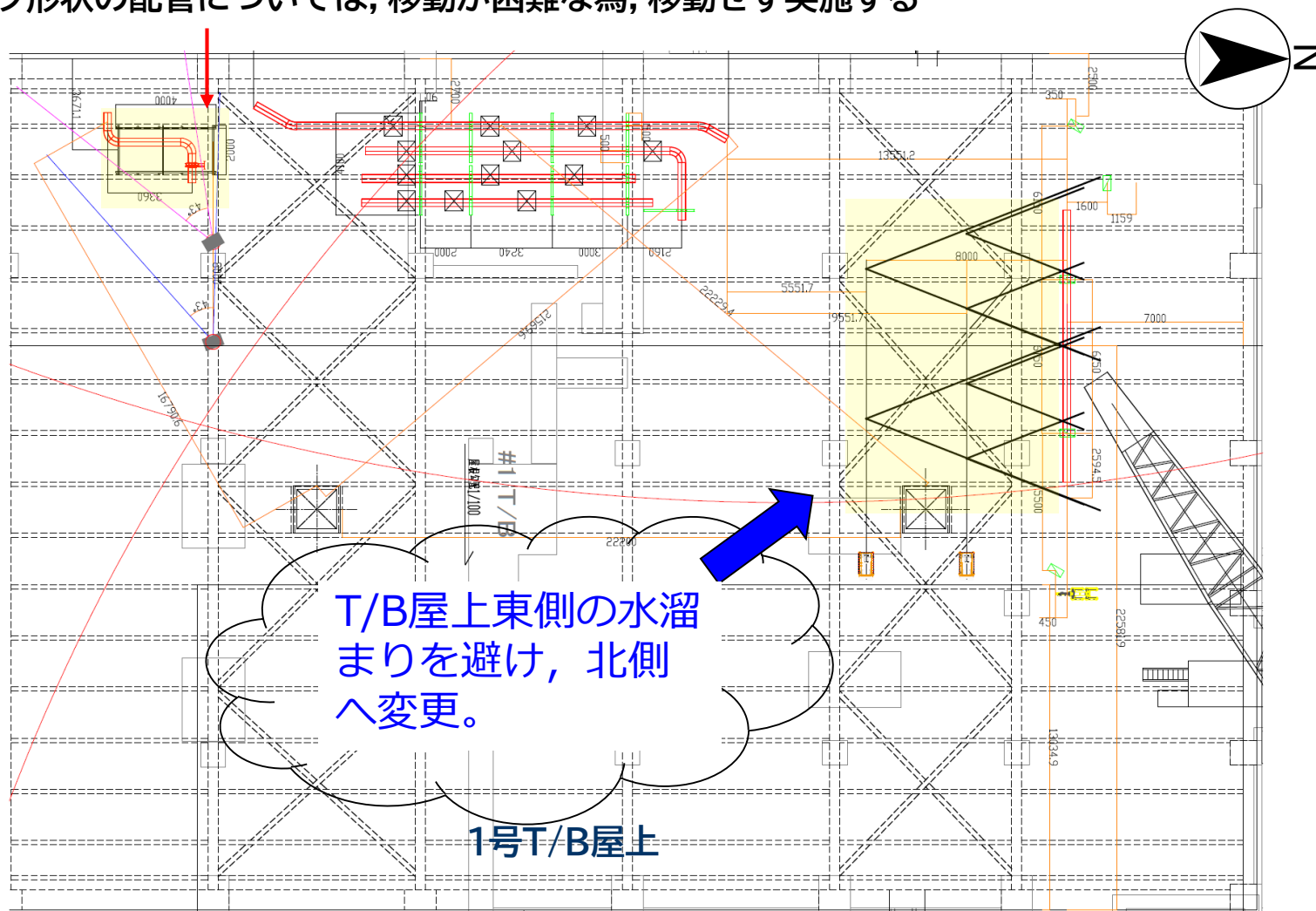


以下，参考資料  
1号機SGTS配管 $\gamma$ カメラ測定  
仮置き配管



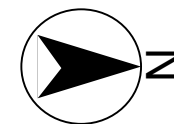
# 1号機SGTS配管γカメラ撮影位置図(案)

・クランク形状の配管については、移動が困難な為、移動せず実施する

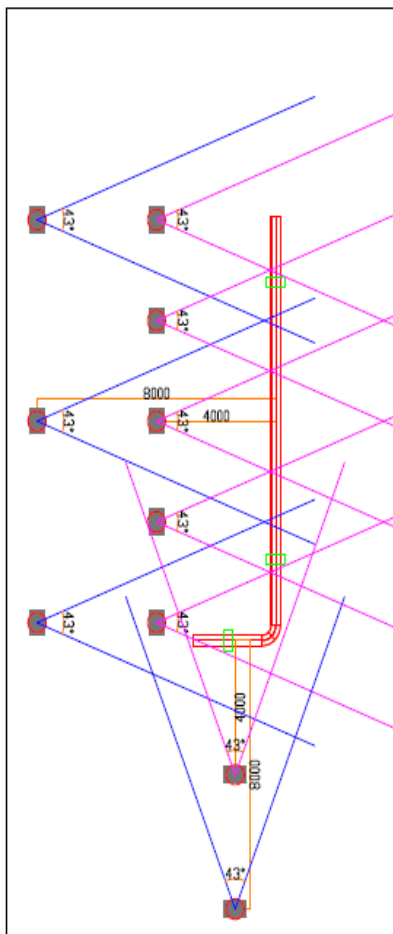


γカメラ撮影位置： - 141 -

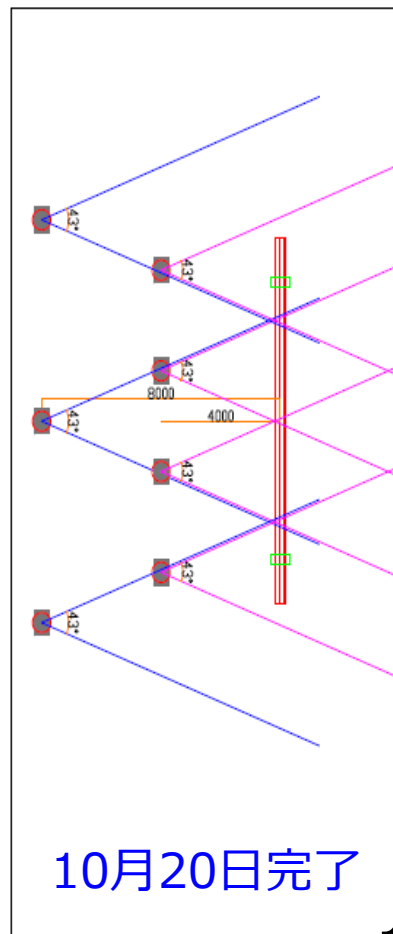
# 1号機SGTS配管γカメラ撮影位置図(案)



④配管

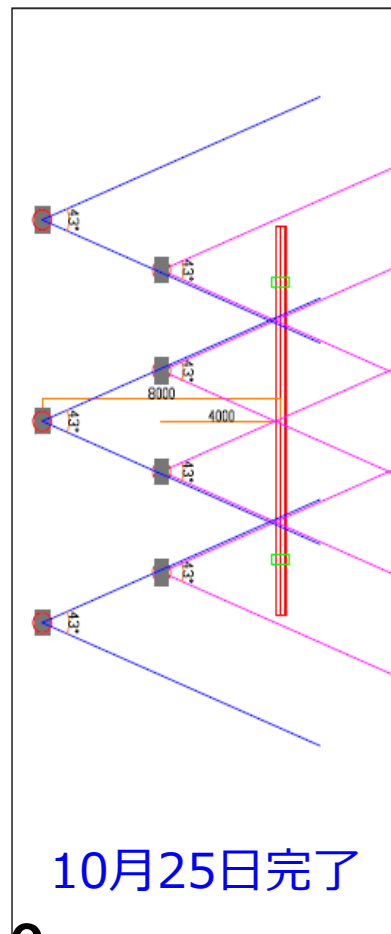


⑤配管



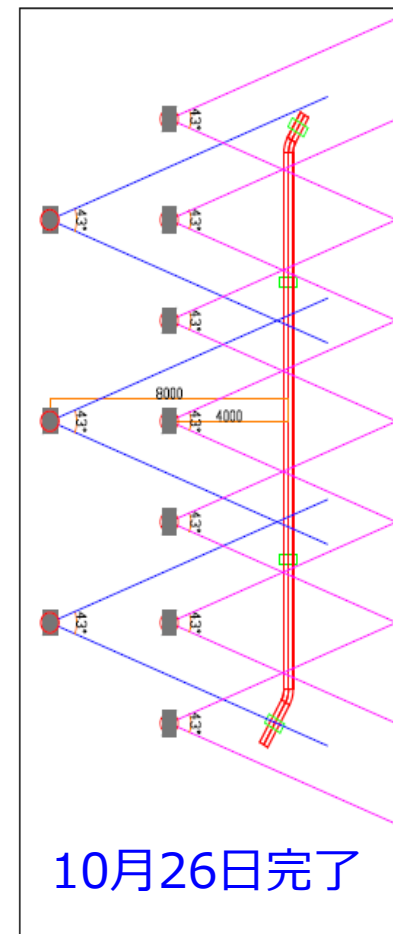
10月20日完了

⑦配管



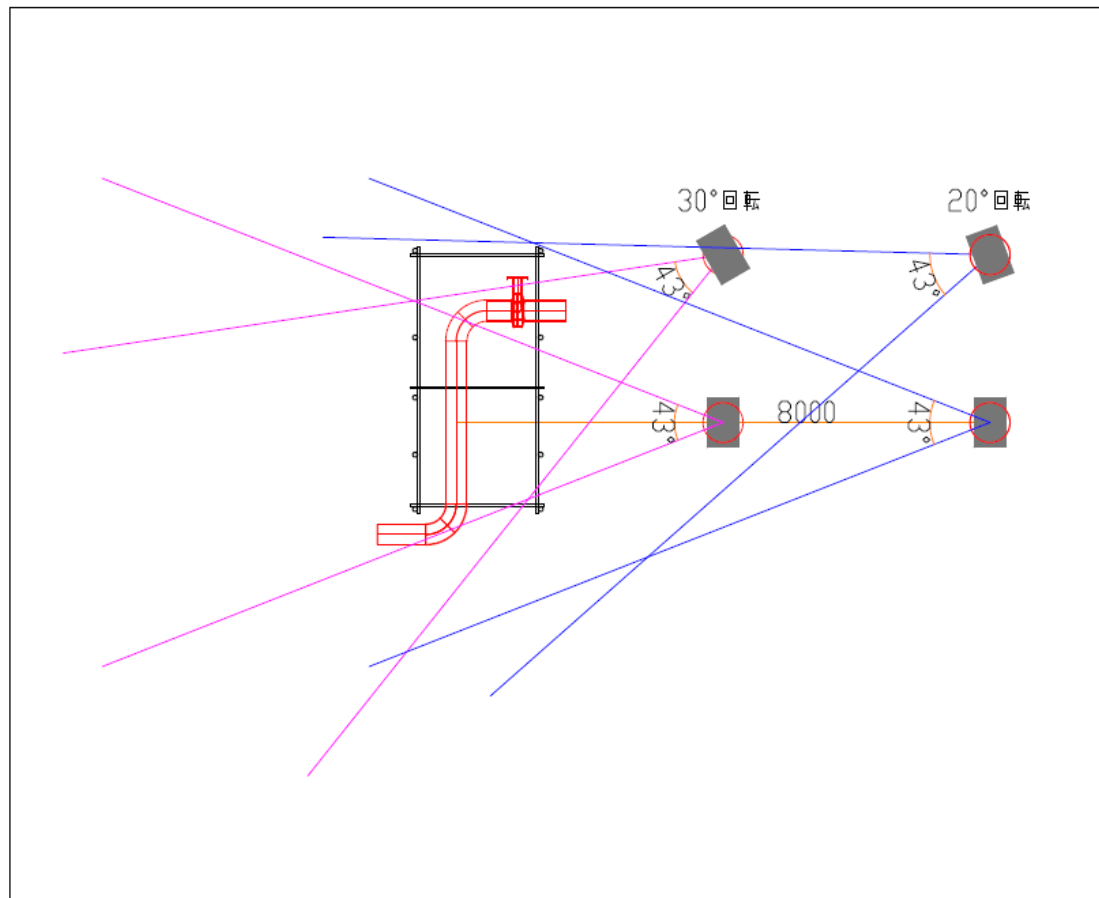
10月25日完了

⑧配管



10月26日完了

## ⑥配管



# (参考)配管情報

号機	仮置き場所	測定場所	No.	配管撤去日	配管線量
					2021.5 測定
					mSv/h
1号	1号T/B屋上	1号T/B屋上	④	2023.6.14	7.56
			⑤	2023.6.17	6.74
			⑥	2023.6.25	10.4
			⑦	2023.7.7	4.43
			⑧	2023.7.14	8.5
2号	1号C/B屋上	1号T/B北側	①	2023.5.13	136.0
			②	2023.5.26	160.0
			③	2023.6.8	65.1

# (参考)切断配管寸法

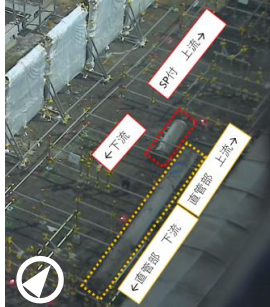
<p>2号機 ①</p> <p>分離部含</p>	<p>2号機 ②</p>	<p>2号機 ③</p>
<p>1号機 ④</p>	<p>1号機 ⑤</p> <p>線量測定, γカメラ測定 10月20日完了</p>	<p>1号機 ⑧</p> <p>線量測定 10月26日完了</p>
<p>1号機 ⑥</p>	<p>1号機 ⑦</p> <p>線量測定 10月25日完了</p>	

※数値は参考値



# (参考)切断配管仮置き状況

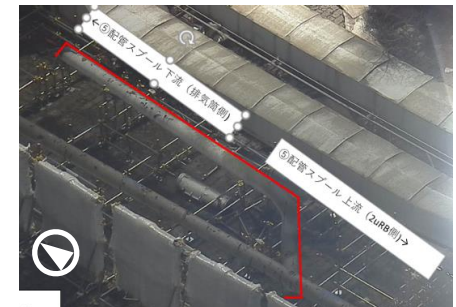
2号機  
①



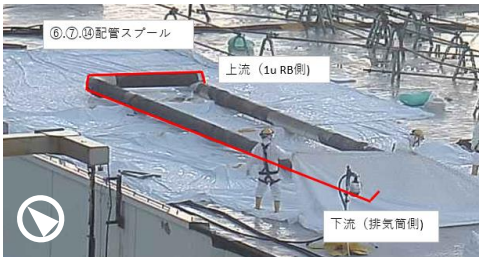
2号機  
②



2号機  
③



1号機④

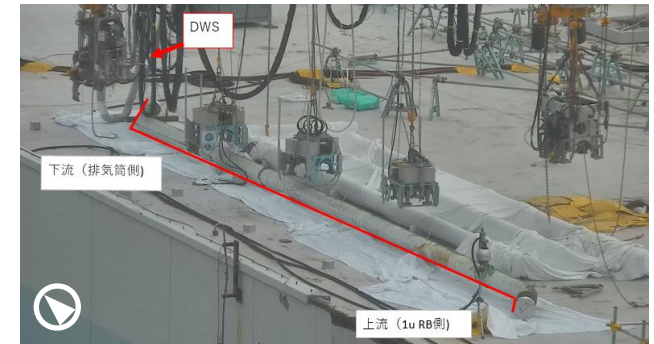


1号機⑤ 線量測定, γカメラ測定  
10月20日完了

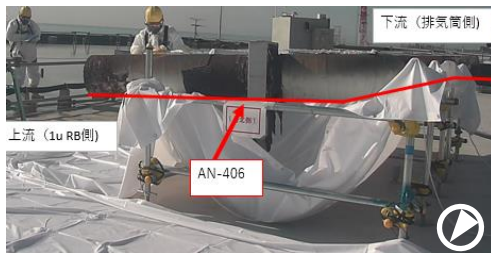


1号機  
⑧

線量測定  
10月26日完了



1号機⑥



1号機⑦ 線量測定  
10月25日完了



## 現地調査の実施状況

- ・ 1号機SGTS配管に対する測定
- ・ 4号機原子炉建屋における3Dレーザースキャナによる測定
- ・ 原子力規制庁にて採取したスミアの構外輸送準備
- ・ 2号機原子炉建屋内スミア採取箇所【訂正】

2023年10月30日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

## (1) 1号機SGTS配管に対する測定

## (1) 1号機SGTS配管に対する測定

### (1) 目的

東京電力福島第一原子力発電所事故時の1/2号機非常用ガス処理系(SGTS)配管内の流体挙動や流体形式の推定等に資するため、東京電力ホールディングス株式会社にて切断した1号機SGTS配管に対する表面線量率測定及びガンマカメラによる汚染分布の測定を行った。

(2) 場所 1号機タービン建屋屋上(1号機SGTS切断配管の保管場所)

(3) 調査日 2023年10月20日

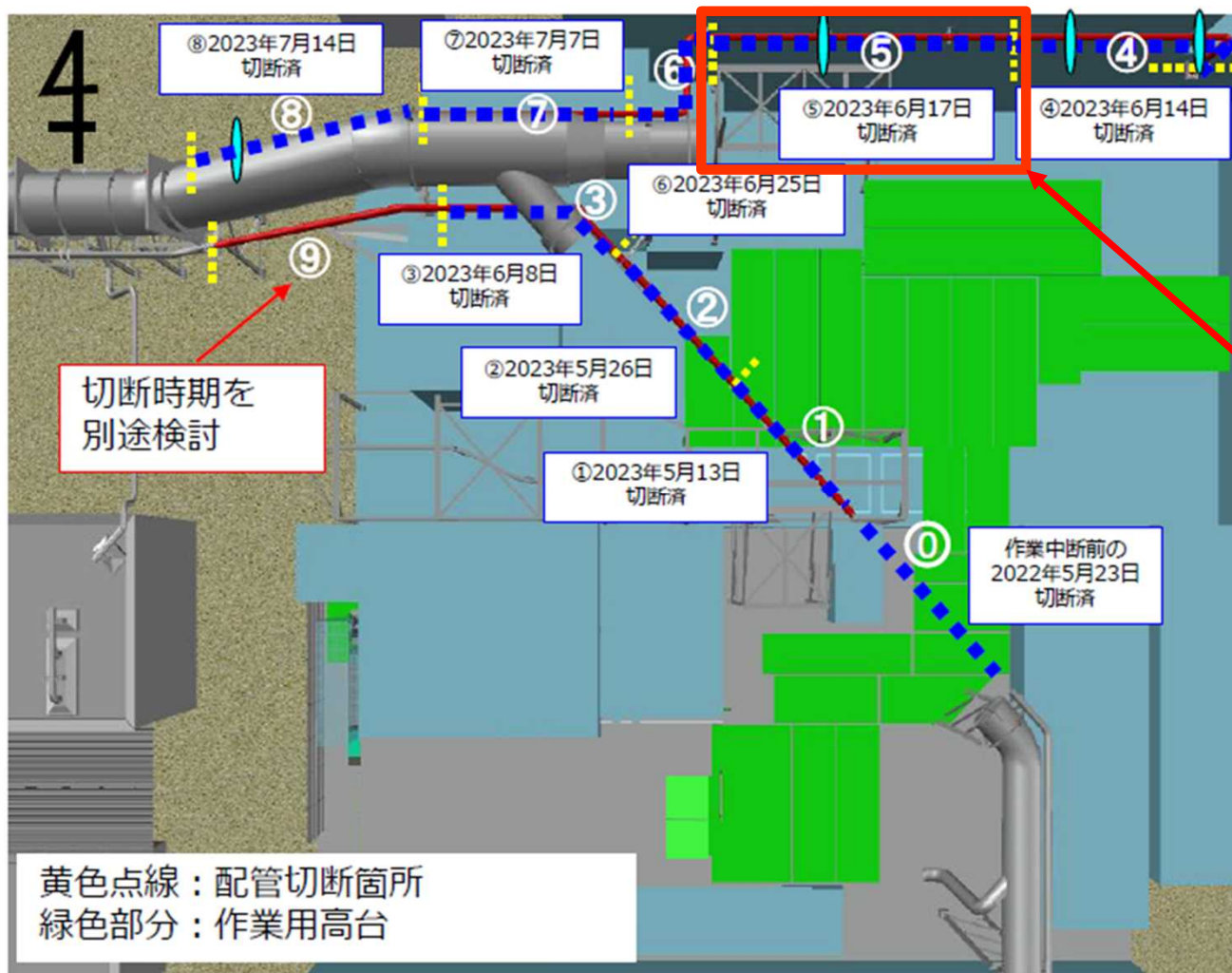
(4) 調査実施者 原子力規制庁職員 7名

### (5) 被ばく線量

最大: 0.67 mSv、最小: 0.44 mSv

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

## 測定対象配管位置



出典：1/2号SGTS配管撤去(その1)の進捗状況について(2023.7.27、東京電力ホールディングス株式会社)



## 測定対象配管(全景)

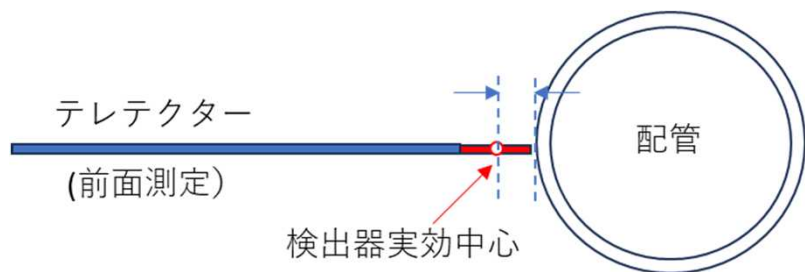


測定実施方向から見た全景

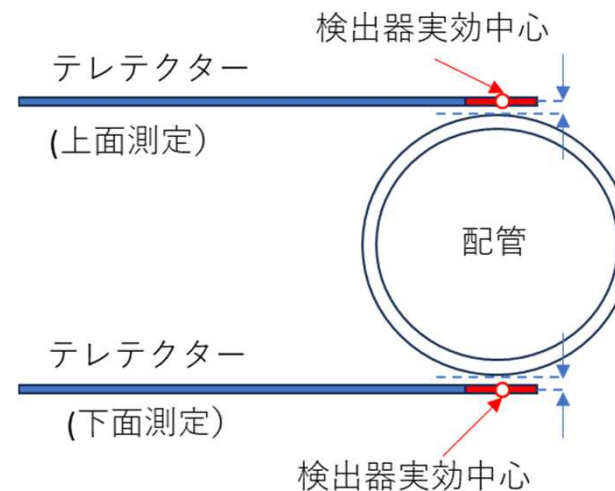


測定実施方向と逆方向から見た全景

## 配管の表面線量率の測定箇所

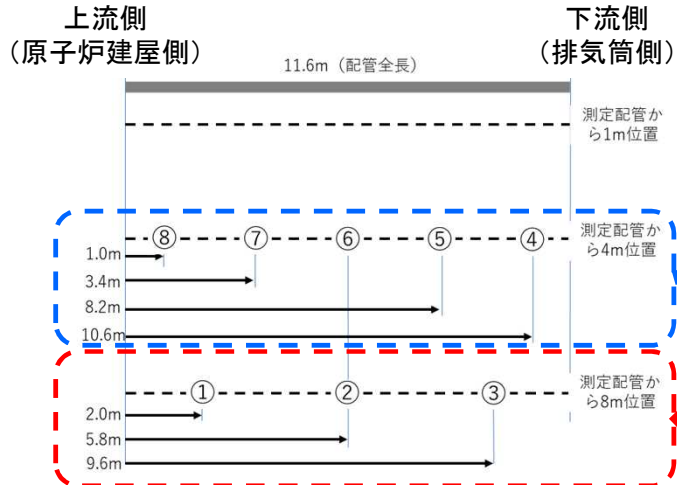


測定状況(配管前面)

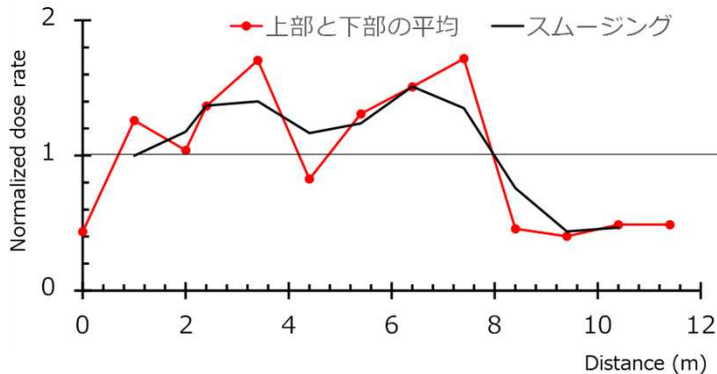


測定状況(配管上面)

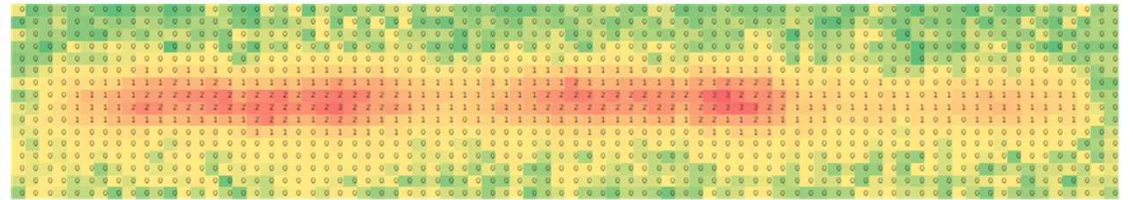
## 測定結果



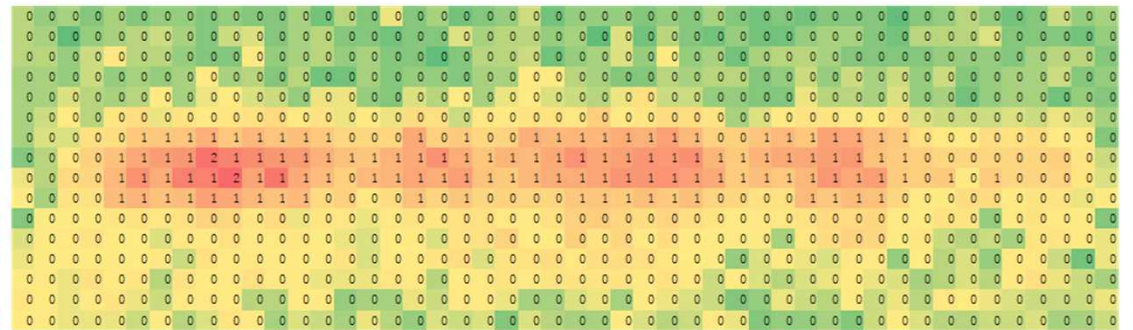
ガンマカメラ設置位置



配管の表面線量率測定結果  
(測定値の平均値により規格化)



ガンマカメラ測定結果 (配管から4m離れた位置)



ガンマカメラ測定結果 (配管から8m離れた位置)

(2) 4号機原子炉建屋における  
3Dレーザースキャナによる測定



## (2) 4号機原子炉建屋における3Dレーザースキャナによる測定

### (1) 目的

4号機原子炉建屋については、2020年7月以降、3Dレーザースキャナによる構造測定を行ってきた。その後、4号機原子炉建屋内の構造変化の有無等を確認するため、3Dレーザースキャナ用のターゲット球の設置を行い、定期的に測定を実施することとした。(※今回の測定結果と過去の測定結果との比較等は、次回以降の事故分析検討会にて提示予定。)

### (2) 場所

4号機原子炉建屋

### (3) 調査日

2023年9月28日～29日

### (4) 調査実施者

2023年9月28日 原子力規制庁職員 2名、2023年9月29日 原子力規制庁職員 2名

### (5) 被ばく線量

2023年9月28日 最大：0.04 mSv、最小：0.02 mSv

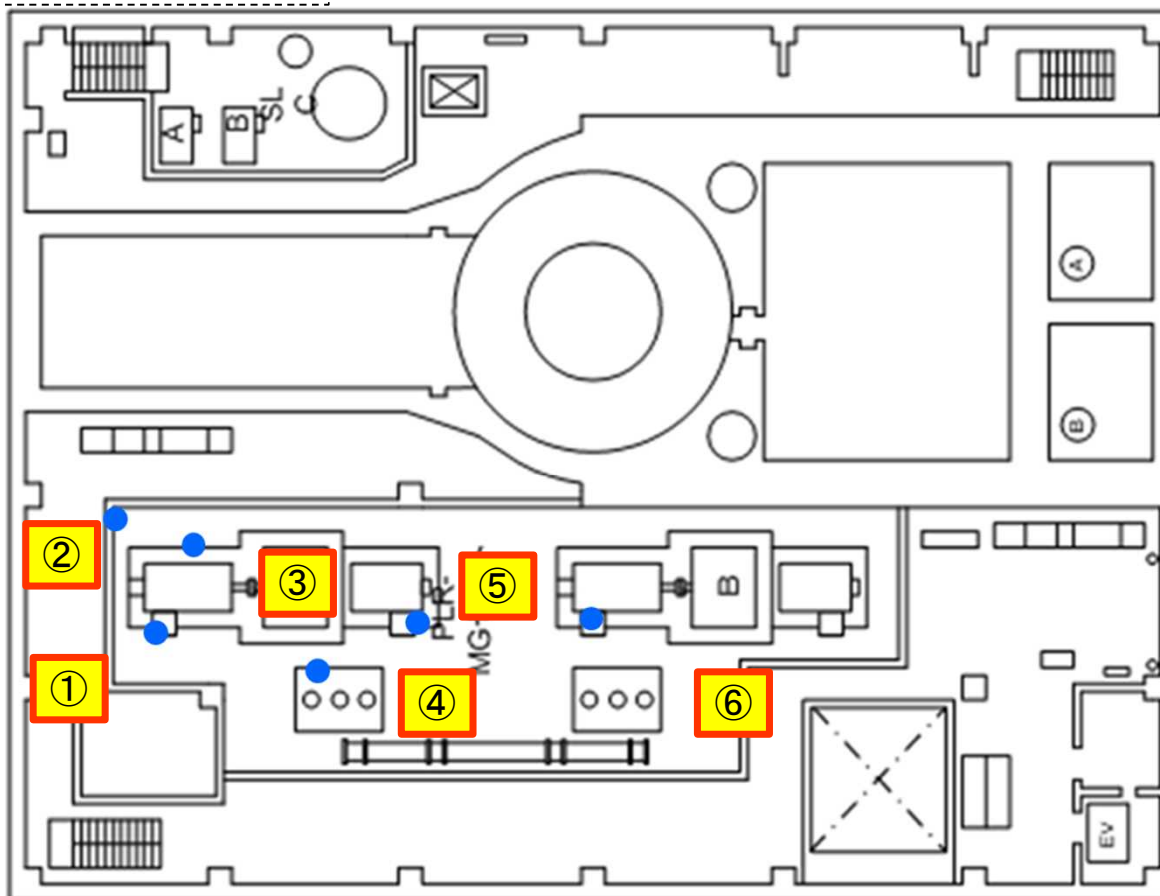
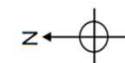
2023年9月29日 最大：0.06 mSv、最小：0.05 mSv

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



## 調査箇所（4号機原子炉建屋4階）

○ : スキャナ設置位置(全6箇所)

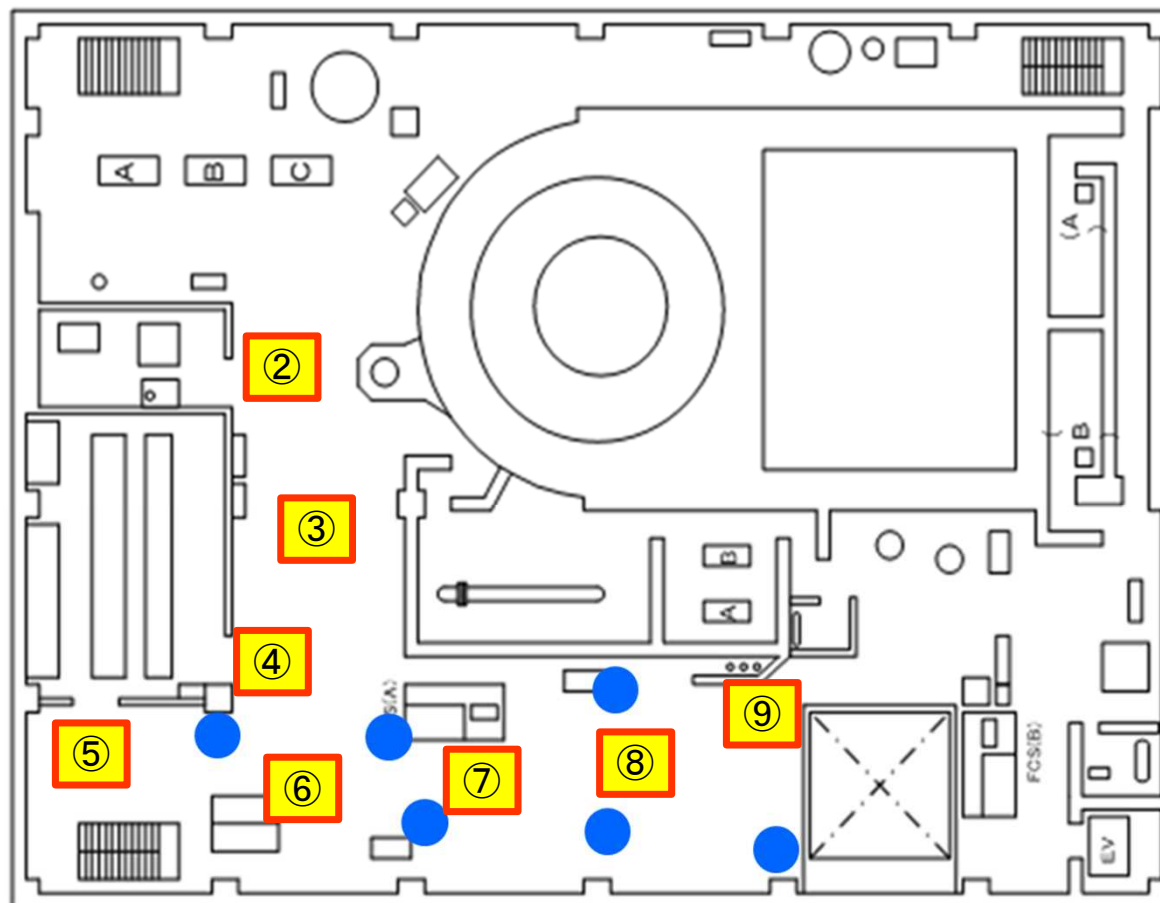


図面は、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第10回会合資料3より抜粋、一部加工

● : 測定基準点（2021年7月20日設置）

## 調査箇所（4号機原子炉建屋3階）

○ : スキャナ設置位置 (全8箇所)



● : 測定基準点 (2022年5月25日設置)

### (3) 原子力規制庁にて採取したスミアの 構外輸送準備

### (3) 原子力規制庁にて採取したスミアの構外輸送準備

#### (1) 目的

原子炉建屋で採取したスミア試料の核種分析を行うため、当該試料を日本原子力研究開発機構原子力科学研究所へ輸送する。

#### (2) 作業日

2023年10月24日～2023年10月25日

#### (3) 作業実施者

原子力規制庁職員 2名

#### (4) 輸送したスミア試料の数

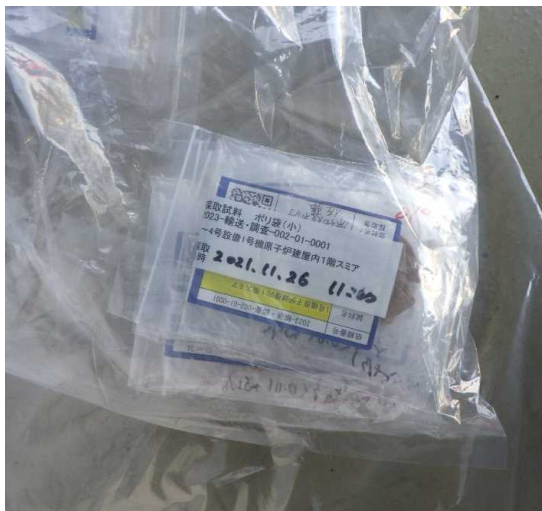
1号機原子炉建屋(1階～4階)9枚、3号機原子炉建屋(2階及び3階)9枚、2号機原子炉建屋FHM操作室3枚、  
合計21枚

## 輸送したサンプルの一覧

サンプル 番号	取得場所・試料名	サンプル 番号	取得場所・試料名
1	1号機原子炉建屋内スミヤ(1階階段裏①)	12	3号機原子炉建屋内スミヤ(2階壁面③)
2	1号機原子炉建屋内スミヤ(1階壁面②)	13	3号機原子炉建屋内スミヤ(2階格納容器壁面④)
3	1号機原子炉建屋内スミヤ(2階階段裏③)	14	3号機原子炉建屋内スミヤ(2階格納容器壁面焦げ跡⑤)
4	1号機原子炉建屋内スミヤ(2階壁面④)	15	3号機原子炉建屋内スミヤ(2階壁面①)
5	1号機原子炉建屋内スミヤ(3階階段裏⑤)	16	3号機原子炉建屋内スミヤ(2階壁面②)
6	1号機原子炉建屋内スミヤ(3階壁面⑥)	17	3号機原子炉建屋内スミヤ(3階壁面③)
7	1号機原子炉建屋内スミヤ(3階格納容器壁面⑦)	18	3号機原子炉建屋内スミヤ(3階壁面④)
8	1号機原子炉建屋内スミヤ(4階階段裏⑧)	19	2号機FHM操作室スミヤ(屋上部⑧)
9	1号機原子炉建屋内スミヤ(4階壁面⑨)	20	2号機FHM操作室スミヤ(2階操作室床面⑩)
10	3号機原子炉建屋内スミヤ(2階階段裏①)	21	2号機FHM操作室スミヤ(操作卓表面⑮)
11	3号機原子炉建屋内スミヤ(2階壁面②)		



## スミア試料の輸送作業

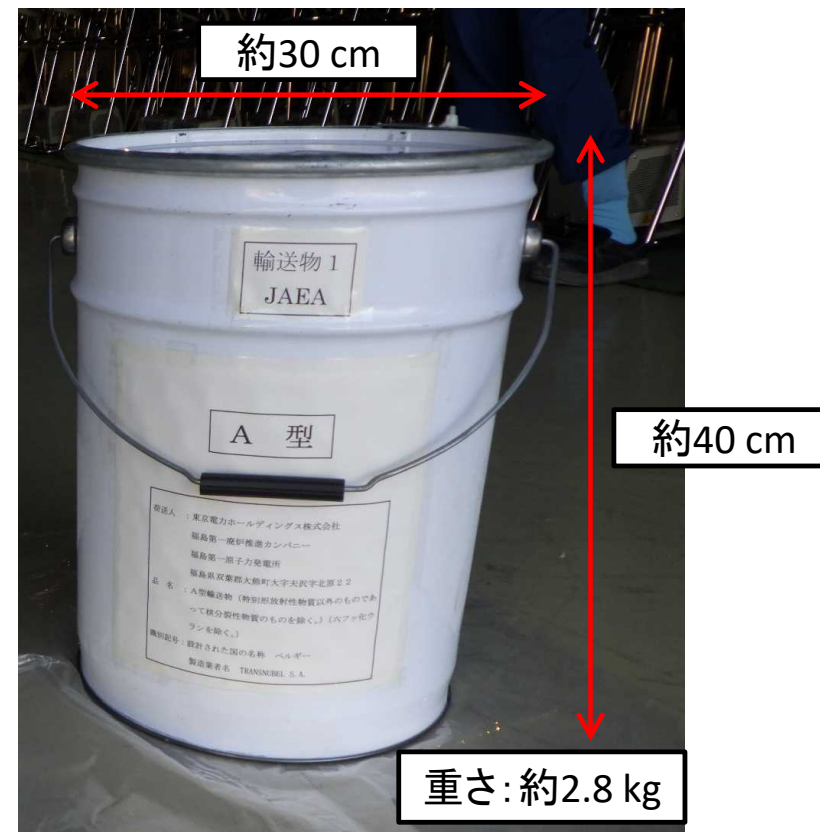


スミア試料



内側容器

2重のポリ袋に格納したスミア試料(左図)を1重目の容器(中央の図)に入れ、A型輸送容器(右図)に格納した。  
その後、表面における最大線量当量率、表面から一メートル離れた位置における最大線量当量率等を測定し、A型輸送物に係る技術上の基準を満たしていることを確認した。

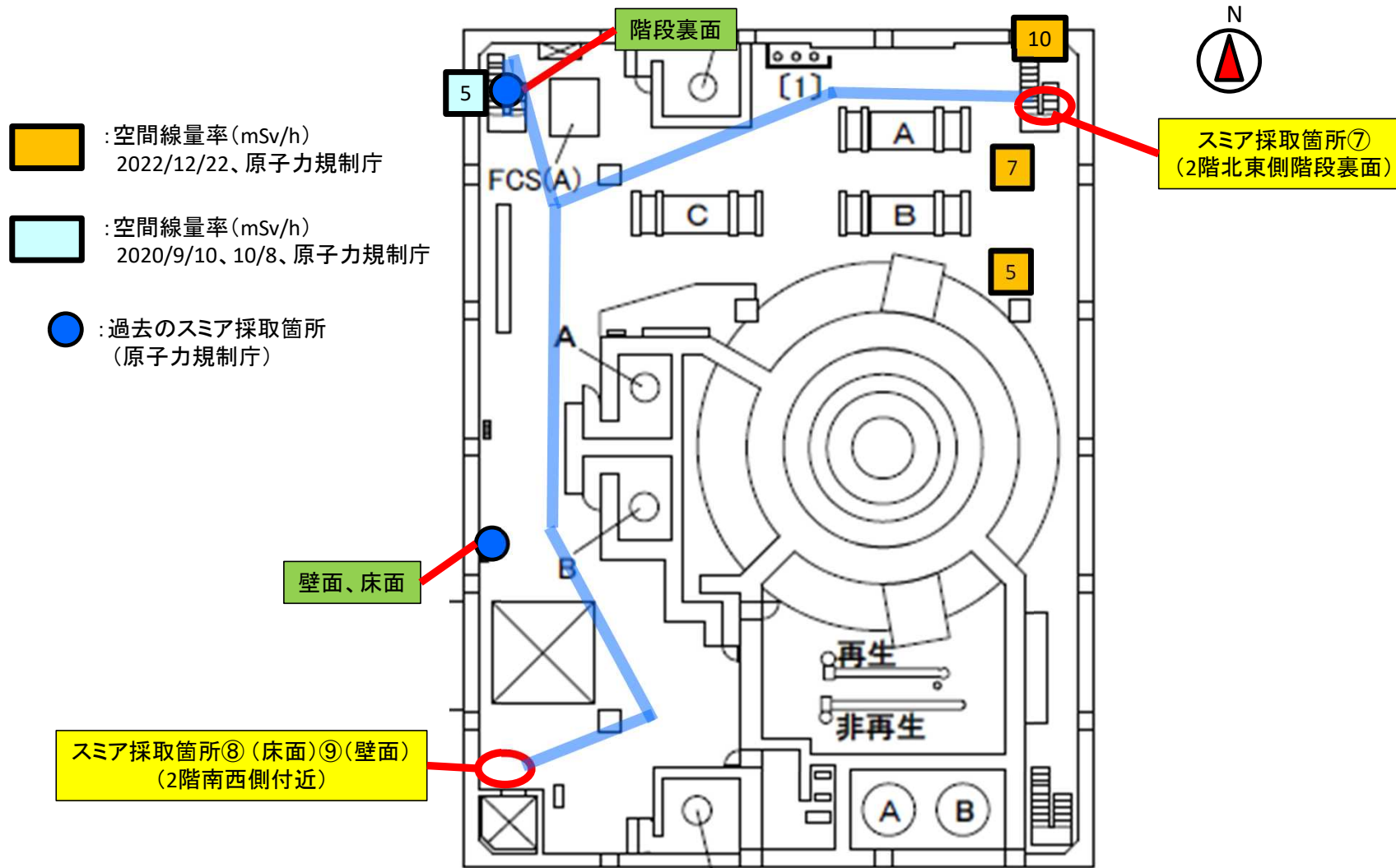


今回輸送に用いたA型輸送容器

## (4) 2号機原子炉建屋内スミア採取箇所【訂正】

※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39回会合(2023年9月12日)資料4-6で提示した「2号機原子炉建屋内スミア採取箇所」について、採取箇所の記載漏れがあったことから、次ページのとおり修正する。

## 調査ルート、試料採取箇所（2階）



## 調査ルート、試料採取箇所 (2階)

