

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4 1回会合

議事次第

1. 日 時 令和5年12月25日(月) 14:00～18:00

2. 場 所 原子力規制委員会 13階A会議室

3. 議 題

(1) 1号機及び3号機の事故初期高線量率の原因推定について

- 既往の評価結果を用いた原子炉建屋内線量の考察 [東京電力]
- 炉心損傷後のBWR原子炉建屋内の放射線量率について [規制庁]

(2) モニタリングポスト等の空間線量率データ等の分析について

- プルームによるモニタリングポスト等での線量率について [規制庁]

(3) 2号機X-6ペネで確認された堆積物に対する分析状況

- X-6ペネ調査装置付着物サンプルの分析結果(2021年度) [日本原子力研究開発機構]
- 2号機X-6ペネに関する現場情報 [東京電力]

(4) SGTS配管に対する測定状況

- SGTS配管スミアろ紙分析結果等について [東京電力]
- 1号機SGTS配管に対する測定状況 [規制庁]

(5) その他

- ① 2号機差圧調整ラインにおける汚染状況の妥当性 [東京電力]
- ② 3号機S/C内滞留ガスのパージ作業について [東京電力]
- ③ 1号機PCV水位低下に向けたS/C内包水サンプリング作業の実施について
(S/C底部確認含む) [東京電力]
- ④ 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: 既往の評価結果を用いた原子炉建屋内線量の考察 [東京電力ホールディングス株式会社]

資料1-2: 炉心損傷後のBWR原子炉建屋内の放射線量率について [原子力規制庁]

資料2: プルームによるモニタリングポスト等での線量率について [原子力規制庁]

- 資料 3-1 : X-6 ペネ調査装置付着物サンプルの分析結果 (2021 年度) [日本原子力研究開発機構]
- 資料 3-2 : 2号機 X-6 ペネに関する現場情報 [東京電力ホールディングス株式会社]
- 資料 4-1 : 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) 配管スミアろ紙分析結果について [東京電力ホールディングス株式会社]
- 資料 4-2 : 1号機 SGTS 配管に対する測定状況 [原子力規制庁]
- 資料 5-1 : 2号機の差圧調整ラインの汚染が比較的小さいことに関する解釈について [東京電力ホールディングス株式会社]
- 資料 5-2 : 3号機 S/C 内滞留ガスのページ作業について [東京電力ホールディングス株式会社]
- 資料 5-3 : 1号機 PCV 水位低下に向けた S/C 内包水サンプリング作業の実施について (S/C 底部確認含む) [東京電力ホールディングス株式会社]
- 資料 5-4 : 現地調査の実施状況 [原子力規制庁]

既往の評価結果を用いた原子炉建屋内線量の考察

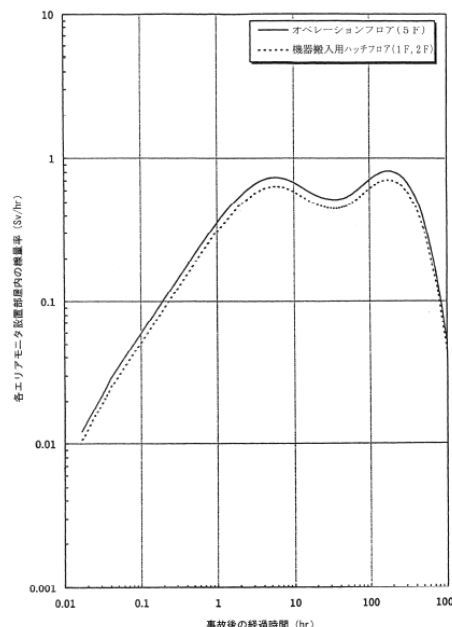
2023年12月25日



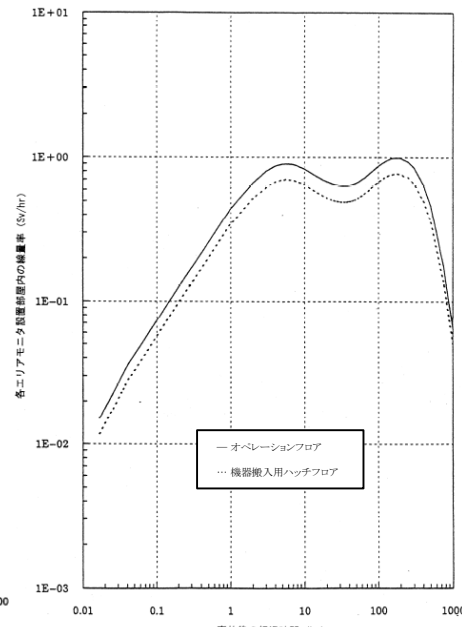
東京電力ホールディングス株式会社

- 1F1で3/11 21時頃にR/B内で線量上昇が確認されている
 - ごく短時間でAPDが0.8mSvを記録しており、時間10sとすると線量率が288mSv/h
- 原子炉建屋内線量の過去の評価例としてアクシデントマネジメント検討に際し実施した評価があり、第40回検討会(2023.10.30)で言及

- 「アクシデントマネジメントの手引き」(2003~2004年に各発電所で制定)の作成に併せ、SA時の格納容器漏洩に対する原子炉建屋内放射線エリアモニタの応答に関する情報を整理するため概略的な評価を実施
- 仮想的な評価条件に基づき評価
 - 炉心に内蔵される定格出力時相当の希ガスの全量(核種、内蔵量は許認可条件と同じ)が時刻0で格納容器内気相中に放出
 - 格納容器漏洩率は設計漏洩率相当(0.5%/日:LOCAの線量評価条件と同じ)
 - 原子炉建屋通常換気系、SGTSは不 작동
 - 線量率評価はモニタ設置箇所空間部容積と等価な半球のサブマージョンモデル



1F1(BWR3/Mark-I)



1F3(BWR4/Mark-I)

- 事故後早期(~数時間)で線量率が上昇する結果(右図)

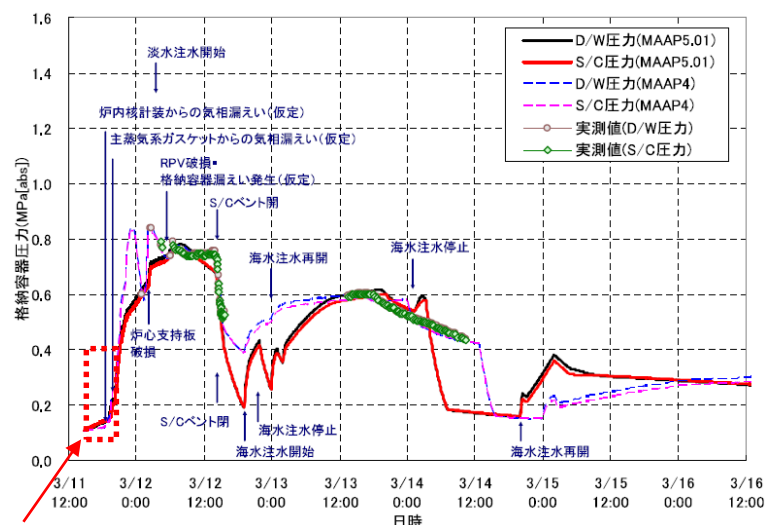
- 但し上記評価は比較対象としての制約がある(格納容器漏洩率の条件等)ことから、至近の評価結果(K67の新規制基準適合性審査で実施)を参照して考察を実施

- シナリオとして、1F1の事故過程に比較的事象進展が似ているTQUV(高圧・低圧注水失敗)を選定→SA有効性評価(格納容器直接加熱)で急速減圧による原子炉高圧状態での破損回避の効果を確認するため、原子炉圧力容器破損まで原子炉への無注水状態を仮定して評価
- シナリオ概要は、炉心への高圧・低圧注水に失敗→原子炉水位低下→炉心損傷→原子炉水位BAF+10%で原子炉急速減圧→圧力容器下部に熔融炉心落下→圧力容器破損
- 事象初期の格納容器圧力上昇は、サブプレッションプールへの蒸気流入により比較的緩慢にもたらされる

2. シナリオの比較

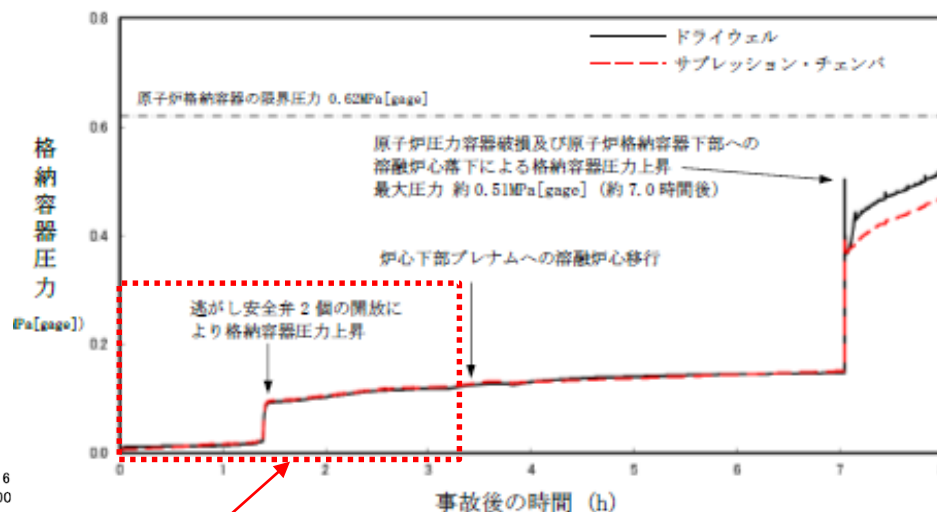
格納容器圧力

- K67有効性評価(TQUV)では、事象初期(圧力容器破損前)の格納容器圧力上昇は最初逃し安全弁(SRV)による圧力制御、次いで急速減圧(SRV手動開放)によるS/Cへの蒸気流入によりもたらされ、急速減圧(事故後1.4時間)により格納容器圧力が0.15MPa[gage]程度まで上昇
- 一方、1F1の事故進展解析による推定では、PCV圧力0.15MPa[gage]は3/11夕刻のPCV圧力に相当
→ 1F1の線量上昇確認時刻(3/11 21時頃)とのK67線量評価結果の比較対象として、急速減圧後の時間帯が相当と考えられる



囲みの横方向は原子炉停止～線量観測時刻
縦方向は0-0.3MPa[gage]の範囲

1F1事故進展



囲みの横方向は原子炉停止～事故後3.3時間
(K67の炉心損傷時刻(事故後1時間)+ 1F1の
炉心損傷～線量観測時刻の差(約2.3時間))
縦方向は0-0.3MPa[gage]の範囲

K67有効性評価(TQUV)

主な事象の発生時刻

- 原子炉停止後の経過時間等に起因する進展速度の相違はあるものの、事象進展はほぼ同様の推移

1F1事故進展(評価を含む)

事象	時刻	経過時間(h)
原子炉停止	2011/3/11 14:46	0
冷却停止	2011/3/11 15:37	1
原子炉水位TAF	2011/3/11 18:00	3.5
炉心損傷	2011/3/11 18:40	4
原子炉水位BAF	2011/3/11 20:20	5.5
RPV破損	2011/3/12 5:40	15

K67有効性評価(TQUV)

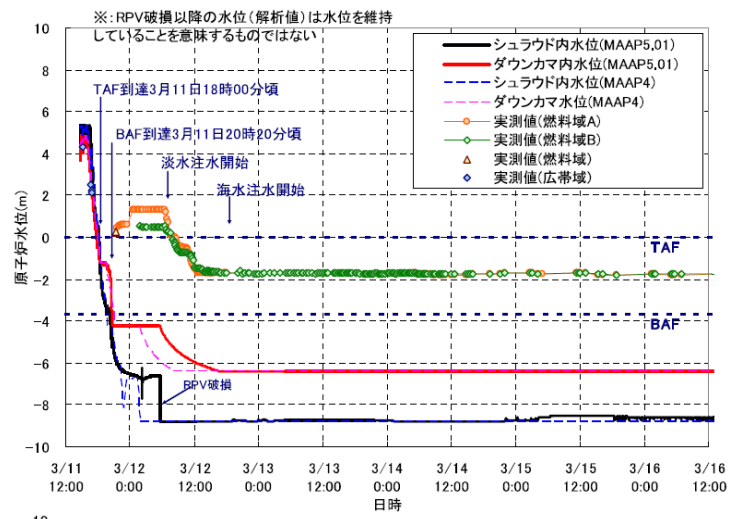
事象	経過時間(h)
原子炉停止 注水喪失	0
原子炉水位TAF	0.4
炉心損傷	1
急速減圧 (原子炉水位BAF+10%)	1.4
RPV破損	7

2. シナリオの比較

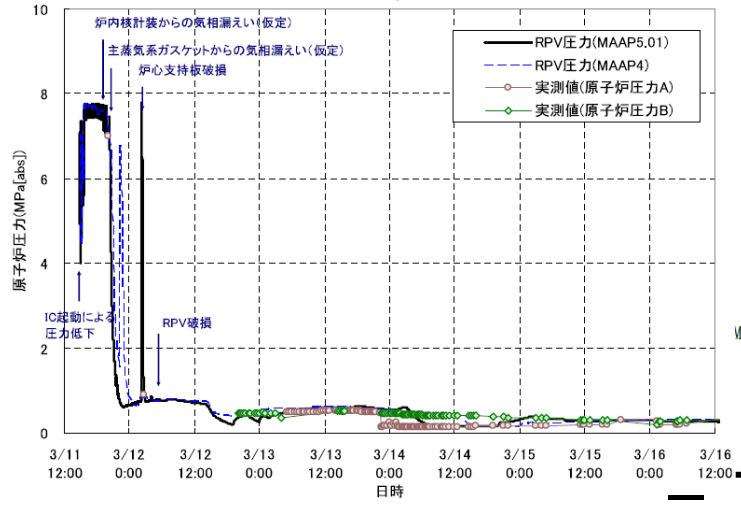
原子炉水位・圧力

■ 原子炉水位、圧力についても、原子炉停止後の経過時間に起因する進展速度の相違はあるものの互いに似通った挙動

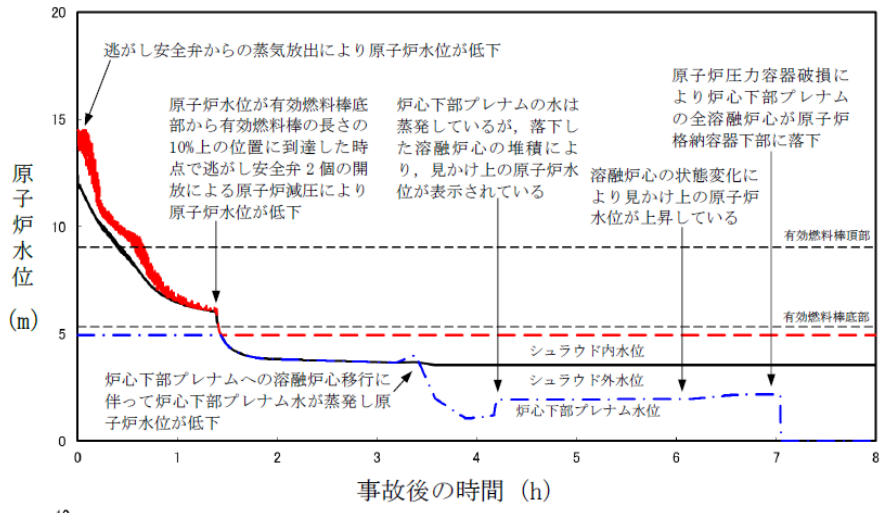
原子炉
水位



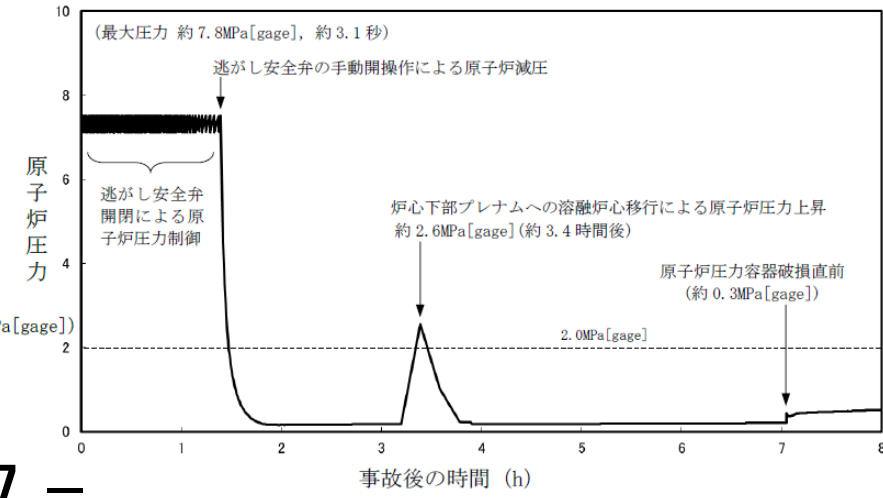
原子炉
圧力



1F1事故進展



7



K67有効性評価(TQUV)

評価条件

2.で説明したTQUVシナリオに基づく評価結果を使用

- 放射性物質として希ガス、よう素、粒子状物質を考慮
 - ・ インベントリはORIGEN評価結果に基づき、時刻0での原子炉停止を仮定
- 格納容器内への放射性物質放出割合、格納容器から原子炉区域への放射性物質流入割合は事故シナリオ(TQUV)に基づくMAAP解析結果等を使用
- 格納容器から原子炉区域への漏洩率は格納容器圧力に応じ変化
 - ・ MAAP解析上で開口面積を設定し、格納容器圧力に応じた漏洩率の変化を模擬（開口面積は0.9Pdで0.4%/日（1Pd以下の場合）、2Pdで1.3%/日（1～2Pdの場合）となるよう設定）
 - ・ 漏洩率は格納容器圧力の1/2乗に比例するモデリング
- 格納容器内、原子炉区域内での崩壊に基づく放射性物質の減衰を考慮
- 格納容器から原子炉区域に漏洩した放射性物質は、原子炉区域の空間に均一に分布すると仮定
- 線量評価は、原子炉区域の体積相当の半球を仮定したサブマージョンモデル

評価結果

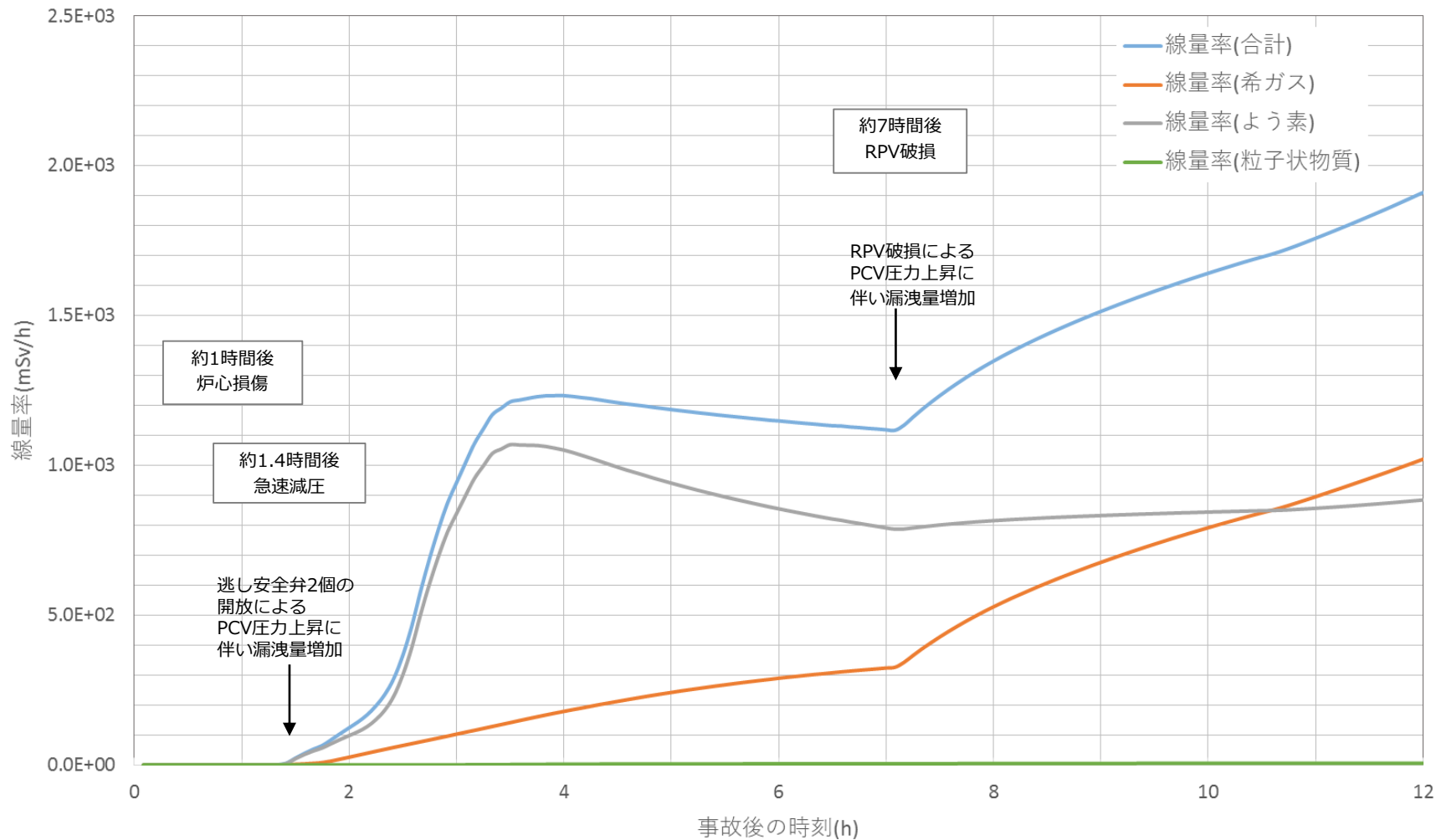
K67有効性評価(TQUV)

事象	経過時間(h)	格納容器圧力(kPa)		原子炉区域内線量(mSv/h)
原子炉停止 注水喪失	0	5.2		—
水位TAF	0.4	9.0		—
炉心損傷	1	15.7		—
急速減圧 (水位BAF+10%)	1.4	減圧前	25	約 9.3×10^{-1}
		減圧5分後	95	約 2.3×10^1
RPV破損	7	150		約 1.2×10^3

1F1

事象	日時	炉心損傷からの経過時間	現場線量(mSv/h)	K67評価(mSv/h)
炉心損傷	3/11 18:40	—	—	
原子炉建屋入域	3/11 21時頃	2.3	288想定	約 1.2×10^3

評価結果（事故後の経過に伴う推移）



結果の考察

- K67有効性評価(TQUV)に基づく評価結果として、
 - 原子炉急速減圧(事故後1.4時間)後に格納容器圧力が上昇し、それに伴い原子炉建屋内線量も上昇を開始
 - 事故後比較的早期に線量が増加し、1F1で3/11 21時頃に原子炉建屋内(二重扉内)で計測された「短時間で0.8mSv (288mSv/h想定)」に相当する経過として、炉心損傷からの経過時間(2.3時間)に基づき比較した時刻(事故発生後3.3時間)では約 1.2×10^3 mSv/hの結果
- 1F1の計測結果との差異については事故進展に基づく要因、プラント条件に基づく要因、格納容器漏洩率設定に基づく要因等複数の要因が考えられる

- 1F1で3/11 21時頃にR/B内で線量上昇が確認された事象を踏まえ、検討に資する観点から、1F1の事象進展に比較的近い至近の評価結果（K67の新規制基準適合性審査で実施）を参照して考察を実施した
- 事象進展やプラント条件、評価条件の相違から直接的な比較は困難であるが、格納容器圧力が設計圧力以下の状況であり設計漏洩率相当の漏洩率であっても、事故条件を仮定すると、1F1で確認された高線量率に相当する原子炉建屋内の線量率が、K67の評価結果でも得られることが確認された

炉心損傷後のBWR原子炉建屋内の 放射線量率について

(議論の材料)

本資料は、当日の質疑・検討によって記述の修正などが行われる可能性があることに注意。

2023年12月25日
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

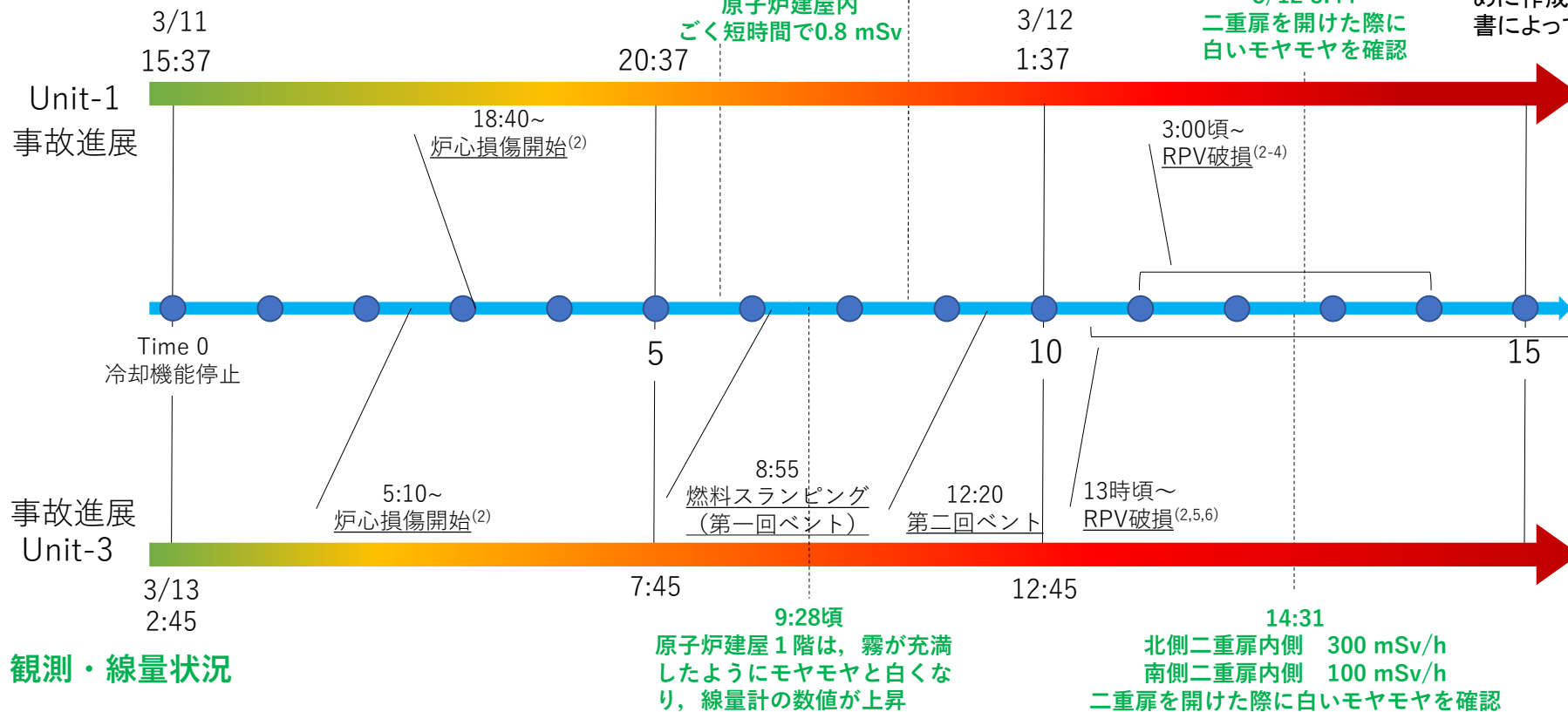
これまでの検討との関係

- 第39回会合にて「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」により、以下の3点の問題を提起。
- ①1号機と3号機の事故初期の原子炉建屋内の高線量率は、類似の過程の結果と考える方が自然かもしれない。
 - ②事故初期の高線量率は、格納容器からオペレーションフロア付近に放出されたものが原因ではなく、原子炉建屋1階付近から放出されたものではないか？
 - ③事故初期の高線量率の原因となる具体的な漏えい箇所はどこか。

第39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3 P. 5を一部修正

観測・線量状況⁽¹⁾

注)本図は、時間スケールを把握するために作成したもの。時刻は、各種報告書によって記載が異なる場合がある。



(1) 東京電力ホールディングス株式会社, “福島原子力事故調査報告書、別紙2” 2012年6月20日
 (2) 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1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第6回進捗報告、添付資料3”2021年11月10日
 (3) Tuomo Sevón, “A MELCOR model of Fukushima Daiichi Unit 1 accident”, Annals of Nuclear Energy 85 (2015), 1-11
 (4) Gauntt et al. “MELCOR Simulations of the Severe Accident at the Fukushima Daiichi Unit 1 Reactor”, Nuclear Technology 186:2, 161-178
 (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, “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” 別添1 8-2”, 2021年3月5日
 (6) Tuomo Sevón, “A MELCOR model of Fukushima Daiichi Unit 3 accident”, Nuclear Engineering and Design 284 (2015), 80-90

第39回及び第40回検討会での検討結果

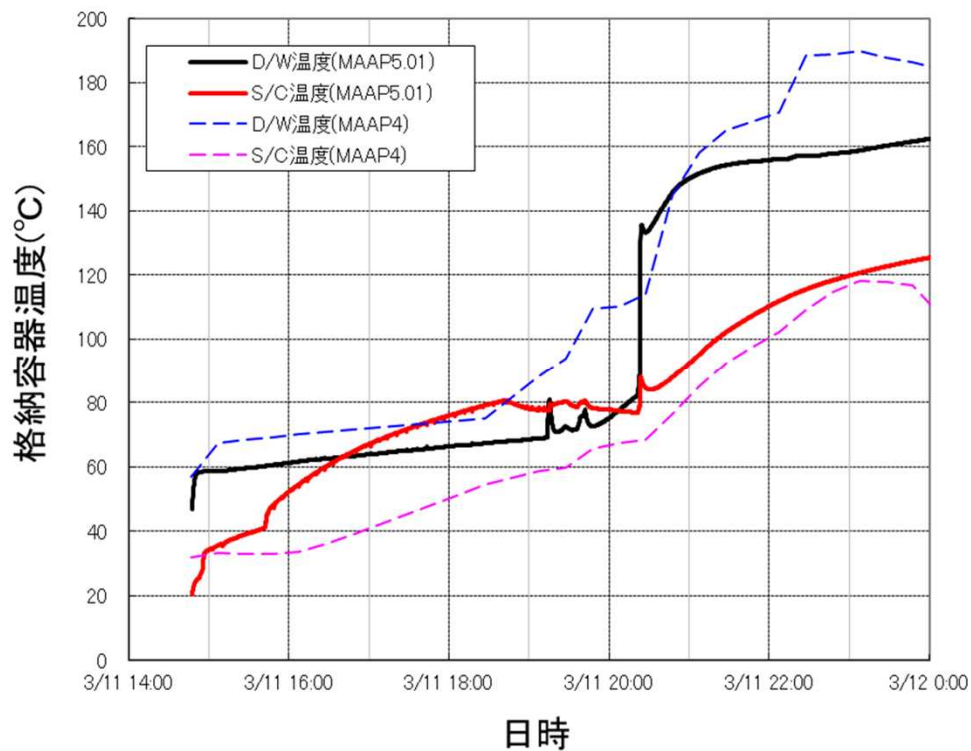
- 3月12日朝4時から観測された、福島第一原子力発電所内のモニタリングポストにおける線量率上昇は、オペフロに溜まった放射性ガス等からの直接線／スカイシャイン線によるもの。希ガスよりも、ヨウ素132等の寄与が大きい・・・②関連
- 1号機の事故初期における特段の破損・漏えい箇所を特定することはできていない。・・・③関連
- 特段の破損が生じなくても、「通常の漏えい」だけで観測された線量率が説明できる可能性について指摘あり。(この場合、炉型共通問題の可能性あり)・・・①関連

3月11日午後の1号機原子炉建屋の放射線量率急上昇は 午後8時から9時の間に起こった可能性が高い（観測ベース）

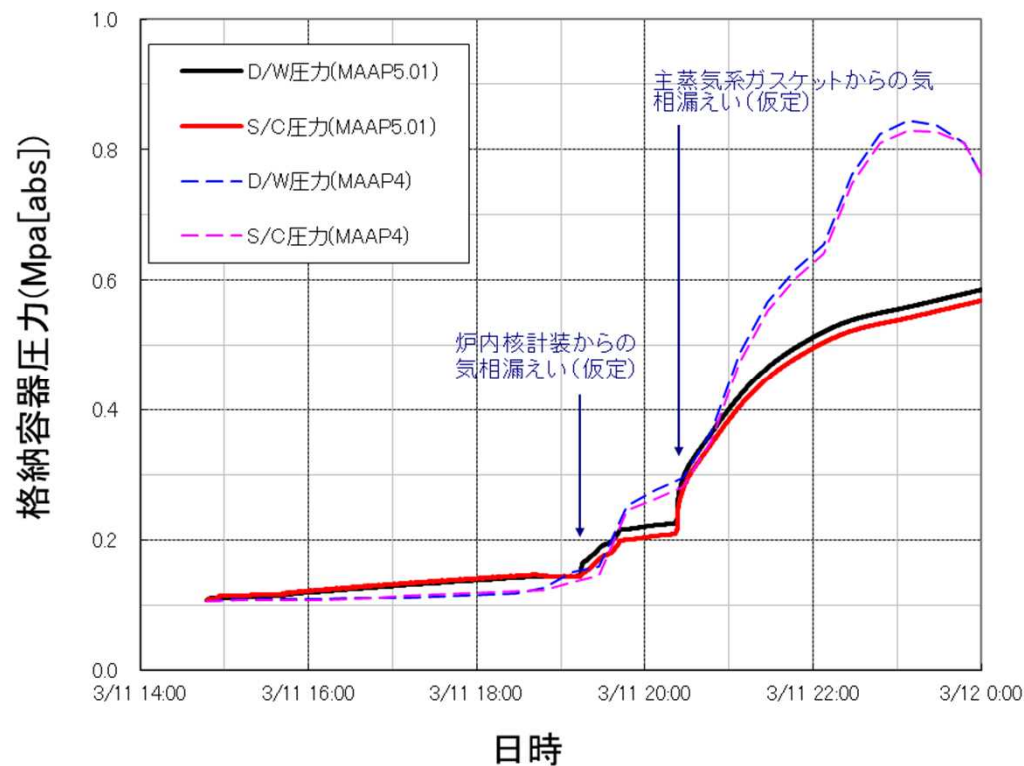
- 17:19 運転員が原子炉建屋外側二重扉を開けて入ったところ、通常測定値の約3倍の値を計測した。
- 20:07 原子炉建屋内にある原子炉圧力計を確認しに行っているが、この時点で線量率上昇があったか定かではない。
- 21時頃 運転員が原子炉建屋に入域したところ、APD（警報付きポケット線量計）の数値がごく短時間で0.8mSvを示した。（大まかに言えば300mSv/h弱に相当）
- 23時の時点で、原子炉建屋二重扉前は高い線量率（北側二重扉前1.2mSv/h、南側二重扉前0.52mSv/h）

注)福島原子力事故調査報告書(平成24年6月20日、東京電力株式会社)の記載内容を基に作成

MAAP4及びMAAP5.01による解析結果(1号機)



格納容器温度変化



格納容器圧力変化

注) 東京電力ホールディングス株式会社によるMAAPの解析結果を基に作成

1号機格納容器圧力及び雰囲気温度が設計圧力/温度を 超過した時間帯は、限定されている(解析ベース)

- 東電はMAAP4及びMAAP5.01による解析結果を公表済み。
- 格納容器圧力及び温度共に3月11日20:20頃までは、格納容器設計圧力(0.384MPa-g(=0.485MPa-a))及び設計温度(138 °C)をかなり下回る。
- 20:20頃からの格納容器圧力及び温度急上昇の原因は、その頃に主蒸気管フランジからの漏えいを仮定したことによるが、その後、その設計温度を超過している。一方、21時までには設計圧力を超過した時間はない。
- なお、「20:20頃」は、「圧力容器内のガス温度が450°Cに到達」する時刻として設定されている(注1)もの。

注1)福島原子力事故調査報告書(平成24年6月20日、東京電力株式会社) P.136 脚注

注2)本資料中でMPa後の「-g」はゲージ圧、「-a」は絶対圧を表している(以下、同じ)

1号機原子炉建屋の高放射線量率と格納容器温度/圧力の推移との関連性について

- 東電の解析では、20:20頃に原子炉圧力バウンダリからの漏えい開始を仮定。その後、即座に格納容器からの漏えいが急増したと考えることは妥当であろうか？
- あるいは、格納容器圧力/温度の推移から、上記よりも遅れて短い期間に急増したと考えるべきか？（格納容器への直接漏えいが始まった時点で原子炉建屋内の線量率が上昇することは間違いないが、これが支配的と言えるかどうか。）
- 格納容器への直接漏えいが遅ければ、今回観測されたような原子炉建屋内の高線量率は生じなかったと言えるか？

3月12日には、1号機原子炉建屋内の放射線量率は 300mSv/hを大幅に超えたと思われる

○1号機の格納容器内部は東電のシミュレーションによれば、

- ・圧力： 3月11日午後9時以降も上昇を続け、12日1:00頃からベント実施までの約13時間に渡って
ほぼ0.8MPa-a(0.7MPa-g)弱を推移。(実測値も同様)
- ・温度： 比較的穏当な結果を示すMAAP5.01でも、午後9時以降緩やかに上昇後、12日6:00前後
から再度急上昇し、その後約24時間に渡って300°Cを超える状態が継続。

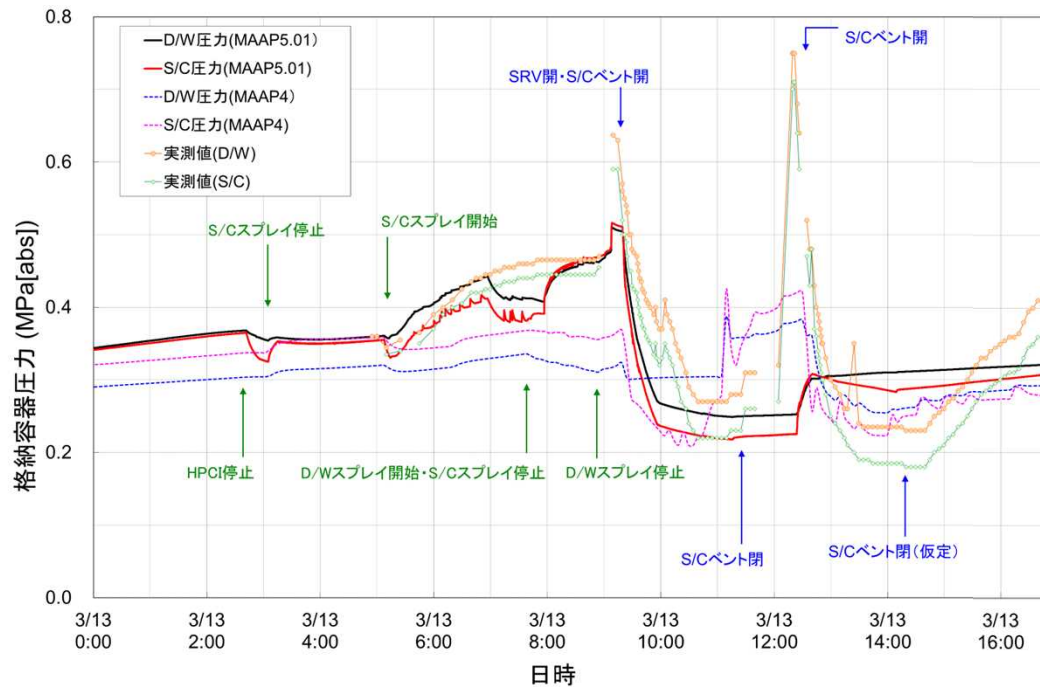
注) 格納容器の最高使用圧力(0.427MPa-g)及び設計温度(138°C)を大きく超過。

○このため、格納容器からの漏えいは11日21:00以降、さらに拡大した可能性が高い。

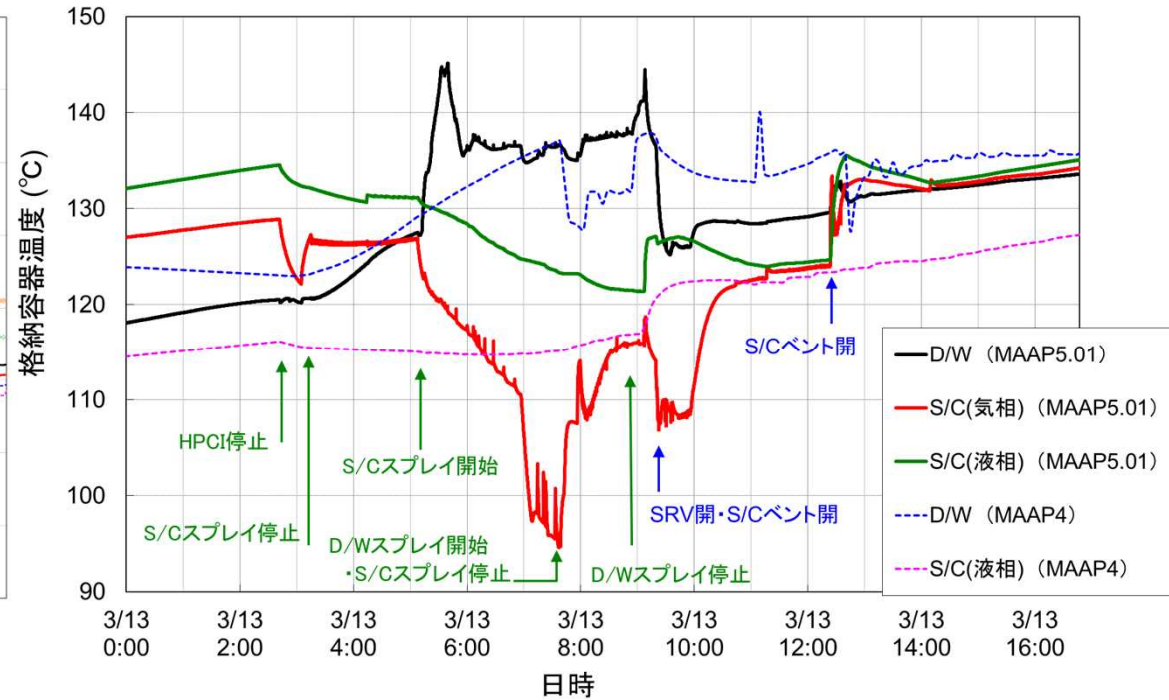
○なお、トップヘッドフランジの破損が推定される3月12日午前7時頃のオペフロの放射線量率は、
数十Sv/hに達していたと評価されている。

注) 圧力及び温度は、「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1～3号機の炉心・
格納容器の状態の推定と未説明問題に関する検討 第6回進捗報告、添付資料3-11～3-12」から引用

MAAP4及びMAAP5.01による解析結果(3号機)



格納容器圧力変化



格納容器温度変化

注) 東京電力ホールディングス株式会社によるMAAPの解析結果及び実測データを基に作成

3号機の格納容器圧力は、原子炉圧力の減圧時に設計圧力をかなり超過した時間帯がある(実測ベース)

- ・ 格納容器圧力は、原子炉圧力容器減圧時に生じたピークを除けば、設計圧力(0.384 MPa-g)を上回る時間帯は殆ど無かった。
- ・ 一方、原子炉圧力減圧時のピークは2度あり、圧力の最高値は0.75 MPa-a程度、設計圧力を上回る継続時間はそれぞれ30分間程であった。(実測)(注)
- ・ 格納容器温度は、設計温度(138 °C)とほぼ同等か、若干下回る程度で推移した時間が大分部と考えられる。(解析結果)

注) 0.384 MPa-g ≒ 0.48 MPa-aとして記述

格納容器漏えい率試験の条件と結果等

		福島第一		柏崎刈羽	
		1号機	3号機	6号機	7号機
格納容器の 設計条件	格納容器設計圧力(※1)	0.427 MPa-g	0.384 MPa-g	0.279 MPa-g	
	D/W設計温度	138 °C		171 °C	
	許可申請書上の設計圧力における漏えい率	0.5 %/day以下		0.4 %/day以下	
格納容器漏 えい率試験 条件	試験圧力	0.255 MPa-g	0.384 MPa-g	0.279 MPa-g	
	判定基準(※2)	0.348 %/day	0.45 %/day	0.36 %/day	
試験結果(注1)		0.15 %/day	0.036 %/day	0.082 %/day	0.097 %/day

(※1)

1F1は設計圧力=最高使用圧力=0.427 MPa[gage]

1F2～は設計圧力=最高使用圧力×0.9

1F3で最高使用圧力0.427 MPa[gage]、設計圧力0.384 MPa[gage]

K67で最高使用圧力0.310 MPa[gage]、設計圧力0.279 MPa[gage]

(※2)

試験圧力、判定基準の設定の考え方が異なる（いずれも当時のJEACで認められた方法）

1F1：試験圧力をピーク圧力とし、判定基準は $0.5 \text{ %/day} \times \sqrt{(0.255/0.427)} \times (1-0.1) = 0.348 \text{ %/day}$

1F3, K6/7：試験圧力を設計圧力とし、判定基準は設計漏洩率×(1-0.1)（運転期間中の劣化影響を考慮した係数を0.1とした場合）

注1) 次ページの各試験結果の平均値

注2) 東京電力から提供された情報をもとに作成

格納容器漏えい試験実績データは 号機間・試験間でかなり違う

直近3回の定期検査(定検)時の格納容器漏えい率試験の結果

福島第一		柏崎刈羽	
1号機	3号機	6号機	7号機
第24回定検(H18.9) :0.101 %/day	第22回定検(H19.11) :0.0348 %/day	第8回定検(H21.5) :0.086 %/day	第8回定検(H20.12) :0.091 %/day
第25回定検(H20.2) :0.176 %/day	第23回定検(H20.7) :0.0344 %/day	第9回定検(H23.1) :0.084 %/day	第9回定検(H22.6) :0.083 %/day
第26回定検(H21.7) :0.166 %/day	第24回定検(H22.9) :0.039 %/day	第10回定検(H24.10) :0.076 %/day	第10回定検(H23.11) :0.116 %/day

注)東京電力から提供された情報をもとに作成

1F1/3号機及びKK6・7号機に関する実測値、SA時評価、などの整理(案)

	福島第一1号機	福島第一3号機	柏崎刈羽67(TQUV 評価)
スクラムから冷却喪失まで	約1時間	約36時間	0時間
冷却喪失から炉心損傷まで	約3時間	約2.5時間	1時間
炉心損傷後の圧力バウンダリ	気相漏えい？	気相漏えいなし※(自動減圧)	気相漏えいなし(強制減圧)
実測高線量率	300mSv/h(後刻さらに上昇か?)	300mSv/h	---
解析線量率	3-500 mSv/h?(希ガスのみ)	3-500 mSv/h?(希ガスのみ)	1200 mSv/h(FP込み)
炉心損傷～観測の経過時間	2時間強	9時間強	2時間強
気相漏えい～観測の経過時間	Max40分	---	---
スクラビングの有無	なし	あり	あり
解析での設定漏洩率	0.5%/day	0.5%/day	(圧力の関数)
漏えい率試験結果	0.15 %/day	0.036 %/day	6号機:0.082 %/day 7号機:0.097 %/day

※圧力容器の損傷がない場合(小規模漏洩は含まない)

注)東京電力から提供された情報をもとに作成

これまでの情報から以下のようなことが言えるか？ (要検討)

- 炉心損傷が開始すると、2-3時間で原子炉建屋内の放射線量率が数百mSv/hに到達しうることは、福島第一の経験と各種解析の双方から確認できた。また、その後、さらに放射線量率が上昇する可能性が十分にある。
- 原子炉圧力の減圧を、S/C経由で行い、スクラビング効果などが期待できる場合であっても、上記の理解に変更は生じない。
- 原子炉停止から数日経過した後でも、原子炉建屋内の放射線量率は数百mSv/hになりうる。
- 炉心損傷後の原子炉建屋内の線量率にはヨウ素など希ガス以外のFPが大きく寄与する。
- 以上は、特段の格納容器バウンダリの損傷が生じなくても発生するものであり、BWR共通の挙動だと考えられる。(2号機には明確な情報はないが……)

事故時対策等へのフィードバック事項①(要検討)

- BWRにおいては、炉心損傷開始後、特に格納容器圧力の急上昇開始後は、短時間(1-2時間)で人が原子炉建屋内に侵入することは困難になる可能性が高い。S/Cでのスクラビングがあっても、同様との評価もある。
- 炉心損傷後における原子炉建屋内の放射線量率の推定や評価には、ヨウ素等の寄与を含めることが不可欠。
- 事象進展が速いシーケンスでは、原子炉冷却能力を完全喪失すると、炉心損傷までに3時間程度しかなく、目視等による原子炉建屋内の状況把握は、装備装着時間などを考えると、非常に限定された時間枠しかない。(福島第一原子力発電所1号機では、現場確認のための「認識合わせ」だけで「20分や30分では終わらなかった。」とのこと。(福島原子力事故調査報告書(平成24年6月20日、東京電力株式会社) 別紙2 P.37)

事故時対策等へのフィードバック事項②(要検討)

- 格納容器圧力及び温度の急上昇を回避する手段の重要性。
(例えば、「漏えい率 $\propto\sqrt{(P/P_d)}$ 」は評価上安全サイドだが、これに従って対応を考えてよいか?)
- 建屋換気能力の回復の重要性。(既に措置を講じてきたが、事故時措置として優先度が高い。)
- 今回の議論程度の漏えいであれば、大規模な水素爆発の危険性は殆ど無いと言えるか?
 - ・20000 m³を超えるオペフロ空間の水素濃度を10%にするためには、0.5 %/dayの漏えい率と水素総発生量1t程度の条件では、非常に簡略化した計算下で35日程度が必要になる。(オーダーとして1日～2日ではない。)

(参考)MAAP4と5.01による解析結果(1号機)

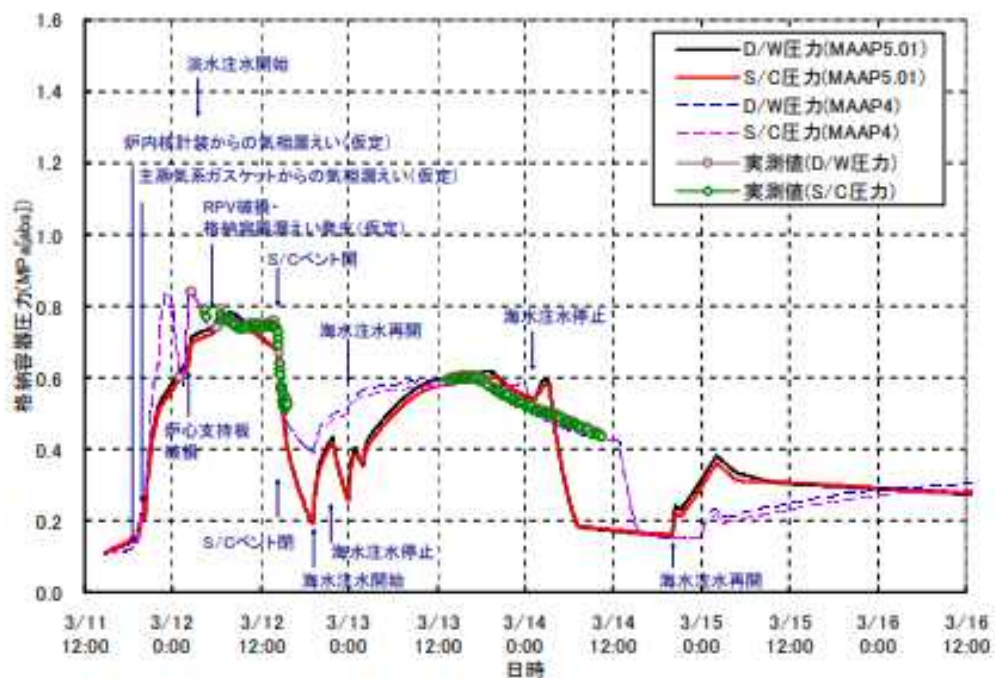


図 1-3 1号機 格納容器圧力変化

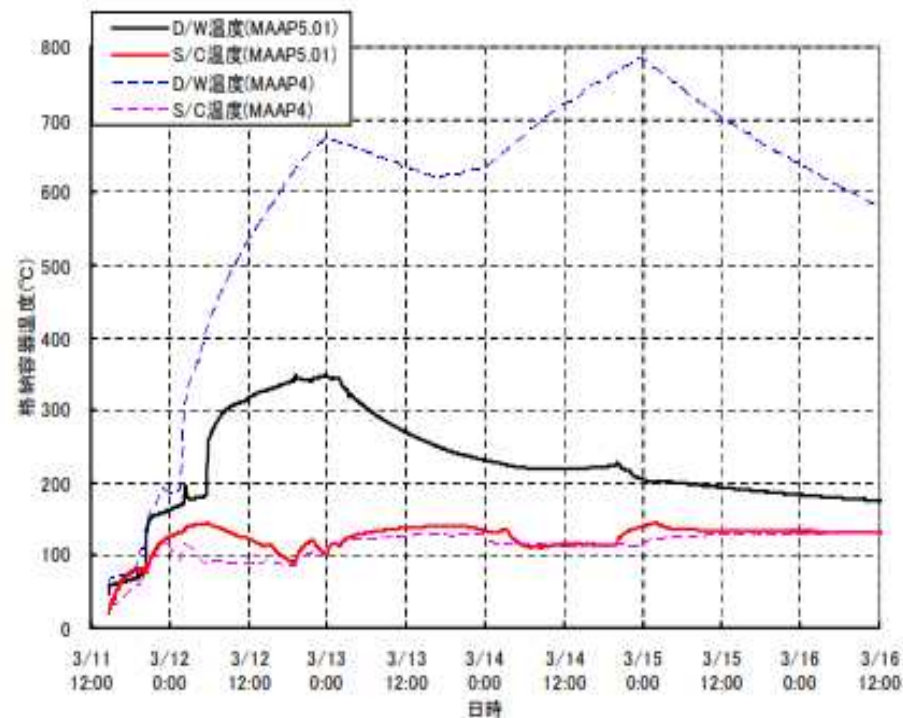


図 1-6 1号機 格納容器温度変化

注)「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1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第6回進捗報告”、添付資料3-11~3-12」から引用

プルームによるモニタリングポスト等での 線量率について

2023年12月25日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

はじめに

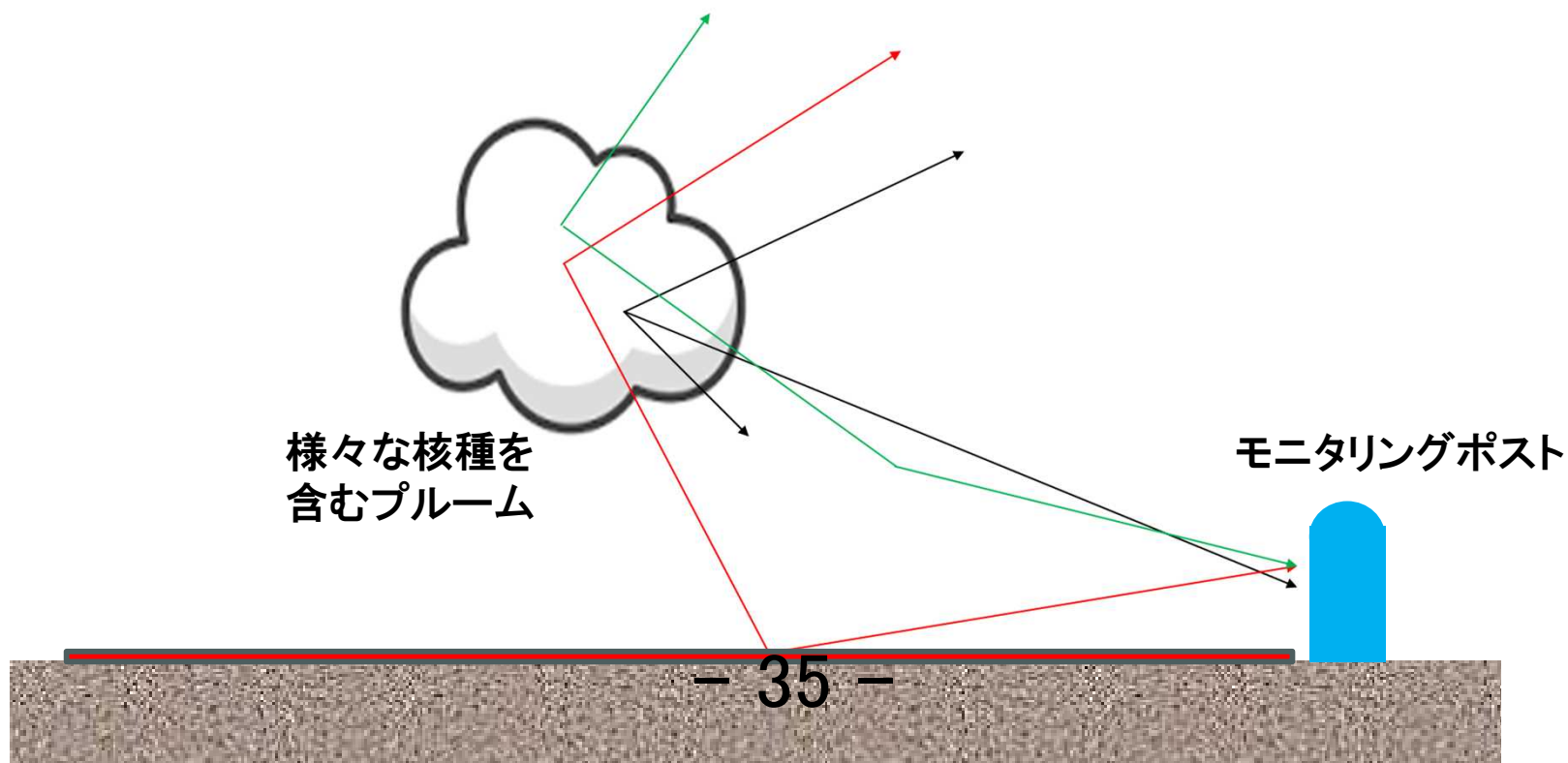
- 本資料は、モニタリングポスト等(以下「MP」という。)についての検討を進める上で共通認識とすべき事項について整理したものである。
- 原子力発電所の事故時におけるMPで測定される「線量率」から避難のために有益な情報を得ることやプラント挙動の分析に活用するためには、少なくとも以下の点を十分検討する必要がある。
 1. MPは、平常時の測定が中心である。
 - 一定以上の高線量率下での検出器の挙動やフォールアウトによるバックグラウンドの上昇などについては運用経験が乏しい。
 - 放射性核種を含むプルーム飛来による線量率上昇については一定の検討があるが、ほとんどが希ガス対象としている。
 2. 事故時(特に、事故後1ヶ月以内)に検出される放射性核種に関する知見が不足している。
 - 事故後の検討対象の放射性核種は、半減期の長い放射性セシウム(Cs-134, Cs-137)等に限られている。
 - 事故時には、福島県のMPデータは入手できる状況になかった。
 3. プルーム飛来に伴い周囲に沈着した放射性核種による線量率については、これまでほとんど経験がなかったことから^{2,3}検討されていない。

明確にすべき事項

- **放射性核種を含むプルームの飛来により、MPで測定される線量率の変化**
 - プルーム飛来がMPに及ぼす影響、線量率のピーク形状
 - 核種による影響(線量率への寄与)、核種による依存性
 - 線量率のピーク等がどのように時間変化するか
- **プルーム飛来により周辺に沈着した放射性核種による線量率**
 - 核種により、影響(線量率への寄与)がどう変わるか
 - どのように時間変化するか

本発表のトピック

- ① 核種による線量率の違いは？
 - ✓ 核種から放出される γ 線のエネルギー、崩壊当たりの放出数
- ② どのくらいの距離から、MPはプルーム中の放射性核種からの γ 線を検知するか？
 - ✓ 核種による違いは？
 - ✓ γ 線のエネルギーによる空気の透過率の違いの影響
- ③ プルーム飛来によるMP周辺の沈着による線量率
 - ✓ 周辺に沈着した放射性核種による空気吸収線量率は？
 - ✓ どの程度の領域から線量率に寄与するか？
 - ✓ 核種による違いは？



① 核種による線量率の違い

1F事故後～3月中に福島県や茨城県のMPの波高分布で測定された主な核種

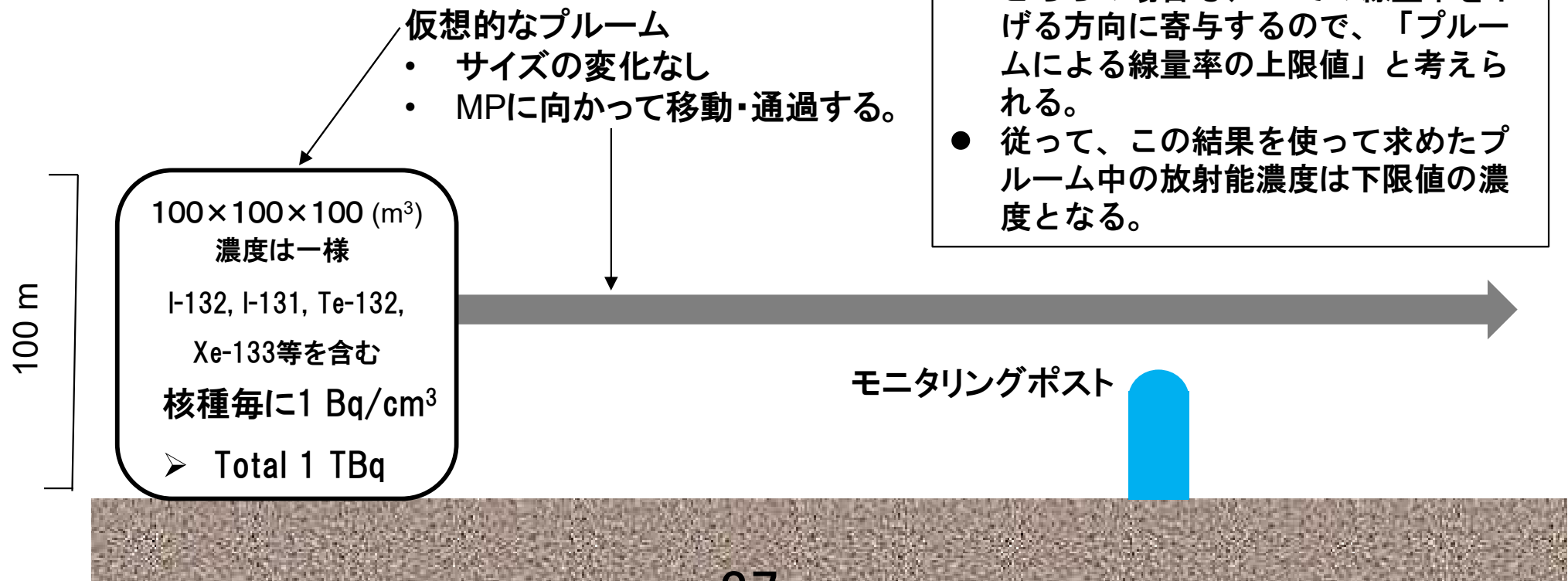
核種	半減期	γ線エネルギー (MeV)	放出割合	1cm線量当 量率定数 μ Sv/h per MBq at 1m	核種	半減期	γ線エネルギー (MeV)	放出割合	1cm線量当 量率定数 μ Sv/h per MBq at 1m		
Xe-133	5.247 d	0.081	38.0%	0.0171	I-132	2.295 h	0.506	4.90%	0.353		
Xe-135	9.14 h	0.249	90.0%	0.0435			0.523	16.00%			
		0.408	0.36%				0.668	98.70%			
		0.608	2.90%				0.67	4.60%			
		0.0802	2.60%				0.727	5.40%			
I-131	8.0207 d	0.284	6.10%	0.0651			0.773	75.60%			
		0.365	80.70%				0.812	5.50%			
		0.637	7.20%				0.955	17.60%			
		0.723	1.80%				1.136	3.00%			
		0.228	88.00%				0.0406	1.399		7.00%	
Te-132	3.204 d	0.228	88.00%	0.0406							

* 1cm線量当量率定数:真空中で1 MBqの放射能による1 m位置での1cm線量当量率(周辺線量当量率)

- ① 遮蔽となる空気が無い状態でも、核種によって崩壊当たりの周辺線量当量率が大きく異なる(上表)
- ② MPでの線量率は、「崩壊当たりの周辺線量当量率の違い」に加えて、エネルギーの違いによる空気の透過力の違いが加わることから、空気層とプルーム位置依存性が大きいことが推定できる。
 - エネルギーの高いγ線の放出割合が高いI-132の寄与は、同じ放射能でも「1cm線量当量率定数」の違いと透過力の違いにより、他の核種よりも上記の影響を受けにくい。

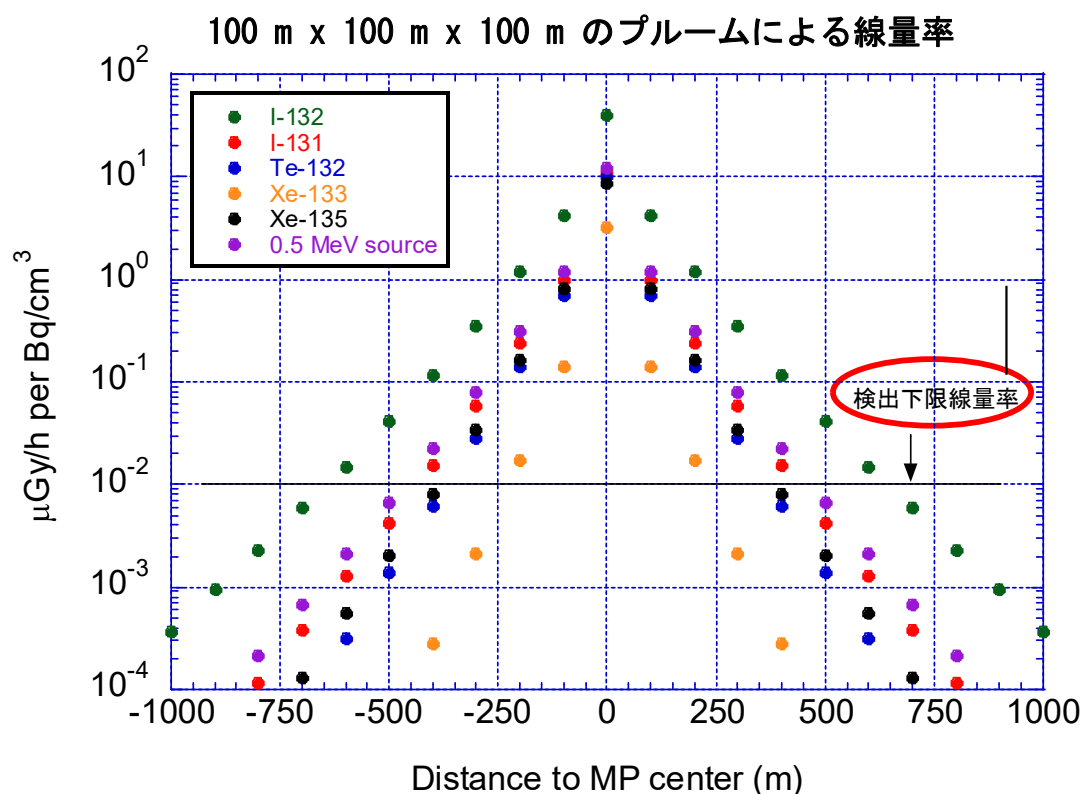
② どのくらいの距離から、MPはプルーム中の放射性核種からの γ 線を検知するか？

基礎的検討事項



- 各モニタリングポストでのプルームの広がり、100 m 立方より大きいと思われる。
- プルームの中心が常にMPを通過するわけではない。
- どちらの場合も、MPでの線量率を下げる方向に寄与するので、「プルームによる線量率の上限値」と考えられる。
- 従って、この結果を使って求めたプルーム中の放射能濃度は下限値の濃度となる。

結果：1 TBqの放射性核種を含むプルームとMPとの距離による線量率変化

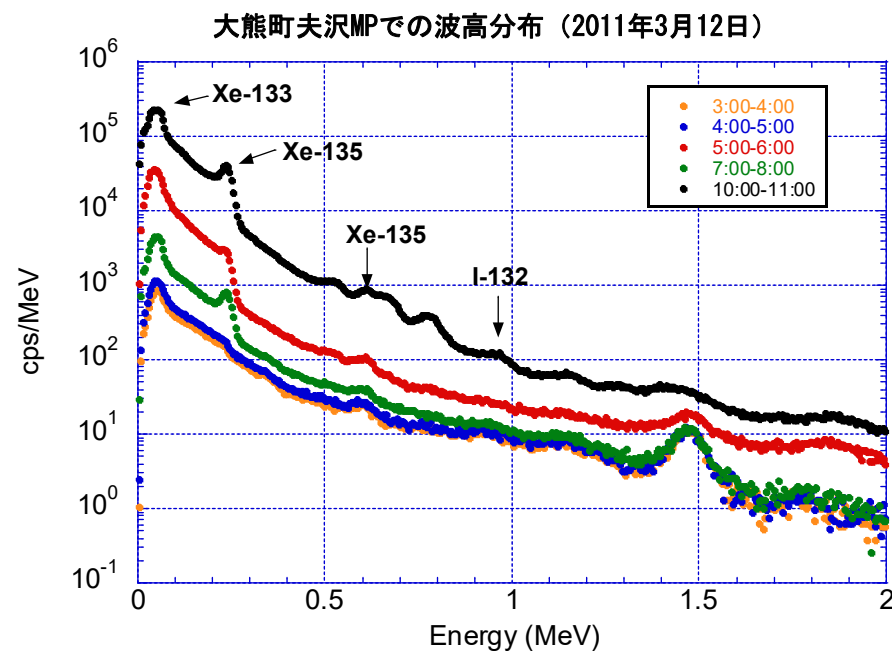
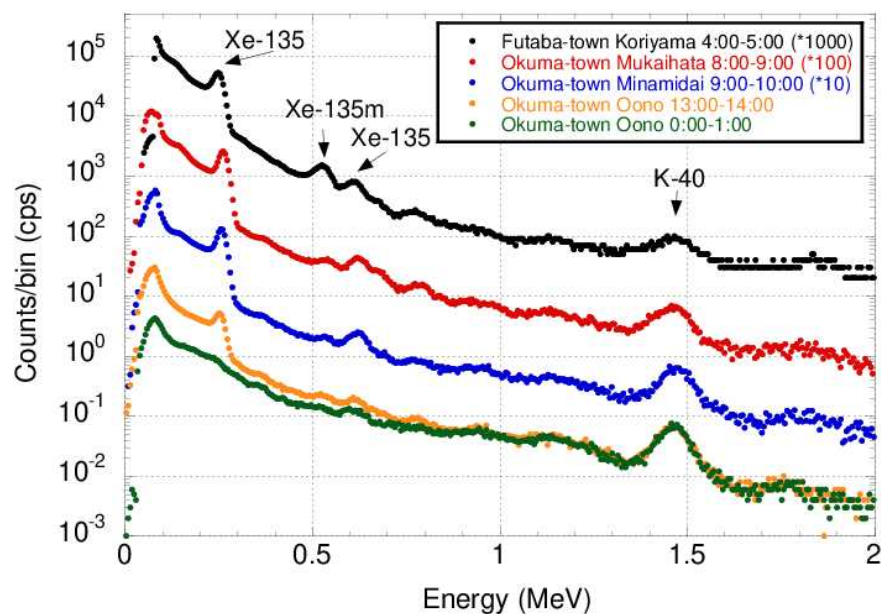


MPでの自然放射能による空気吸収線量率やその変動幅は、検出器の種類や周辺の環境により異なるが、プルームの飛来を検出下限値は0.01 $\mu\text{Gy/h}$ 程度とする。

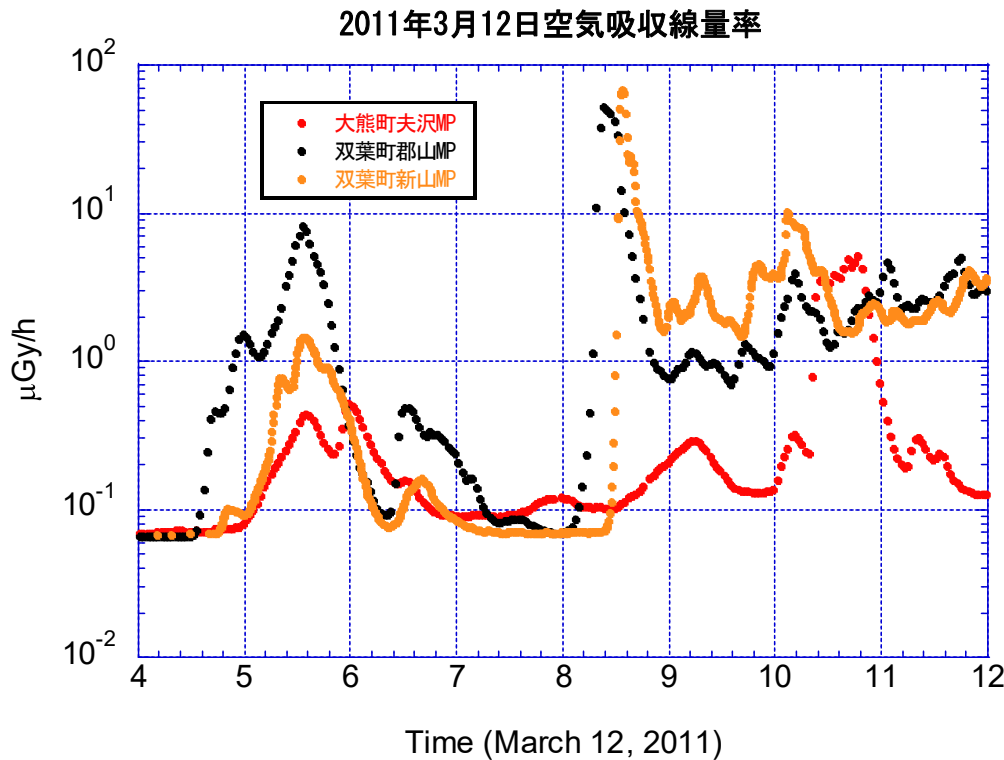
- MPからの距離は、移動距離(風速)に依存する。
 - 風速 1 m/s の場合には、250 m は 4.17 分
 - 風速 2 m/s の場合には、250 m は 2.08 分
- 100 m 立方のプルームでもMPに高い線量率を与える時間は短い。
 - 数分レベルで高い線量率が存在する場合には、原子炉からの放出が継続していることを意味する。
- エネルギーの高い γ 線を多く放出するI-132の寄与が同じ放射能当たりでは最も高い空気吸収線量率となる。
 - I-131, Te-132はI-132の1/4、
 - Xe-132はI-132の1/12
- モニタリングポストでのプルームの広がり100 m 立方という仮定は小さすぎるように思われる。
 - 得られた放射能と線量率の関係は上限値に近いと思われる。
- 核種組成が分かれば、モニタリングポストでの空気吸収線量率からプルーム中の放射能を求めることができる。
 - 空気吸収線量率からは核種組成を知ることは出来ない。
 - 波高分布データがあれば推定が可能

波高分布が得られているMPデータ

3月12日10時以前は、プルーム中の放射性核種は希ガス



3月12日午前中のMPデータ



- 1 TBq の希ガスを含む $100\text{ m} \times 100\text{ m} \times 100\text{ m}$ のプルームがMPに来た時の空気吸収線量率:
 - $\triangleright 3.26 \times 0.78 (\text{Xe-133}) + 8.58 \times 0.22 (\text{Xe-135}) = 4.43 \mu\text{Gy/h}$
- 5時～6時の間の大熊町夫沢MP、双葉町郡山MP、双葉町新山MP でのピーク時のXe-133放射エネルギーを推定することが出来る。

	時刻	$\mu\text{Gy/h}$	希ガス TBq	Xe-133 TBq
大熊町夫沢MP	5:59	0.522	0.12	0.0919
双葉町郡山MP	5:33	8.05	1.82	1.42
双葉町新山MP	5:35	1.45	0.33	0.255

原子炉停止から1日後に放出される希ガス中の主な核種割合は、Xe-133が74.3%でXe-135が21.0%であるため、1 Bqの希ガス中には、0.78 BqのXe-133と0.22 BqのXe-135が存在しているとする。

原子炉での事象との対応

- プルームの飛来による線量率ピークの時刻は、原子炉内で生じている事象に対応していると考えられる。
- 原子炉とMPからの距離により、事象との時差が生じる。
 - プルームは、風に乗って移動することが多いので、移動速度は風速に依存すると思われる。
 - 例えば、1号機から3 km 先にある双葉町郡山MPの場合、風速 2 m/s の場合には 25 分の時差が生じる。

風速	MPまでの距離				
	1 km	2 km	3 km	6 km	8 km
	事象との時差 (分)				
1 m/s	16.7	33.3	50	100	133
2 m/s	8.33	16.7	25.0	50.0	66.7
3 m/s	5.56	11.1	16.7	33.3	44.4
5 m/s	3.33	6.67	10.0	20.0	26.7

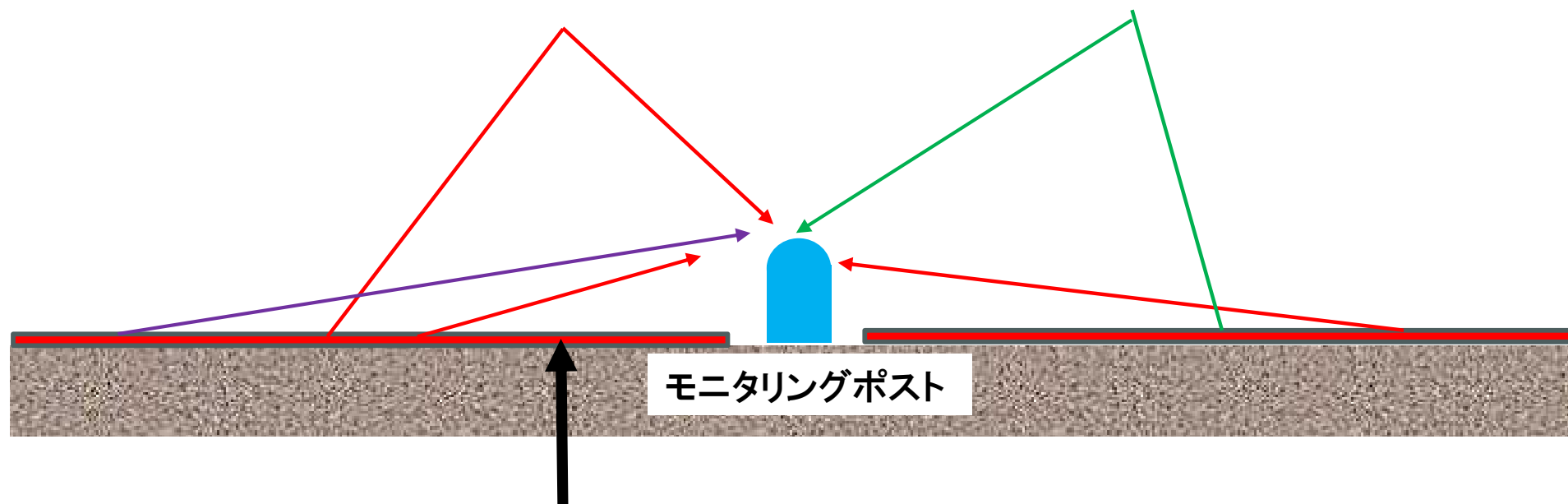
プルームの飛来に対するMPでの観測

- プルーム飛来に伴いMP周辺に沈着した放射性核種の情報と異なり、**プルームの飛来は、MP等での継続した測定でしか観測出来ない。**
 - 希ガス以外の核種の場合は、MPでの測定や人的サーベイ等による周辺への沈着状況からある程度推定が可能である。
 - 痕跡を残さない希ガスの場合は、他の方法では難しい。
- 事故初期に重要なI-131等は、プルームの飛来場所、時刻及び濃度が重要である。
 - MPでプルームの飛来が確認できれば、I-131等の吸入が問題となる事故初期では、プルームによる空気吸収線量率がI-132によるものとして濃度を求め、I-131とI-132の濃度が同じとして推定が可能。

③ プルーム飛来によるMP周辺の沈着による線量率

検討内容

- 周辺に沈着した放射性核種による空気吸収線量率は？
- どの程度の領域から線量率に寄与するか？
- 核種による違いは？



プルームの飛来により周辺に沈着した放射性核種

MP周辺での沈着による影響

- プルーム中に沈着性の放射性核種が含まれる場合、プルームがMPを通過した後に、MP周辺に沈着した放射性核種による線量率がMPにて観測される。
 - 沈着する放射性核種の汚染密度は、「気象条件」、「周辺環境(平坦な土壌、舗装された道路、草地、周辺の樹木等)」、核種の化学形態等がパラメータとなる。

具体的検討内容

- 周辺に沈着した放射性核種による寄与を理解するために、MPでの空気吸収線量率をegs5を用いて計算した。
 - 計算条件
 - 密度:1 Bq/cm²が広い土壌に一様分布
 - 線源半径は10, 50, 100, 500, 1000 mと設定
 - 核種:I-132、I-131、Te-132、Cs-134、Cs-137
 - 地表面から3m位置での空気吸収線量率(福島県MPは3mが多いため)

一様分布による高さ3 mでの空気吸収線量率

Radionuclide	I-132	I-131	Te-132	Cs-134	Cs-137	0.5 MeV source
線源半径 (m)	空気吸収線量率 μGy/h per Bq/cm ²					
10	2.54E-02 ± 1.10E-05	4.76E-03 ± 2.13E-06	3.81E-03 ± 2.29E-06	1.84E-02 ± 7.83E-06	7.91E-03 ± 3.10E-06	6.17E-03 ± 2.60E-06
50	5.37E-02 ± 2.97E-05	9.78E-03 ± 5.44E-06	7.37E-03 ± 4.79E-06	3.87E-02 ± 2.03E-05	1.51E-02 ± 8.66E-06	1.28E-02 ± 6.65E-06
100	6.25E-02 ± 4.02E-05	1.12E-02 ± 7.34E-06	8.10E-03 ± 5.94E-06	4.48E-02 ± 2.79E-05	1.75E-02 ± 1.15E-05	1.48E-02 ± 2.88E-05
500	6.93E-02 ± 5.68E-05	1.20E-02 ± 9.30E-06	8.41E-03 ± 6.70E-06	4.95E-02 ± 3.91E-05	1.91E-02 ± 1.55E-05	1.60E-02 ± 2.98E-05
1000	6.94E-02 ± 5.86E-05	1.20E-02 ± 9.33E-06	8.41E-03 ± 6.70E-06	4.95E-02 ± 3.94E-05	1.91E-02 ± 1.56E-05	1.60E-02 ± 2.98E-05
Ratio to I-132 for 1 km radius	1.00	0.173	0.121	0.713	0.275	0.231

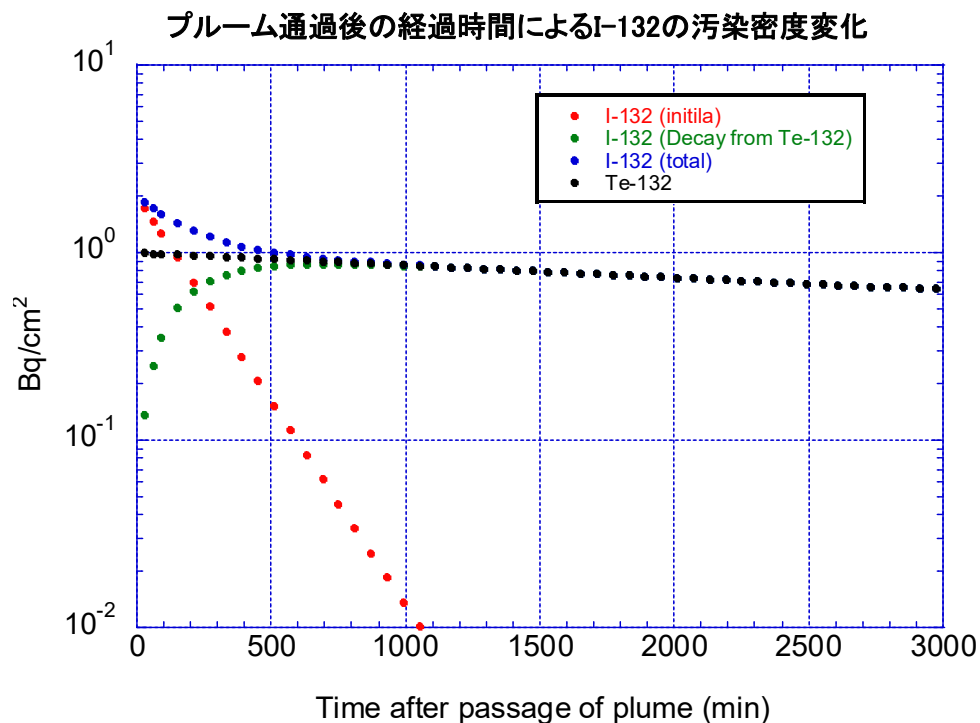
表 周辺に沈着した放射性核種による空気吸収線量率

- どの程度の領域から線量率に寄与するか？
 - MPでの空気吸収線量率へ寄与する領域は半径 500 m
 - ✓ 1F事故後の除染が難しかった要因の一つ
 - ✓ 500 m より先の領域も寄与があるので、500 m までの領域を除染すると寄与が見える。
- 核種による違いについて
 - 事故時の放射性 Cs の放出量は放射性 I より少ないことを鑑みると、I-132の寄与が支配的である。

広い線源による空気吸収線量率は、1F事故以前には誰も経験していない放射線場である

- 寄与の大きい I-132 による空気吸収線量率が $45 \mu\text{Gy/h}$ の場合、 $40/6.93\text{E-}2 = 577 \text{ Bq/cm}^2$
- 半径 500 m の領域での総量は、 $577 \times \pi \times 50,000^2 = 4.5\text{E+}12 = 4.5 \text{ TBq}$ に相当する

沈着後の時間変化



- I. I-132の汚染密度がTe-132の汚染密度より高い場合、
空気吸収線量率はI-132の半減期(約2.3時間)で減衰
- II. 時間経過と共に、I-132はTe-132と永続平衡になり、
空気吸収線量率はTe-132の半減期(約3.2日)で減衰

- 更に時間が経過すると、Te-132及びI-132の放射能が減少するため、I-131の寄与が支配的となり、線量率はI-131の半減期(約8.0日)で減衰するようになる。
- 以前に飛来したプルームによる沈着量が新たに沈着した放射性核種より遙かに多い場合、プルーム通過後の空気吸収線量率はプルーム飛来前とほとんど変わらない場合がある。

まとめと知見の活用

① 核種による線量率の違い

- エネルギーの高い γ 線の放出割合が高いI-132の寄与は、同じ放射能でも「1cm線量当量率定数」の違いと透過力の違いにより大きくなる。

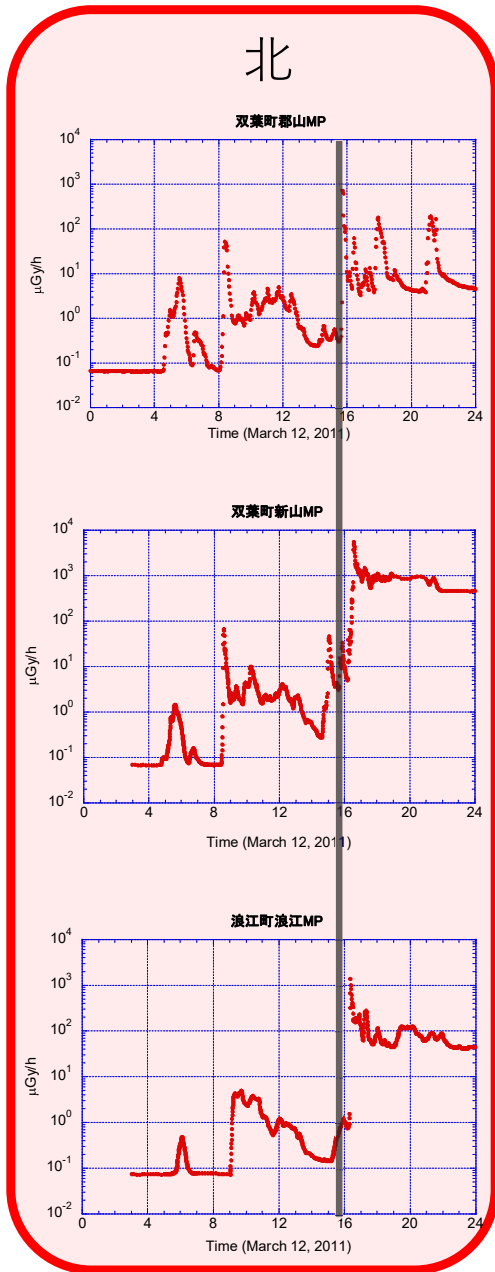
② MPは、プルーム中がどのくらいMPに近づくと放射性核種からの γ 線を検知するか

- $100 \times 100 \times 100$ (m³)の一樣濃度のプルームがMPに向かって移動・通過することを仮定して空気吸収線量率を計算
- MPに高い線量率を与える時間は数分程度。
- 波高分布を取得することが重要。

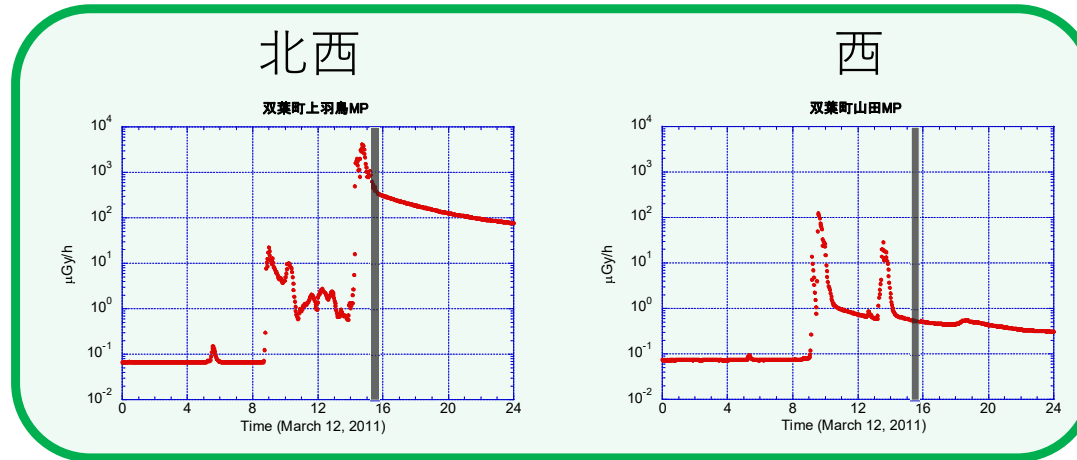
③ プルーム飛来によるMP周辺の沈着による線量率

- 一樣に広い土壤に沈着したことを仮定して空気吸収線量率を計算
- MPでの空気吸収線量率へ寄与する領域は半径 500 m。
- I-132の寄与が支配的。
- 沈着後はI-132の半減期で減衰し、その後Te-132の半減期で減衰する。

2011年3月12日のMPデータ



10E3-4オーダー

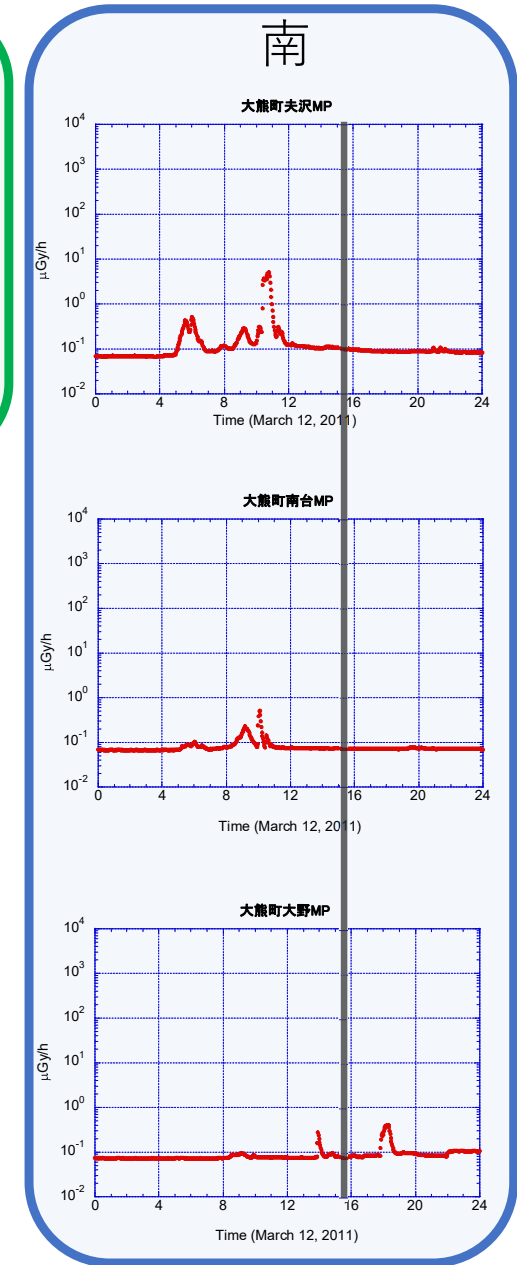


10E2-3オーダー



1号機からの距離

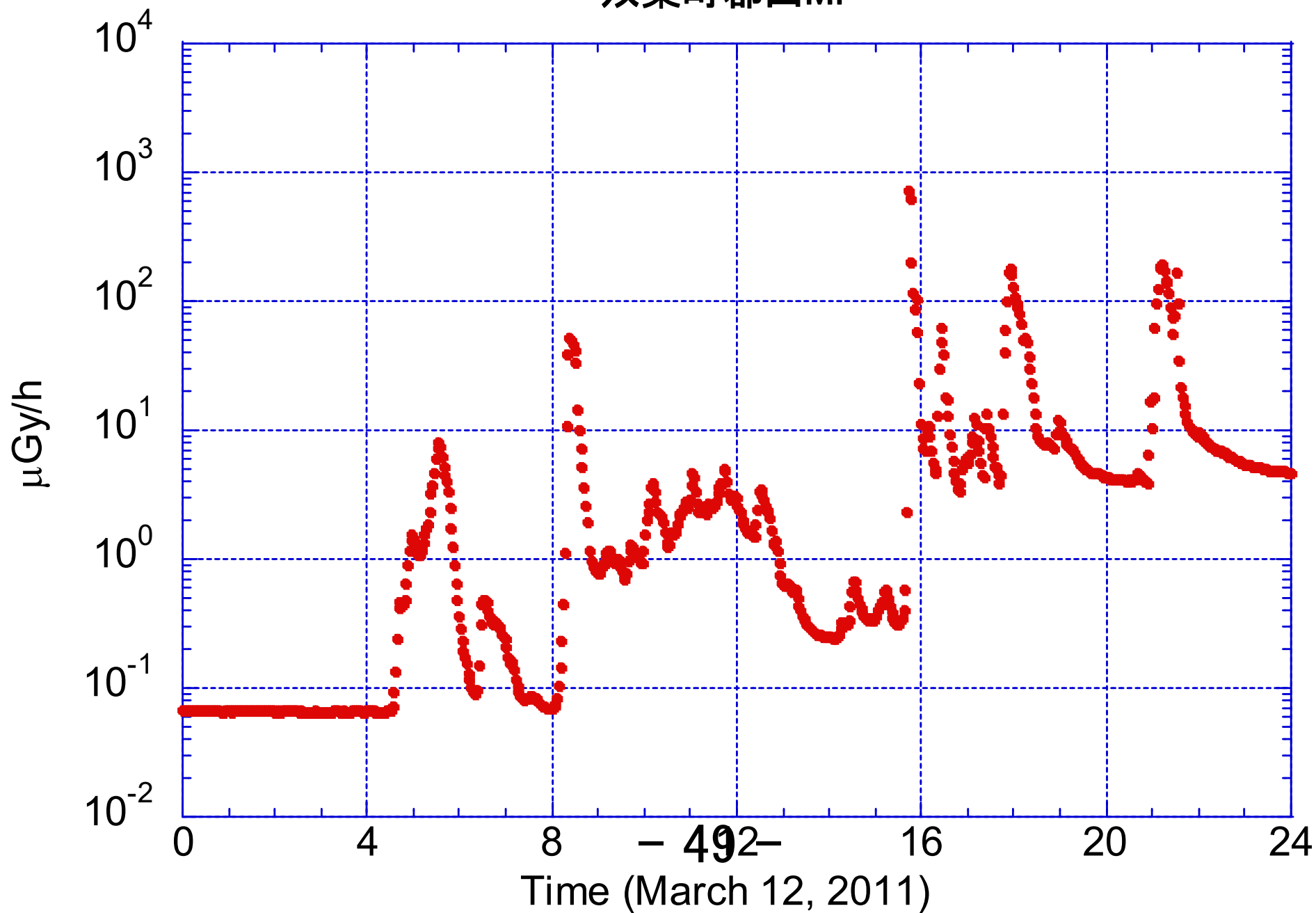
- MP-4: 1.1 km
- 大熊町夫沢MP : 1.8 km
- 大熊町大野MP : 5.2 km
- 双葉町郡山MP : 3.0 km
- 双葉町新山MP : 4.1 km
- 双葉町上羽鳥MP : 6.0 km
- 浪江町浪江MP : 8.7 km
- 浪江町幾代 : 8.5 km



10E0-2オーダー

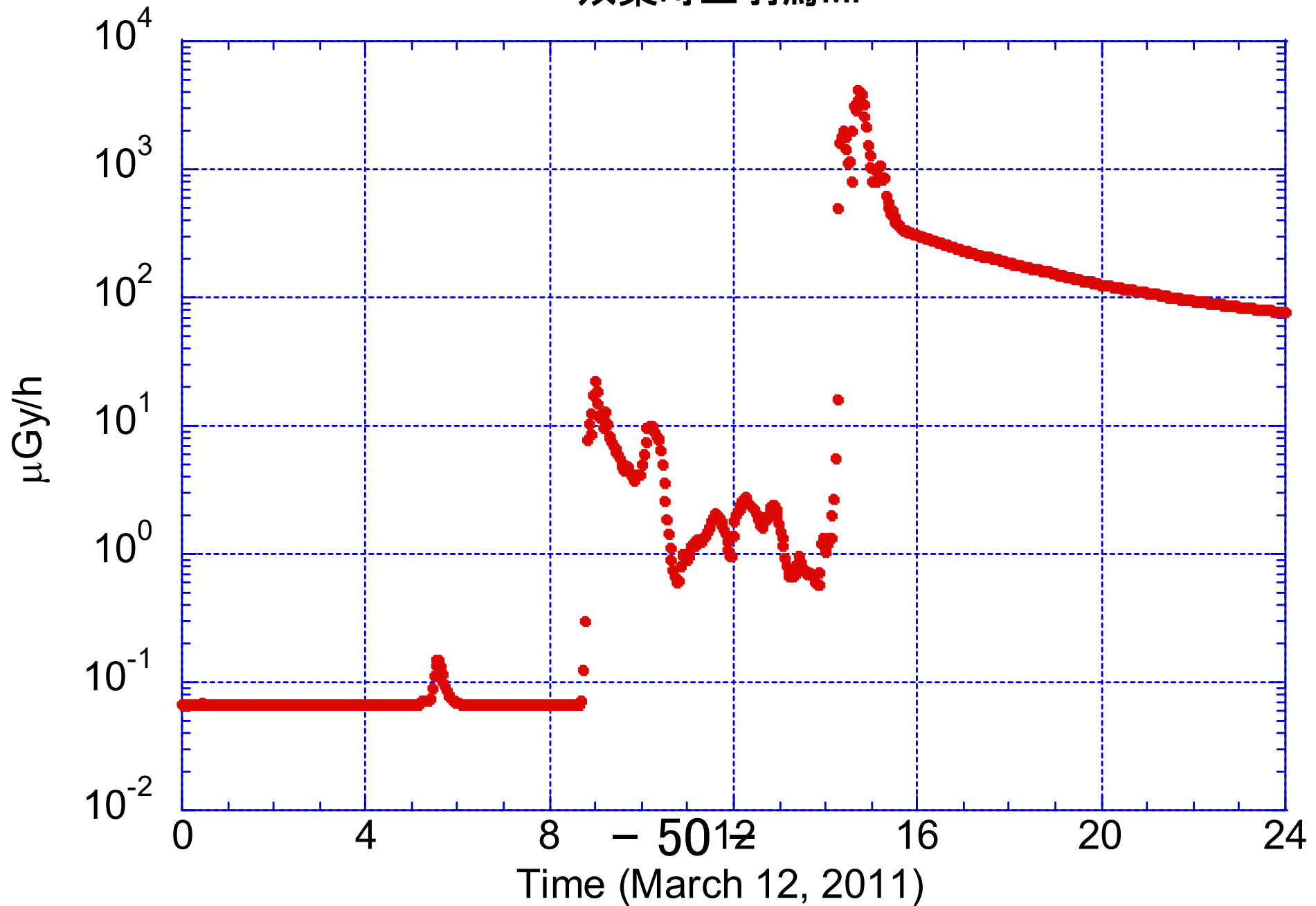
2011年3月12日のMPデータ

双葉町郡山MP



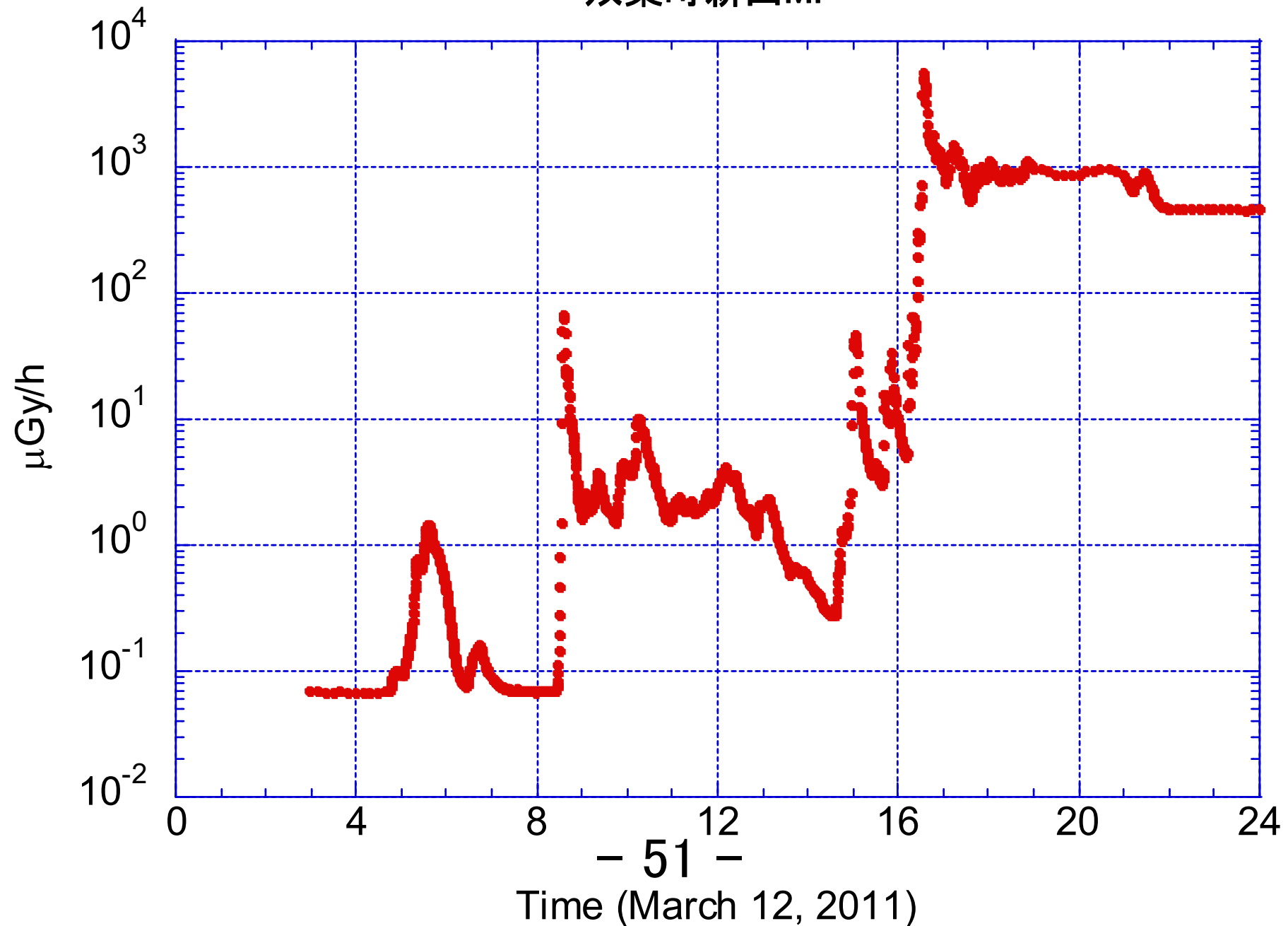
2011年3月12日のMPデータ

双葉町上羽鳥MP



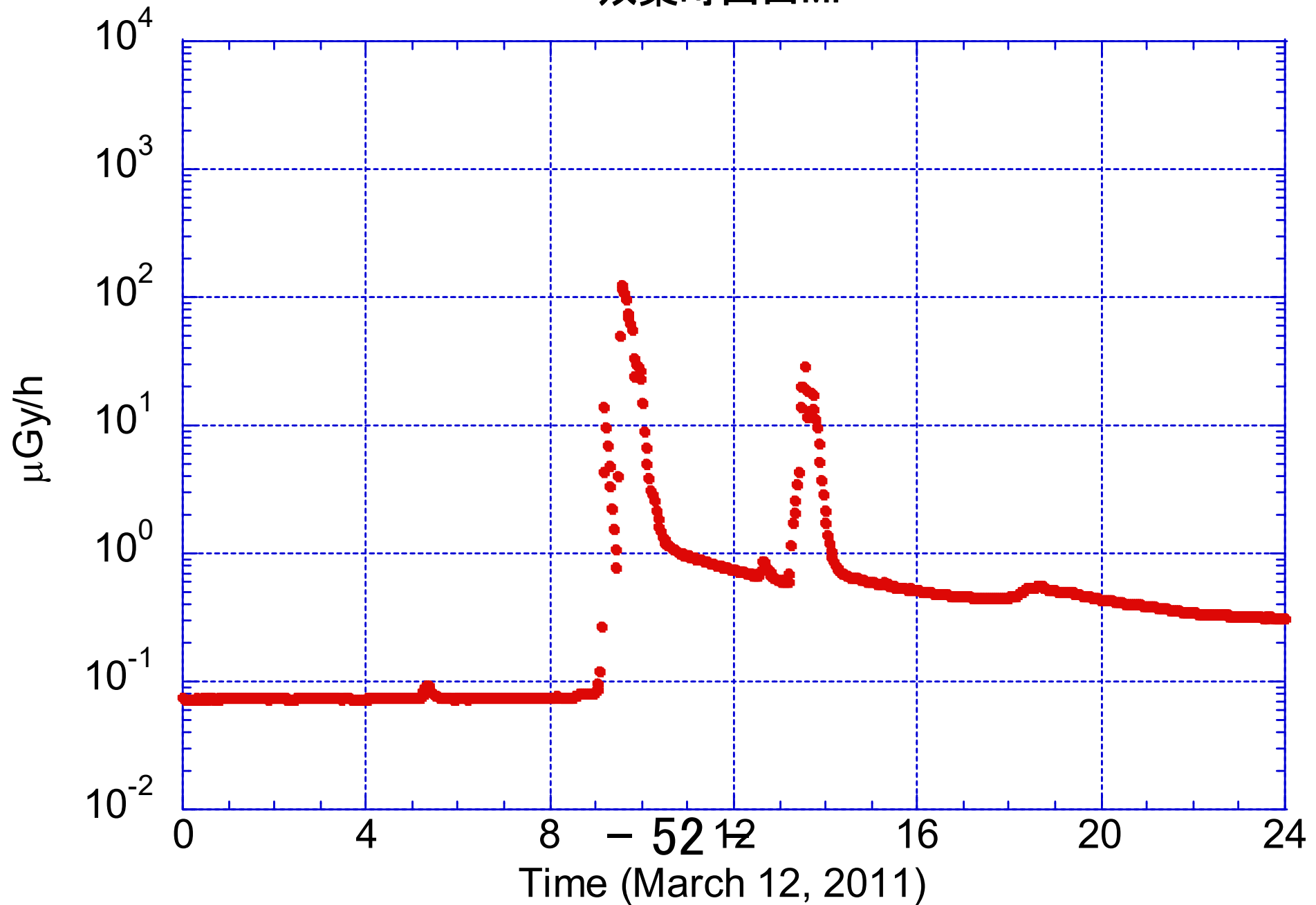
2011年3月12日のMPデータ

双葉町新山MP



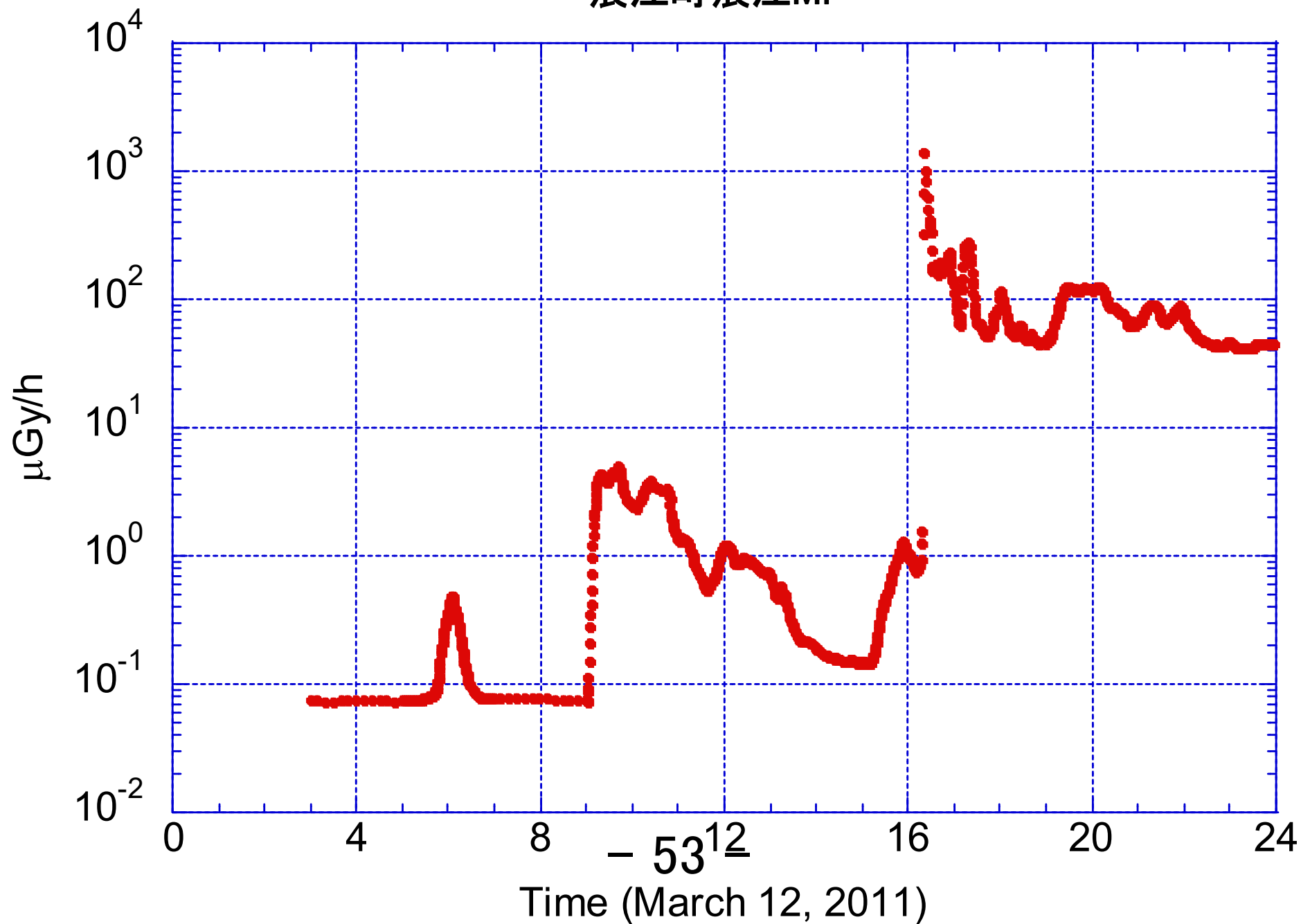
2011年3月12日のMPデータ

双葉町山田MP



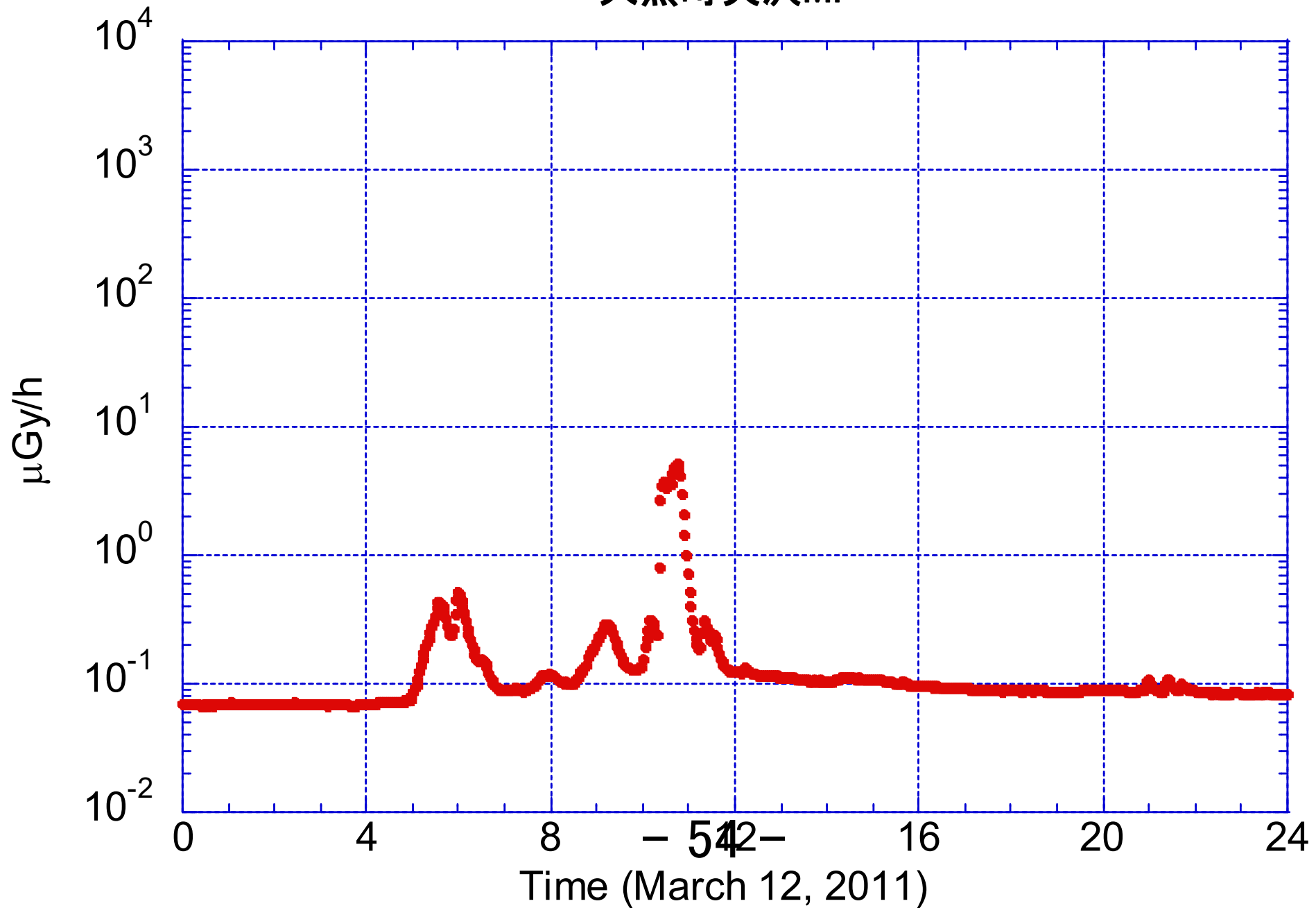
2011年3月12日のMPデータ

浪江町浪江MP



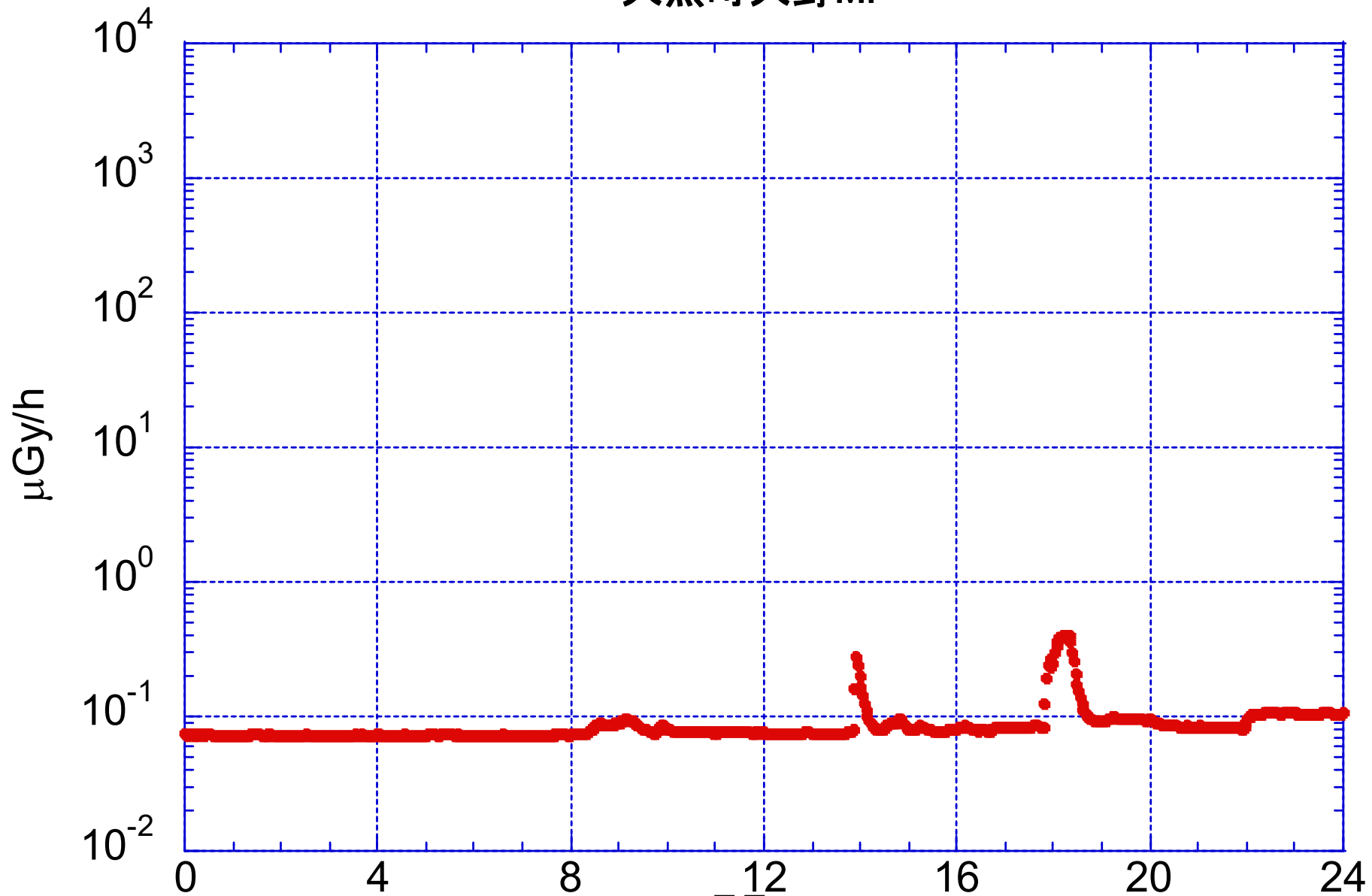
2011年3月12日のMPデータ

大熊町夫沢MP



2011年3月12日のMPデータ

大熊町大野MP

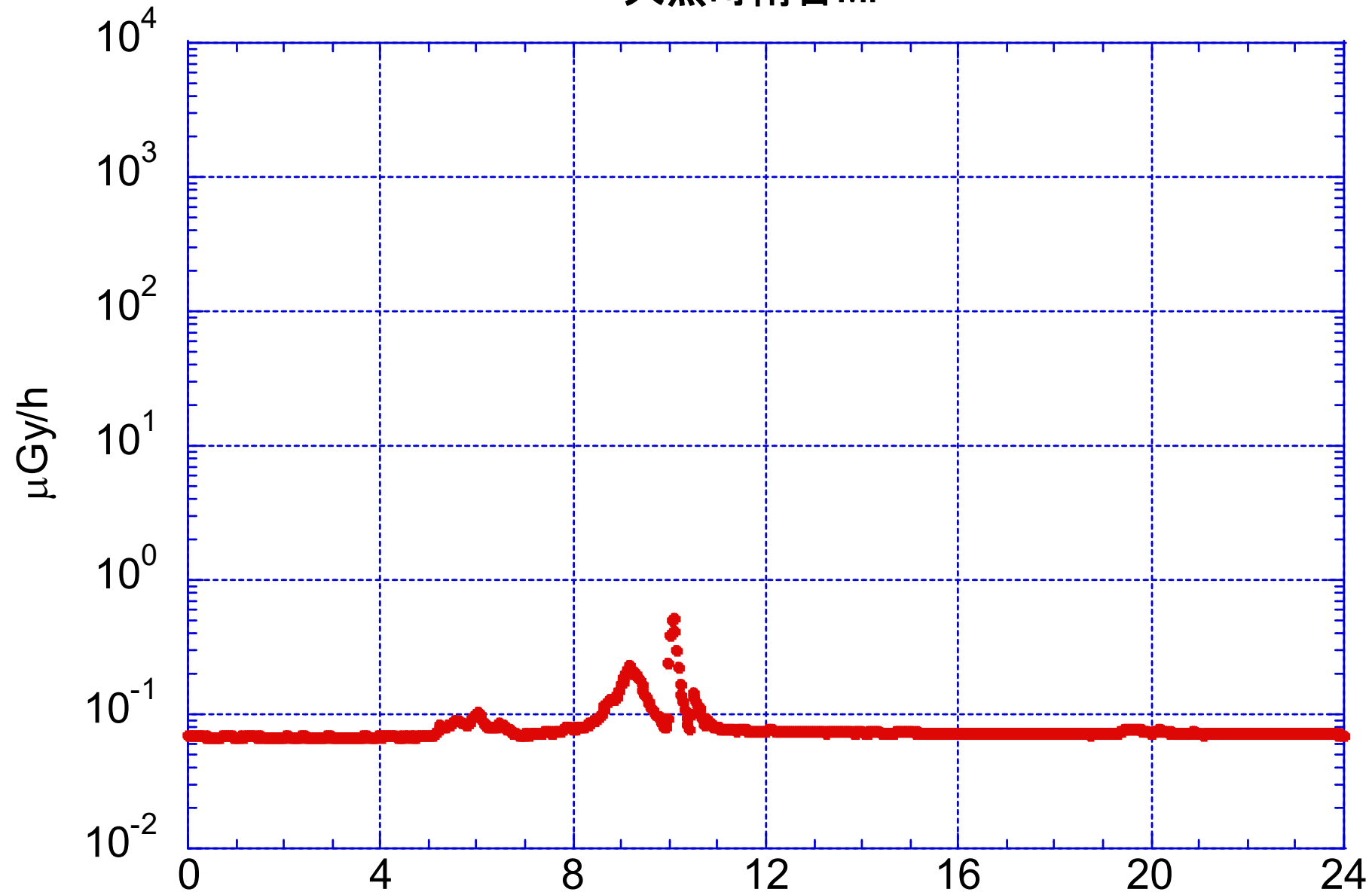


- 55 -

Time (March 12, 2011)

2011年3月12日のMPデータ

大熊町南台MP



- 56 -

Time (March 12, 2011)

X-6ペネ調査装置付着物サンプルの分析結果 (2021年度)

2023年12月25日

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

※ 分析結果の詳細については、参考文献[1]から[3]を参照 **57** -

報告内容

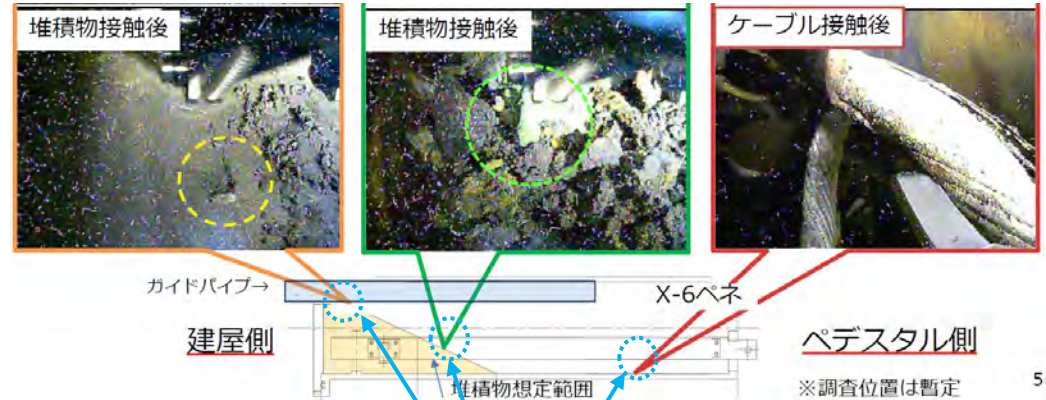
分析対象サンプル	p.3
2021年度の分析のねらい	p.4
分析方法	p.5
分析結果	p.6
付着物の特徴	p.9
まとめ	p.12
補足資料A X-6ペネ調査装置付着物 分析結果の概要	p.13
補足資料B 2号機のサンプル分析結果（他採取箇所との比較）	p.26
参考文献	p.35
略語	p.36

分析対象サンプル

X-6ペネ調査装置付着物

- ◆ X-6ペネ内堆積物の接触調査^[4]に使用された調査装置先端の付着物として、スミアが3種類※採取され、これらを分析サンプルとした。

※スミア採取位置は右下図参照

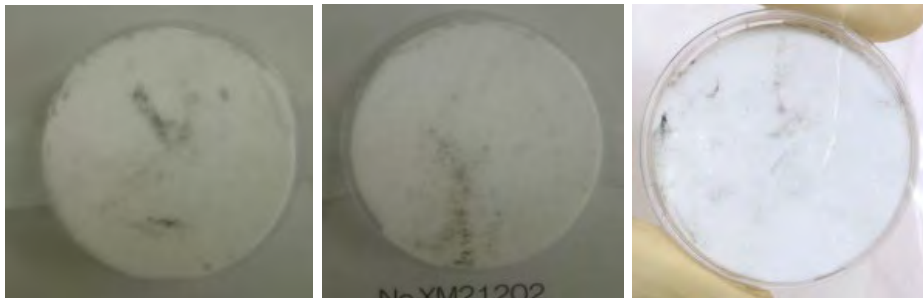


X-6ペネ内堆積物接触調査
(参考文献[4]に追記)

付着物1

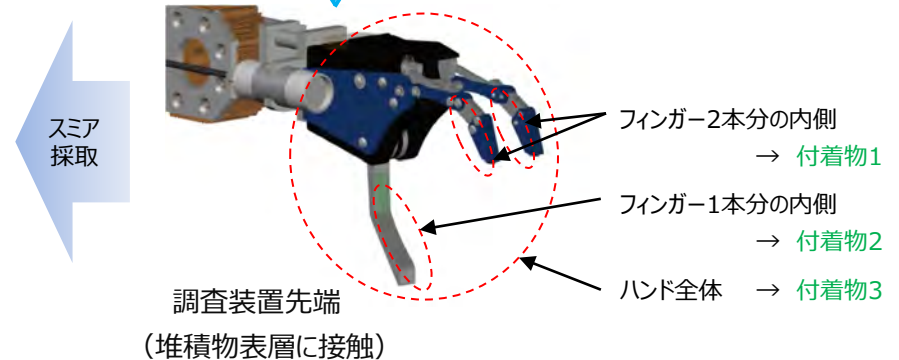
付着物2

付着物3



※ スミア紙の直径はいずれも約5cm

採取された付着物サンプルの外観
(分析機関受入れ後に撮影)



(参考) 採取されたスミアの線量：
γ：0.006～0.008mSv
β：3.0～5.0mSv

2021年度の分析のねらい

X-6ペネ調査装置付着物

PCV内／RPV内での雰囲気条件や経験温度など、事故進展に係る情報を得るための分析を実施。

1) 付着物に含まれる成分の由来を調べる。

⇒ 付着物中の元素・核種を広く把握するため、**化学分析**（酸溶解させてICP-MS分析、放射線分析）による元素・核種の同定とともに、**固体分析**（SEM、TEM）によるマイクロスケールでの元素分布を確認

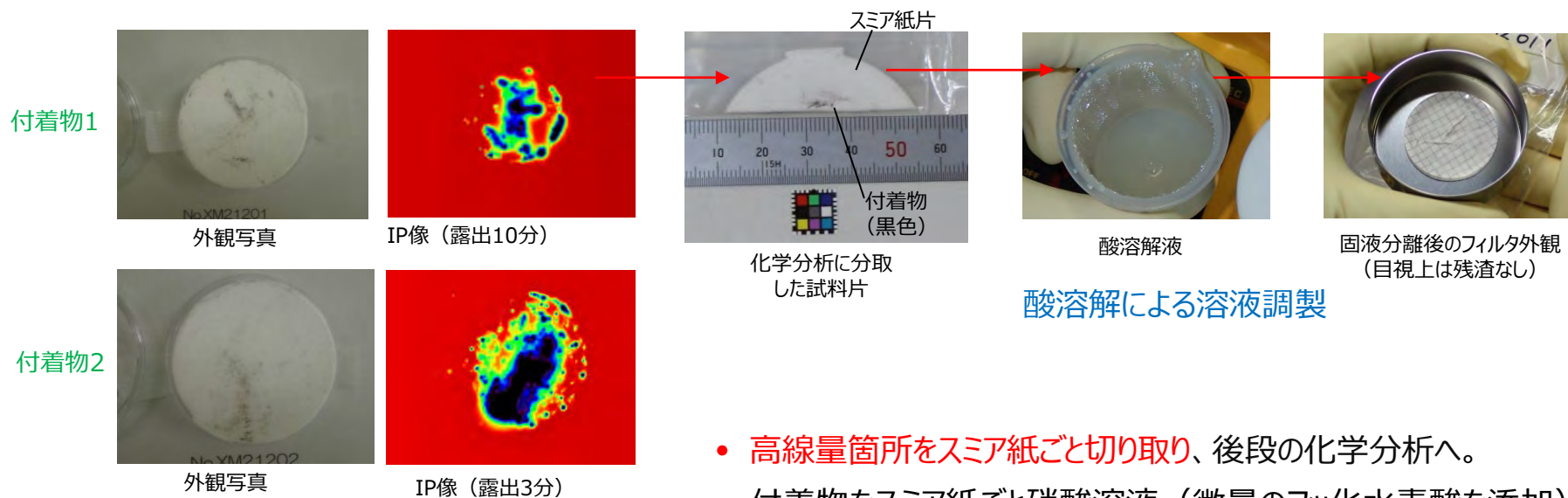
堆積物に含まれ得る材料候補と主要構成元素・核種組合せ（例） [5]

- | | | | |
|-------------------------------|-------------------|-------------------------|---------------------|
| ・ 燃料 | : U、Zr、FP核種 | | |
| ・ 構造材料（炭素鋼、ステンレス鋼、高Ni鋼など） | | : Fe、Cr、Ni、Mo、… | |
| ・ 計装材料（ケーブル材、被覆材、絶縁体、各種計測器など） | | : Cu、Ni、C、Cl、Zn、Pb、Sb、… | |
| ・ グリス | : Mo、S | ・ 塗料 | : Zn、Ti、… |
| ・ 保温材 | : Al、Ca、… | ・ 遮蔽材 | : Pb |
| ・ コンクリート | : Si、Ca、Al、Mg、C、… | ・ 海水 | : Na、Mg、Cl、S、… etc. |

2) 微粒子の生成条件（到達温度、雰囲気など）を調べる。

⇒ 燃料由来のウランを含む微粒子（U粒子）の生成条件検討のため、**付着物中のU粒子の詳細分析**（TEM）により、微細構造や構成相を把握する。

分析方法 サンプルの分取、溶液調製



外観・IP測定結果 (高線量箇所を確認)

酸溶解による溶液調製

- 高線量箇所をスミア紙ごと切り取り、後段の化学分析へ。
- 付着物をスミア紙ごと硝酸溶液（微量のフッ化水素酸を添加）中で加熱・溶解させ、ICP-MSにより溶解液中の元素・核種を同定。
- 試料の大部分を占めるスミア紙からの溶出量把握のため、スミア紙のみを同条件で溶解させた溶液（操作ブランク試料）も調製し、同様の測定を実施。
- 操作ブランク試料の測定値との比較により、付着物由来の元素・核種を同定。

分析フロー／分析項目の詳細については <補足A1> 参照。 - 61 -

- ◆ 調製した溶液に対し、定性分析として、測定可能な質量数範囲（6～250）での信号強度のスキャンを行い、**付着物由来の元素を同定（下表参照）** ⇒ 定性分析結果の詳細は <補足A2> を参照。
- ◆ 定量分析では、 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 比が天然同位体比よりも有意に高いことを確認（**Uは燃料由来**） ⇒ 定量分析結果の詳細は <補足A3> を参照。

定性分析結果：

付着物由来として同定された元素と主要候補材料の組み合わせ

同定された元素	主要候補材料
U、Zr、Pu、Np	燃料、燃料集合体
Fe、Ni	構造材
Mo	構造材、グリス
Zn	塗料、計装材
Al、Ca	保温材
Pb	遮蔽材、計装材
Sb、Cu	計装材

このほか、Mn、Sn、V、Y、Gd、Sr、Pr、Ag、Nd、Pd、Tc、Rh、Bi、As、Sm、Cdを同定

燃料成分、構造材、塗料、計装材等に含まれる元素を検出

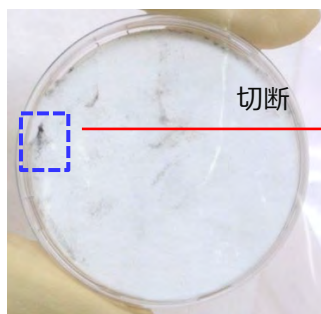
(参考) γ 線計測においては、 ^{60}Co 、 ^{106}Rh 、 ^{125}Sb 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 、 ^{144}Ce 、 ^{154}Eu 、 ^{155}Eu 、 ^{241}Am を検出

分析結果 ミクロスケールでの元素分布

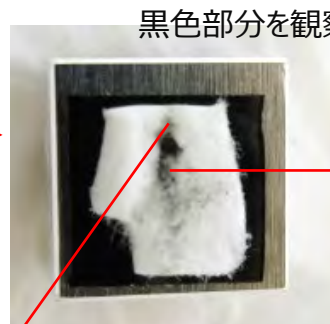
SEM観察

詳細は<補足A4>参照。

付着物3

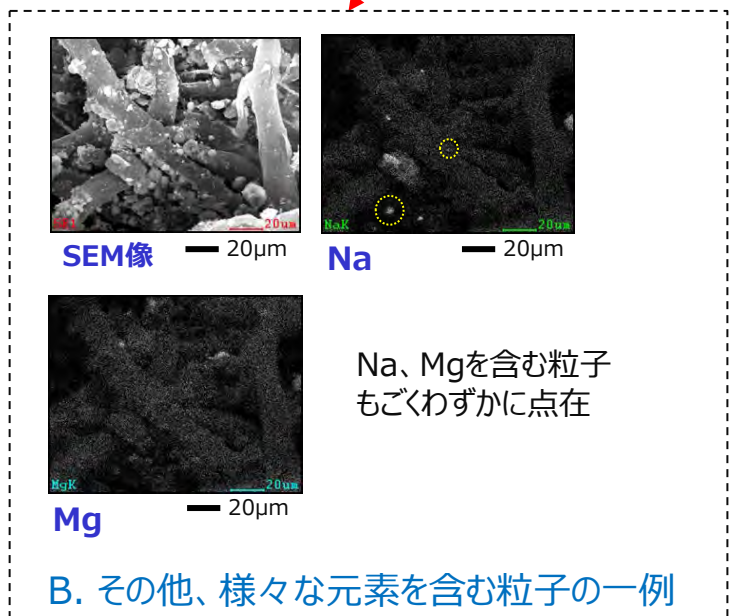
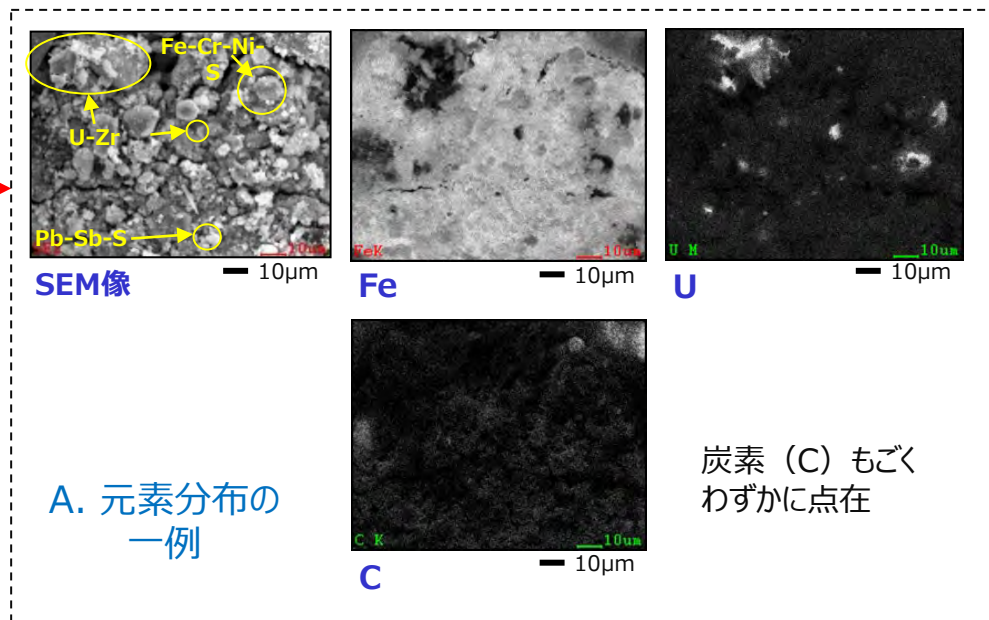


外観写真



SEM観察用試料

黒色部分を観察



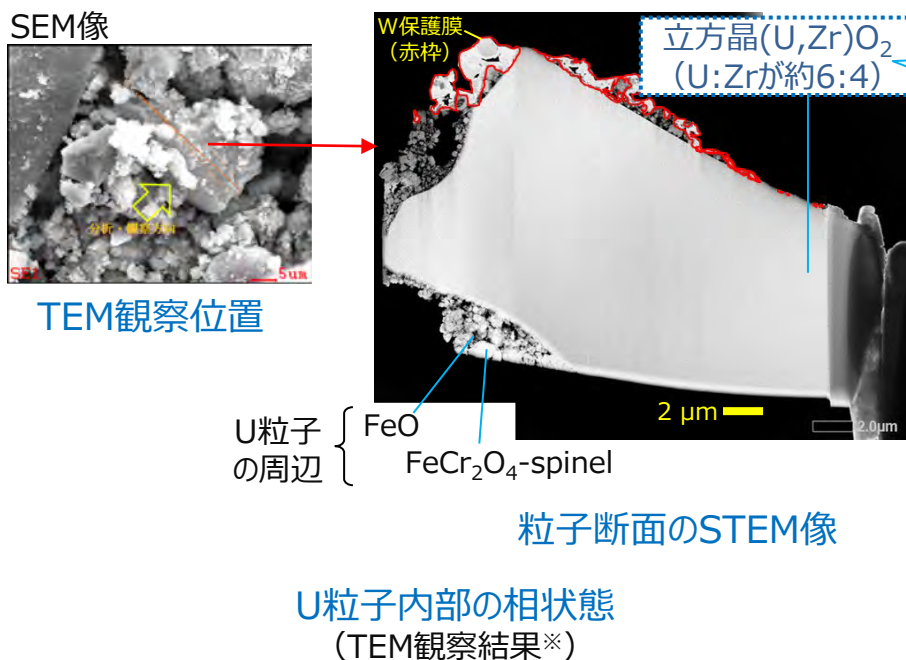
- ✓ スミア繊維上に**大量のFe、O**が存在。その中に、**大きさ数百nm ~ 数十µmのU及びZrを含む粒子**が点在 (上図A.参照)
- ✓ このほか、C、Na、Mg、Al、Si、S、Cl、Ca、Ti、Cr、Ni、Cu、Zn、Sn、Pb を含む粒子がわずかに点在 (例：上図A、左図B.)

鋼材由来の成分が広く分布し、その中に燃料成分、構造材、塗料、計装材等に由来する粒子が混入

分析結果 U粒子の生成過程

TEM観察

◆ 例. 幅約20 μm の(U,Zr)O₂粒子



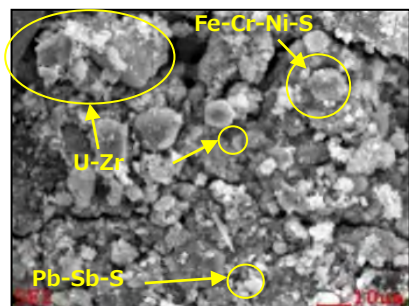
- ✓ 約2800K以上で溶融を経たものと推定。
- ✓ 約1900K以上の高温域でのみ安定な結晶構造・組成を有しており、相分離が生じない程度の速い冷却過程※を経て生成したものと推定。 ※冷却水との接触、溶融物の飛散・微粒子化など

RPV内／PCV内で生成したU粒子が、X-6ペネに運ばれてきたものと推定

※ その他の領域のTEM分析結果は <補足A5> を参照 (2021年度第4領域実施)

付着物の特徴

X-6ペネ調査装置付着物



SEM像

図1 付着物粒子

SEM観察：<補足A4> 参照

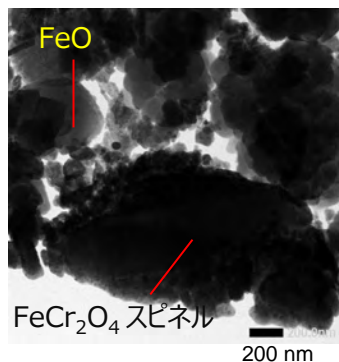


図2 Fe系酸化物の断面

TEM観察：<補足A5> 参照

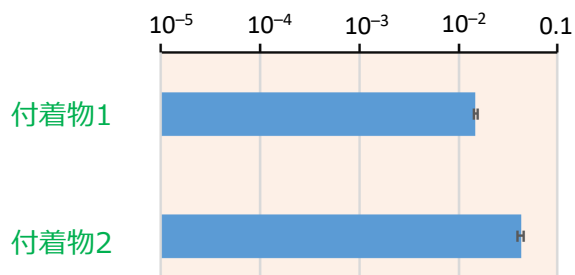


図3 U/Fe原子比

ICP-MS：<補足A3> 参照

・ 主にFe酸化物の微粒子より構成

- ✓ 検出元素のうち、Feが最も高い信号強度（詳細は<補足A2>参照）
- ✓ Feが広く分布し、大きさ 十数μm 以下の粒子として存在（図1参照）
- ✓ Fe₃O₄、FeO、FeCr₂O₄を検出（図2参照）
⇒ 鋼材の腐食生成物と推定

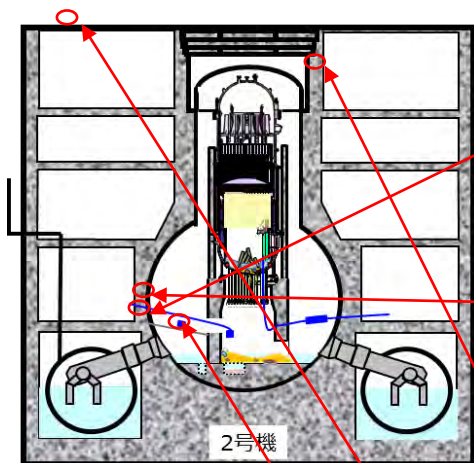
・ 燃料由来のU、Zrを含む粒子が混入

- ✓ Feに対し約10⁻²～10⁻¹オーダーの原子比で存在（図3参照）
- ✓ 大きさ数百nm～数十μmの(U,Zr)O₂粒子として点在（図1参照）

・ そのほか、塗料（Zn）、遮蔽材（Pb）、ケーブル・被覆材（Cu、Sb等）等由来の成分も混入と推定

付着物の特徴






他サンプルとの比較



サンプル取得箇所
(2号機)

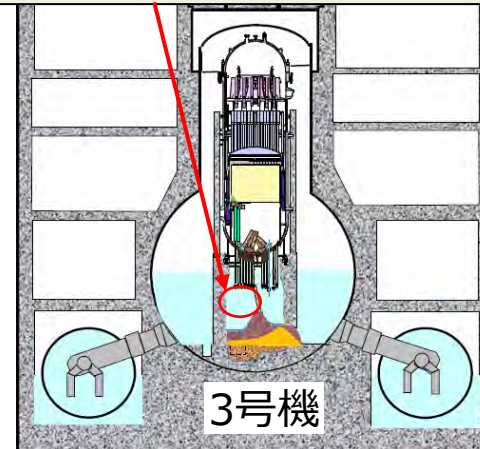
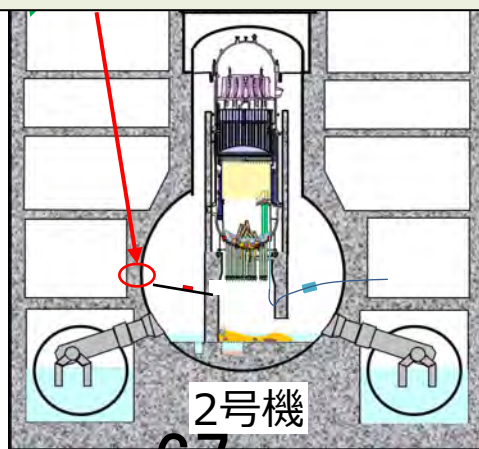
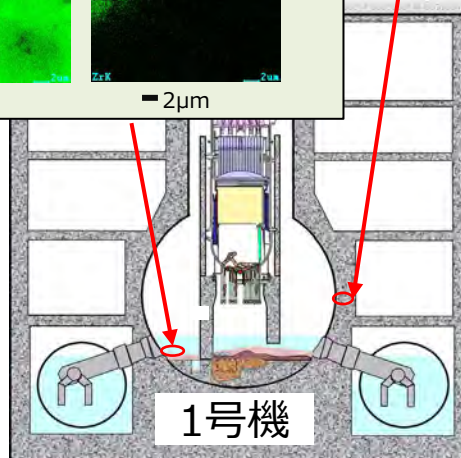
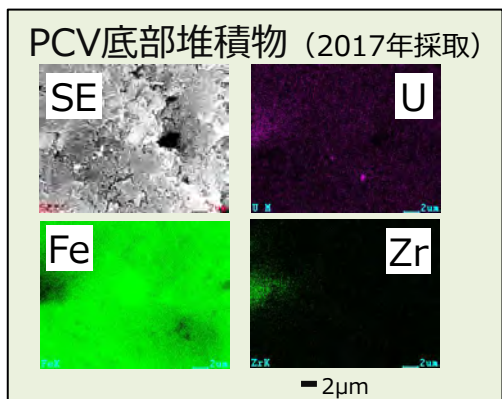
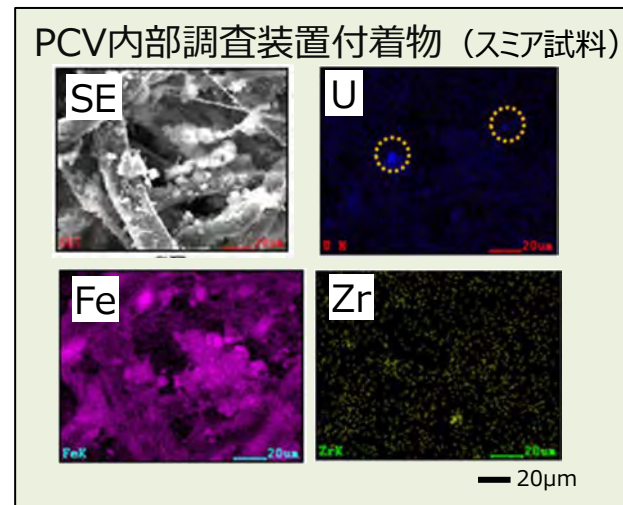
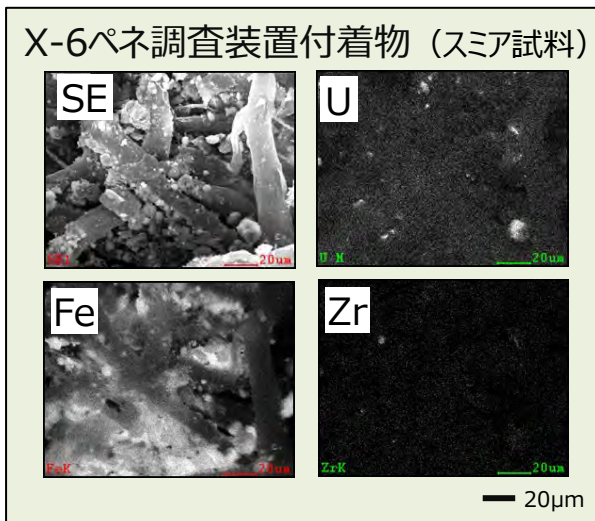
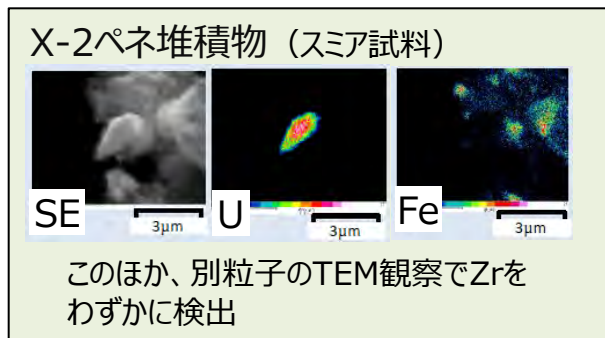
検出元素に係る特徴 (Feが主成分のひとつであり、燃料由来のU、Zrが混在) は採取箇所概ね共通

詳細は <補足B1> 参照

サンプル	分析結果 (ICP-MS、SEM) を踏まえたサンプルの特徴 (推定)
X-6ペネ調査装置付着物 (スミア) 	<ul style="list-style-type: none"> 主にFe酸化物の粒子からなる。 燃料由来のU/Zrを含む粒子が混在。 そのほか、塗料 (Zn)、遮蔽材 (Pb)、ケーブル・被覆材 (Cu、Sb等) 等由来の成分も混入と推定。
X-53ペネ (フランジ面付着物) 	<ul style="list-style-type: none"> 主にFe酸化物の粒子からなる。 燃料由来のU/Zrを含む粒子が混在。 そのほか、塗料 (Zn)、遮蔽材 (Pb)、ケーブル・被覆材 (Cu、Sb等)、海水 (Na、Mg) 等由来の成分も混入と推定。 コンクリート成分 (Si) も混入の可能性あり。
ウェル差圧調整ライン内堆積物 	<ul style="list-style-type: none"> 主にFe酸化物の粒子や破片からなる。 燃料由来のU/Zrを含む粒子が混在。
FHM遠隔操作室スミア 	<ul style="list-style-type: none"> FeやAlを含む粒子上に、燃料由来のU/Zrを含む粒子が混在。
参考) 格納容器内部調査装置付着物 (制御棒交換レール領域アクセス時) 	<ul style="list-style-type: none"> Feを含む粒子上に、燃料由来のU/Zrを含む粒子が混在。

参考) 1~3号機での比較 (SEM観察結果)

Feを含む粒子に加えて、燃料由来のUやZrを含む粒子が混在
(このほかZn、Al、Si、Ca等を含む粒子を検出)



まとめ

◆ X-6ペネ内堆積物表層に含まれる成分の由来やU粒子の生成過程についての知見を得た。

1) 付着物は鋼材の腐食生成物を主成分とし、その中に燃料、鋼材（ステンレス鋼含む）、塗料、計装材料（ケーブルとその被覆材、検出機器等）由来の成分が混入と推定。

- PCV側からX-6ペネ内部に燃料由来成分、鋼材由来成分、塗料由来成分などの混入があったことを示唆。
- 検出元素の大まかな特徴（Feが主成分のひとつであり、U、Zrが混在）は、2号機の他の採取箇所でのサンプルと類似。

2) 付着物に含まれるU粒子は、高温側で安定な立方晶(U,Zr)O₂相を有しており、約1900Kを超える温度から急冷されたと推定。

- PCV内部またはRPV内部での温度条件を反映したものと考えられる。



◆ 堆積物表層に存在する成分に関する知見を得るとともに、燃料デブリ生成に影響するPCV内またはRPV内条件の一端を解明できた。

補足資料A X-6ペネ調査装置付着物 分析結果の概要

<補足A1> 分析フロー／分析項目

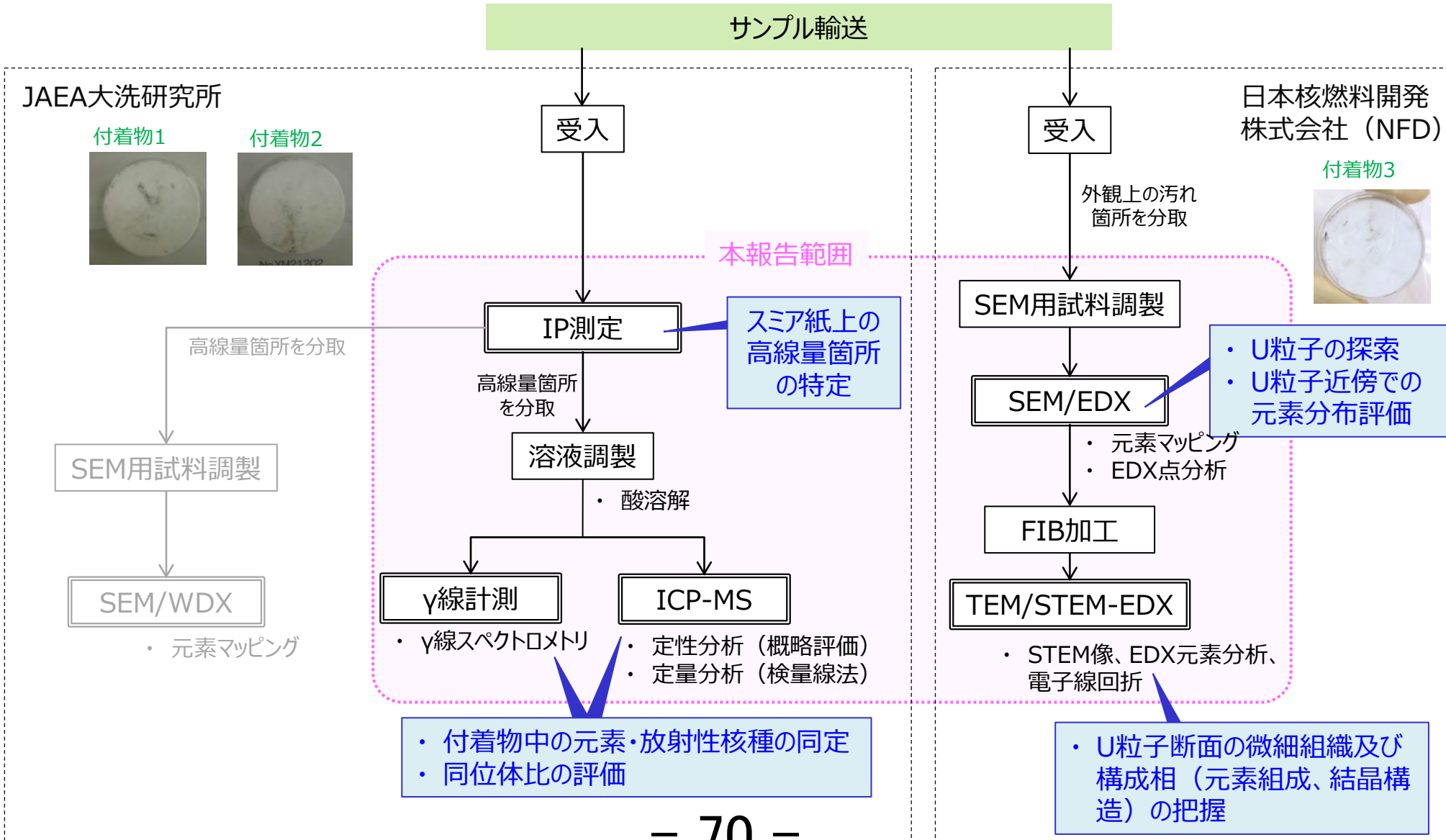
<補足A2> ICP-MS定性分析結果

<補足A3> ICP-MS定量分析結果

<補足A4> SEM/EDXによる元素分析結果

<補足A5> TEM/STEM-EDXによるU粒子の詳細分析結果

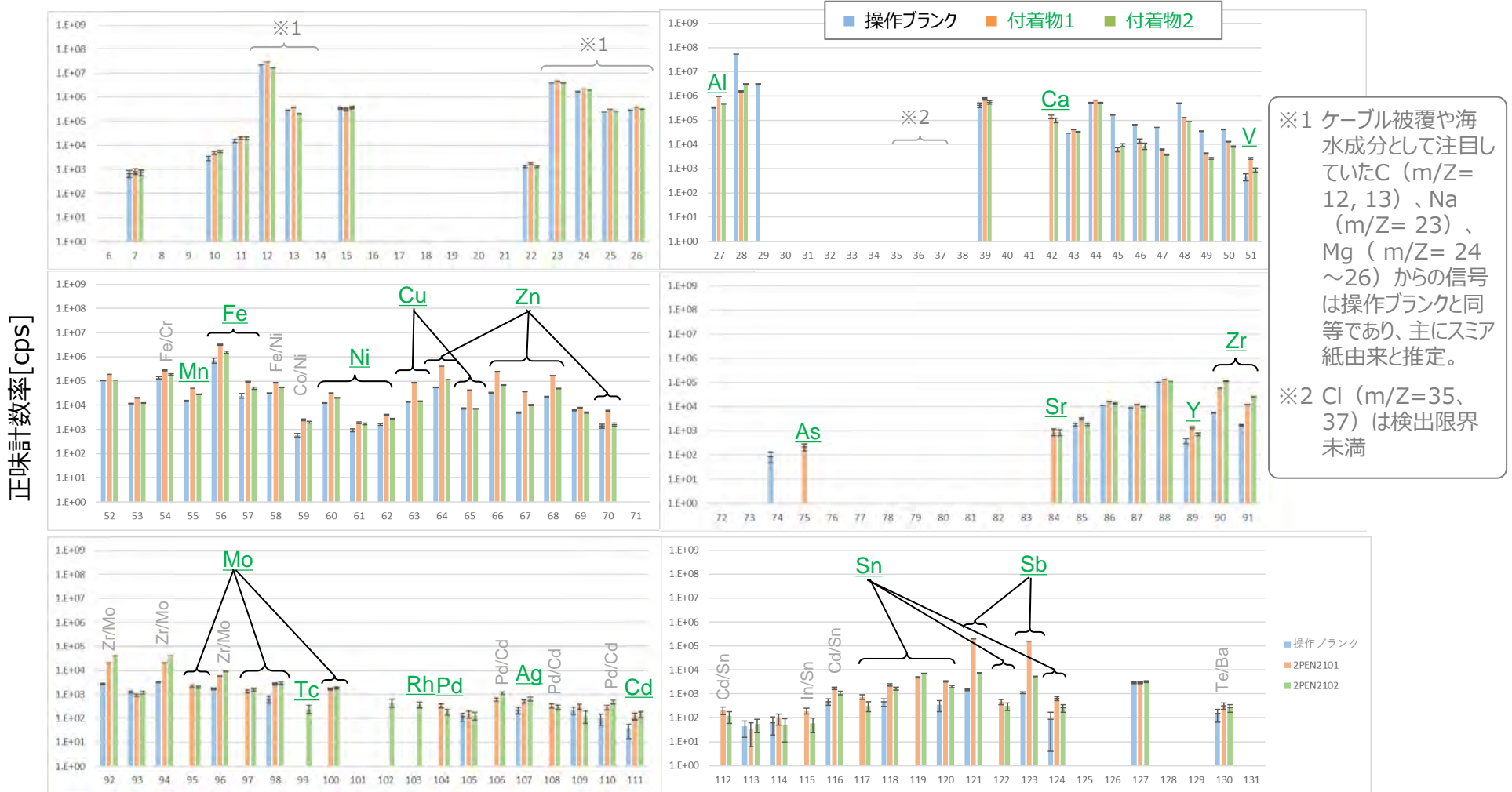
<補足A1> 分析フロー／分析項目



<補足A2> ICP-MS定性分析結果 (1/2)

質量数チャート及び元素同定結果 (m/Z=6~131)

- 1質量数あたりの測定時間は0.09 s
- エラーは計数誤差を推定 (カウント数の平方根から) して表示。
- 計数率が検出限界未満の場合は空欄表示。
- 同重体や妨害イオンの影響が排除できない質量数については、それらを並列表示 (例 Fe/Ni など)

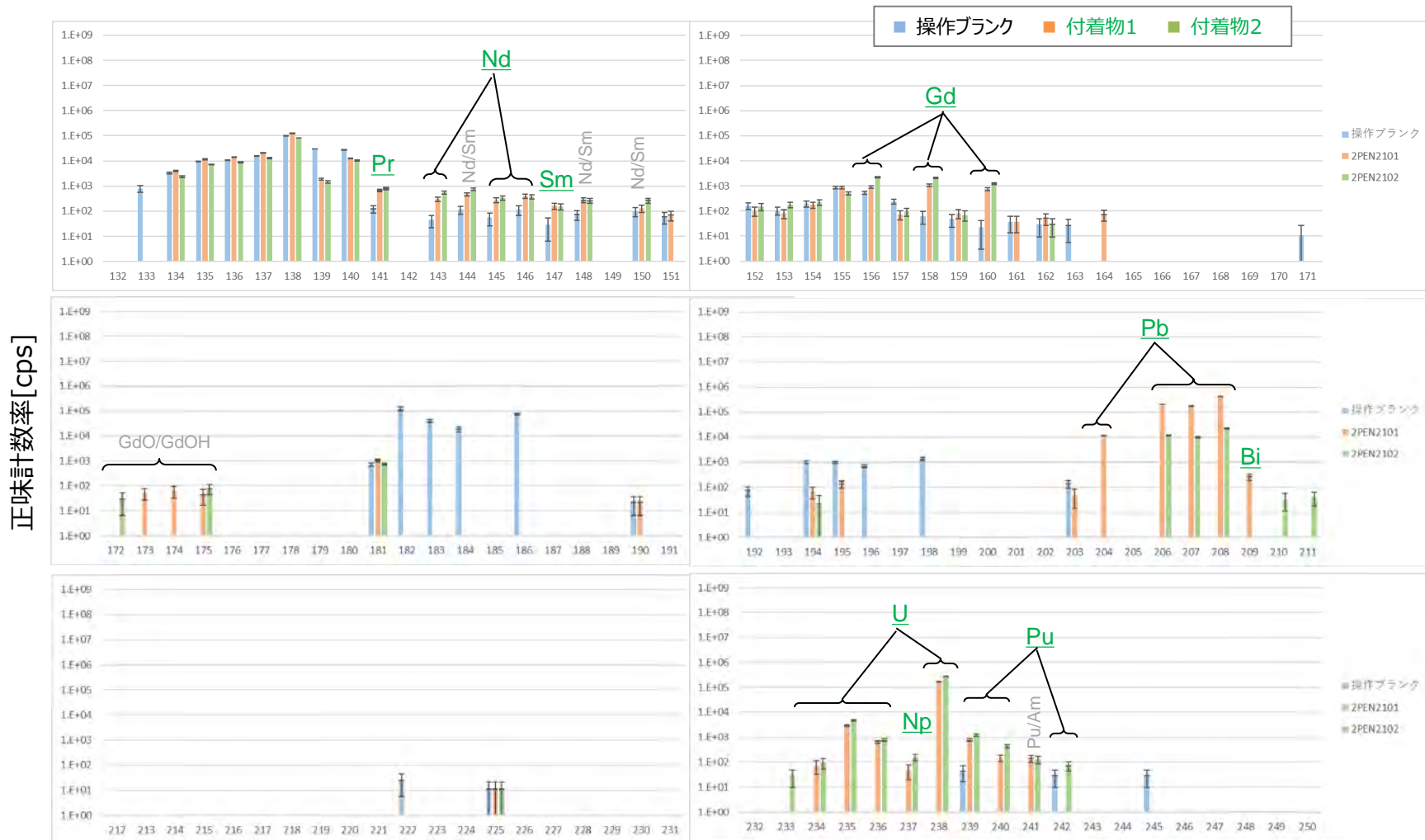


m/Z比 (質量/電荷比) — 71 —

<補足A2> ICP-MS定性分析結果 (2/2)

質量数チャート及び元素同定結果 (m/Z=132~250)

- 1質量数あたりの測定時間は0.09 s
- エラーバーは計数誤差を推定 (カウント数の平方根から) して表示。
- 計数率が検出限界未満の場合は空欄表示。
- 同重体や妨害イオンの影響が排除できない質量数については、それらを並列表示 (例 Fe/Ni など)



m/Z比 (質量/電荷比) —

<補足A3> ICP-MS定量分析結果 (1/3)

◆ 核種重量

定量分析対象とした核種は表A3-1の通り。

⇒ 下記着目元素の同位体のうち、同重体や分子イオンによる影響のない核種を選定。

【着目元素】

- U、Zr：燃料
- Fe、Cr、Ni：RPV内部の構造材
- Mo、Ag、Cs、Nd：FP（Moについては構造材やグリスも想定）
- Li、B：中性子吸収材（Liは $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ による生成を想定していたもの）

表A3-1 溶解液中の核種重量測定結果

試料	U-234 [ng]	U-235 [ng]	U-236 [ng]	U-238 [ng]	Zr-90 [ng]	Zr-91 [ng]
付着物1	2E-01 ± 2E-01	1.49E+01 ± 2.E-01	2.7E+00 ± 2E-01	7.45E+02 ± 6E+00	1.38E+02 ± 1E+00	3.4E+01 ± 3E+00
付着物2	4E-01 ± 2E-01	2.56E+01 ± 2E-01	4.5E+00 ± 2E-01	1.33E+03 ± 1E+01	2.75E+02 ± 1E+00	6.3E+01 ± 3E+00

試料	Fe-56 [ng]	Fe-57 [ng]	Cr-52 [ng]	Cr-53 [ng]	Ni-60 [ng]	Ni-61 [ng]	Ni-62 [ng]
付着物1	1.10E+04 ± 3E+02	2.4E+02 ± 1E+01	5E+02 ± 1E+02	5.1E+01 ± 2E+00	1.08E+02 ± 1E+00	5.3E+00 ± 8E-01	1.35E+01 ± 8E-01
付着物2	6.9E+03 ± 3E+02	1.4E+02 ± 1E+01	<LOQ	<LOQ	3.98E+01 ± 8E-01	1.1E+00 ± 8E-01	3.7E+00 ± 8E-01

試料	Mo-95 [ng]	Mo-97 [ng]	Mo-98 [ng]	Ag-107 [ng]	Ag-109 [ng]	Cs-133 [ng]
付着物1	4.3E+00 ± 5E-01	3.17E+00 ± 7E-02	7.2E+00 ± 2E-01	<LOQ	<LOQ	<LOQ
付着物2	5.4E+00 ± 5E-01	3.93E+00 ± 7E-02	7.7E+00 ± 2E-01	<LOQ	<LOQ	<LOQ

試料	Nd-143 [ng]	Nd-145 [ng]	Nd-146 [ng]	Li-6 [ng]	Li-7 [ng]	B-10 [ng]	B-11 [ng]
付着物1	5.7E-01 ± 9E-02	4E-01 ± 3.E-01	9E-01 ± 1E-01	<LOQ	<LOQ	<LOQ	<LOQ
付着物2	1.12E+00 ± 9E-02	5E-01 ± 3E-01	9E-01 ± 1E-01	<LOQ	<LOQ	<LOQ	<LOQ

注) 溶解液中（残渣除く）に含まれる各核種の重量を表す。（操作ブランクの値を差し引いた値）
 検量線不確かさを計算し、未知試料から操作ブランクを差し引きによる合成不確かさを1σで表示した。
 <LOQ：定量下限（Limit of Quantification）未満

<補足A3> ICP-MS定量分析結果 (2/3)

◆ 同位体比

核種重量（表A3-1：前頁参照）の重量比として算出。

表A3-2 定量分析対象核種の同位体比

試料	Cr	Fe	Ni		Zr
	(Cr-53/Cr-52)	(Fe-57/Fe-56)	(Ni-61/Ni-60)	(Ni-62/Ni-60)	(Zr-91/Zr-90)
付着物1	0.11±0.06	0.022±0.002	0.05±0.02	0.13±0.01	0.25±0.02
付着物2	-	0.021±0.004	0.03±0.04	0.09±0.04	0.23±0.01
参考：天然同位体比 ^{※1}	0.116	0.0235	0.044	0.143	0.221

試料	Mo		Nd		U
	(Mo-97/Mo-95)	(Mo-98/Mo-95)	(Nd-143/Nd-146)	(Nd-145/Nd-146)	(U-235/U-238)
付着物1	0.7±0.2	1.7±0.4	0.6±0.3	0.4±0.6	0.0200±0.0006
付着物2	0.7±0.1	1.4±0.2	1.3±0.4	0.5±0.6	0.0193±0.0003
参考：天然同位体比 ^{※1}	0.62	1.52	0.71	0.48	0.0072
参考：2号機炉心平均 ^{※2}	1.0	1.06	1.3	1.0	0.0191

注) 同位体比の分子および分母の核種重量における検量線不確かさを計算し、重量比の算出による合成不確かさを2σで表示した。
 - はいずれの核種も <LOQ のため重量比の算出を行わなかった。

※1 『日本化学会 原子量専門委員会「原子量表（2022）」について』に記載の同位体存在比をもとに算出した。
https://www.chemistry.or.jp/know/atom_2022.pdf

※2 『福島第一原子力発電所の燃料組成評価』（JAEA-Data/Code 2012-018）に記載のORIGEN計算値（冷却期間：10年の値）から比を算出した。

<補足A3> ICP-MS定量分析結果 (3/3)

◆ 元素比

核種重量（表A3-1：前々頁参照）を元素重量に換算して、元素比を算出。

【核種重量から元素重量への換算方法】

- U：U-234、U-235、U-236、U-238の核種重量の合計として算出。
- Zr、Fe、Cr、Ni、Mo：それぞれ、Zr-90、Fe-56、Cr-52、Ni-60、Mo-98の核種重量を、それぞれの核種の天然同位体存在度で割り戻して算出。

表A3-3 元素比の評価結果（燃料由来元素、構造材由来元素）

単位：重量比

試料	Zr/U	U/Fe	Zr/Fe	Cr/Fe	Ni/Fe	Mo/Fe
付着物1	0.353 ± 0.007	0.064 ± 0.003	0.022 ± 0.001	0.05 ± 0.03	0.034 ± 0.002	0.0025 ± 0.0002
付着物2	0.394 ± 0.006	0.18 ± 0.02	0.071 ± 0.004	-	0.020 ± 0.002	0.0042 ± 0.0004

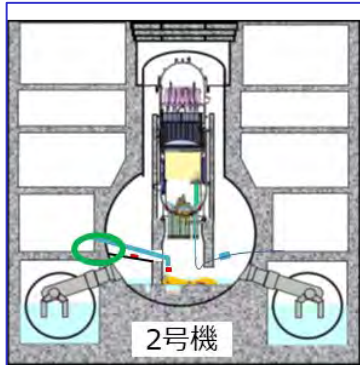
単位：原子比

試料	Zr/U	U/Fe	Zr/Fe	Cr/Fe	Ni/Fe	Mo/Fe
付着物1	0.92 ± 0.02	0.015 ± 0.001	0.014 ± 0.001	0.05 ± 0.03	0.033 ± 0.002	0.0014 ± 0.0001
付着物2	1.03 ± 0.02	0.043 ± 0.004	0.044 ± 0.004	-	0.019 ± 0.002	0.0025 ± 0.0002

注) 誤差は、換算に用いた核種重量に付随する検量線の標準不確かさを合成し、2σで表示した。
 - はいずれの核種も <LOQ のため元素重量への換算を行わなかった。

<補足A4> SEM/EDXによる元素分析結果 (1/2)

◆ TEM観察対象の選定



◆ FE-SEM/EDX

• FE-SEM/EDXの結果から着目領域23ヶ所*を抽出し、**TEM分析対象**として以下を選定

- 高酸素濃度U-Zrとして、領域6、14
- 低酸素濃度U-Zrとして、領域5、12

} 計4箇所 → 詳細は<補足A5>参照

⇒ U-Zr-O系または UO_2 - ZrO_2 系での相状態の解釈から、粒子の到達温度や冷却過程の理解に資する。

- * 濃縮部分に着目：
- U濃縮部分に着目：14箇所
(UとZrの両方を含むもの13領域、Zrをほとんど含まないもの1領域)
 - Zr濃縮個所に着目：4箇所
 - 特異元素濃縮部分：5箇所 (Pb-S、Ti、Cu-Zn各1箇所、Ni;2箇所)

付着物3



ハサミで切断し、
導電テープ上に採取

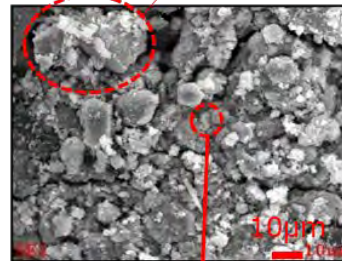
付着物 (スミア) 外観
SEM試料採取後



SEM観察試料
<2PEN2103-1>
(⇒SEM観察を実施)

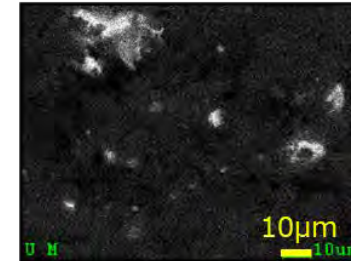
SEM観察用試料の採取

領域6



SEM像

領域7



元素分布：U

U粒子の探索結果の一例

<補足A4> SEM/EDXによる元素分析結果 (2/2)

◆ Fe、U、Zrのほか、わずかに点在していた元素のマッピング結果

付着物3

黒色部分を観察

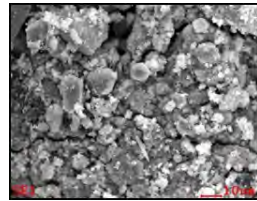


SEM観察用試料

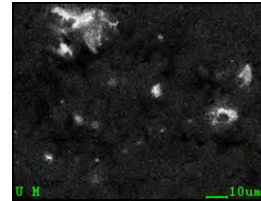
領域06~09

燃料成分 (U, Zr)

その他マイナー元素



SEM像 10µm



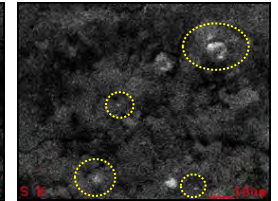
U 10µm



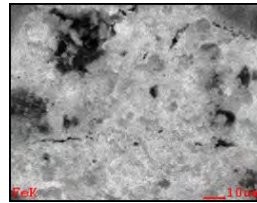
C 10µm



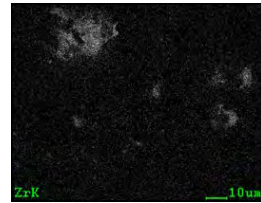
Mg 10µm



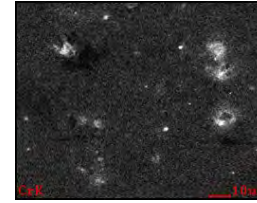
S 10µm



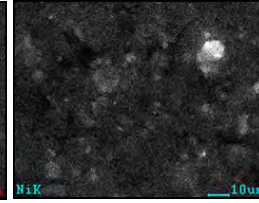
Fe 10µm



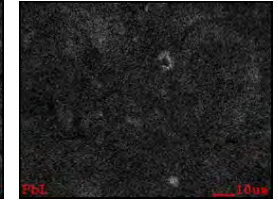
Zr 10µm



Cr 10µm



Ni 10µm



Pb 10µm

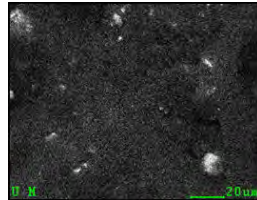
領域19~23

燃料成分 (U, Zr)

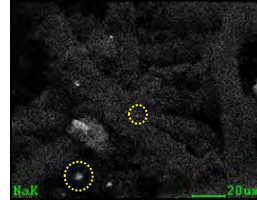
その他マイナー元素



SEM像 20µm



U 20µm



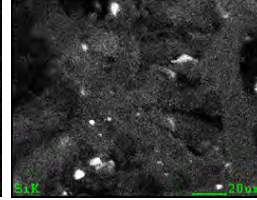
Na 20µm



Mg 20µm



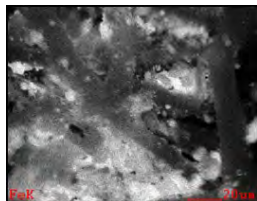
Al 20µm



Si 20µm



Ca 20µm



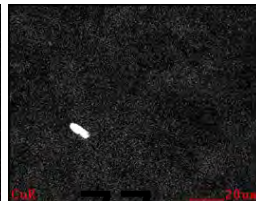
Fe 20µm



Zr 20µm



Zn 20µm



Cu 20µm



Cl 20µm



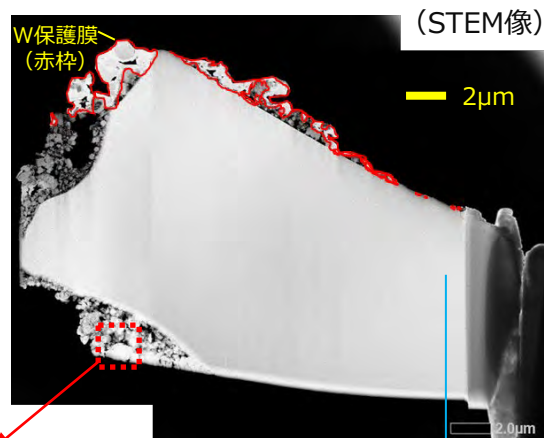
Ti 20µm

<補足A5> TEM/STEM-EDXによるU粒子の詳細分析結果 (1/4)

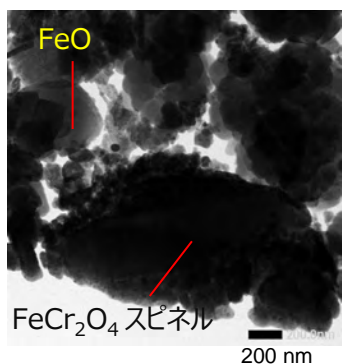
領域06



TEM観察用試料の
採取位置・観察方向



U粒子：
立方晶(U,Zr)O₂
(U:Zr~6:4)



U粒子の周辺

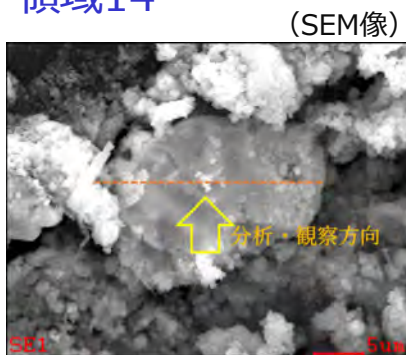
粒子断面の微細組織

- ✓ 幅約20μmの不定形粒子
- ✓ U粒子断面には、UとZrが概ね均一に分布しており、立方晶(U,Zr)O₂ (U:Zr原子比が約6:4)を検出
- ✓ U粒子の周辺には、Fe、Cr、Niを含む微粒子が密集 (FeO、FeCr₂O₄を検出)

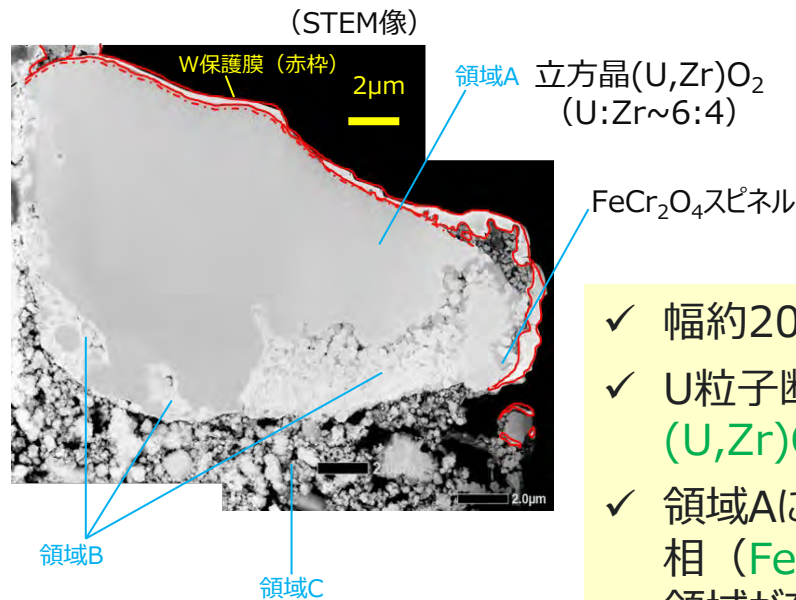
➤ (U,Zr)O₂相は約1900K以上の高温域でのみ安定な組成を有しており、熔融物の飛散や冷却水との接触などの急冷過程を経て生成したものと推定。

<補足A5> TEM/STEM-EDXによるU粒子の詳細分析結果 (2/4)

領域14



TEM観察用試料の
採取位置・観察方向



粒子断面の微細組織

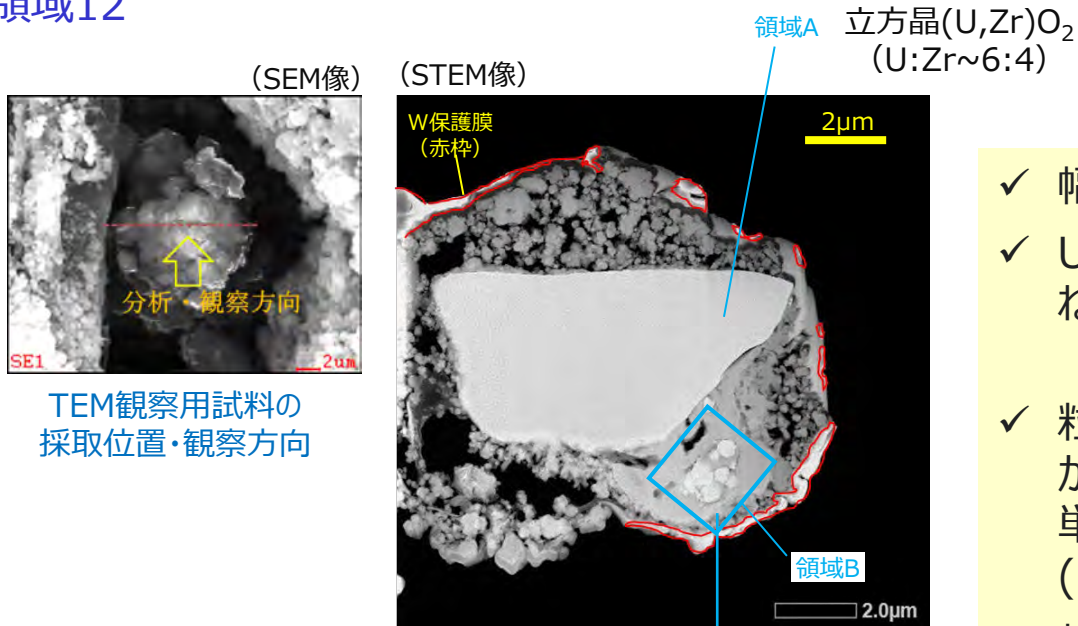
- ✓ 幅約20μmの不定形粒子
- ✓ U粒子断面の大部分 (領域A) では立方晶 (U,Zr)O₂ (U:Zr原子比が約6:4) を検出
- ✓ 領域Aに隣接して (領域B)、Fe/Crを含む相 (FeCr₂O₄含む) とU/Zrを含む相の混合領域が存在
- ✓ U粒子の周辺 (領域C) には、Fe、Niを含む微粒子 (Fe₃O₄含む)、Si-Fe酸化物※、Ca水酸化物／炭酸塩※が密集

※EDX点分析結果のみに基づく推定

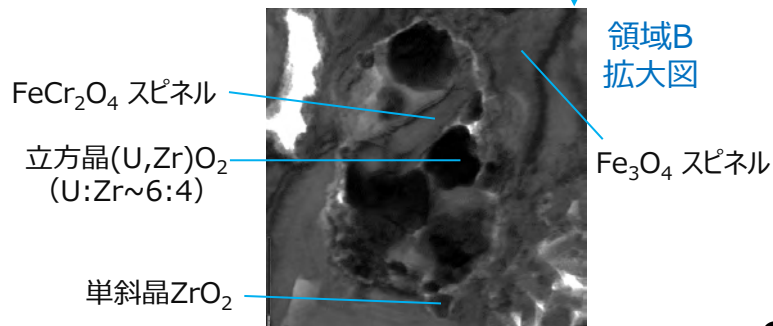
- 領域BはU-Zrを含む相とFe-Cr相が混在しており、これらの成分を含む酸化物融体 (U-Zr-Fe-Cr-O系) が凝固して生成した可能性あり。

<補足A5> TEM/STEM-EDXによるU粒子の詳細分析結果 (3/4)

領域12



粒子断面の微細組織

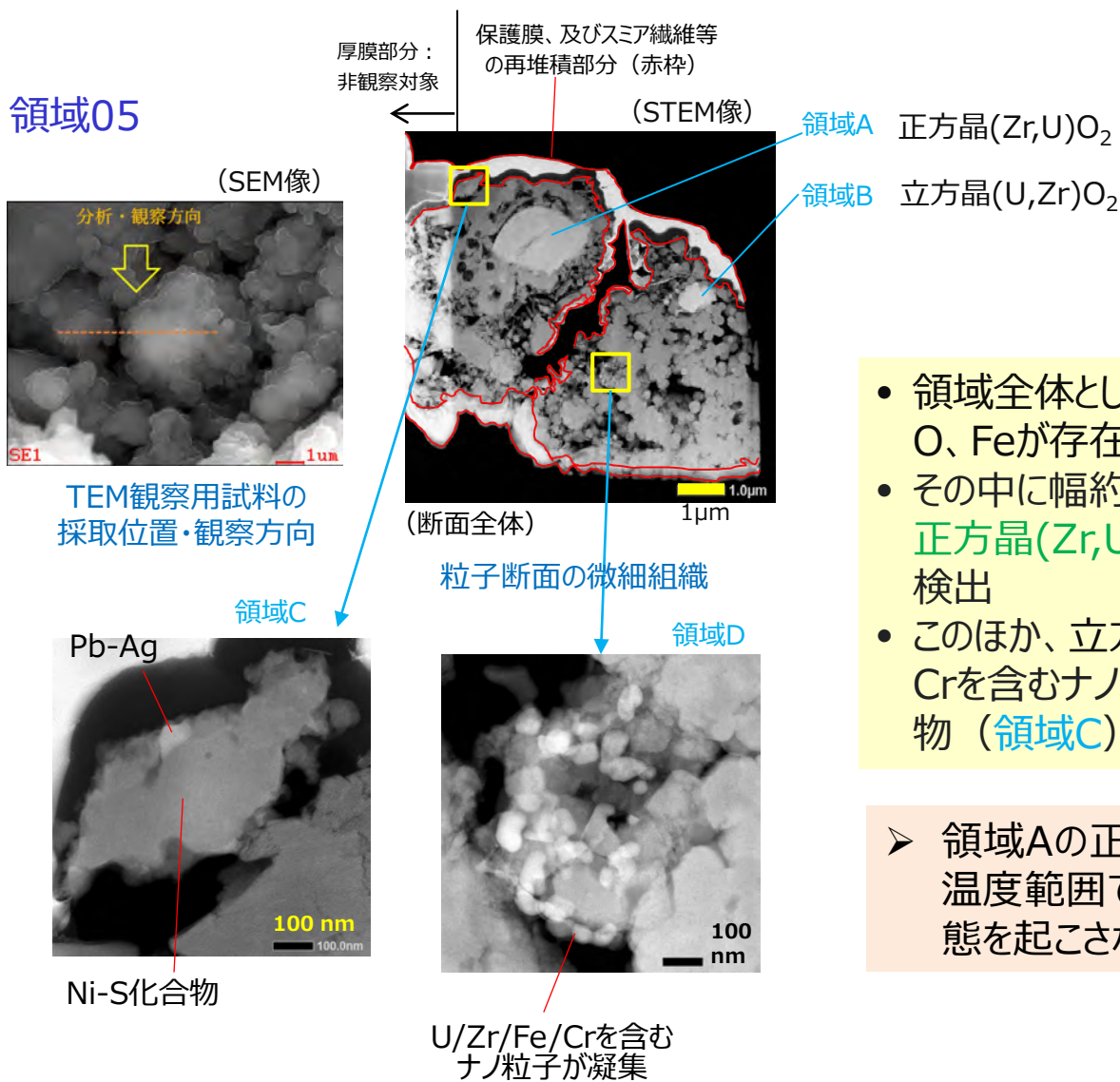


(上図と明暗反転)

- ✓ 幅約10μmの不定形粒子
- ✓ U粒子断面の大部分（領域A）は、UとZrが概ね均一に分布しており、立方晶(U,Zr)O₂ (U:Zr原子比が約6:4)を検出
- ✓ 粒子右下部（領域B）では、Fe-O (Fe₃O₄) からなる領域中に、FeCr₂O₄、直径約100nmの単斜晶ZrO₂、大きさ数百nmの立方晶(U,Zr)O₂ (U:Zr~6:4) が混在
- ✓ 粒子周辺（外周部）は、Fe、Cr、Niを含む微粒子が密集

➤ (U,Zr)O₂相は約1900K以上の高温域でのみ安定な組成を有しており、溶融物の飛散や冷却水との接触などの急冷過程を経て生成したものと推定。

<補足A5> TEM/STEM-EDXによるU粒子の詳細分析結果 (4/4)



- 領域全体としては、数十nm～数μmの微粒子（主にO、Feが存在）が密集
- その中に幅約2μmの不定形粒子が存在（領域A）。
正方晶(Zr,U)O₂相（U:Zr原子比が1:9から2:8）を検出
- このほか、立方晶(U,Zr)O₂相（領域B）、U/Zr/Fe/Crを含むナノ粒子の凝集箇所（領域D）、Ni-S化合物（領域C）が存在

➤ 領域Aの正方晶(Zr,U)O₂相は約1600～2400Kの温度範囲で安定であり、正方晶から単斜晶への相変態を起こさない程度に速い冷却過程を経たものと推定。

補足資料B 2号機のサンプル分析結果（他採取箇所との比較）

<補足B1> サンプル分析結果の比較

<補足B2> サンプル採取時の状況

<補足B1> サンプル分析結果の比較

◆ 各サンプルの取得箇所

PCV貫通部 (X-53ペネ)
(2021年度取得)



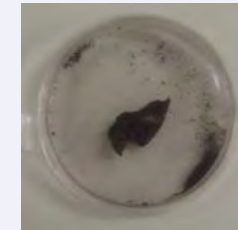
PCV側のフランジ表面の付着物を採取

FHM遠隔操作室スミア
(2022年度取得)

操作室内、屋上からスミア採取



ウェル差圧調整ライン内
堆積物 (2021年度取得)



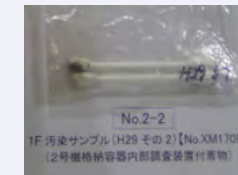
配管内部の堆積物を採取

X-6ペネ調査装置付着物
(2020年度取得)

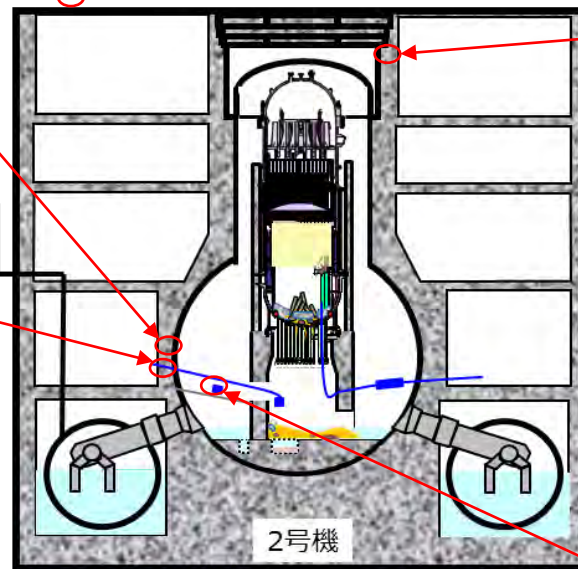


調査装置先端
表面からスミア
採取

参考) 格納容器内部調査装置付着物
(制御棒交換レール領域アクセス時)



調査装置が通過
した配管下部から
拭き取り採取



2号機サンプル取得箇所

詳細は <補足B2> 参照

<補足B1> サンプル分析結果の比較

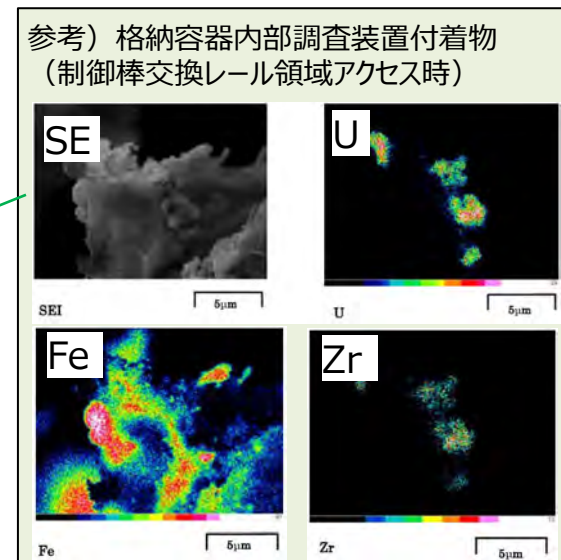
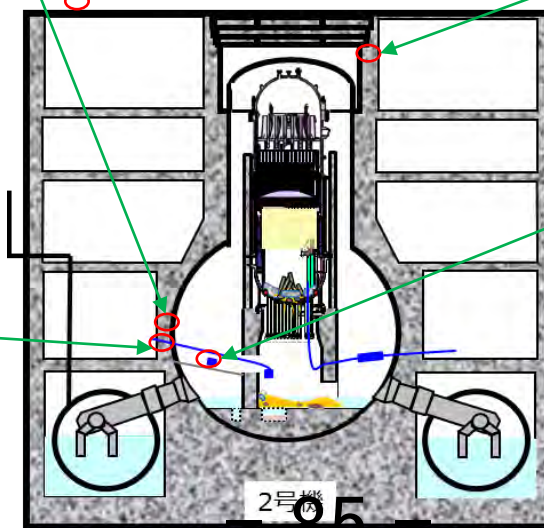
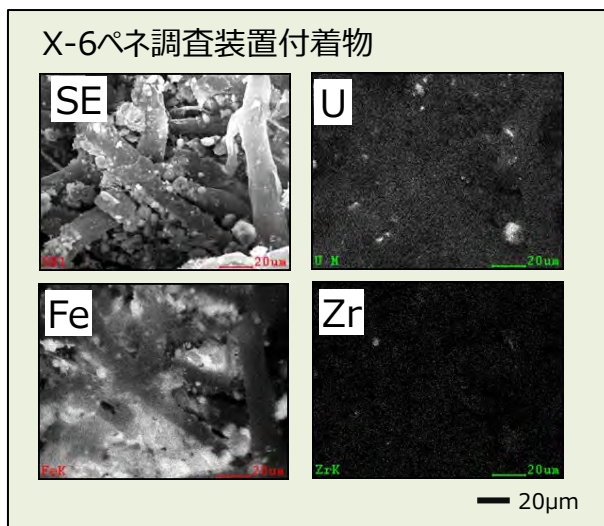
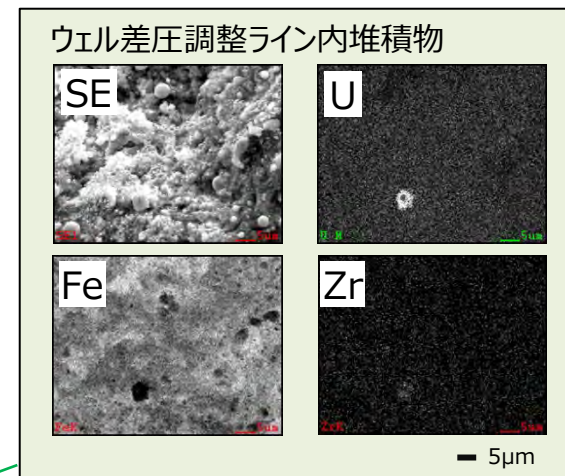
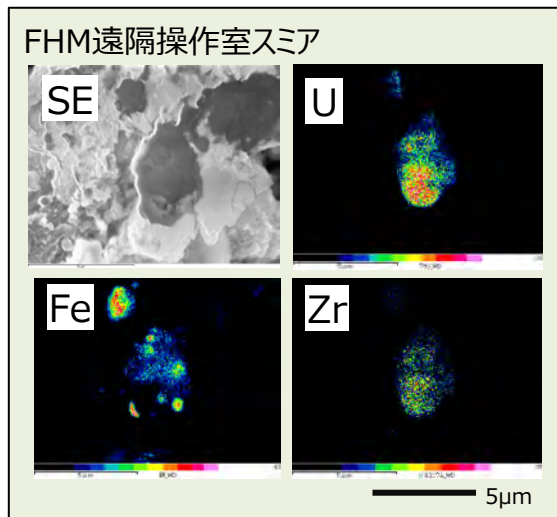
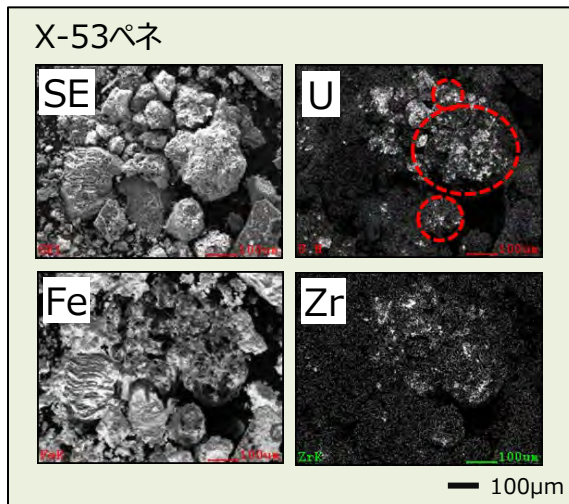
サンプル	元素の検出状況 (ICP-MS定性分析結果)		マイクロ元素分布 (SEM) も踏まえた サンプルの特徴 (推定)
	主成分	その他の主な元素※	
X-6ペネ調査装置 付着物 	Fe	<ul style="list-style-type: none"> <u>Pb</u>、<u>Zn</u>、<u>Al</u>、<u>Sb</u>、<u>U</u>、<u>Cu</u>、<u>Zr</u>、<u>Ni</u> (Feに対し約10^{-2}～10^{-1}のオーダー) <u>Mo</u>、<u>Sn</u> (Feに対し約10^{-3}～10^{-2}のオーダー) 	<ul style="list-style-type: none"> 主にFe酸化物の粒子からなる。 燃料由来のU/Zrを含む粒子が混在。 そのほか、塗料 (Zn)、遮蔽材 (Pb)、ケーブル・被覆材 (Cu、Sb等) 等由来の成分も混入と推定。
X-53ペネ 	Fe、Si (同程度 のオーダー)	<ul style="list-style-type: none"> C、Na、<u>U</u>、Mg、<u>Zr</u>、Ca (Feに対し約10^{-2}のオーダー) <u>Mo</u>、<u>Ni</u>、<u>Cu</u>、<u>Sn</u>、<u>Pb</u>、Cr、<u>Al</u>、<u>Zn</u>、<u>Sb</u> (Feに対し約10^{-4}～10^{-3}のオーダー) 	<ul style="list-style-type: none"> 主にFe酸化物の粒子からなる。 燃料由来のU/Zrを含む粒子が混在。 そのほか、塗料 (Zn)、遮蔽材 (Pb)、ケーブル・被覆材 (Cu、Sb等)、海水 (Na、Mg) 等由来の成分も混入と推定。 コンクリート成分 (Si) も混入の可能性あり。
ウェル差圧調整ライン内 堆積物 	Fe	<ul style="list-style-type: none"> <u>Zn</u> (Feに対し約10^{-2}のオーダー) Ca、<u>Mo</u>、<u>Pb</u>、Na、<u>Ni</u>、Mg、<u>Cu</u>、C、<u>U</u>、<u>Zr</u>、<u>Sn</u>、<u>Al</u>、Cr、<u>Sb</u> (Feに対し約10^{-5}～10^{-3}のオーダー) 	<ul style="list-style-type: none"> 主にFe酸化物の粒子や破片からなる。 燃料由来のU/Zrを含む粒子が混在。
FHM遠隔操作室スミア 	Fe、Al (同程度 のオーダー)	<ul style="list-style-type: none"> <u>Pb</u>、<u>Zn</u>、<u>Mo</u>、<u>Sn</u>、<u>Cu</u> (Feに対し約10^{-2}～10^{-1}のオーダー) <u>Zr</u>、<u>U</u>、<u>Sb</u> (Feに対し約10^{-3}～10^{-2}のオーダー) 	<ul style="list-style-type: none"> FeやAlを含む粒子上に、燃料由来のU/Zrを含む粒子が混在。
参考) 2号機格納容器内部調査装置付着物 (制御棒交換レール領域アクセス時) 		<p>硝酸溶成分について、Feが主。 (溶解方法が上4つのサンプルと異なるため参考扱い)</p>	<ul style="list-style-type: none"> Feを含む粒子上に、燃料由来のU/Zrを含む粒子が混在。(主にWDXから推定：次頁参照)

※ 主成分 (Fe) に対する原子比のオーダーは、検出率比から概略評価した。
また、ICP-MS定性分析でのX-6ペネでの検出元素を下線で表示した。

<補足B1> サンプル分析結果の比較

◆ SEM観察結果：マイクロスケールでの元素分布を評価。

格納容器内、格納容器近傍で採取されるサンプルはFeを多く含む。SEMスケールで観察するとU、Zrの粒子が点在。



<補足B1> サンプル分析結果の比較

◆ ICP-MS定量分析：核種重量からU同位体比を算出。また、核種重量を元素重量に換算し元素比を算出。

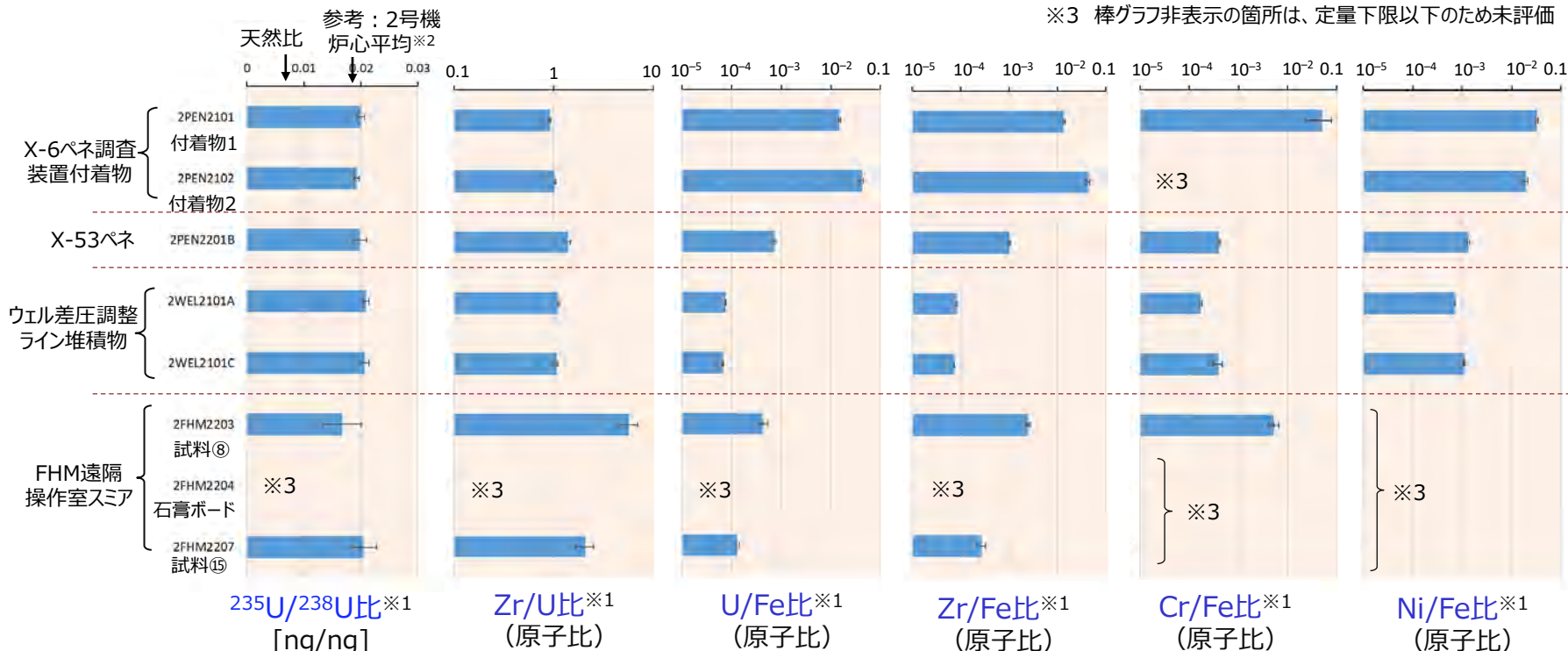
【核種重量から元素重量への換算方法】

- U：U-234、U-235、U-236、U-238の核種重量の合計として算出。
- Zr、Fe、Cr、Ni：それぞれ、Zr-90、Fe-56、Cr-52、Ni-60の核種重量を、それぞれの核種の天然同位体存在度で割り戻して算出。

※1 誤差表示は、各比の分子及び分母のそれぞれの不確かさを合成し、2σとして表示。

※2 『福島第一原子力発電所の燃料組成評価』（JAEA-Data/Code 2012-018）に記載のORIGEN計算値（冷却期間：10年の値）から比を算出した。

※3 棒グラフ非表示の箇所は、定量下限以下のため未評価



燃料由来のUが存在

ZrもUと同程度かそれ以上存在

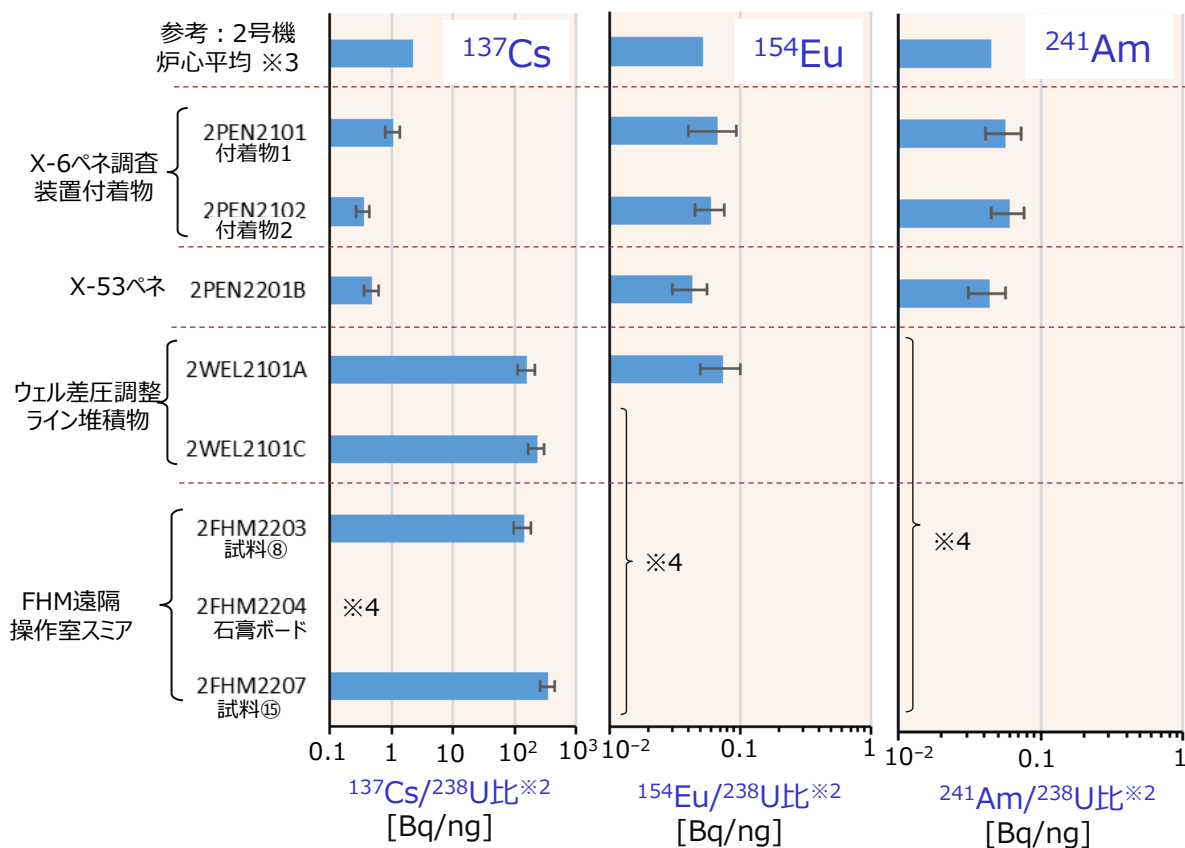
U、Zr、Cr、Ni は Fe に対して5%程度以下

<補足B1> サンプル分析結果の比較

- ◆ **γ線計測結果**：ゲルマニウム半導体検出器により溶解液中のγ線放出核種の放射能を求め、Uとの帯同性を評価。

Uとの帯同性を表す指標（²³⁸Uとの比）： A_N ：γ線放出核種 N の放射能 [Bq] ※1

A_N / W_{U-238} 単位：[Bq/ng] W_{U-238} ：²³⁸Uの質量 [ng] (ICP-MS測定値)



PCV貫通部のサンプル (X-6、X-53) では、互いに同程度の値

γ線計測日

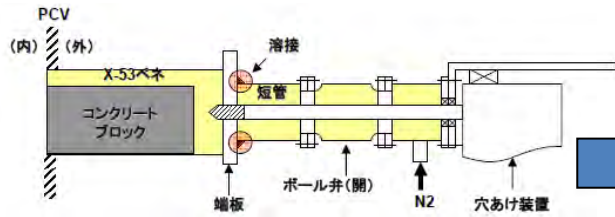
サンプルID	測定日
2PEN2101	2021/12/27
2PEN2102	2022/1/4
2PEN2201B	2023/1/18
2WEL2101A	2022/1/13
2WEL2101C	2021/12/27
2FHM2203	2023/1/12
2FHM2204	2023/1/30
2FHM2207	2023/1/13

- ※1 γ核種放射能の減衰補正は行っていない。
- ※2 誤差表示は、各比の分子及び分母のそれぞれの不確かさを合成し、2σとして表示。
- ※3 『福島第一原子力発電所の燃料組成評価』（JAEA-Data/Code 2012-018）に記載のORIGEN計算値（冷却期間：10年の値）から比を算出した。
- ※4 棒グラフ非表示の箇所は、定量下限以下のため未評価

γ線放出核種放射能と²³⁸Uとの比の評価結果 (例)

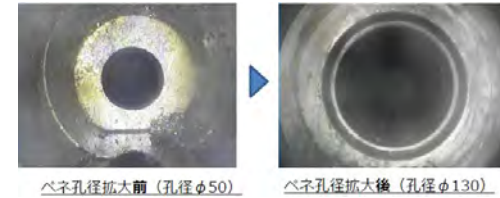
<補足B2> サンプル採取時の状況

2号機 PCV貫通部 (X-53ペネ)



参考図) X-53ペネ
初回穴あけ加工時
(2012年1月)

図出典：文献※1

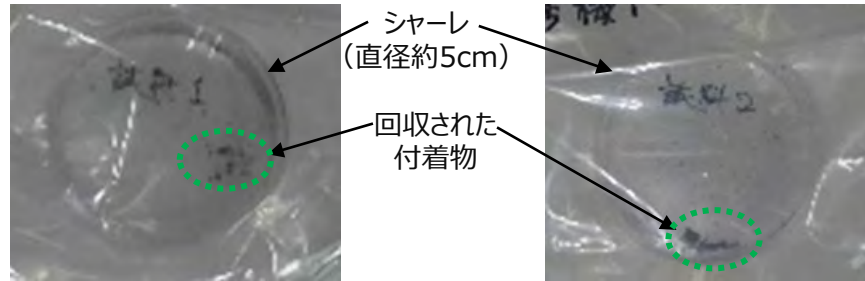


図出典：文献※2

X-53ペネ既設孔拡大時
(作業時期：2021年9～10月)

コア表面から回収された
付着物サンプルの外観
(採取時期：2022年8月)

ビニル袋に入れた状態で撮影



(付着物A：NFDで分析)

(付着物B：JAEA大洗で分析)

スプレイ治具挿入のためX-53ペネ内扉既設孔をコア抜きし、PCV側コア表面の付着物（錆のような外観）を回収したものを。

図の出典 ※1： https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_120724_05-j.pdf

※2： <https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/0601nuiraisakuteam/2021/10/95-3-3-3.pdf>

<補足B2> サンプル採取時の状況

2号機 ウェル差圧調整ライン内堆積物

■ 事故調査の観点から、下記箇所のサンプル採取を実施した。

- ダスト上部の劣化部分
- ダクト点検口裏のゴムパッキン部分
- 配管内堆積物

※排気ダクトと差圧調整ラインの位置関係が両図で逆になっていることに注意。

堆積物採取イメージ

原子炉キャビティ差圧調整ライン

点検口

空調ダクト

回収容器

BF2-18弁

堆積物

ダクト劣化部
γ: 0.1mSv/h
β+γ: <1.0mSv/h

ゴムパッキン
γ: 0.2mSv/h
β+γ: 5.0mSv/h

配管内堆積物
γ: 9.0mSv/h
β+γ: 200mSv/h

排気ダクト劣化部 (金属片)

点検口表面部 (パッキン部)

堆積物

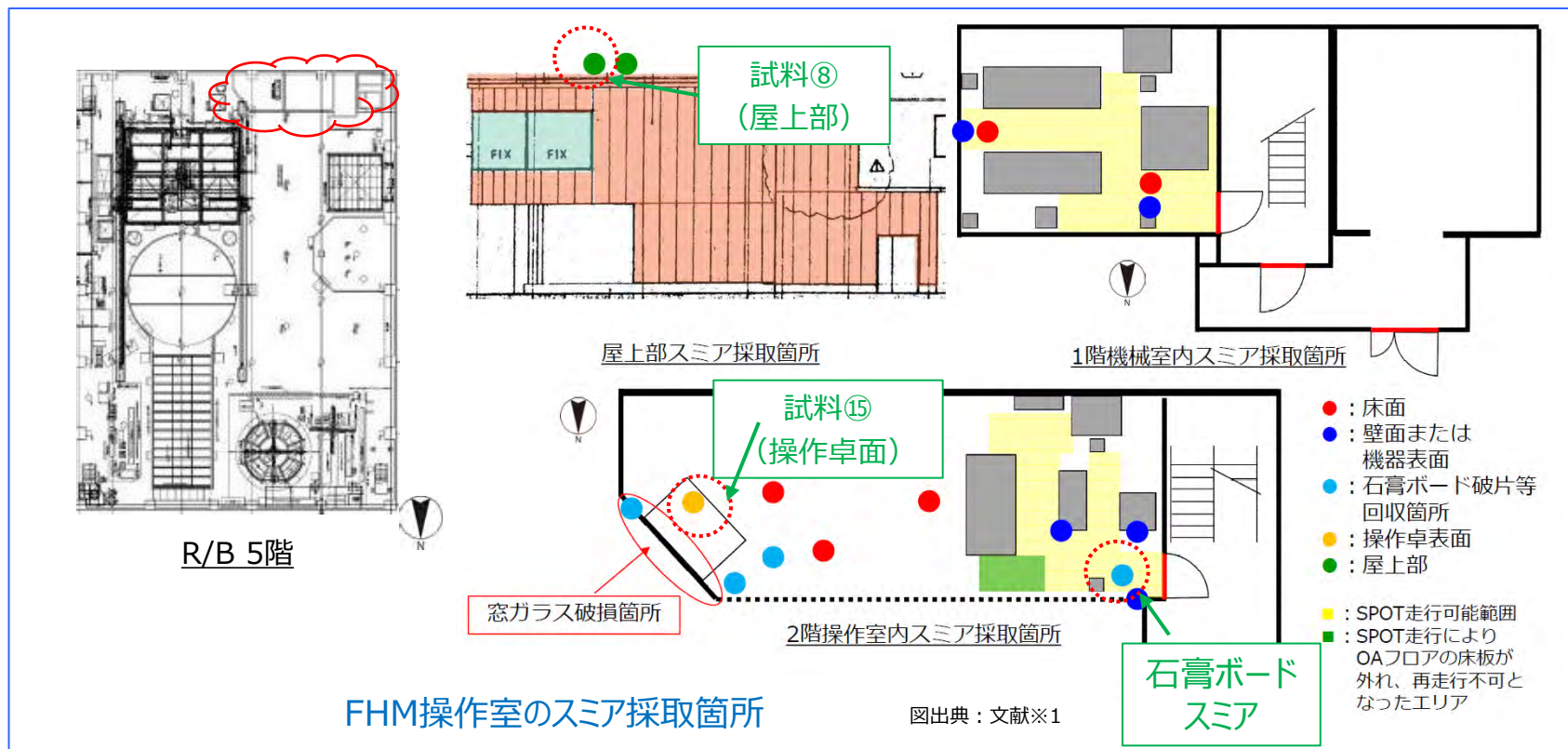
2号機原子炉ウェル内調査における堆積物等の採取状況 ※1

差圧調整ライン配管内部の堆積物を採取。

※1 図の出典 : 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 (第2 1回) <https://www.nsr.go.jp/data/000358693.pdf>

<補足B2> サンプル採取時の状況

2号機 FHM遠隔操作室スミア



燃料交換機（FHM）操作室内の操作桌面、石膏ボード、屋上部から採取されたスミア試料。（2022年7～8月採取）

※1 図の出典：2号機燃料取扱機操作室調査について（東京電力ホールディングス株式会社 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第106回）
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2022/09/09/3-3-4.pdf>

参考文献

- [1] 令和3年度開始 廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）2022年度最終報告，2023年6月，
<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2023/06/2022001seijyouhaaku202306F.pdf>
- [2] 廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）2021年度実施分成果，2022年11月，
<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2022/12/2022001seijyouhaakuPJ.pdf>
- [3] 令和3年度福島第一原子力発電所の炉内付着物サンプル等の分析 JAEA-Data/Code 2023-005
- [4] 2号機 PCV内部調査及び試験的取り出しの準備状況 X-6ベネ内堆積物調査の結果
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/11/3-3-3.pdf>
- [5] 燃料、構造材、計装材料、コンクリート、海水成分等の参考文献
- 【燃料】
- 西原 健司，岩元 大樹，須山 賢也（2012）：“福島第一原子力発電所の燃料組成評価”，JAEA-Data/Code 2012-018.
- IRID（2019b）：“廃棄物試料の分析結果（1～3号機原子炉建屋内瓦礫）”，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第65回）資料3-4-3，平成31年4月25日。
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/04/index.html>
- 【海水】
- 日本海水学会，日本ソルト・サイエンス研究財団 編（1994）：“海水の科学と工業”，東海大学出版会，pp.27-44.
- 野崎 義行（1997）：“5. 最新の海水の元素組成表（1996年版）とその解説”，日本海水学会誌，第51巻，第5号，pp.302-308.
- 国立天文台 編（2011）：“理科年表 平成24年（机上版）”，丸善出版.
- 【構造材、コンクリート組成】
- 原子力安全技術センターHP：https://www.nustec.or.jp/anzenjissho/introduction/ga1_4.html#t2
- fdada HP：<https://fdada.info/docs/pdf/PS-Unit2-01.pdf>
- 小野寺 真作（1981）：“原子力圧力容器用鋼材”，鉄と鋼，第67巻，第7号，pp.880-890.
- 【計装材】
- 2号機TIP案内管付着物の簡易金属分析結果について，東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議／事務局会議（第10回）資料3-1，2013年11月28日。
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/20131128_01.html
- 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，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2回），2021年9月14日。
<https://www.nsr.go.jp/data/000364992.pdf>
- ケーブル及び塗料の可燃性有機ガス発生量評価計画，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2回），2021年10月19日。
<https://www.nsr.go.jp/data/000367851.pdf>
- ケーブル及び保温材の可燃性ガス発生量評価予備試験速報，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7回），2021年12月21日。
<https://www.nsr.go.jp/data/000376559.pdf>
- ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験結果，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8回），2022年2月28日。
<https://www.nsr.go.jp/data/000382270.pdf>

略語

略語	説明
EDX	エネルギー分散型X線分析 (Energy Dispersive X-ray Spectroscopy)
FHM	燃料交換機 (Fuel Handling Machine)
FP	核分裂生成物 (Fission Product)
ICP-MS	誘導結合プラズマ質量分析装置 (Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry)
IP	イメージングプレート (Imaging Plate)
NFD	日本核燃料開発株式会社 (Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.)
PCV	原子炉格納容器 (Primary Containment Vessel)
R/B	原子炉建屋 (Reactor Building)
RPV	原子炉圧力容器 (Reactor Pressure Vessel)
SEM	走査型電子顕微鏡 (Scanning Electron Microscope)
STEM	走査型透過電子顕微鏡 (Scanning Transmission Electron Microscope)
TEM	透過電子顕微鏡 (Transmission Electron Microscope)
WDX	波長分散型X線分析 (Wavelength Dispersive X-ray Spectrometry)
ペネ	ペネトレーション (原子炉格納容器の貫通部)

2号機 X-6ペネに関する現場情報

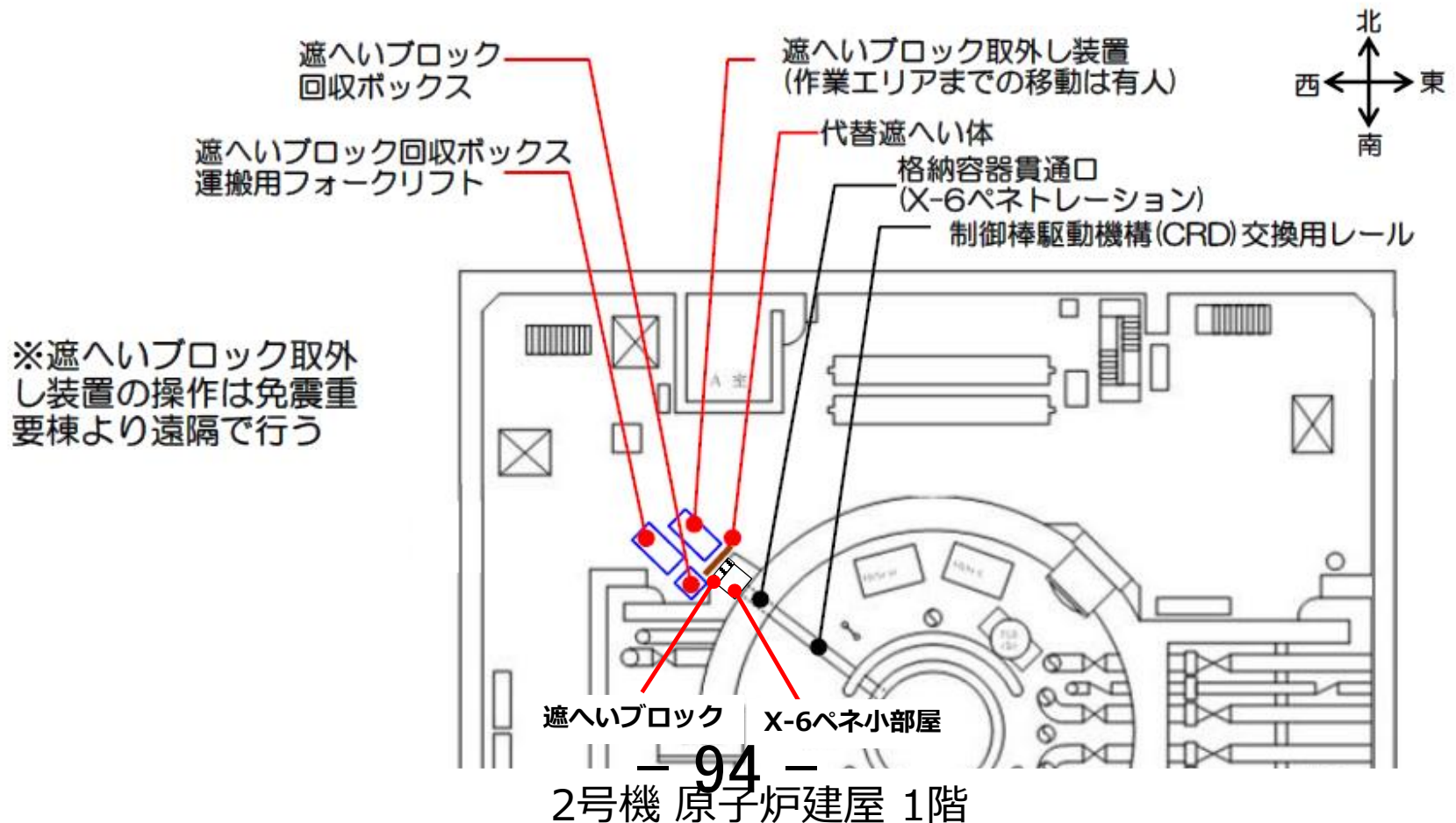
2023年12月25日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

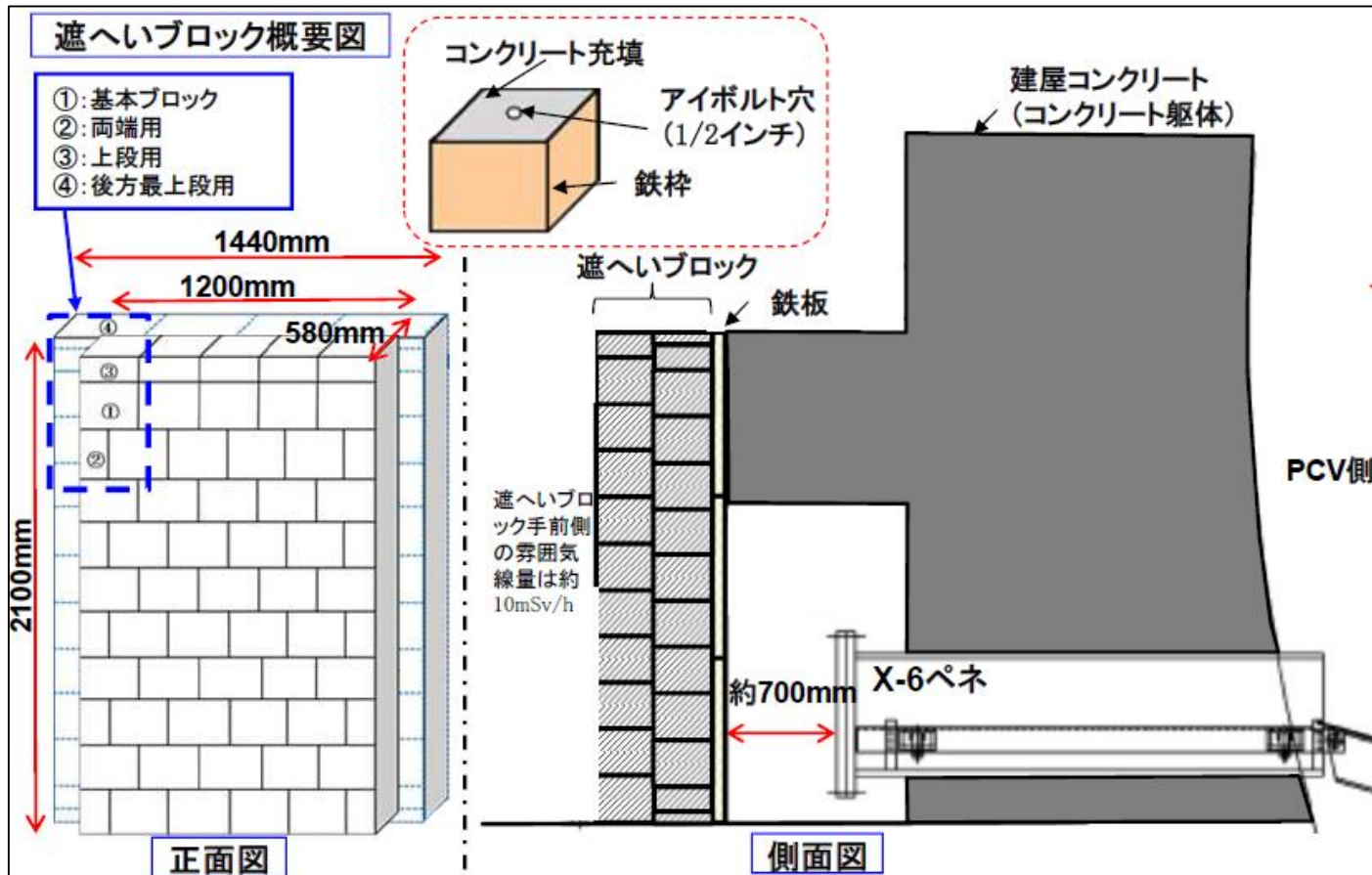
1. 概要

- 2号機格納容器内部調査、試験的取り出し作業の準備作業において、PCV貫通部（X-6ペネ）周辺で高線量率が測定されており、また、フランジ面から溶出物が床面に広がっている状況が確認されている。
- 本資料は、X-6ペネ周辺および関連する現場情報をまとめたもの。



2. 遮蔽ブロックの撤去作業、撤去前の雰囲気線量率

- PCV内部調査の準備として、X-6ペネ手前に設置された、遮へいブロックの撤去作業を実施。
- 作業前、当該遮蔽ブロックの手前で雰囲気線量約10mSv/hを確認。



現場状況写真

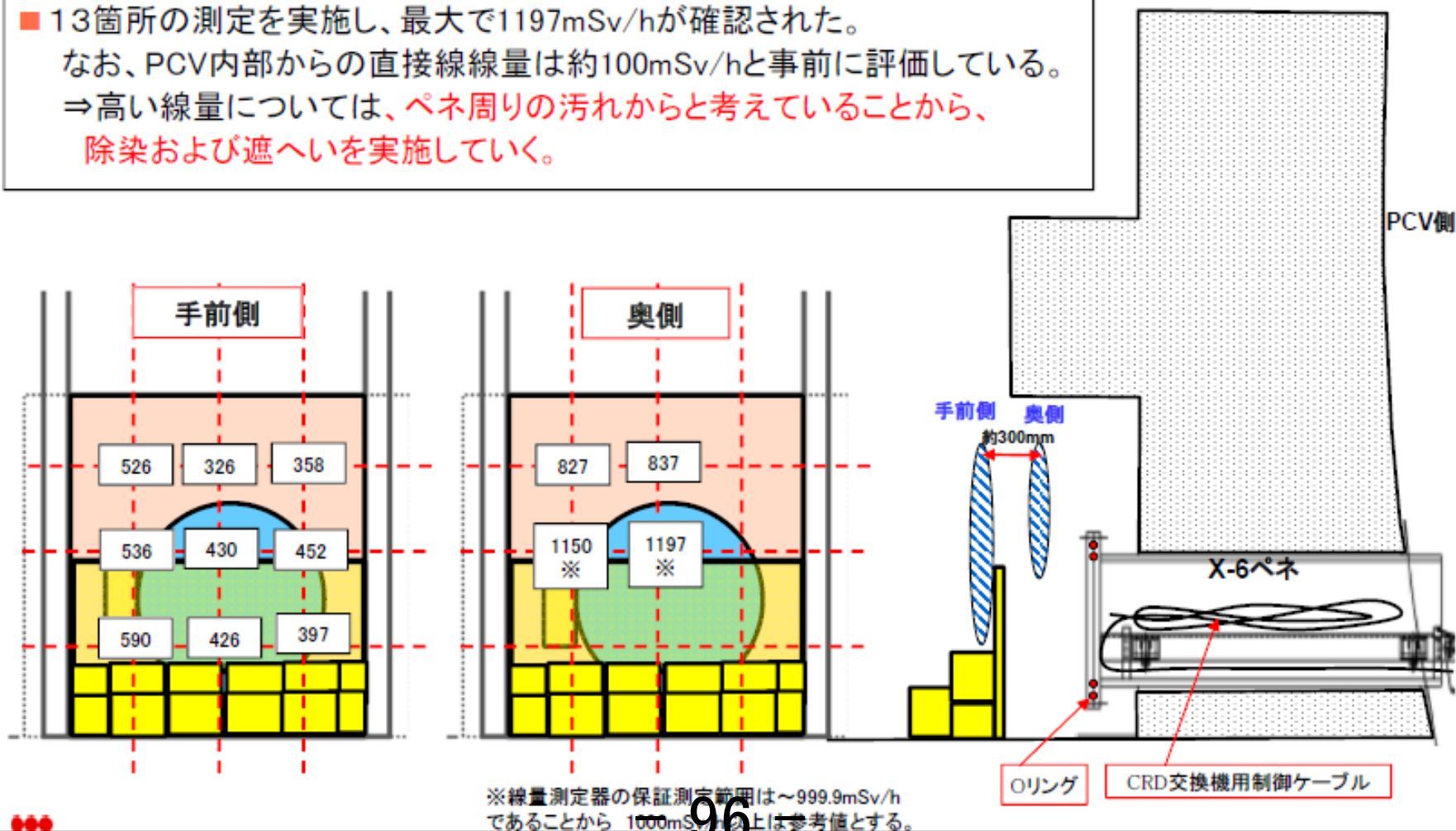


現場調査の結果、遮へい体は①～④の形状のコンクリートブロックで構成され、最大重量は約36kg(形状①)と想定

3. X-6ペネ周辺の先行調査

- 遮蔽ブロック撤去が一部完了した状態でX-6ペネ周辺の調査を実施。
- 線量率が1000mSv/h以上であることを確認。

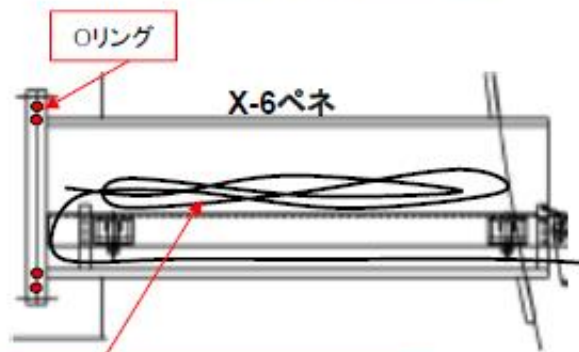
- 13箇所の測定を実施し、最大で1197mSv/hが確認された。
なお、PCV内部からの直接線線量は約100mSv/hと事前に評価している。
⇒高い線量については、ペネ周りの汚れからと考えていることから、
除染および遮へいを実施していく。



3. X-6ペネ周辺の先行調査（続き）

- X-6ペネフランジ面から床面に溶出の跡を確認。
- ペネフランジシール又はCRD交換機用ケーブル被覆材等が溶出したと推定。

- X-6ペネ周辺躯体の天井部及び壁面に大きな損傷は見られない。
- X-6ペネ表面に多少の錆があるが大きな損傷は見られない。
- X-6ペネフランジ部から床面に溶け出した跡が確認された。
⇒X-6ペネフランジ部の漏えい確認などを行い、次工程の孔あけ作業に向けての安全対策に反映する。



参考：PCV側から見た
5号機X-6ペネ内部

CRD交換機用制御ケーブル

※溶け出したものについては、以下の事が推定される
・ペネフランジシール用 Oリング
・CRD交換機用ケーブル被覆材 等

- 遮へいブロック撤去完了後、X-6ペネ前の線量率調査等を実施。

1. X-6ペネ小部屋内汚染調査概要

項目	目的
X-6ペネ小部屋内線量率調査	コリメート γ 線線量率計※1, β γ 線量率計※2, γ 線量率計にて、X-6ペネフランジと小部屋内壁面表面付近の線量率を確認する
X-6ペネ小部屋の汚染分布調査	γ カメラにて汚染分布を確認する
X-6ペネ溶出物調査	床面溶出物をかきとり、性状を確認する

●線量率調査

- ・コリメート γ 線線量率計をWarriorに搭載し、PackBotのカメラで表示値を読み取る



コリメート γ 線線量率計



鉛コリメート

※側面遮へい1/2~1/3

●汚染分布調査

- ・Warriorに γ カメラを搭載し、汚染分布を撮影



Warrior

γ カメラ

●溶出物調査

- ・Warriorに掻き取り治具(ヘラ)を持たせ、溶出物に押し当てる



Warrior

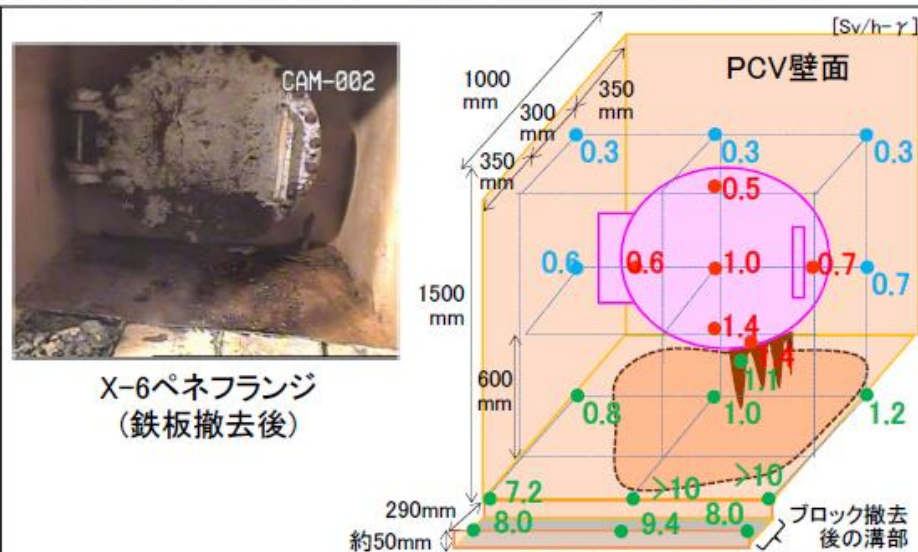
ヘラ

— 98 ※1: 1cm線量当量率を測定する線量計
 ※2: 70 μ m線量当量率を測定する線量計

4. X-6ペネ小部屋内汚染調査（続き）

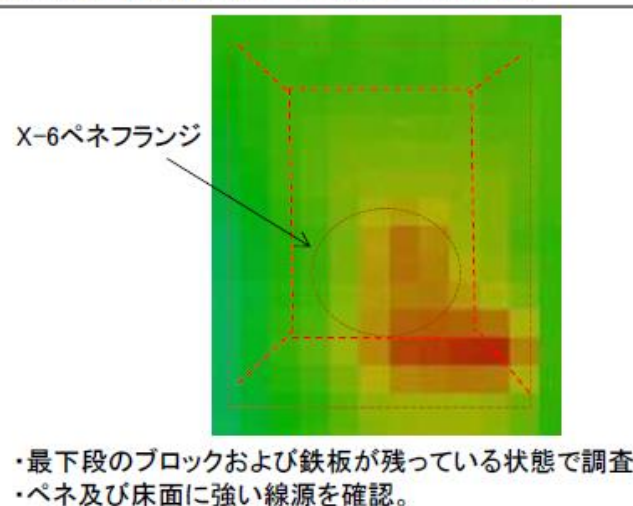
- X-6ペネからの溶出物近傍、ブロック撤去後の溝部の線量率が高く、10Sv/h以上の箇所がある。
- 一方で、X-6ペネのフランジ表面で最大1.4Sv/hを確認。

【表面線量率測定結果(コリメート付γ線線量計を用いた調査)】



- ・表面線量率は、天井<中央<床面の順で大きくなる傾向であり、ブロック撤去後の溝部が特に高い。汚染は、溶出物近傍から溝に向かって形成されていると考えられる。
- ・X-6ペネ部と壁面の表面線量率の差をX-6ペネ内部からの線量寄与と仮定すると、X-6ペネ内部からの寄与は最大1Sv/h程度である。

【汚染分布調査(γカメラを用いた調査)】



【ペネ溶出物調査】



- 受け皿に水が溜まる状況は見られないものの、ウェスの濡れ具合は増加(目視確認結果)
- 設置2日目のウェス表面線量は、 γ 線:10mSv/h, $\beta + \gamma$:7Sv/h, α 線:検出限界未満



11/4の作業終了後、フランジ下部、にじみのある場所にウェスを入れた受け皿を設置。



11/6作業開始前に受け皿内を目視確認。表面線量測定実施。
11/6,7も作業終了後ウェスと受け皿を設置。



11/8作業開始前に受け皿内を再度目視確認

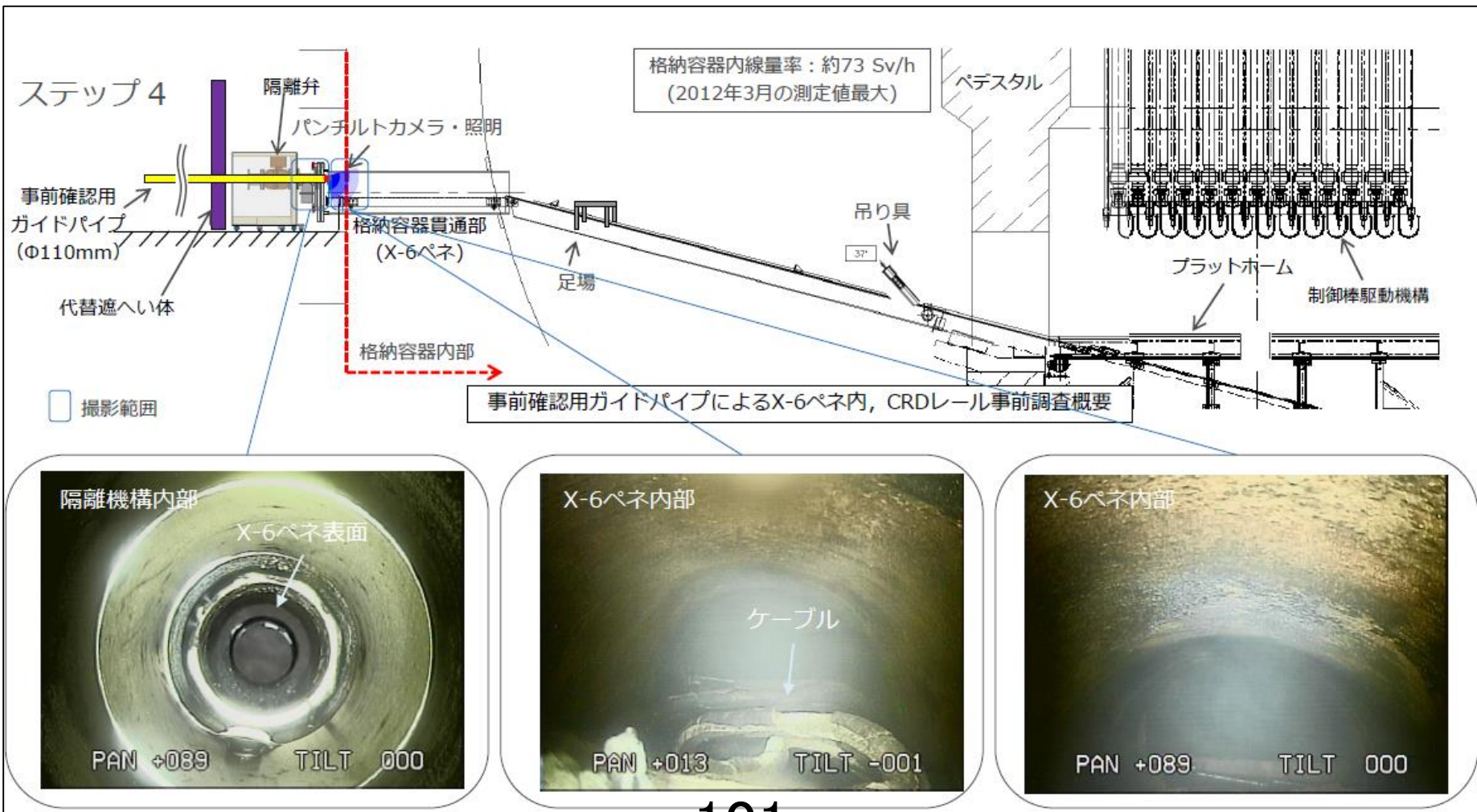
【滴下物の推察】

原子炉格納容器内の蒸気がX-6ペネフランジ表面で冷やされて凝縮。ペネ内の凝縮水が滴下しているものと推察。

PCV内温度:30.5°C(10/28福島第一原子力発電所プラントパラメータより)
X-6ペネ前(原子炉建屋内)気温:10°C程度

6. X-6ペネ内事前調査

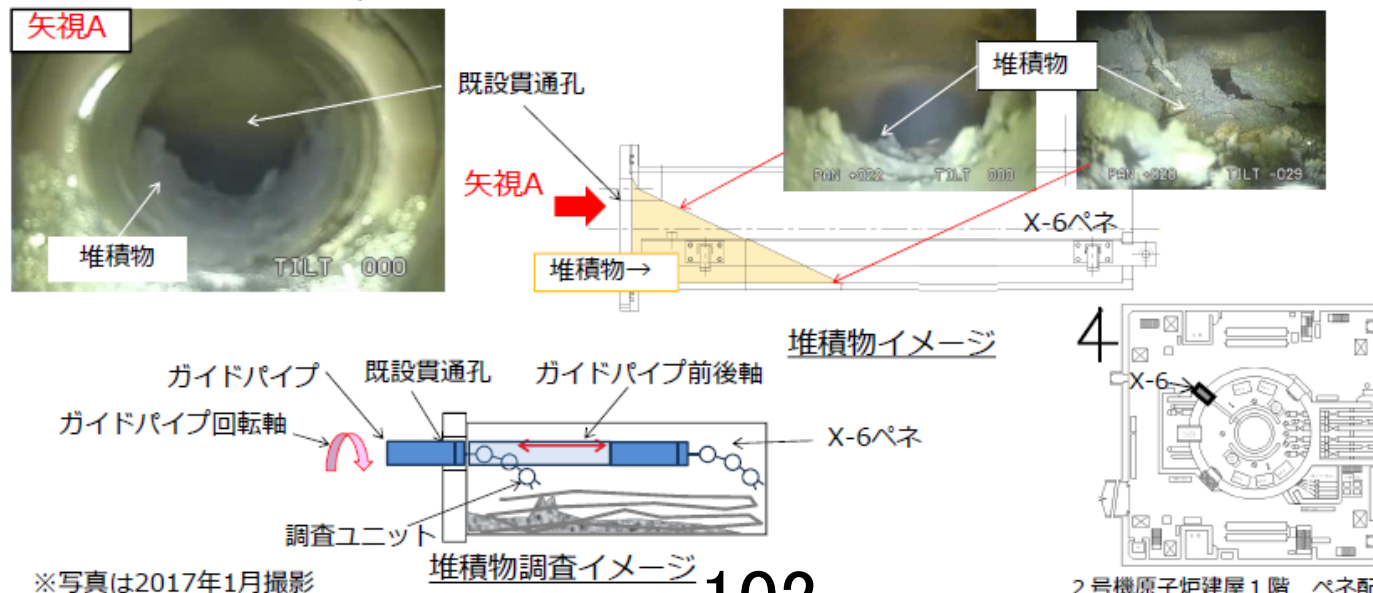
- PCV内部調査に先立ちX-6ペネ内の調査を実施。
- ペネ内ケーブル等の状況を確認。



- 2017年1月の調査結果をもとに堆積状況を推定。
- 2020年10月、X-6ペネ内堆積物調査を実施。

2. X-6ペネ内堆積物調査の概要(1/3)

- PCV内部調査及び試験的取り出し作業で使用するアーム型装置をX-6ペネからPCV内に進入させるために、X-6ペネ内堆積物を除去することを計画。
- X-6ペネ内の堆積物の状態は、2017年1月の調査時の映像より推定しているが、より詳細な堆積状況に関する情報を取得することを計画した。
- X-6ペネ蓋の貫通孔から調査装置を挿入して、堆積状況について調査し、取得した情報を活用し、X-6ペネ内堆積物除去手順を検討する予定。
- 堆積物の接触調査、3Dスキャン調査をそれぞれ10/28と10/30に実施した。



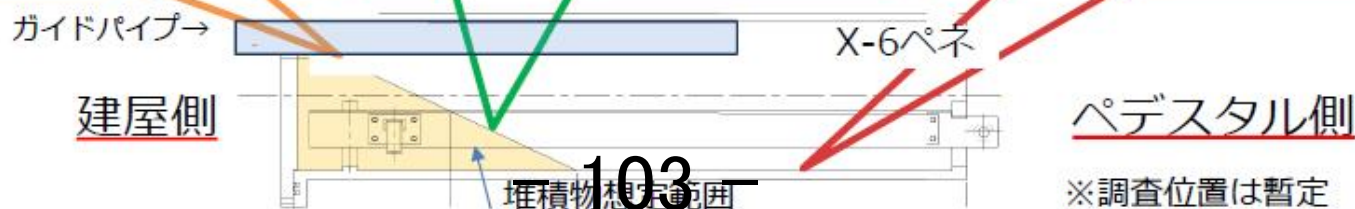
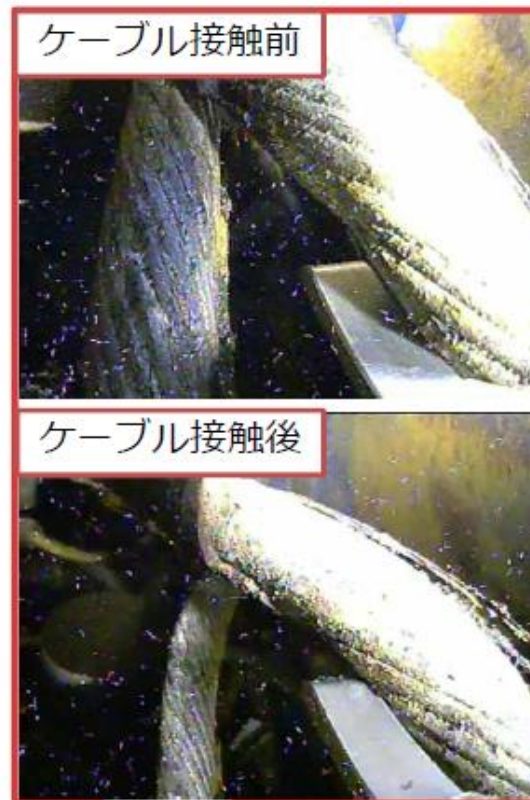
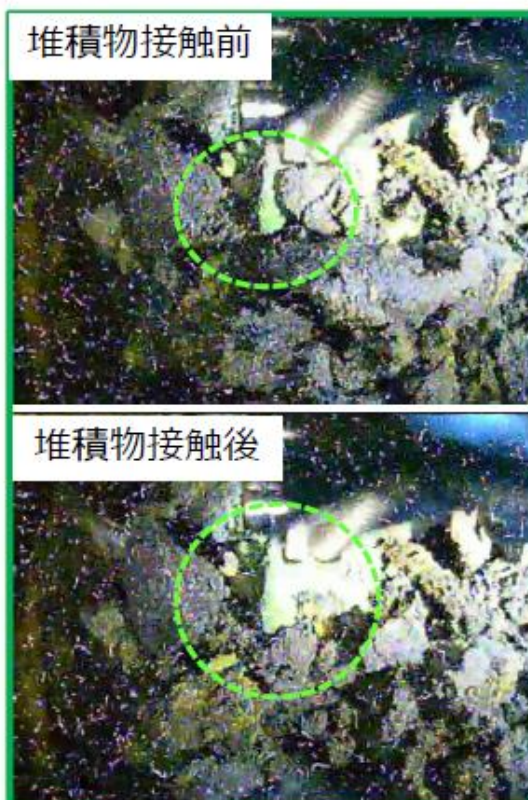
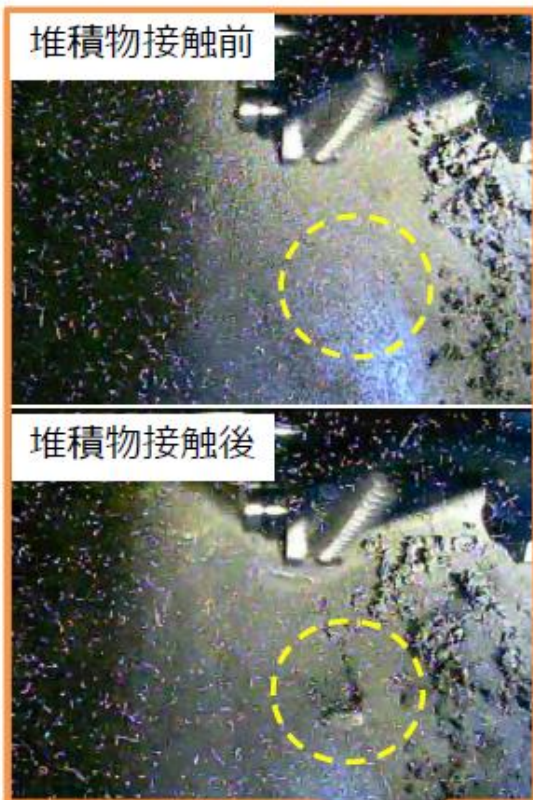
※写真は2017年1月撮影

堆積物調査イメージ

2号機原子炉建屋1階 ペネ配置図

2. X-6ペネ内堆積物の接触調査結果(1/2)

- 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。

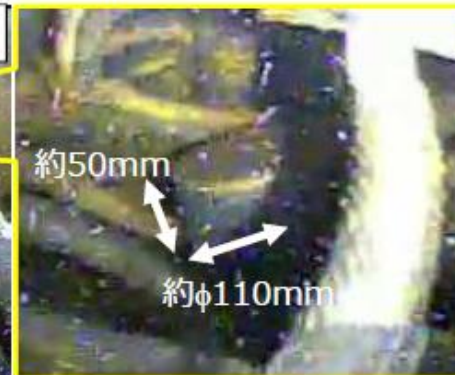
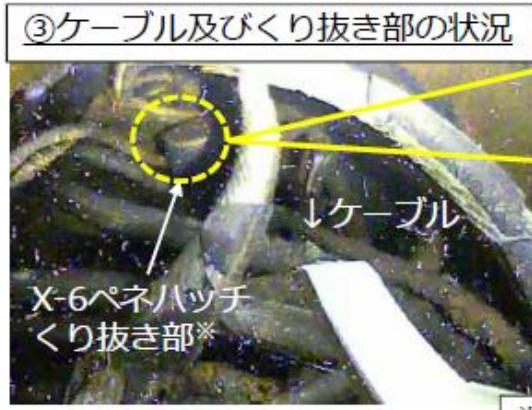
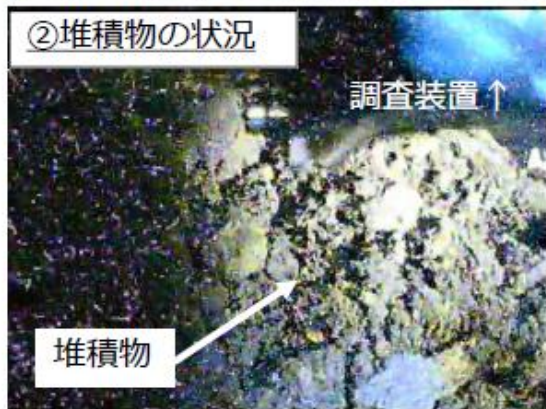
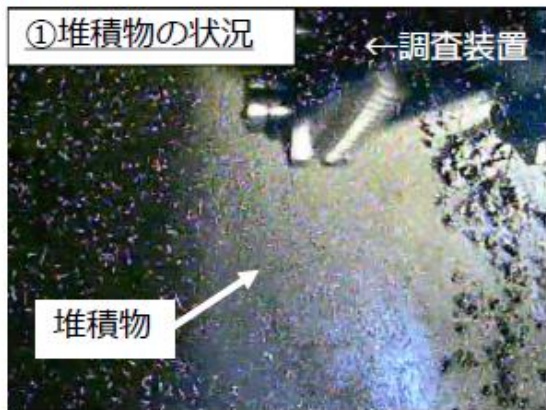


※調査位置は暫定

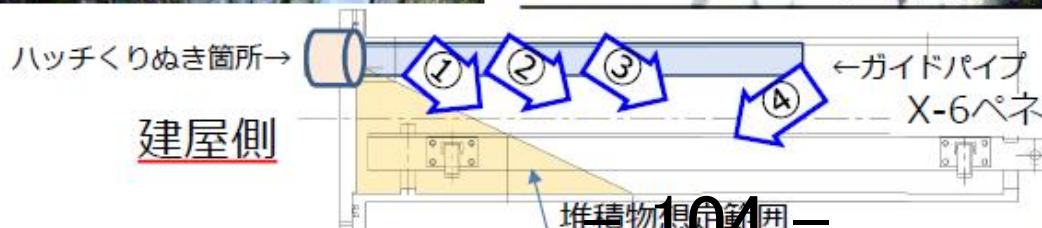
5

2. X-6ペネ内堆積物の接触調査結果(2/2)

■ 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

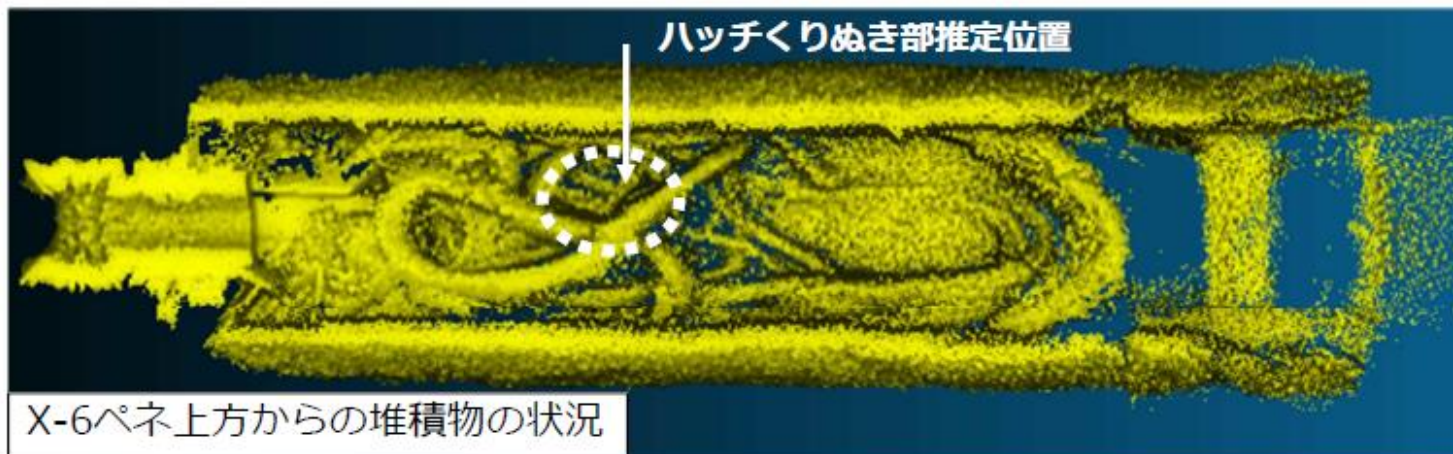


ペデスタル側

※調査位置は暫定

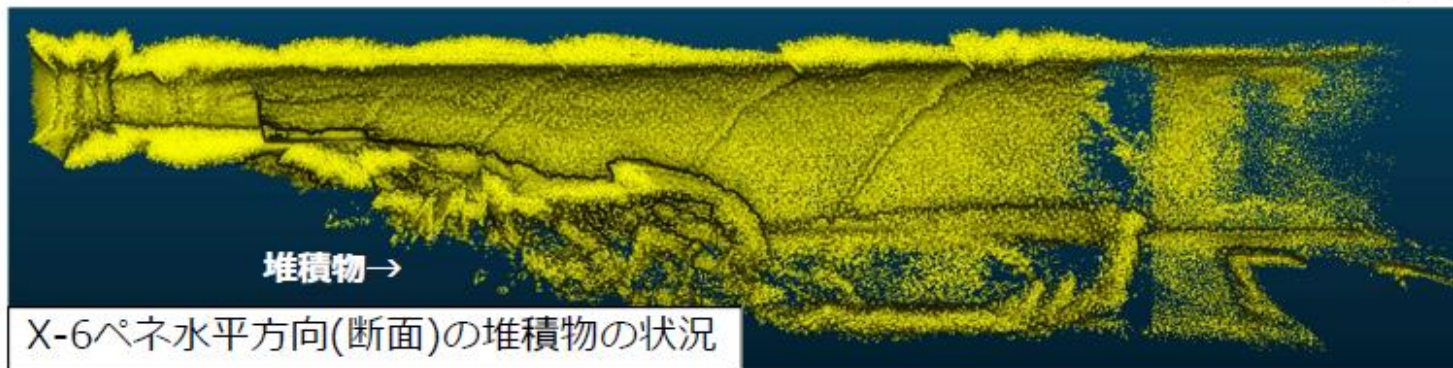
6

3. 3Dスキャン調査結果



建屋側

ペDESTアル側



2020年11月26日公表資料

- 2023年10月X-6ペネハッチの開放作業を実施。
- ハッチと接する面では、ペネの下部～上部まで堆積物が存在する状況を確認。

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。



把手にフックツールを
引っ掛けハッチを開放

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)



ハッチ蓋

X-6ペネハッチ開放後(約90度)
※ペネを右から見た状況



過去のPCV内部調査時に
使用した開口部

X-6ペネ内径 約55cm

X-6ペネハッチ開放後(約90度)
※ペネを正面から見た状況

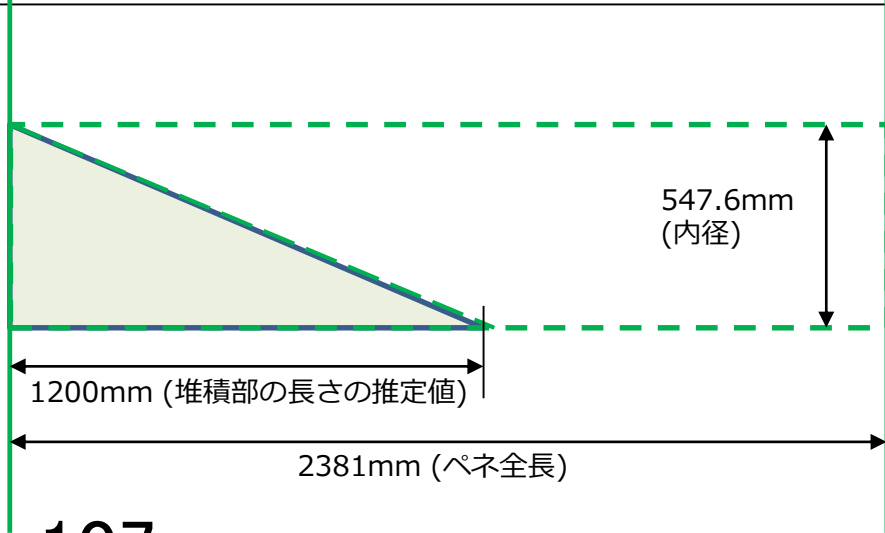
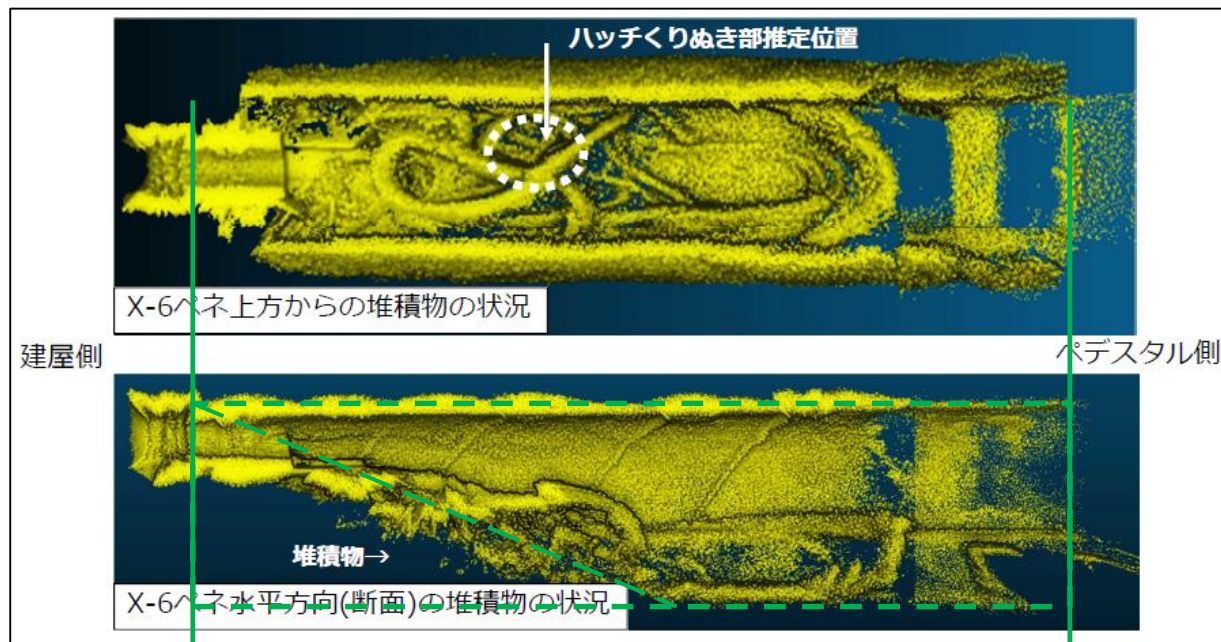
9. X-6ペネ内堆積物の考察

■ ペネ内調査の結果から、堆積物の量は事故前から存在していたケーブルより多いように思われるため、PCV側から流入があった可能性について考察した。

■ 3Dスキャン調査結果から堆積物量（ケーブル含む）を試算したところ、約140Lとなった※¹。

■ ケーブルの総量（導線、被覆※²等の合計量）は約40Lと試算。

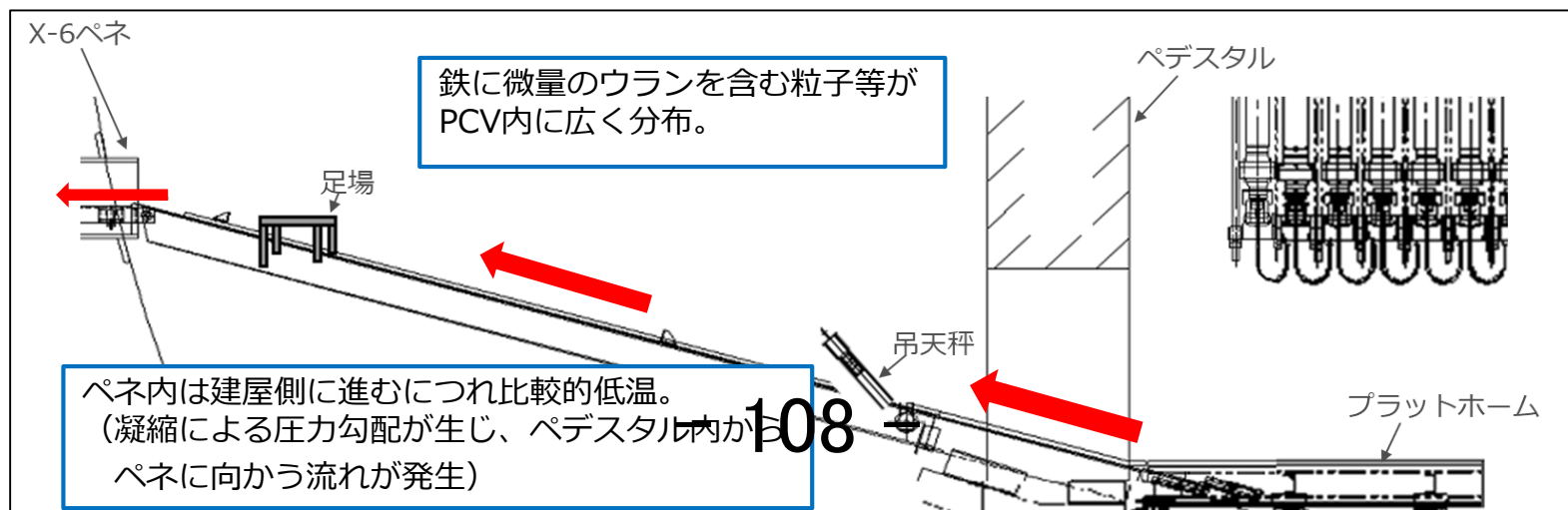
■ 堆積物量はケーブル総量より多いことから、ペネ内の堆積物にはPCV側から流入したものが含まれると推定。



※¹：円筒体積の1/2として試算（当該領域には隙間やケーブルが存在すると想定されるが、領域内には堆積物が詰まっているとして評価）

※²：ケーブル被覆は加熱試験で重量減少が著しいことが確認されている

- これまでのPCV内部調査にて確認された観測事実
 - ✓ ペDESTAL内グレーチング上、CRDレーン上などで堆積物が確認されている。
 - ✓ X-6ペネ内、CRDレーン上に係るサンプルは、共通して鉄を主成分とし、微量のウランを含むことが確認されている。（資料3-1参照）
 - ✓ 2017年の調査でペDESTAL開口部付近で湯気が確認されている。
- X-6ペネ内堆積物を形成したメカニズムの推定
 - ✓ ペネの建屋側は比較的冷却されやすいことから、水蒸気の凝縮による圧力勾配によってペDESTAL内からX-6ペネに向かう水蒸気の流れが生じる。
 - ✓ この流れに乗って、PCV内に広く分布する鉄に微量のウランを含む粒子等がX-6ペネ内に流入した可能性がある。
 - ✓ この他にも、寄与は小さいと思われるものの、X-6ペネからの漏えいによる流れが生じていた可能性が考えられる。
 - ✓ 堆積物は、上記メカニズムが複合的に生じたと推定。



スクレーパの拭き取りスミア試料

- X-6ペネハッチ内面(PCV側)に付着した堆積物をスクレーパで剥がす作業を実施。
- スクレーパの表面をスミアろ紙で拭き取り、サンプルを計9枚取得。
- 採取したスミアろ紙は「放射性物質分析・研究施設第1棟」に移送済。
 - 今後、SEM分析、 γ スペクトル分析を予定。
 - また、溶解しての放射線分析、組成分析を検討中。



スクレーパ施工状況

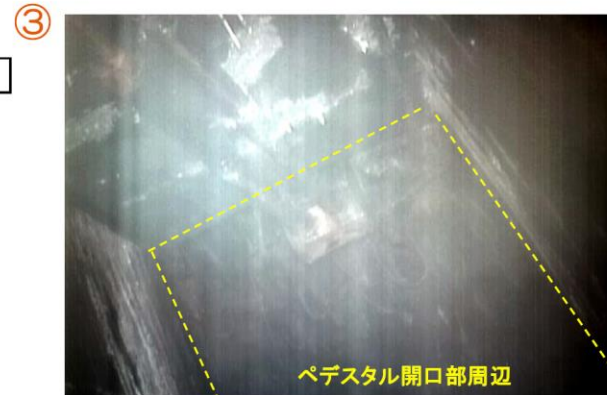
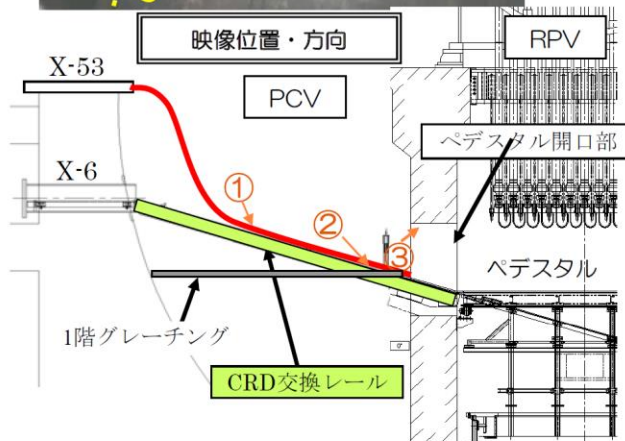
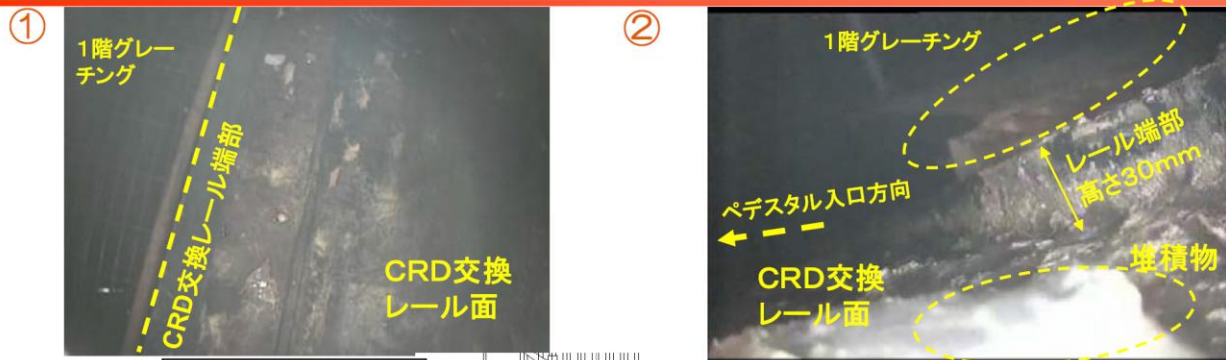
堆積物小片



- スミア試料の他、堆積物の小片が吸水マット上に落下したものを取得し、原子炉建屋内で保管中。
- 線量率が高いことから、取り扱いには相当の被ばくが想定される。
- 表面線量率 γ : 110mSv/h、 β : 1800mSv/h (参考値)

- CRDレール上では堆積物が確認されている。

4. 2号機 CRD交換レール～ペDESTAL入口状況写真



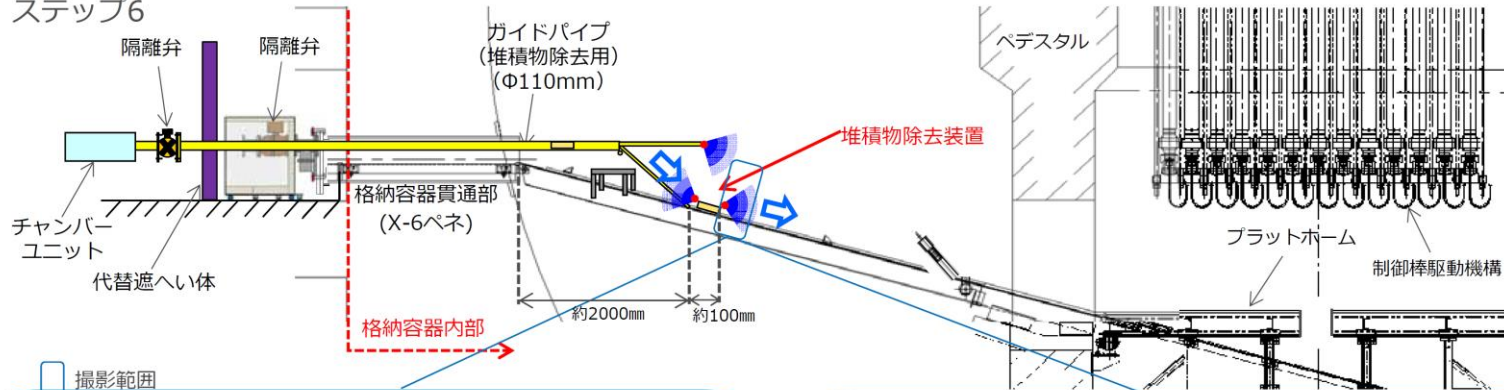
注記：①～③の写真は画像処理後

- 堆積物の一部除去を2017年に実施。
- ペDESTAL側に進むにつれ、堆積物の固着が強くなり、除去に時間を要した。

3-1. 堆積物除去作業結果 (ガイドパイプ着座位置付近)



ステップ6



撮影範囲

ガイドパイプカメラの画像



堆積物除去前

堆積物除去後

堆積物除去装置前方カメラの画像



堆積物除去前

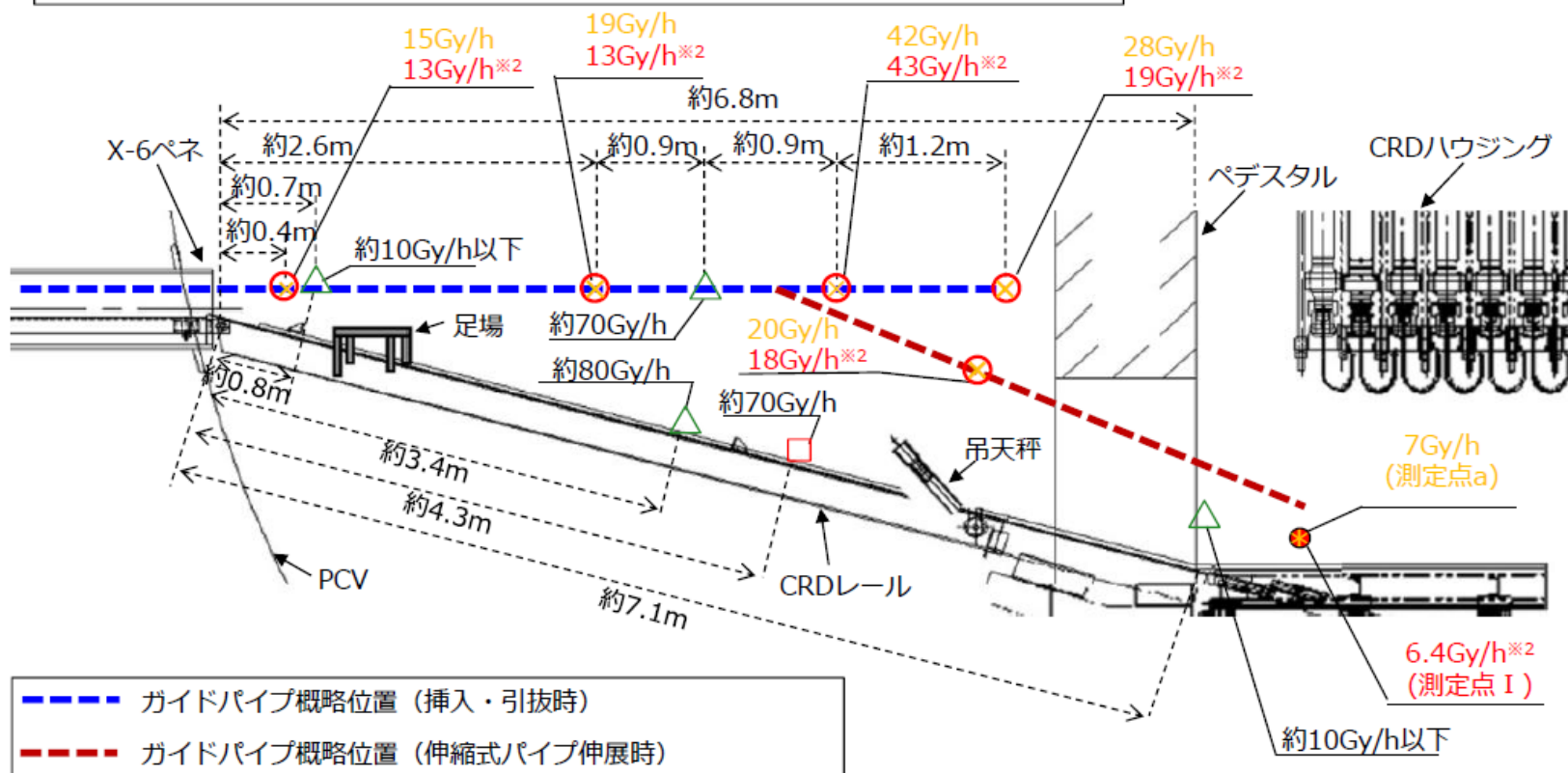
堆積物除去後

参考：参考線量率測定箇所

TEPCO

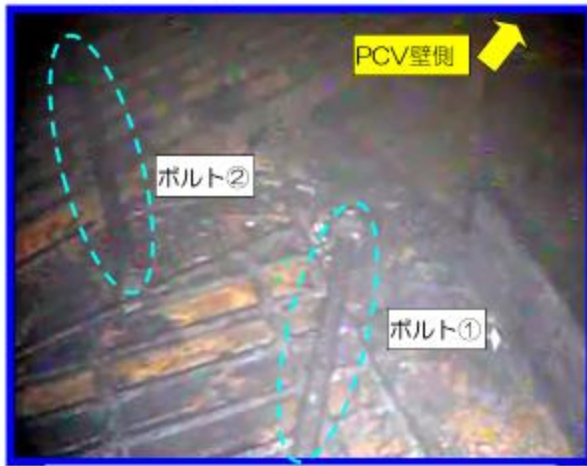
- 測定箇所（今回調査） ○ 参考測定箇所（今回調査）※1
- ★ 測定箇所（2018年1月調査） × 参考測定箇所（2018年1月調査）※1
- △ 2017年調査測定箇所（カメラ画像ノイズから推定）
- 2017年調査測定箇所（積算線量計を用いて算出）

※1：調査装置内に測定器が収納された状態で測定したため参考値
 ※2：調査装置の仕様の違いにより、今回と前回の測定箇所は全く同じではない

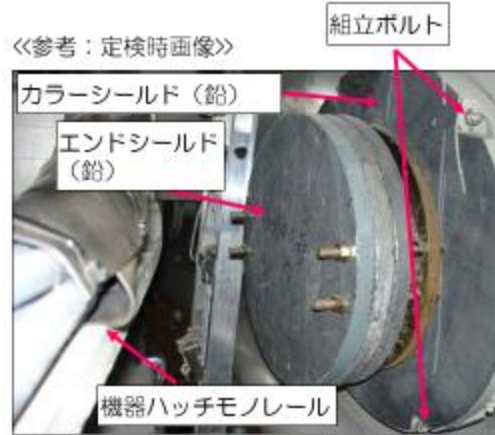


(参考) 1号機で調査したペネの情報

- X-100Bペネ (中心部高さ：床上約4.5m)
- PCV内側に存在した遮へい用鉛板が溶融したと推定



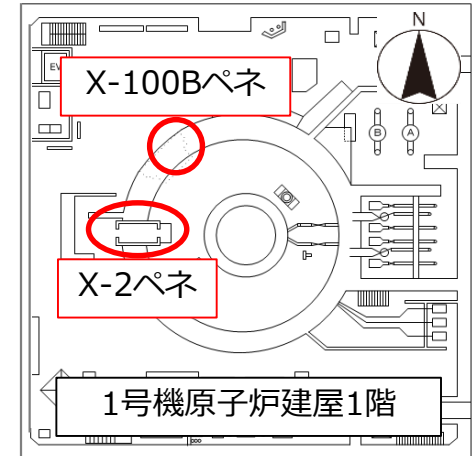
グレーチング上で確認されたボルト形状物(2本)



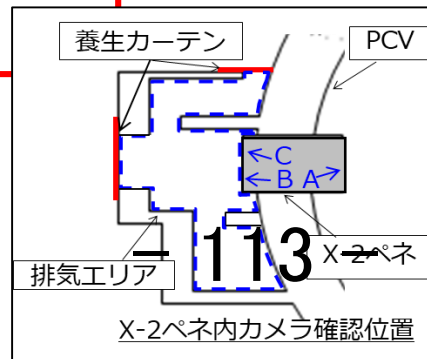
X-100Bペネ端部(PCV内側)状況(ペネ改造前)

- 発見位置、寸法からカラーシールド組立ボルトと推定される。
 - カラーシールドもエンドシールドと同様に溶融したものと推定される。
 - エンドシールド取付ボルトは、動画より落下してないことを確認された。
- ※カラーシールドを有する近傍のペネは、X-100A, X-100B, X-100Cである。

2013年1月24日公表資料



- X-2ペネ (中心部高さ：床上約1.4m)
- 内扉の建屋側 (エアロック室内) に白い堆積物を確認

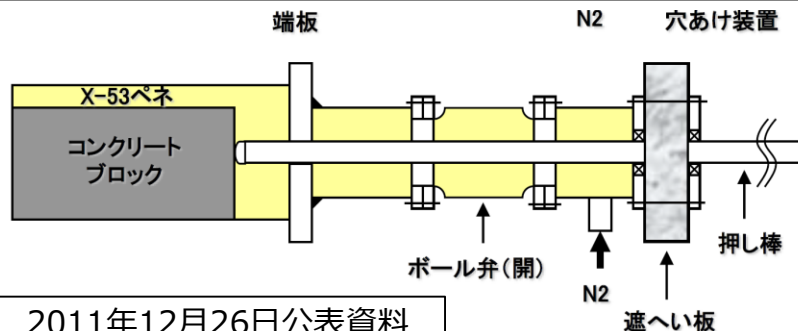
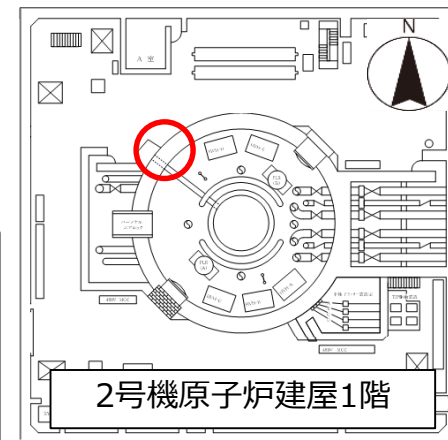


X-2ペネ内扉の状況 (A方向から撮影)

2019年5月30日公表資料

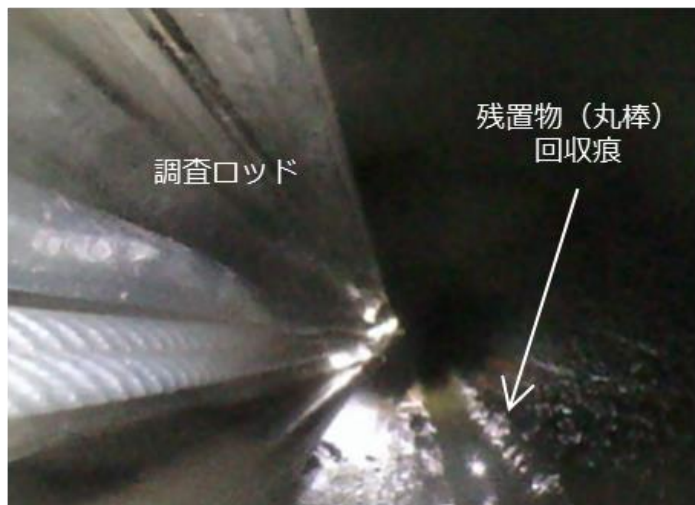
(参考) 2号機で調査したペネの情報

- X-53ペネ (中心部高さ：床上約2.3m)
 - ペネ内に遮へい用コンクリートブロックあり (2012年にPCV内に押し出しを実施、押し出し後の状況は未確認)
 - ペネ内に少量の堆積物を確認 (残置物の回収痕が形成される程度)



2011年12月26日公表資料

※写真奥側がPCV方向



残置物 (丸棒) 撤去後のX-53ペネ内状況

2021年7月29日公表資料

- X-6ペネ (中心部高さ：床上約0.5m)
 - ペネ内に大量の堆積物を確認

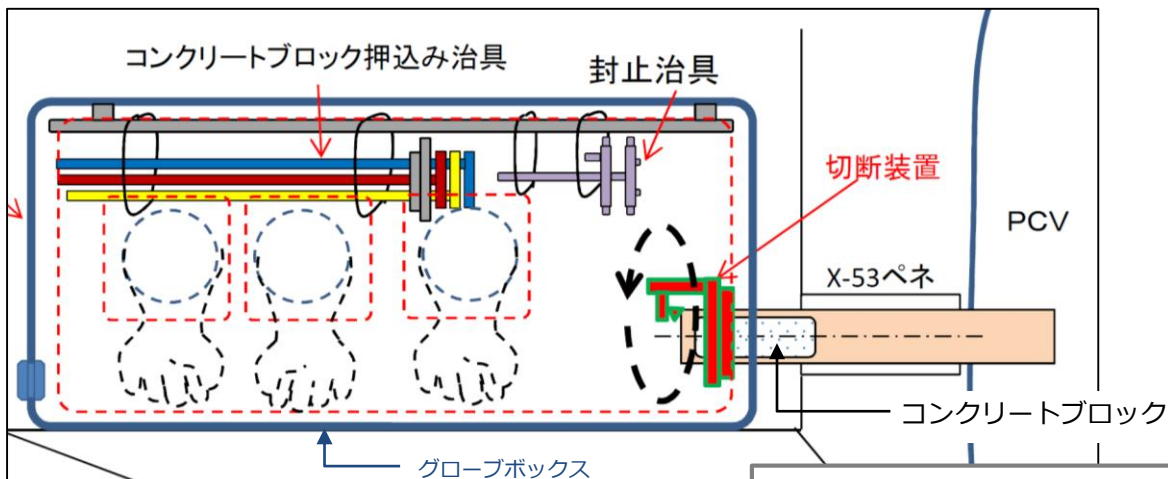
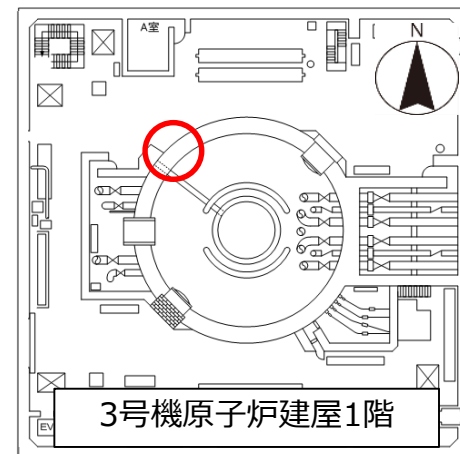


X-6ペネハッチ開放後(約90度)
※ペネを正面から見た状況

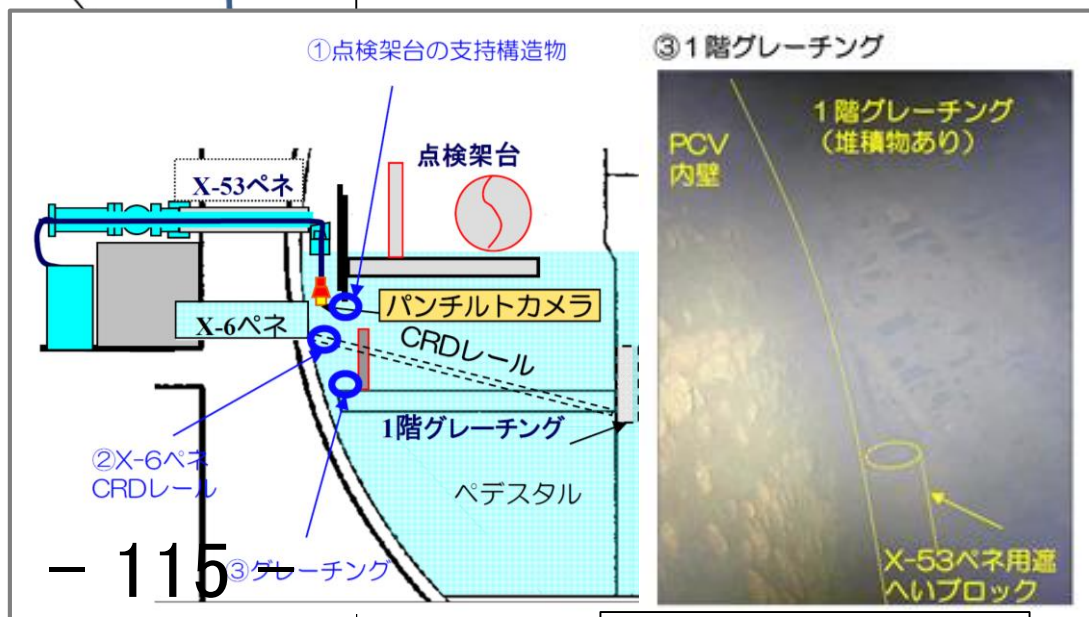
2023年10月30日
公表資料

(参考) 3号機で調査したペネの情報

- X-53ペネ (中心部高さ : 床上約2.3m)
- ペネ内に遮へい用コンクリートブロックあり (2015年にPCV内に押し出しを実施)



2015年6月11日公表資料に追記



2015年10月22日公表資料

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 スミアろ紙分析結果について

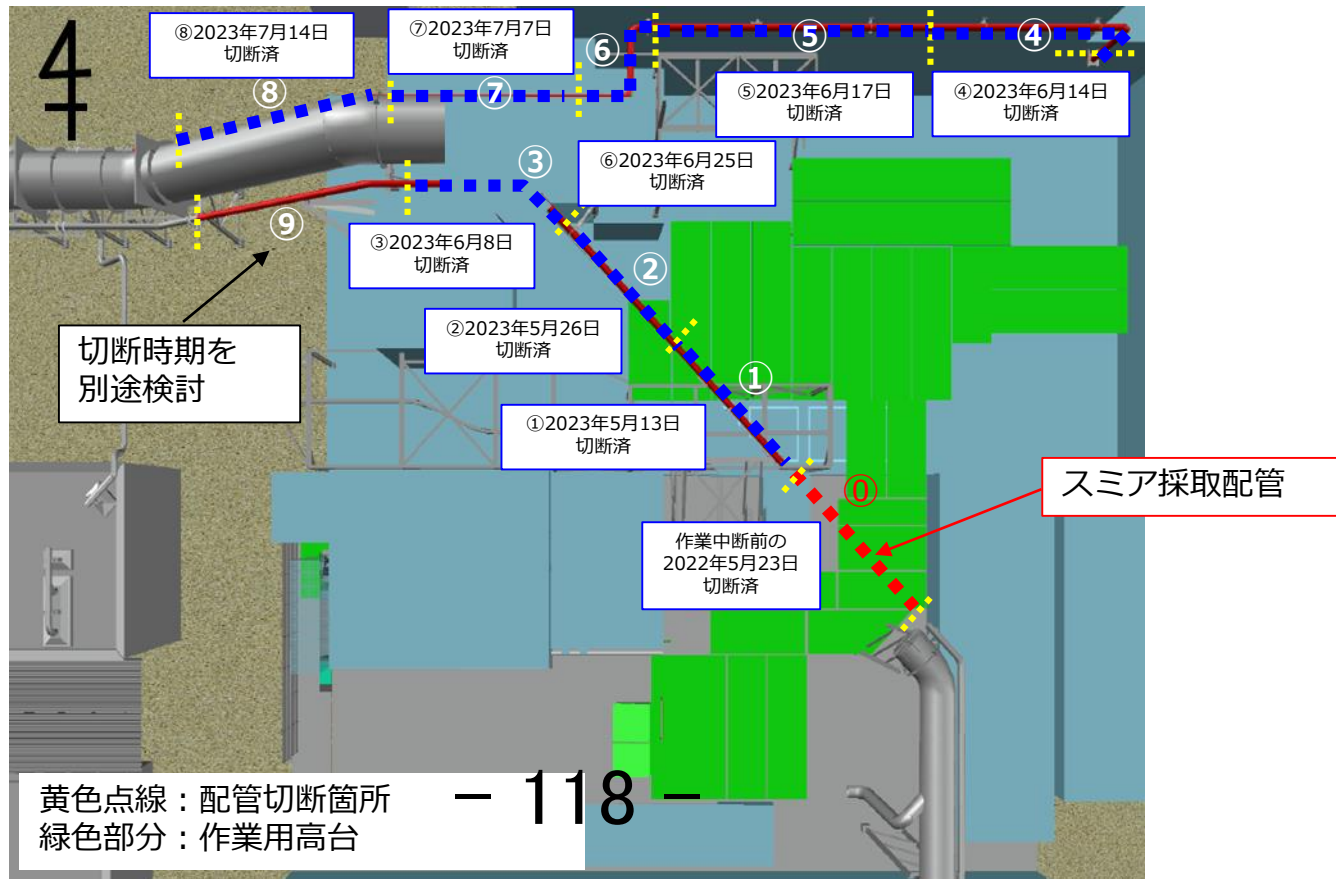
2023年12月25日



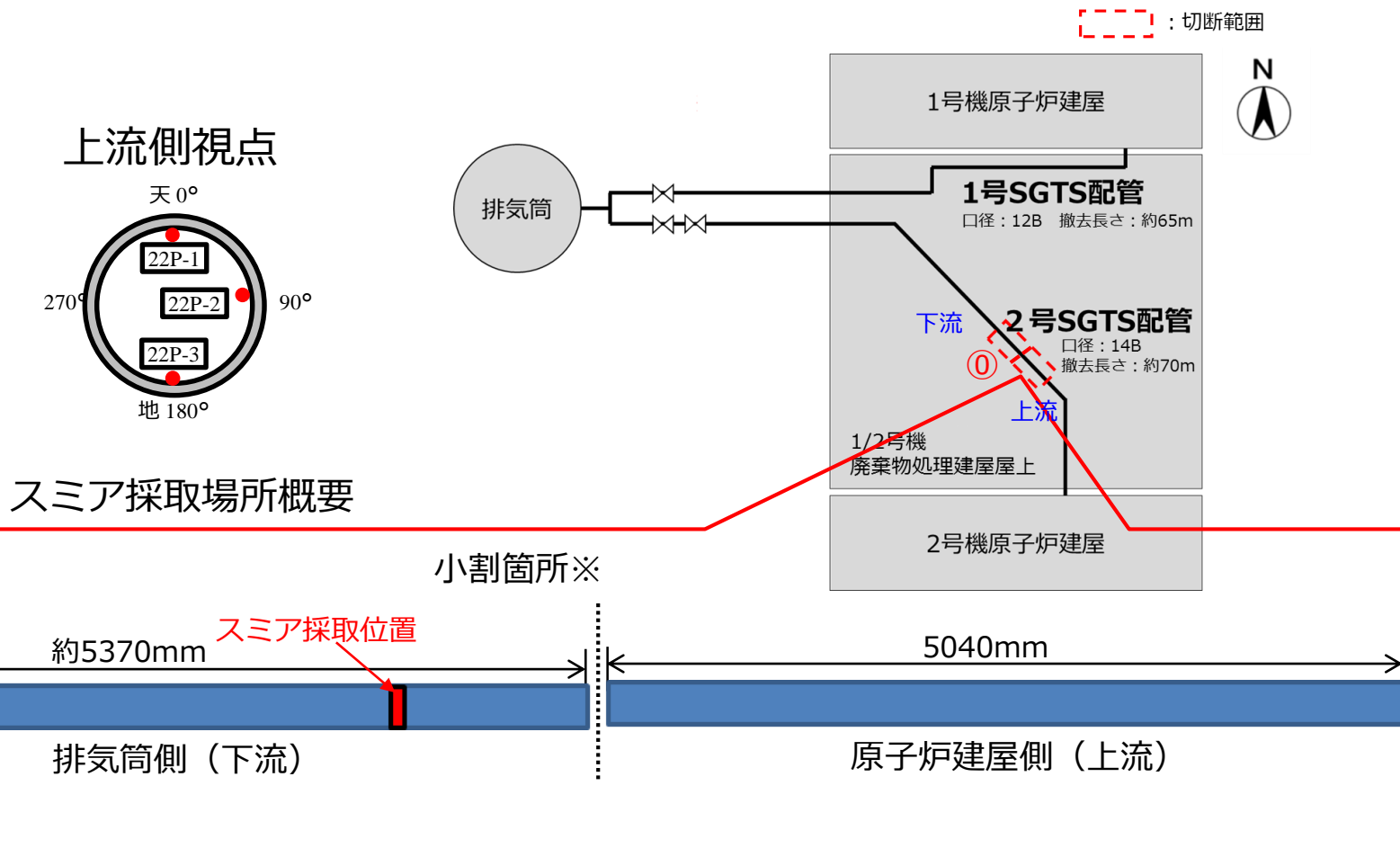
東京電力ホールディングス株式会社

- 1号機のPCVベントガスにより汚染された1, 2号機の非常用ガス処理系（SGTS）配管内面の汚染の状況を把握するため、スミアを採取し分析を実施した。
- スミア試料について、 γ 線スペクトル測定およびSEM-EDS観察を実施した。
- その結果、 γ 線スペクトル測定ではCs-134, Cs-137が検出された。
- SEM-EDS観察では、Feが主成分であり、（U, Zrといった）燃料由来の成分は確認されなかった。
- 今後は、SGTS配管の配管サンプル（以下、母材）について、詳細な分析を実施する。

- 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ー設置に干渉する①～⑧の配管の切断撤去作業を完了した。
- このうち、①配管についてスミア採取が完了していることから、スミアろ紙の分析を実施する。
- 他の切断配管について、配管線量に応じた調査方法を検討する。



- 2号機SGTS配管（①配管）内面について、スミアろ紙の拭き取りによるサンプリングを実施。（2022年5月採取）



※運搬可能サイズに小割を実施

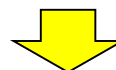
- 日本原子力研究開発機構（JAEA）の協力により，SGTS配管内面のスミアろ紙について，非破壊分析を実施した。
- 今後，SGTS配管の母材について，詳細な分析を実施する。

今回実施

配管内面のスミア

<非破壊分析>

- ・ γ 線スペクトル測定
- ・ SEM-EDS観察



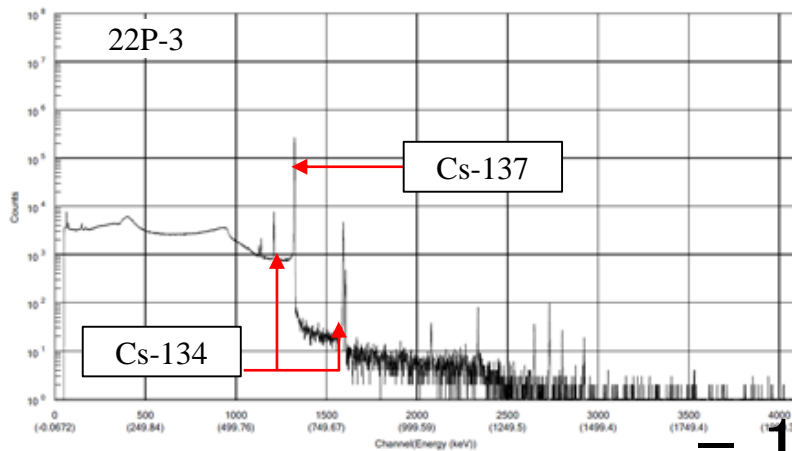
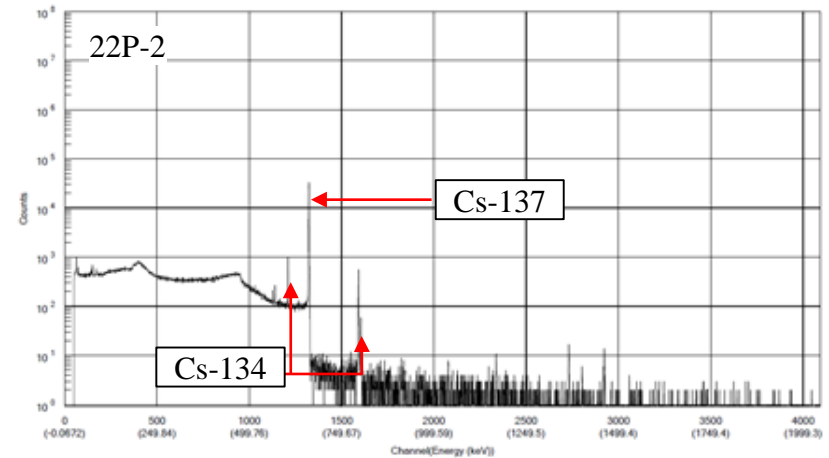
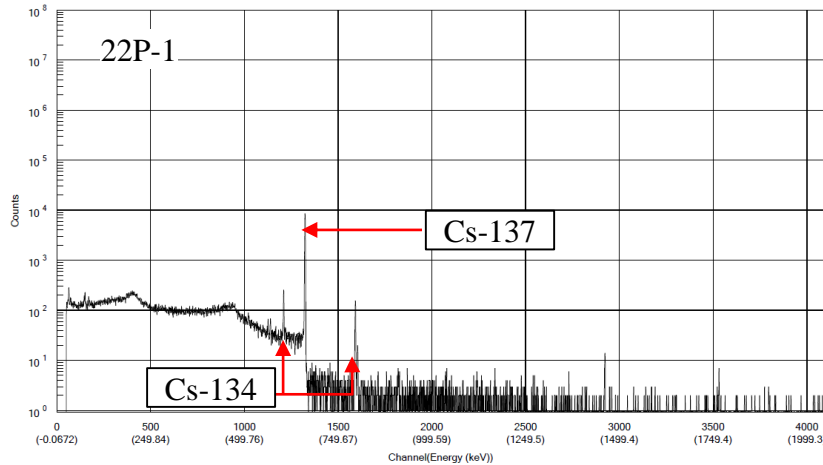
配管サンプル（母材）

- ・ 分析方法を検討中

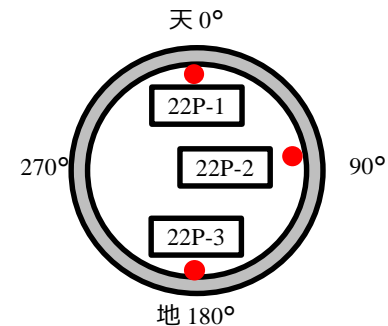
3-1.分析結果①： γ 線スペクトル測定結果

- Cs-137, 134が検出され, その他核種の検出はされなかった。
- なお, アメリシウム241等の存在を低エネルギー領域 (<100keV) で確認したが検出されなかった。

高エネルギー領域のスペクトル



上流側視点



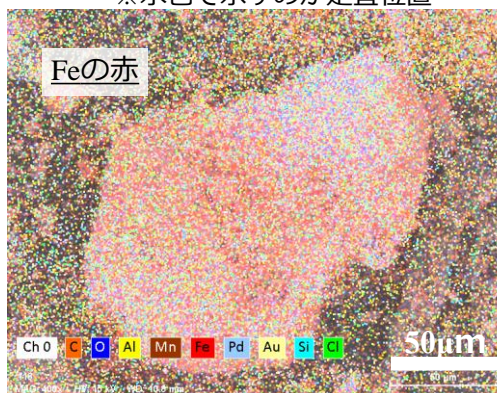
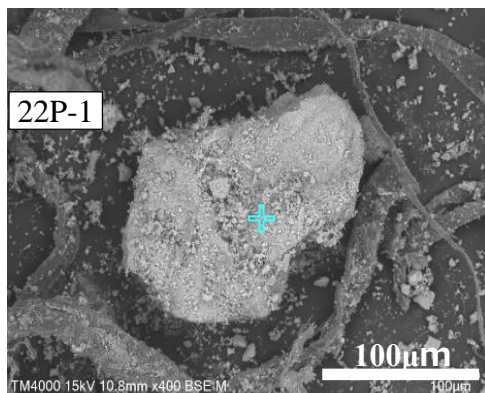
3-2.分析結果②：SEM-EDS観察

- ・スミアろ紙の一部を切り出してカーボンテープに貼り付けてSEM-EDS観察を実施した。
- ・SEM-EDS観察でどのような成分があるか網羅的に測定を実施した。
- ・測定の結果，Feが主成分で，セシウム以外のF Pや燃料由来の特徴的な成分は確認されなかった。

ピーク検出	Fe	O	C	Mn	Al	Si	Ca	Cl	Na	K
22P-1スポット	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-
22P-3エリア	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○
22P-3スポット	○	○	○	-	○	○	-	○	-	-

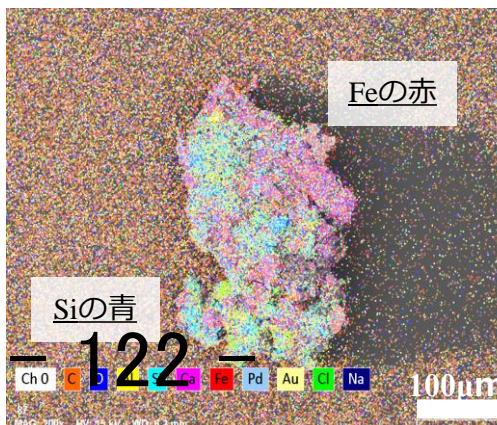
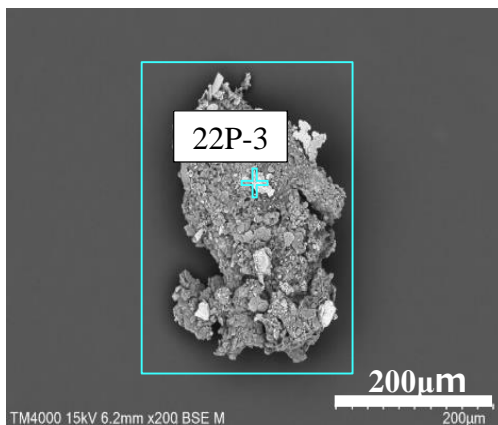
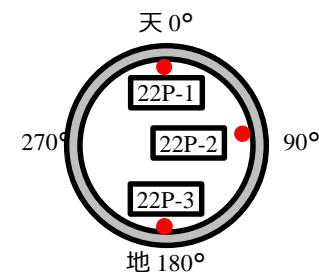
※水色で示すのが走査位置

- : 未検出



22P-1試料の画像と元素マッピング

上流側視点



22P-3試料の画像と元素マッピング

4-1.事故分析に資する調査（ γ カメラ測定 配管④）

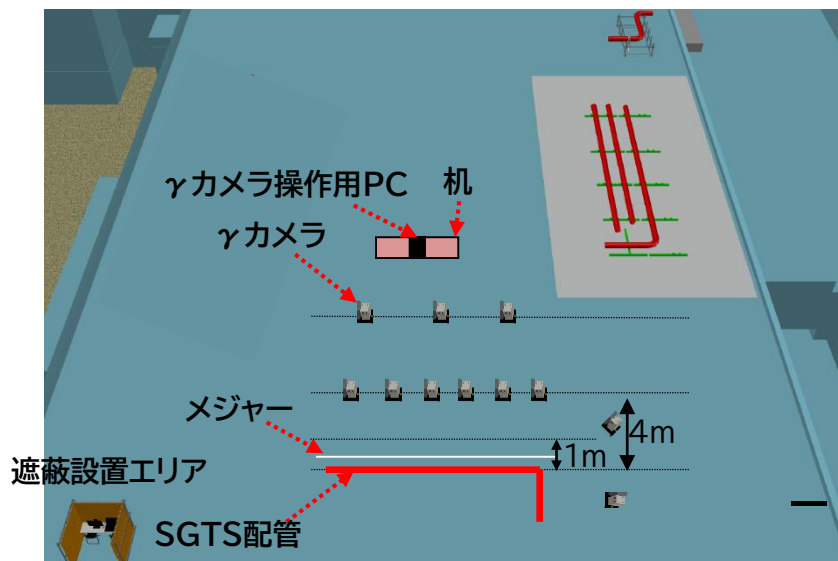
- 1号機T/B屋上に仮置き中の1号機SGTS配管について、規制庁殿による γ カメラ測定を実施。
- 当社所有の γ カメラ（コーデットマスク）及びJAEA殿の γ カメラ（コンプトン）も知見を得るため、一緒に γ カメラ測定を実施。
- 配管から4m、1mの位置で台車に乗せた γ カメラを移動させ測定する。
- 当社の γ カメラについて、前回、測定時間1分で実施したが、S/N比が悪く、明瞭な像が得られていないことから、測定時間を5分に延長し実施した。

【実績】

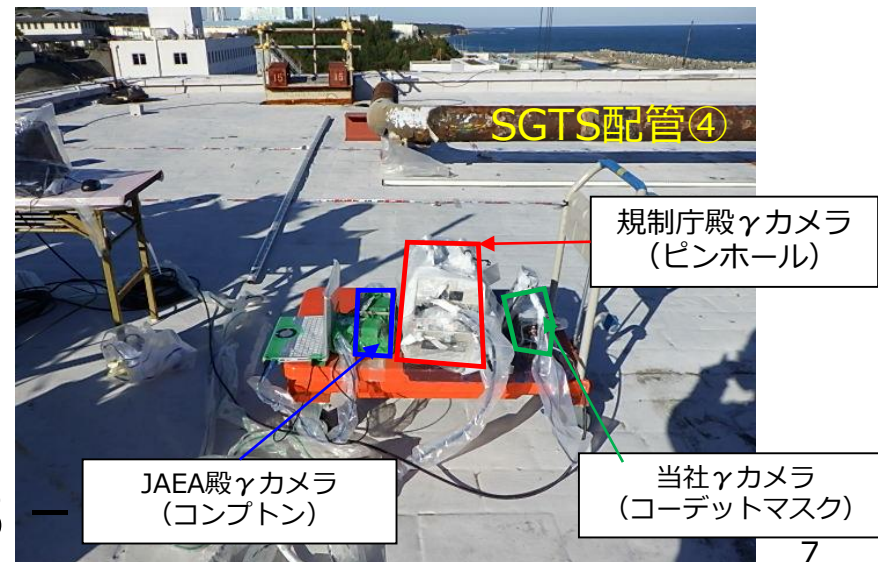
□ 1号機SGTS配管（配管④）について、下記の通り実施した。

11月16日（日中）

- ・ テレテクターおよび電離箱によるSGTS配管線量測定（規制庁殿）
- ・ γ カメラ測定：配管からの距離：4m、1m（当社及びJAEA殿 γ カメラは4mのみ）



※ γ カメラ測定時間：各箇所5分



測定に使用する γ カメラ

<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

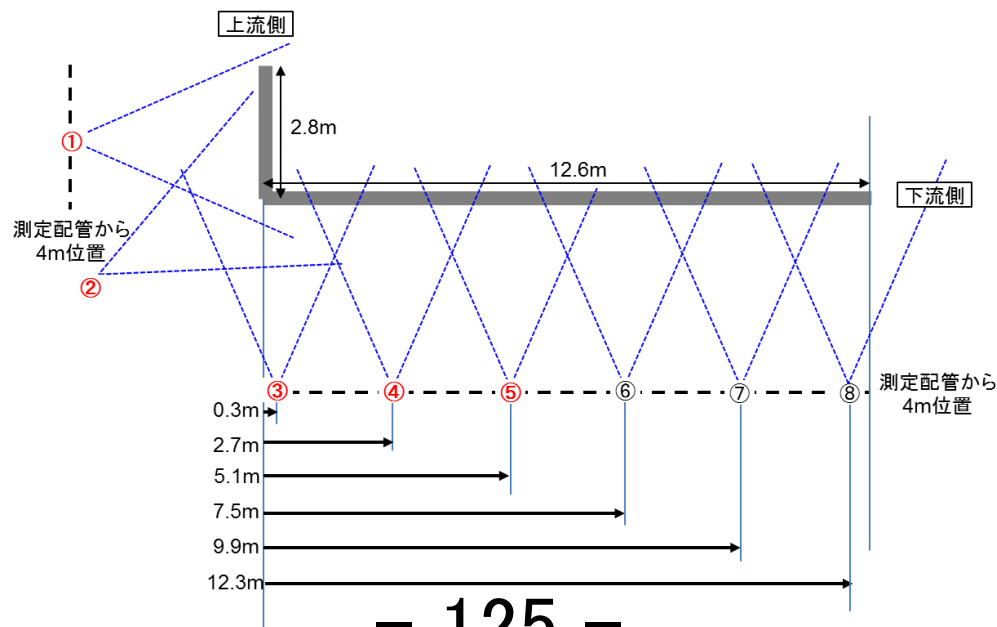
種類	測定方式	視野角	長所	短所
東電iPIX (PG3)	コードットマスク	45° 2mm : 48.8° 4mm : 46.4° 8mm : 41.4°	高線量率に強い 高位置分解能 高BG除去能力 軽量	環境レベルの放射線には不適 高エネルギーγ線に時間がかかる
東電γキャッチャー (放射線防護G)	コンプトン	140°	広視野角 軽量 高エネルギーγ線に強い	高線量率に弱い 位置分解能が悪い
<画像解析中> JAEA殿 コンプトン	コンプトン	140°	基本東電コンプトンと同様 鉛シールドにより，低線量 から高線量環境に対応可能	位置分解能が悪い
規制庁殿γカメラ	ピンホール	約60°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

4-2.事故分析に資する調査（当社コーデットマスク：配管④） TEPCO

下記①～⑤（⑥⑦⑧は未実施）の測定点において、当社γカメラ（コーデットマスク）を用いてSGTS配管の汚染分布の測定を実施した。

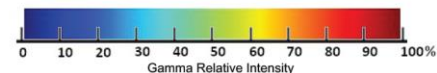
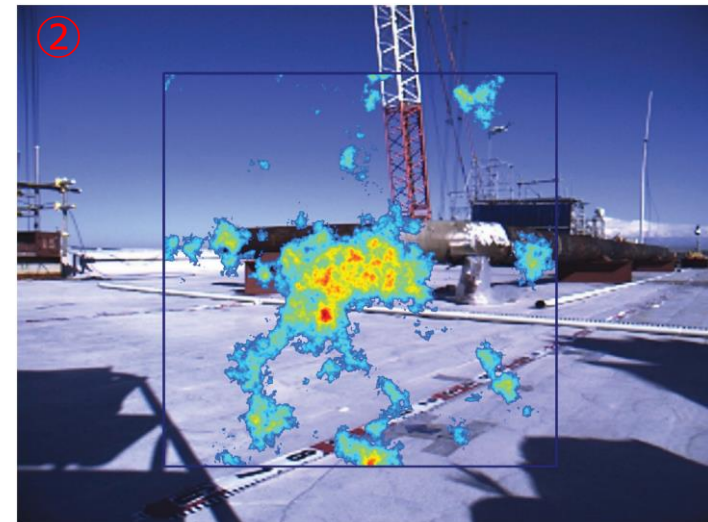
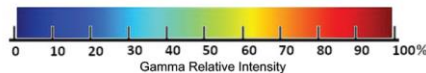
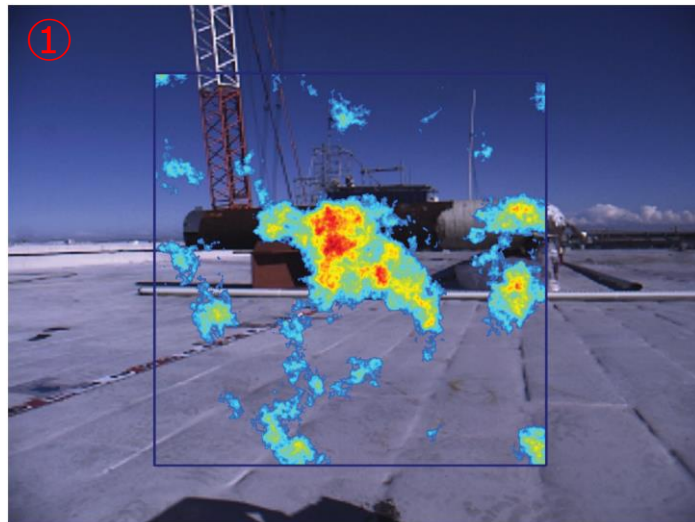
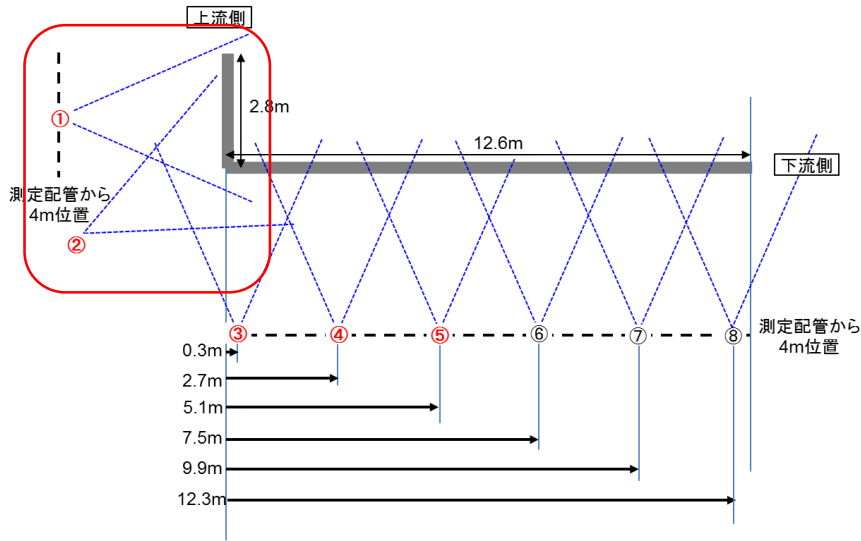
【前回の測定時における課題】

1. 現状当社γカメラ（コーデットマスク）にて出来ていない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。
⇒未対応
2. 低線量エリアでの測定、測定時間の延長が必要である。
測定場所：1号機T/B屋上（前回の測定場所と同様）
測定時間：1分⇒5分（モックアップ時と同様の測定時間に変更）

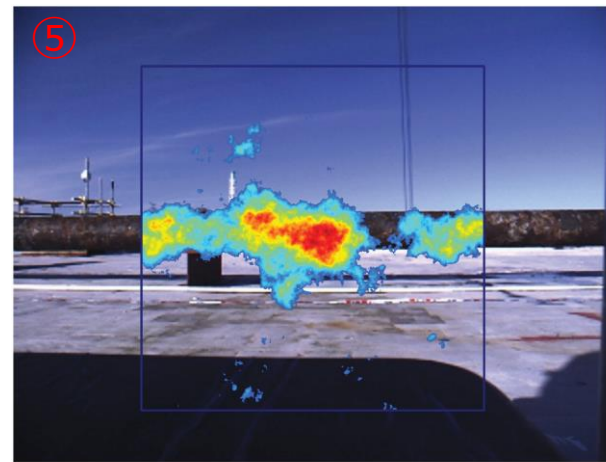
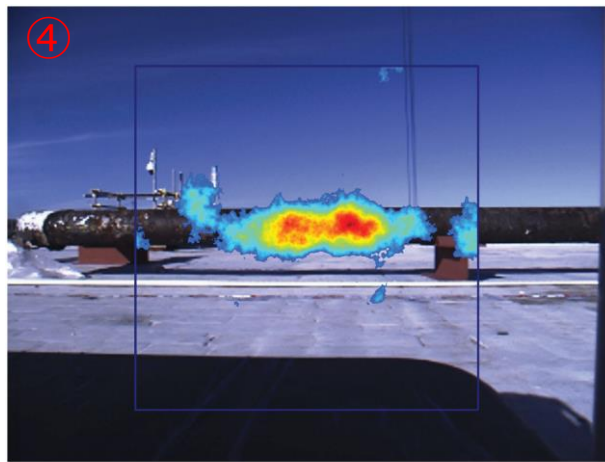
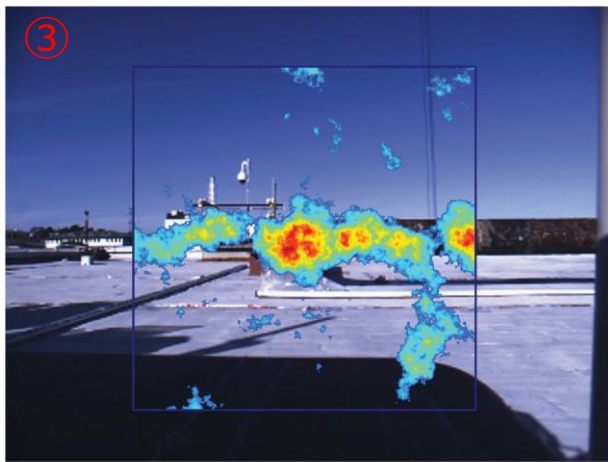
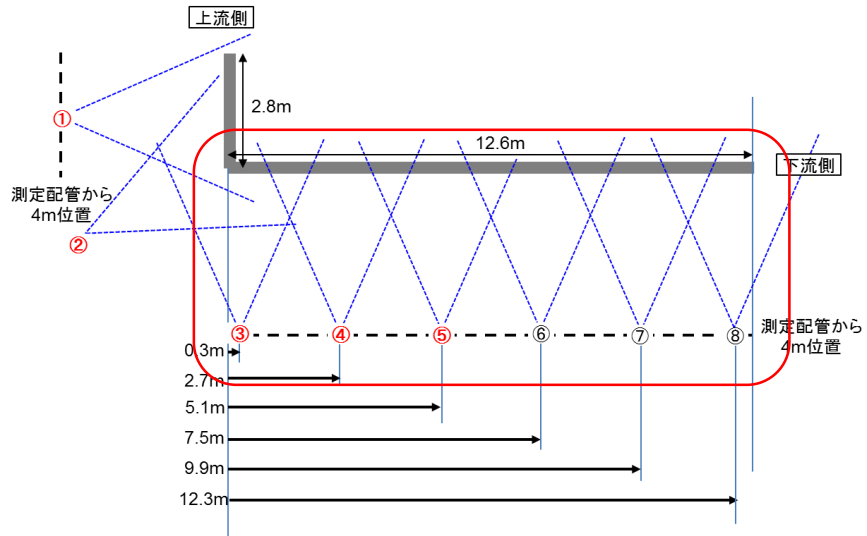


- 125 -

4-3.事故分析に資する調査（γカメラ測定結果①）



4-4.事故分析に資する調査（γカメラ測定結果②）



【結果と考察】

1. 撮影箇所の空間線量率が高く、前回の測定時間より5倍に伸ばしたもののまだS/N比が悪い（撮影時間に対し、 γ の露光時間が極端に短い）画像が得られた。
①～③に対してより偽像（ゴースト）が生じているため、撮影箇所の空間線量当量率が偽像の発生に寄与していると推測する。
2. 画像の中心近くに線源がある結果となっている。

【今後の課題】

1. 低線量エリアでの測定および線量当量率（対象・エリア）に対する必要十分な測定時間を決定する必要がある。
2. 現状当社 γ カメラ（コーデットマスク）にて出来ていない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。

<参考> 前回：当社γカメラ（コーデットマスク：配管⑤）

【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。

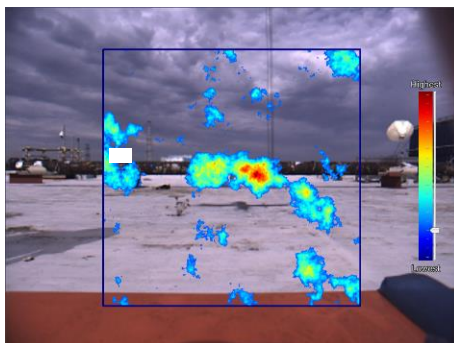
【考察】

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。

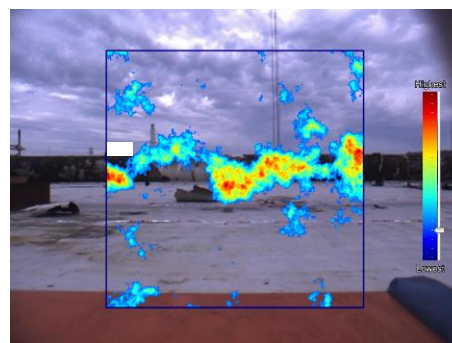
【今後の課題】

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。

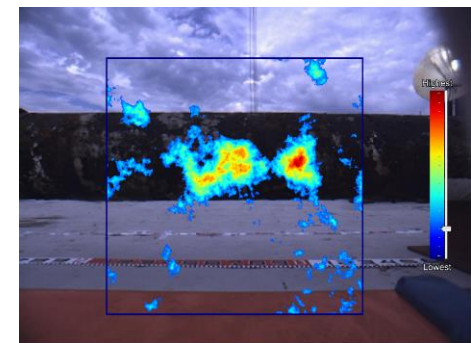
配管から 8 m位置



配管から 4 m位置



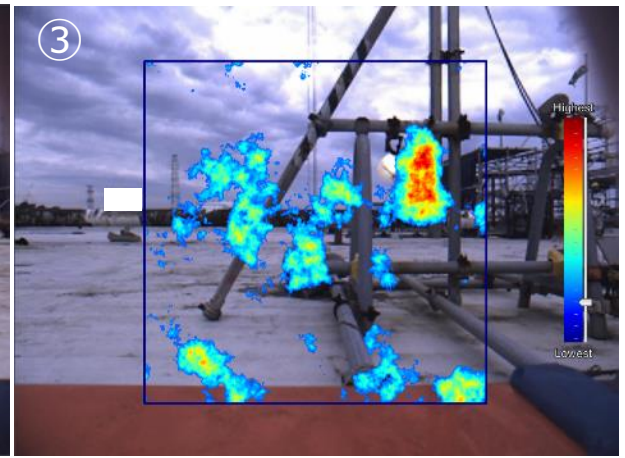
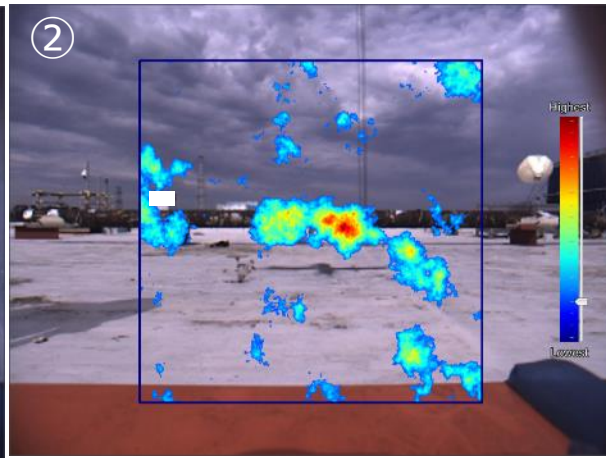
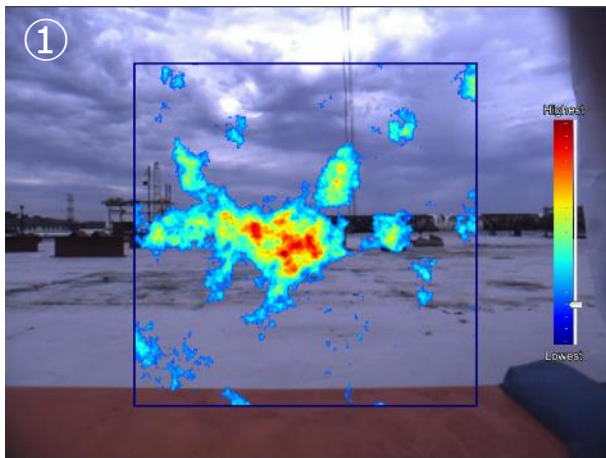
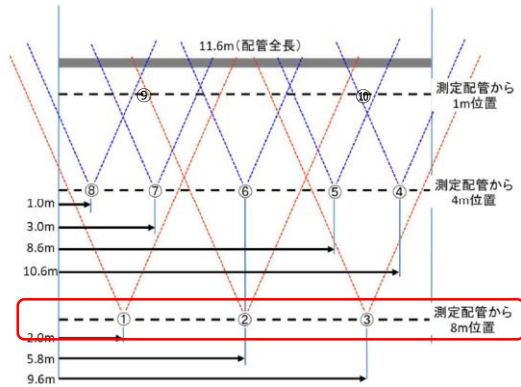
配管から 1 m位置



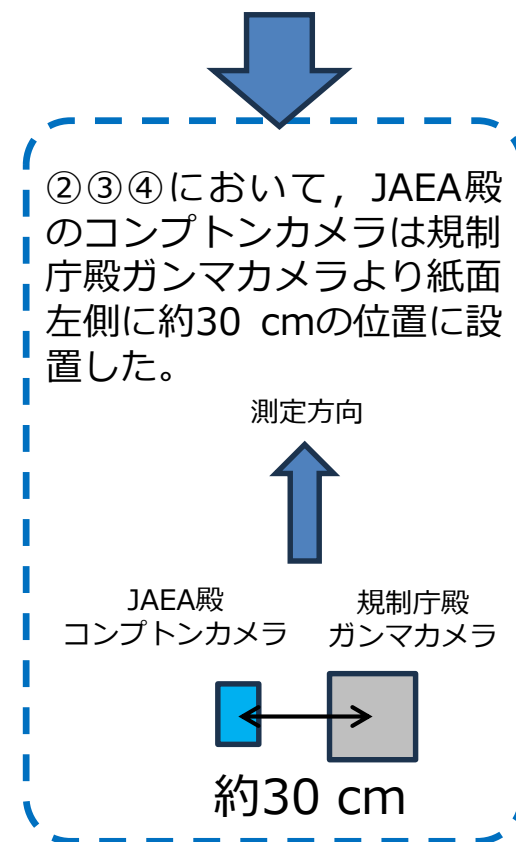
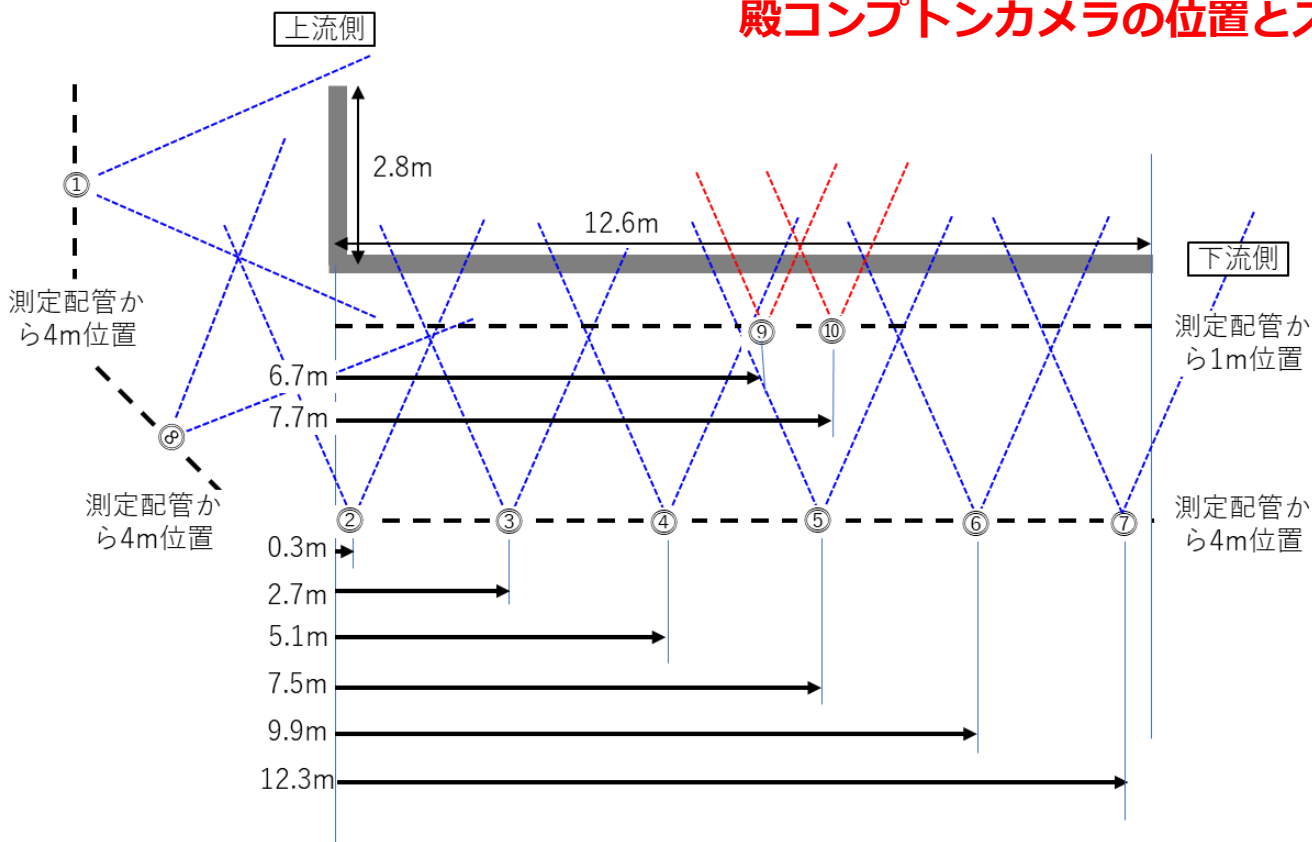
＜参考＞ 前回：当社γカメラ（コーデットマスク：配管⑤）



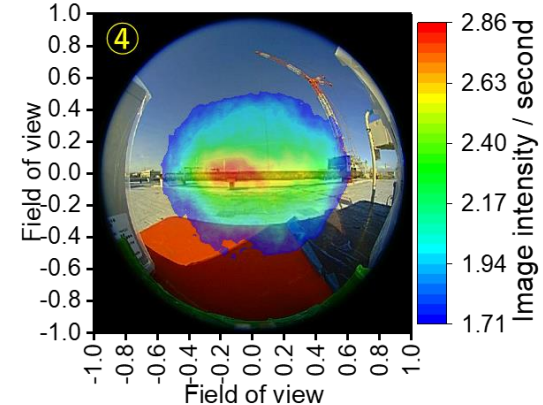
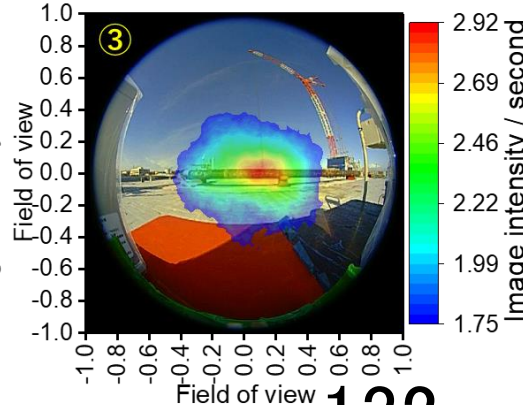
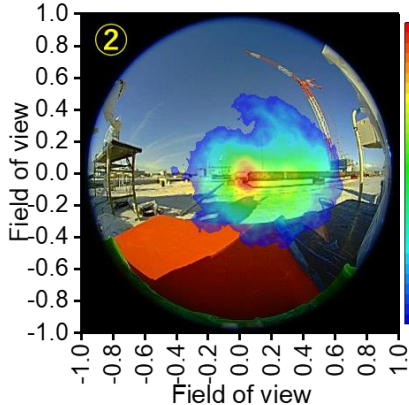
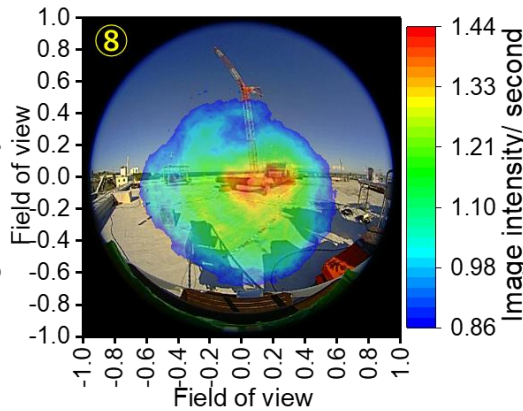
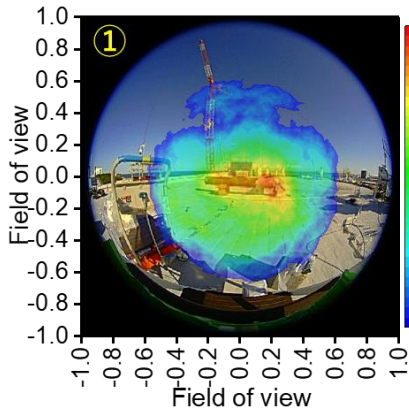
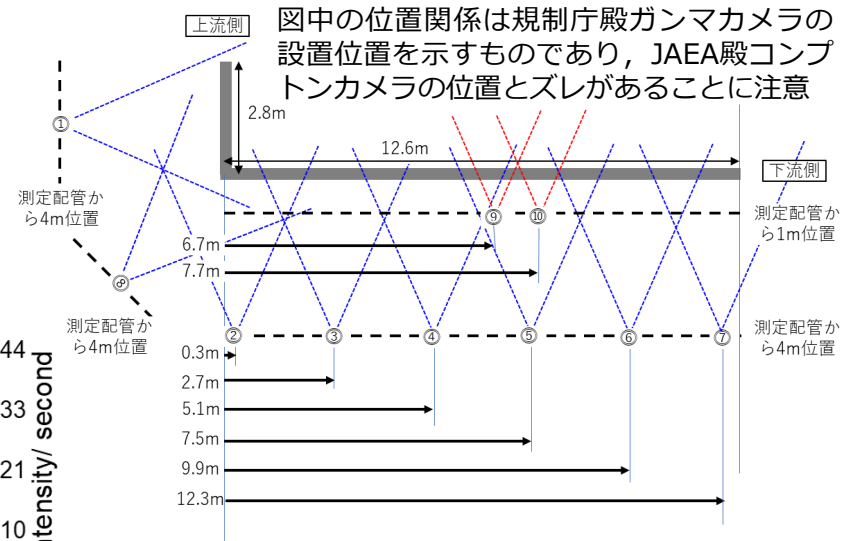
➤ 測定結果（8m位置）



JAEA殿コンプトンカメラについては、図の①～④および⑧で測定を実施した。なお、図中の位置関係は規制庁殿ガンマカメラの設置位置を示すものであり、JAEA殿コンプトンカメラの位置とズレがあることに注意

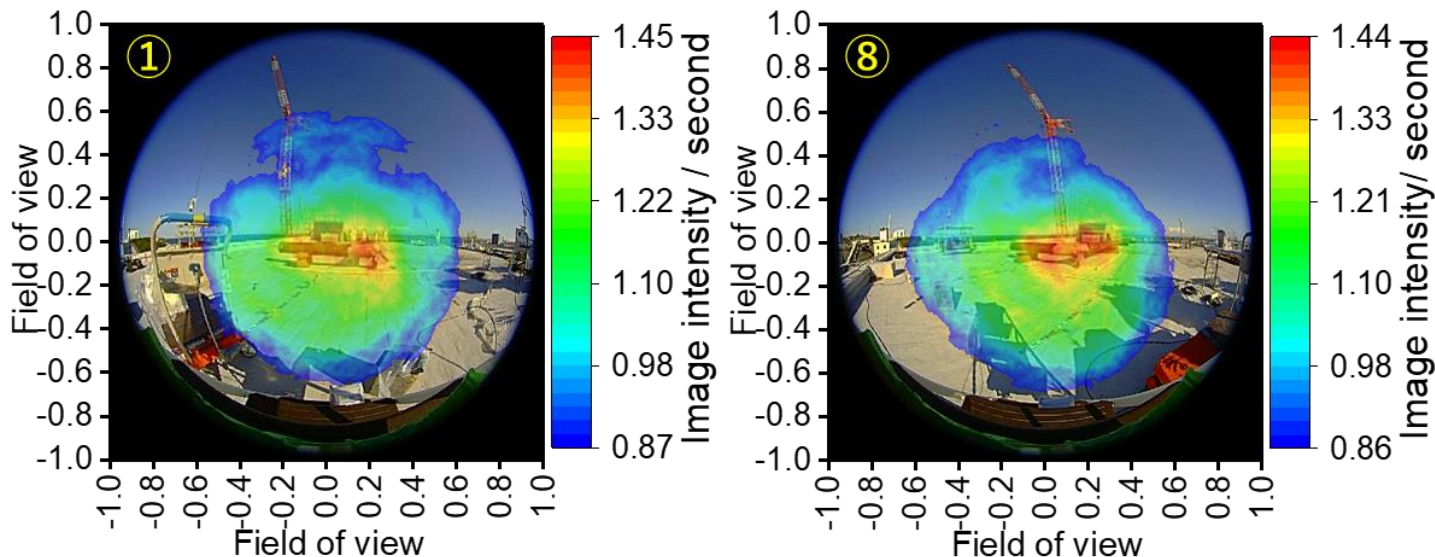
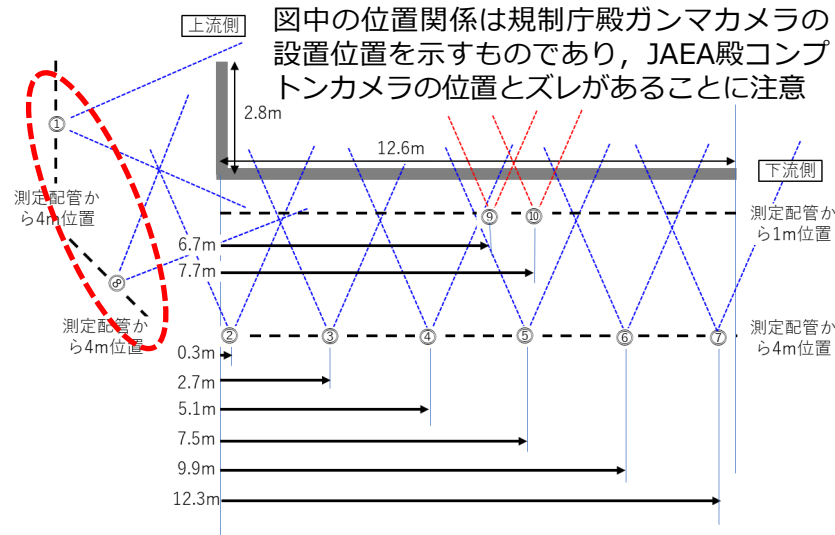


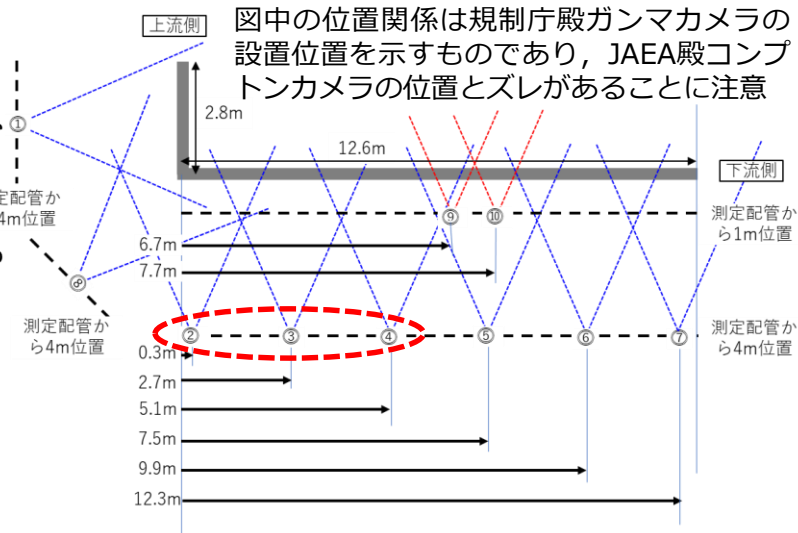
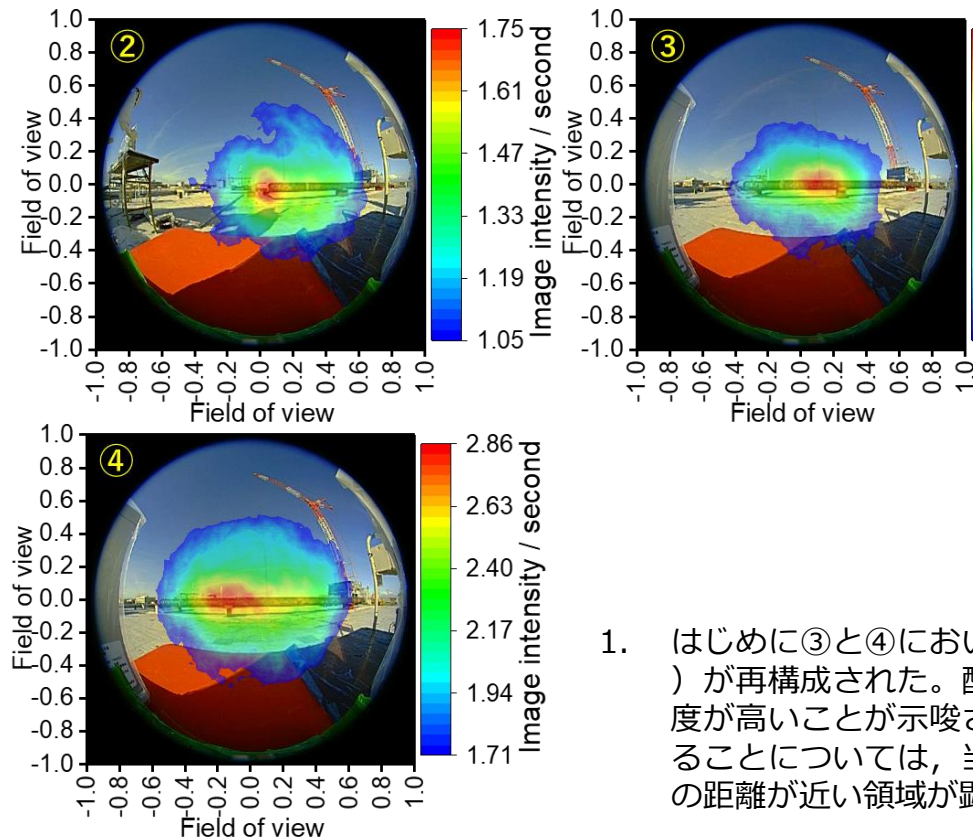
✓ 全ての図は測定時間300秒における取得データで再構成した結果である。各々の図はイメージ強度の最大値で規格化している。



<参考> 考察：配管側面から測定した結果①⑧について（JAEA殿コンプトンカメラ：配管④） **TEPCO**

1. はじめに、①と⑧において共通して、視野内の配管が存在する領域に高強度に結像した。
2. ①については、側面2.8 m領域において、エルボ一部（配管右端）の方がやや強く結像している。ただし、これは奥行方向12.6 m分の寄与が積算された結果と考えられ、以下3.の考察と併せるとエルボ一部に集中して汚染が蓄積しているとは考えにくい。
3. さらに⑧の結果において、エルボ一部が最もコンプトンカメラと距離が近いにも関わらず、当該部分に局所的に結像していないことから、やはりエルボ一部に汚染が集中しているとは考えにくい。





図中の位置関係は規制庁殿ガンマカメラの設置位置を示すものであり、JAEA殿コンプトンカメラの位置とズレがあることに注意

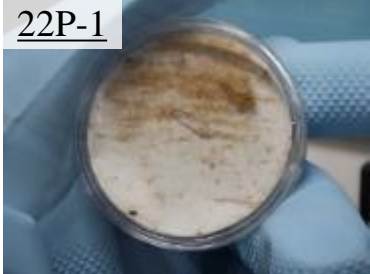
- はじめに③と④において、ほぼ同じ位置に高強度イメージ（以下、ホットスポット）が再構成された。配管左端から2つ目の支持台付近であり、周囲に比べて汚染強度が高いことが示唆された。なお③の結像位置が④に比べてやや左側（上流）であることについては、当該ホットスポット内部において、よりコンプトンカメラまでの距離が近い領域が顕著に再構成された結果と推察している。
- ②ではエルボー部に結像するとともに、右側（下流）のホットスポットの方向にイメージが伸びている。ただしホットスポットまでの距離が遠いために、2つ目の支持台付近には結像しなかったと考えられる。一方で③の結果を見ると、視野中央からやや右側にホットスポットが再構成されたが、視野中央から左側の配管上には高強度のイメージが出現していない。③の視野では、エルボー部とホットスポット部（④で結像した2つ目の支持台付近）を見込む角度が大きく変わらず、それぞれまでの距離も大きく変わらないことを踏まえると、エルボー部よりもホットスポット部の方が汚染強度が高いと考えられる。
- また、エルボー部は測定の奥行方向に2.8 m分配管が存在するため、エルボー部だけでなく奥行方向部分からの寄与が上乗せされて高強度に結像した可能性が否定できない。前頁⑧の結果においてエルボー部に局所的にイメージが結像していないことから、②の結像についてはエルボー部ではなく、やはり奥行方向の寄与が積算されてあたかもエルボー部が強く映ったものと考えている。

- ✓ 配管を正面から見て、エルボ一部よりもやや**右側（上流から2つ目の支持台付近）に高強度汚染の存在**が示唆された。
- ✓ 配管の**おおよそ右半分以降は、⑤以降の測定データがないために、イメージング結果に信頼性がなく、議論ができない。**
- ✓ 当該結果は速報であり、今後、規制庁殿のガンマカメラの測定結果との比較・検討を予定している。


参考資料 1
スミア採取他，補足事項

<参考> 【2号機SGTS配管内部のスミアろ紙試料分析】TEPCO

2号機のSGTS配管から拭き取り採取されたスミアろ紙3試料について、Ge半導体検出器による γ 線測定と、SEM-EDSによるスミアろ紙に付着した固形分の表面観察を行った。



22P-1

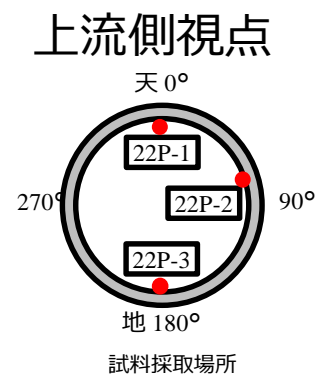


22P-3

受入時の
表面線量濃度
※BGは70[cpm]

α [cpm] : 0
 $\beta\gamma$ [cpm]※:510

α [cpm] : 0
 $\beta\gamma$ [cpm]※:14000

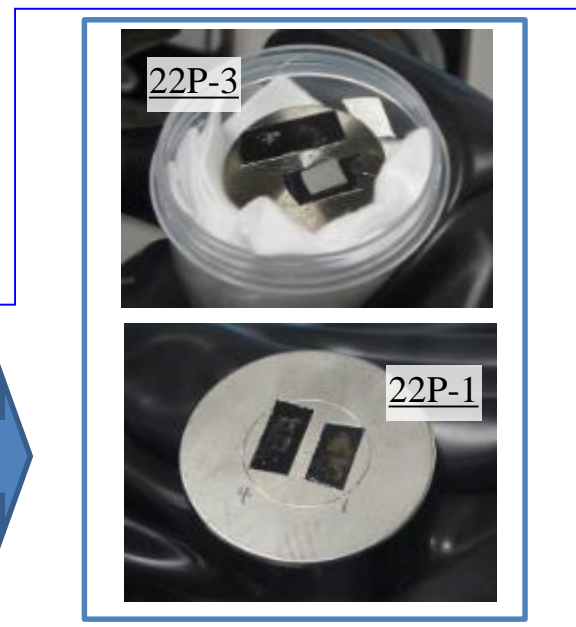


γ 線スペクトル測定



1. スミアろ紙の一部を切り出す 2. 粒子をカーボンテープに付着 3. 表面に金蒸着

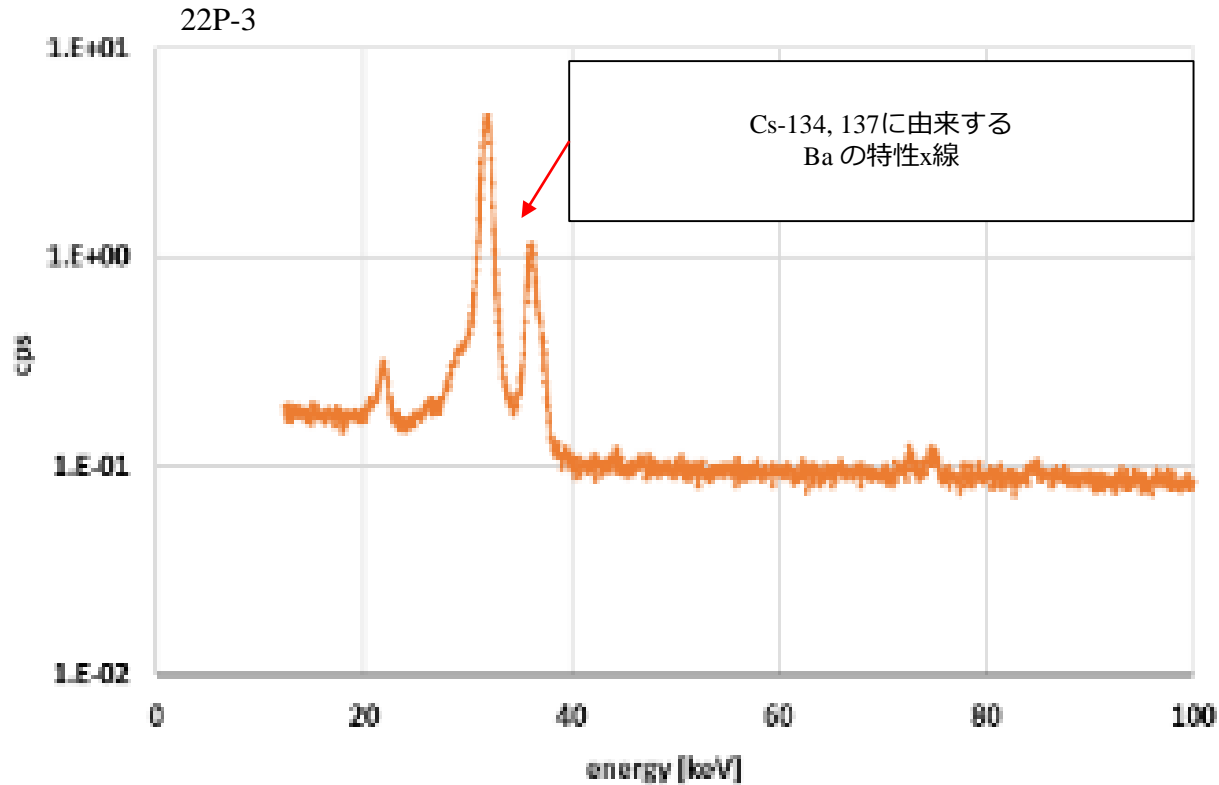
試料調整過程の写真



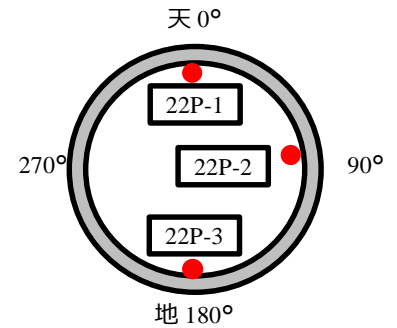
SEM-EDS観察

- アメリシウム241等の存在を低エネルギー領域（<100keV）で確認したが検出されなかった。

低エネルギー領域のスペクトル



上流側視点

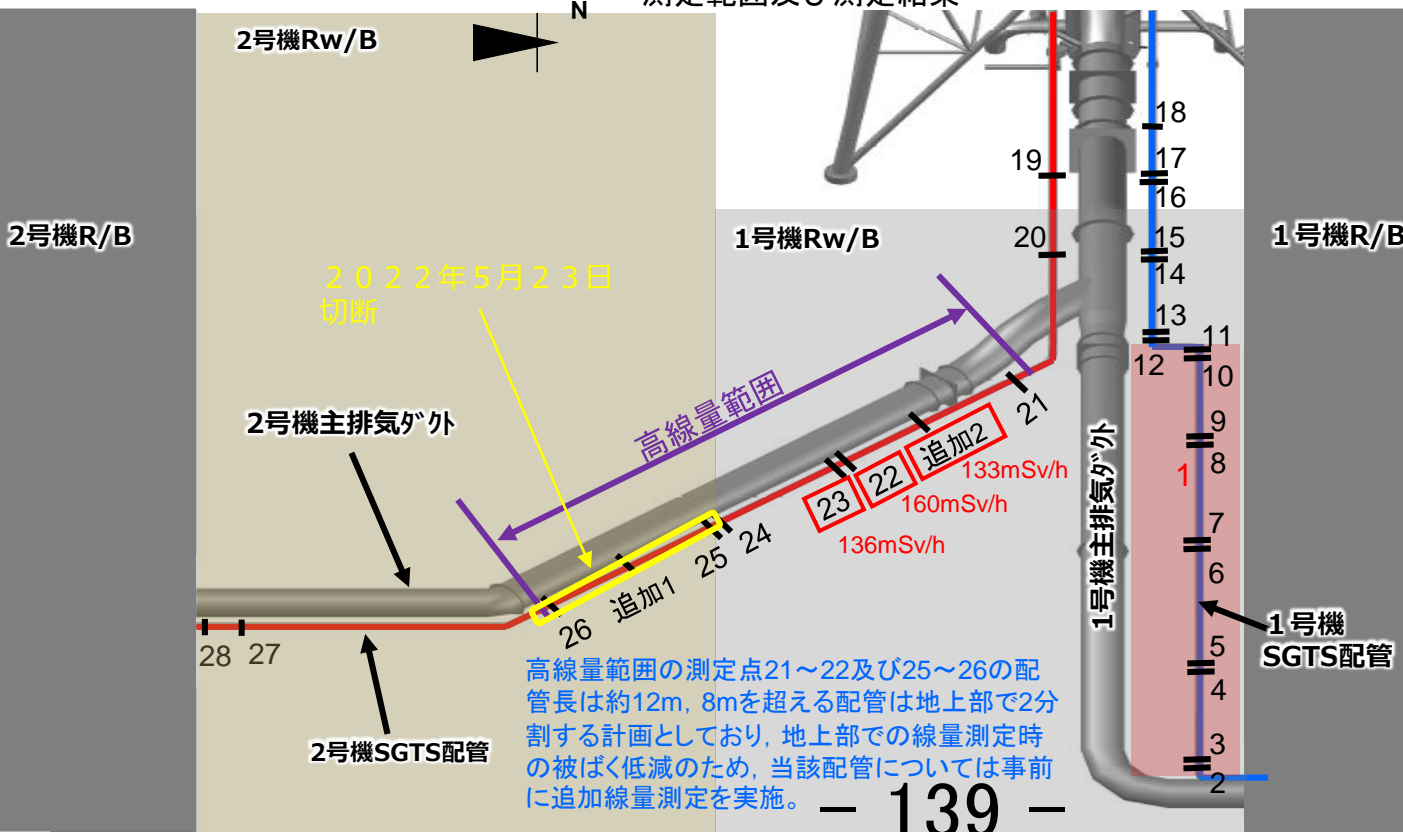


<参考> 配管切断箇所での放射線量率測定 (測定結果) **TEPCO**

(1) SGTS配管線量測定結果

- ・ 下記に示す通り、配管線量率は2号機側が高く1号機側は低い結果となった。(昨年と同傾向)
- ・ これらは、ベント流速が速かった1号機配管より2号機は原子炉建屋内のSGTS系機器（フィルタ、ラプチャーディスク等）が抵抗となり流速が抑えられ滞留したものと推測している。
- ・ なお、2号機配管で高線量が確認された範囲（測定点21～26）の配管位置関係は、屋外配管のハイポイント（測定点20）より約1.2m低く、2号機R/Bからは水平位置となっている。

測定範囲及び測定結果



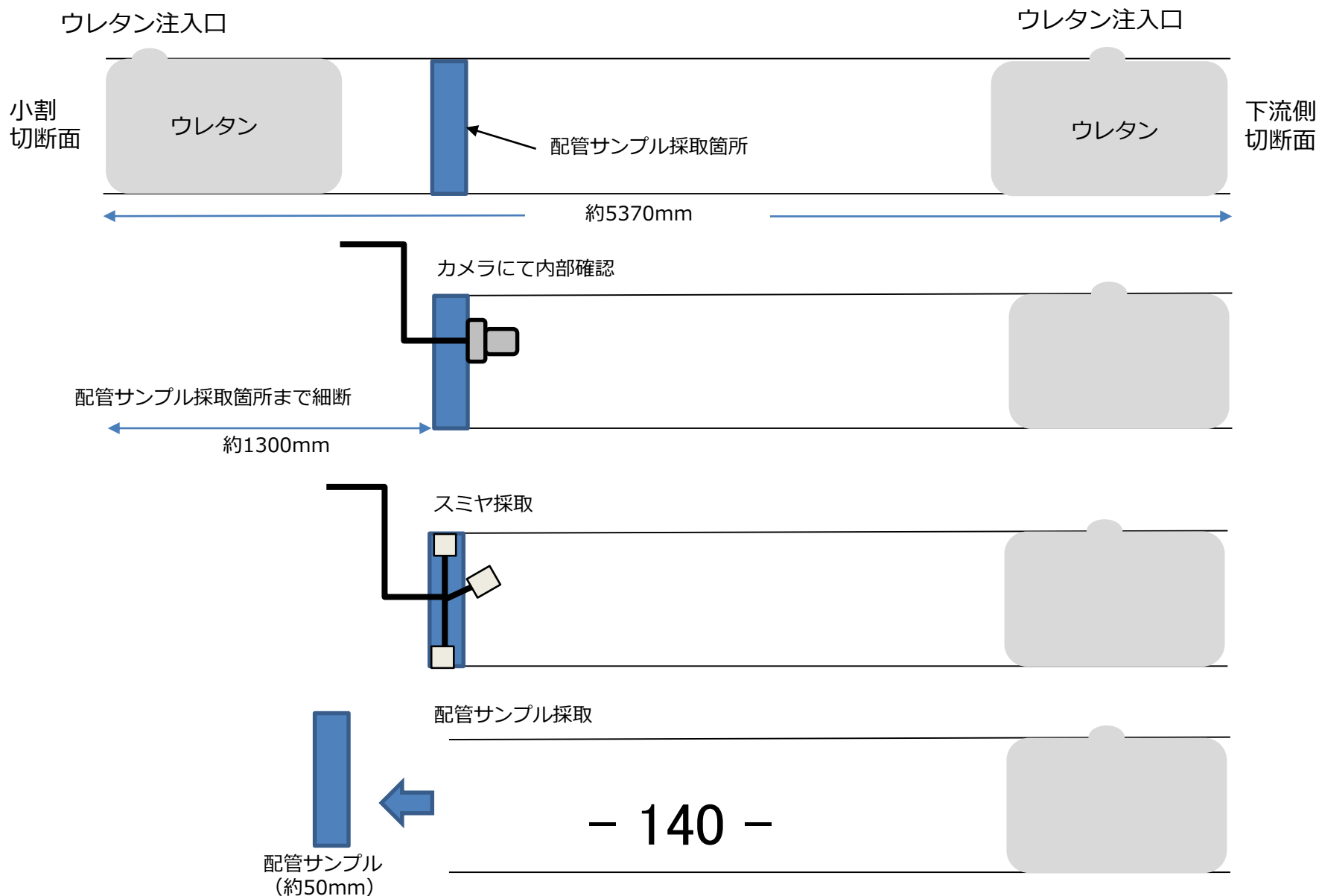
高線量範囲の測定点21～22及び25～26の配管長は約12m、8mを超える配管は地上部で2分割する計画としており、地上部での線量測定時の被ばく低減のため、当該配管については事前に追加線量測定を実施。

測定点	SGTS配管上端からの距離	
	0.1m	1.0m
1*	4.15	4.46
2	2.56	1.52
3	3.12	1.74
4	3.76	2.64
5	7.56	3.85
6	3.97	2.95
7	6.74	3.90
8	5.05	5.58
9	5.73	4.41
10	4.35	2.65
11	10.4	3.74
12	5.84	3.42
13	4.43	1.91
14	2.25	0.90
15	3.60	1.13
16	3.70	2.37
17	8.50	4.50
18	5.62	3.00
19	4.31	7.60
20	6.06	2.85
21	65.1	27.0
22	160.0	60.3
23	136.0	55.8
24	52.3	16.7
25	27.0	9.80
26	18.9	7.47
追1	16.5	6.53
追2	133.0	45.0

*左記赤枠内上部3.0mにおいて最も高線量箇所を測定

<参考> 配管内部確認及びスミヤ採取

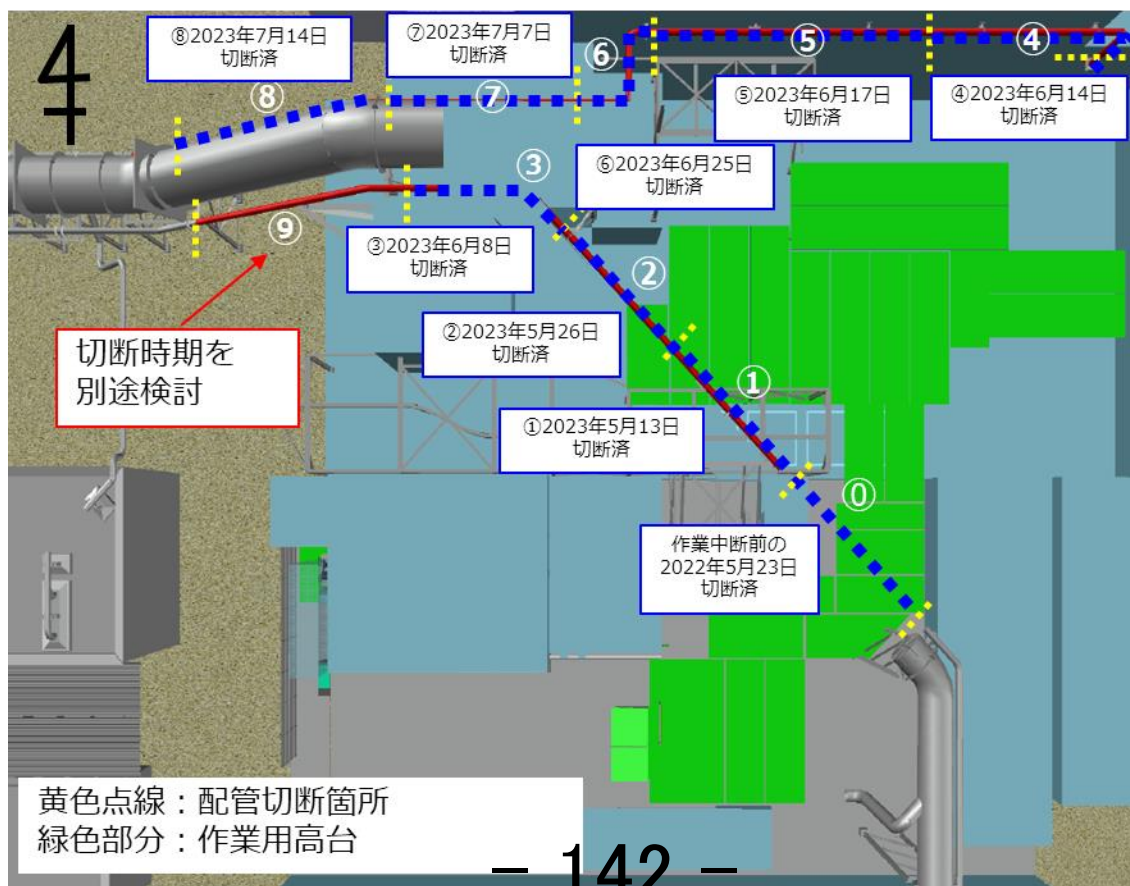
- 小割2本目（下流側）の配管サンプル採取前に，内部確認及びスミヤ採取を実施。



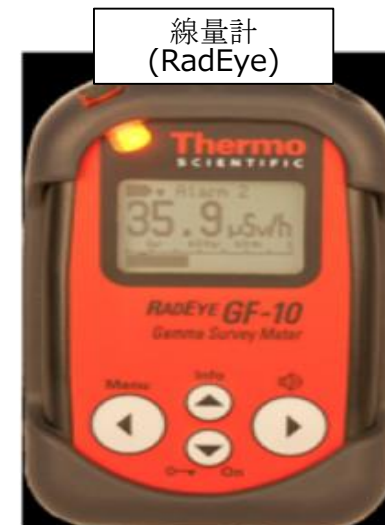
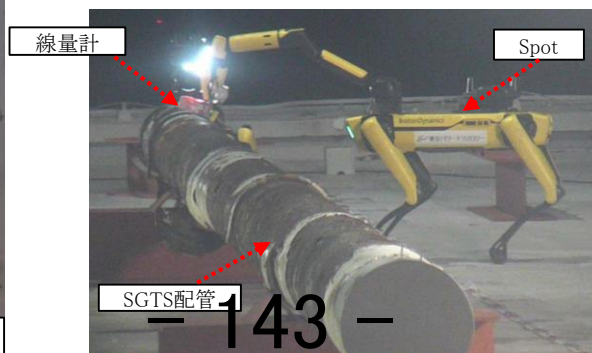
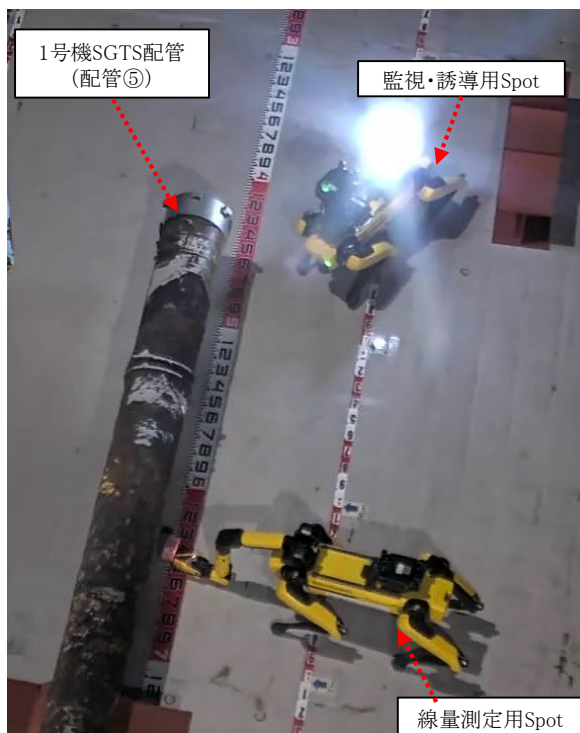
参考資料 2 配管線量測定結果

【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。



- 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した。
- Spot 2台を用いて作業を実施。
（線量測定／線量測定Spotの監視・誘導）
- 配管より1000mm離れた位置から測定を実施し、最大の線量部分について表面線量率を測定した。



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



配管線量情報

➤ 測定結果から、2号機配管に高線量のガスが流れたと想定。詳細は今後調査・分析を実施予定。

号機	仮置き場所	測定場所	No.	線量測定日	線量測定結果		
					at1000 最大	表面線量率 最大	配管端部 表面線量率 最大
					mSv/h	mSv/h	mSv/h
1号	1号T/B屋上	1号T/B屋上	④	2023.10.30	3.74	32.30	—
			⑤	2023.10.20	3.75	22.00	—
			⑥	2023.10.27	11.70	27.10	—
			⑦	2023.10.25	3.39	17.90	—
			⑧	2023.10.26	11.40	131.00	—
2号	1号C/B屋上	1号R/B北西	①	2023.11.16・17	77.00	800.00	924
			②	2023.11.9	68.10	477.00	1060
			③	2023.11.15	50.50	208.00	250

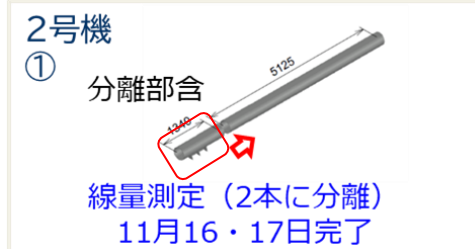
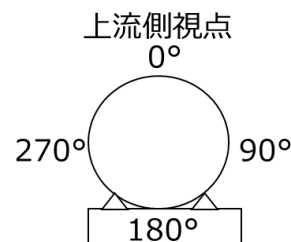
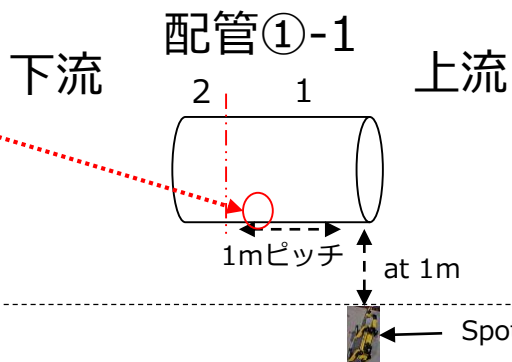
— 145 —

2号機SGTS配管（配管①～③）
線量測定結果

配管線量測定結果（配管①-1）

- 2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114mSv/hという結果であった。

最大ポイント
上流側より600mm
120°位置
114.00mSv/h

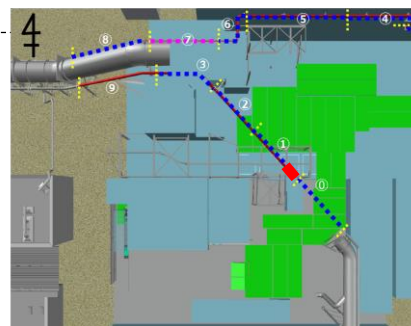


配管表面よりat 1m

測定ポイント	2	1
測定位置		
270° (配管横)	10.80	12.50

単位：mSv/h

※1mピッチで測定を行い、1mピッチ内の最大線量率を記載



配管表面線量率

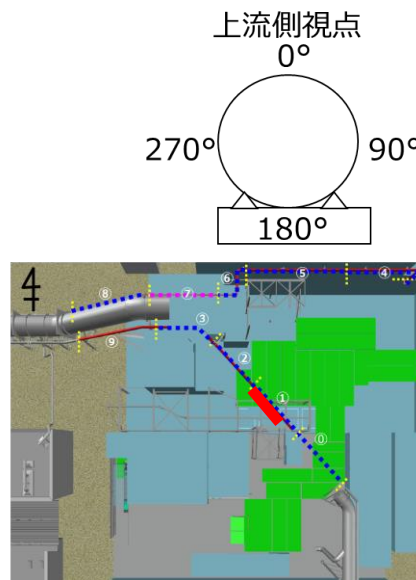
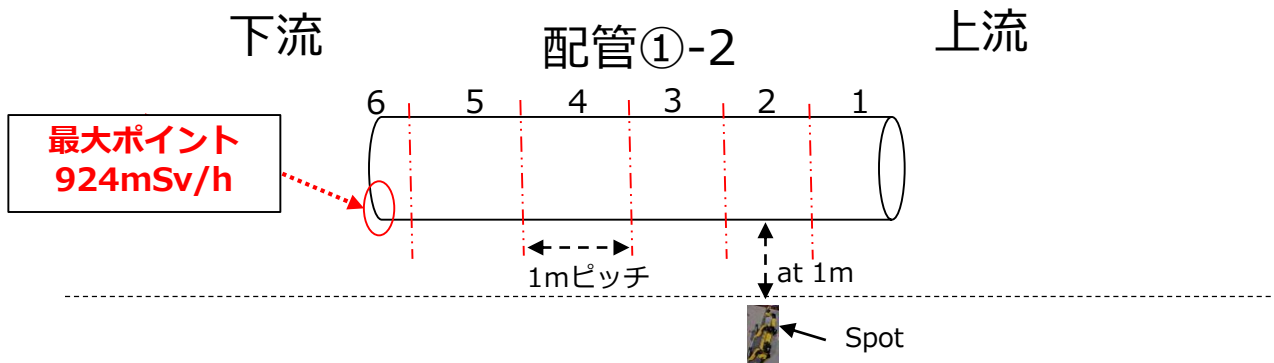
測定位置	0°	90°	180°	270°
側面最大ポイント				
上流側より500mm	45.70	70.10	56.70	41.90

147

単位：mSv/h

配管線量測定結果 (配管①-2)

- 2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924mSv/hという結果であった。



配管表面よりat 1m

測定ポイント	6	5	4	3	2	1
測定位置						
270° (配管横)	65.00	72.30	77.00	58.50	32.20	27.60

※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

2号機
① 分離部含

線量測定 (2本に分離)
11月16・17日完了

配管表面線量率

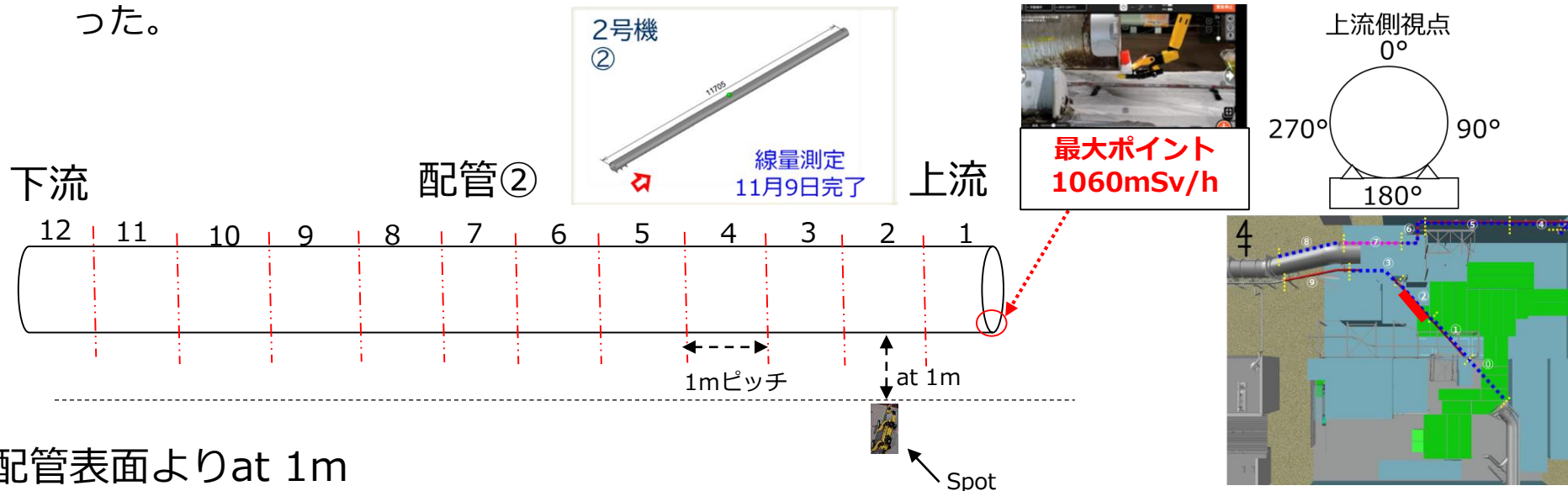
測定位置	0°	90°	180°	270°
側面最大ポイント				
上流側より3950mm	296.00	236.00	800.00	325.00

148

単位：mSv/h

配管線量測定結果（配管②）

- 2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1060mSv/hという結果であった。



配管表面よりat 1m

測定ポイント	12	11	10	9	8	7	6	5	4	3	2	1
測定位置												
270° (配管横)	19.20	29.60	35.40	38.40	44.50	52.10	60.60	68.10	65.50	65.20	64.20	60.00

※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

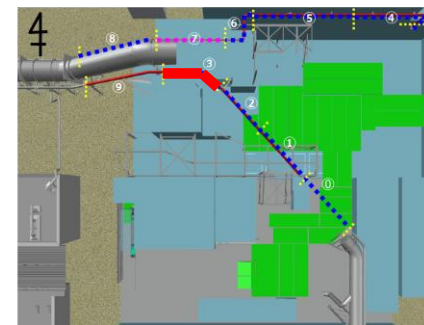
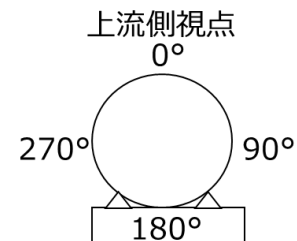
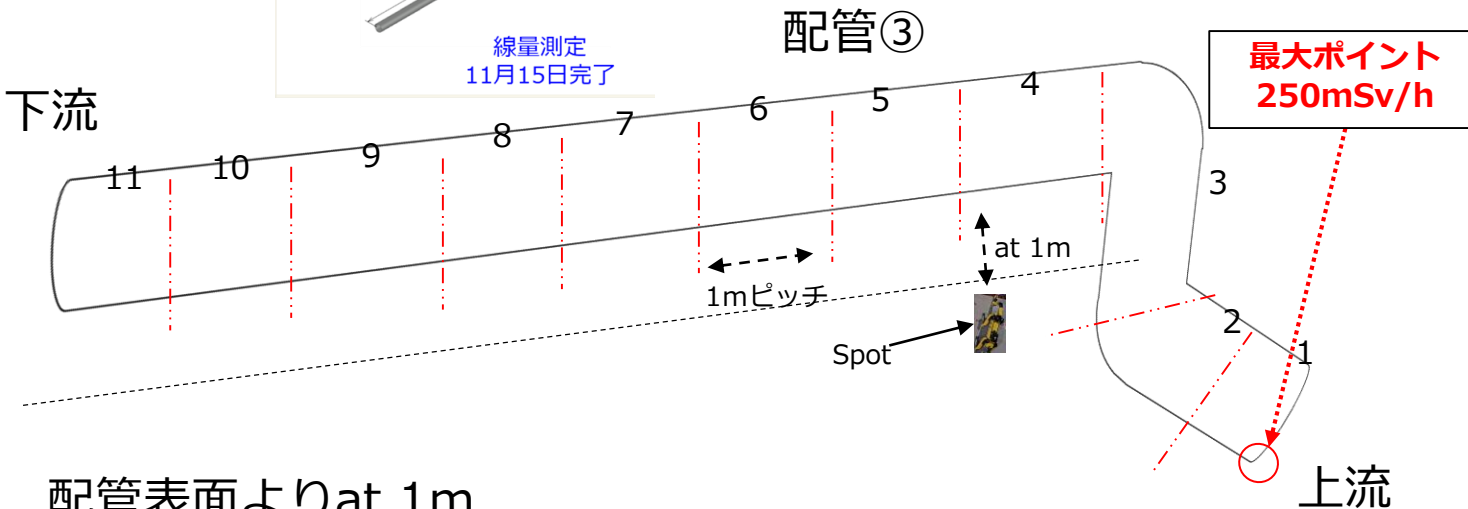
測定位置	0°	90°	180°	270°
側面最大ポイント				
上流側より5100mm	285.00	477.00	344.00	358.00

149 -

単位：mSv/h

配管線量測定結果（配管③）

■ 2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250mSv/hという結果であった。



配管表面よりat 1m

測定ポイント 測定位置	11	10	9	8	7	6	5	4	3	2	1
90° (配管横)	—	—	—	—	—	—	2.93	4.26	18.50	26.40	50.50
270° (配管横)	9.60	5.64	—	—	—	—	3.70	6.29	29.30	36.40	19.60

※「—」部分は、Spotがアクセスできないため、未測定
 ※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

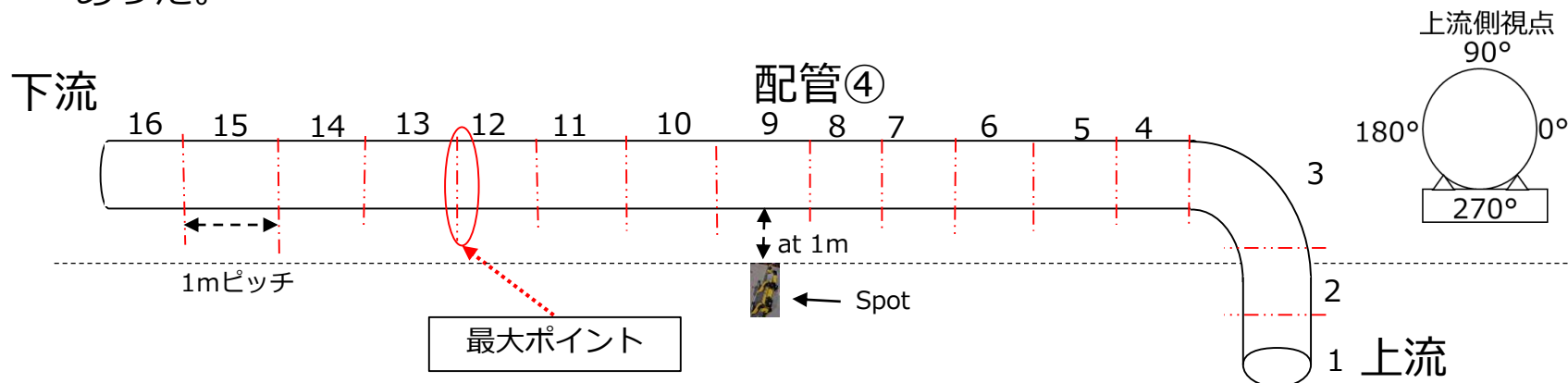
測定位置	0°	90°	180°	270°
側面最大ポイント		150	—	
上流側より800mm	138.00	149.00	208.00	178.00

単位：mSv/h

1号機SGTS配管（配管④～⑧）
線量測定結果

配管線量測定結果 (配管④)

- 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32.30mSv/hという結果であった。



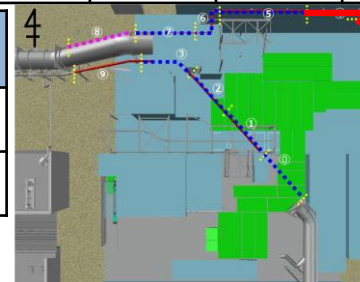
配管表面よりat 1m

※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
0° (配管上部)	2.90	2.26	2.09	2.30	2.24	1.96	1.53	1.28	1.40	1.33
180° (配管下)	2.65	2.25	2.28	2.43	2.42	2.16	3.05	3.41	2.56	1.78

測定位置	16	15	14	13	12	11
0° (配管上部)	1.16	1.70	1.93	3.48	3.74	3.55
180° (配管下)	1.30	1.65	1.71	2.08	2.66	2.87



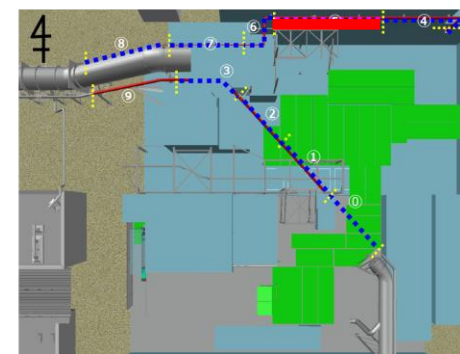
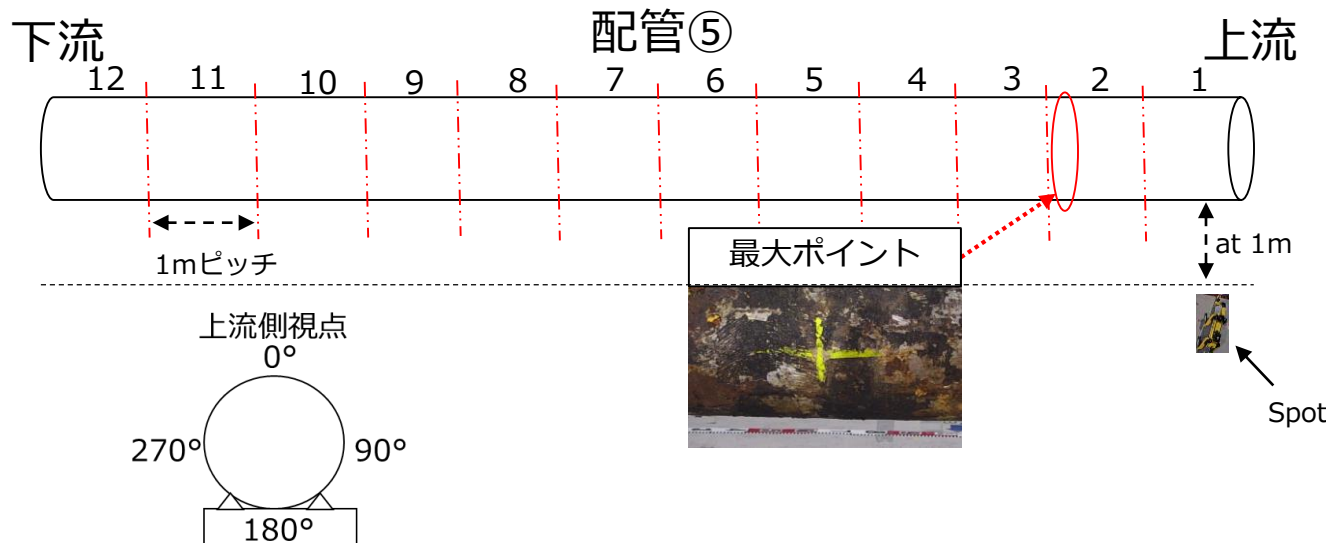
配管表面線量率

測定位置	0°	90°	180°	270°
最大ポイント		152		
上流側より12000mm	11.10	32.30	18.60	12.80

単位：mSv/h

配管線量測定結果（配管⑤）

- 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。



配管表面よりat 1m

測定ポイント	12	11	10	9	8	7	6	5	4	3	2	1
測定位置												
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

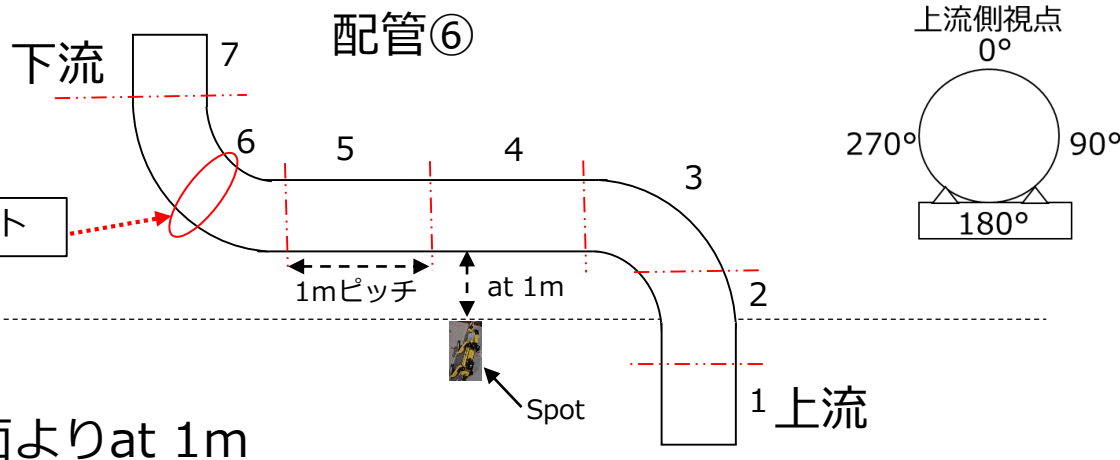
配管表面線量率

測定位置	0°	90°	180°	270°
最大ポイント				
上流側より2000mm	12.50	14.30	22.00	18.70

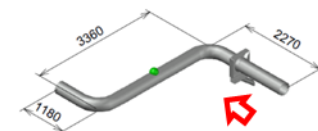
単位：mSv/h

配管線量測定結果 (配管⑥)

- 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27.10mSv/hという結果であった。



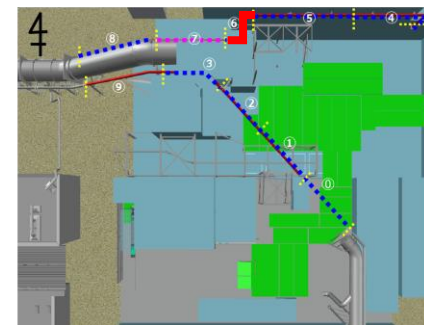
1号機
⑥



線量測定
10月27日完了

配管表面よりat 1m

測定ポイント	7	6	5	4	3	2	1
測定位置							
270° (配管横)	7.44	11.70	3.82	2.49	4.17	6.46	2.97



※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

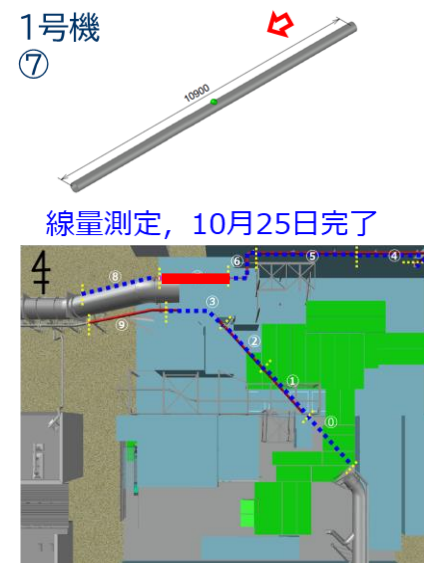
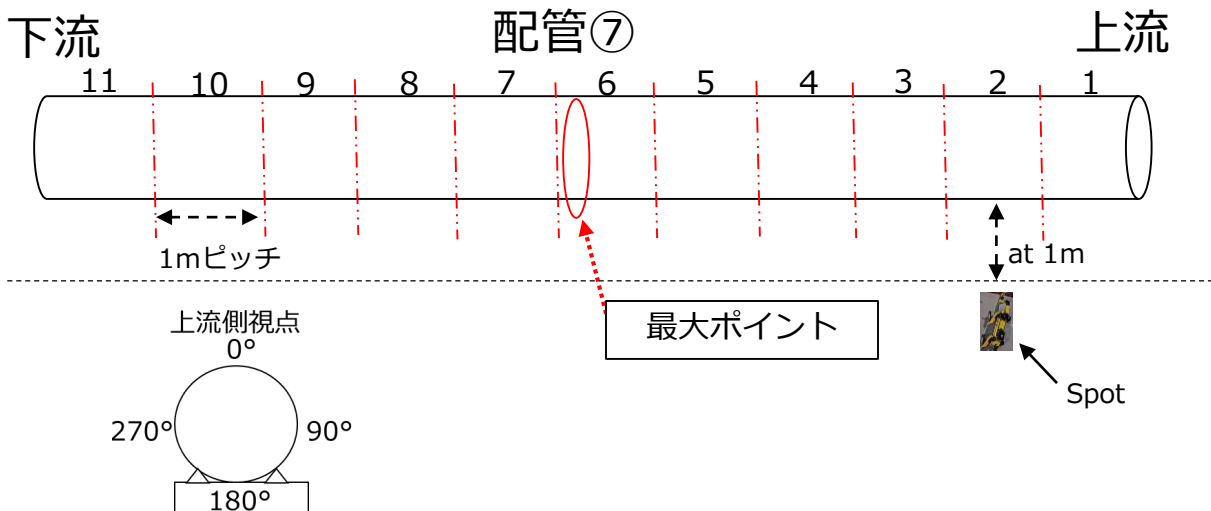
測定位置	0°	90°	180°	270°
最大ポイント				
上流側より6900mm	6.36	27.10	21.50	14.90

154 -

単位：mSv/h

配管線量測定結果（配管⑦）

- 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。



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

155

単位：mSv/h

配管線量測定結果（配管⑧）

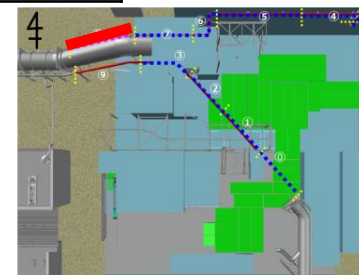
- 1号機SGTS配管表面の線量測定を実施したところ、最大値は約131mSv/hという結果であった。



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



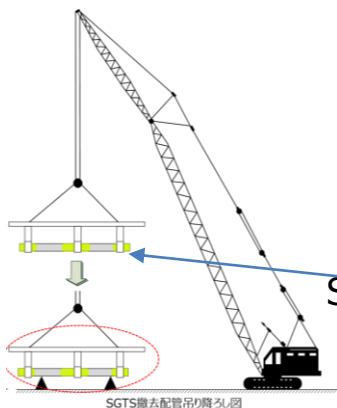
配管表面線量率

測定位置	0°	90°	180°	270°
最大ポイント		156		
上流側より17300mm	56.00	68.80	131.00	87.70

単位：mSv/h

参考資料3
その他

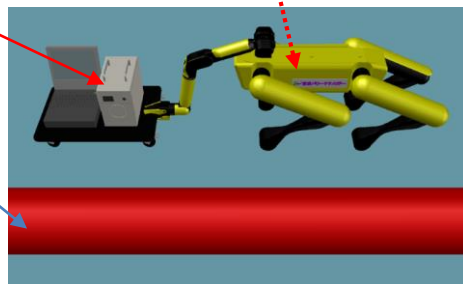
①SGTS配管切断



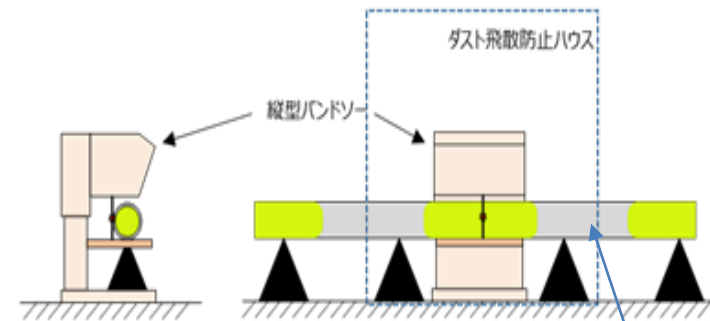
γカメラ
SGTS配管

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



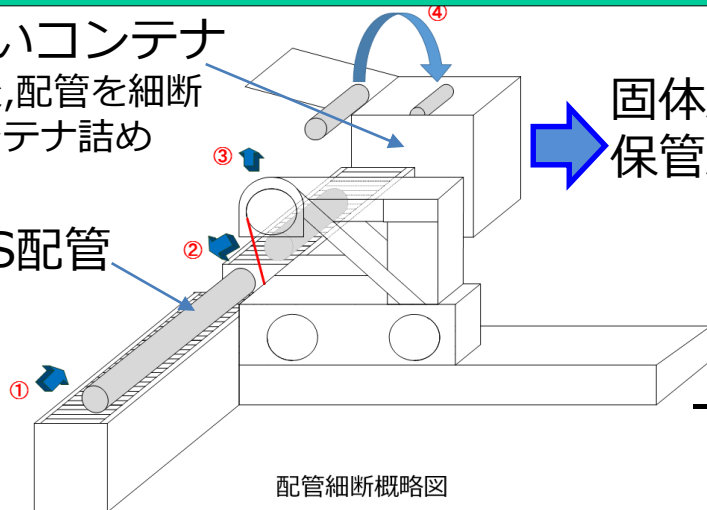
SGTS配管

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

SGTS配管

固体廃棄物
保管庫へ



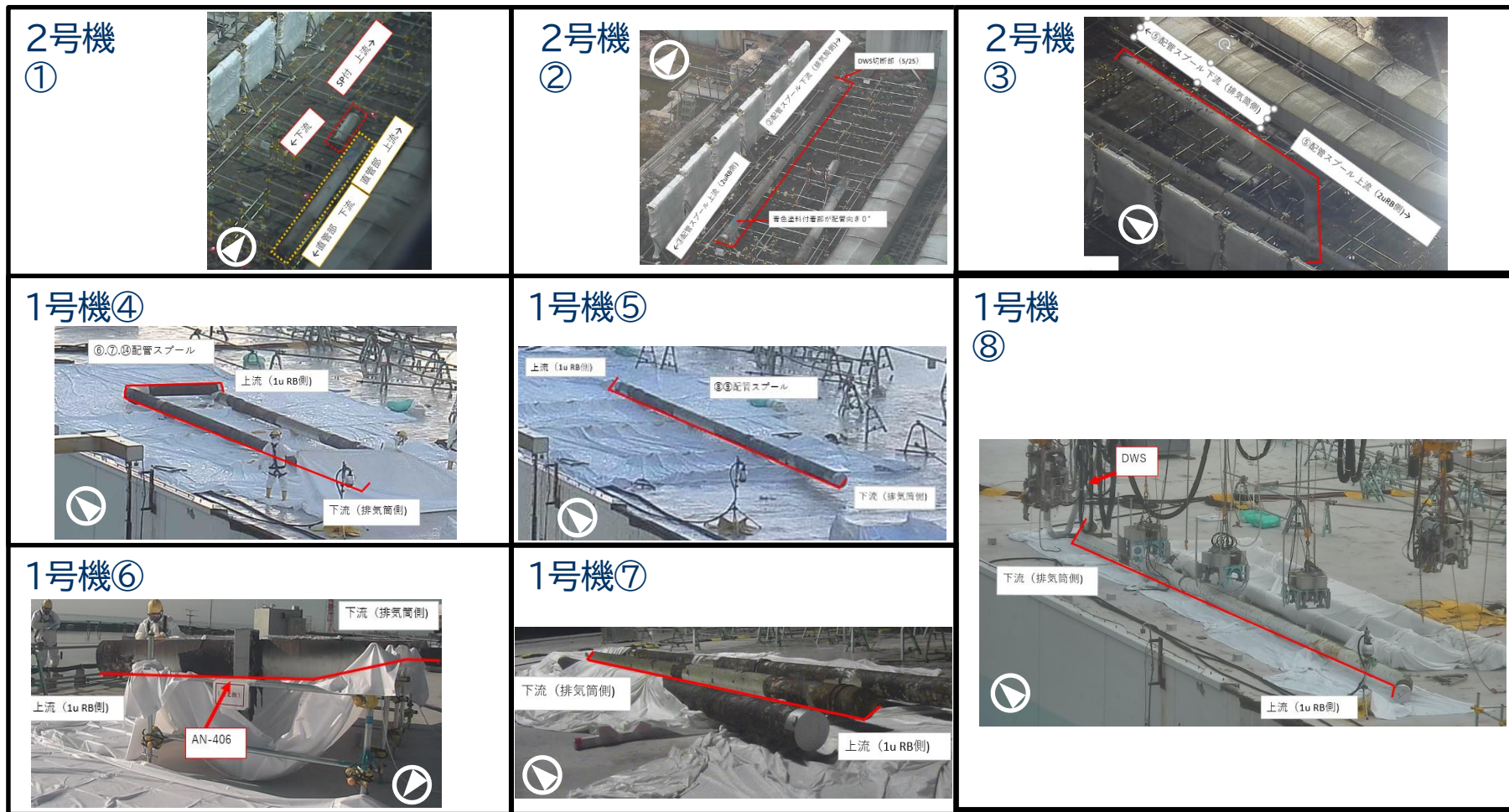
配管細断概略図

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。

(参考) 切断配管仮置き状況



1号機SGTS配管に対する測定状況

2023年12月25日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

目次

1. 測定の目的
2. 測定に用いた機材
3. ガンマカメラの概要
4. 測定対象配管位置
5. 配管⑤に対する測定
 - 5.1 ガンマカメラによる測定
 - 5.2 テレテクターによる測定
6. 配管④の測定結果
 - 6.1 ガンマカメラによる測定
 - 6.2 テレテクターによる測定
7. ^{137}Cs 汚染密度分布（配管④及び⑤）
8. 表面線量率による汚染密度の推定
9. 今後の調査方針

1. 測定目的

- ✓ 配管内面の汚染密度分布を把握することにより、事故時に配管内を流れた流体の汚染度合いを推定する。
- ✓ 事故時の配管内における流動様式、流体状態を推定する。
- ✓ 局所的な高汚染箇所の有無を把握する。
- ✓ 配管形状の違いによる流動形式、流体状態の相違を把握する。

2. 測定に用いた機材

ガンマカメラ
(日立製 HGD-E1500)
(汚染密度測定)



放射線遠隔探知器
(テレテクター)
(Automess社製 6112D/H)
(表面線量率測定)



3. ガンマカメラの概要(測定原理)

<測定原理 (概要) >

- ✓ ピンホール (図1中の①) を通って入射したガンマ線及び散乱線をピクセル構造の検出器 (図1中の②) で測定し、各ピクセルとピンホールの位置関係から、線源強度分布を求める。

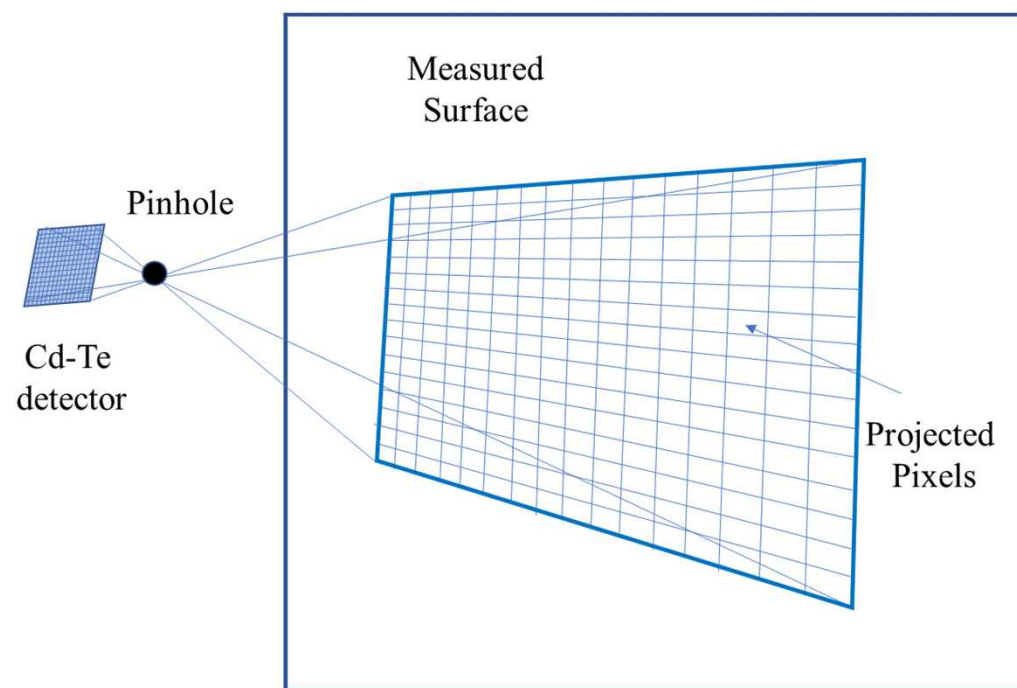
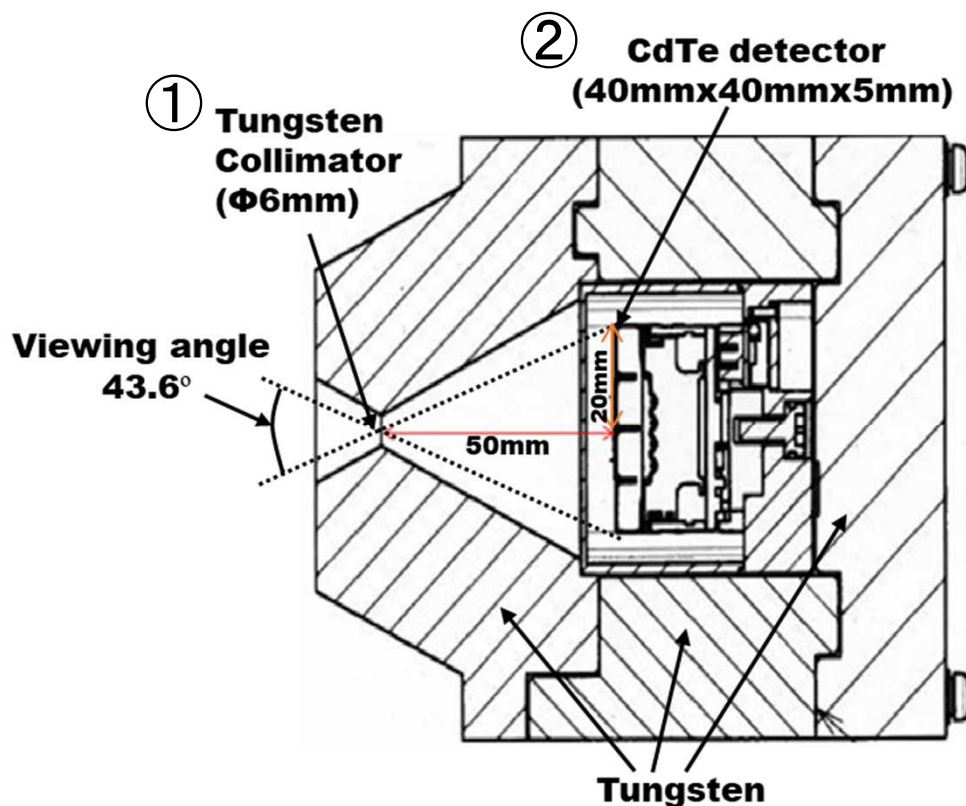
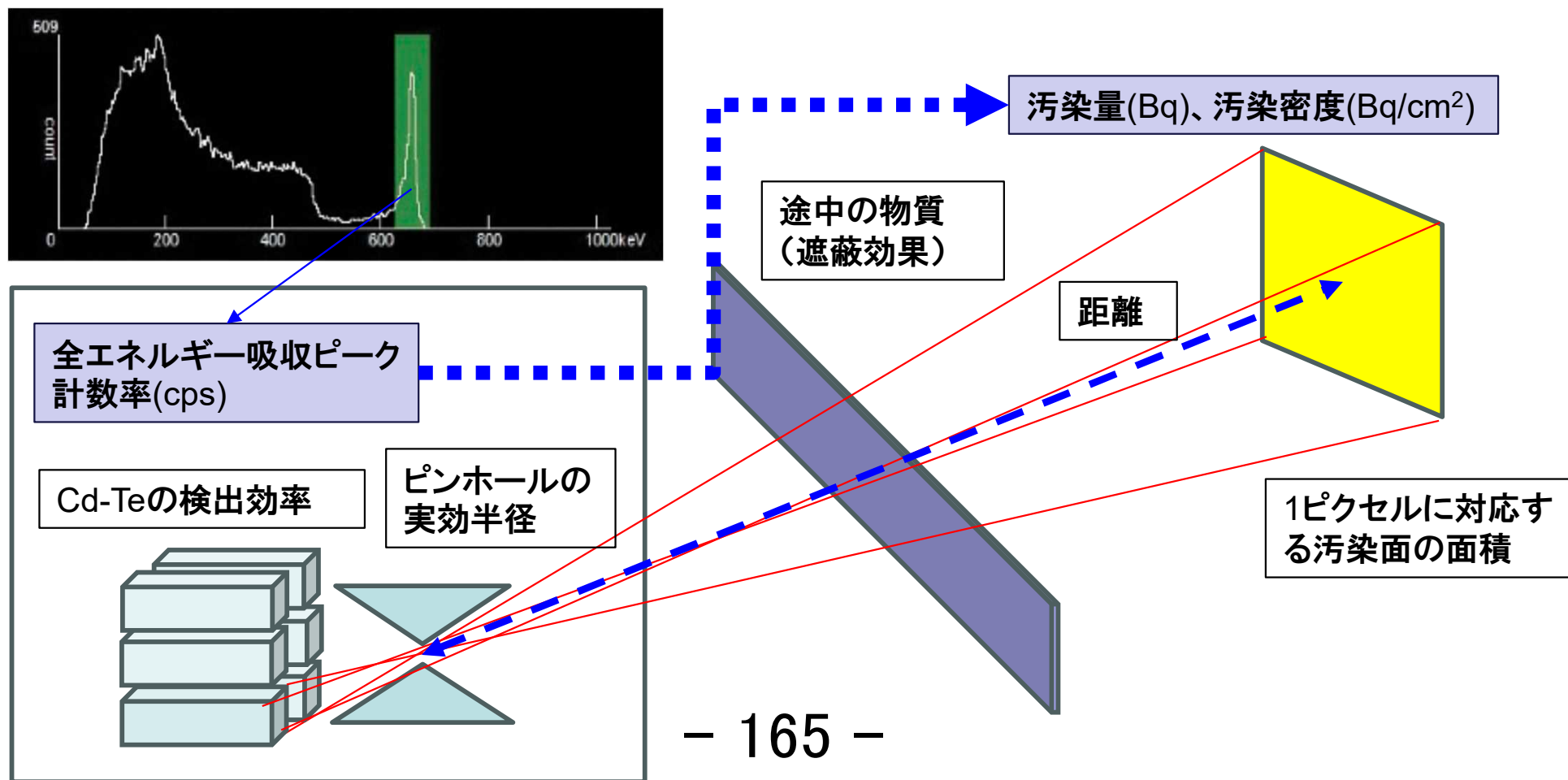


図1 ガンマカメラの構造概要

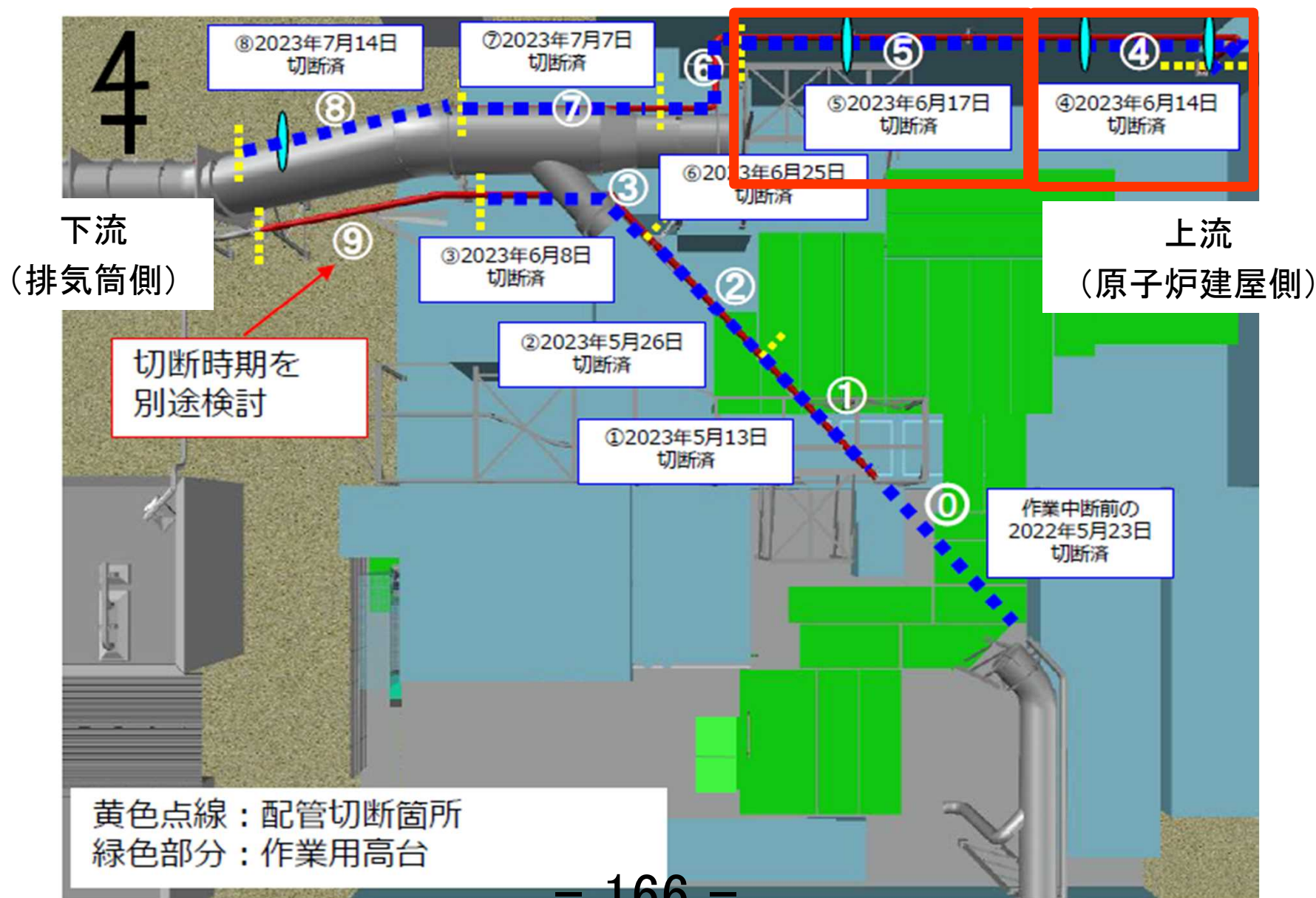
図2 撮像部とピクセル分割のイメージ

3. ガンマカメラの概要 (¹³⁷Cs放射能量の算出方法)

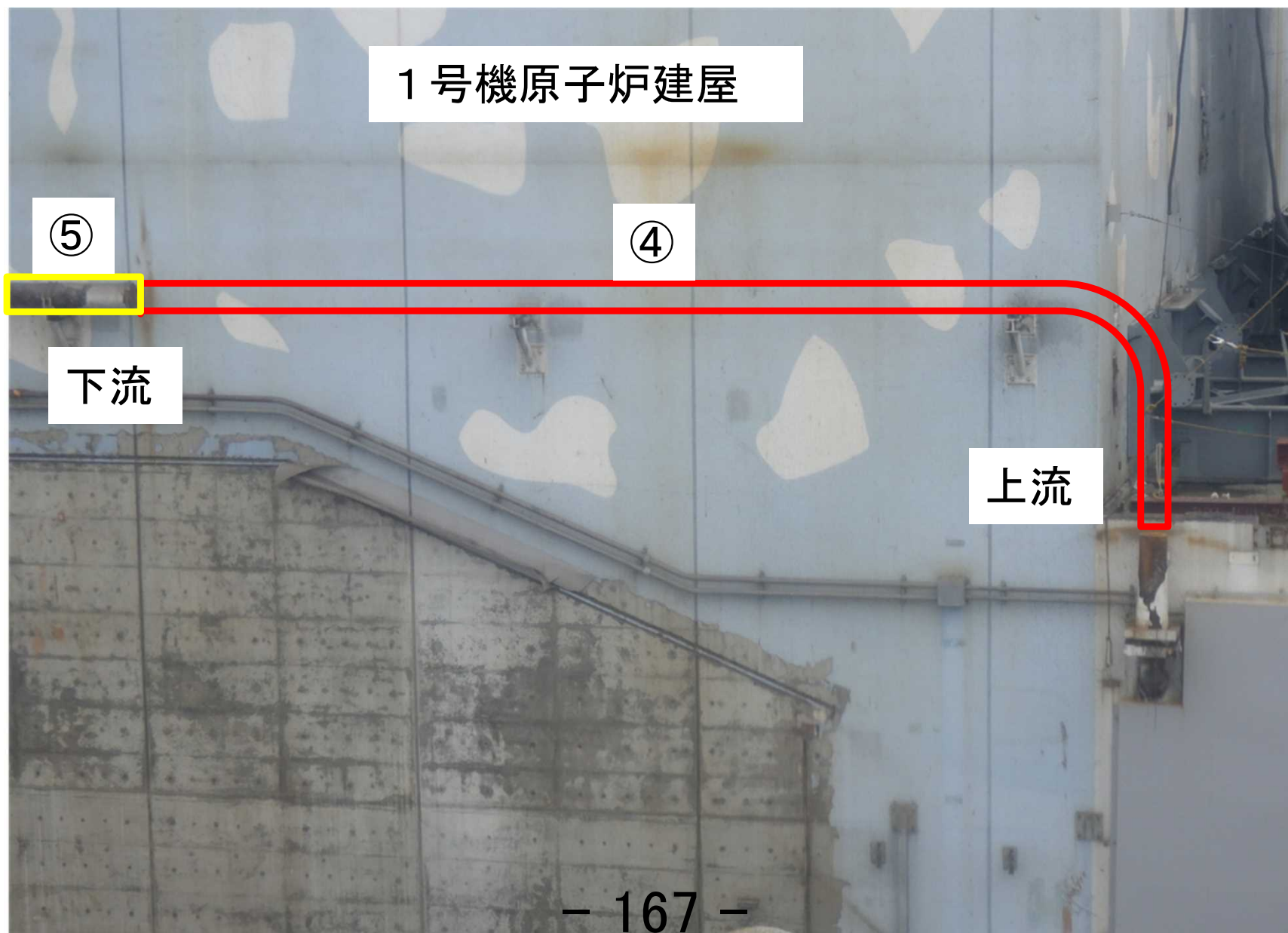
- ✓ 線源とガンマカメラの距離、ピンホール半径、検出効率、全エネルギー吸収ピーク計数率等を基に、¹³⁷Cs放射能量を算出する。



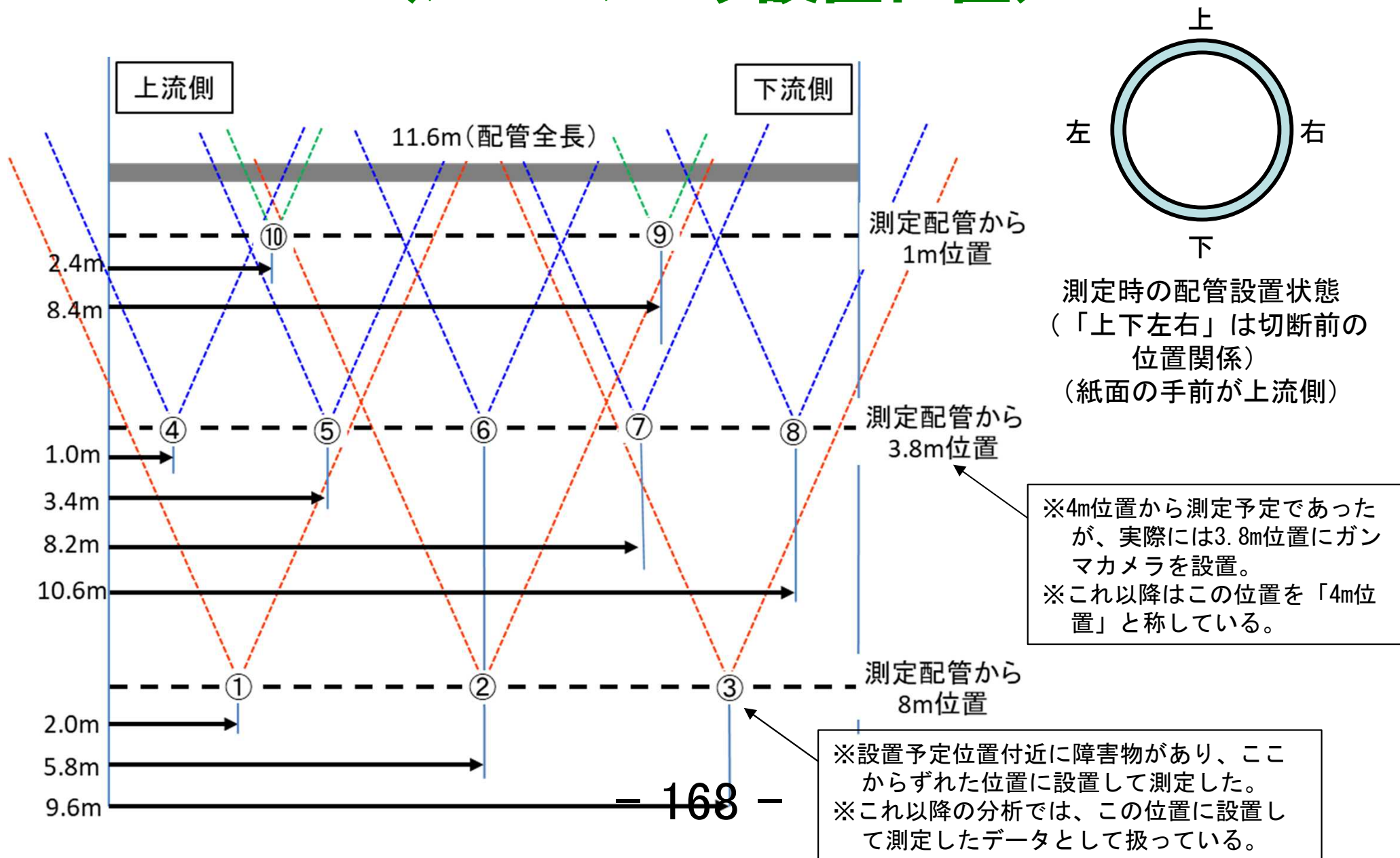
4. 測定対象配管位置



4. 測定対象配管位置



5.1 配管⑤に対する測定(ガンマカメラ) (ガンマカメラ設置位置)



5.1 配管⑤に対する測定(ガンマカメラ) (ガンマカメラ撮影画面)

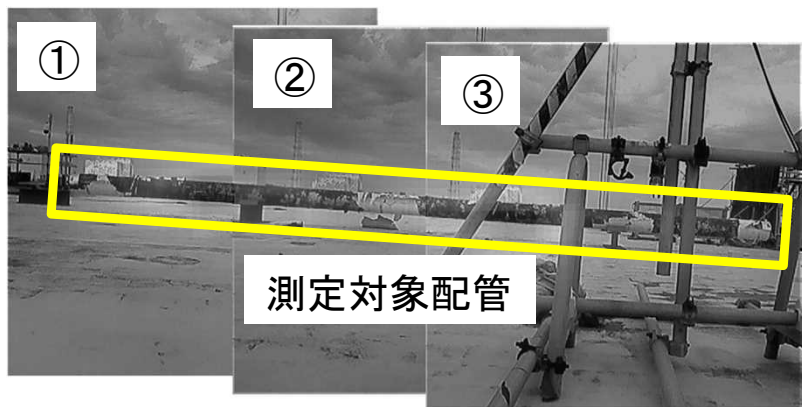


図1 測定配管から8 m位置



図2 測定配管から1 m位置

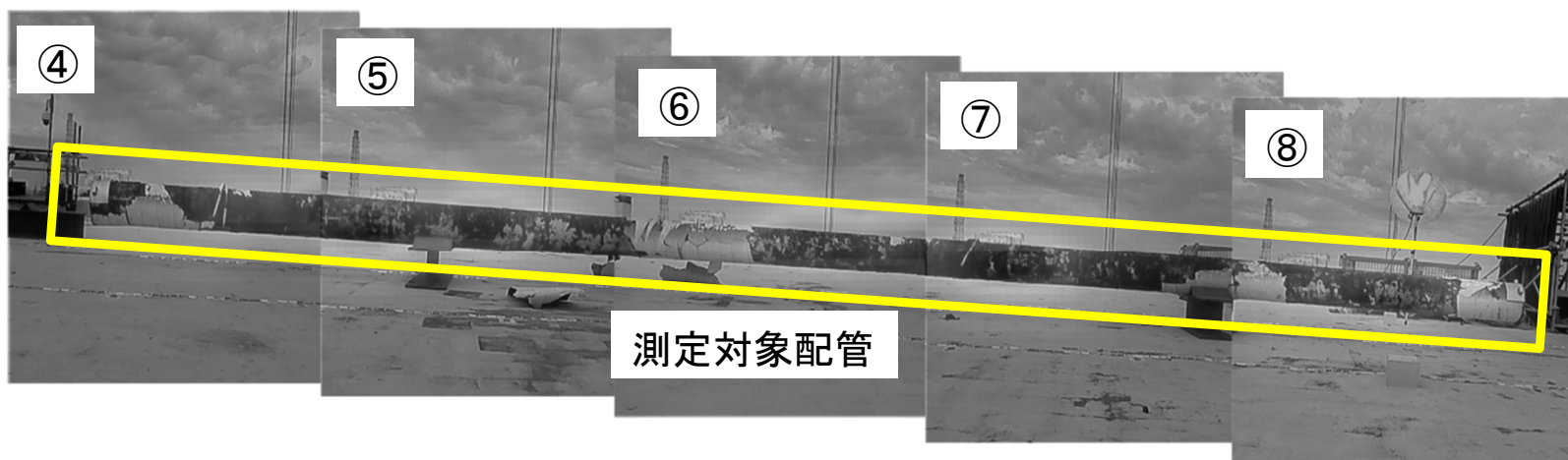


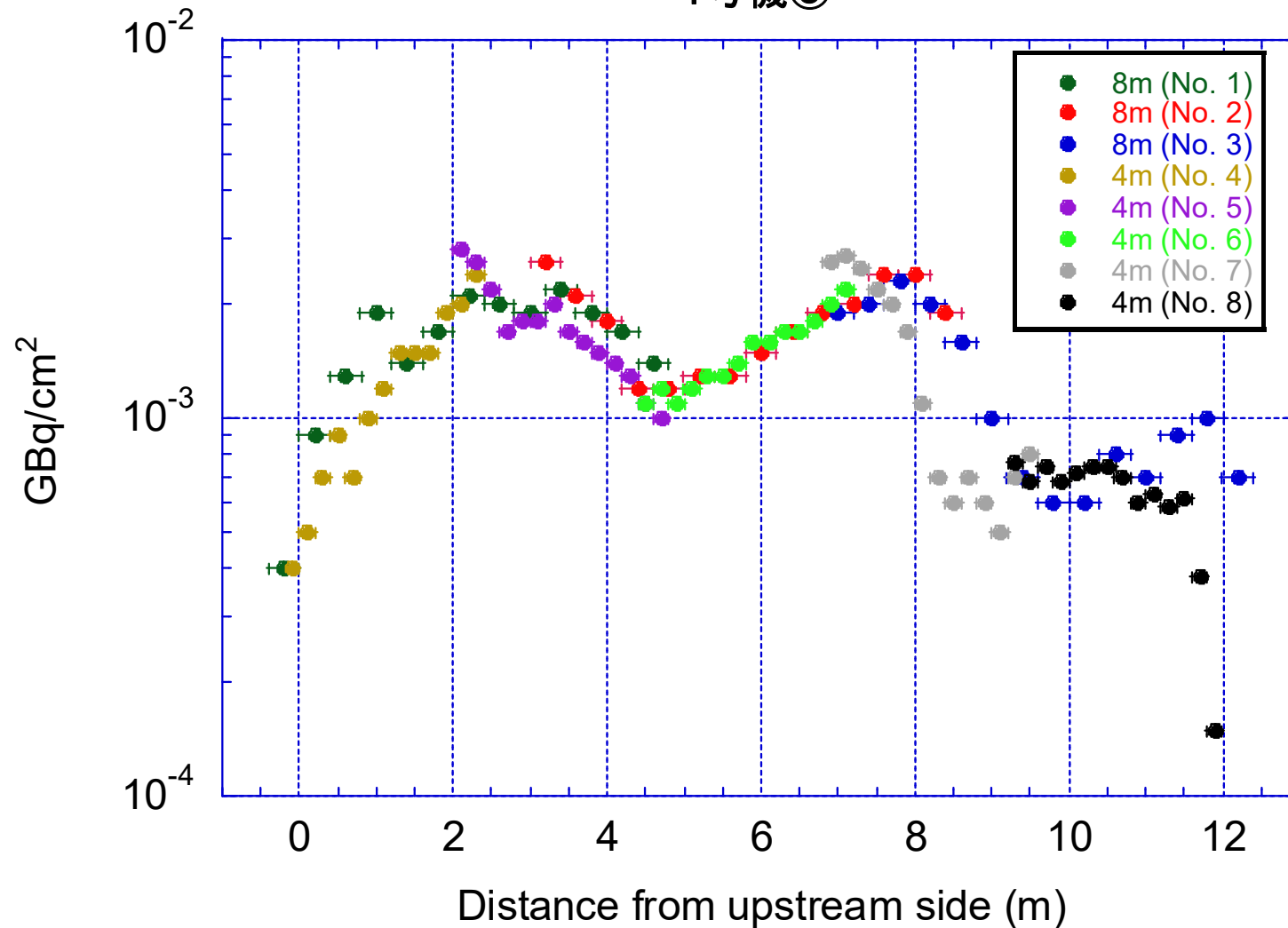
図3 測定配管から4 m位置

※1 : 写真は、2023年10月20日原子力規制庁撮影 (一部加筆)

※2 : 図中の丸番号は、前ページの図中の丸番号に対応

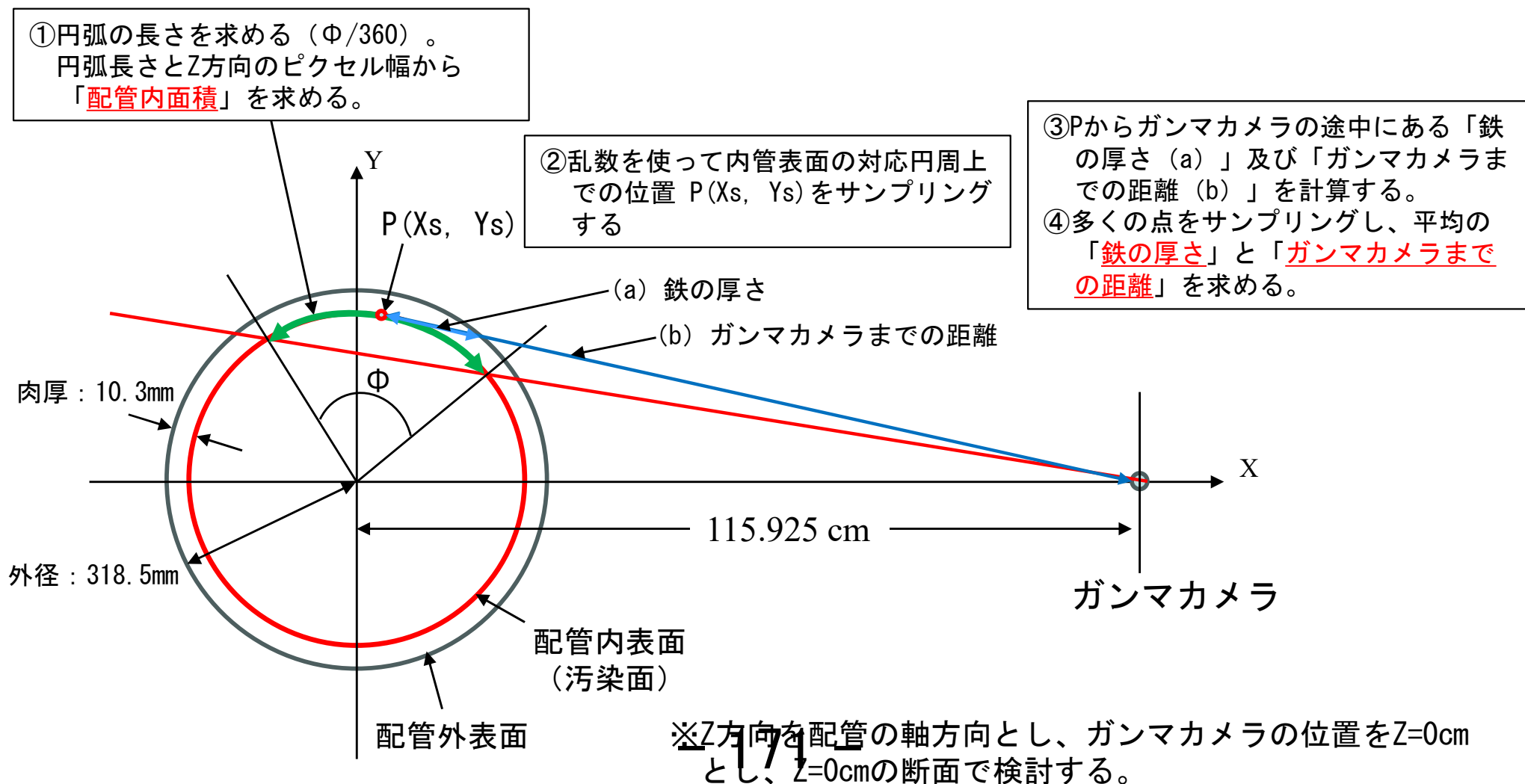
5.1 配管⑤に対する測定(ガンマカメラ) (¹³⁷Cs汚染密度分布(軸方向))

1号機⑤



測定配管から4 m位置と8 m位置から測定した汚染密度分布はほぼ同様

5.1 配管⑤に対する測定(ガンマカメラ) (配管から1m位置における測定) ～配管内面積と平均鉄透過距離の算定方法～



5.1 配管⑤に対する測定(ガンマカメラ) (配管から1m位置における測定) ～¹³⁷Cs汚染密度分布～

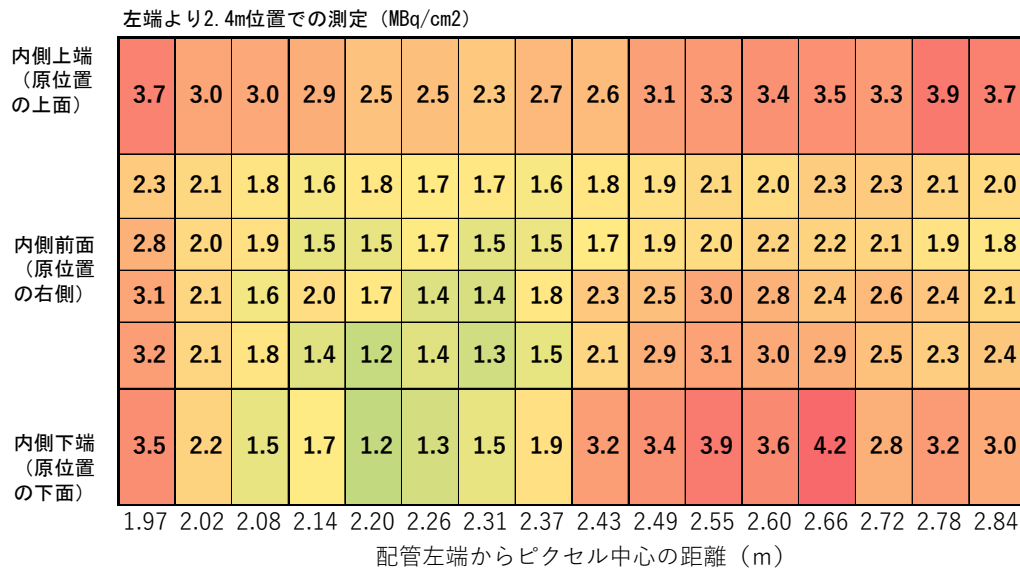


図1 配管左端より2.4m位置
における汚染密度分布

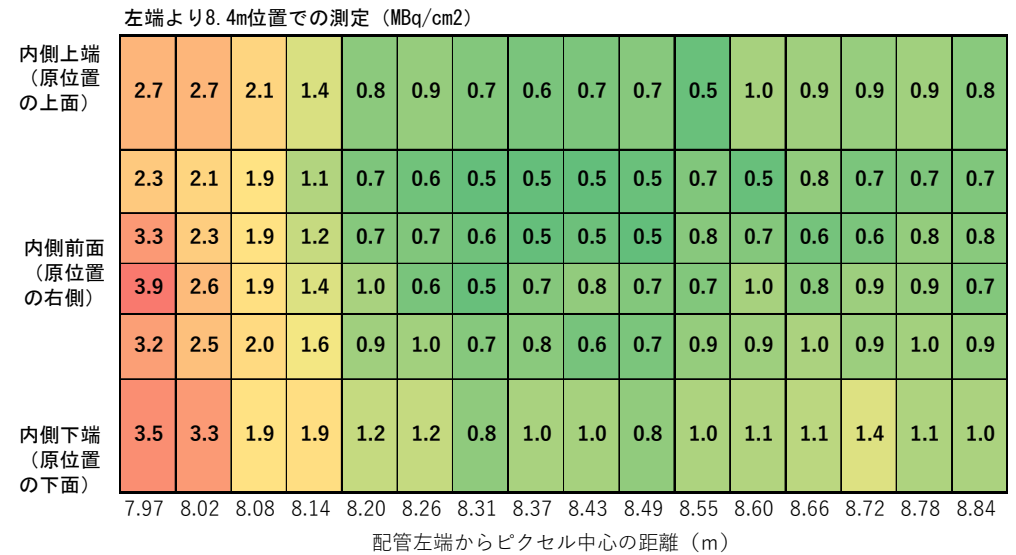
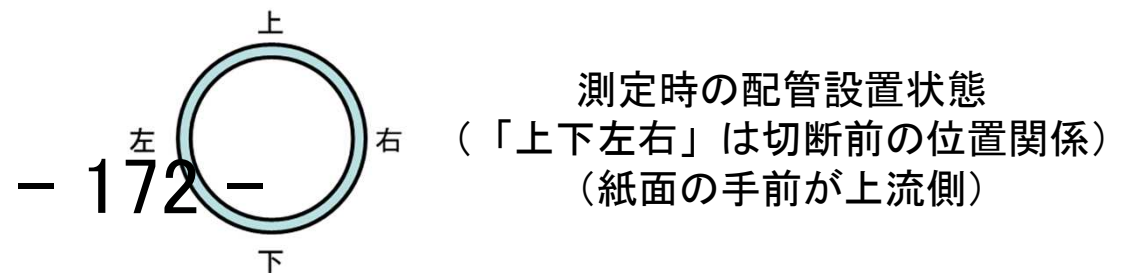


図2 配管左端より8.4m位置
における汚染密度分布

※配管前面 (ガンマカメラ設置側の面) の内側を平面に拡げて表示。



5.2 配管⑤に対する測定(テレテクター) (測定方法等)

- ✓ 配管の左端から軸方向に概ね1mごとに「前面」「下面」「上面」「後面(配管④のみ)」の表面線量率をテレテクターを用いて測定。
- ✓ テレテクターの検出器(GM管)実効中心の位置の関係で、検出器実効中心～測定位置間の距離は、前面及び後面測定時(図1、約8cm)に比べて上面及び下面測定時(図2、約1cm)の方が短くなる。

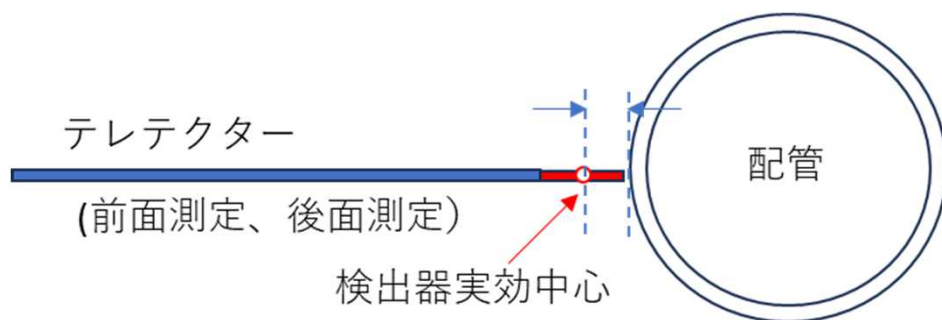


図1 テレテクターと配管との位置
関係(前面、後面測定時)

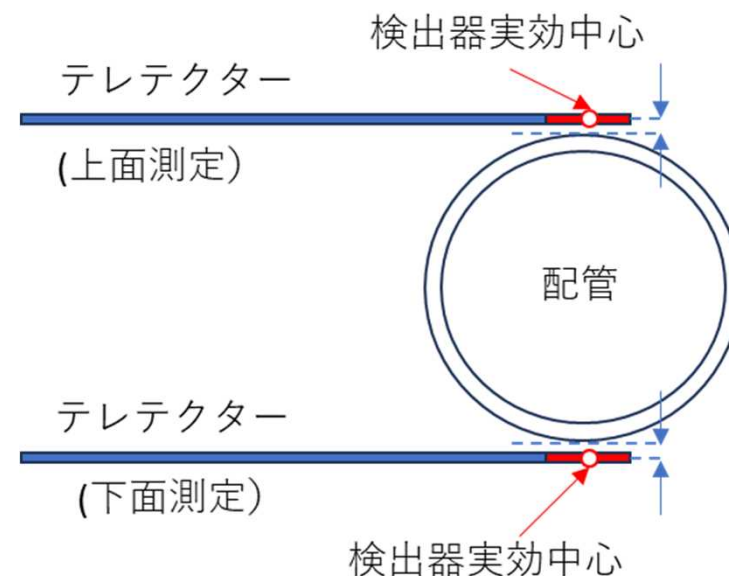


図2 テレテクターと配管との位置
関係(上面、下面測定時)

5.2 配管⑤に対する測定(テレテクター) (測定方法等)

- ✓ 配管内面に一様に¹³⁷Csが付着している前提で、表面から1cm及び8cmの線量率の比をQAD-CGGP2コードで求めた結果、表面から1cmの線量率は表面から8cmの線量率より1.7倍高い結果となった。
- ✓ また、東京電力ホールディングス株式会社における配管表面の線量率測定結果（遠隔ロボットに線量計（GF10）を装着し、上面・下面・前面・後面を同じ当て方で測定）と比較したところ、上面及び下面はテレテクターとGF10の値がほぼ同等であったが、前面はGF10の値の方がテレテクターの値よりも1.73倍程度高い値となっている（表1）。

➡ テレテクターによる前面の表面線量率（測定値）には、補正係数として「1.73」を乗じる。

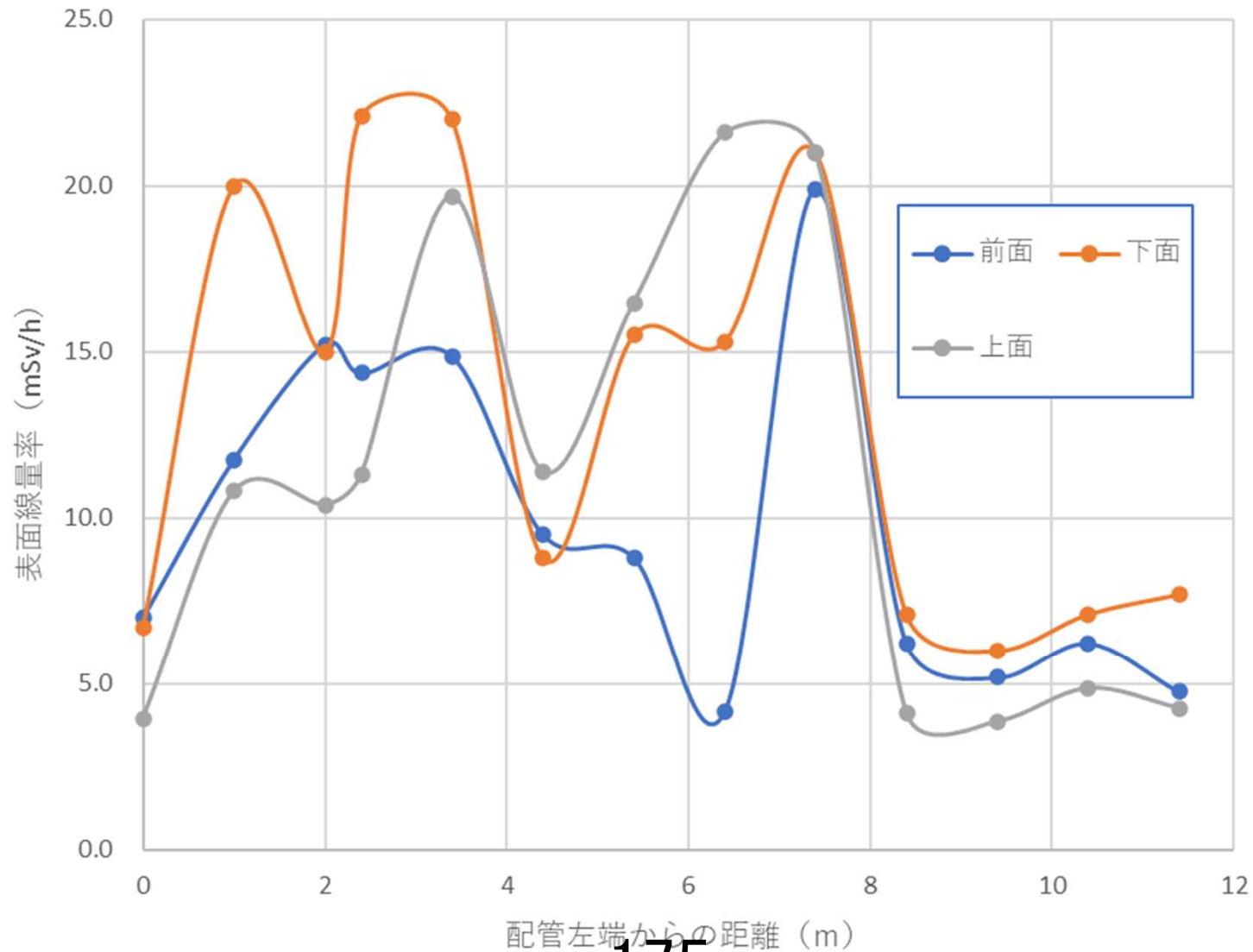
表1 テレテクターとGF10線量計の測定値比較

	測定値 (mSv/h)	
	GF10 (東電)	テレテクター (NRA)
上面 (0°)	12.5	11.3
下面 (180°)	22	22.1
前面(90°)	14.3	8.3

表2 表面線量率測定結果

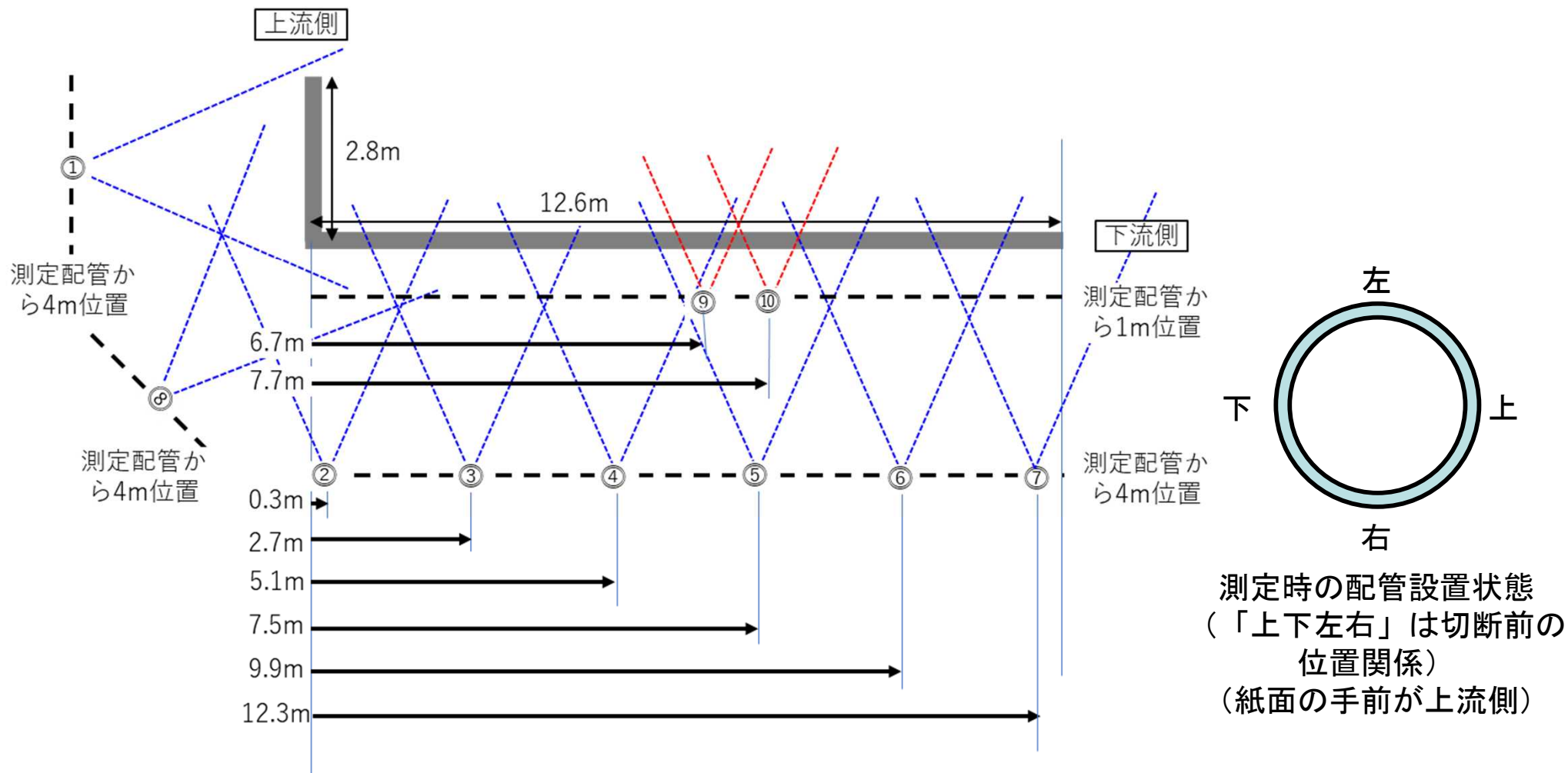
位置 番号	配管左端からの 距離 (m)	表面線量率 (mSv/h)			
		前面	前面 (補正後)	下面	上面
1	0	4.05	7.0	6.7	3.95
2	1	6.8	11.8	20	10.8
3	2	8.8	15.2	15	10.4
4	2.4	8.3	14.4	22.1	11.3
5	3.4	8.6	14.9	22	19.7
6	4.4	5.5	9.5	8.8	11.4
7	5.4	5.1	8.8	15.5	16.5
8	6.4	2.4	4.2	15.3	21.6
9	7.4	11.5	19.9	21	21
10	8.4	3.6	6.2	7.1	4.1
11	9.4	3	5.2	6	3.85
12	10.4	3.6	6.2	7.1	4.85
13	11.4	2.75	4.8	7.7	4.25

5.2 配管⑤に対する測定(テレテクター) (表面線量率測定結果)



※前面の表面線量率は、補正係数 (1.73) を乗じたもの

6.1 配管④に対する測定(ガンマカメラ) (ガンマカメラ設置位置)



6.1 配管④に対する測定(ガンマカメラ) (ガンマカメラ撮影画面)



図1 測定配管から1m位置

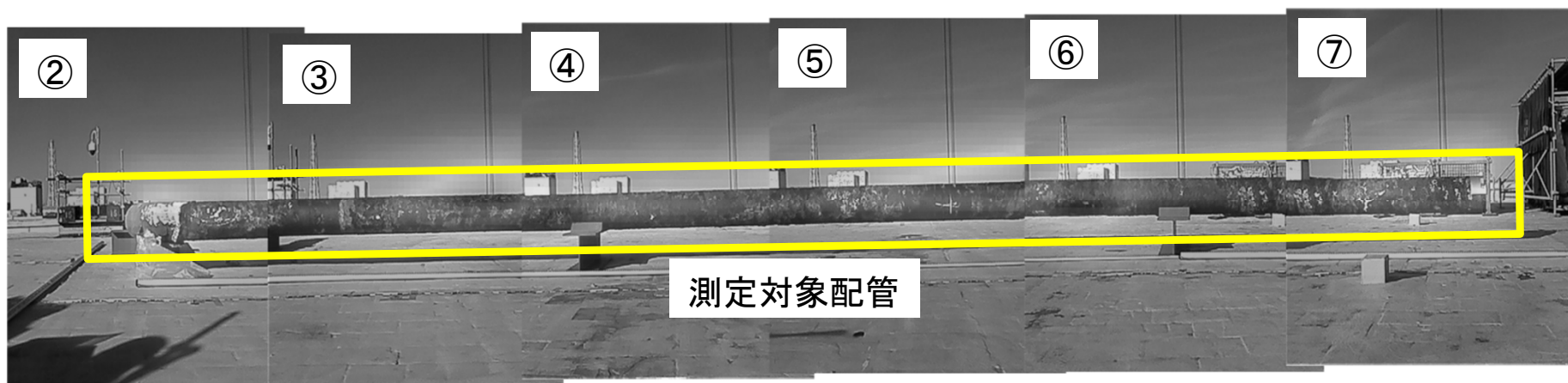


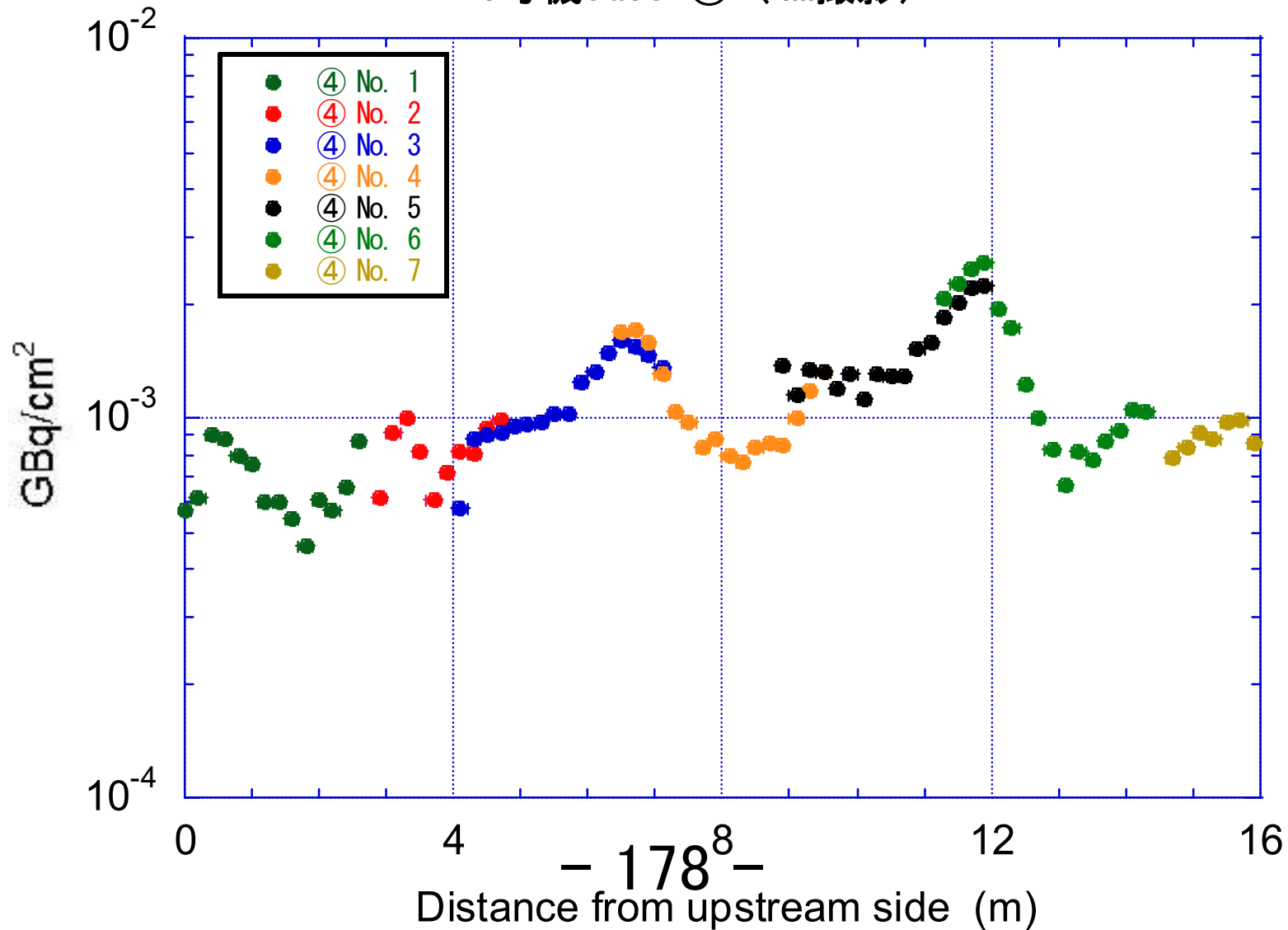
図2 測定配管から4m位置

※1 : 写真は、2023年11月16日原子力規制庁撮影（一部加筆）

※2 : 図中の丸番号は、前ページの図中の丸番号に対応

6.1 配管④に対する測定(ガンマカメラ) (¹³⁷Cs汚染密度分布(軸方向))

1号機SGTS ④ (4m撮影)



6.1 配管④に対する測定(ガンマカメラ) (配管から1m位置における測定) ～¹³⁷Cs汚染密度分布～

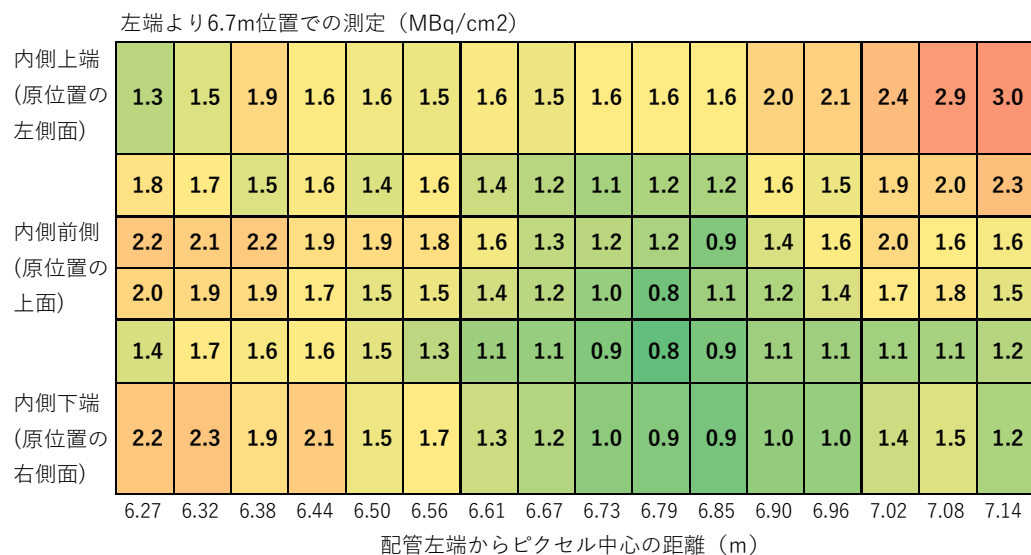


図1 配管左端より6.7m位置
における汚染密度分布

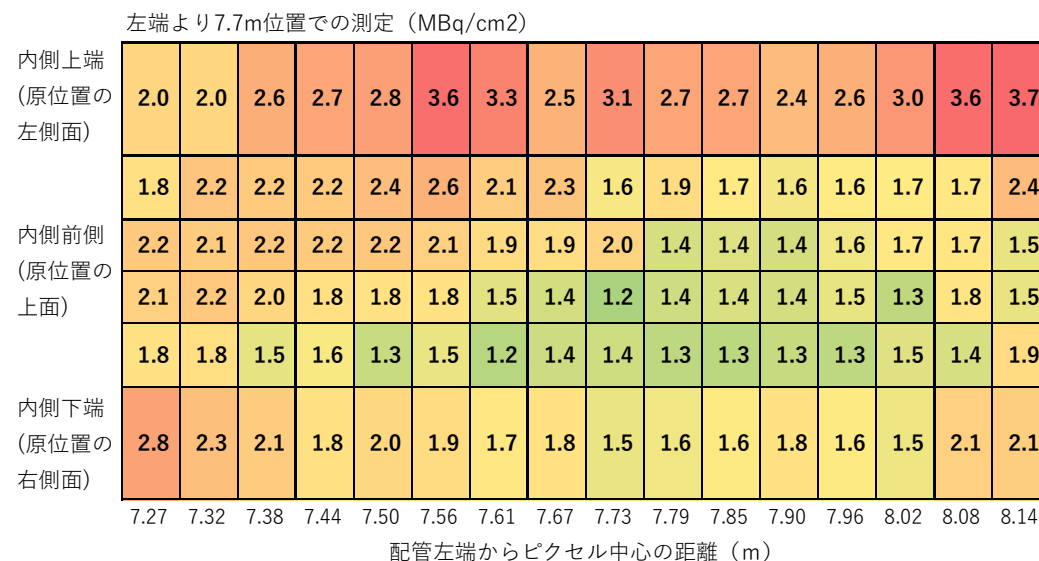
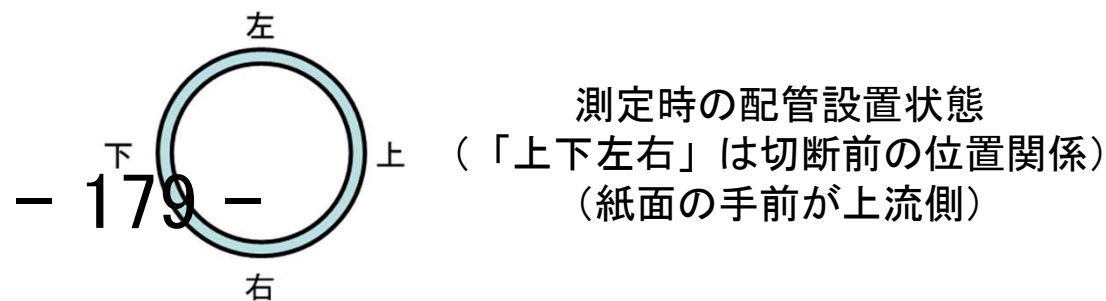


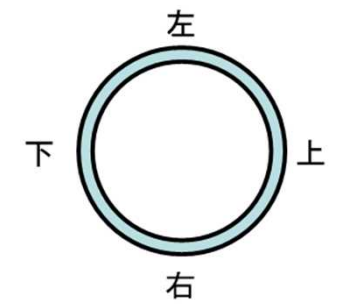
図2 配管左端より7.7m位置
における汚染密度分布

※配管前面 (ガンマカメラ設置側の面) の内側を平面に拡げて表示。



6.2 配管④に対する測定(テレテクター) (表面線量率測定結果)

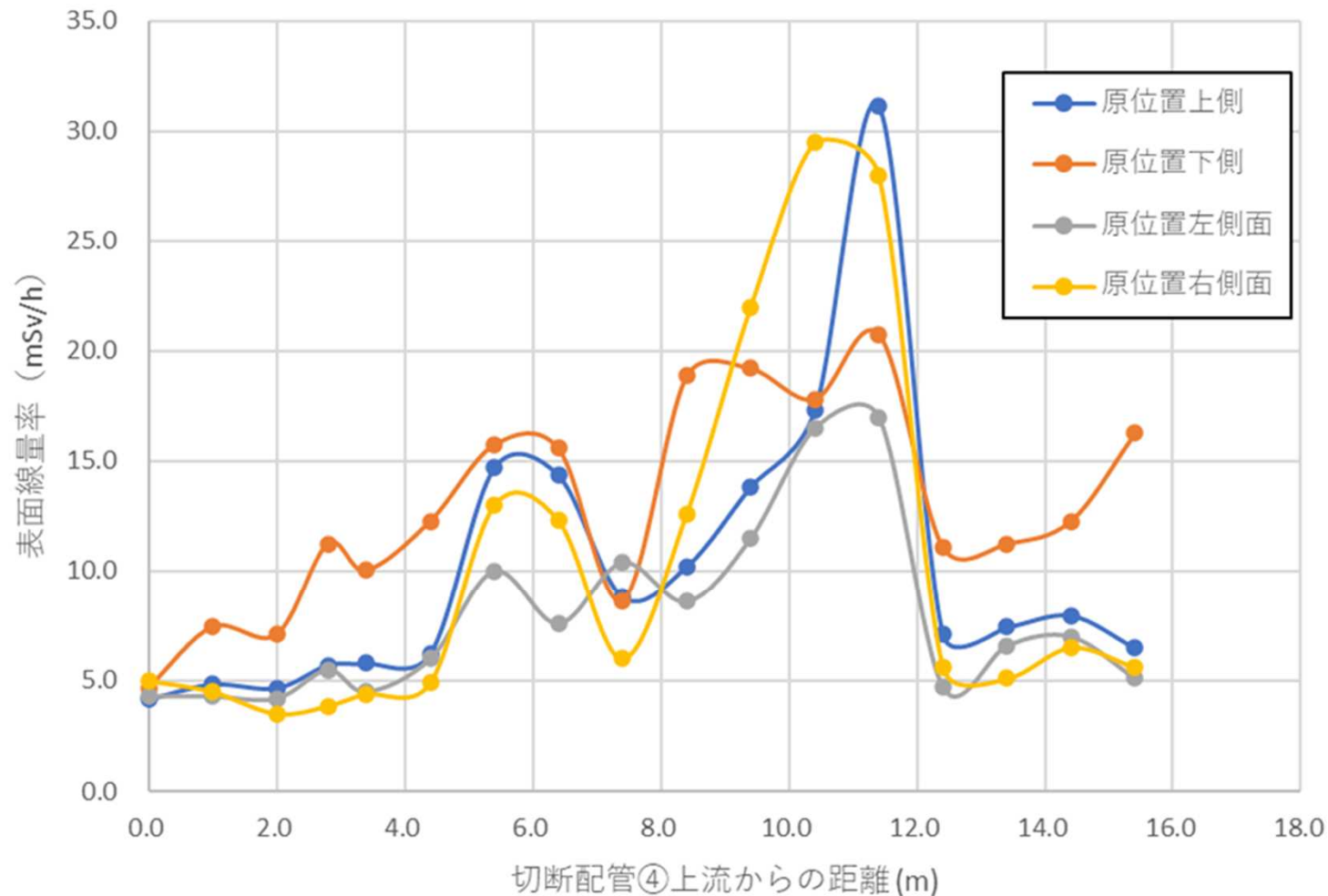
位置 番号	位置	各部左端からの 距離 (m)	配管上流 からの距離 (m)	表面線量率 (mSv/h)					
				前面	前面 (補正後)	後面	後面 (補正後)	下面	上面
				原位置での上側		原位置での下側		原位置での側面	
1	短部	0.0	0.0	2.4	4.2	2.7	4.7	4.3	5
2		1.0	1.0	2.8	4.8	4.3	7.4	4.3	4.5
3		2.0	2.0	2.7	4.7	4.1	7.1	4.2	3.5
4	曲部	中央	2.8	3.3	5.7	6.5	11.2	5.5	3.85
5	長部	0.6	3.4	3.35	5.8	5.8	10.0	4.5	4.4
6		1.6	4.4	3.6	6.2	7.1	12.3	6	4.9
7		2.6	5.4	8.5	14.7	9.1	15.7	10	13
8		3.6	6.4	8.3	14.4	9.0	15.6	7.6	12.3
9		4.6	7.4	5.1	8.8	5.0	8.7	10.4	6
10		5.6	8.4	5.9	10.2	10.9	18.9	8.6	12.6
11		6.6	9.4	8	13.8	11.1	19.2	11.5	22
12		7.6	10.4	10	17.3	10.3	17.8	16.5	29.5
13		8.6	11.4	18	31.1	12.0	20.8	17	28
14		9.6	12.4	4.1	7.1	6.4	11.1	4.7	5.6
15		10.6	13.4	4.3	7.4	6.5	11.2	6.6	5.1
16		11.6	14.4	4.6	8.0	7.1	12.3	7	6.5
17		12.6	15.4	3.75	6.5	9.4	16.3	5.1	5.6



測定時の配管設置状態
(「上下左右」は切断前
の位置関係)
(紙面の手前が上流側)

6.2 配管④に対する測定(テレテクター) (表面線量率測定結果)

1号機SGTS④表面線量率分布

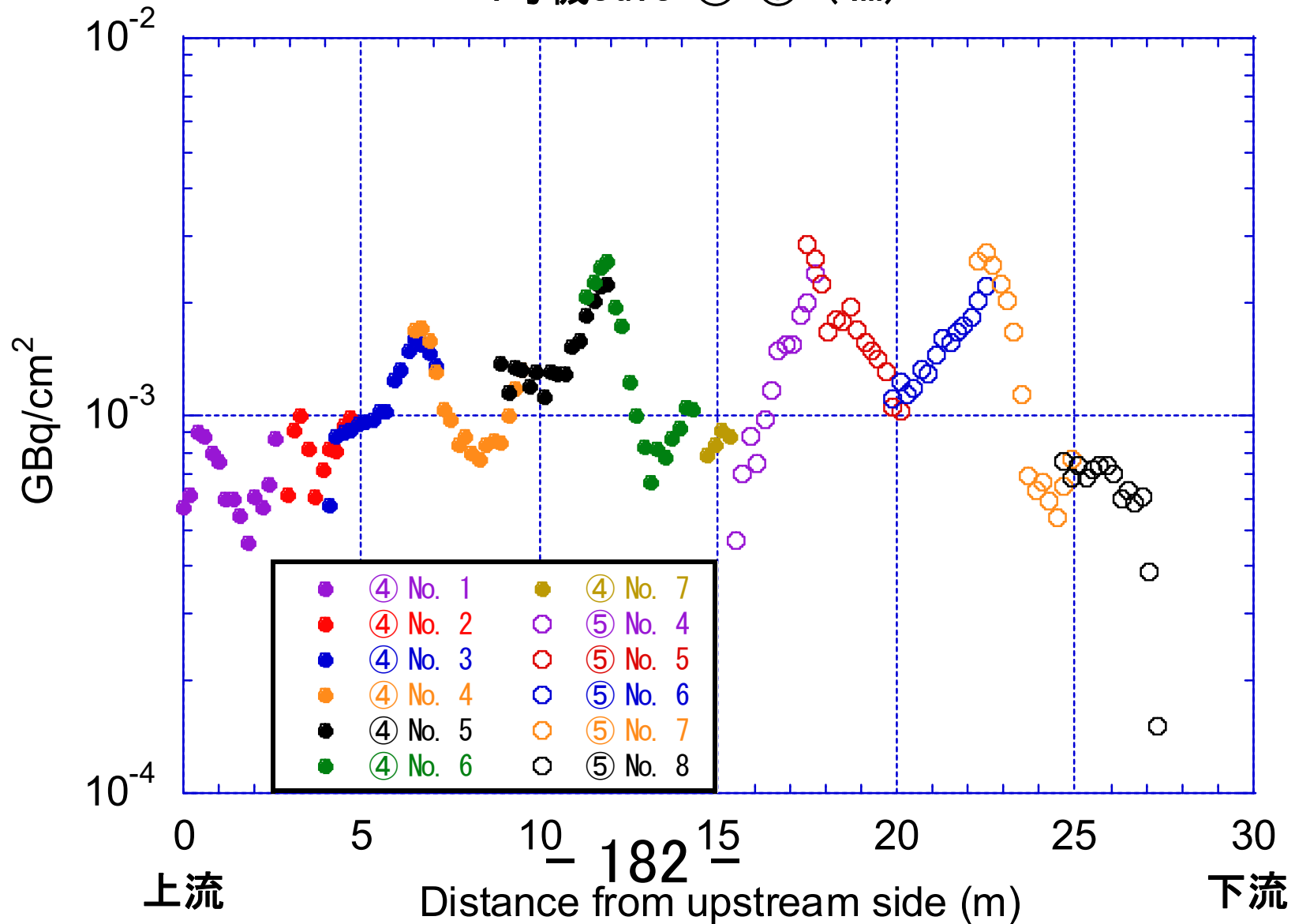


- 181 -

※原位置左側面及び原位置右側面の表面線量率は、補正係数 (1.73) を乗じたもの

7. ^{137}Cs 汚染密度分布(軸方向) (ガンマカメラ、配管④及び⑤)

1号機SGTS ④+⑤ (4m)



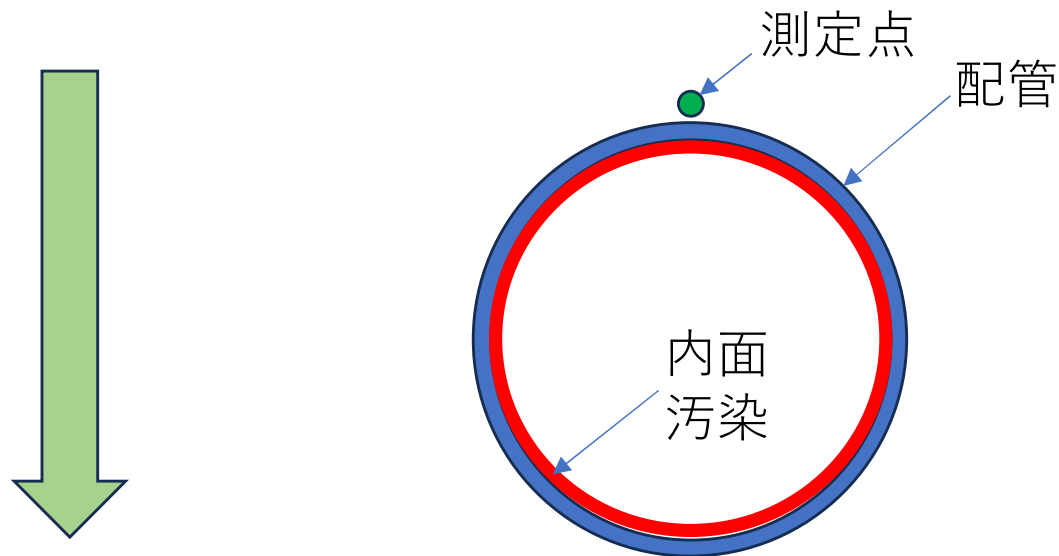
7. ^{137}Cs 汚染密度分布(軸方向)の傾向

- ✓ 約 5 m ごとに汚染密度のピークが見られる。
(要因として考えられる事項)
 - 配管内側の構造 (溶接部、特異な構造等)
 - 事故時に配管内に流れた流体の流動形式

- ✓ 上流から下流に向かって、緩やかに汚染密度が上昇している。
(要因として考えられる事項)
 - 事故時に配管内に流れた流体の温度変化

8. 表面線量率による汚染密度の推定

配管内面に $1\text{Bq}/\text{cm}^2$ の「 ^{137}Cs 」及び「 ^{137}Cs の4%分の ^{134}Cs 」が
一様に付着している場合の測定点（配管外表面から 1cm ）における
線量率（ mSv/h ）をEGS5で計算



テレテクターで測定された線量率（ mSv/h ）から汚染密度（ Bq/cm^2 ）を推定

8. 表面線量率による汚染密度の推定

検出点から半径7.5cm範囲の内面汚染からの線量率寄与は全体の40%
(表面線量率は測定点近くの汚染密度に大きく依存する)



ガンマカメラでは対応するピクセル内の平均汚染密度が得られる

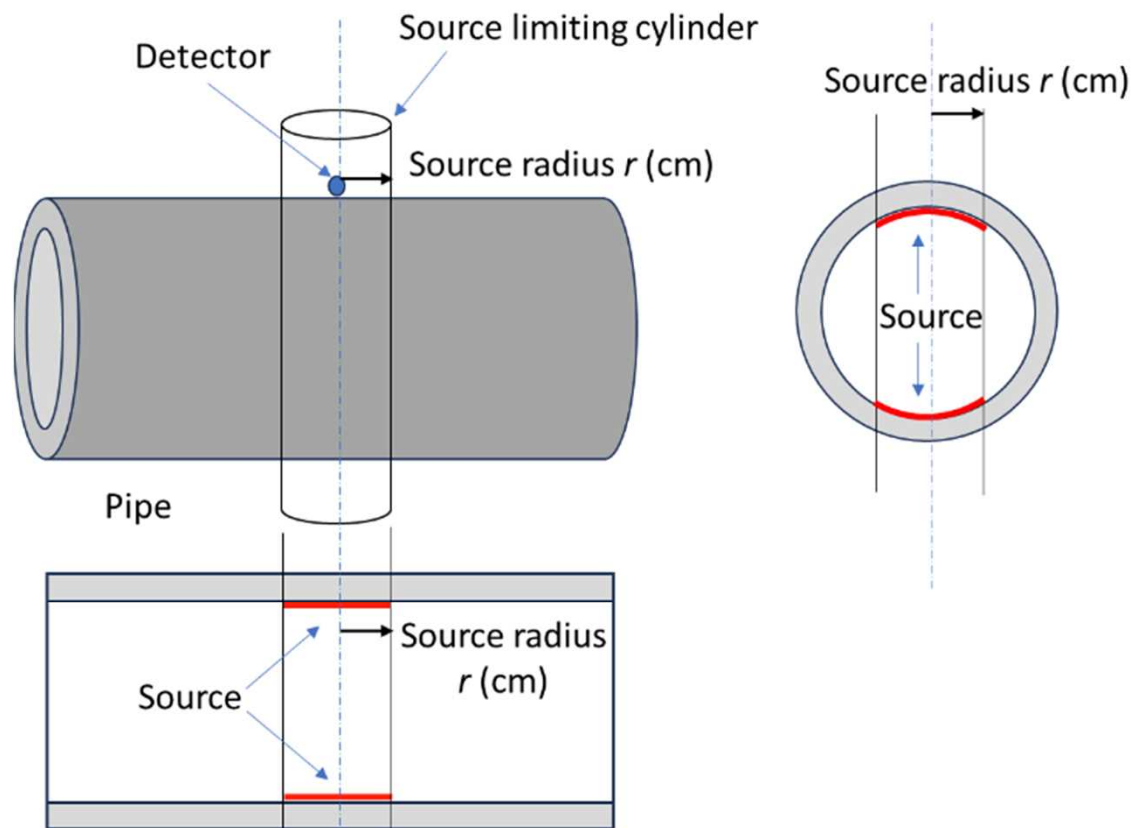


図1 内面汚染範囲(半径 r (cm))

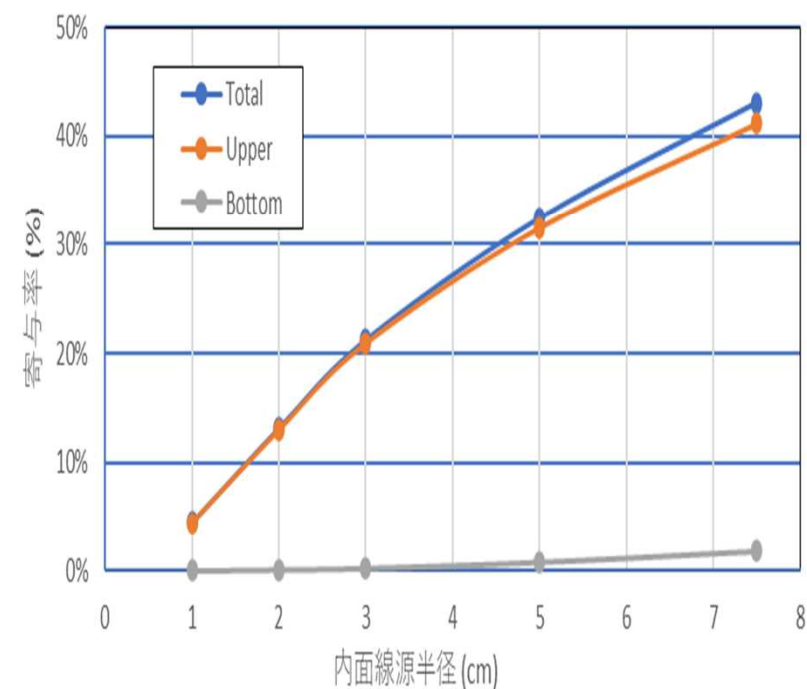


図2 内面汚染半径と寄与率の関係

8. 表面線量率による汚染密度の推定

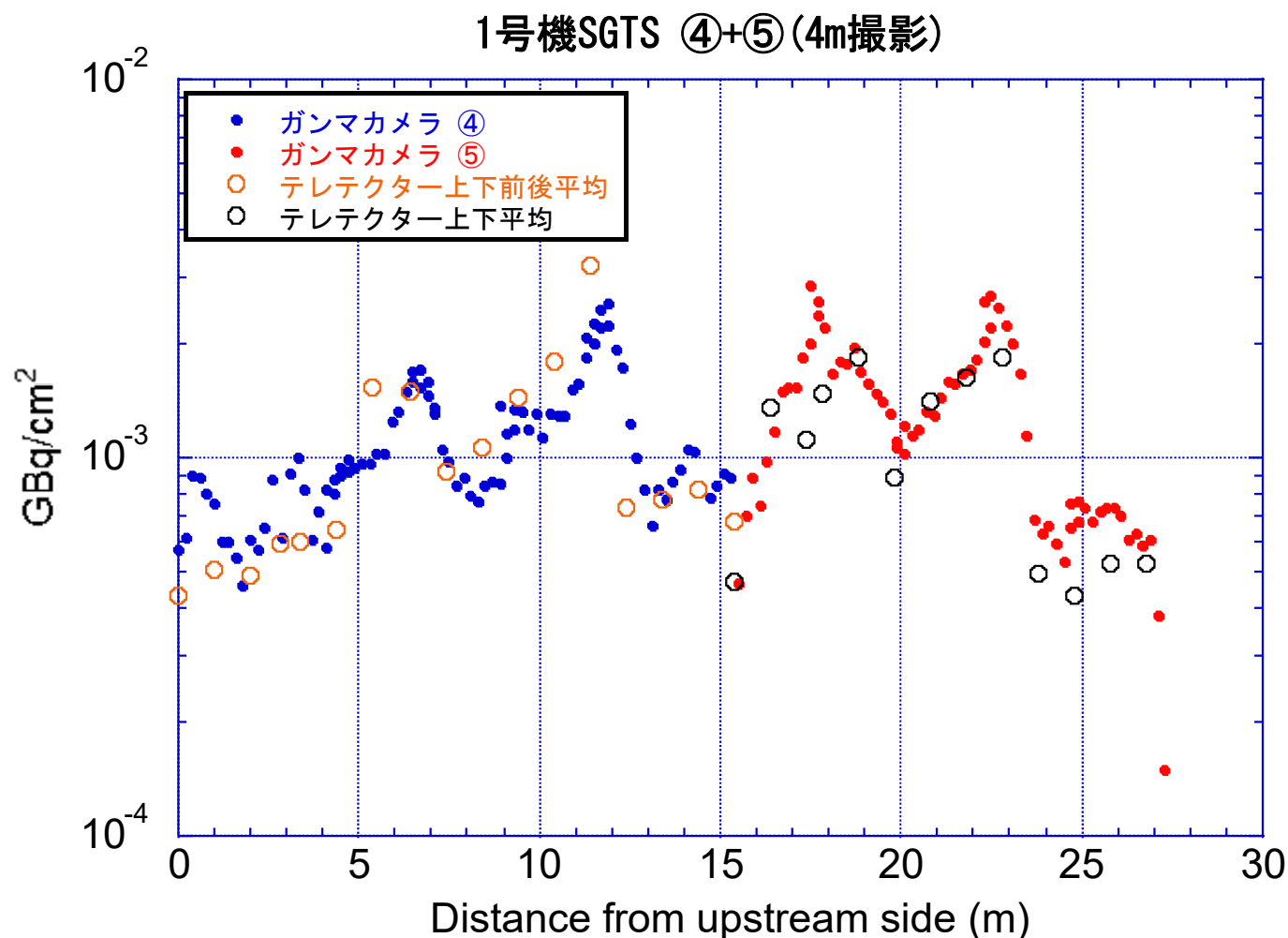
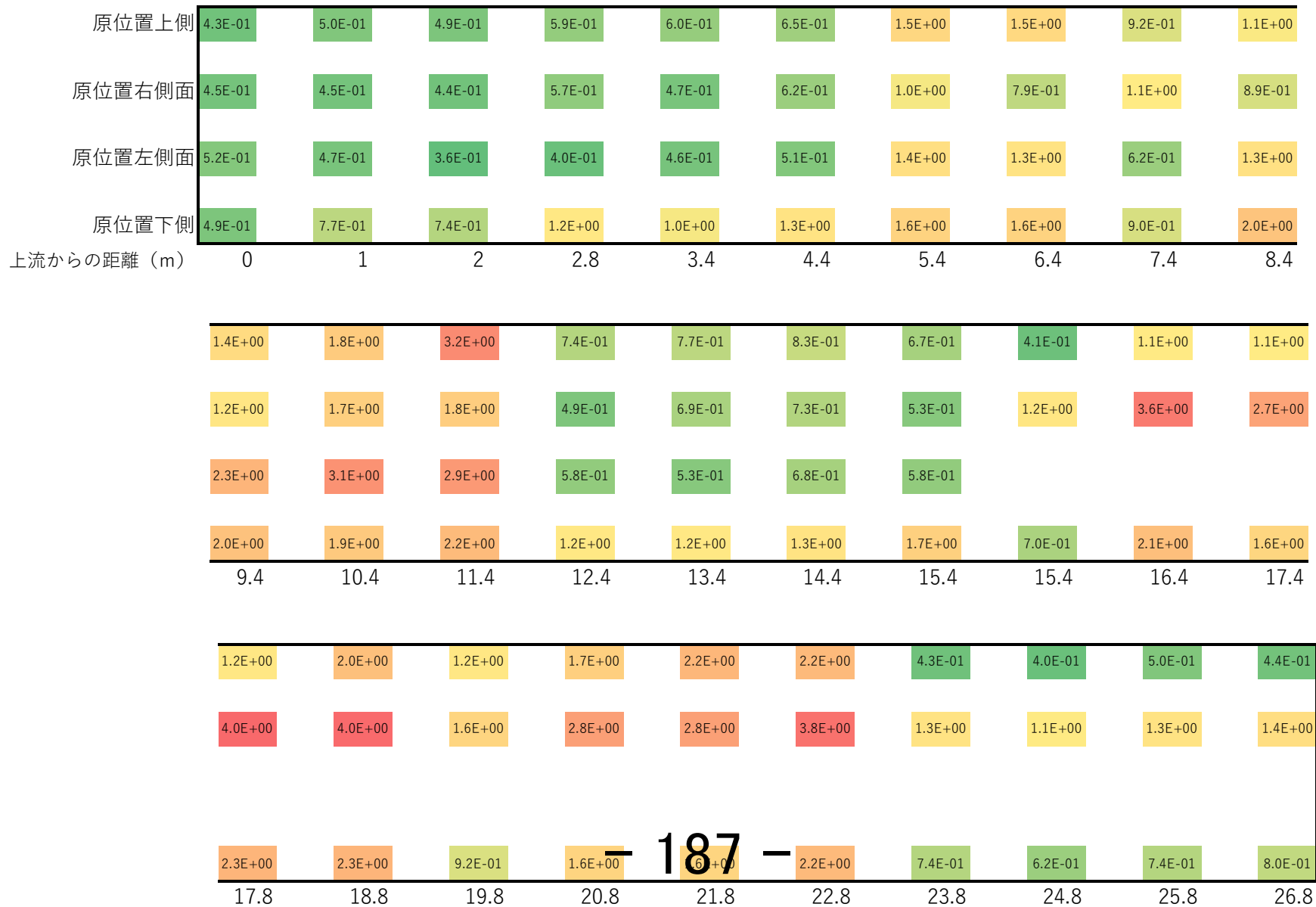


図 ガンマカメラ及びテレテクターによる軸方向の¹³⁷Cs汚染密度分布の比較



- ガンマカメラとテレテクターの汚染密度の傾向は同様。
- テレテクターは、測定点近くでの汚染密度に大きく依存するため、ガンマカメラの汚染密度に比べて大小の差が大きい。

8. 表面線量率による汚染密度の推定 (テレテクターによる汚染密度の推定値)



9. 今後の調査方針

< 1号機SGTS配管 >

- ✓ 測定データの信頼性確保の観点から、複数の方法による測定（ガンマカメラによる汚染密度測定、テレテクターによる表面線量率測定）を行い、軸方向の汚染密度分布を把握する。
- ✓ 配管内面の観察、スミア試料の採取等、東京電力ホールディングス株式会社にて今後実施される調査の結果とガンマカメラ等による測定結果との比較検討を行う。

< 2号機SGTS配管 >

- ✓ 1号機SGTS配管と比べて、配管の表面線量率が一桁程度高いため、ガンマカメラやテレテクターによる測定は困難である。
- ✓ 配管内面の汚染密度分布は、表面線量率からある程度推定可能であることが1号機SGTS配管に対する測定により確認されたため、遠隔操作ロボットに線量計を取り付けて、配管の表面線量率を測定する等、配管の表面線量率に関するデータを取得し、それを基に配管内面の汚染分布を推定する。

参考文献

- 1 ピンホール型ガンマカメラによる ^{137}Cs 放射能の測定、平山英夫、林 克己、岩永宏平、近藤 健次郎、鈴木 征四郎 日本原子力学会和文論文誌 Vol. 19 No. 3 pp152-162 (2020)
- 2 QAD-CGGP2 AND G33-GP2 : REVISED VERSION OF QAD-CGGP AND G33-GP2, JAERI-M 90-110, Japan Atomic Energy Research Institute (1990).
- 3 H. Hirayama, Y. Namito A. F. Bielajew, S. J. Wikderman and W. R. Nelson, The EGS5 Code System, SLAC-R-730 and KEK Report 2005-8, (2005).
- 4 Katsumi Hayashi, Hideo Hirayama, Kohei Iwanaga, Kenjiro Kondo & Seishiro Suzuki “ Estimation of ^{137}Cs Contamination Density of Wall, Ceiling, and Floor at Unit 2 Operation Floor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Using Pinhole Gamma Camera” Nuclear Science and Engineering (2023) DOI: 10.1080/00295639.2023.2204974

2号機の差圧調整ラインの汚染が比較的小さいことに関する解釈について

2023年12月25日



東京電力ホールディングス株式会社

1. 漏えい経路に関する考え

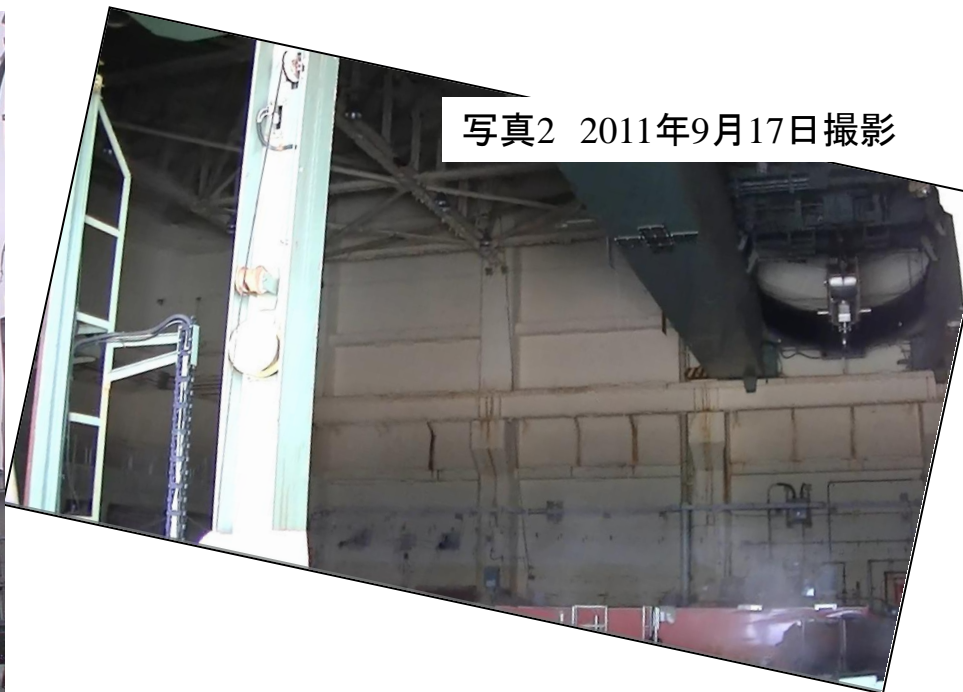
- 2号機の差圧調整ラインについては、シールドプラグと比較すると汚染が少ないが、大量のFPを含む気体が格納容器から原子炉ウェルに漏えいしたと整合しない可能性
- 1号爆発時に、2号原子炉建屋5階のブローアウトパネル(BP)が外れたことを考慮すると建屋からの漏えい経路はBPが主要な経路であったと考えられる。(P2写真1参照)
- 原子炉ウェルに漏えいした気体は、①シールドプラグの隙間を通過して5階へ、②差圧調整ラインから建屋内ダクト系に入り、②-a:4階のダクト系から5階のダクト系から5階へ、②-b:ダクト系に接続されたSGTS系を通り、1/2号主排気筒から環境へ、と考えられる
- ①の経路は、P2写真2にあるように、事故後長期にわたって、シールドプラグの隙間から蒸気が出ていたことが確認されていることもあり、比較的流れやすい流路であったことと推定される
- ②-aの経路は、差圧調整ラインが接続されている4階のダクトから5階への経路は、ドライヤーセパレーター貯蔵プールの吸気口(気密性はないがプールには蓋)から、使用済燃料プールの吸気口(閉止処置がなされている)から、および、5階オペフロの空間部にある吸気口から、の3つの可能性があるが、前者2つの経路は流れにくい流路であると考えられ、3つ目も吸気口周辺での高汚染は確認されていないため、結果としてこの経路は主要な流路となっておらず、ブローアウトパネル経由の漏えいを考慮すると、直接オペフロに流れ込むシールドプラグの隙間からの流路の方が流れやすかったものと推定される。
- ②-bの経路は、SGTS系の順流に流路であるが、SGTS系のブローアーは作動していないため上流下流ともに1気圧程度の状況で、圧損のあるフィルタ(SGTS機能試験時に約0.2kPa)を通過する必要があること、また、グラビティダンパにより流路が狭くなっていることを考慮すると、この流路も流れにくい状況であると推定される。なお、1号機からの逆流により、2号機SGTS系が汚染(下流の汚染 > 上流の汚染)されていることは確認されている。
- したがって、原子炉ウェルからの漏えいはシールドプラグ経由が主要経路であり、その他の経路による漏えいは、比較的小さかったものと考えられる。

2. ①の経路に関する情報

写真1 2011年3月15日撮影



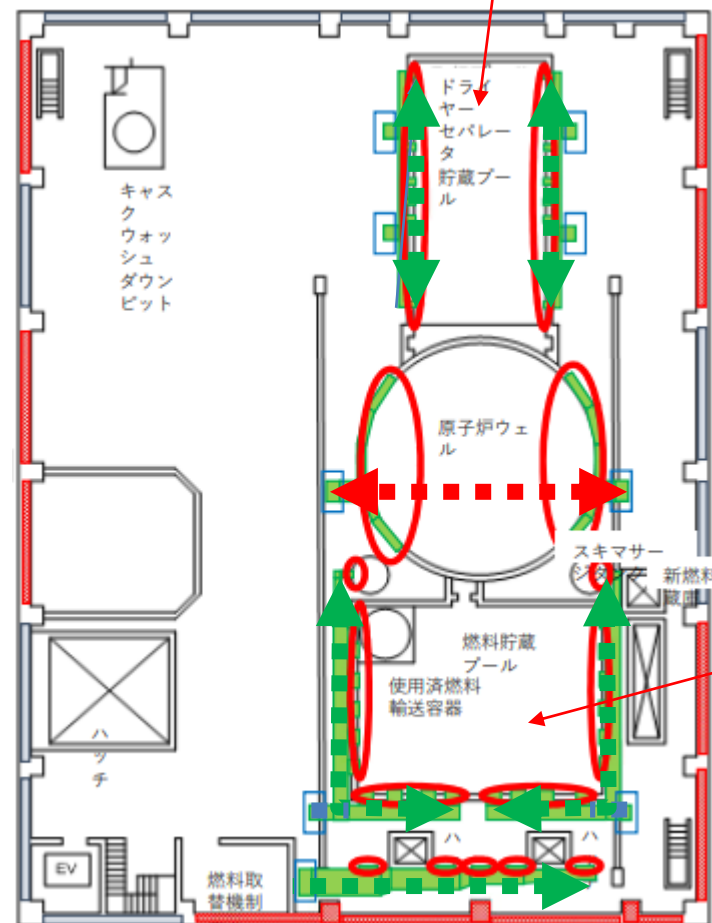
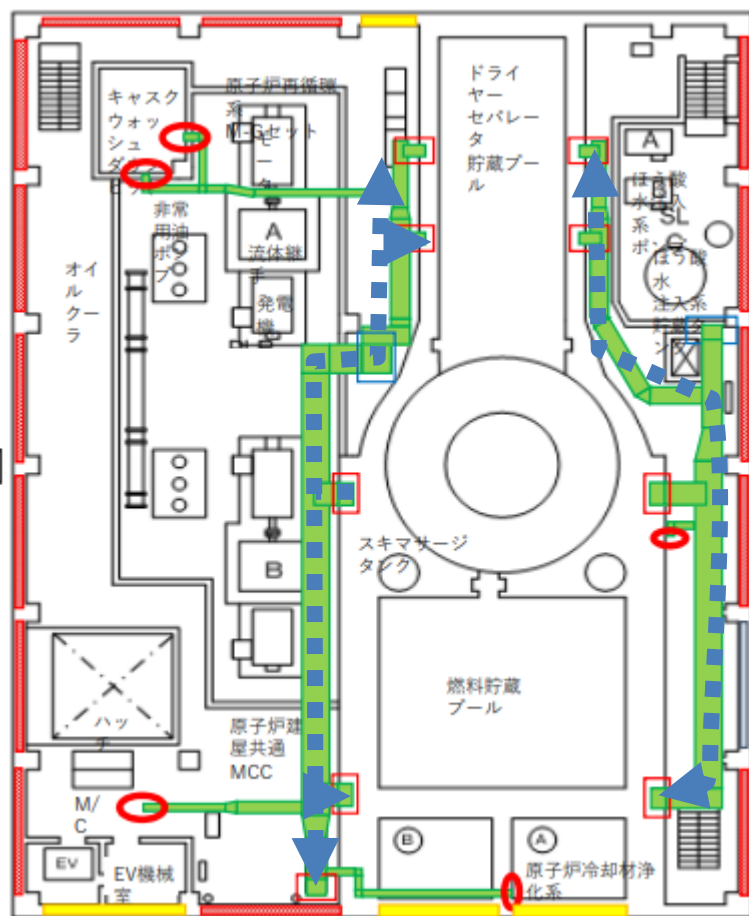
写真2 2011年9月17日撮影



2号機では、原子炉のシュラウド内部に注水するCS系からの注水が始まる10月4日まで、シールドプラグの隙間を通じて蒸気が放出されていた。シールドプラグの隙間を通る流路の圧力損失を見積もることは難しいが、少なくとも気密性はかなり低いと言える。— 192 —

3. ②-aの経路に関する情報

プールに蓋あり



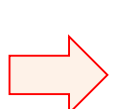
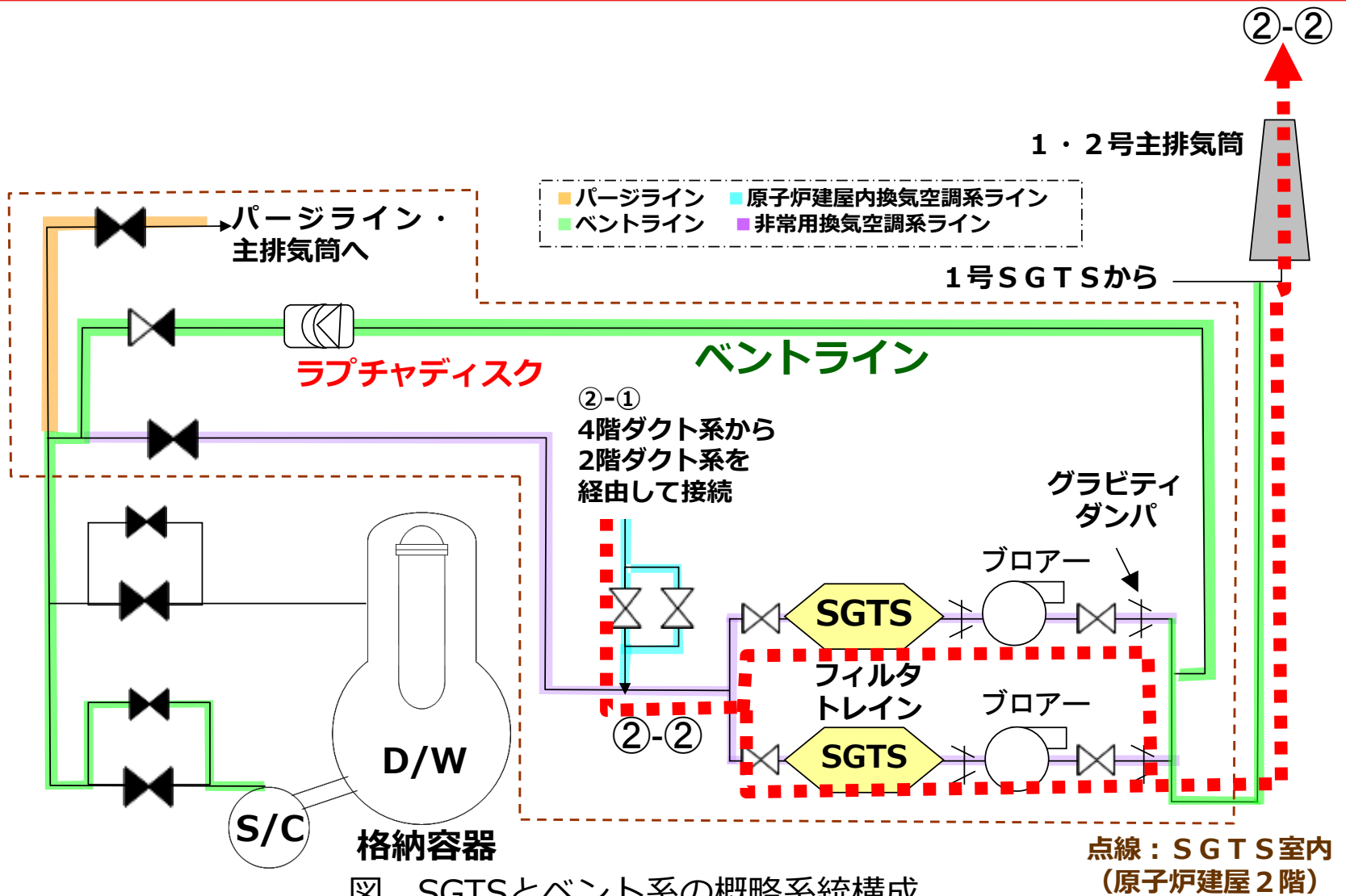
吸気口
閉止

差圧調整ラインからオペフロに放出する経路

- ◀■■■▶ 原子炉ウェルから差圧調整ラインへ
- ▶ 4階のダクト系から5階のダクト系へ
- ▶ 5階のダクト系から5階のオペフロへ

注:4号機の配置例

4. ②-②の経路に関する情報

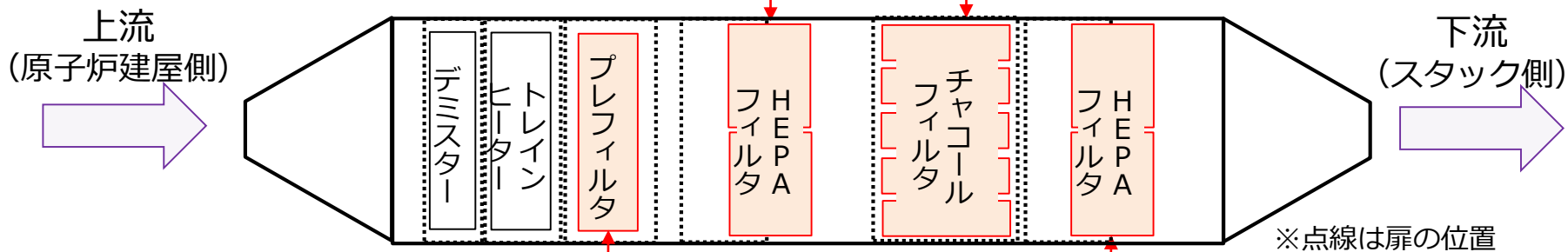


②-②の経路に関連する弁はすべて閉じており、グラビティダンパも順方向
ただし、フィルタには圧力損失があり、ブローアは機能していない。

5. SGTSフィルタトレインの圧力損失について

HEPAフィルタ (No.3)

チャコールフィルタ



プレフィルタ

HEPAフィルタ (No.1)

フィルタ	圧力損失 [kPa]
プレフィルタ	~0.02
HEPAフィルタ (No.1)	~0.12
チャコールフィルタ	~0.15
HEPAフィルタ (No.3)	~0.12

注: プロア作動時の値

注: 上記写真は3号機A系のもの

3号機 S/C内滞留ガスのパーシ作業について

2023年12月25日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

2. S/C内滞留ガスの測定・分析結果

- ガスパージ設備にて濃度測定（水素，酸素，硫化水素）およびガス採取・分析（Kr-85）し，S/C内滞留ガスの性状について下記結果が得られた。

分析項目	分析結果
水素	約75%
酸素	約1%
硫化水素	O.S.*
Kr-85	約 1.46×10^4 Bq/cm ³

※O.S.(オーバースケール)：測定上限は30ppm(=百万分の30)以上であるが，計器の特性上，水素濃度の影響を受け，O.S.となった可能性も有り

- 滞留ガスの測定・分析の結果，Kr-85が検出されたことから，事故時に発生したガスがS/C内に滞留していたものと推定。
- 本結果は，今後，事故調査に活用していく。

3. Kr-85による敷地境界における被ばく評価結果

- ガスパージ設備にてガス採取・分析した結果、Kr-85を約 $1.46 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$ 検出※1したことから、Kr-85放出による敷地境界における被ばく影響の評価を実施。
- 今回確認したKr-85濃度およびS/C内滞留ガスの体積（約 1600Nm^3 ）※2を考慮し敷地境界における実効線量を評価した結果、低い値（約 $3.8 \times 10^{-4} \text{mSv}$ ）に留まることを確認。
- 当該値は、「1～4号機原子炉建屋からの追加的放出量の評価結果※3」にて示す評価値（ $4 \times 10^{-5} \text{mSv/年}$ ）よりは大きい、「年間 1mSv を満足する気体放出による評価値（ $3 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$ ）」よりは十分小さいため、周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは小さいと考えている。

<補足>

「1～4号機原子炉建屋からの追加的放出量の評価結果」は毎月公表しているが、今後、パージ作業の進捗に合わせて評価値が若干増加する可能性があるが、作業実績を踏まえ当該評価に適宜反映していく。

※1：今回、採取・分析したガスはAC系配管を含むS/C頂部のガスの一部であるため、パージ作業の進捗に応じてKr-85濃度の傾向を確認するため適宜、分析を実施。

※2：S/C気相部圧力をガスパージ設備にて計測し、PCV水頭を算出。PCV（D/W）水位と水頭からS/C内部の水位を推定し、S/C内滞留ガス体積を算出。当該体積は、PCV（D/W）水位の測定計器の誤差等による不確かさを有するが、「年間 1mSv を満足する気体放出による評価値（ $3 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$ ）」と比べ十分に小さいことから、被ばく評価への影響は小さいと考える。

※3：2023年11月28日公表

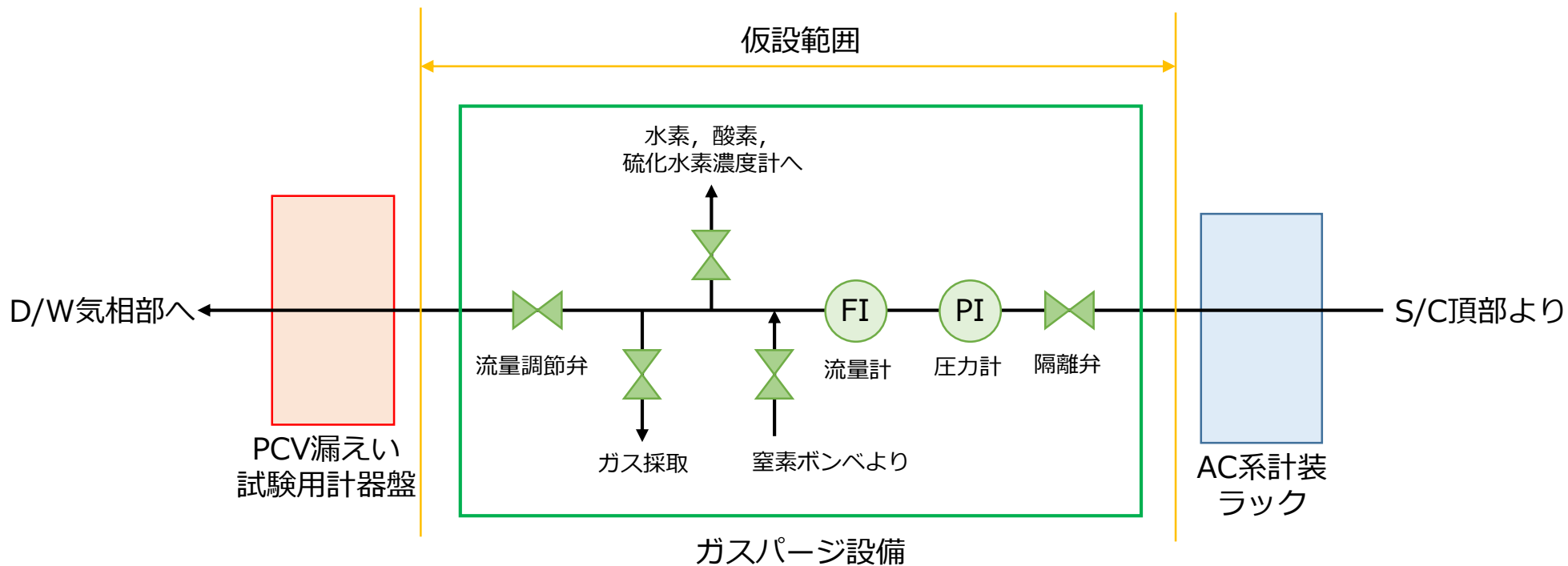
4. パージ作業の工程

- ガスパージによるPCVパラメータへの影響を確認するため、まずは1日あたり数m³とする少量のパージを実施。
- 徐々にパージ量を増加させながら、PCVパラメータに影響がないと評価した量にてパージを実施。

	2023年度			
	12月	1月	2月	3月
パージ作業	少量のパージ 12/19開始	少量のパージ	PCVパラメータへの影響確認 パージ	調整中
ガスの採取・分析		適宜実施		
片付け				

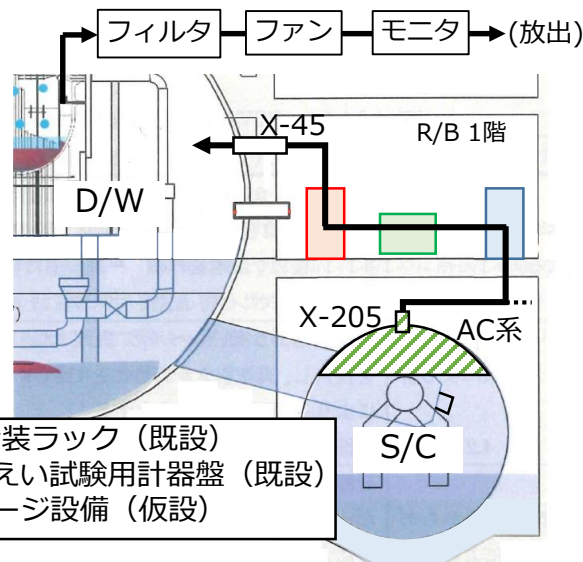
パージ作業の進捗によっては
3月以降も継続の可能性あり。

- PCV保有水の水頭にて送気されたS/C滞留ガスは、ガスパージ設備にて濃度測定（水素，酸素，硫化水素）やガス採取（Kr-85分析）が可能。
- PCV環境への影響を抑えるため，S/C内滞留ガスをD/Wへ送気する流量の調整が可能。



- パージ作業により、D/Wへ水素を含む滞留ガスを送気するが、PCVガス管理設備を経由することで、**PCVパラメータ（水素・希ガス・ダスト濃度）を監視**しながら放出可能。
- 同様にS/C滞留ガスのパージにより、S/C気相部へPCV保有水が移行し、PCV水位が低下する可能性があるため、必要に応じて**パージ作業前に原子炉注水量を調整**。
- ガスパージ設備にて水素濃度の確認やパージ流量の調整が可能であるため、**PCVパラメータ（水素・希ガス・ダスト濃度、水位）に影響を与えないよう慎重に作業**を実施。
- パージ作業は、PCV保有水の水頭によりS/C内滞留ガスをD/Wへパージし、**ガスパージ設備の水素濃度が可燃限界（4%）未満になるまで実施**。系統内に水素が残留する場合は、必要に応じて系統内に窒素を封入する予定。

PCVガス管理設備



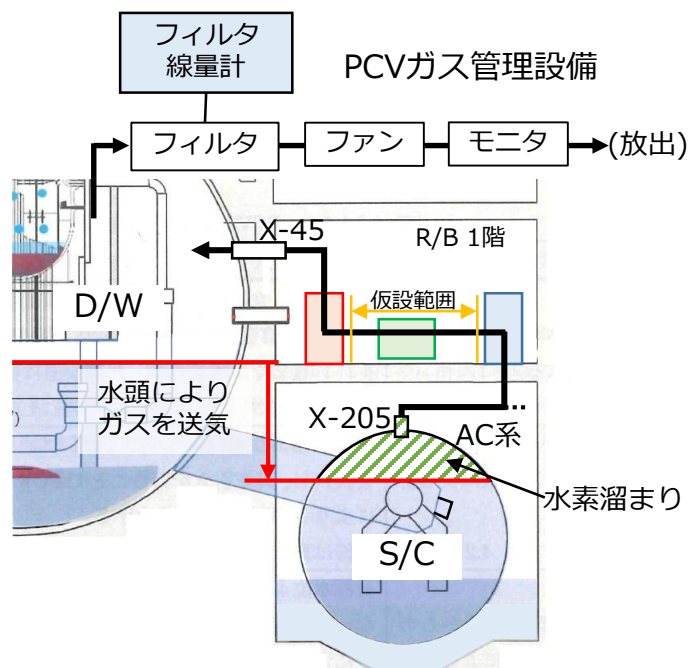
- : AC系計装ラック (既設)
- : PCV漏えい試験用計器盤 (既設)
- : ガスパージ設備 (仮設)

パージ作業中のS/C内滞留ガスの流れ

パージ作業におけるPCVパラメータの管理方針

管理パラメータ	管理方針	管理方針から逸脱する場合
PCV水素濃度	運転上の制限2.5%以下を満足するよう管理。	ガスパージ作業を中断し、濃度が低減することを確認。
PCV希ガス濃度	現状の希ガス濃度から有意な変動が無いよう管理。	ガスパージ作業を中断し、濃度が低減することを確認。
PCVダスト濃度	現状のダスト濃度から有意な変動が無いよう管理。	ガスパージ作業を中断し、濃度が低減することを確認。
PCV水位	PCV水位・温度計の最下位(L1)が気中露出しないよう管理。	ガスパージ作業を中断し、必要に応じて炉注水量を増加。
ガス管理設備フィルタ線量計	現状の線量率から有意な変動が無いよう管理。	ガスパージ作業を中断し、線量率が低減することを確認。

- Kr-85を含むガスをPCVガス管理設備を経由して放出することから、当該設備近傍における過剰被ばくを防止するため、当該設備フィルタに設置された線量計をパージ作業中は監視し、有意な変動を確認した場合は、作業を中断。
- パージ作業中は建屋内のエア採取およびKr-85濃度の分析を行い、建屋内へのガス滞留がないことを確認。



PCVガス管理設備線量計設置イメージ

(参考) 過去の類似作業における測定・分析結果

	1号機			3号機	
	RCW熱交換器 入口ヘッダ配管	CUW逃がしライン逆止弁		RHR熱交換器 (A)	(再掲)S/C
		上流配管	下流配管		
水素(%)	約72	0	約15.5	約20	約75
酸素(%)	約18	約1.0	約19.1	約0	約1
硫化水素(ppm)	約28	約10.2	約21.7	約20	O.S.
Kr-85(Bq/cm ³)	約4	約1.2×10 ³	約1.9×10 ⁴	約2.64×10 ³	約1.46×10 ⁴

1号機PCV水位低下に向けたS/C内包水サンプリング作業 の実施について（S/C底部確認含む）

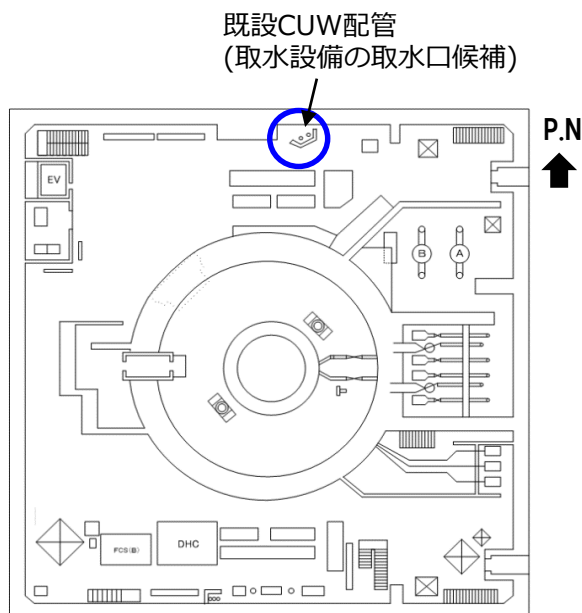
2023年12月25日



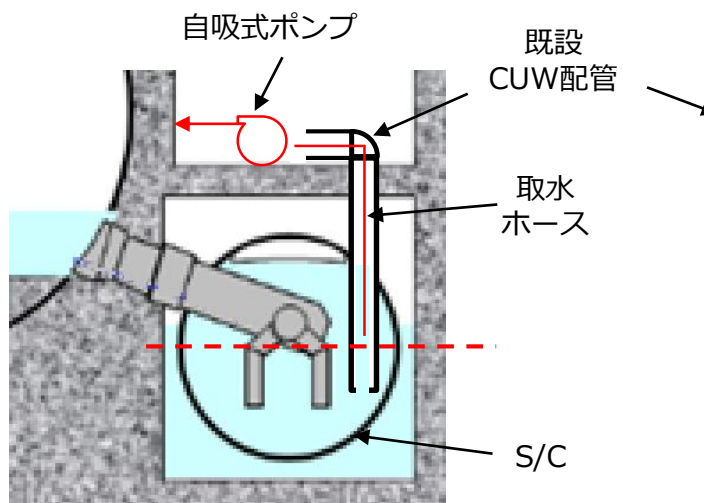
東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

- 1号機PCVの耐震性向上として、PCVの水位低下を計画している。また、PCV水位低下に向け水位計や取水設備の設置を検討している。
- 知見の拡充を目的にS/C内包水の水質やS/C底部状況の確認のため、PCV水位計や取水設備の設置候補であるCUW配管から、これら設備の設置前にS/C内包水のサンプリング作業(S/C底部カメラ調査含む)を実施。
作業期間：11月15～17日



1号機R/Bの1階平面図



S/Cに接続する既設配管を用いた取水イメージ

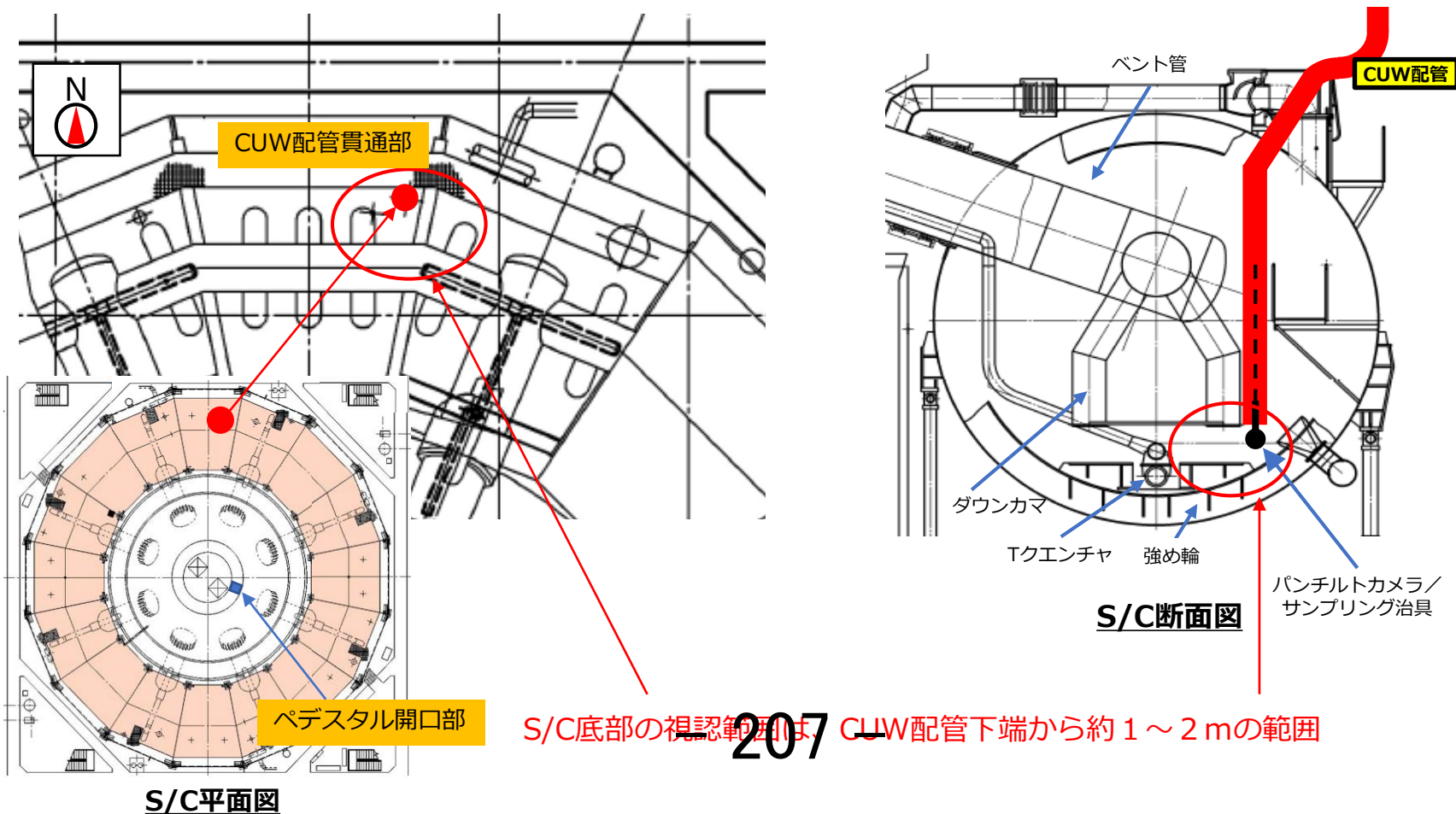


既設CUW配管

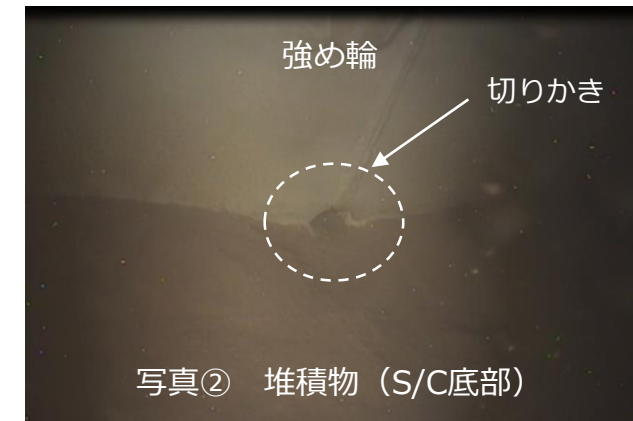
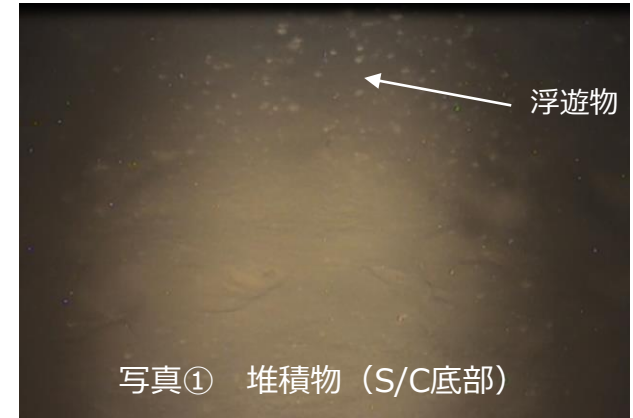
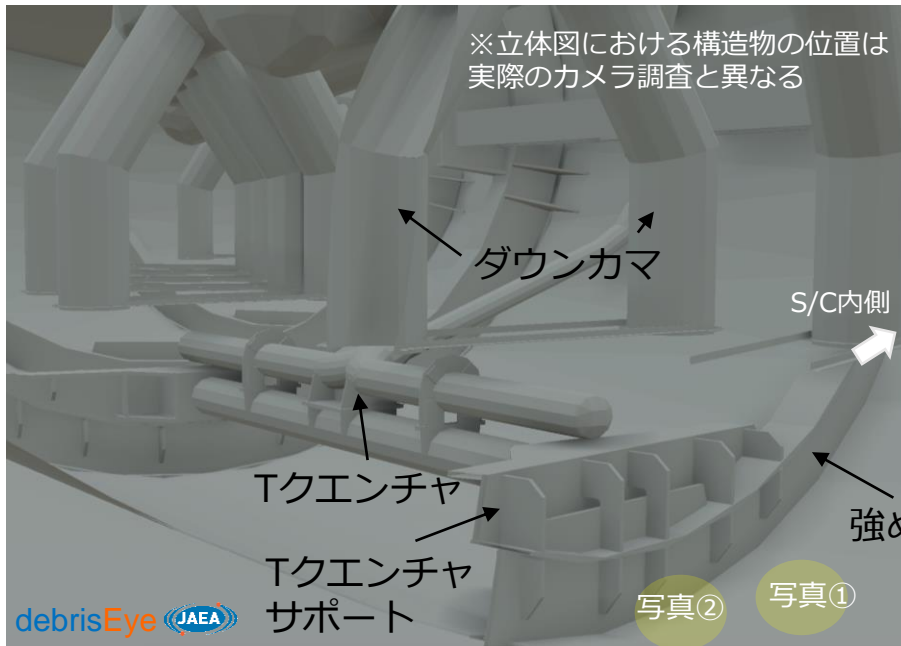
2. S/C底部の状況（堆積物・構造物の状況）

今回のカメラ調査の範囲において、以下を確認。

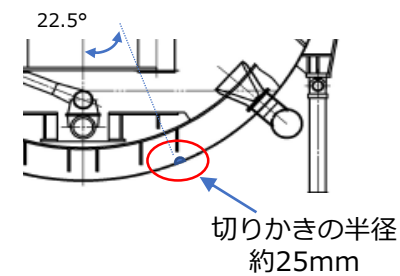
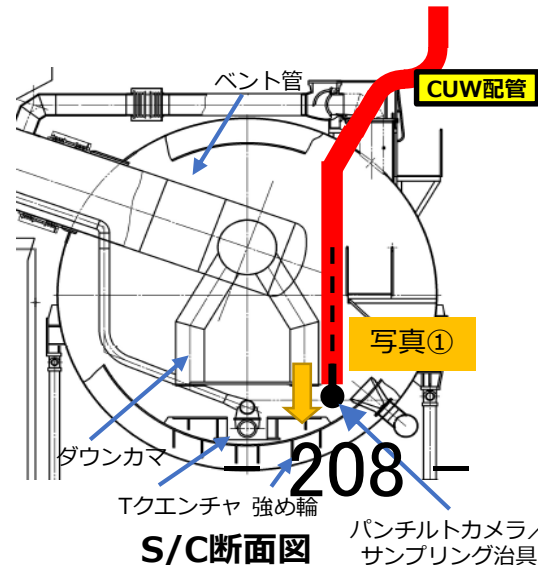
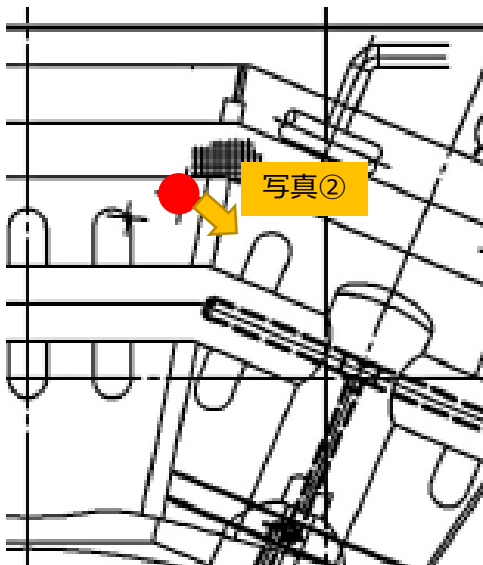
- S/C底部には茶褐色に見える堆積物が、表面を覆っていることを確認した。
- S/C底部の構造物（ダウンカメラなど）に異常は確認されなかった。
- S/C内構造物表面の塗装の剥離等は確認されなかった。



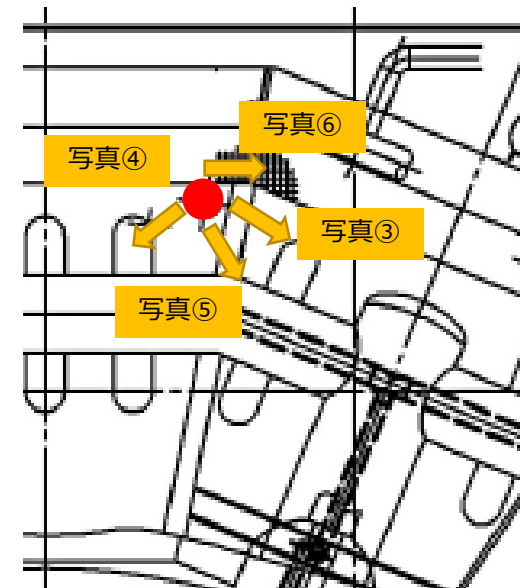
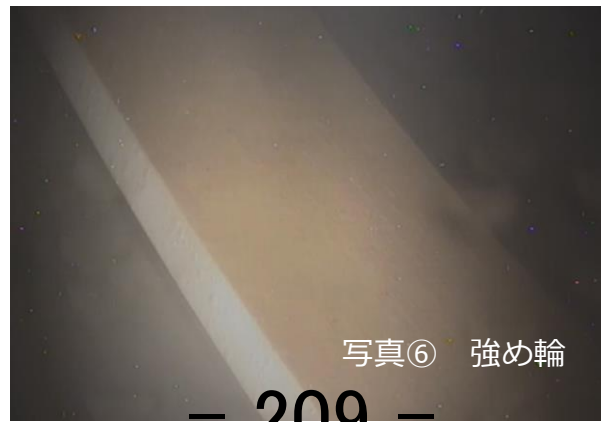
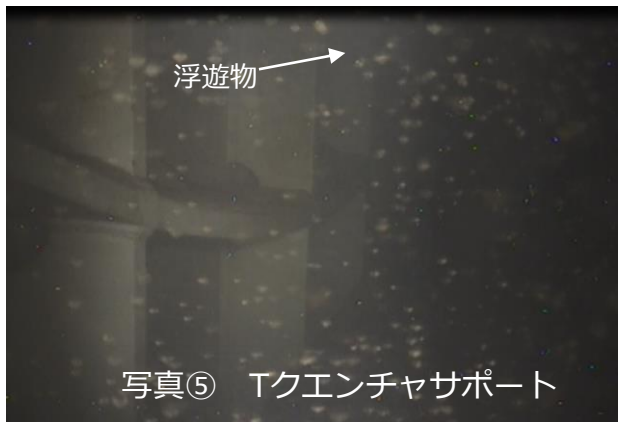
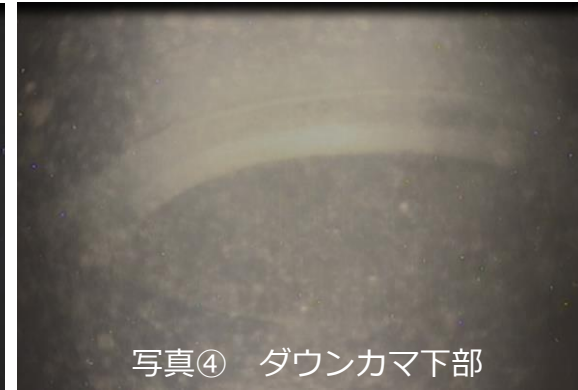
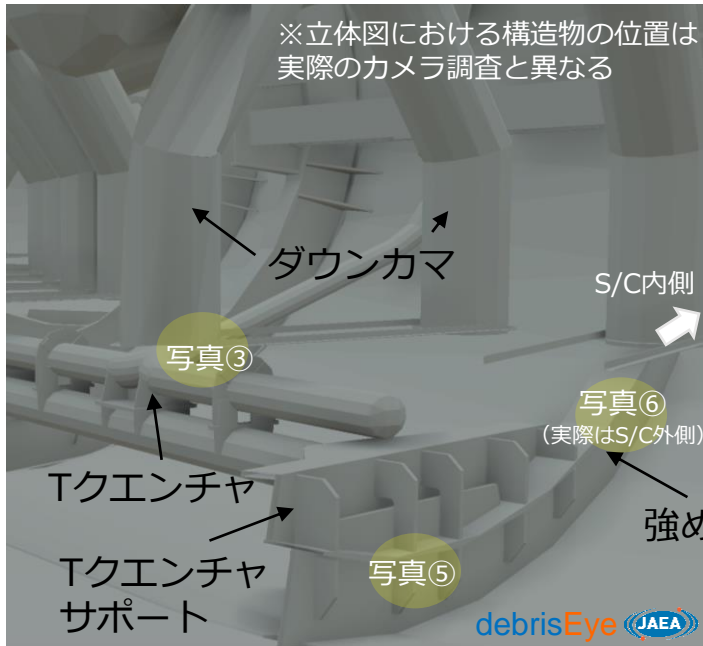
3. S/C底部の状況 (堆積物)



(補足) 写真中の浮遊物は調査した範囲全体で確認された



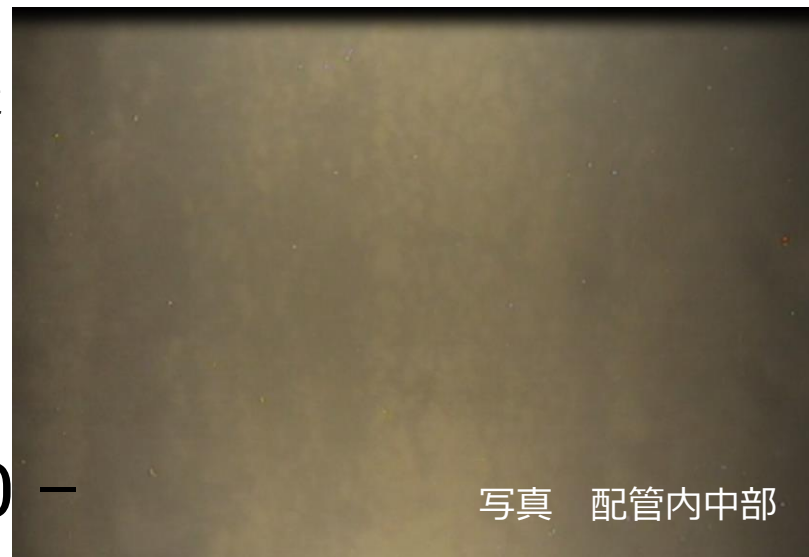
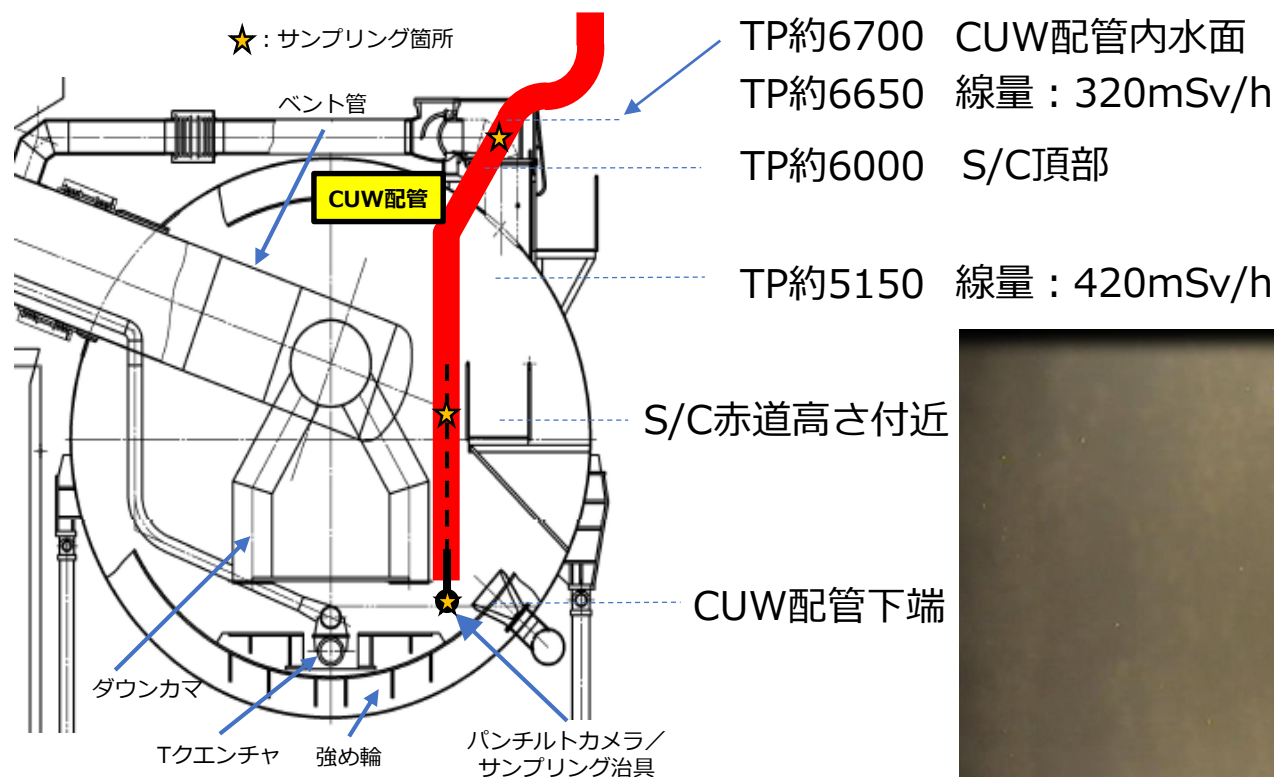
4. S/C底部の状況（構造物）



(補足) 写真中の浮遊物は調査した範囲全体で確認された

5. CUW配管内の状況

- CUW配管内の目視確認の結果、今後、設置を検討している設備（水位計、取水設備）に影響が出るような異常は確認されなかった。
- サンプルングについて、上中下の3カ所について採取。
- 線量測定(参考)について、水中線量計の故障により、上部の測定のみとなった。



6. S/C(CUW配管)の内包水サンプリング結果 (1 / 2)

滞留水処理への影響確認、PCV内の状況把握のため

測定項目	単位	CUW配管内上部	CUW配管内中部	CUW配管下端 (S/C下部)
Cs-134	Bq/L	4.19E+07	5.61E+07	6.11E+07
Cs-137	Bq/L	2.55E+09	3.38E+09	3.64E+09
Sr-90	Bq/L	4.17E+07	7.57E+07	7.95E+07
H-3	Bq/L	1.74E+07	2.14E+07	2.24E+07
全α	Bq/L	<1.14E+03	<1.14E+03	<1.14E+03
pH※1	-	5.9	5.9	5.8
導電率※1	μS/cm	19.0	34.0	34.0
Cl	mg/L	380	740	750
Ca	mg/L	<10.0	14.0	14.0
Mg	mg/L	16.0	40.0	41.0
Na	mg/L	190	380	390
Al	mg/L	1.6	1.9	1.6
SS	mg/L	<100	<100	<100
TOC	mg/L	<10.0	<10.0	<10.0
油分	mg/L	<30.0	<30.0	<30.0
発泡性	-	なし	なし	なし
一般細菌数※2	CFU/mL	<1.0E+03	<1.0E+03	1.0E+04
硫酸塩還元細菌数※2	-	不検出	不検出	不検出

補足)

- ・※1については、試料のラボへの持ち込み線量基準 (1mSv/h) を満足させるため、採取量が少量になったことから精製水にて100倍希釈しており、その影響があるため参考値として記載
- ・※2については、一般細菌数が 10^4 CFU/mL以下、硫酸塩還元細菌数が不検出のため、微生物腐食のリスクは小さいと考えられる

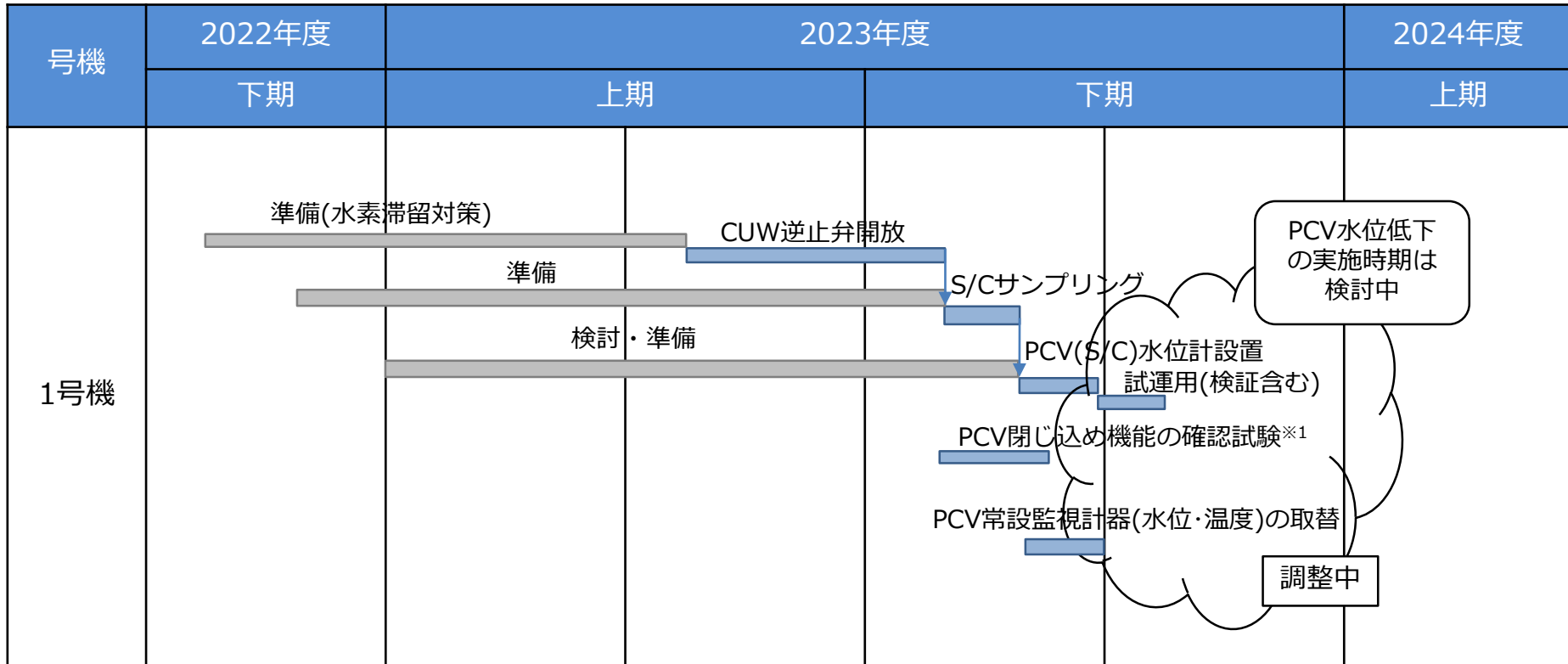
211

6. S/C(CUW配管)の内包水サンプリング結果 (2 / 2)

測定項目	単位	CUW配管内上部	CUW配管内中部	CUW配管下端 (S/C下部)
Co-60	Bq/L	<5.68E+05	<6.26E+05	<7.61E+05
Ru-106	Bq/L	<2.34E+07	<2.81E+07	<2.69E+07
Sb-125	Bq/L	<1.58E+07	<1.80E+07	<1.87E+07
Eu-154	Bq/L	<1.61E+06	<2.00E+06	<1.94E+06
Am-241 (γ)	Bq/L	<2.17E+06	<2.55E+06	<2.56E+06
I-129 (γ)	Bq/L	<1.78E+07	<2.07E+07	<2.15E+07
Ag-108m	Bq/L	<5.36E+06	<6.12E+06	<6.30E+06
Ba-133	Bq/L	<5.63E+06	<6.37E+06	<6.62E+06
I-129 (β)	Bq/L	1.04E+03	3.02E+03	2.56E+03

- 今回の調査やサンプリング結果等の知見について、今後計画しているPCV水位低下の手順や設備設計の検討に反映する。今後、S/Cの水位低下に合わせて、放射能評価について検討していく。また、1Fにおける事故調査にも活用していく。

参考. PCV(S/C)水位低下関連作業の工程 (予定)



- 視野角 (パンチルト機能)
 - 水平 : 360度 (±180度)
 - 上下 : 270度 (±135度)
 - ズーム : 光学10倍、デジタル5倍

- 照明 白色LED 2灯

- 防水性 水深40mまで使用可能



※ ニスコ (株) カタログ抜粋

現地調査の実施状況

- ・ 1号機SGTS配管に対する測定
- ・ 2号機原子炉建屋内
- ・ 5号機原子炉建屋内

2023年12月25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11月16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: 1.06 mSv、最小: 0.87 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。

※調査結果等については、資料4-2にて説明。

(2) 5号機原子炉建屋内

(2) 5号機原子炉建屋内

(1) 目的

福島第一原子力発電所1号機及び3号機で確認されている事故初期高線量率の原因に関する検討に資するために、格納容器からの放射性物質の漏えい箇所として可能性のある箇所の構造等を確認する。

(2) 場所

5号機原子炉建屋

(3) 調査日

2023年12月7日

(4) 調査実施者

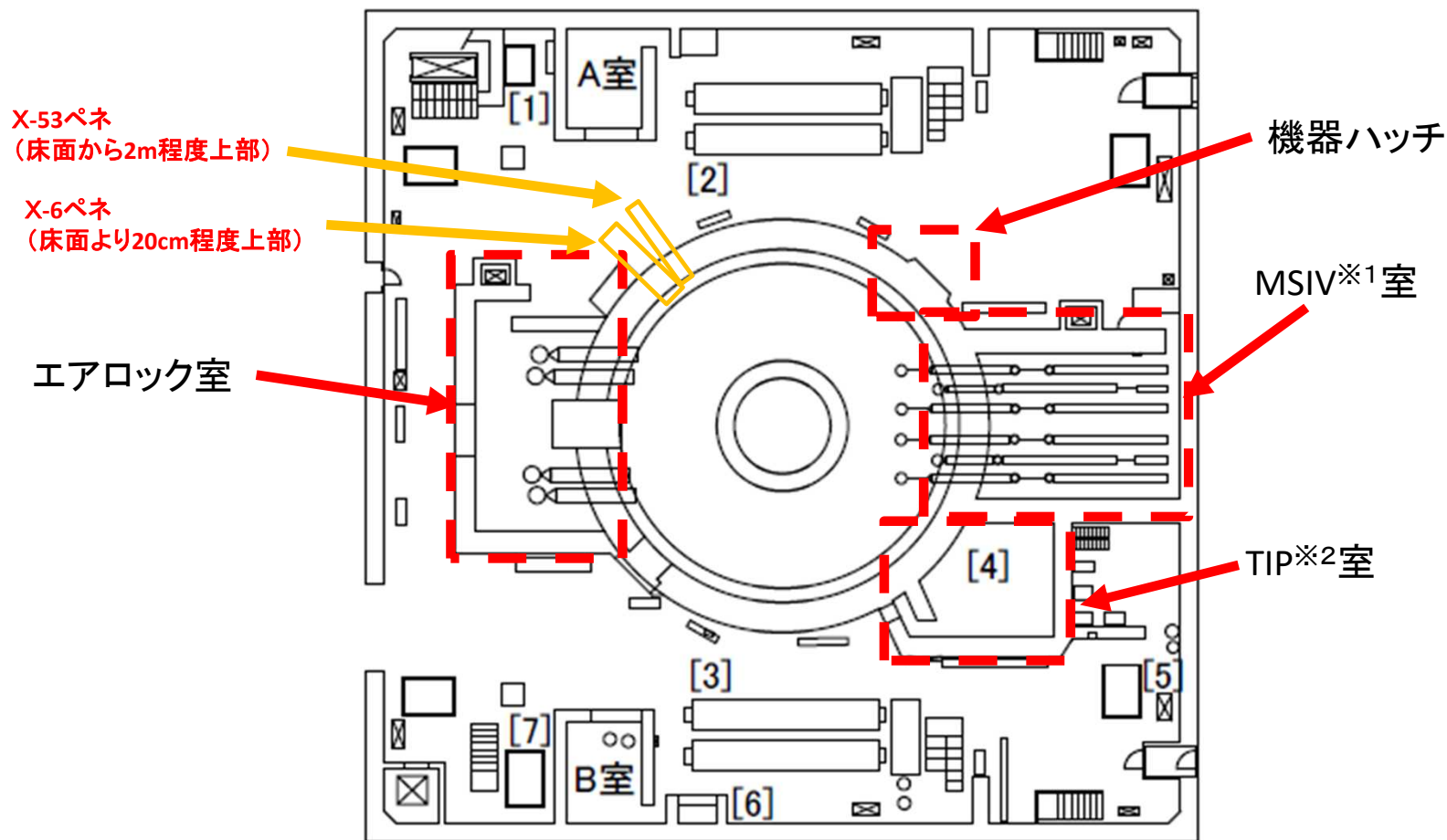
田中原子力規制委員会委員、原子力規制庁職員 3名

(5) 被ばく線量

最大：0.00 mSv、最小：0.00 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（5号機原子炉建屋1階）



※1 : main steam isolation valve (主蒸気隔離弁)

※2 : Traversing In-core Probe (移動式炉心内計測装置)

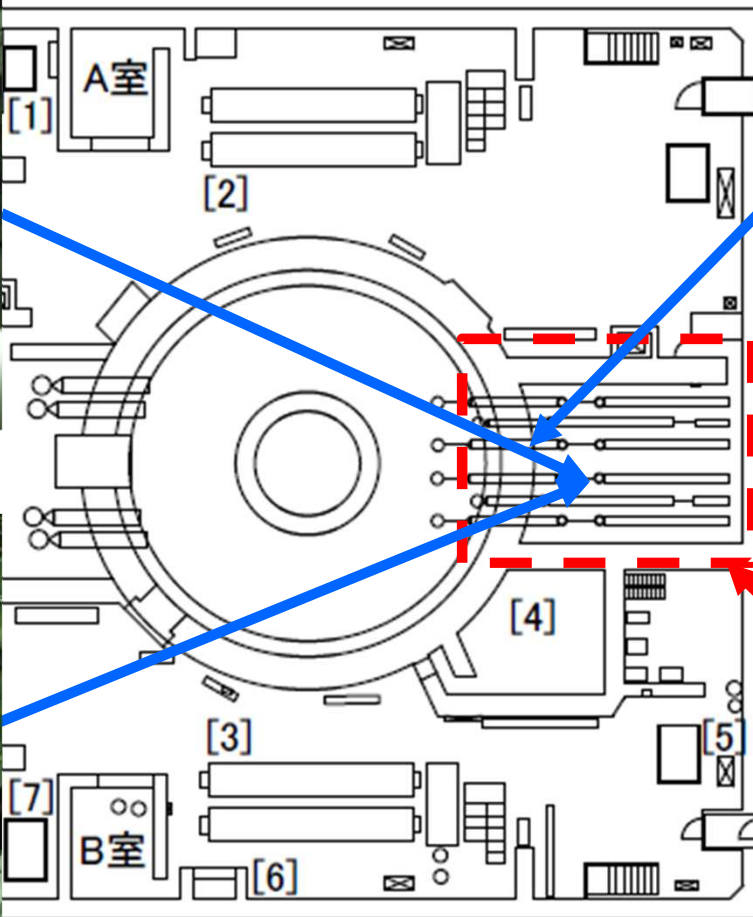
調査結果（5号機原子炉建屋1階）



隔離弁



隔離弁

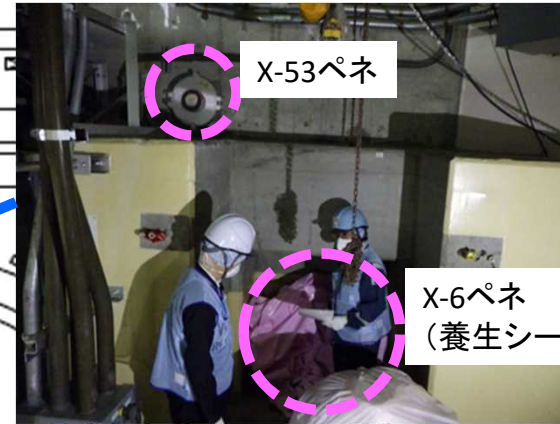
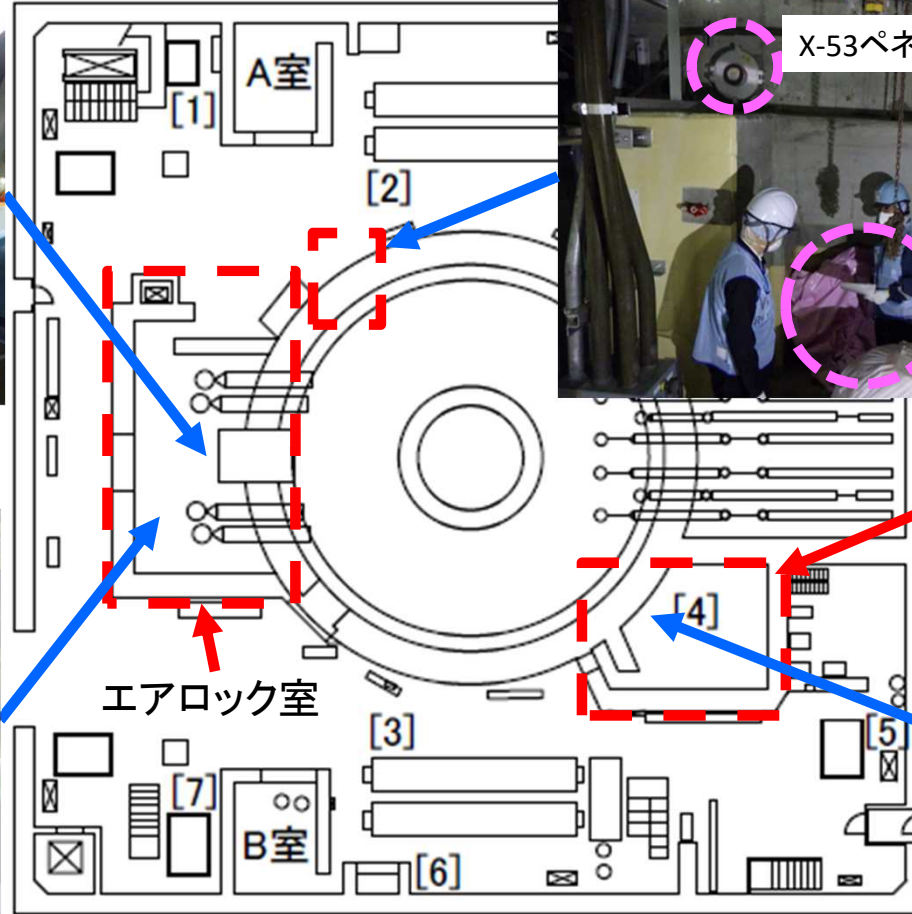


格納容器との接続部

MSIV室

写真は、いずれも2023年12月7日原子力規制庁撮影

調査箇所（5号機原子炉建屋1階）



TIP室



写真は、いずれも2023年12月7日原子力規制庁撮影

(3) 2号機原子炉建屋内

(3) 2号機原子炉建屋内

(1) 目的

福島第一原子力発電所2号機の放射性物質の放出経路の推定に資するために、2号機原子炉建屋1階フロア内各所、三角コーナー中地下階(1箇所:北東側)の放射線量率等を確認する。

(2) 場所

2号機原子炉建屋

(3) 調査日

2023年12月7日

(4) 調査実施者

田中原子力規制委員会委員、原子力規制庁職員 3名

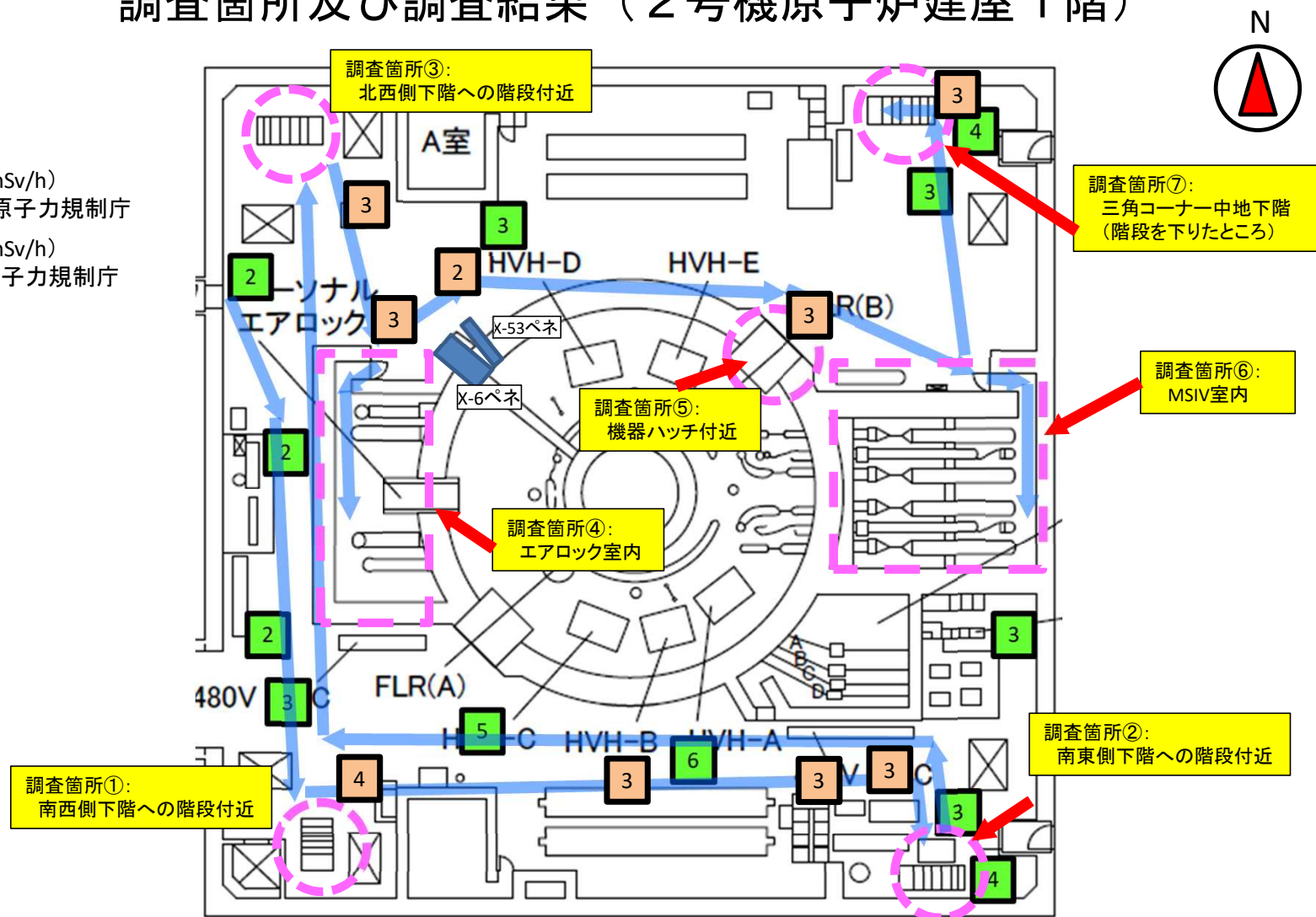
(5) 被ばく線量

最大: 1.16 mSv、最小: 0.39 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。

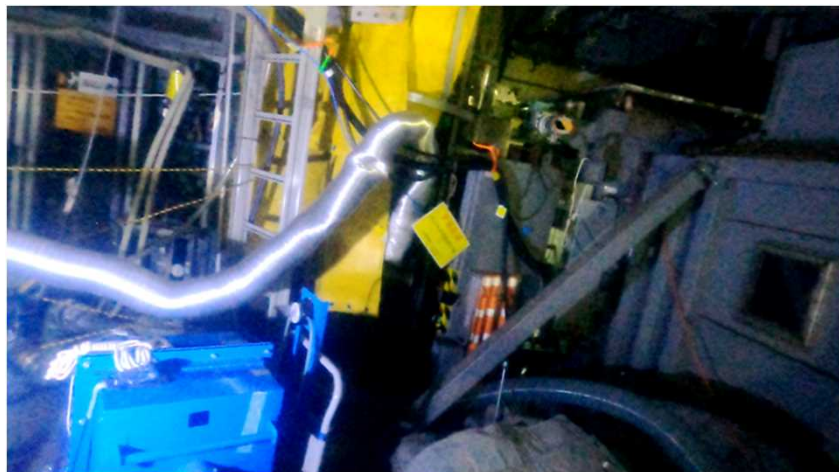
調査箇所及び調査結果（2号機原子炉建屋1階）

- : 空間線量率 (mSv/h)
2022/11/30、原子力規制庁
- : 空間線量率 (mSv/h)
2023/12/7、原子力規制庁

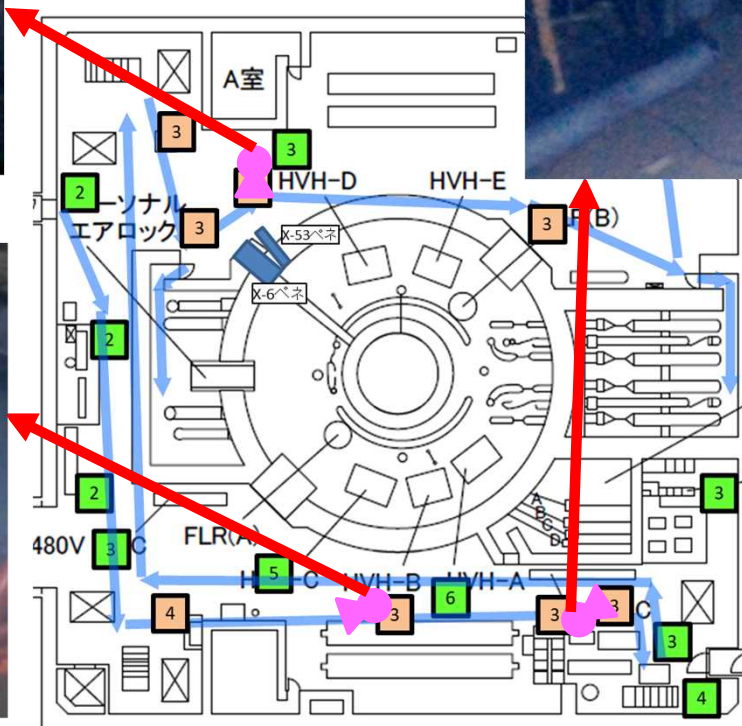


図の出典: 建屋内の空間線量率について(2018年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)(一部加筆)

調査結果（2号機原子炉建屋1階）



- : 空間線量率(mSv/h)
2022/11/30、原子力規制庁
- : 空間線量率(mSv/h)
2023/12/7、原子力規制庁

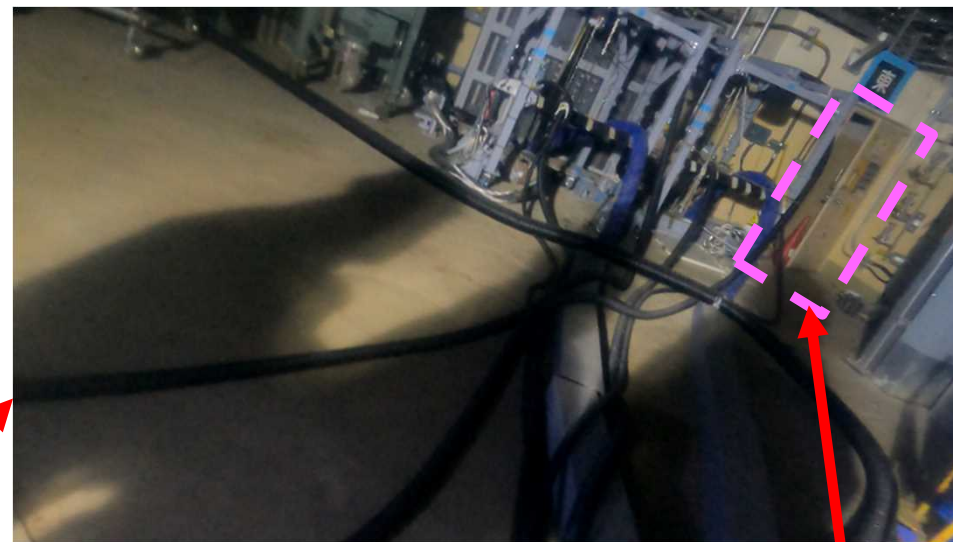


写真は、いずれも2023年12月7日原子力規制庁撮影

調査結果（2号機原子炉建屋1階）

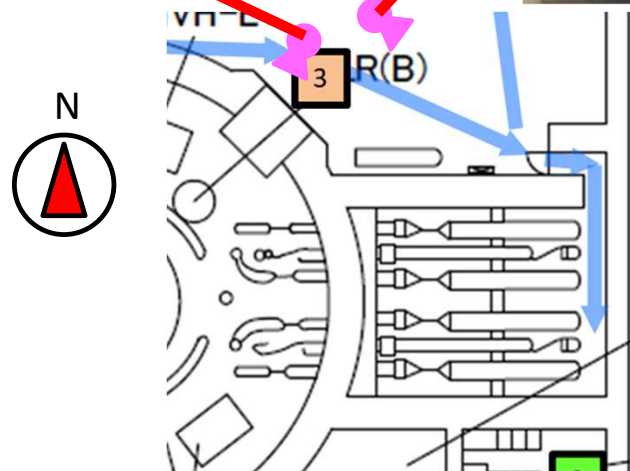


機器ハッチ



MSIV室入口付近

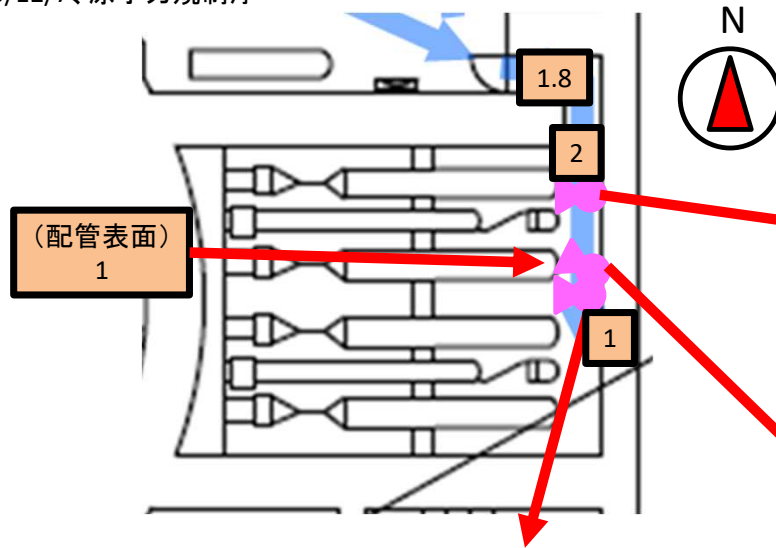
MSIV室入口



写真は、いずれも2023年12月7日原子力規制庁撮影

調査結果（2号機原子炉建屋1階：MSIV室内）

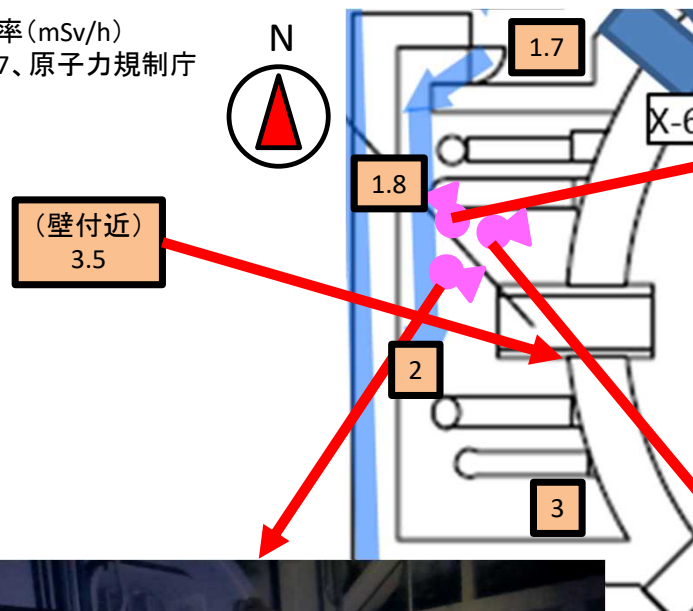
空間線量率 (mSv/h)
2023/12/7、原子力規制庁



写真は、いずれも2023年12月7日原子力規制庁撮影

調査結果（2号機原子炉建屋1階：エアロック室内）

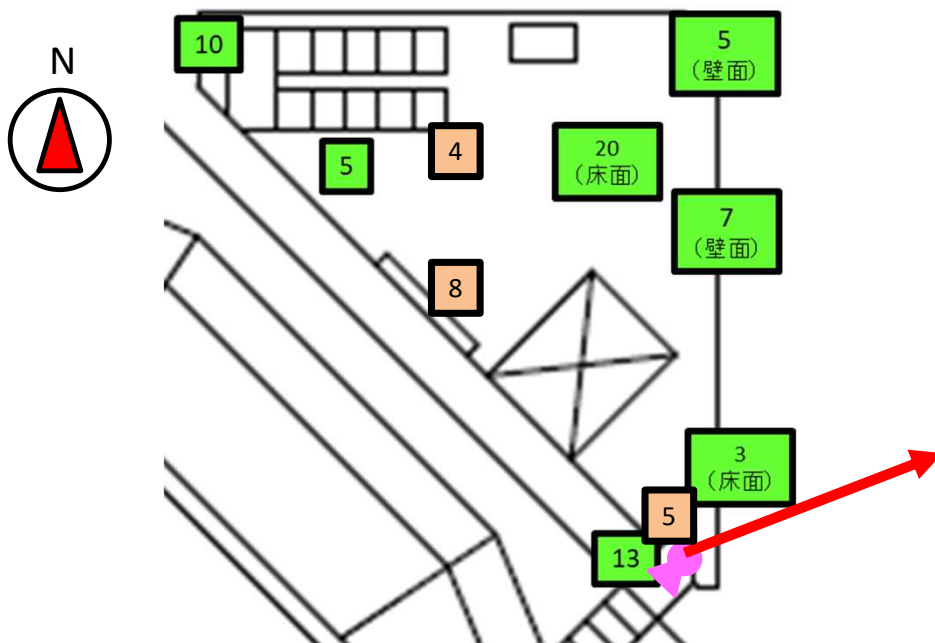
空間線量率 (mSv/h)
2023/12/7、原子力規制庁



写真は、いずれも2023年12月7日原子力規制庁撮影

調査結果（2号機原子炉建屋北東側三角コーナー一中地下階）

□ : 空間線量率 (mSv/h)
2023/12/7、原子力規制庁



写真は、2023年12月7日原子力規制庁撮影