

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32回会合

議事次第

1. 日 時 令和4年10月31日(月) 14:00 ~ 18:00

2. 場 所 原子力規制委員会 13階BCD会議室

3. 議 題

(1) 1号機原子炉格納容器内部調査の状況について

- ・ 1号機 ROV 調査の後半の計画と前半調査の追加情報
- ・ 燃料デブリ等の想定体積、PCV 内の水量等の物理量の確認
- ・ 大阪大学におけるコンクリートに関する事象の検討
- ・ 原子力規制庁における事象進展シナリオ等の検討
- ・ 1, 2, 3号機 PCV 内部調査結果の比較

(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

- ・ 東京電力福島第一原子力発電所敷地内外のモニタリングポスト等で測定された空間線量率等の測定データの整理 (3/12、3/12-16、3/16-31)

(3) 1, 2号機非常用ガス処理系配管内汚染に係る熱流動解析について

- ・ 1, 2号機 SGTS 配管における RELAP 熱流動解析

(4) 2号機シールドプラグの変形について

- ・ シールドプラグの隙間の断面積の評価 (自重解析)
- ・ 6号機シールドプラグの形状測定結果及びシールドプラグの開閉履歴等
- ・ 2号機シールドプラグにおける汚染

(5) 現地調査等の実施状況について

- ・ 6号機シールドプラグ形状測定
- ・ 1号機タービン建屋地下の予備調査

(6) その他

- ・ 2号機燃料取扱機操作室調査
- ・ 1号機原子炉補機冷却系線量低減に向けた内包水サンプリング作業の再開

4. 配布資料

資料 1－1：1号機 PCV 内部調査（後半）について [技術研究組合国際廃炉研究開発機構 東京電力ホールディングス株式会社]

資料 1－2：東京電力福島第一原子力発電所 1号機 PCV 内部調査により確認されたコンクリートに関する事象の検討 [大阪大学大学院]

資料 1－3：1号機原子炉格納容器内部調査の整理点等について [原子力規制庁]

資料 2：東京電力福島第一原子力発電所敷地内外のモニタリングポスト等で測定された空間線量率等の測定データについて（3/12、3/12-16、3/16-31） [原子力規制庁]

資料 2（参考）：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 3 1 回会合 資料 2 東京電力福島第一原子力発電所敷地内外のモニタリングポスト等で測定された空間線量率等の測定データについて
<https://www.nra.go.jp/data/000403166.pdf>

資料 3：1, 2号機 SGTS 配管内汚染の分析 [原子力規制庁]

資料 4－1：福島第一原子力発電所 2号機シールドプラグの変形 [原子力規制庁]

資料 4－2：シールドプラグの隙間の断面積の評価 [国立研究開発法人日本原子力研究開発機構]

資料 4－3：2号機シールドプラグにおける汚染について [東京電力ホールディングス株式会社]

資料 5：現地調査の実施状況 [原子力規制庁]

資料 6－1：2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]

資料 6－2：1号機原子炉補機冷却系線量低減に向けた内包水サンプリング作業の再開について [東京電力ホールディングス株式会社]

1号機 PCV内部調査（後半）について

2022年10月31日

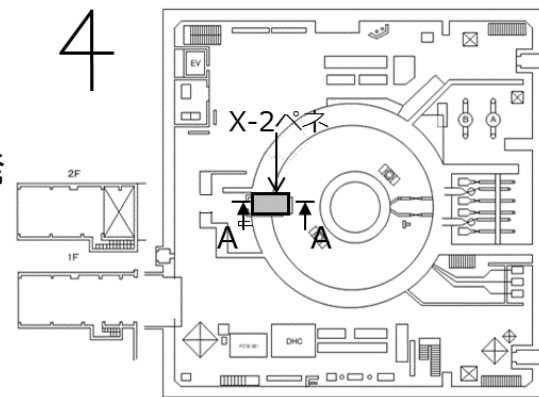


技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
東京電力ホールディングス株式会社

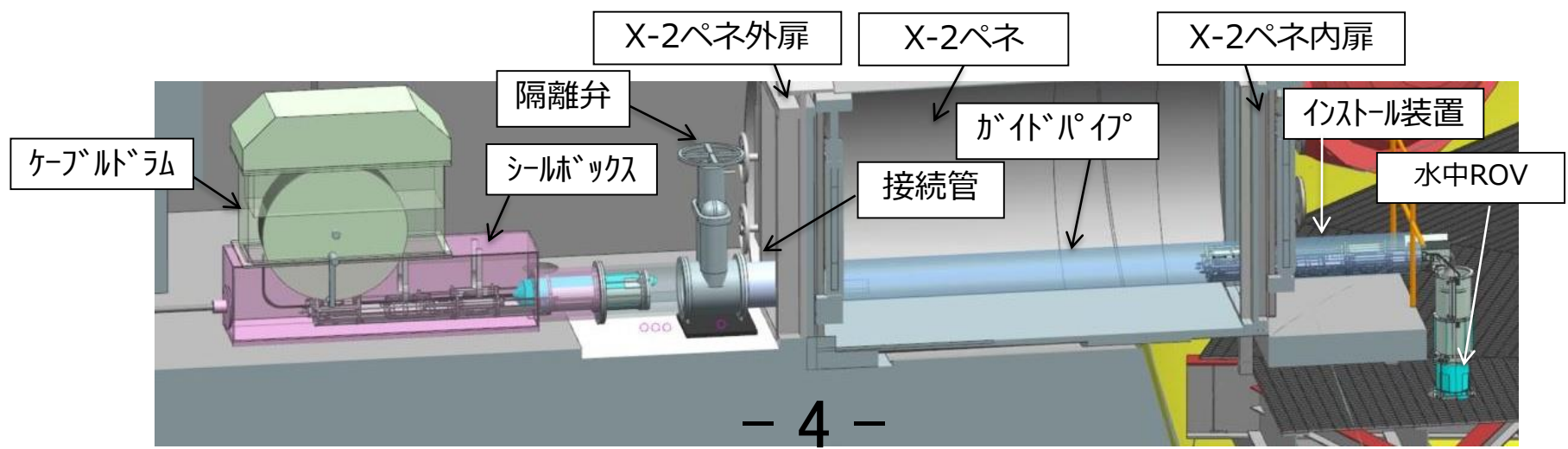
1. 1号機PCV内部調査の概要

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

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



1号機原子炉建屋1階におけるX-2ペネの位置



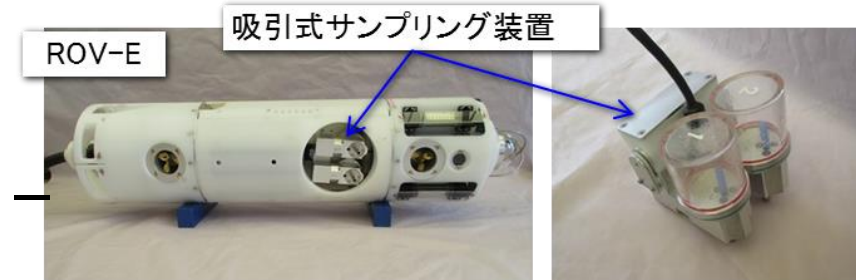
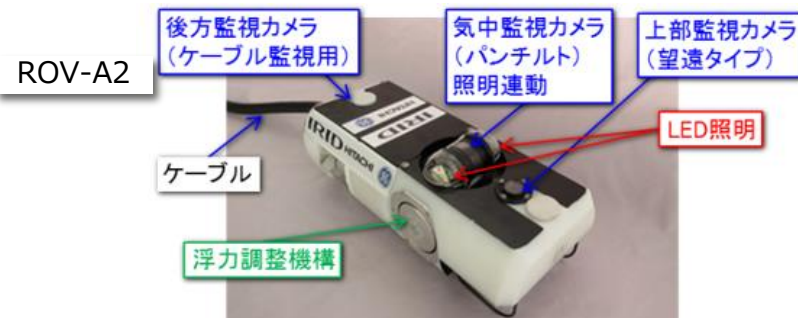
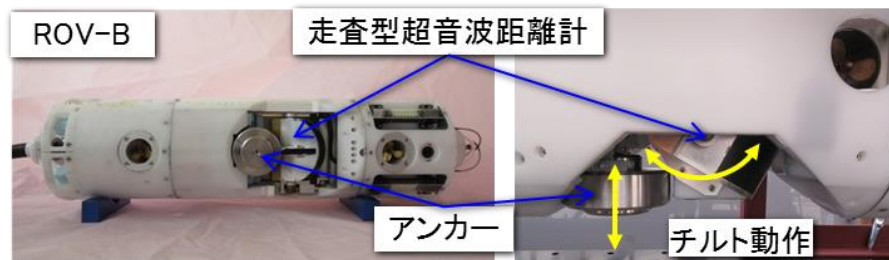
- 4 -

内部調査時のイメージ図 (A-A矢視)

2. 後半調査方針について（調査項目及び遊泳ルート）

- 後半調査は、4種類の水中ROV(ROV-D,E,B,A2)により調査を実施予定
- 前半調査同様、ケーブル挟まりリスク回避のため、南回りルートで調査

調査順	調査装置	計測器	実施内容
①	ROV-D 堆積物デブリ検知	<ul style="list-style-type: none"> ・ CdTe半導体検出器 ・ 改良型小型B10検出器 	デブリ検知センサを堆積物表面に投下し、核種分析と中性子束測定により、デブリ含有状況を確認する（中性子束、Cs-137、Eu-154測定）
②	ROV-E 堆積物サンプリング	<ul style="list-style-type: none"> ・ 吸引式カプリング装置 	堆積物サンプリング装置を堆積物表面に投下し、堆積物表面のサンプリングを行う
③	ROV-B 堆積物3Dマッピング	<ul style="list-style-type: none"> ・ 走査型超音波距離計 ・ 水温計 	走査型超音波距離計を用いて堆積物の高さ分布を確認する
④	ROV-A2 詳細目視	<ul style="list-style-type: none"> ・ 光ファイバー型γ線量計 ・ 改良型小型B10検出器) 	ペDESTアルの内部，外壁及び内壁の状況などカメラによる目視調査を行う

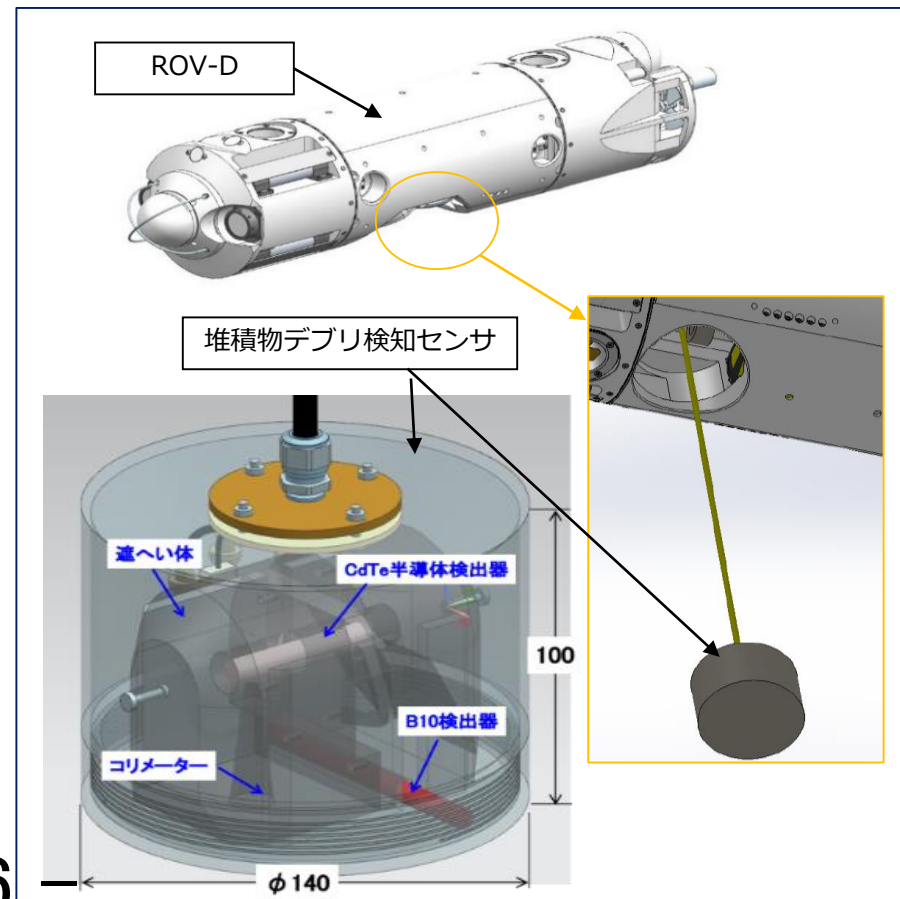


3. ROV-D (堆積物デブリ検知) における γ 線の核種分析について

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

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

各 γ 核種における燃料由来の物質検知性



ROV-Dの装置構成

4. ROV-B (堆積物 3Dマッピング) 調査範囲拡大の検討結果について

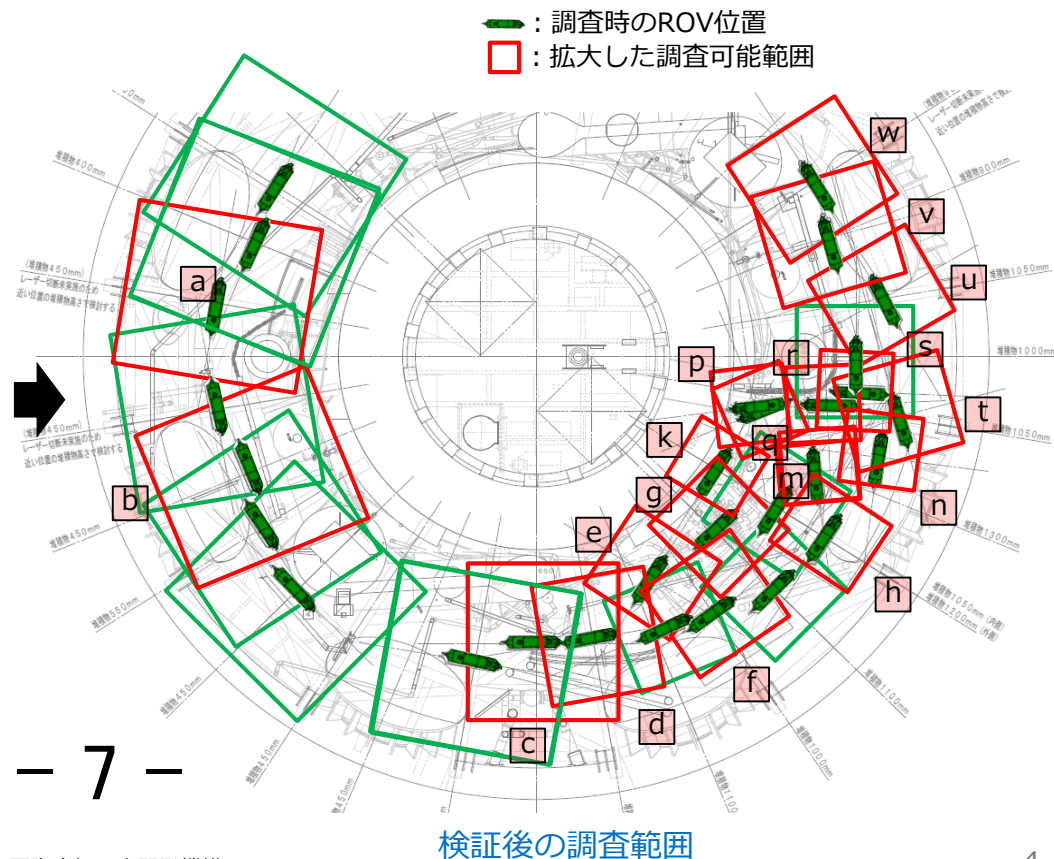
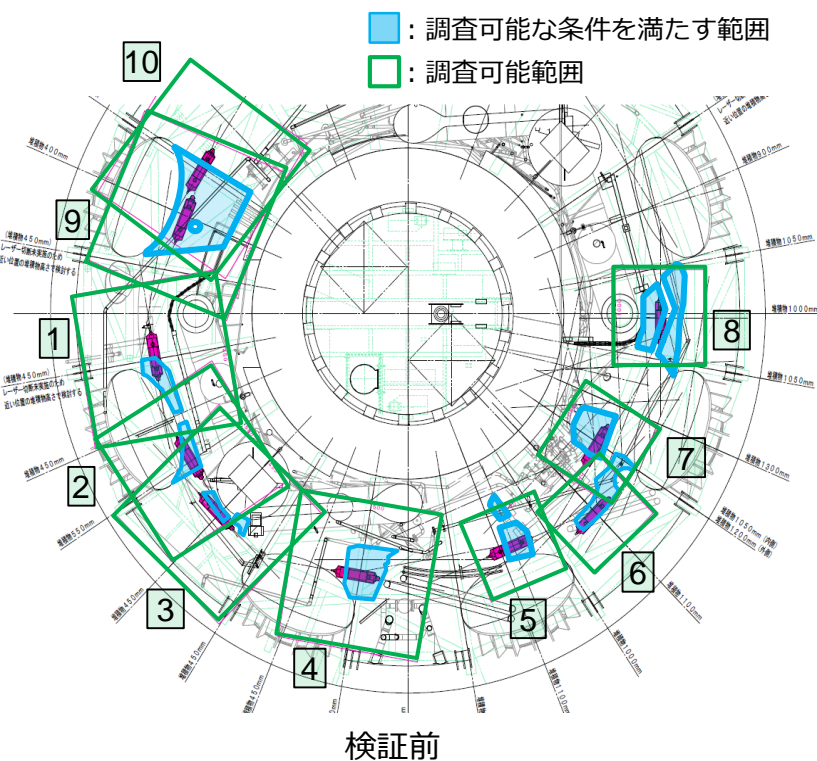
- ROV-Bによる堆積物3Dマッピングについて、調査範囲の拡大に向けて追加で検討を実施

【ROV-Bで調査可能な条件】

- ①ROVがPCV水面に浮上可能であること
- ②ROVに搭載されるアンカーの吊り降ろしが可能であること

- 上記②について、アンカーを着座させずに、ROV本体を既設の構造物に固定し、停留した状態での調査成立性についてモックアップで検証した結果、調査範囲を拡大できる見通しを得た

ただし、現地の状況（ケーブルの撚りや水流の影響）により、調査範囲が制限される可能性は残るが、可能な限り広範囲を調査する

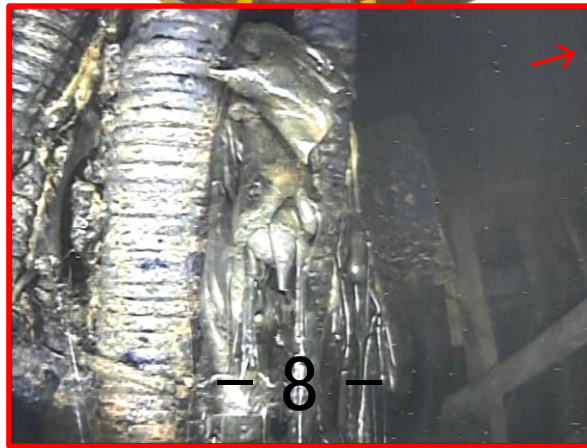
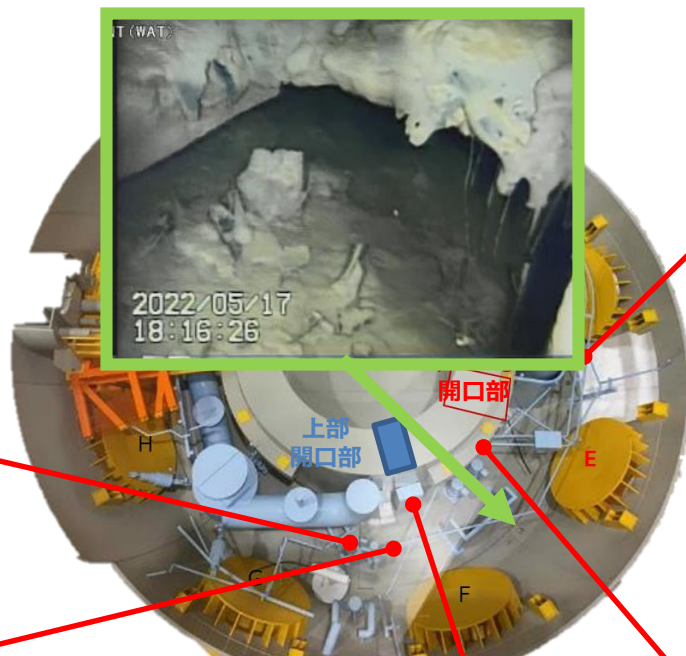


- 7 -

5. 前半調査に関する新たな情報

(1) 水面より上の構造物への付着物

- 水面より上部の映像を確認したところ、配管やサポートへの付着物を確認
- 一部は溶融金属が固化したような光沢のある付着物を確認



→ :ペDESTAL開口部の方向

5. 前半調査に関する新たな情報

(2) 堆積物の表面にて確認された物体について



- ペDESTAL開口部入り口左側付近に膨らみのある形状の物体を確認
- デブリとの関係やその形成メカニズムは不明であるが上部からの落下物との関係を含め、継続的に検討を進めていく



5. 前半調査に関する新たな情報

(3) ペDESTAL内部への進入路について



ペDESTAL開口部俯瞰

- 2/24の報告では、ROV-Aによる開口部上端付近の映像を確認した結果から、開口部奥側には約150cmの高さに堆積物が確認されるものの、ROV-A2の通過に必要な約20cm以上の隙間があり、ペDESTAL内部の調査は可能であるとの見通しが示された (図1)
- ROV-A2による、PCV床付近の深い部分からの映像を確認したところ、堆積物とされていた塊状の物体は棚状堆積物同様、開口部壁面に固着した状態でありその下には堆積物はなく、ROV-A2が余裕をもって通過できる隙間があり、ペDESTAL内部への侵入の見通しが高まった (図2)

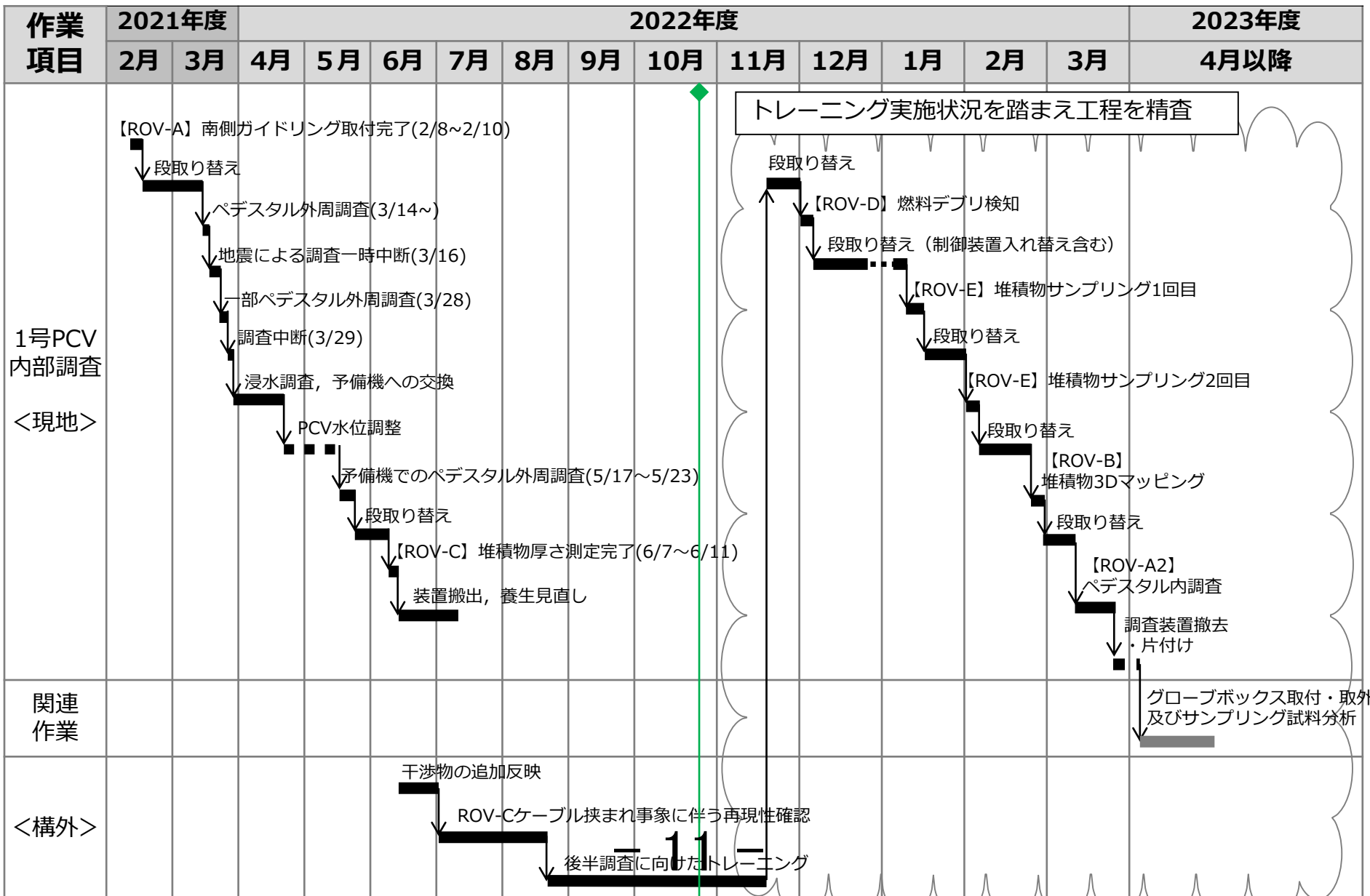


図1 ROV-Aによる開口部映像 (上端付近で撮影)



図2 ROV-A2による開口部映像 (床面付近で撮影)

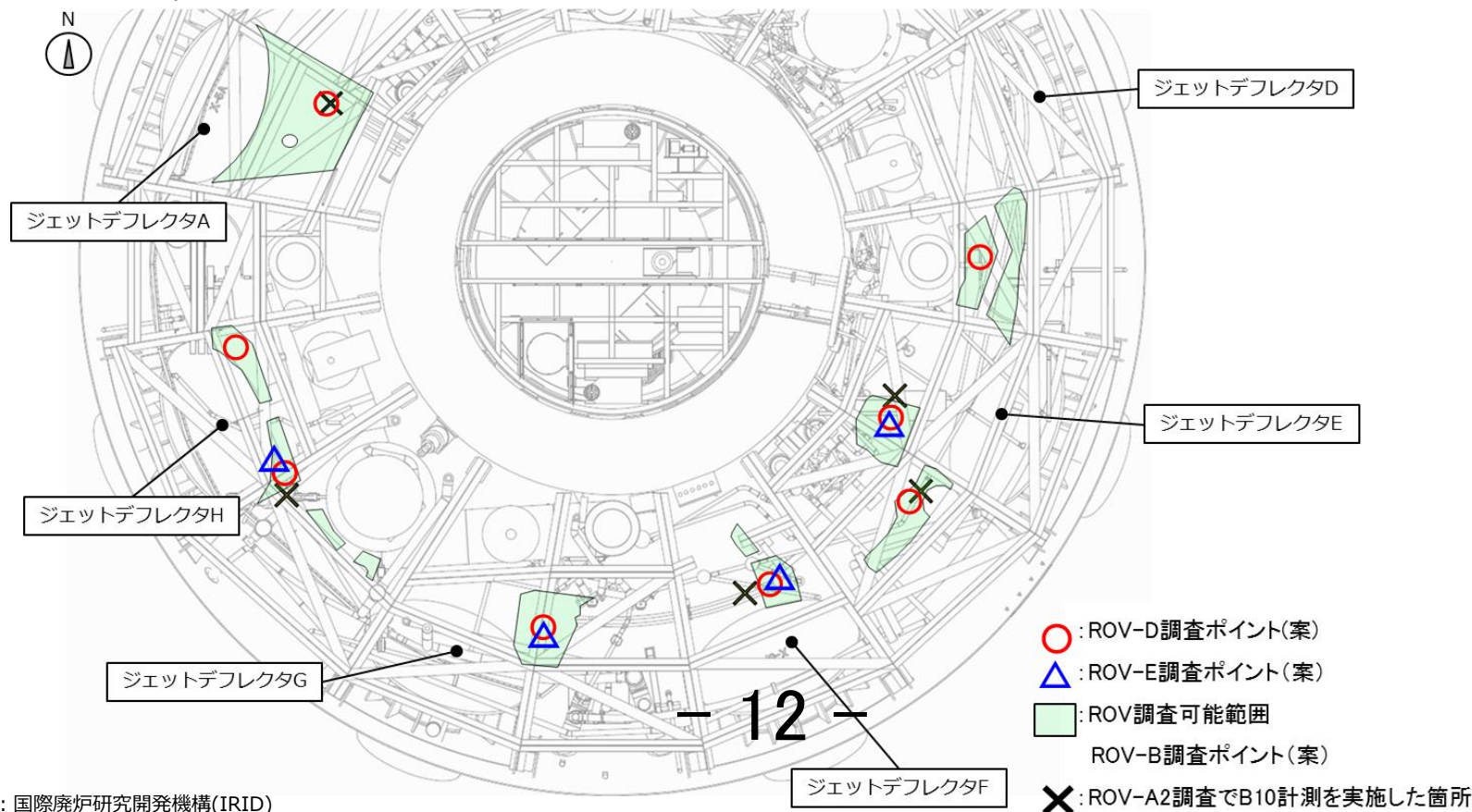
6. 1号機PCV内部調査全体工程



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

(参考) 後半調査方針について (ROV-D,E,Bの調査範囲)

- ROV-D,E,Bの調査範囲については、ROVが浮上可能及びセンサ等を吊り降ろし可能な範囲を選定
- ROV-Dにおけるデブリ検知については、前半調査 (ROV-A2) で確認された、燃料デブリ由来からと想定される中性子束について、 γ 線の核種分析情報を早期に取得することで計画
- ROV-Eのサンプリング箇所については、当初ROV-Dの結果を踏まえ、デブリ検知外のエリアから選定する計画であったが、前半調査の結果より、ペDESTAL外周部の堆積物表層は、デブリとは異なる浮遊性の堆積物が大半を占めていることを確認したため、ペDESTAL外周部を満遍なくサンプリングする計画に変更
- ROV-Bによる堆積物3Dマッピングについては、調査手順を見直すことで、調査範囲を拡大できる可能性があることから、後半調査に向けたトレーニング期間に併せて検討を行う



(参考) 後半調査方針について (ROV-A2の調査範囲)

■ ペDESTAL内部および、ペDESTAL内壁・外壁の詳細な調査を計画

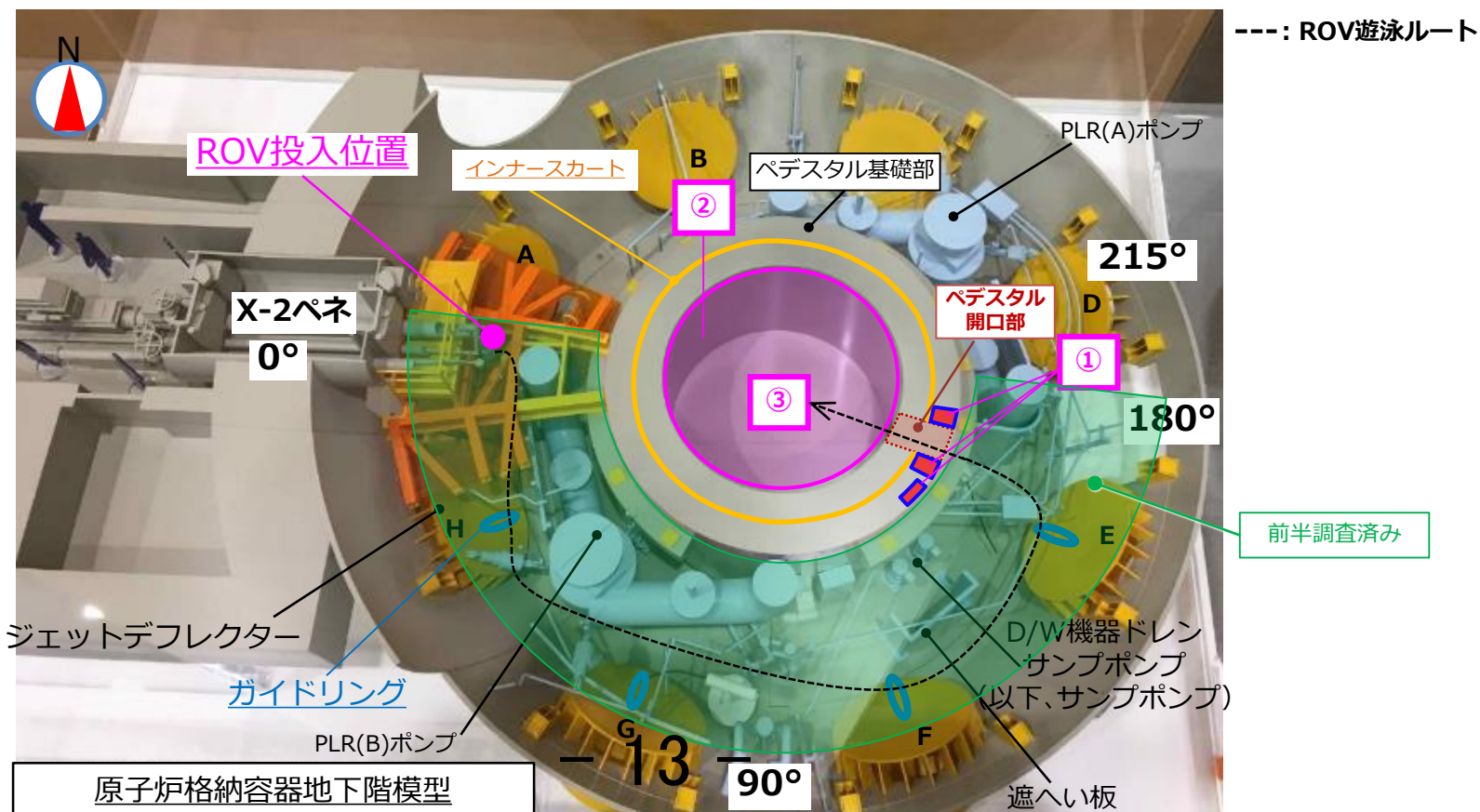
①ペDESTAL外壁の損傷状況 (鉄筋・コンクリート等が露出している幅・高さの寸法および、広がり範囲)

②ペDESTAL内壁の損傷状況 (鉄筋・コンクリート等が露出している幅・高さの寸法および、広がり範囲)

③ペDESTAL内部の状況 (上部構造物, 堆積物の目視調査, 線量率等のデータ測定)

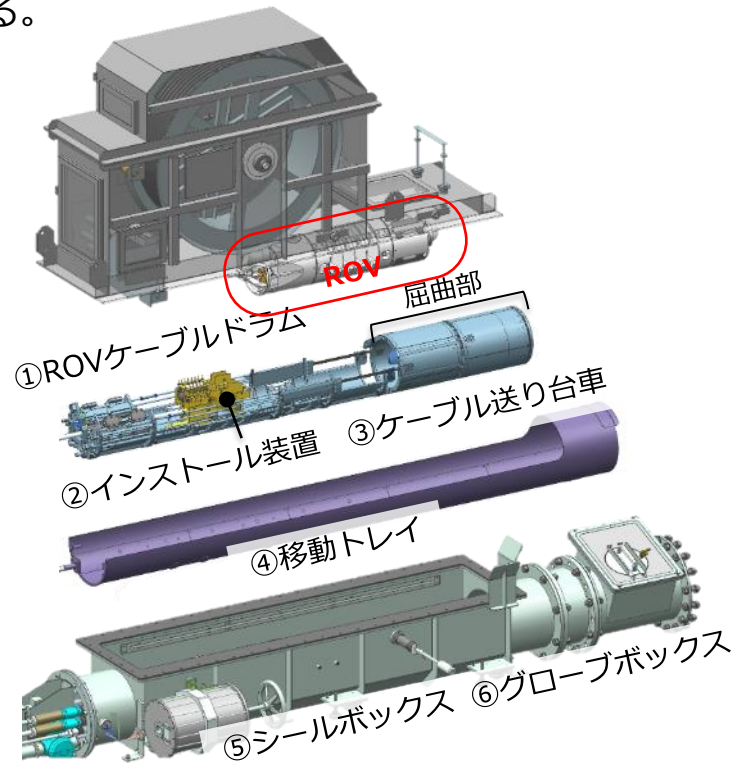
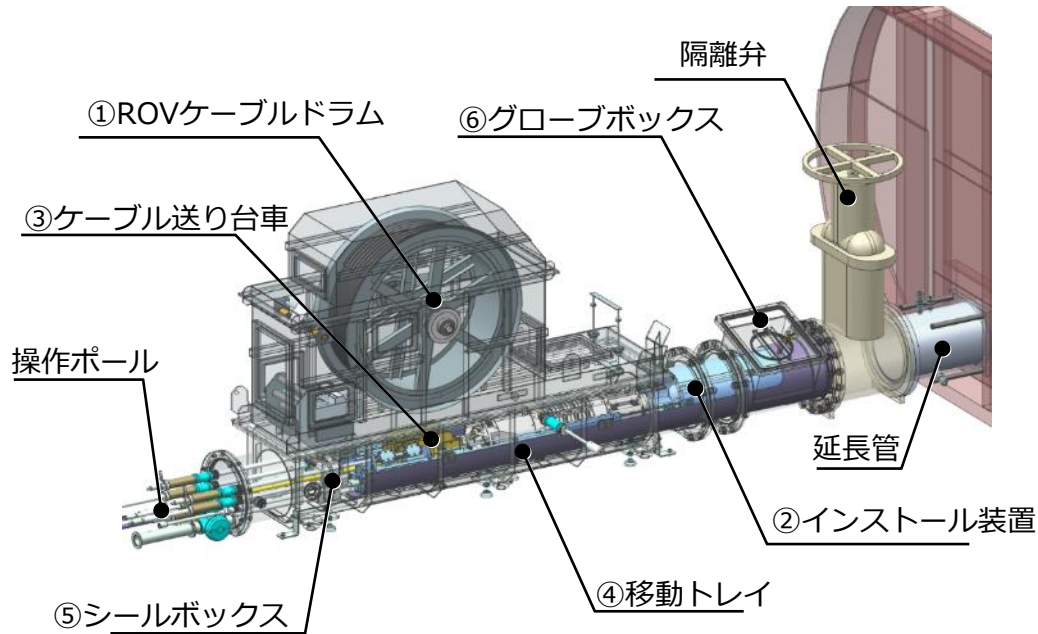
事前情報なしでペDESTAL内部に入るため、ケーブルの引っ掛かり等で帰還不能となるリスクが大きい

➤ ①～③については、炉内状況把握のために重要な情報であるため積極的に調査を試みる



(参考) 調査装置詳細 シールボックス他装置

ROVをPCV内部にインストール/アンインストールする。
ROVケーブルドラムと組み合わせてPCVバウンダリを構築する。

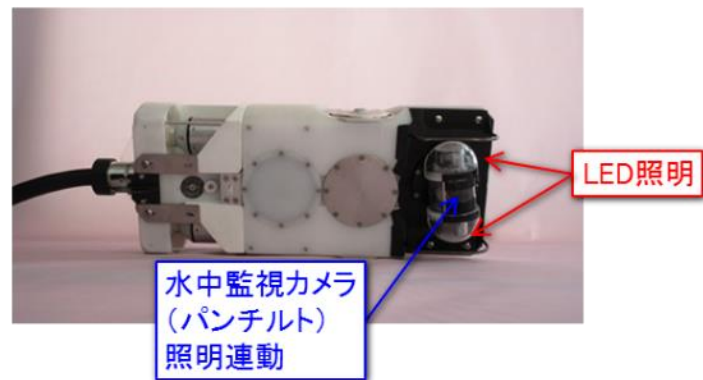
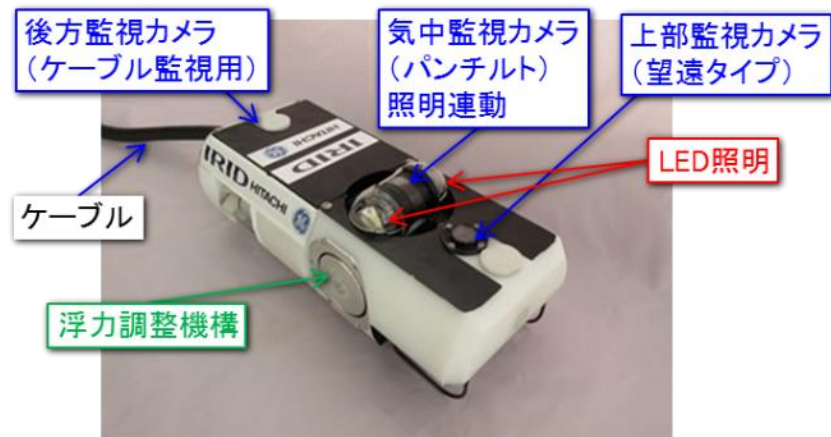
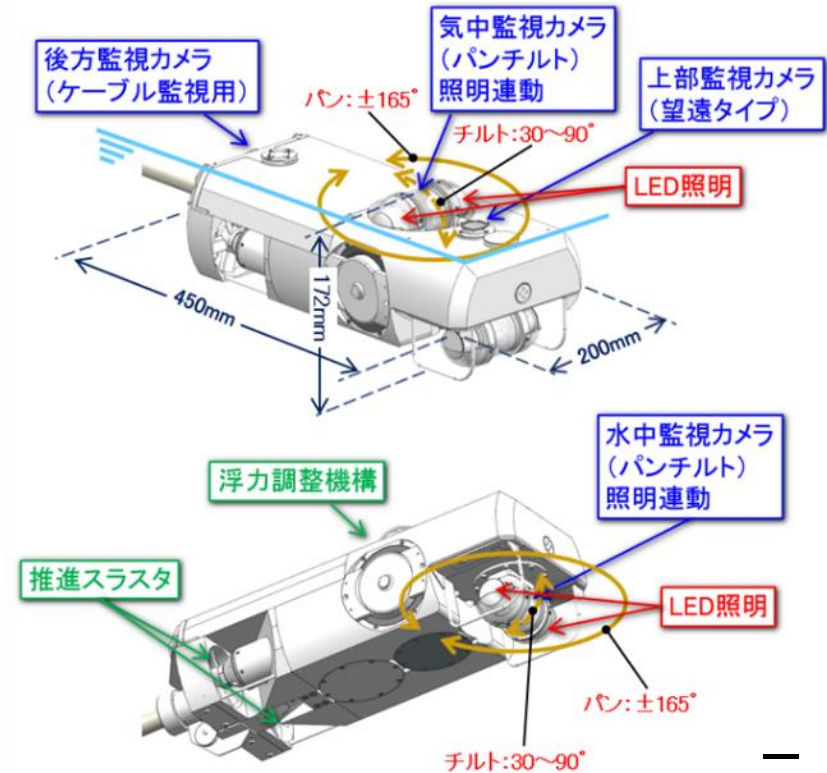


構成機器名称	役割
① ROVケーブルドラム	ROVと一体型でROVケーブルの送り/巻き動作を行う
② インストール装置	ROVをガイドパイプを経由してPCV内部まで運び、屈曲機構によりROV姿勢を鉛直方向に転換させる
③ ケーブル送り台車	ケーブルドラムと連動して、ケーブル介助を行う
④ 移動トレイ	ガイドパイプまでインストール装置を送り込む装置
⑤ シールボックス	ROVケーブルドラムが設置されバウンダリを構成する
⑥ グローブボックス	ケーブル送り装置のセッティングや非常時のケーブル切断

(参考) 調査装置詳細 ROV-A2_詳細目視調査用

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

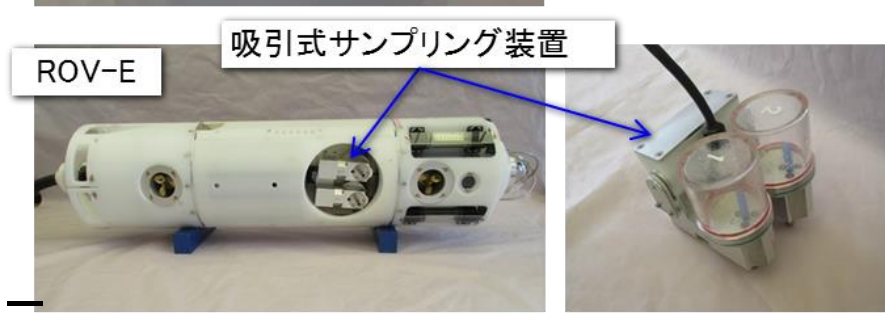
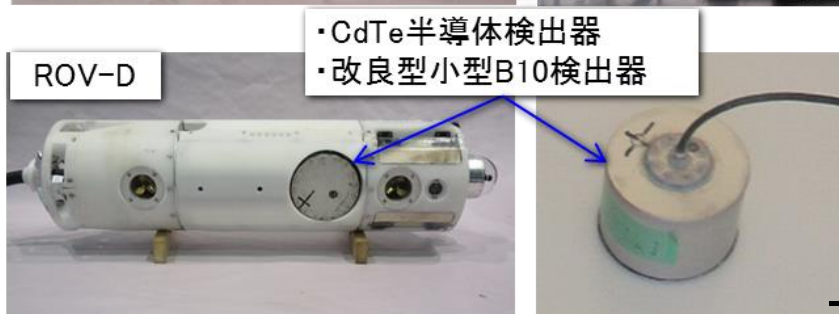
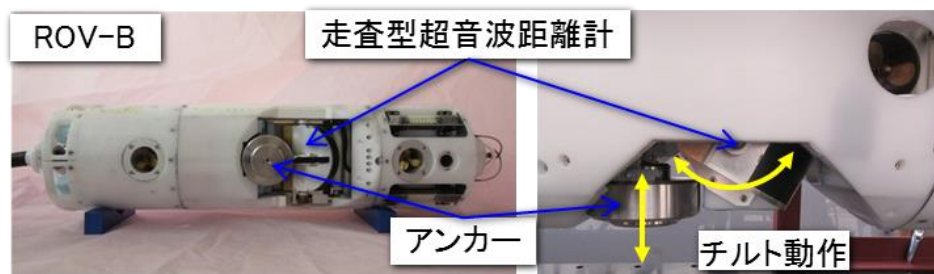
推力：約50N 寸法：直径φ20cm×長さ約45cm



(参考) 調査装置詳細 ROV-B~E_各調査用

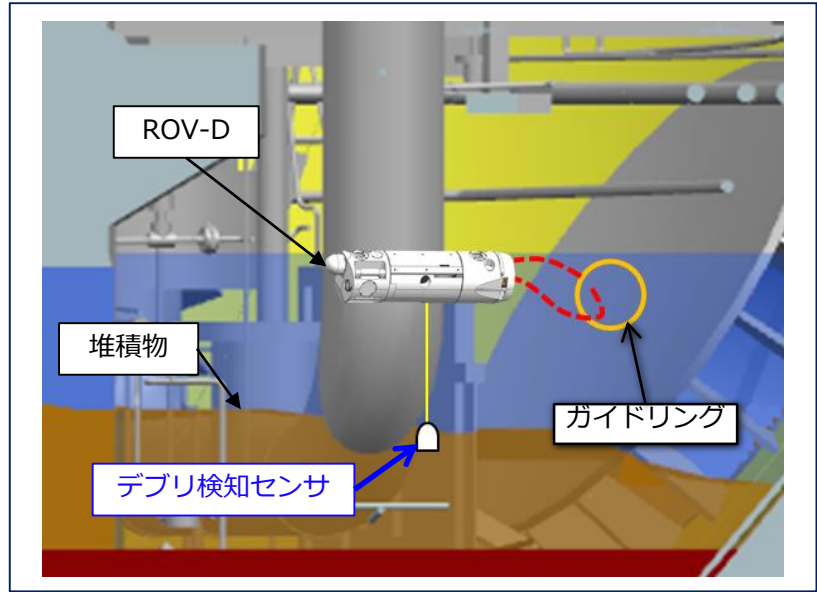
調査装置	計測器	実施内容
ROV-B 堆積物3Dマッピング	<ul style="list-style-type: none"> ・走査型超音波距離計 ・水温計 	走査型超音波距離計を用いて堆積物の高さ分布を確認する
ROV-C 堆積物厚さ測定	<ul style="list-style-type: none"> ・高出力超音波センサ ・水温計 	高出力超音波センサを用いて堆積物の厚さとその下の物体の状況を計測し、デブリの高さ、分布状況を推定する
ROV-D 堆積物デブリ検知	<ul style="list-style-type: none"> ・CdTe半導体検出器 ・改良型小型B10検出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

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

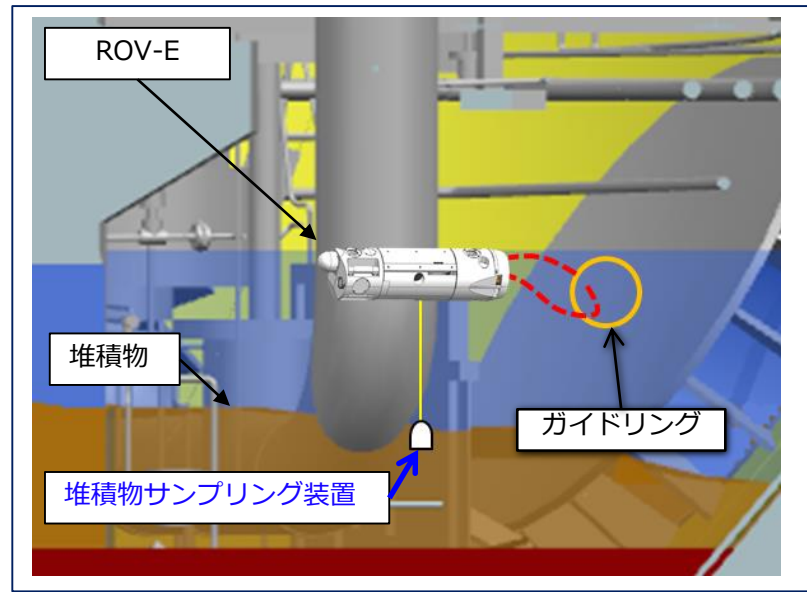


(参考) 各ROVの調査イメージ

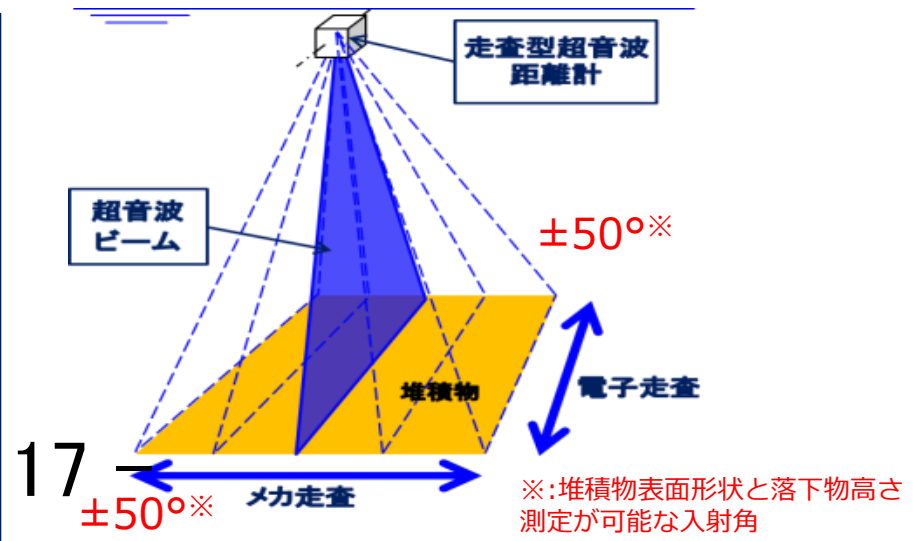
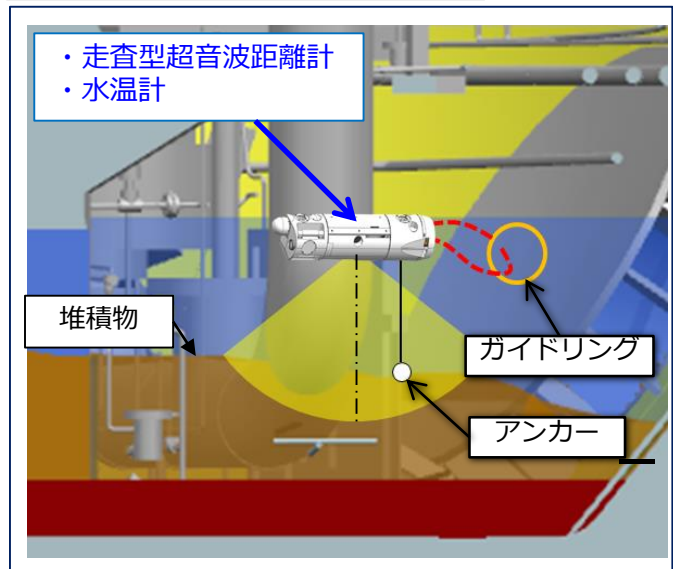
ROV-D (堆積物デブリ検知)



ROV-E (堆積物サンプリング)



ROV-B (堆積物3Dマッピング)



東京電力福島第一原子力発電所 1号機PCV内部調査により確認された コンクリートに関する事象の検討

大阪大学 大学院工学研究科
東京電力福島第一原子力発電所事故調査チーム
「1F-2050」



大阪大学工学部/大学院工学研究科
School/Graduate School of Engineering,
Osaka University

大阪大学 大学院工学研究科
附属フューチャーイノベーションセンター
インキュベーション部門 社会課題解決型グループ
<http://www.cfi.eng.osaka-u.ac.jp/arena/incubation/1F-2050/>

「1F(福島第一原子力発電所)-2050」

グループ長 村田 勲

副グループ長 牟田浩明、佐藤文信、北田孝典



大阪大学工学研究科

マテリアル科学

鈴木賢紀准教授

生産科学

大畑充教授

コンクリート専門家
(人選調整中)

環境エネルギー工学 (エネルギー量子工学)

村田勲教授、牟田浩明教授、
佐藤文信教授、北田孝典教授、
藤井俊行教授、大石佑治准教授
秋山庸子准教授、帆足英二准教授



CFi

山田知穂招聘教授



大阪大学
放射線科学基盤機構
Institute for Radiation Sciences

吉村崇教授



福井工業大学

Fukui University of Technology

西嶋茂宏工学部長

グループ員	: 14名
学内	: 13名
工	: 12名
工以外	: 1名
学外	: 1名



原子力規制委員会

Nuclear Regulation Authority

1F-2050

グループ組織図
(調整中)

1号機PCV内部調査に関する確認点と考え方

確認点

- ・ ペDESTAL開口部で確認されたコンクリート部の破損のメカニズム
- ・ ペDESTAL外側のPCV底部に確認されたテーブル状堆積物の生成メカニズム



考え方

- ・ 確認点に関して特徴的な要素を抽出
- ・ コンクリートの破損要因と堆積物生成要因を列挙し、特徴的な要素を満たす条件について検討、可能性を評価
- ・ 可能性の高い要因からシナリオを想定し、評価すべき項目を挙げる

特徴的な要素

1. ペDESTAL開口部付近の破損

- 1-a コンクリートが破損
- 1-b 鉄筋の熱的損傷なし

2. テーブル状堆積物

- 2-a 多孔質な物質
- 2-b 下部は空洞
- 2-c 空洞内の配管等への熱的損傷なし
- 2-d 多層になっている箇所がある

2-e 堆積物の高さに傾斜あり

1号機PCV内部調査に関する確認点と考え方

1. コンクリート破損要因

No.	要因	詳細	1-b 鉄筋の熱的損傷なし	その他の課題	可能性
1-1	炉心溶融物との反応 (MCCI)	炉心溶融物とコンクリートが接触反応し、混合溶融物を形成	△ 共晶反応により低温の流動物が生成		A
1-2	水への溶解 (水熱反応)	コンクリート成分 (特に SiO_2) が高温高压の水へ溶解して水含有ガラスを形成	○ 水熱反応は 200°C 程度でも起きる	△ 水の存在が不可欠	A
1-3	応力による機械的破損	応力がペDESTAL開口部付近に集中し、コンクリートのみが破損	△ 鉄筋は大きく変形しないがコンクリートは破損する程度の応力	△ 生じ得る応力の検討、コンクリートの劣化の可能性の検討の必要あり	B
1-3	コンクリートのみの溶融	輻射によりコンクリート温度が上昇、溶融	△ 鉄筋への影響が生じる温度より低温でコンクリートが溶融	× 局所的な破損を説明できない	C
1-4	蒸発	コンクリート成分 (主としてSi) の蒸発	△ 鉄筋への影響が生じない温度・雰囲気	× 局所的な破損を説明できない	C
1-5	劣化	比較的低温でコンクリートが劣化、その後冠水、水へのコンクリート成分の一部溶解・崩落	○ 鉄筋への熱的影響が生じる温度より低温でコンクリートが劣化	× 局所的な破損の説明が困難	C
1-6	熱衝撃	コンクリートが炉心溶融物により急速加熱、または冠水により急冷されて崩落	○ 鉄筋はコンクリートよりも熱衝撃への耐性は高いと考えられる	× コンクリートが破損しているのは表面だけではない点の説明が困難	C

1号機PCV内部調査に関する確認点と考え方

2. 堆積物生成要因

No.	要因	詳細	2-c 空洞内の配管等への熱的損傷なし	2-d 多層になっている箇所がある	その他の課題	可能性
2-1	液体への気泡の導入、凝固 (MCCI)	コンクリートと炉心溶融物が反応溶融し、混合溶融物を形成。コンクリートからの蒸気が溶融物中に気泡を形成、その後に凝固	△ 共晶反応により低温の溶融物が形成	× 多層になることの説明が困難		B
2-2	水含有ガラスからの水の脱離 (水熱反応)	高温高圧の水により生じた水含有ガラスの内部の水の脱離により多孔質なガラスが生成	○ 水熱反応は200°C程度でも起きる	○ 反応が複数回発生	△ 水の存在が不可欠 △ 堆積物の高さの傾斜の説明が困難	B
2-3	粉体の凝集 (反応)	粒子が水面に堆積後、粒子中のセメント成分により隣接する粒子が接合	○ セメント凝固反応は低温で進行	○ 反応が複数回発生	× セメント成分を含む粒子の生成メカニズムが不明	C
2-4	粉体の凝集 (焼結)	粒子が水面に堆積後、高温で隣接する粒子が接合	△ 低温で焼結が進行する組成	○ 反応が複数回発生	× 粒子の生成メカニズム及び焼結温度を保持するメカニズムが不明	D
2-5	液体中から気泡が生成、凝固	炉心溶融物が減圧もしくは凝固する際に溶解度の差により溶解していた蒸気が気泡を形成	△ 共晶反応により低温の溶融物が形成	× 多層になることの説明が困難	× 下部が空洞になるメカニズムが不明	D

1号機PCV内部調査に関する確認点と考え方

シナリオ

1. MCCI (従来の理解)

- 炉心溶融物とコンクリートが反応しコンクリートを浸食
- MCCI生成物の形成

2. コンクリートの水への溶解

- コンクリート成分 (特に SiO_2) が高温高圧の水へ溶解
- 水温上昇により発泡しながら凝固
- 下記はボロシリケートガラスの水熱反応 (200°C, 1.6MPa) によって形成された水含有ガラスと、水含有ガラスを加熱することで形成される多孔質ガラス (水含有ガラスの軟化とガラス内部水の脱離が同時に起こることによる)

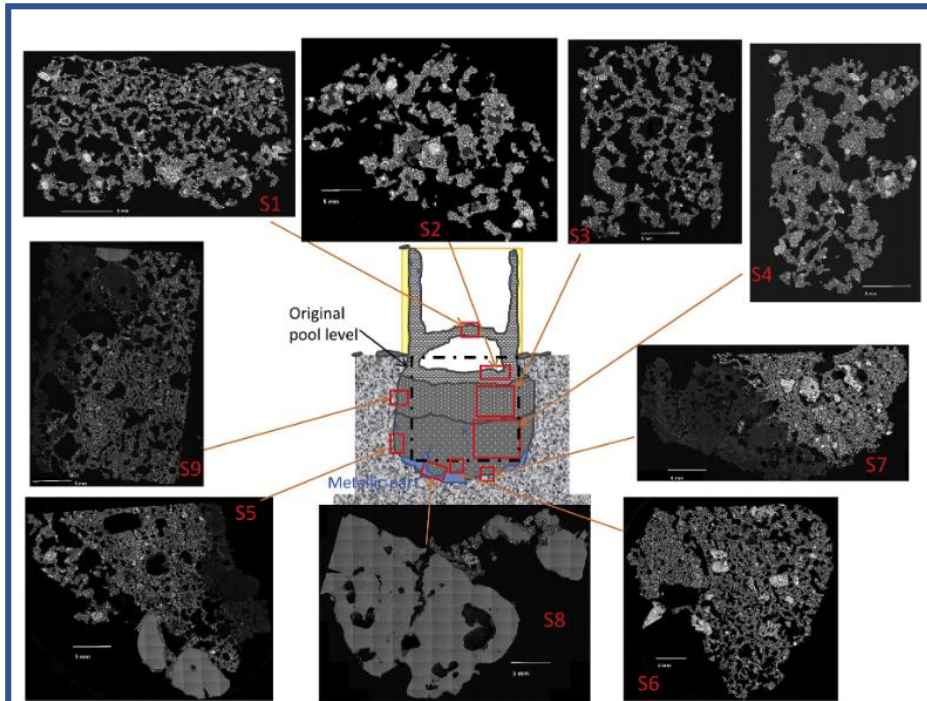
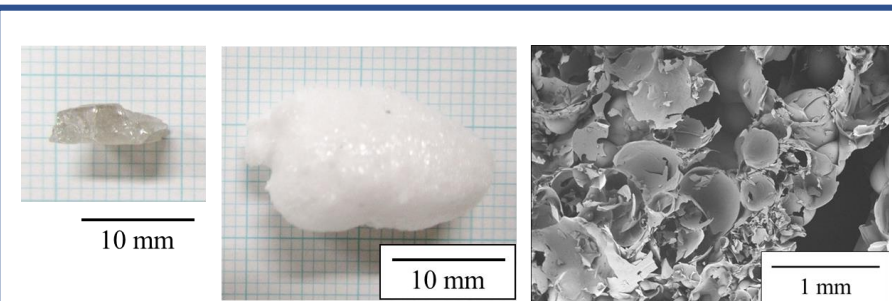


Fig. 1. Location and BSE micrographs of the nine samples analyzed for the VF-U1 tests.

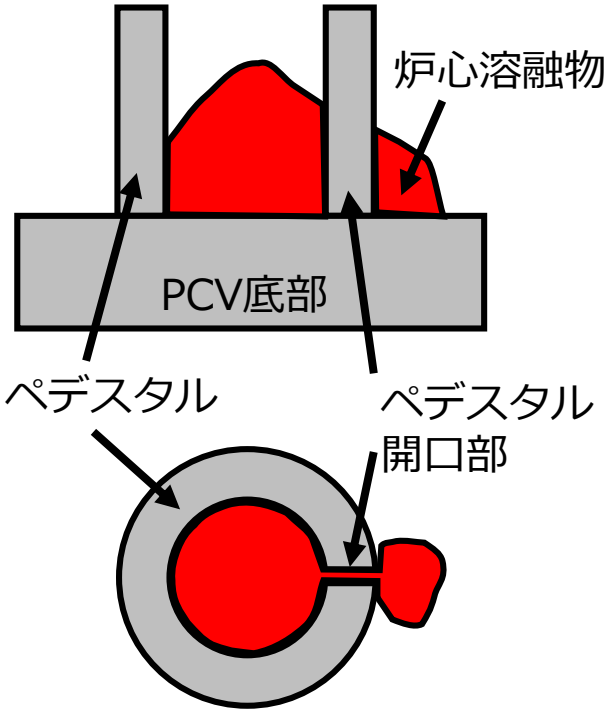
出典 : L. Brissonneau et al., "Material characterization of the VULCANO corium concrete interaction test with concrete representative of Fukushima Daiichi Nuclear Plants", J. Nucl. Mater. 528 (2020) 151860.



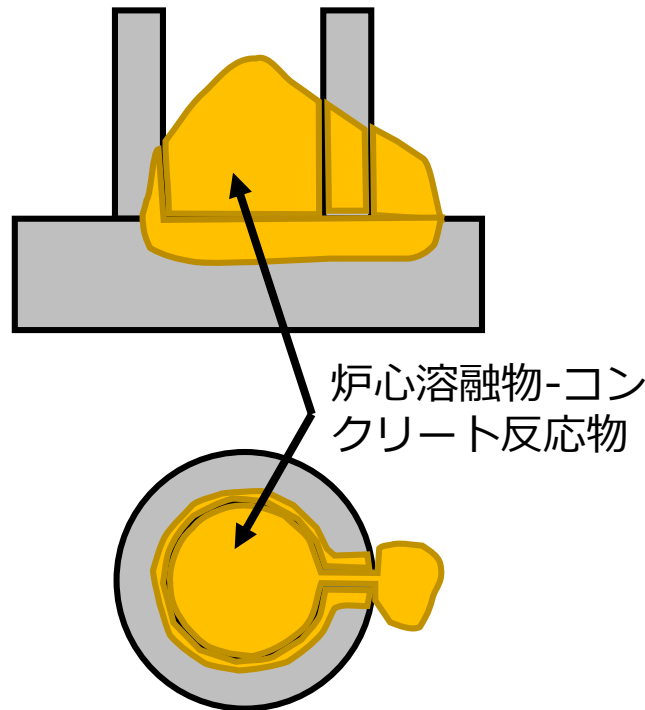
出典 : M. Suzuki et al., "Hydroxyl-Group Identification Using O K-Edge XAFS in Porous Glass Fabricated by Hydrothermal Reaction and Low-Temperature Foaming", Molecules 24, 3488 (2019).

シナリオ1. MCCI (従来の理解)

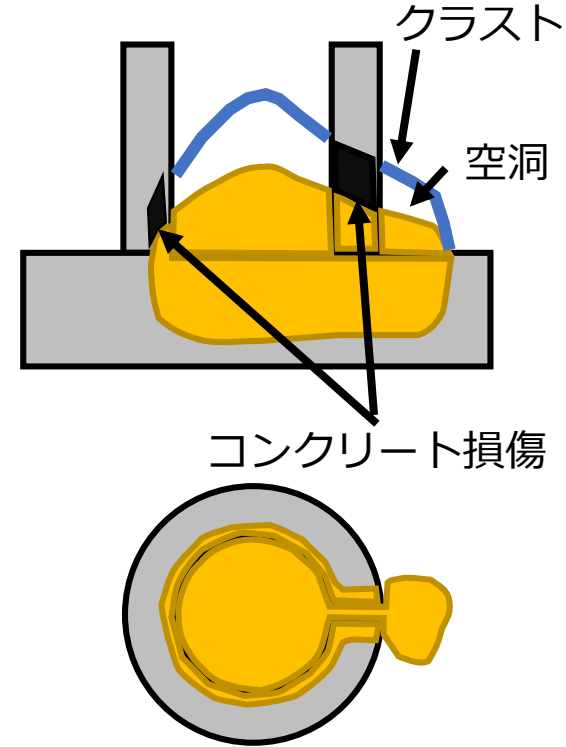
- 炉心溶融物の落下
- 拡がり



- 炉心溶融物-コンクリート反応物の生成
- コンクリートの浸食



- クラストの形成
- 浸食の進行



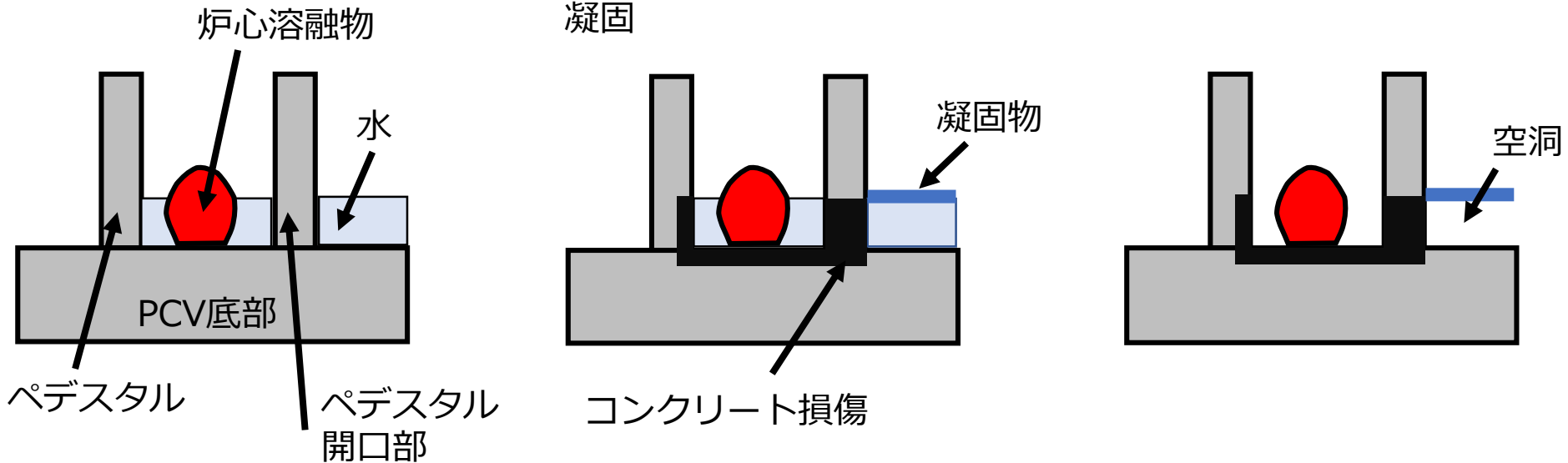
- 課題
- ❑ ペDESTアル開口部は炉心溶融物-コンクリート反応により破損
⇒鉄筋へ熱的損傷を与えない温度条件の解明
 - ❑ テーブル状堆積物の下部はコンクリートを破損する程度の高温になるはず
⇒配管等への熱的損傷が見られないこととの整合性
 - ❑ テーブル状堆積物高さ程度まで炉心溶融物が到達したことになるが、炉心溶融物の量として妥当なのか

シナリオ2. コンクリートの水への溶解

- 初期に水が存在
- 落下した炉心溶融物により、**局所的に水温・圧力上昇**
- 水へBが移行？

- コンクリート成分の高圧水への溶解によりコンクリート損傷
- コンクリート成分と多量の水から成る高粘度な液相が形成
- 水温上昇、また**局所圧力の開放により**、水の蒸発が進み、溶解したコンクリート成分が発泡しながら凝固

- 更に水が蒸発、凝固物の下部に空洞が生成



- 特徴
- コンクリート成分が水へ溶解して破損した場合、温度はせいぜい200℃程度
⇒鉄筋や配管への熱的影響なし
 - 発泡により多孔質低密度な凝固物が形成⇒テーブル状堆積物形成

- 課題
- コンクリート成分が水へ溶解する条件(水温、圧力、Bやアルカリ成分の影響)の
25
解明

2つのシナリオのまとめ

	MCCI（従来の理解）	コンクリートの水への溶解
1-a コンクリートが破損	炉心溶融物とコンクリートとの反応 評価項目：反応溶融物の流動挙動（粘性が高く流れて行かない可能性の検討）	高温・高圧の水へコンクリート成分が溶解 評価項目：水の温度、圧力、成分（Bやアルカリ）とコンクリート成分溶解との関係
1-b 鉄筋の熱的損傷なし	鉄筋へ熱的損傷を与えない程度の温度で炉心溶融物とコンクリートとの反応が進行 評価項目：炉心溶融物とコンクリートとの反応と温度との関係、鉄筋の損傷と温度との関係	コンクリート成分の水への溶解は低温で進行するため、鉄筋への熱的損傷は生じない

2つのシナリオのまとめ

	MCCI (従来の理解)	コンクリートの水への溶解
2-a 多孔質な物質	炉心溶融物とコンクリートとの反応物の上部に形成されるクラスト	水へ溶解したコンクリート成分が水温上昇、また局所圧力の開放により発泡しながら凝固 評価項目：模擬実験
2-b 下部は空洞	表面にクラスト形成後に炉心溶融物とコンクリートとの反応物が床を侵食し、空洞形成	発泡した凝固物が水面に浮上、水が蒸発して空洞形成 評価項目：模擬実験
2-c 空洞内の配管等への熱的損傷なし	炉心溶融物の温度が低い 評価項目：炉心溶融物とコンクリートとの反応と温度との関係	コンクリート成分の水への溶解は低温で進行するため、配管等への熱的損傷は生じない
2-d 多層になっている箇所がある	評価項目：メカニズムが現状では不明	反応が複数回発生
2-e 堆積物の高さに傾斜あり	評価項目：溶融物の粘性が高い場合に傾斜が形成されるか	評価項目：高温・高圧の水へコンクリート成分が溶解して生成する水含有ガラスの粘性が高く、傾斜を形成する可能性
その他の検討項目	テーブル状堆積物の高さまで炉心溶融物が到達したことになるが、物量的にあり得るのか	水（水面）が（局所的にでも）存在し得たのか

予備的検討の実施

MCCIシナリオに関し、1-aと1-bの評価項目の予備的な検討を実施

	MCCI（従来の理解）	実施した予備検討の項目
1-a コンクリートが破損	炉心溶融物とコンクリートとの反応 評価項目：反応溶融物の流動挙動（粘性が高く流れて行かない可能性の検討）	コンクリートの溶融挙動評価 • コンクリートの種類が溶融挙動に与える影響の確認 • 新田川産粗骨材の組成分析 • 新田川産粗骨材を用いて作製したコンクリートの加熱溶融試験
1-b 鉄筋の熱的損傷なし	鉄筋へ熱的損傷を与えない程度の温度で炉心溶融物とコンクリートとの反応が進行 評価項目：炉心溶融物とコンクリートとの反応と温度との関係、鉄筋の損傷と温度との関係	鉄筋入りコンクリートの加熱時挙動評価 • 鉄筋の加熱試験 • コンクリートの加熱試験との比較

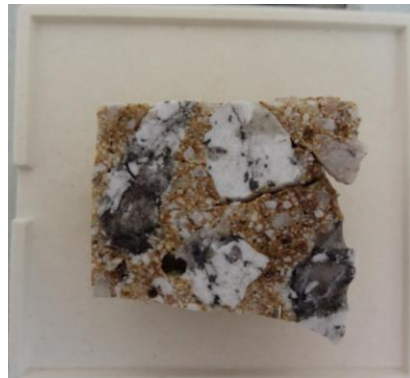
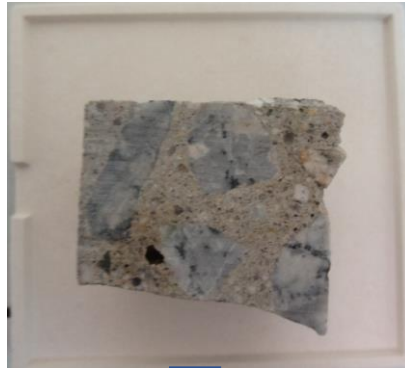
コンクリートの種類が溶融挙動に与える影響

3種類のコンクリートを1200℃で8時間保持

1. ホームセンターで購入したコンクリート

2. 大阪大学吹田キャンパスA15棟コンクリート

3. 大阪大学自由電子レーザー研究施設コンクリート



1のコンクリート
形状は変化なし

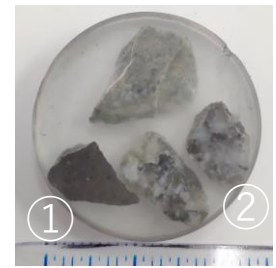
3のコンクリート
溶融して変形



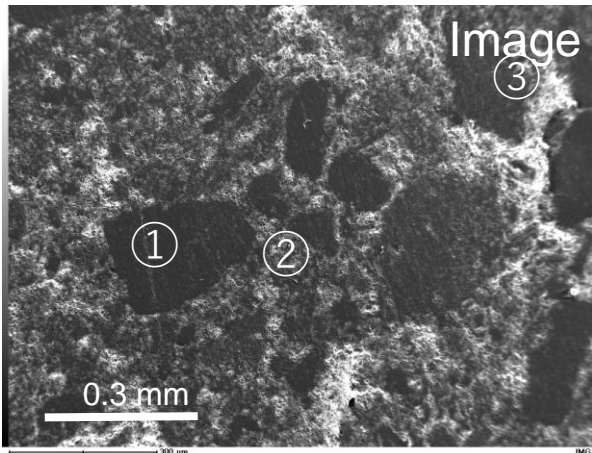
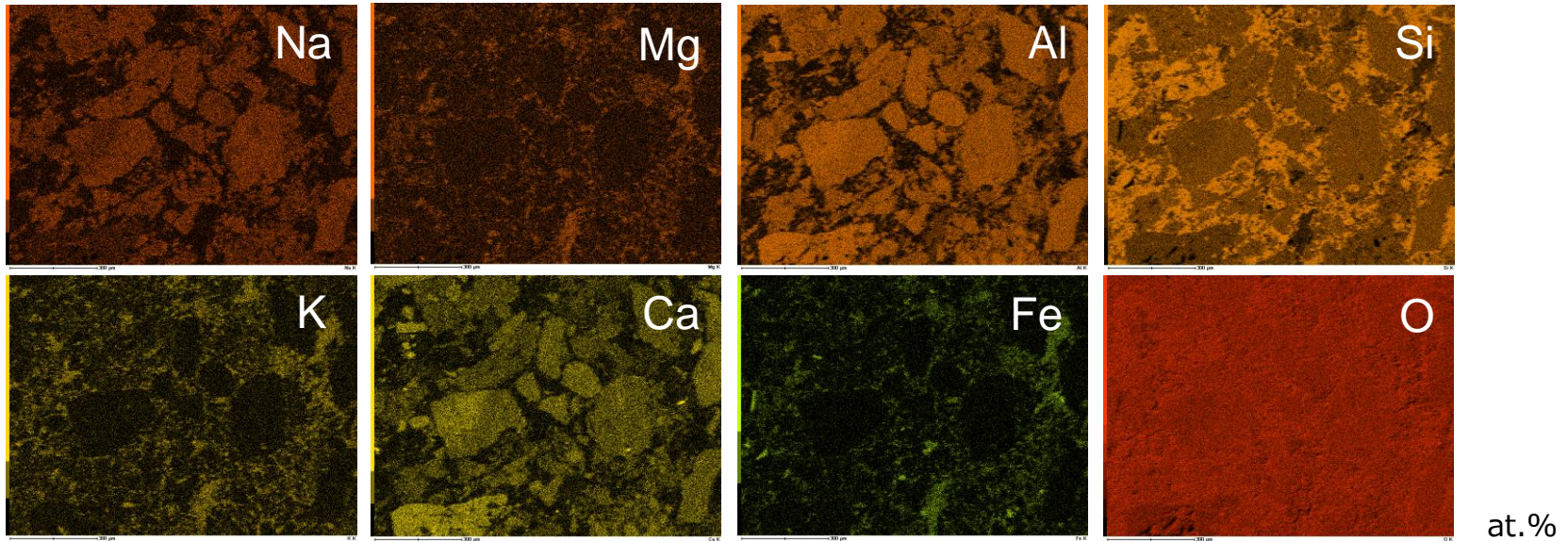
コンクリートの挙動評価試験の際には、1号機に用いられている
コンクリートと同じものを用いる必要がある

新田川産粗骨材の組成分析

1号機で使用された新田川産粗骨材のSEM/EDXによる成分分析 (①黒色)



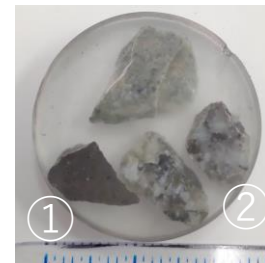
福島県新田川産の粗骨材



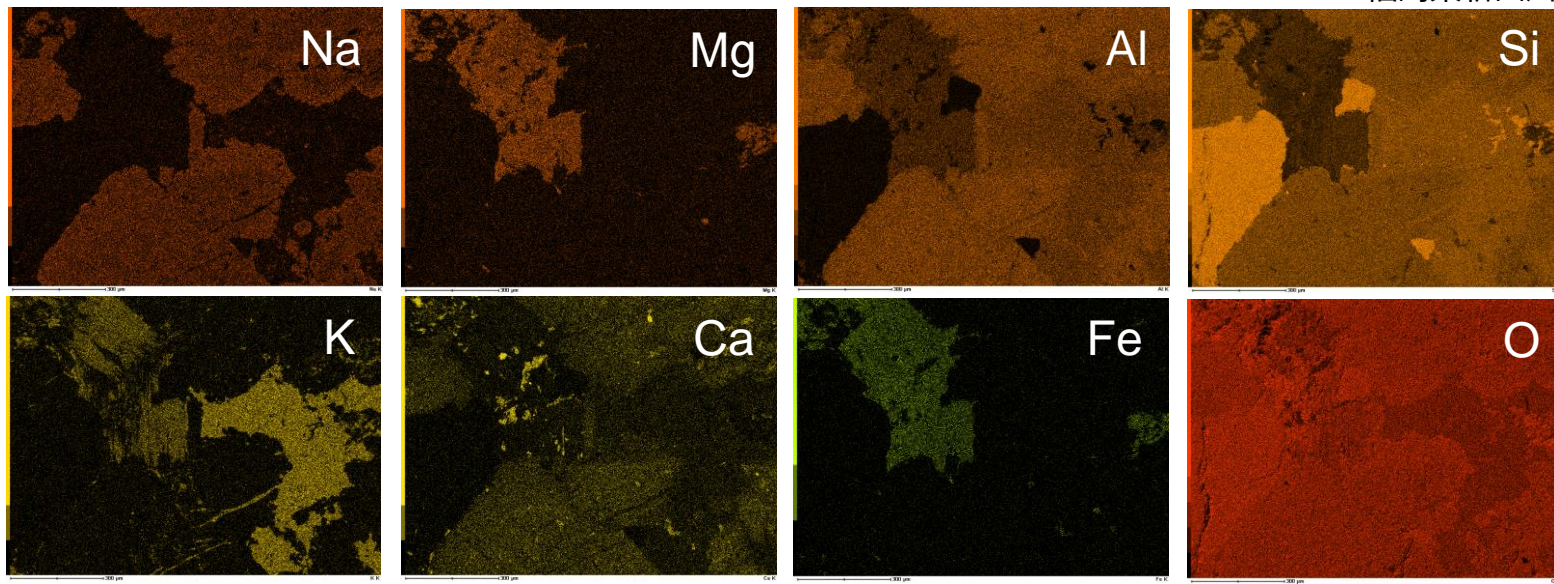
	①	②	③
Na	6.0	0.7	-
Mg	-	1.8	16.5
Al	19.2	2.9	12.0
Si	62.1	91.0	52.0
K	0.1	1.0	6.0
Ca	11.9	1.0	1.4
Fe	0.1	1.0	10.0

新田川産粗骨材の組成分析

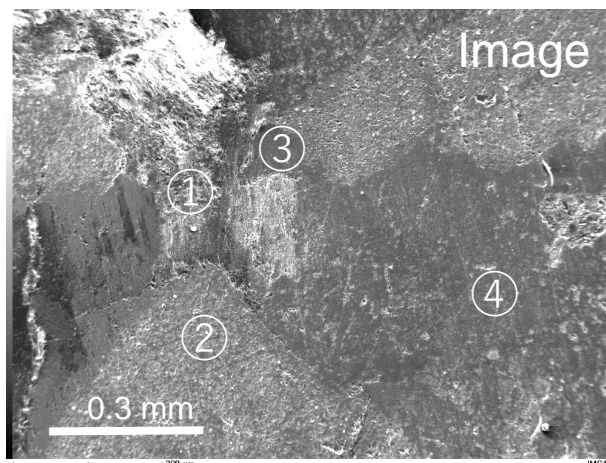
1号機で使用された新田川産粗骨材のSEM/EDXによる成分分析 (②白黒混合)



福島県新田川産の粗骨材



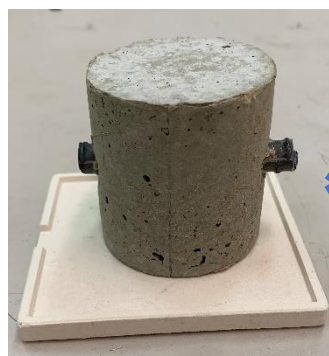
at. %



	①	②	③	④
Na	-	8.0	-	0.9
Mg	24.0	-	-	-
Al	11.6	17.1	-	12.6
Si	43.9	65.7	99.4	75.6
K	3.2	0.5	-	10.5
Ca	5.7	7.9	0.1	-
Fe	10.8	0.2	-	-

新田川産粗骨材を用いて作製したコンクリートの加熱溶融試験

600 °Cと1280 °Cで8時間保持



600 °C



外観上は変化なし

福島県新田川産の粗骨材を用いて作製した鉄筋入りコンクリート



1280 °C

- 32 - 溶融



鉄筋の加熱試験

鉄筋を600 °Cと1200 °Cで8時間保持



鉄筋D10 (600度8時間)
加熱前と比較して変化なし

鉄筋D10 (1200度8時間)
加熱前と比較して変色
錆止めが一部剥離

鉄筋が大きな熱的損傷を受けな~~33~~温度でもコンクリートが溶融する
可能性がある

予備的検討のまとめと今後の評価への提案

実施した予備検討

	MCCI（従来の理解）	実施した予備検討の結果
1-a コンクリートが破損	炉心溶融物とコンクリートとの反応 評価項目：反応溶融物の流動挙動（粘性が高く流れて行かない可能性の検討）	コンクリートの溶融挙動評価 • コンクリートの溶融挙動は種類によって異なるため、1号機と同じものを評価に用いる必要がある • 新田川産粗骨材を用いて作製したコンクリートは1280℃で溶融
1-b 鉄筋の熱的損傷なし	鉄筋へ熱的損傷を与えない程度の温度で炉心溶融物とコンクリートとの反応が進行 評価項目：炉心溶融物とコンクリートとの反応と温度との関係、鉄筋の損傷と温度との関係	鉄筋入りコンクリートの加熱時挙動評価 • 鉄筋は1200℃で錆止めが一部剥離 • 鉄筋が大きな熱的損傷を受けない温度でもコンクリートが溶融する可能性

今後の評価への提案

- (1-a MCCI) コンクリートの流動挙動（粘性）評価
- (1-a MCCI) コンクリートと炉心溶融物との反応温度、流動挙動評価
- (1-b MCCI) 鉄筋露出箇所鉄筋表面状態のより詳細な調査
- (1-a, 1-b) コア抜きによる実際のコンクリートの入手
- (1-a, 1-b, 水への溶解) 水への溶解挙動に係る評価の実施
- (1-a 応力による破損) ペDESTAL開口部付近の応力（履歴）の評価

まとめ

1. 大阪大学「1F-2050」

- 大阪大学工学研究科 附属フューチャーイノベーションセンターに、東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故原因調査等を行う研究グループ「1F-2050」を設置

2. 1号機PCV内部調査により確認されたコンクリートに関する事象の検討

- コンクリートの破損要因と堆積物生成要因を列挙し、可能性を評価
- 可能性の高い要因から、「MCCI（従来の理解）」と「コンクリートの水への溶解」の2つのシナリオを提案
- シナリオの妥当性検証のための評価項目をまとめた

3. 予備的検討の実施

- 複数種類のコンクリート加熱試験を実施し、コンクリートの挙動評価のためには1号機に用いられたコンクリートと同じものを用いる必要があることを確認
- 1号機に用いられたと考えられる新田川産粗骨材の成分を分析
- 鉄筋の1200℃8時間加熱試験を実施、錆止めの一部剥離を確認
- 新田川産粗骨材を用いた鉄筋入りコンクリートを作製し加熱試験を実施したところ、1280℃8時間加熱後にコンクリートは外形を保てないほど溶融
- 今後の評価への提案

1号機原子炉格納容器内部調査の 整理点等について

2022年10月31日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

○燃料デブリ等の想定体積、PCV内の水量等の物理量

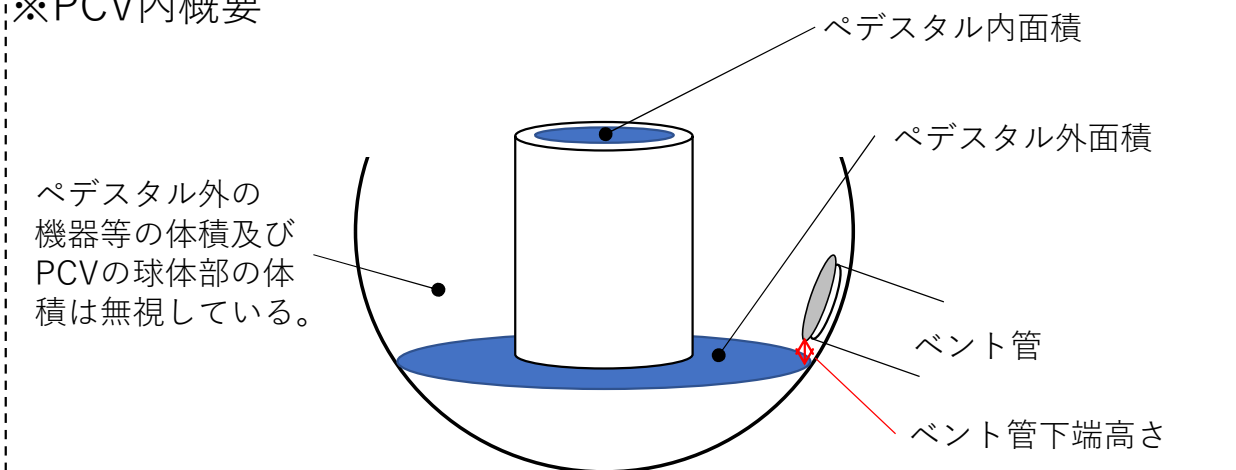
物理量等		確認内容
1	1号機の燃料デブリ発生量	1号機発生重量 279ton (燃料成分(UO ₂ 等) 76ton、構造材成分(Zr,SUS等) 73ton、コンクリート成分 130ton) ※東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(第30回)参考1より引用
2	1号機の燃料デブリの想定体積	約16m ³ UO ₂ : 重量 76ton、比重 10.97g/cm ³ 、SUS: 重量 73ton、比重 7.93g/cm ³ (SUS304等)として想定。
3	1号機PCV内の想定水量(LOCA時の水量想定等)	約20cm水位(ベント管下端高さ(約20cm)を超えた水はS/Cに流出) 1号機一次冷却水体積 約145m ³ 1号機ペDESTアル内面積 約20m ² 1号機ペDESTアル外面積 約90m ² 1号機S/C頂部付近までの空間容積 約1700m ³ と想定。※PCV内概要参照
4	鉛遮蔽の溶融温度	約330 °C (理科年表から引用)
5	UO ₂ の溶融温度	約2800 °C H. Hausner: J. of Nucl. Mater., 15, 3, 1965, pp. 179-183
6	Zrの溶融温度	約1850 °C (理科年表から引用)
7	SUSの溶融温度	1400~1450 °C 森松工業株式会社「技術関連情報/ステンレス鋼の特性・性能」 https://www.morimatsu.jp/data/stainless.html

○標準的なMCCIの定義

今回の検討会では、「標準的なMCCI」として、以下のような性質を持つものとする。

1. UO₂の融点に近い温度で、溶融炉心が急速にペDESTALに落下。
2. 粘性が低く、薄く広く拡がる。
3. 高温により、コンクリートが溶融（鉄筋も同じ）
4. 格納容器外周部に到達すると格納容器破損の可能性あり。

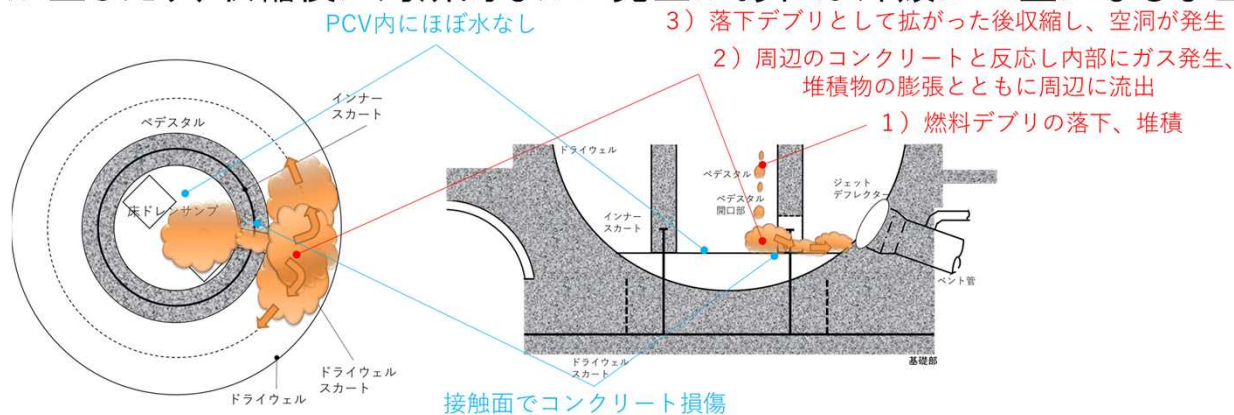
※PCV内概要



本仮説は、今回検討会での議論を活性化するべく用意されたものであり、現時点ではそれ以上のものではない

○落下デブリの膨張後収縮仮説

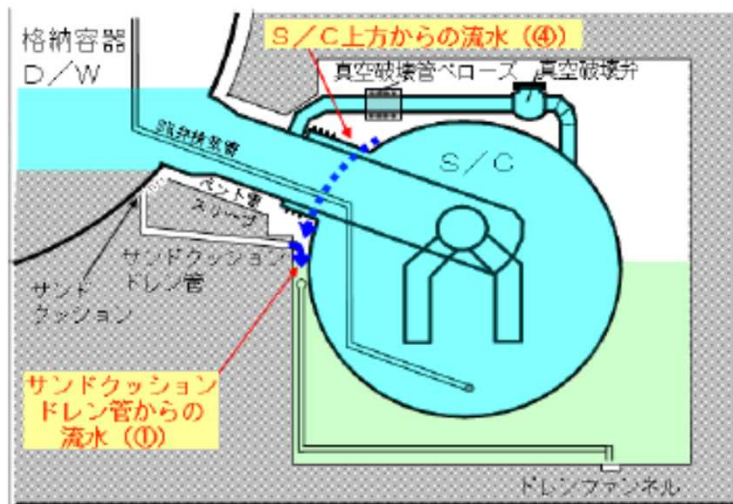
1. デブリは、RPV内の金属を取り込み(融点は1200~1300°Cくらい)、さらにRPV破損後もCRDなどを取り込みながらペDESTALに落下。落下は比較的ゆっくりだったかもしれない。
2. 落下デブリは、ペDESTALに堆積。
3. 1号機では、事故直後はほとんど注水できていないと考えられるため、落下/堆積したデブリは次第に温度上昇。(2/3号機では注水による水面があったため、あまり温度上昇せずコンクリートとの反応は進みにくかったのではないか)
4. 周辺及び床面のコンクリートとの反応を含めデブリ内部にガス発生。堆積物の膨張とともにペDESTAL開口部からペDESTAL外周へ緩やかに流出。このため、温度のさほど高くなく、粘性もあり、薄く広く拡がることはなかった。
5. 膨張した堆積物が現在観測されているテラスまで達したのか、堆積物の外周部のみがガラスなどによってテラスまで広げられたのかはよく分からないが、何らかの方法で外周部(殻)が観測されたテラス部に到達。
6. その後、崩壊熱の減少などによる温度低下あるいはガス成分の発生率低下によって外殻のみが残されてデブリが収縮。
7. ペDESTALのコンクリートは、このデブリの膨張過程で最大膨張時の位置までは比較的高い温度(と言っても1000°Cよりはかなり低いと思われる。)にさらされると考えられ、この範囲に限定したコンクリート損傷が生じた。
8. デブリ膨張時に外殻に破れが生じたり、収縮後に局所的なガス発生があれば外殻が二重になるなどの部分も発生しうる。



○シナリオ整理の案

	MCCI（従来の理解）	コンクリートの水への溶解	落下デブリの膨張後収縮	…	備考
1 水位が必要か					
2 殻ができたのはいつか					
3 垂直面へのクラスト形成					
4 コンクリート破損部分の範囲と関係					
5 必要温度とfeasibility					
6 「デブリ」の体積の説明					
7 クラストのひろがりと傾き					
…					

1号機のD/W床面にはいつ頃水がたまったか



東京電力、「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未説明問題に関する検討 第5回進捗報告」から抜粋

- 通常運転時のS/C空間容積は**2620 m³**。
- D/Wの床面に水がたまるには、S/Cの空間部が水で満たされる必要がある。
- 東京電力の解析では、圧力容器破損時間は**3月12日5時40分頃**と推定されている。
- この時、圧力容器内には冷却水はほとんど残っていなかったと考えられる。

事故時の原子炉への注水量

年月日	福島第一原子力発電所 1号機		
	注水量(1日あたり)	累積(海水)	累積(淡水)
平成23年3月12日	約 31 kL (海水)	約 31 kL	
平成23年3月13日	約 259 kL (海水)	約 290 kL	
平成23年3月14日	約 56 kL (海水)	約 346 kL	
平成23年3月15日	約 259 kL (海水)	約 605 kL	
平成23年3月16日	約 259 kL (海水)	約 864 kL	
平成23年3月17日	約 294 kL (海水)	約 1,158 kL	
平成23年3月18日	約 475 kL (海水)	約 1,633 kL	
平成23年3月19日	約 449 kL (海水)	約 2,082 kL	
平成23年3月20日	約 48 kL (海水)	約 2,130 kL	
平成23年3月21日	約 38 kL (海水)	約 2,167 kL	
平成23年3月22日	約 42 kL (海水)	約 2,209 kL	
平成23年3月23日	約 301 kL (海水)	約 2,510 kL	
平成23年3月24日	約 226 kL (海水)	約 2,736 kL	
平成23年3月25日	約 106 kL (海水)	約 2,842 kL	

東京電力、「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集」から抜粋

S/Cが水で満たされるには
10日以上要したと考えられる

ほぼドライな状態のD/W床面にデブリが落下し、落下したデブリは、圧力容器下部から流下する水によって冷却される状態が数日間は継続していたと推定される。

溶融炉心とコンクリートとの反応生成物

溶融炉心及びコンクリートの成分、冷却速度等によって生成物の形態は多様

福島第一と類似のコンクリート成分

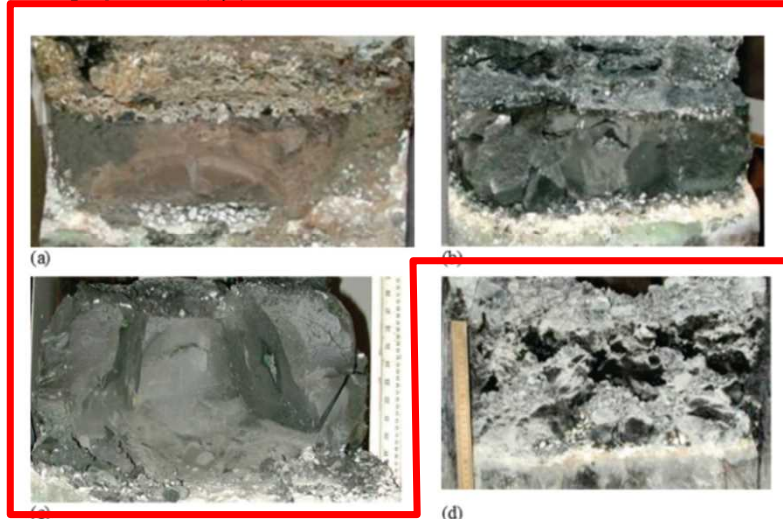


Figure 2.3-34: Axial debris morphology for siliceous concrete tests (a) CCI-1, (b) CCI-3, and (c) CCI-5, and LCS Test (d) CCI-2 (All tests were flooded except CCI-5)

チェルノブイリ原発事故での生成物



Figure 2.5-3: Corium samples (TOP 1-4: brown ceramic from the large vertical flow; BOTTOM 1-4: black ceramic from room 304/3) (Burakov, 2013)

OECD/NEA, "State-of-the-Art Report on Molten Corium Concrete Interaction and Ex-Vessel Molten Core Coolability"より抜粋して加筆

1号機、2号機、3号機原子炉格納容器 内部調査結果等の整理

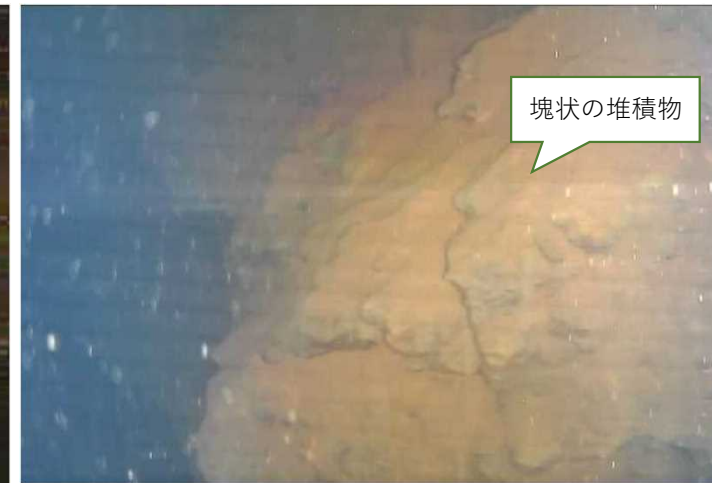
- 1) 1号機、2号機、3号機PCV内部調査結果の比較
(堆積物等、ペDESTAL壁面、RPV底部)
- 2) 1号機PCV内部調査 (2022年2～5月)
- 3) 2号機PCV内部調査 (2018年1月)
- 4) 3号機PCV内部調査 (2017年7月)
- 5) 参考
(引用文献等)

1号機PCV内部調査（2022年2～5月）

2号機PCV内部調査（2018年1月）

3号機PCV内部調査（2017年7月）

堆積物等



1号機PCV内部調査 (2022年2～5月)

ペDESTAL壁面



2号機PCV内部調査 (2018年1月)

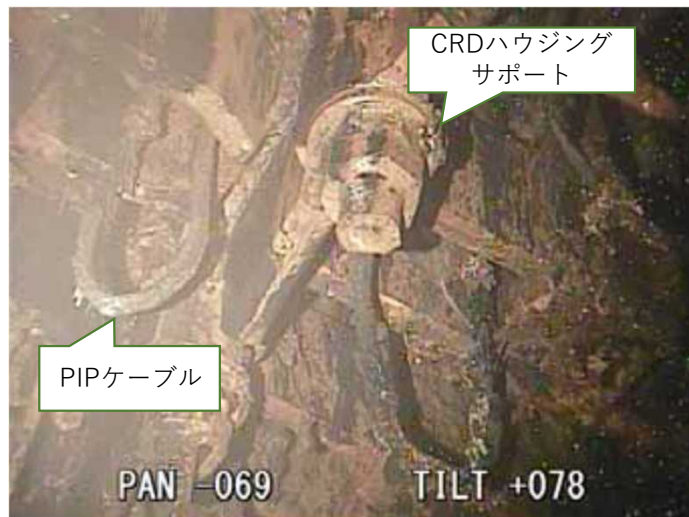


3号機PCV内部調査 (2017年7月)

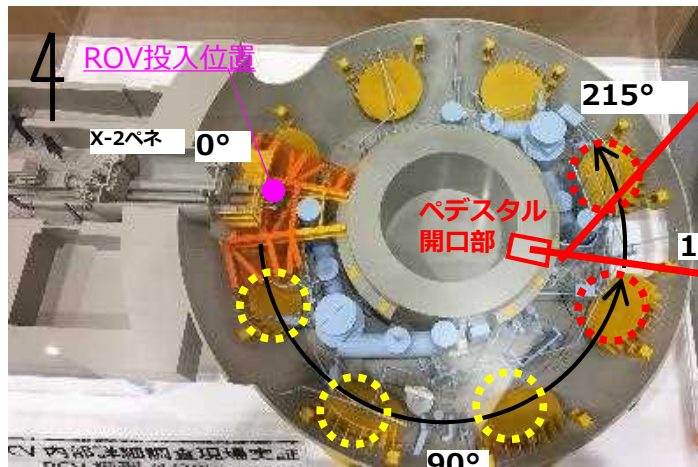


RPV底部

未調査



1号機PCV内部調査 (2022年2～5月)



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

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 (第30回) 補足説明資料1 「1号機 PCV 内部調査の状況について」 2022年6月30日 技術研究組合国際廃炉研究開発機構・東京電力ホールディングス株式会社より抜粋、加工

塊状の堆積物
約1.4m

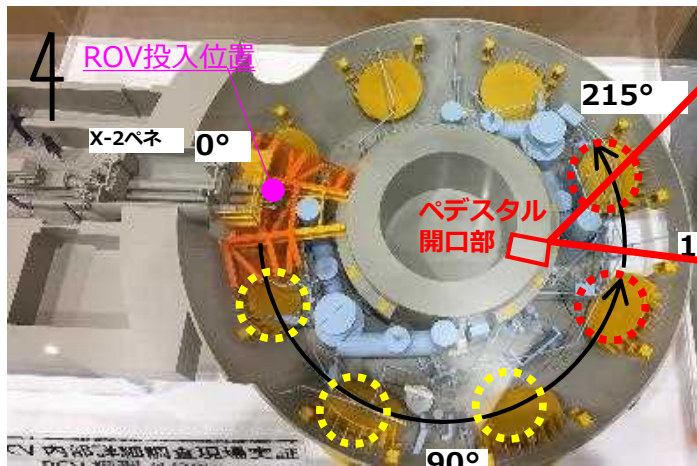


塊状の堆積物



約1.4m

1号機PCV内部調査 (2022年2～5月)

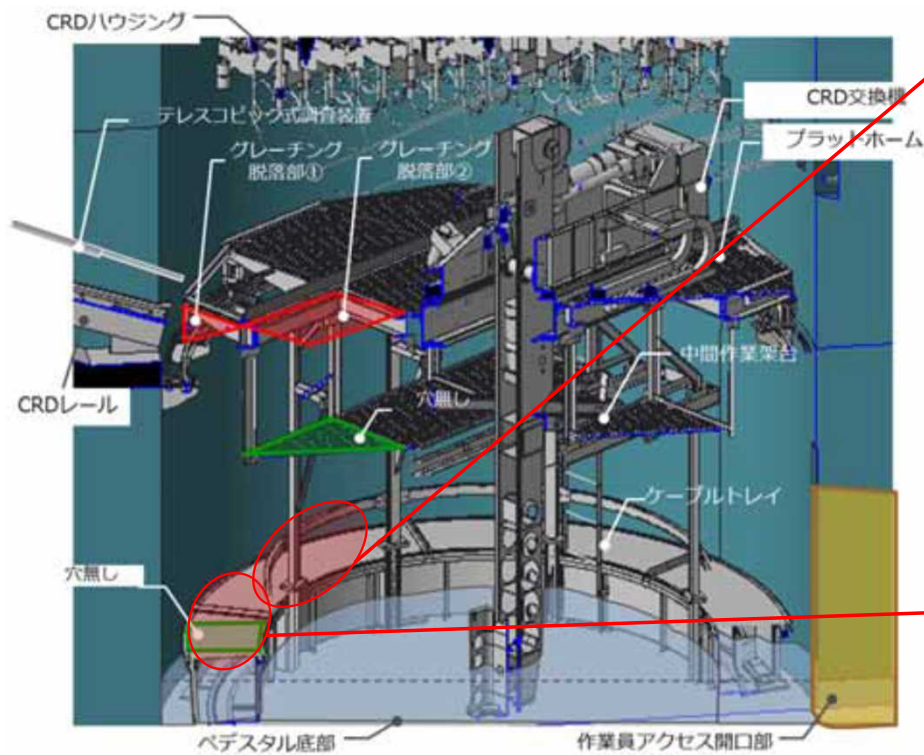


資料提供：国際廃炉研究開発機構 (IRID)・日立GEニュークリアエナジー

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 (第30回) 補足説明資料1 「1号機 PCV 内部調査の状況について」 2022年6月30日 技術研究組合国際廃炉研究開発機構・東京電力ホールディングス株式会社より抜粋、加工



2号機PCV内部調査（2018年1月）



ペDESTAL内壁面

燃料集合体の一部（上部タイププレート）

小石状の堆積物

2号機
 ペDESTAL底部



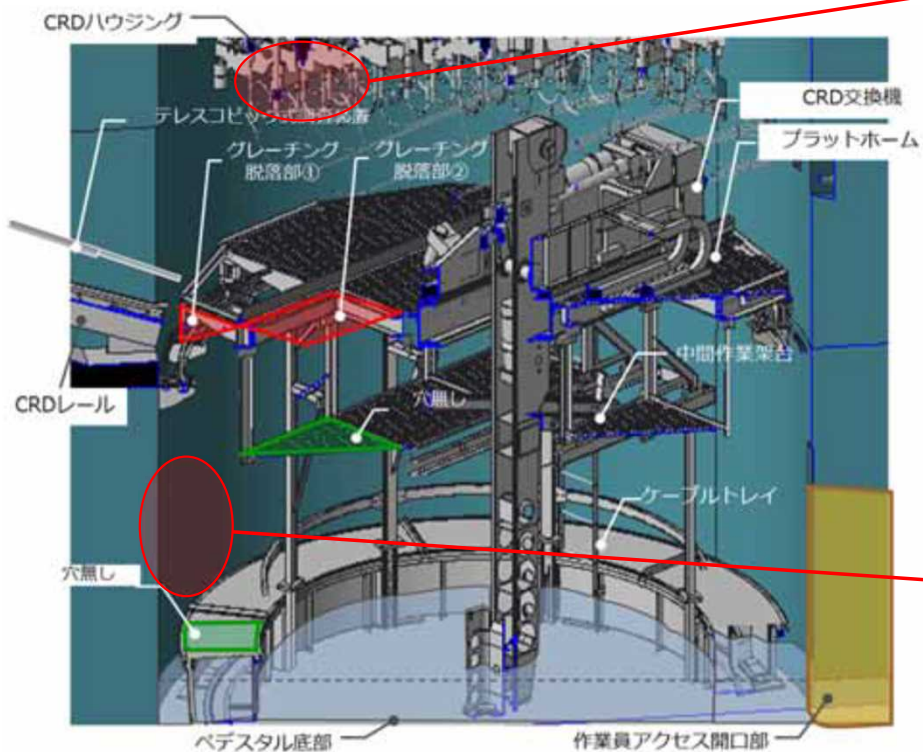
落下物

堆積物

2号機
 ペDESTAL底部

福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内部調査実施結果（速報）
 2018年1月19日 東京電力ホールディングス株式会社より抜粋加工

2号機PCV内部調査（2018年1月）



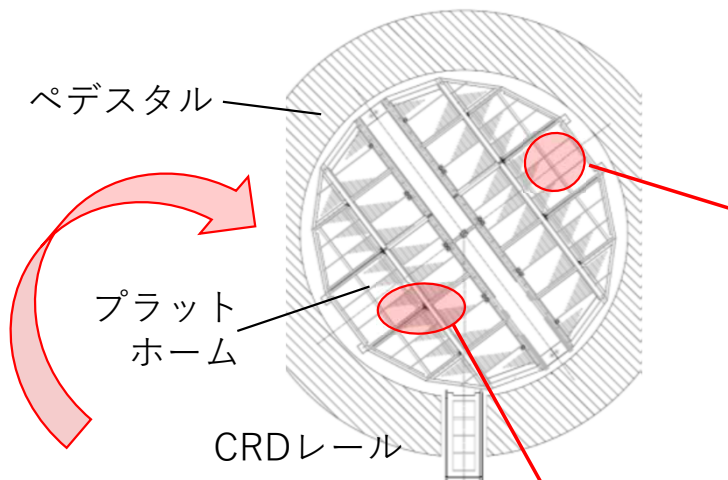
CRDハウジング
支持金具ハン
ガーロッド
CRDハウジング
支持金具サポ
ートバー
PIPケーブル
大きな損傷は
確認されず
2号機
CRDハウジング
サポート



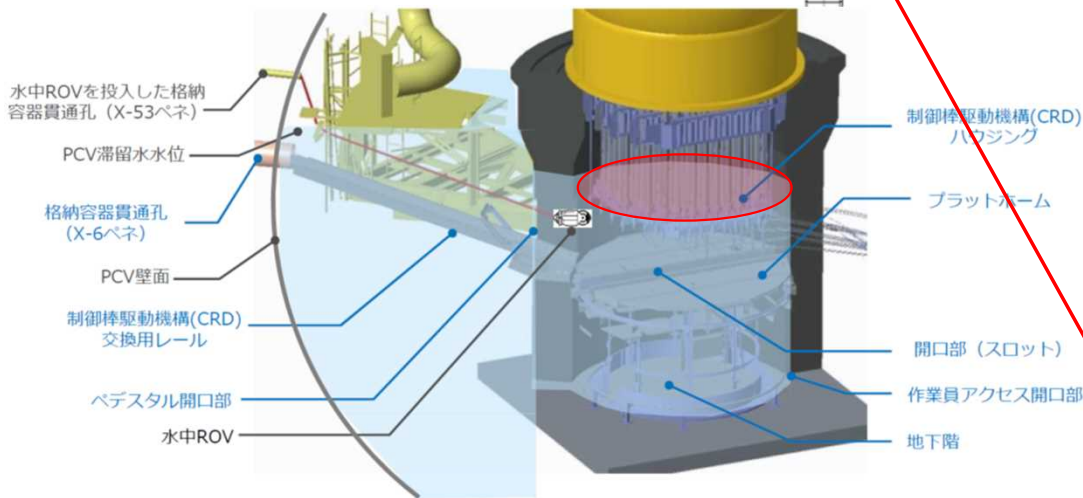
ペDESTAL内壁
大きな損傷は
確認されず
2号機
ペDESTAL内壁面

福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内部調査実施結果（速報）
2018年1月19日 東京電力ホールディングス株式会社より抜粋加工

3号機PCV内部調査 (2017年7月)



3号機
CRDハウジング
近傍
<カメラ向き
水平>



3号機調査概要図



CRDフランジ

3号機
CRDハウジング近傍
<カメラ向き 水平>

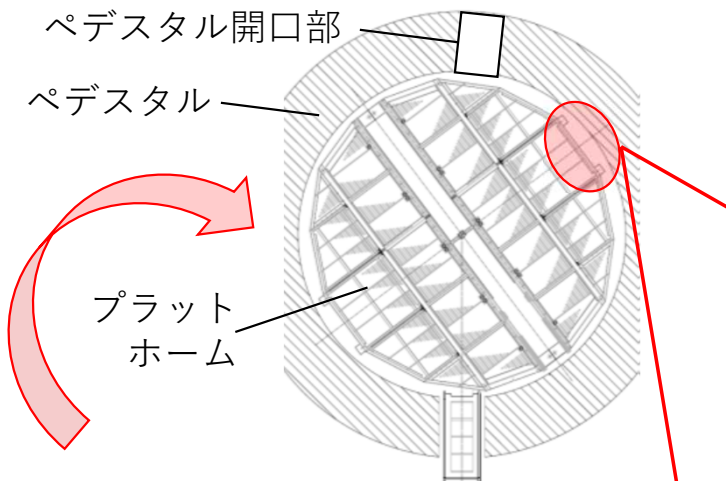
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

特定原子力施設監視・評価検討会 (第57回) 資料3 「燃料デブリ取り出しに向けた対応状況について」

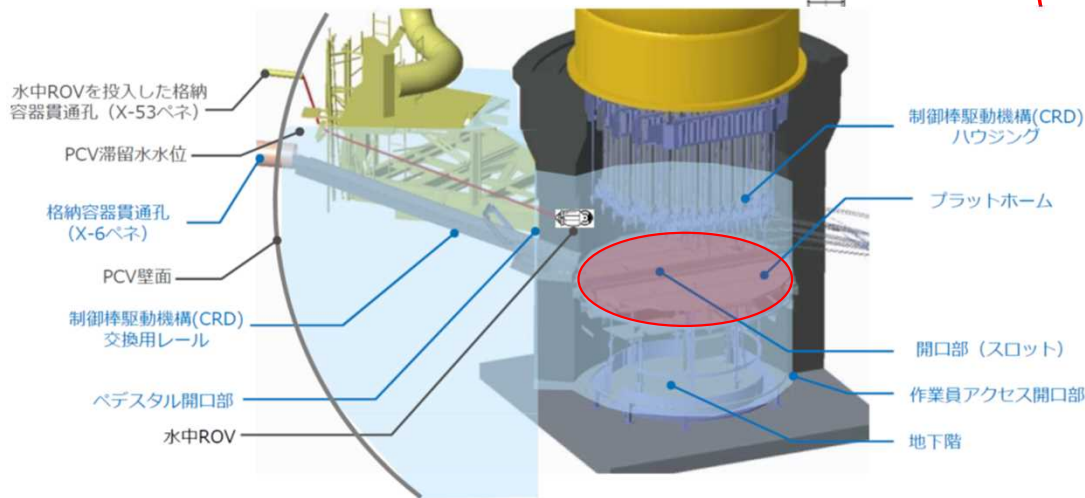
2017年12月26日 東京電力ホールディングス株式会社

3号機PCV内部調査（2017年7月）

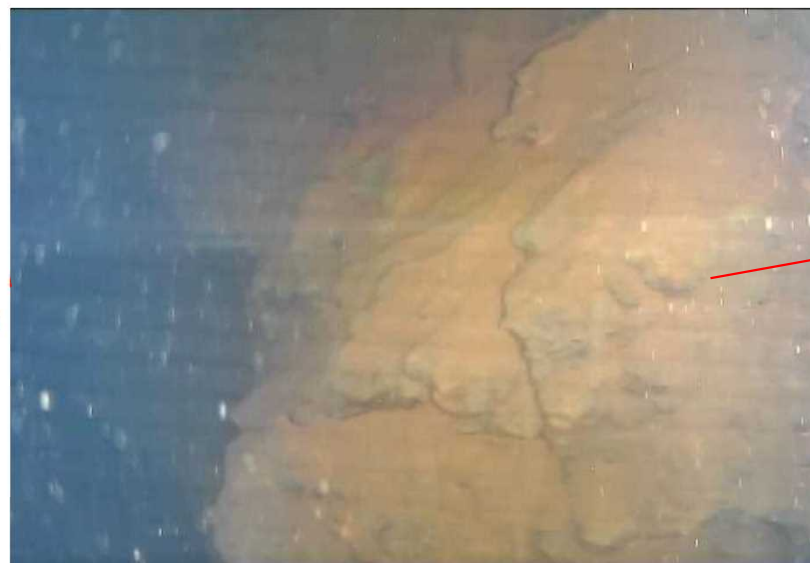


ペデスタル内壁

3号機
ペデスタル内
壁面
<カメラ向き
水平>



3号機調査概要図



大規模な破損・変形は見られない

塊状の堆積物

3号機
プラットフォーム
ペデスタル壁付
近

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

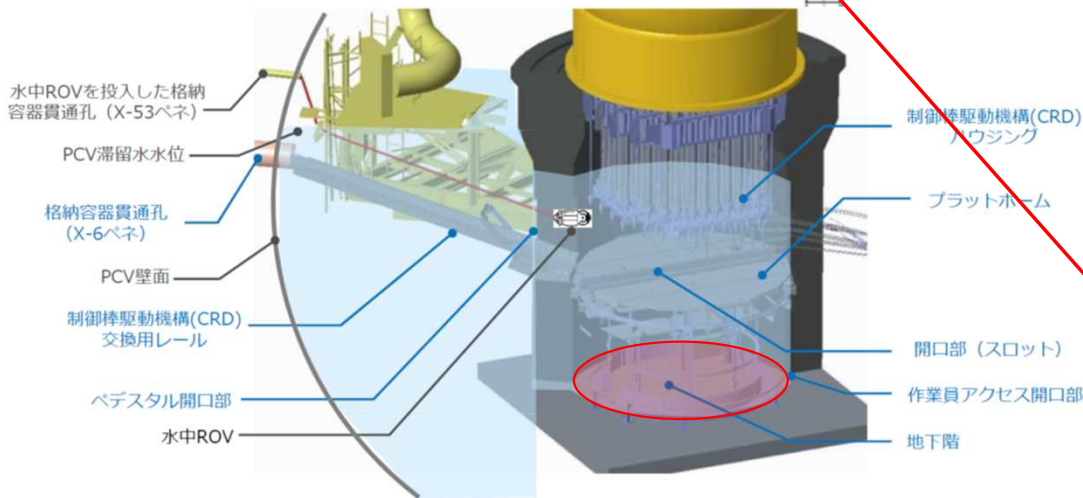
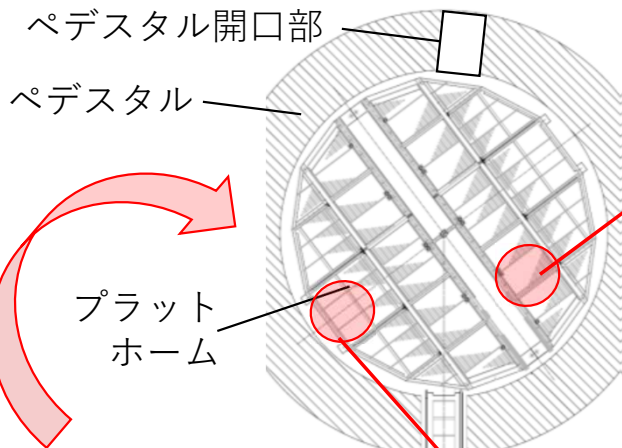
無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

特定原子力施設監視・評価検討会（第57回）資料3「燃料デブリ取り出しに向けた対応状況について」

2017年12月26日 東京電力ホールディングス株式会社

4

3号機PCV内部調査（2017年7月）



3号機調査概要図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

特定原子力施設監視・評価検討会（第57回）資料3「燃料デブリ取り出しに向けた対応状況について」

2017年12月26日 東京電力ホールディングス株式会社



塊状の堆積物

3号機
ペDESTAL底部
<カメラ向き 下方>



グレーチング

落下物

堆積物（砂状）

3号機
ペDESTAL底部
<カメラ向き 水平>

2号機PCV内部調査（2018年1月）

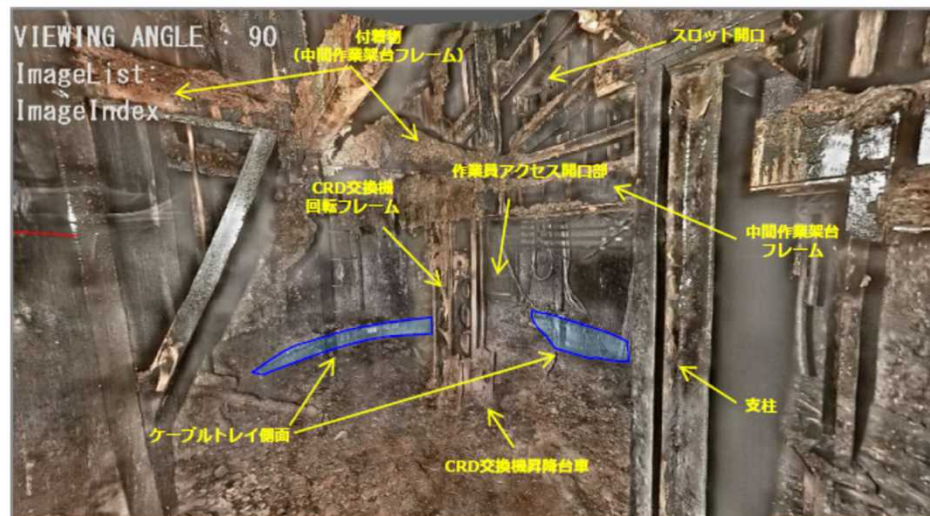
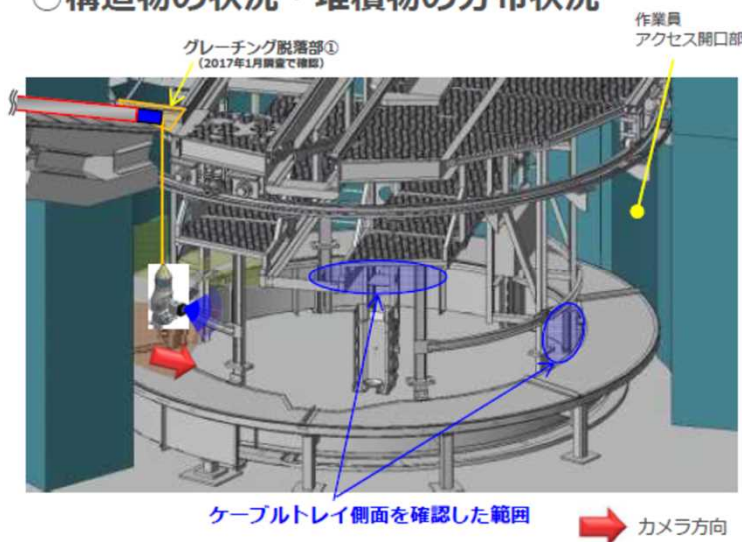
- 特定原子力施設監視・評価検討会（第60回）資料2－1「原子炉格納容器内部調査及び燃料デブリ取り出しに向けた対応状況～2号機原子炉格納容器内部調査結果～」2018年5月18日 東京電力ホールディングス株式会社
- 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第50階）資料3－3「福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内部調査実施結果」2018年2月1日 東京電力ホールディングス株式会社
より抜粋

2号機PCV内部調査（2018年1月）

3. 調査結果 ④ペDESTAL底部（1/4）

TEPCO

○構造物の状況・堆積物の分布状況



(参考) 2号機定検時
ケーブルトレイ
※運転時には上記構造物は
PCV内より撤去

- ・ CRD交換機回転フレーム、中間作業架台フレーム、支柱、ケーブルトレイ等の構造物について、大きな変形や損傷が無いことを確認した。
- ・ 小石状・粘土状に見える堆積物がペDESTAL底部全体に堆積していることを確認した。
- ・ 堆積物は熔融物が固化したもののように見える一方で、ケーブルトレイ(ステンレス鋼、厚さ4mm)の変形が確認されていないことから、ケーブルトレイの上に堆積し始めた際の堆積物温度が、ケーブルトレイに熱変形を生じさせる温度ではなかった可能性がある。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

画像提供及び画像処理：国際廃炉研究開発機構 (IRID) 7

特定原子力施設監視・評価検討会（第60回）資料
2-1「原子炉格納容器
内部調査及び燃料デブリ
取り出しに向けた対応状
況～2号機原子炉格納容
器内部調査結果～」

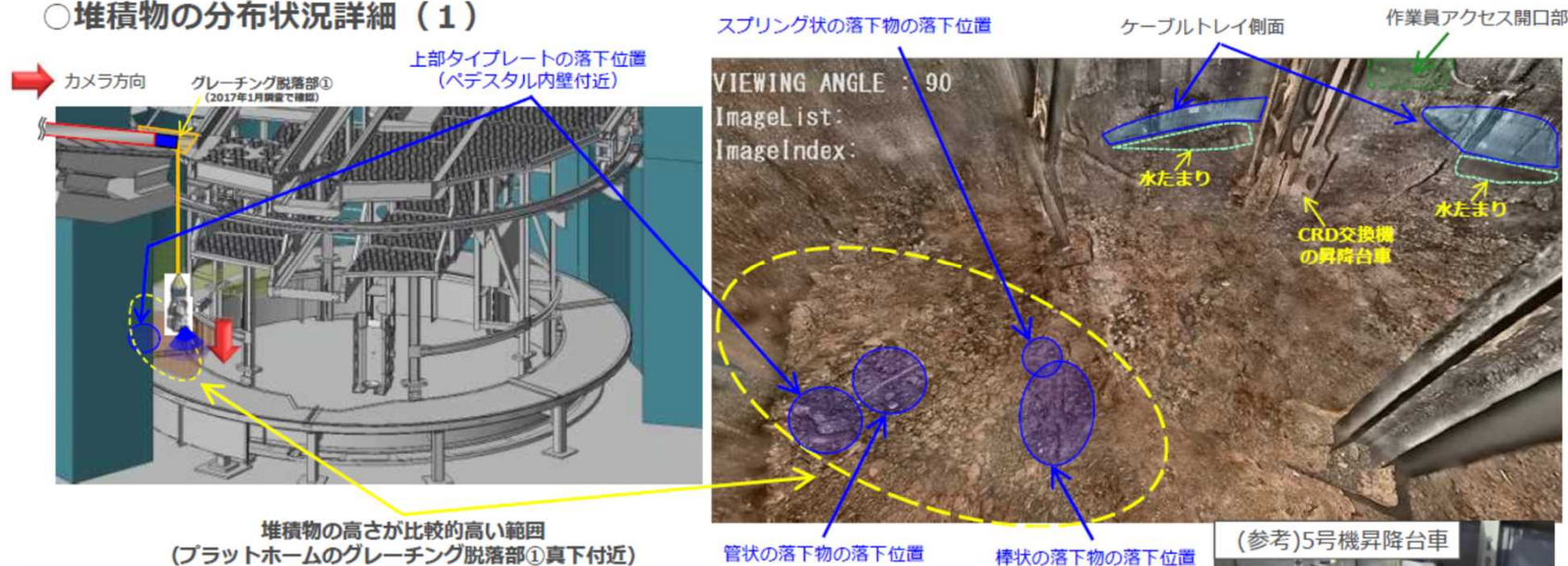
2018年5月18日 東京
電力ホールディングス株
式会社

2号機PCV内部調査（2018年1月）

3. 調査結果 ④ペDESTAL底部（3 / 4）

TEPCO

○堆積物の分布状況詳細（1）



堆積物の高さが比較的高い範囲
(プラットフォームのグレーチング脱落部①真下付近)

- ・カメラ吊り降ろし位置からペDESTAL中心を見て左側のケーブルトレイ（高さ約70cm）周辺の段差が明瞭では無いため、この付近の堆積物の高さは70cmを超える箇所が存在する可能性がある。CRD交換機昇降台車周辺の堆積物は、昇降台車が埋まっている高さから40～50cmと見られる。またカメラ吊り降ろし位置から見て昇降台車の奥側の堆積物高さがケーブルトレイより低くなっていることを確認した。
- ・カメラ吊り降ろし位置からペDESTAL中心を見て左側には、燃料集合体の一部（上部タイプレート）や、その付近には棒状の落下物、管状の落下物、スプリング状の落下物が確認され、また堆積物高さが周囲と比較して高いことから、その真上は燃料デブリの落下経路の一つである可能性がある。



(参考)5号機昇降台車
CRD交換機昇降台車にて、堆積物が埋まっていると見られる高さ

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

特定原子力施設監視・評価検討会（第60回）資料
2-1「原子炉格納容器内部調査及び燃料デブリ取り出しに向けた対応状況～2号機原子炉格納容器内部調査結果～」

2018年5月18日 東京電力ホールディングス株式会社

9
画像提供及び画像処理：国際廃炉研究開発機構（IRID）

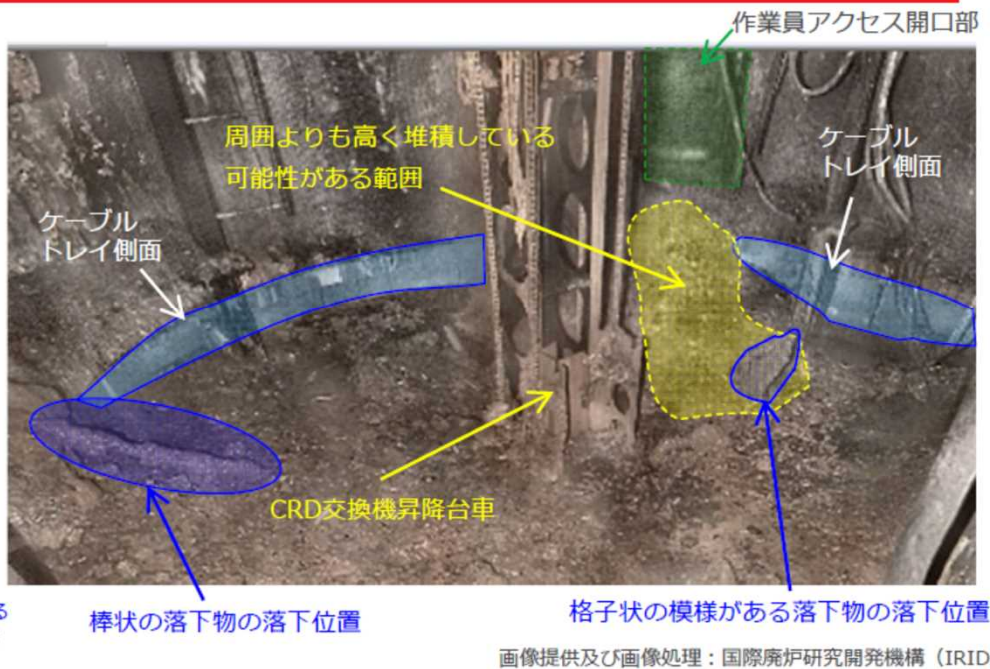
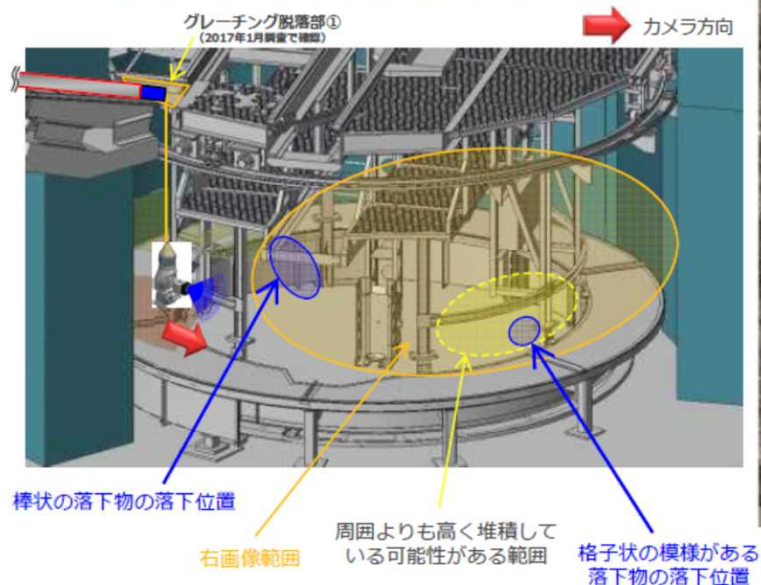
20

2号機PCV内部調査（2018年1月）

3. 調査結果 ④ペデスタル底部（4/4）

TEPCO

○堆積物の分布状況詳細（2）



- ・作業員アクセス開口部付近において、堆積物が周囲よりも高く堆積している可能性がある箇所を確認した。この堆積物の分布から、燃料デブリの落下経路は、カメラ吊り降ろし位置からペデスタル中心を見て左側以外にも、複数箇所存在している可能性がある。
- ・堆積物が周囲よりも高く堆積している可能性がある箇所の付近において、格子状の模様がある落下物が落下していることを確認した。
- ・ケーブルトレイの付近において、棒状の落下物が落下していることを確認した。
- ・作業員アクセス開口部より外の状況については、今回取得した画像では見えないため、ペデスタル外への堆積物の流出は確認できなかった。

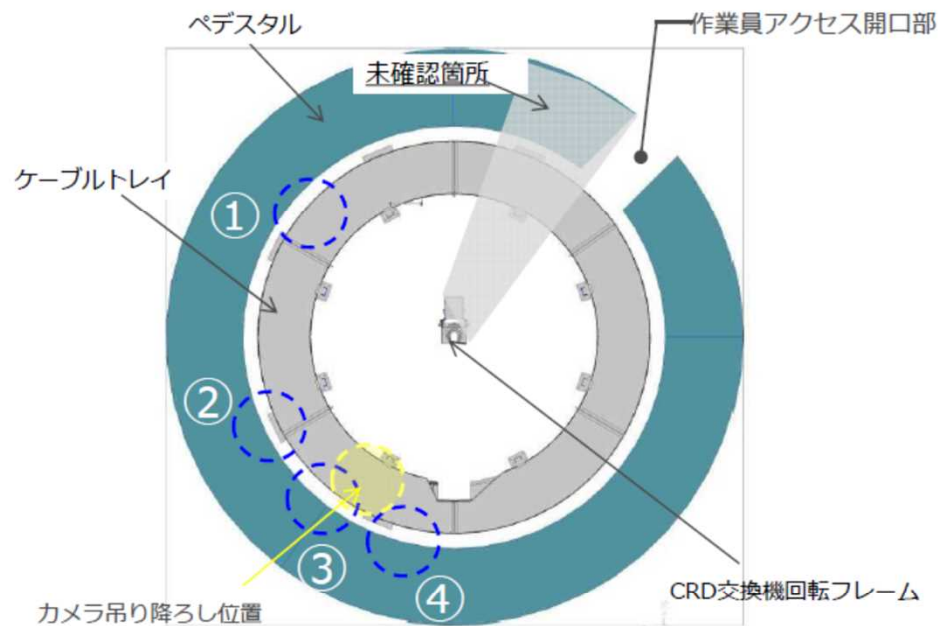
特定原子力施設監視・評価検討会（第60回）資料 2-1「原子炉格納容器内部調査及び燃料デブリ取り出しに向けた対応状況～2号機原子炉格納容器内部調査結果～」

2018年5月18日 東京電力ホールディングス株式会社

2号機PCV内部調査（2018年1月）

3. 調査結果 ⑤ペDESTAL底部（ペDESTAL壁面）

TEPCO



特定原子力施設監視・評価検討会（第60回）資料
2-1「原子炉格納容器
内部調査及び燃料デブリ
取り出しに向けた対応状
況～2号機原子炉格納容
器内部調査結果～」

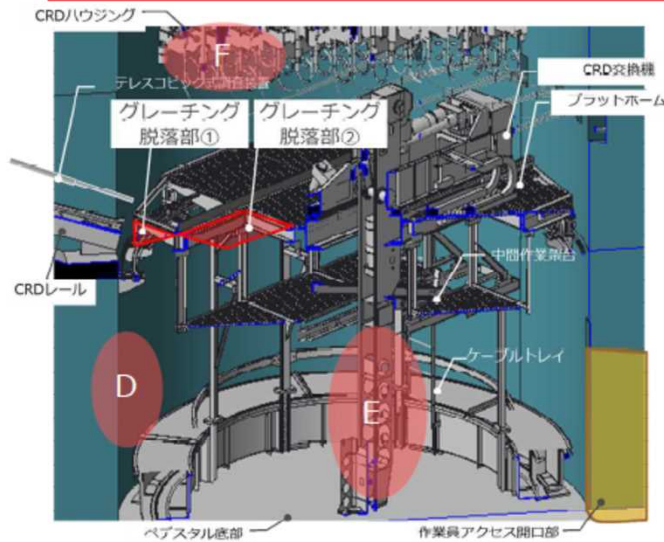
2018年5月18日 東京
電力ホールディングス株
式会社

画像提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）

・ペDESTAL内壁面のエポキシ系塗装の剥がれや表面の荒れのような状態は見られるものの、大規模な破損・変形は見られない。

2号機PCV内部調査（2018年1月）

2. 1月19日調査結果（2/3）

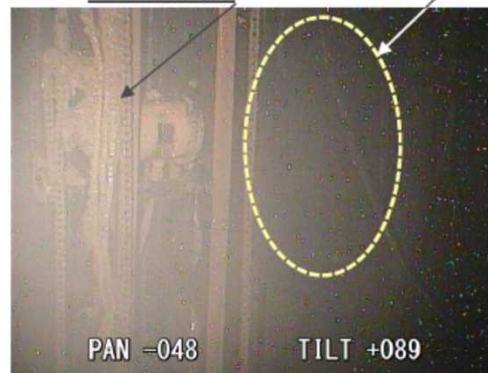


- ペダスタル内壁面には、大きな損傷は確認されず
- ペダスタル内の既設構造物（CRD交換機）については大きな損傷は確認されず
- CRDハウジングサポートは、2017年1～2月の調査と同様、大きな損傷は確認されず



撮影場所D ペダスタル内壁面

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.



撮影場所E CRD交換機

無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社



撮影場所F CRDハウジングサポート

画像提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）³

廃炉・汚染水対策チーム
会合／事務局会議（第50
階）資料3-3「福島第
一原子力発電所2号機原
子炉格納容器内部調査実
施結果」2018年2月1日
東京電力ホールディング
ス株式会社

3号機PCV内部調査（2017年7月）

特定原子力施設監視・評価検討会（第57回）資料3

「燃料デブリ取り出しに向けた対応状況について」

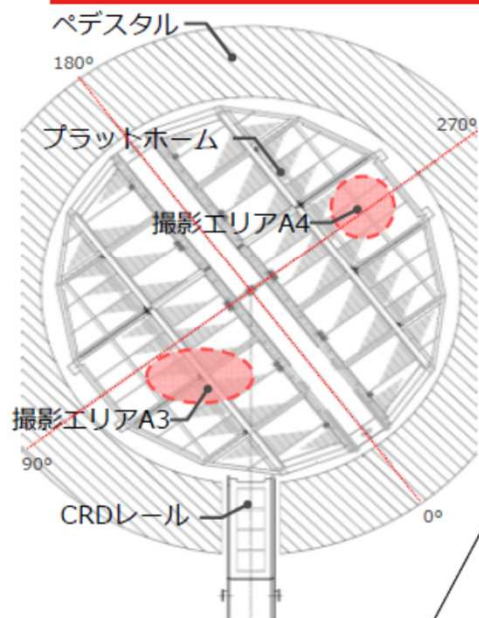
2017年12月26日 東京電力ホールディングス株式会社

より抜粋

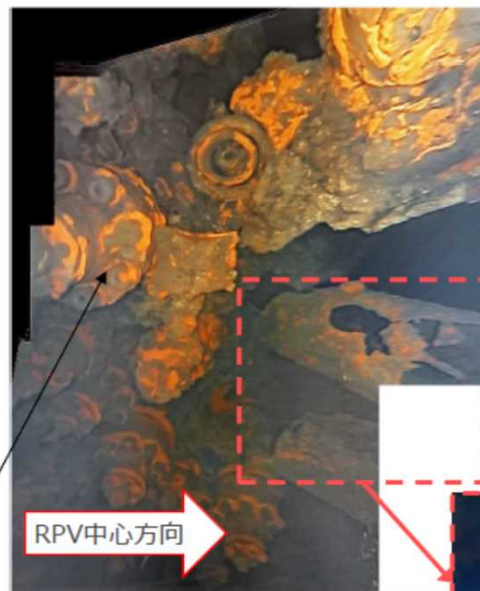
3号機PCV内部調査（2017年7月）

3. 調査結果

3.1. CRDハウジング近傍（2/2）



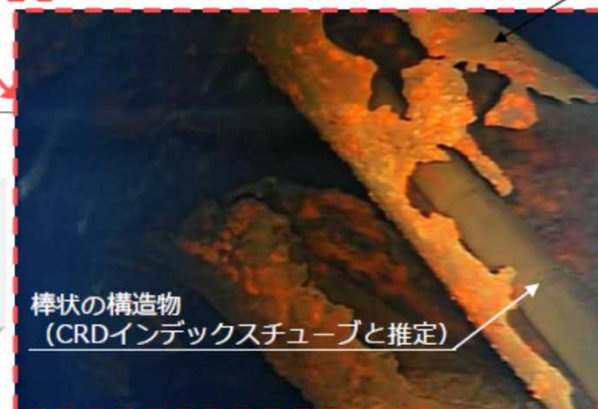
撮影エリアA3<カメラ向き：上方>



撮影エリアA4<カメラ向き：水平>



円筒状の構造物（CRガイドチューブと推定）



- CRDハウジング近傍にCRガイドチューブ及びCRDインデックスチューブと推定される構造物を確認
- CRDハウジング支持金具に溶融物が凝固したものが付着

特定原子力施設監視・評価検討会（第57回）資料
3「燃料デブリ取り出しに向けた対応状況について」
2017年12月26日 東京電力ホールディングス株式会社

3号機PCV内部調査（2017年7月）

3. 調査結果

3.3. プラットホーム近傍（3/3）〈ペデスタル内壁面〉

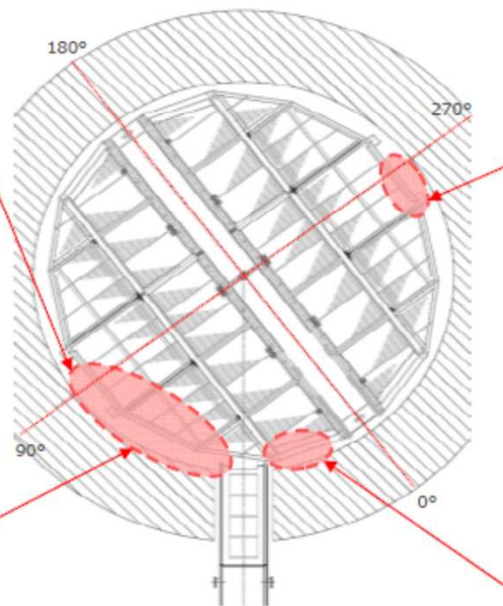
TEPCO



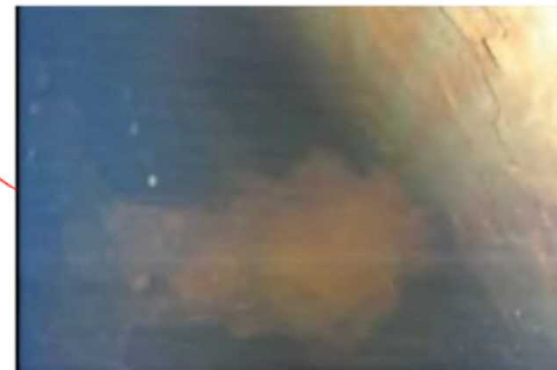
〈カメラ向き：下方〉



〈カメラ向き：上方〉



〈カメラ向き：水平〉



〈カメラ向き：下方〉

- ペデスタル内壁面のエポキシ系塗装の剥がれや表面の荒れのようなものは見られるものの、大規模な破損・変形は確認されなかった

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

10

画像提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）

特定原子力施設監視・評価検討会（第57回）資料
3「燃料デブリ取り出しに向けた対応状況について」
2017年12月26日 東京電力ホールディングス株式会社

3号機PCV内部調査 (2017年7月)

3. 調査結果

3.4. ペデスタル内下部

TEPCO



- 砂状、小石状や塊状の堆積物を確認
- 作業員アクセス開口部は視認できなかった (近傍に堆積物を確認)

11
 画像提供：国際廃炉研究開発機構 (IRID)
 画像処理：東京電力ホールディングス株式会社

特定原子力施設監視・評価検討会 (第57回) 資料
 3 「燃料デブリ取り出しに向けた対応状況について」
 2017年12月26日 東京
 電力ホールディングス株式会社

○引用文献等（1号機原子炉格納容器内部調査関係）

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第31回

資料1－2：1号機原子炉格納容器内部調査に係る確認点について〔原子力規制庁〕

<https://www.nra.go.jp/data/000403165.pdf>

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第30回

補足説明資料1：1号機PCV内部調査の状況について〔技術研究組合国際廃炉研究開発機構 東京電力ホールディングス株式会社〕

<https://www.nra.go.jp/data/000395885.pdf>

資料1－2：1号機原子炉格納容器内部調査時の動画（2022年5月23日福島第一原子力発電所1号機原子炉格納容器内部調査（ROV-A2）の実施状況（2022年5月17～19日の作業状況） 提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）・日立GEニュークリア・エナジー）

https://www.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=107299&video_uuid=og07od6u

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第29回

資料3：1号機PCV内部調査の状況について〔技術研究組合国際廃炉研究開発機構 東京電力ホールディングス株式会社〕

<https://www.nra.go.jp/data/000388506.pdf>

資料3－1：1号機原子炉格納容器内部調査時の動画（2022年3月24日福島第一原子力発電所1号機原子炉格納容器内部調査（ROV-A2）の実施状況（3月14～16日の作業状況） 提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）・日立GEニュークリア・エナジー）

https://www.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=107299&video_uuid=s19dq021

東京電力ホールディングス株式会社ホームページ

2022/2/9（水）福島第一原子力発電所 1号機原子炉格納容器内部調査の実施状況(2月9日調査分)について 提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）・日立GEニュークリア・エナジー

https://www.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=107299&video_uuid=k593g02e

○引用文献等（2号機原子炉格納容器内部調査関係）

特定原子力施設監視・評価検討会 第60回

資料2-1「原子炉格納容器内部調査及び燃料デブリ取り出しに向けた対応状況～2号機原子炉格納容器内部調査結果～」2018年5月18日
東京電力ホールディングス株式会社
<https://www.nra.go.jp/data/000230853.pdf>

廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 第53回

資料3-3「福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内部調査結果について」2018年4月26日 東京電力ホールディングス株式会社
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/05/3-03-02.pdf>

廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 第50回

資料3-3「福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内部調査実施結果」2018年2月1日 東京電力ホールディングス株式会社
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/02/3-03-02.pdf>

廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 第40回

資料3-3「2号機原子炉格納容器内部調査について～画像解析による追加報告～」2017年3月30日 東京電力ホールディングス株式会社
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/03/3-03-03.pdf>

東京電力ホールディングス株式会社ホームページ

福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内部調査実施結果（速報） 2018年1月19日 東京電力ホールディングス株式会社
https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2018/images1/handouts_180119_08-j.pdf

○引用文献等（3号機原子炉格納容器内部調査関係）

特定原子力施設監視・評価検討会 第57回

資料3「燃料デブリ取り出しに向けた対応状況について」2017年12月26日 東京電力ホールディングス株式会社
<https://www.nra.go.jp/data/000214400.pdf>

東京電力ホールディングス株式会社ホームページ

3号機PCV内部調査進捗（22日調査速報） 2017年7月22日 東京電力ホールディングス株式会社
https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images2/handouts_170722_05-j.pdf

3号機 PCV内部調査進捗（21日調査速報） 2017年7月21日 東京電力ホールディングス株式会社
https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images2/handouts_170721_09-j.pdf

3号機 PCV内部調査進捗（19日調査速報） 2017年7月19日 東京電力ホールディングス株式会社
https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images2/handouts_170719_08-j.pdf

東京電力福島第一原子力発電所敷地内外の
モニタリングポスト等で測定された
空間線量率等の測定データについて
(3/12、3/12-16、3/16-31)

2022年10月31日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

(1) 前回 (第31回会合) 資料 2 の整理

[2011年3月12日の東京電力福島第一原子力
発電所敷地内外の空間線量率データ]

○2011年3月12日の空間線量率データのまとめ

- 3/12 04時00分頃に最初の空間線量率の上昇が確認されている。これは、1号機格納容器ベントや1号機水素爆発より前に生じている。

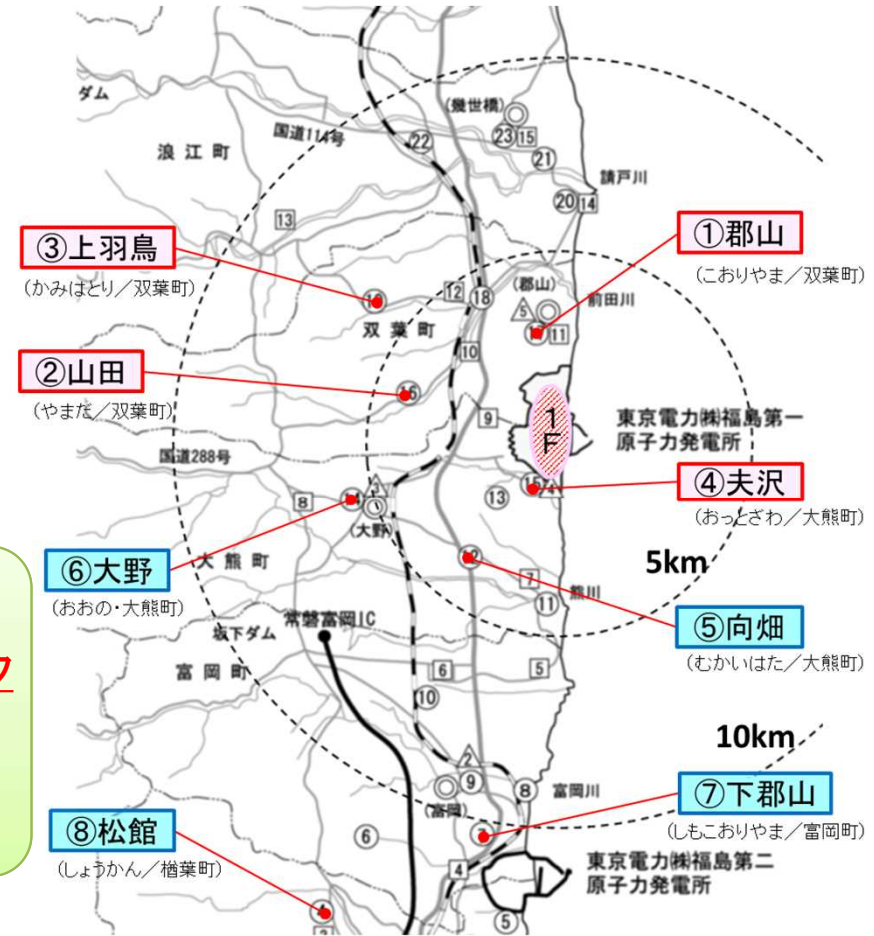
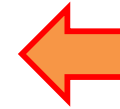
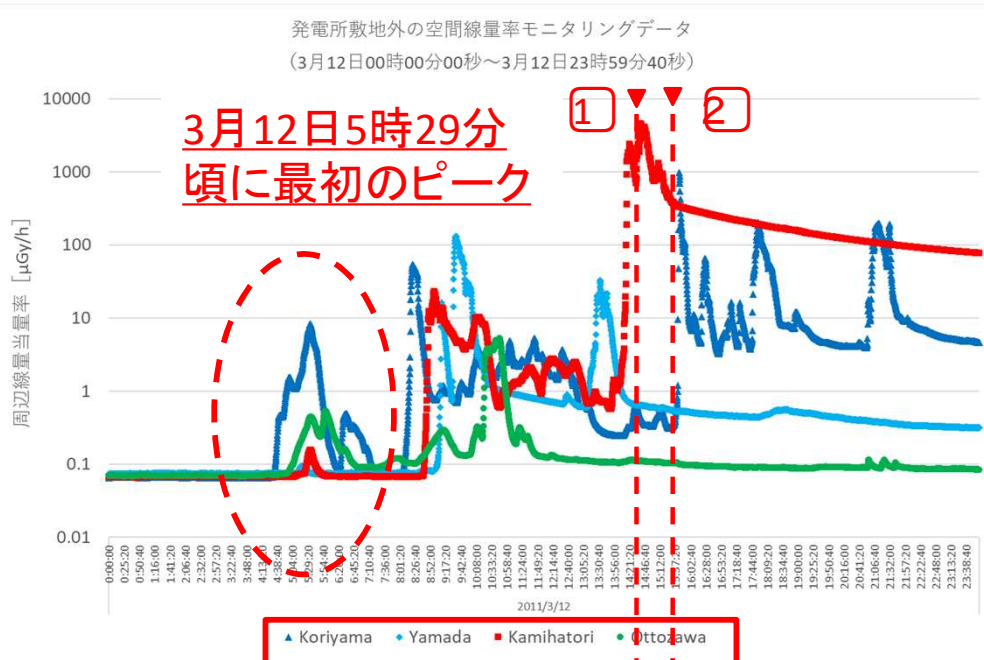
- 発電所敷地内については、異なる地点での空間線量率のデータの傾向が似ていること、空間線量率のバックグラウンドの上昇が確認される。

- 発電所敷地外については、敷地周辺や敷地北側、南側等の方角・方向によって空間線量率のデータの傾向に類似性がある。また、複数のピークが確認される。

○発電所敷地外のモニタリングポスト [2011年3月12日]

- ① 1号機ベント PCV圧力低(3/12 14:30頃)
- ② 1号機水素爆発(3/12 15:36)

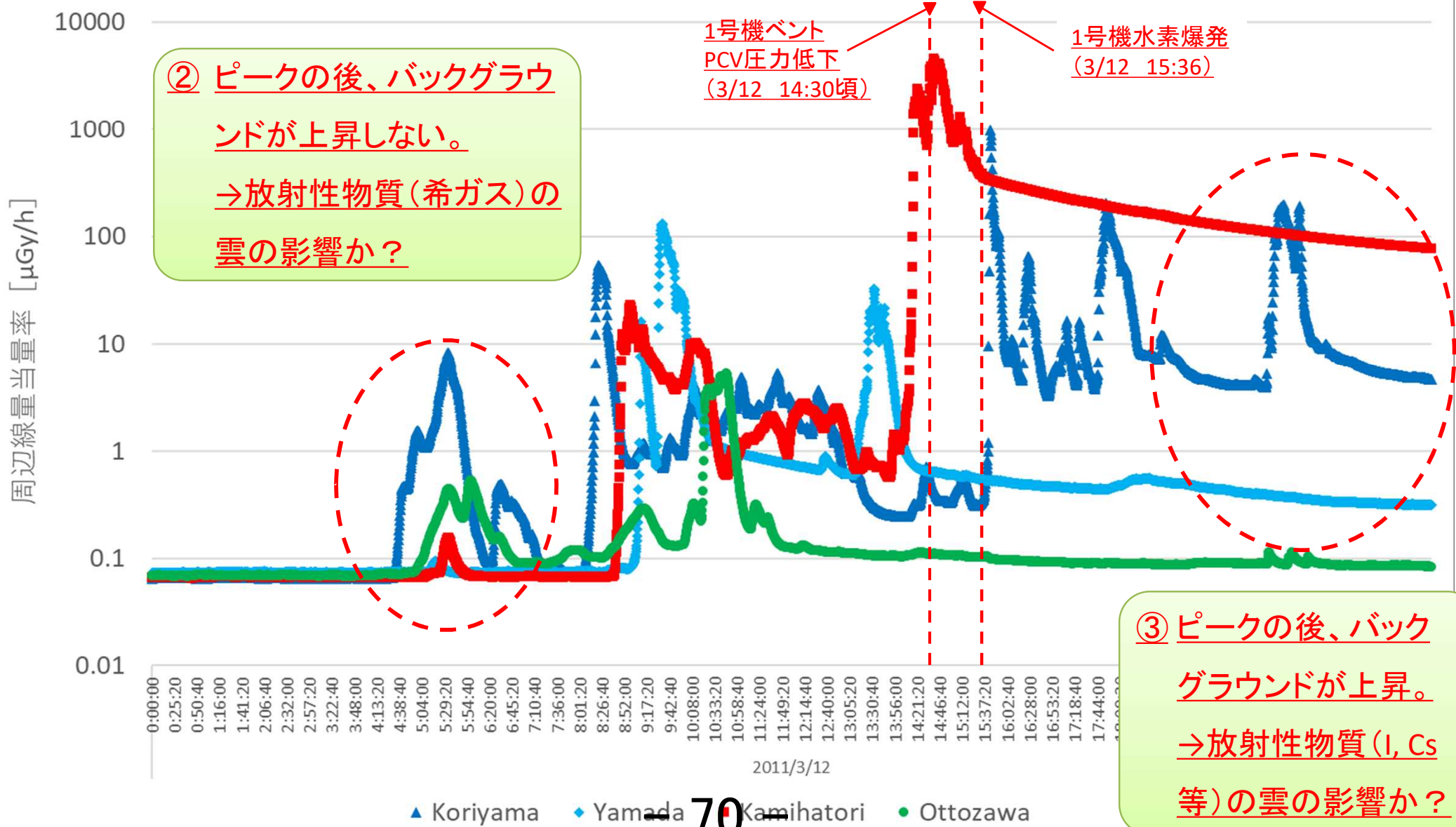
発電所敷地周辺及び北側
(郡山、上羽鳥、山田、夫沢)



発電所敷地南側
- 69 向畑、大野、下郡山、松館)

発電所敷地周辺及び北側
(郡山、上羽鳥、山田、夫沢)

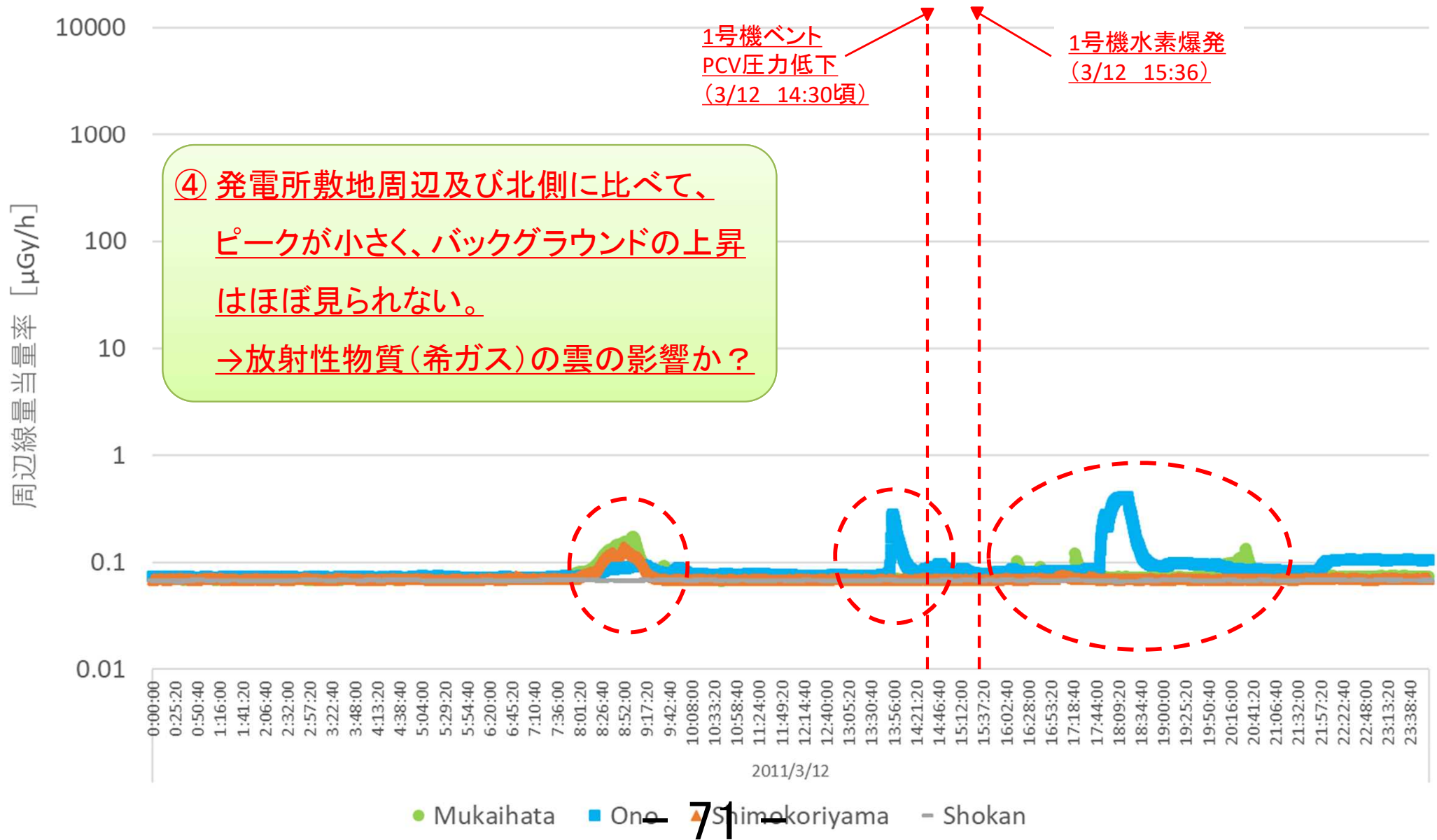
発電所敷地外の空間線量率モニタリングデータ
(3月12日00時00分00秒～3月12日23時59分40秒)



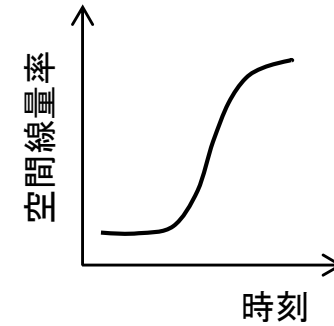
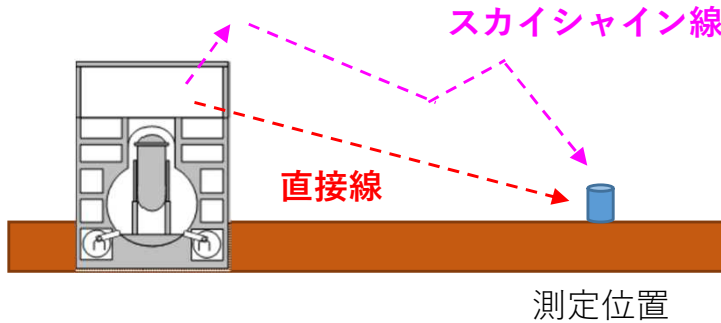
70

発電所敷地南側
(向畑、大野、下郡山、松館)

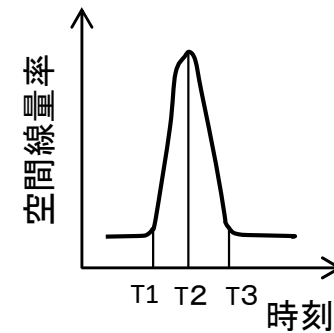
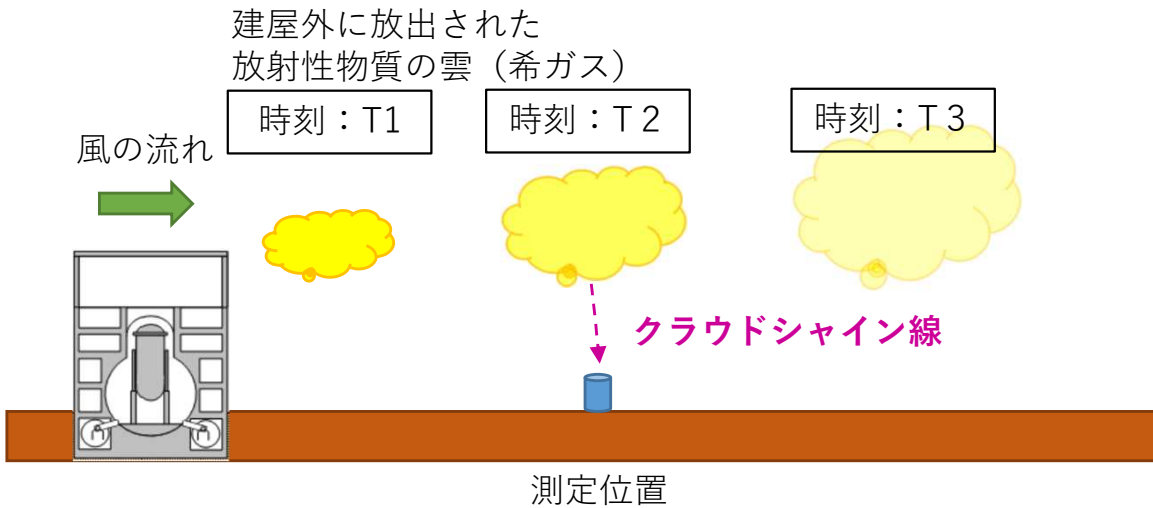
発電所敷地外の空間線量率モニタリングデータ
(3月12日00時00分00秒～3月12日23時59分40秒)



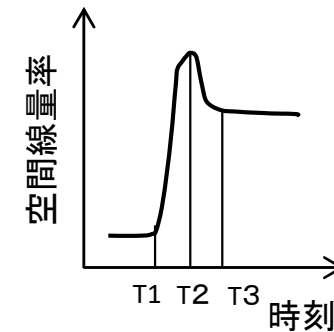
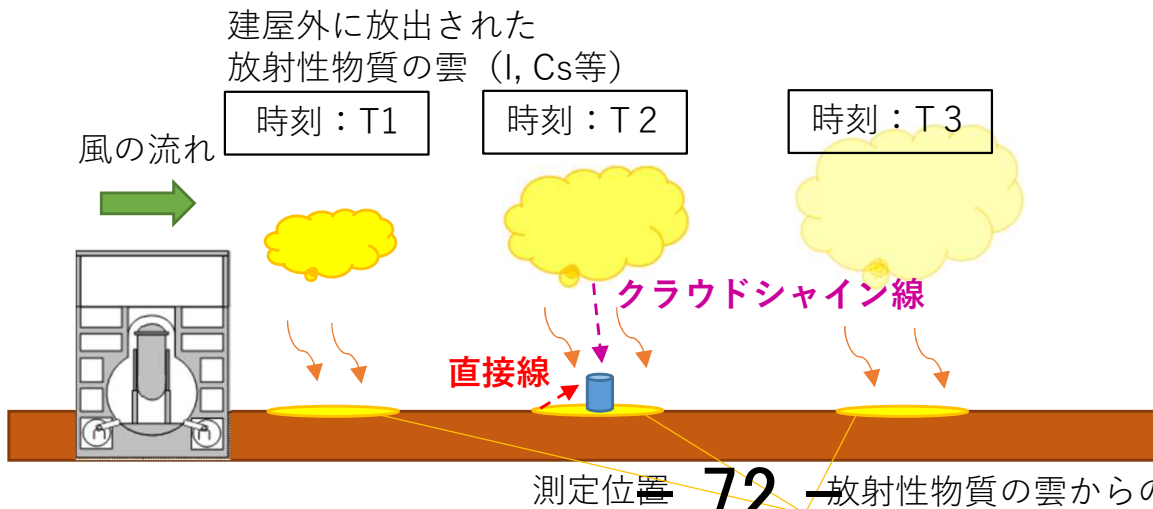
(A)
直接線＋
スカイシャ
イン線



(B)
クラウド
シャイン線

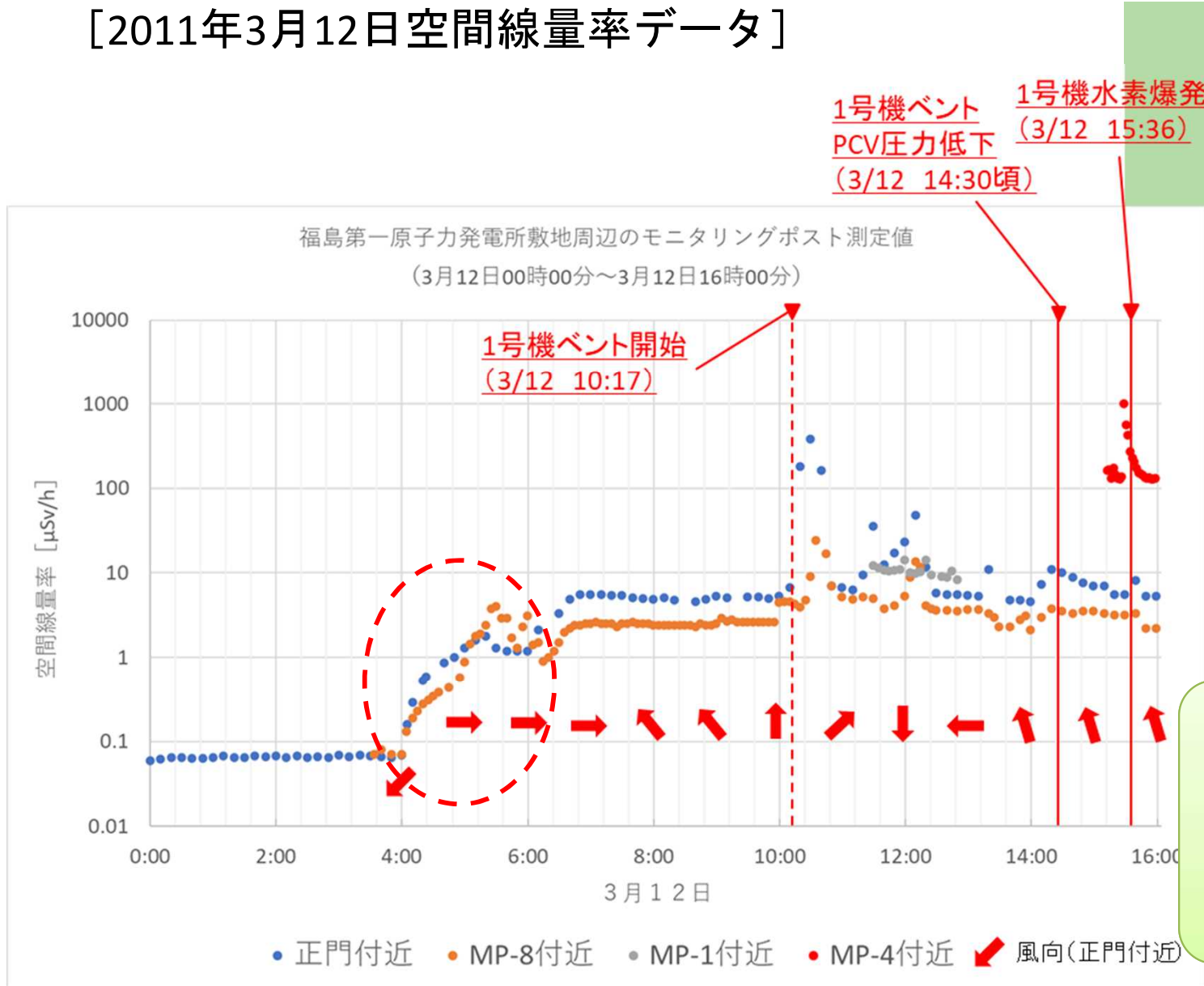


(C)
クラウド
シャイン線
＋直接線



測定位置 72 放射性物質の雲からの
沈降、沈着 (I, Cs等)

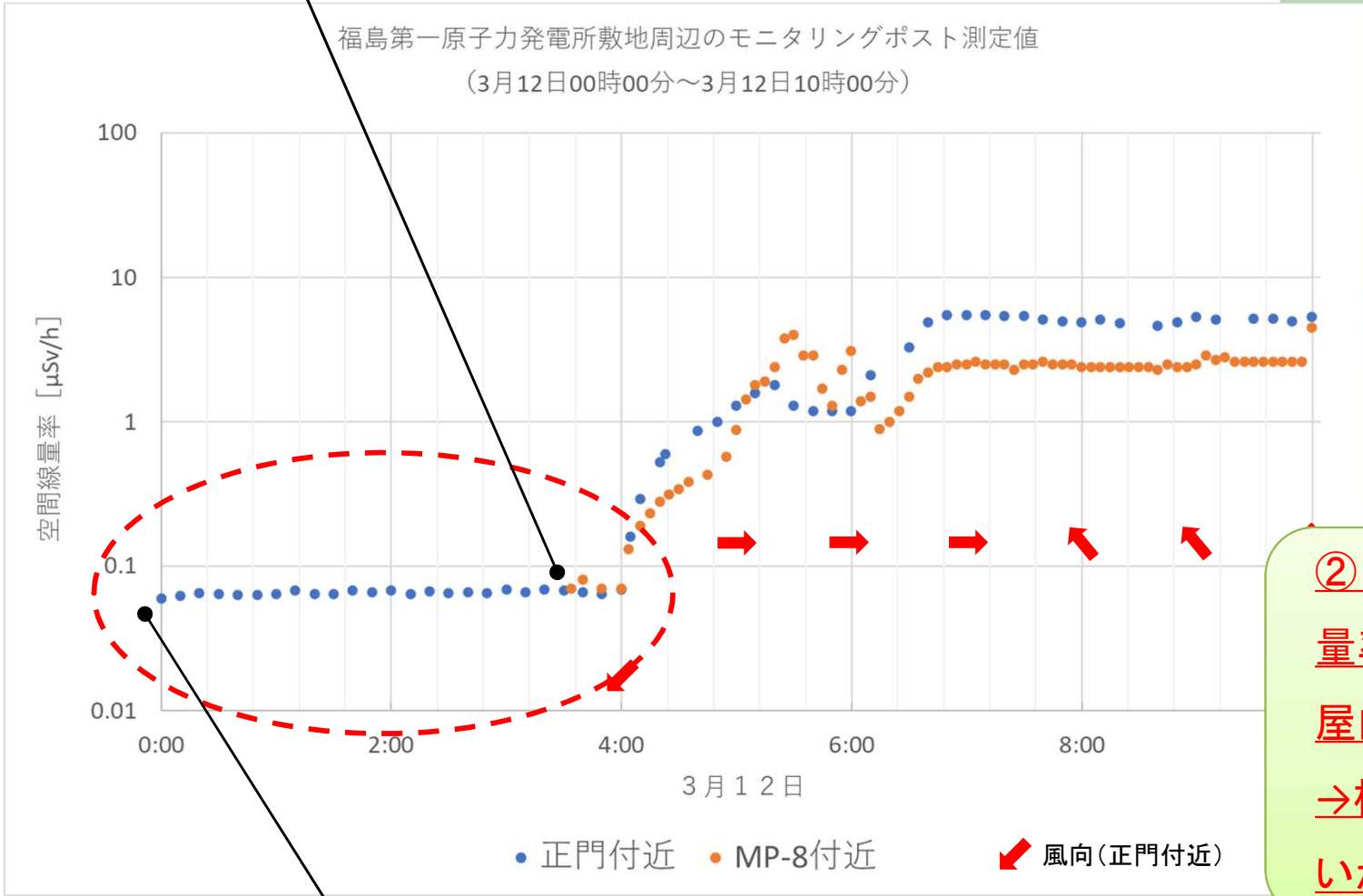
○発電所敷地内のモニタリングポスト等のデータ [2011年3月12日空間線量率データ]



① 3/12 04時00分以降、空間線量率が全体的に上昇。
→1号機原子炉建屋からの直接線、スカイシャイン線の影響か？

○2011年3月12日04時00分頃の空間線量率データ

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

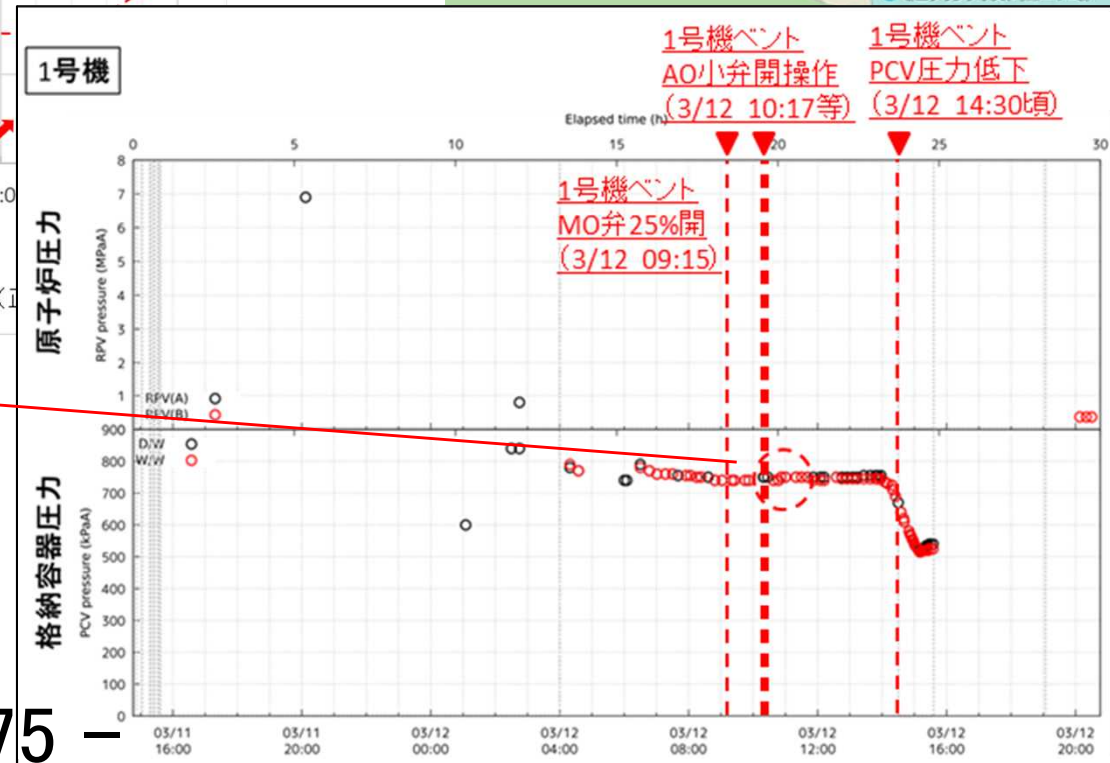
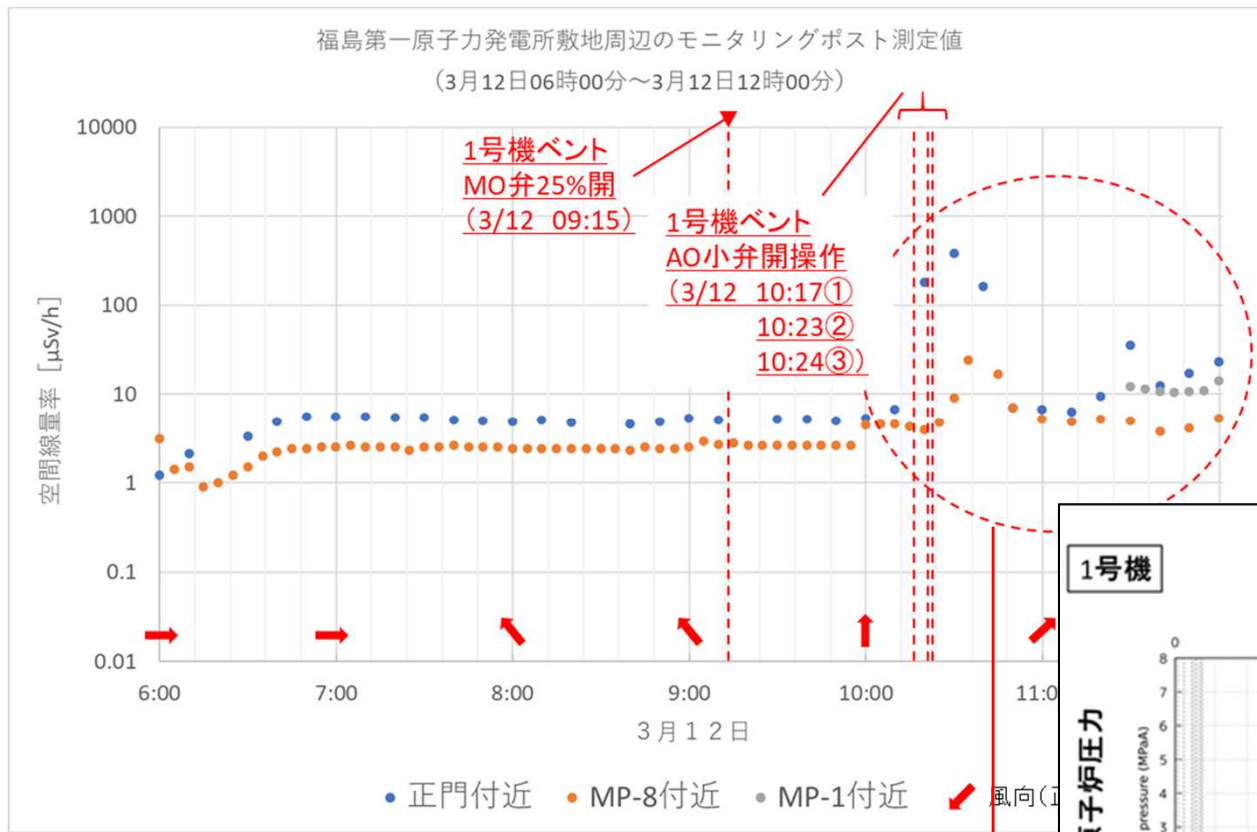


② 正門付近及びMP-8付近の空間線量率が上昇する前に1号機原子炉建屋内で線量率が上昇。
→格納容器から原子炉建屋への漏えいが生じていたか？

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

※東京電力株式会社、福島原子力事故調査報告書 平成24年6月20日

○2011年3月12日10時17分以降の空間線量率データ



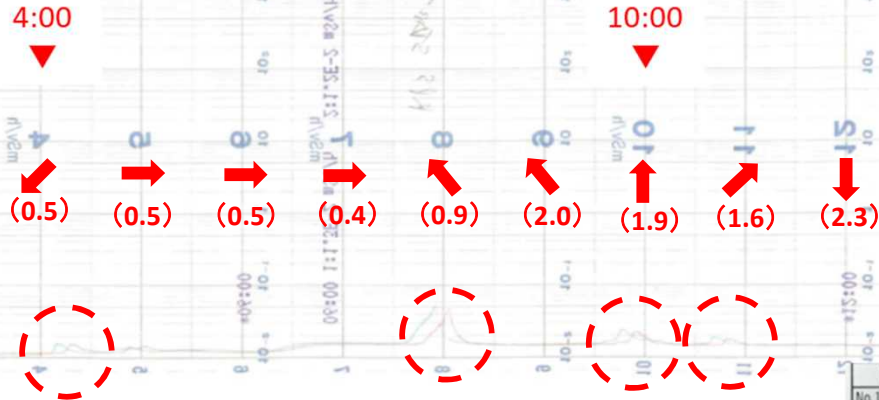
③3/12 10時17分以降、1号機ベントの開操作が行われるが、格納容器圧力の低下は生じていない。
一方、正門付近及びMP-8付近での空間線量率は上昇している。

2011年3月12日4時～10時 非常用ガス処理系(SGTS)排ガス放射線モニタ

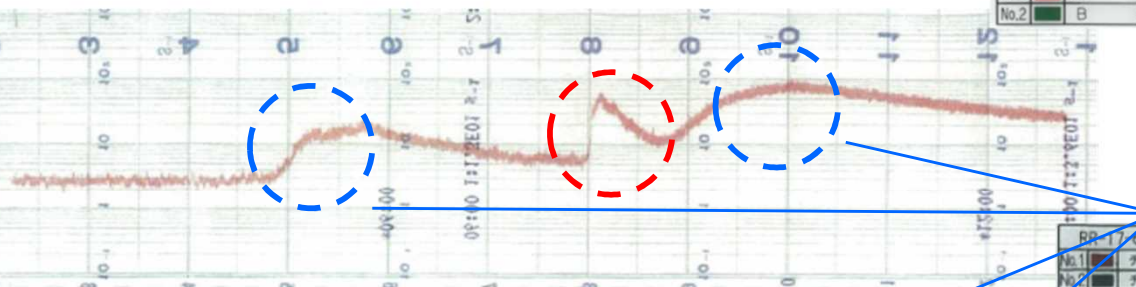
03/12

6号機
SGTS
(IC)

↙ 風向(正門付近)
() 風速[m/s]



5号機
主排気筒
(SIN)



3号機
SGTS
(IC)



3号機
主排気筒
(SIN)



03/12

4:00

10:00

2011年3月12日4時～10時 主排気筒放射線モニタ

1号機水素爆発
(3/12 15:36)

1号機ベント
(3/12 14:30頃)

④ピークが複数回

確認される。

→放射性物質(希ガス)の雲の影響か?

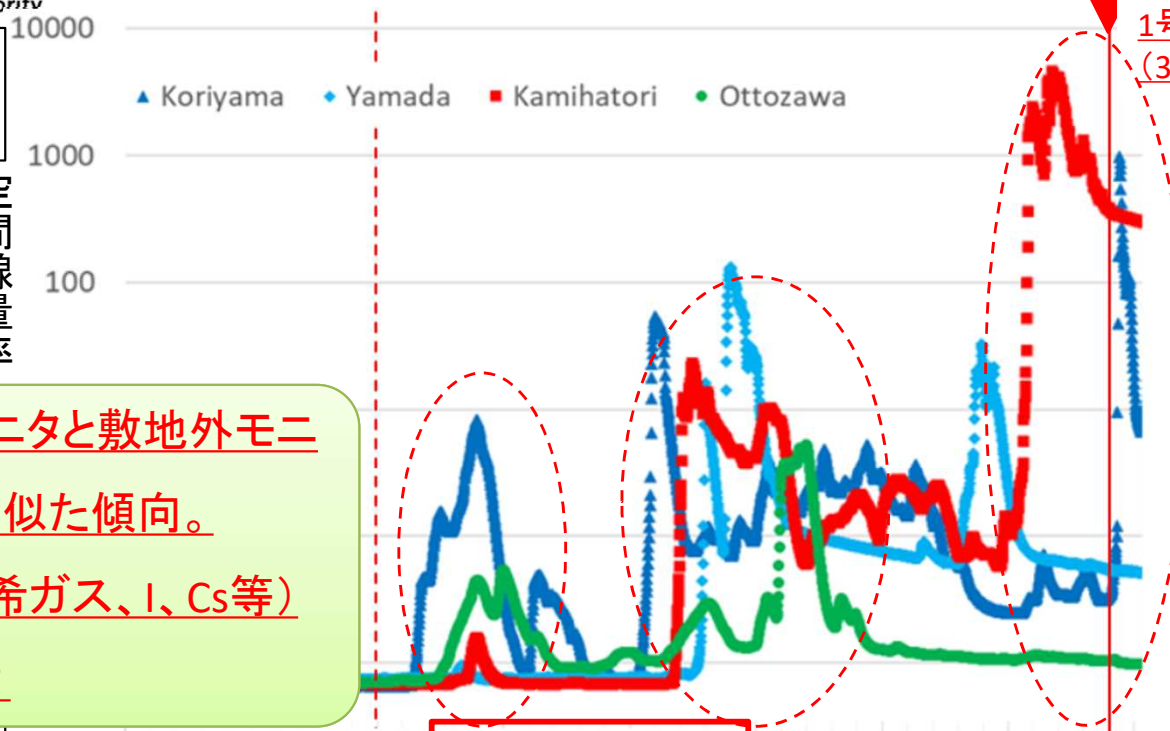
⑤空間線量率が全体的に上昇。

→放射線モニタの設置位置(屋内)による影響か?

→又は、1号機原子炉建屋からの直接線、スカイシャイン線の影響か?

1F敷地外モニタリングポスト

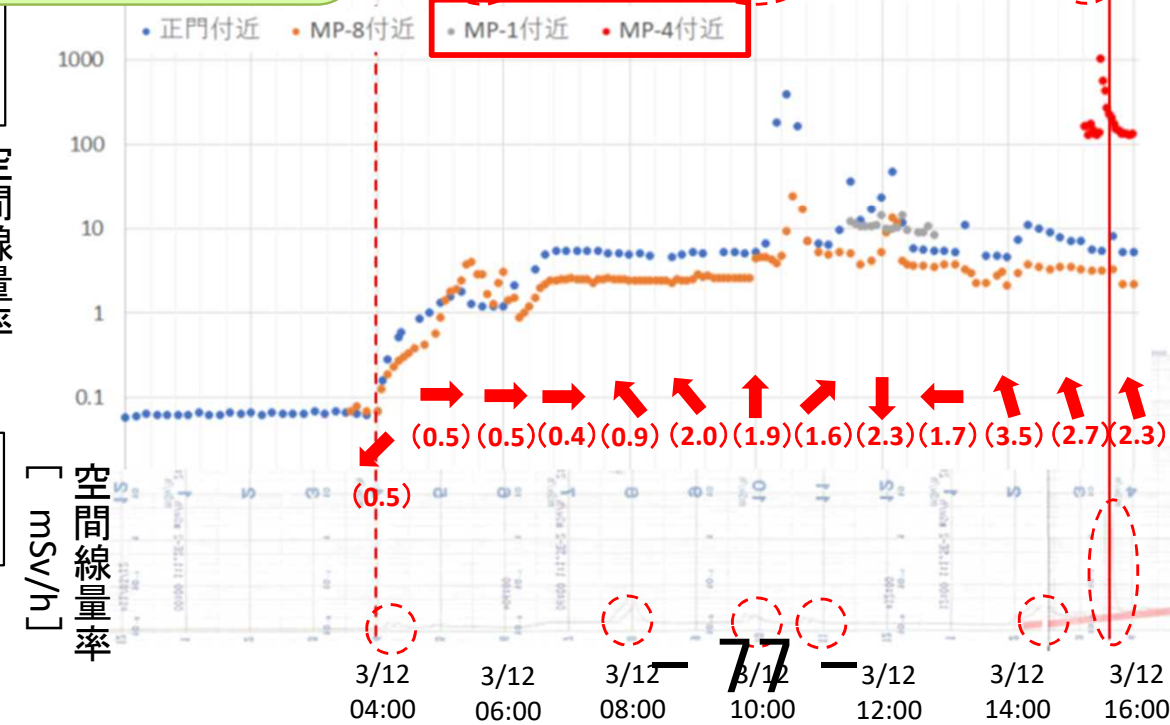
空間線量率
[μGy/h]



⑥6号機SGTSモニタと敷地外モニタリングポストは似た傾向。
→放射性物質(希ガス、I、Cs等)の雲の影響か?

1F敷地内モニタリングポスト

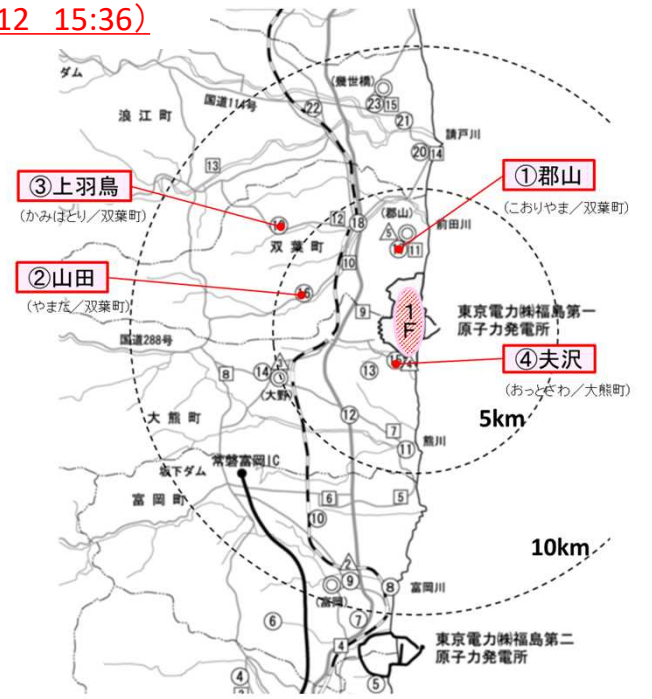
空間線量率
[μSv/h]



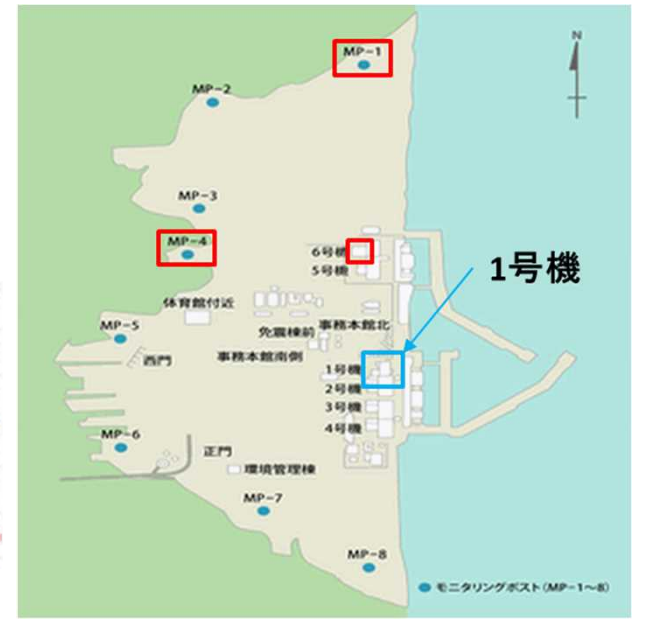
6号機SGTS排ガス放射線モニタ

空間線量率
[mSv/h]

1号機水素爆発
(3/12 15:36)



福島県「原子力発電所の環境放射能測定結果 平成23年3月11日～3月31日(東日本大震災発生以降)」より引用。一部加工
https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec_file/monitoring/etc/post3-20120921.pdf



○発電所敷地外のモニタリングポストデータの整理 [2011年3月12日の空間線量率データ]

- 発電所敷地外のモニタリングポストのデータでは、1号機ベント及び1号機水素爆発の時期より前にも複数のピークがある。
- 発電所敷地周辺(郡山、夫沢)は、3月12日の5時台に大きなピークが確認される。
- 発電所敷地北側(郡山、山田、上羽鳥)は、複数回のピークがあり、距離があるほど、バックグラウンドが上昇する傾向がある。
- 発電所敷地南側(向畑、下郡山)は、ピークは小さく、距離があるほど、ピークは見られなくなる。また、バックグラウンドはほぼ上昇していない。

○発電所敷地内のモニタリングポスト、プロセスモニタ等のデータ整理 [2011年3月12日の空間線量率データ]

- 6号機SGTS排ガス放射線モニタのデータでは、1号機ベント及び1号機水素爆発の時期より前にも複数のピークがある。
- 3号機SGTS排ガス放射線モニタのデータでは、6号機SGTS排ガス放射線モニタと同様のタイミングで空間線量率が上昇しており、測定される空間線量率も大きい。
- 6号機及び3号機のSGTS排ガス放射線モニタのデータは、発電所敷地内のモニタリングポスト等と同様の傾向(ピークの時期やバックグラウンドの上昇)が確認される。
- 発電所敷地内のモニタリングポスト等並びに6号機及び3号機SGTS排ガス放射線モニタの空間線量率は、同じタイミングでもピークがある場合とない場合がある。
- 3/12 04時00分頃の正門付近及びMP-8付近の空間線量率の上昇前に1号機原子炉建屋で線量率の上昇が報告されている。

(2) モニタリングポスト等のデータ整理の状況

○モニタリングポスト等のデータ整理の状況

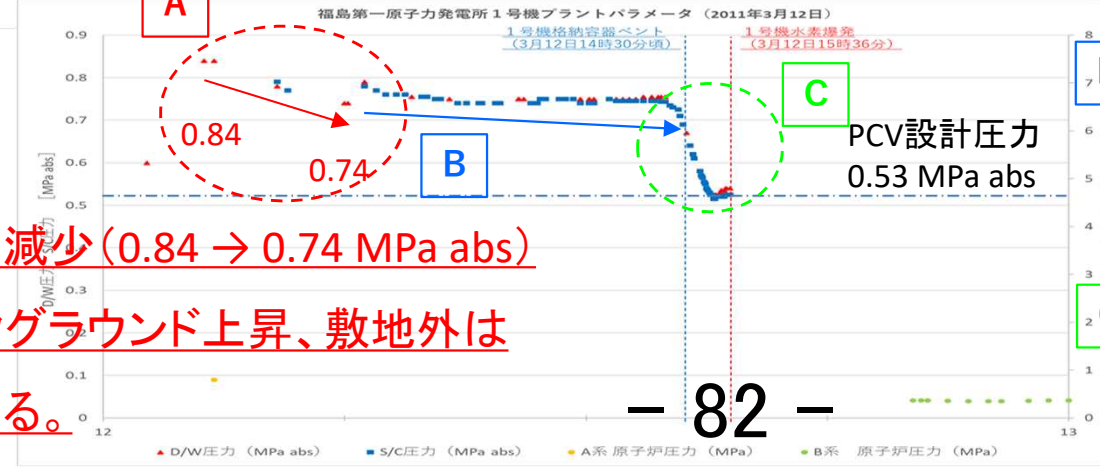
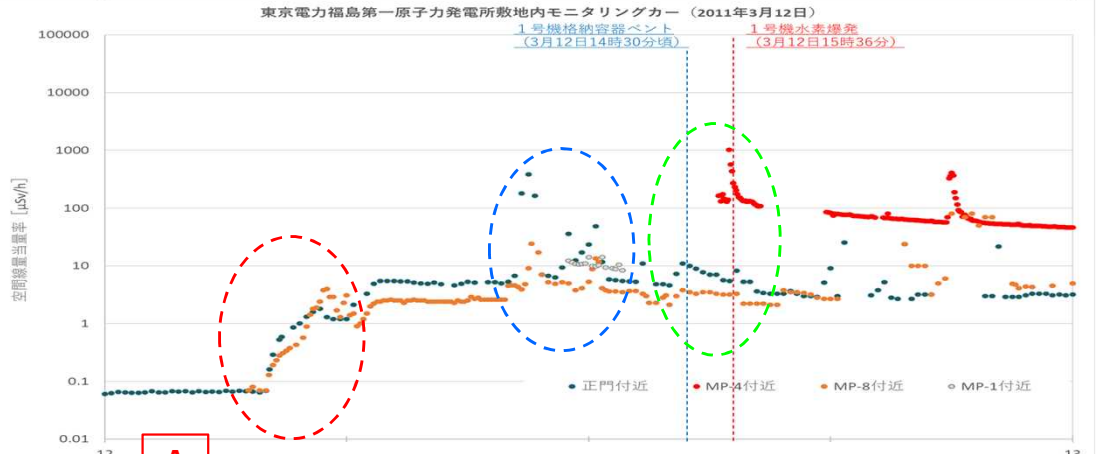
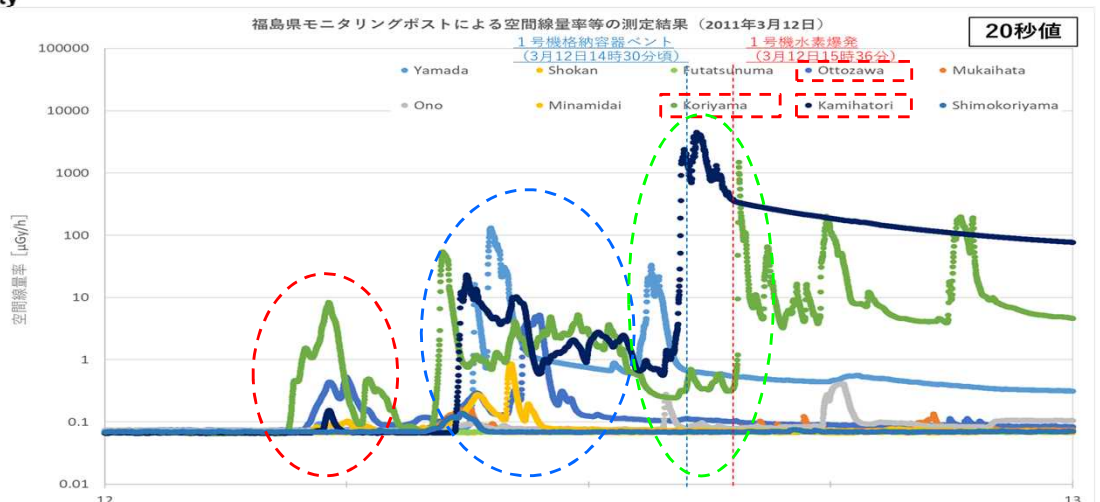
収集データ等		2011年 3月12日	2011年 3月12日～16日	2011年 3月16日～31日	備 考
1 F 敷 地 外	福島県モニタリングポストの空間線量率データ	第31回1F事故分析検討会	グラフ化 例_19,20P	グラフ化 例_22P	引用文献等1)、2)参照
	福島県モニタリングポストのスペクトルデータ(波高分布データ)	確認中	確認中	確認中	引用文献等2)参照
	浮遊塵サンプル	確認中	確認中	確認中	
	東京電力福島第二原子力発電所敷地境界モニタリングポストの空間線量率データ	グラフ化 例_25P	グラフ化 例_25P	グラフ化 例_25P	引用文献等5)参照
1 F 敷 地 内	モニタリングカーの空間線量率データ	第31回1F事故分析検討会	グラフ化 例_18P	グラフ化 例_21P	引用文献等3)参照
	プロセスモニタ等の線量率データ	第31回1F事故分析検討会	確認中	確認中	引用文献等4)参照
	プラントパラメータ 1号機～3号機の原子炉圧力値及び格納容器圧力値	グラフ化 例_17P	グラフ化 例_18P	グラフ化 例_21P	引用文献等4)参照

3月12日

敷地外

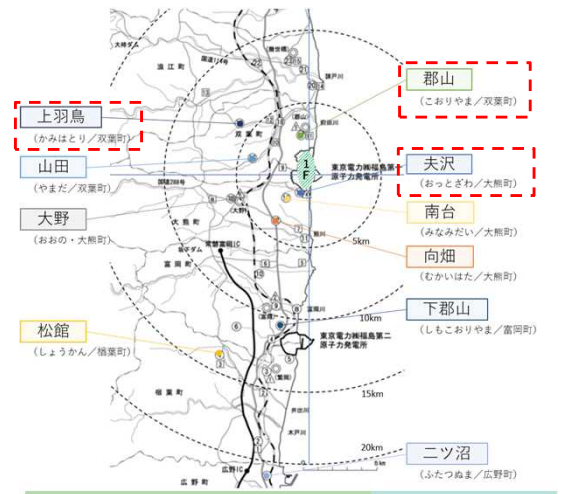
敷地内

1号機



A
1号機D/W圧力の減少(0.84 → 0.74 MPa abs)
→敷地内はバックグラウンド上昇、敷地外は
ピークが確認される。

B 1号機D/W圧力の大きな変化は
ないが、敷地内及び敷地外では
ピークが確認される。
C 1号機ベント後に上羽鳥及び郡
山でピークが確認される。



3月12日
～16日

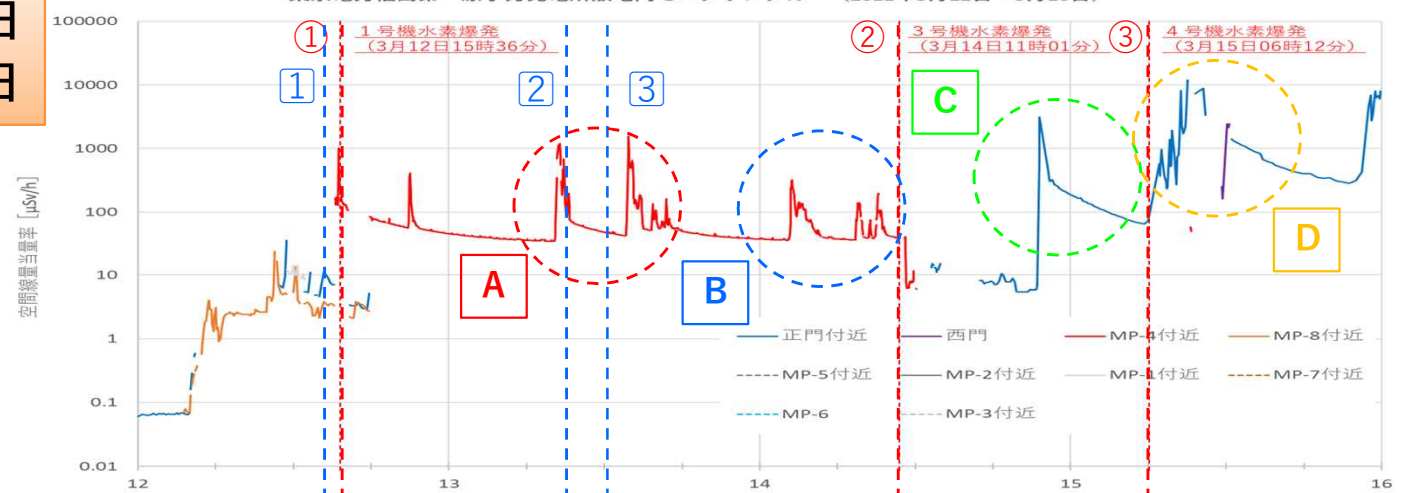
敷地内

1号機

2号機

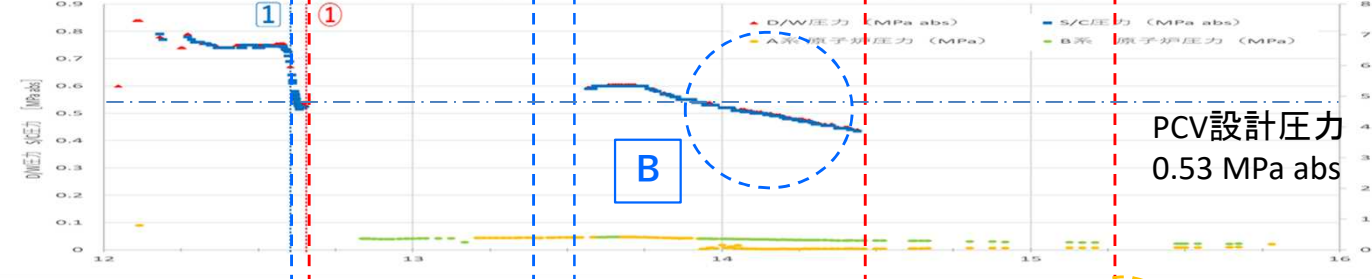
3号機

東京電力福島第一原子力発電所敷地内モニタリングカー (2011年3月12日～3月16日)



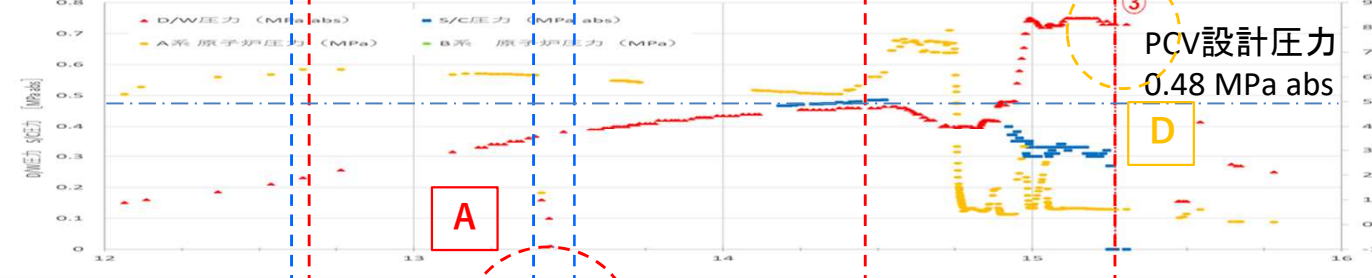
- ① 1号機水素爆発 (3月12日15時36分)
- ② 3号機水素爆発 (3月14日11時01分)
- ③ 4号機水素爆発 (3月15日06時12分)

福島第一原子力発電所1号機プラントパラメータ (2011年3月12日～3月16日)



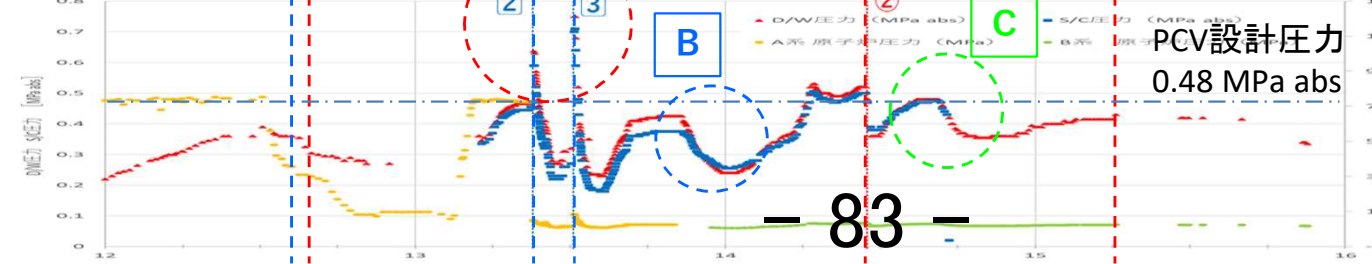
PCV設計圧力
0.53 MPa abs

福島第一原子力発電所2号機プラントパラメータ (2011年3月12日～3月16日)



PCV設計圧力
0.48 MPa abs

福島第一原子力発電所3号機プラントパラメータ (2011年3月12日～3月16日)



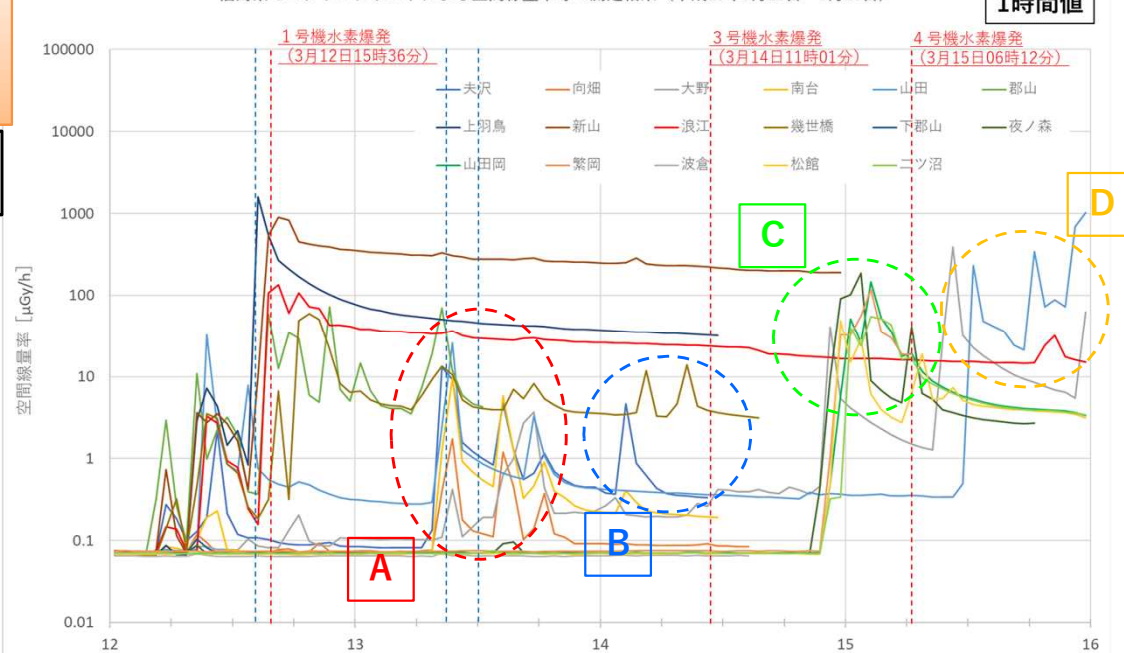
PCV設計圧力
0.48 MPa abs

- ① 1号機格納容器ベント (3月12日14時30分頃)
- ② 3号機格納容器ベント (3月13日9時頃)
- ③ 3号機格納容器ベント (3月13日12時頃)



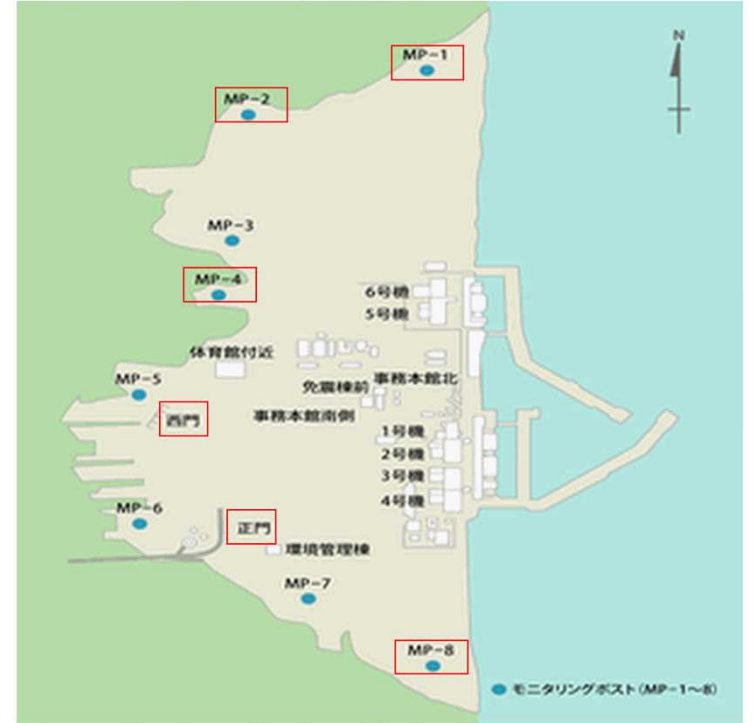
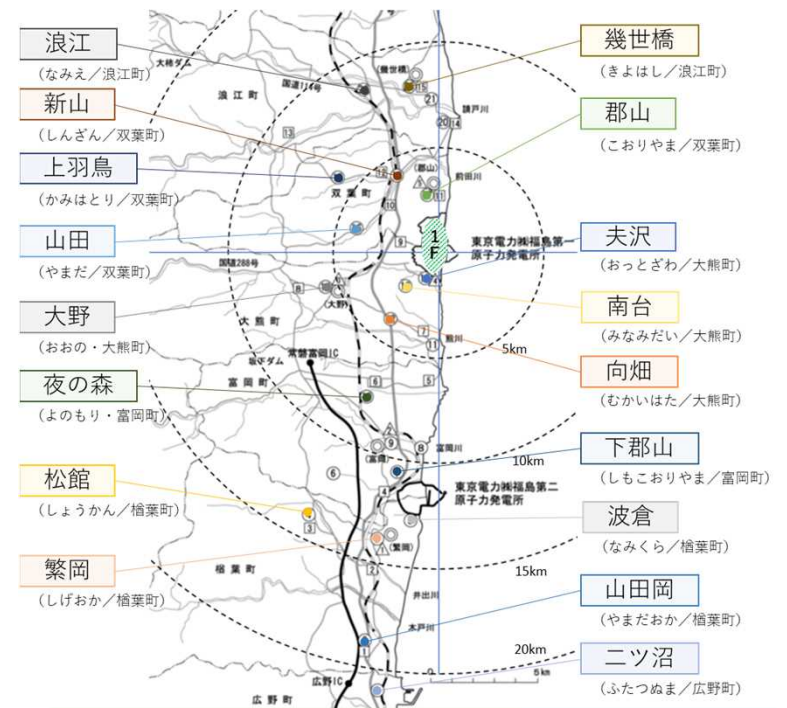
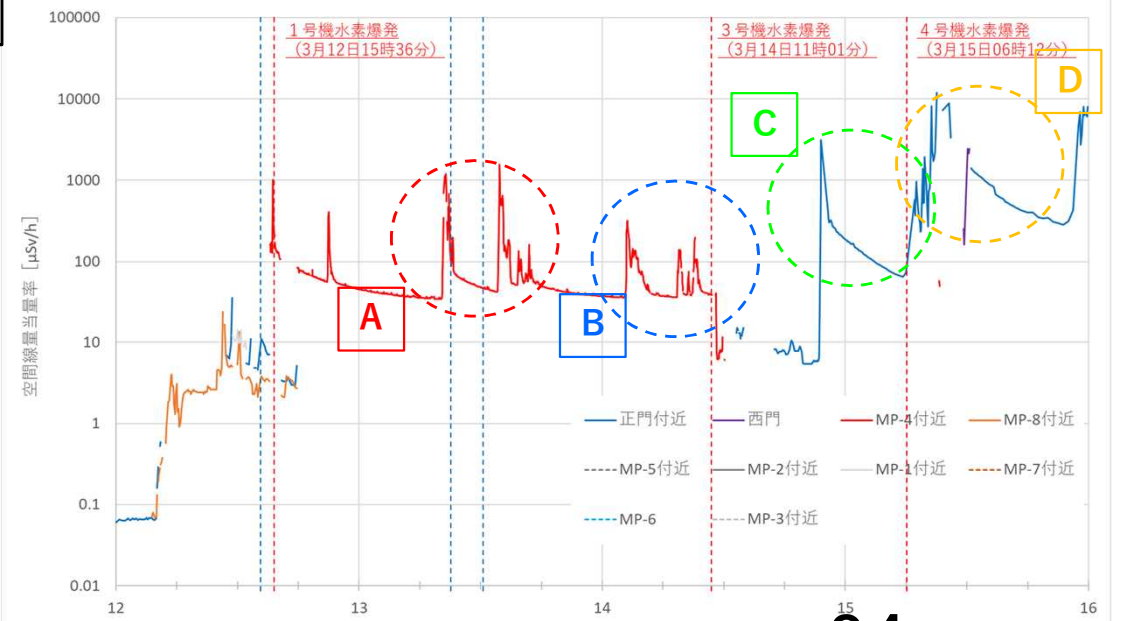
3月12日
~16日
敷地外

福島県モニタリングポストによる空間線量率等の測定結果 (平成23年3月12日~3月16日)



敷地内

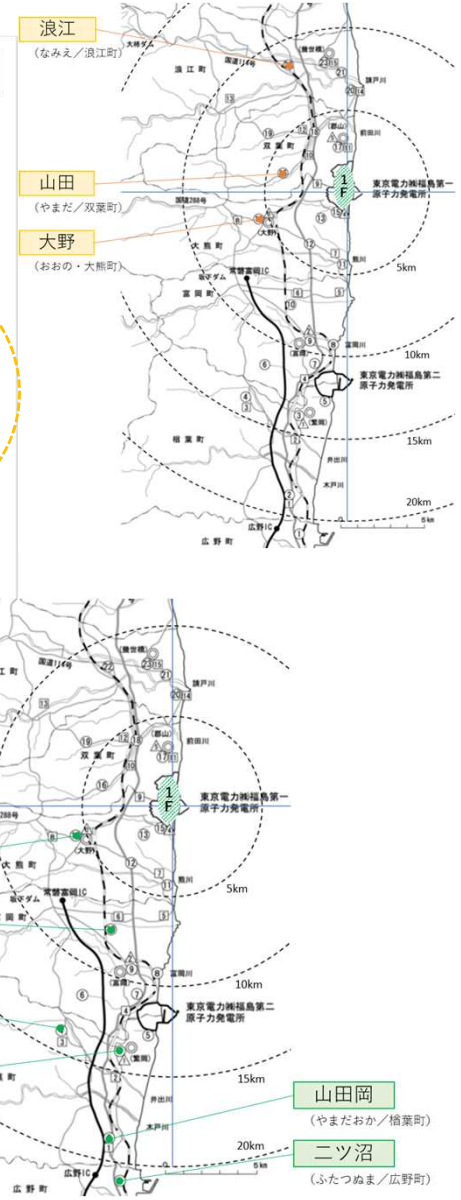
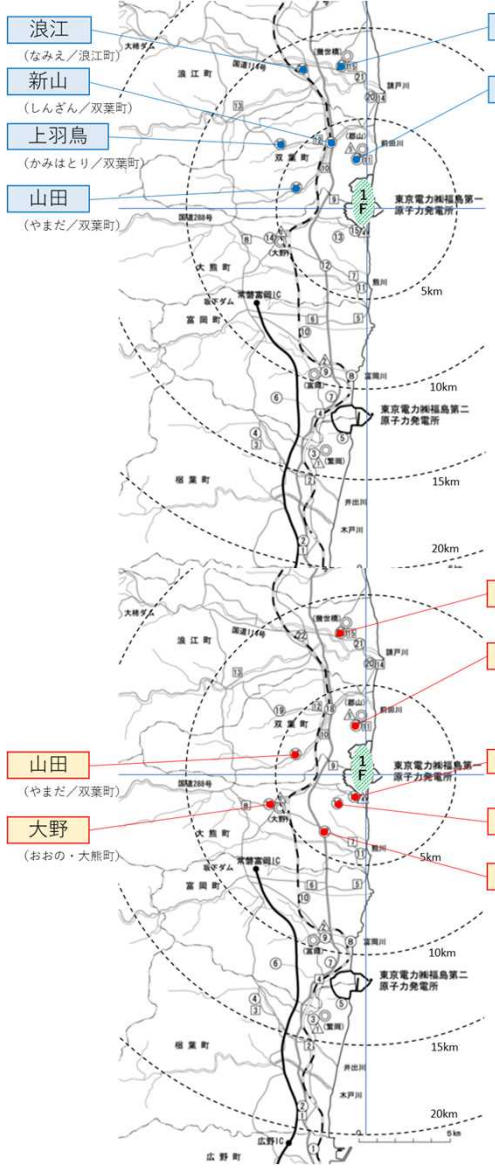
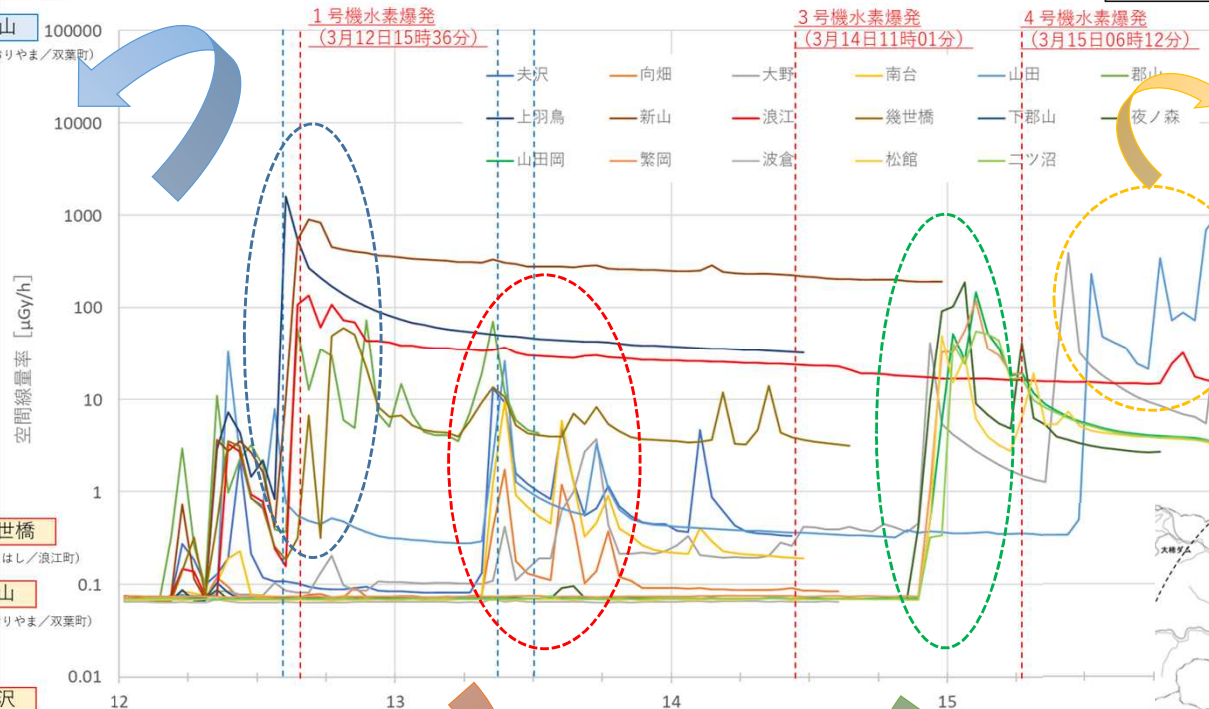
東京電力福島第一原子力発電所敷地内モニタリングカー (2011年3月12日~3月16日)



3月12日～16日

福島県モニタリングポストによる空間線量率等の測定結果（平成23年3月12日～3月16日）

1時間値

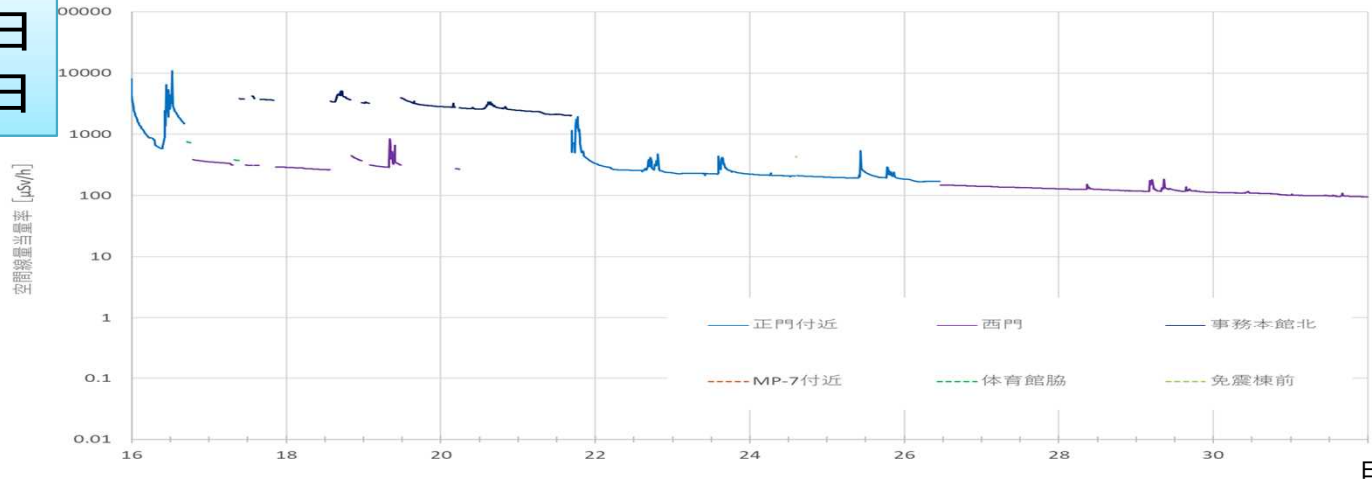


ピークの時期によって、ある程度同じ方向のモニタリングポストでのピークが出る傾向が確認される。

東京電力福島第一原子力発電所敷地内モニタリングカー（2011年3月16日～3月31日）

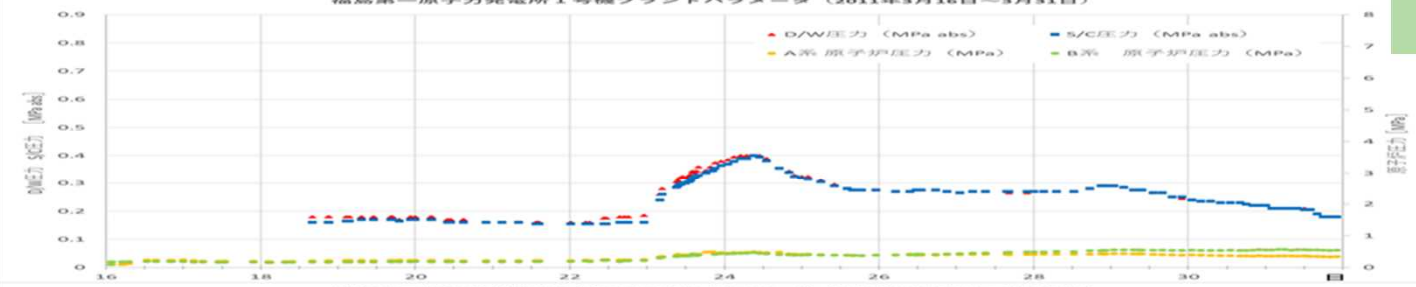
3月16日
～31日

敷地内



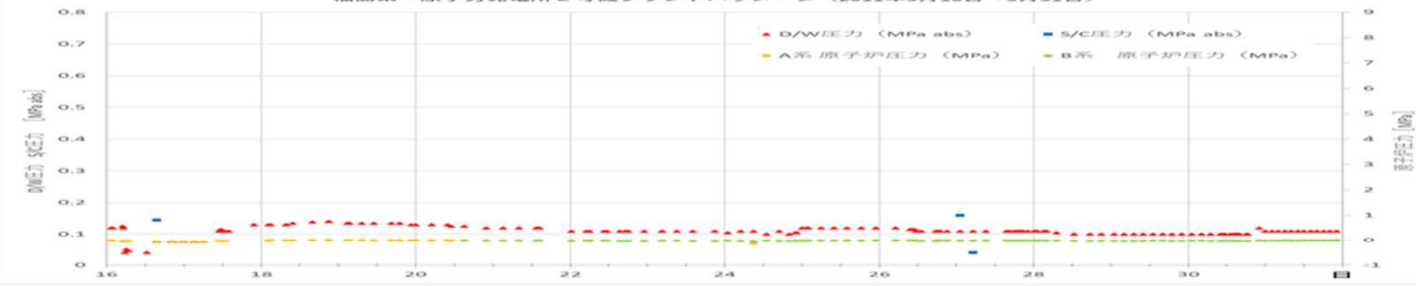
1号機

福島第一原子力発電所1号機プラントパラメータ（2011年3月16日～3月31日）



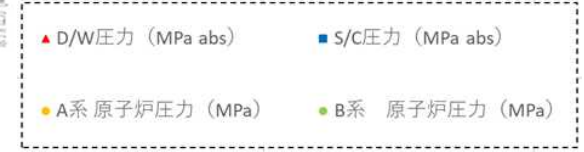
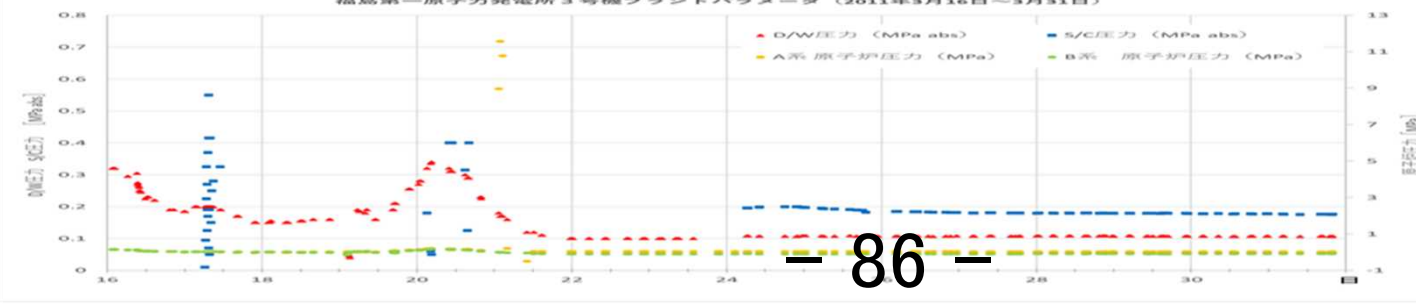
2号機

福島第一原子力発電所2号機プラントパラメータ（2011年3月16日～3月31日）



3号機

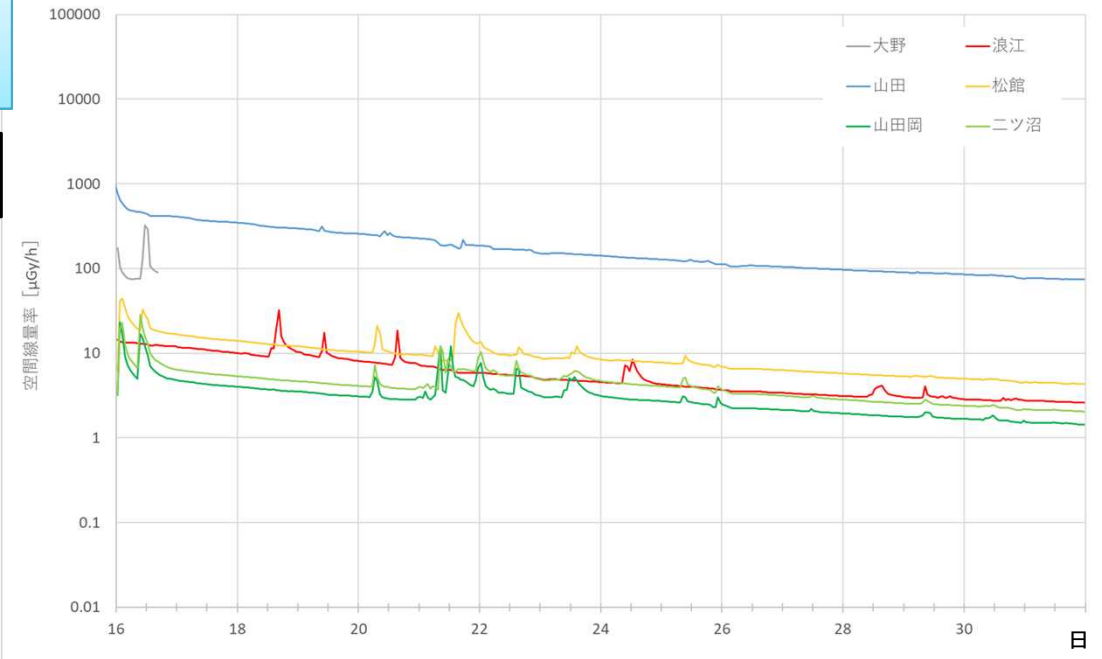
福島第一原子力発電所3号機プラントパラメータ（2011年3月16日～3月31日）



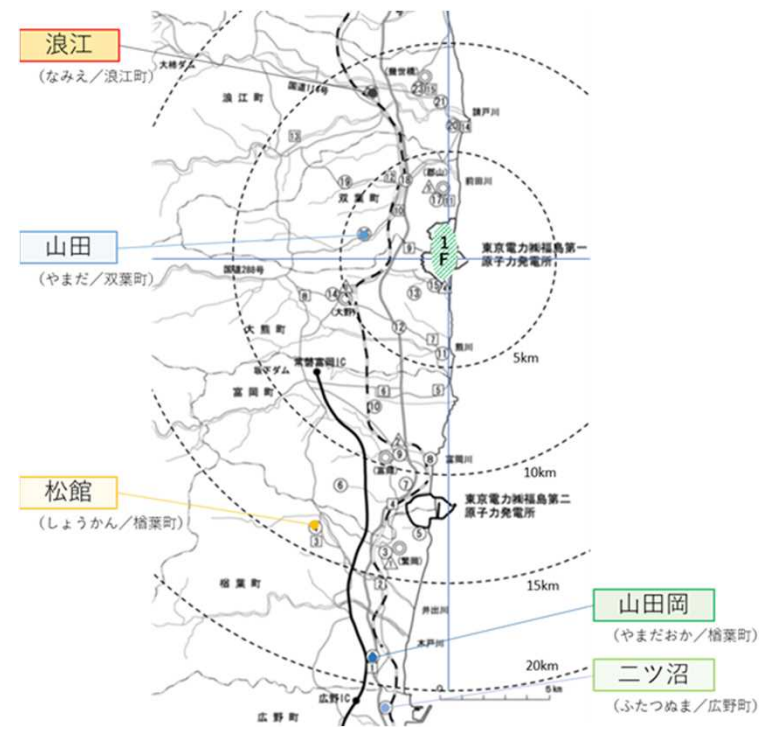
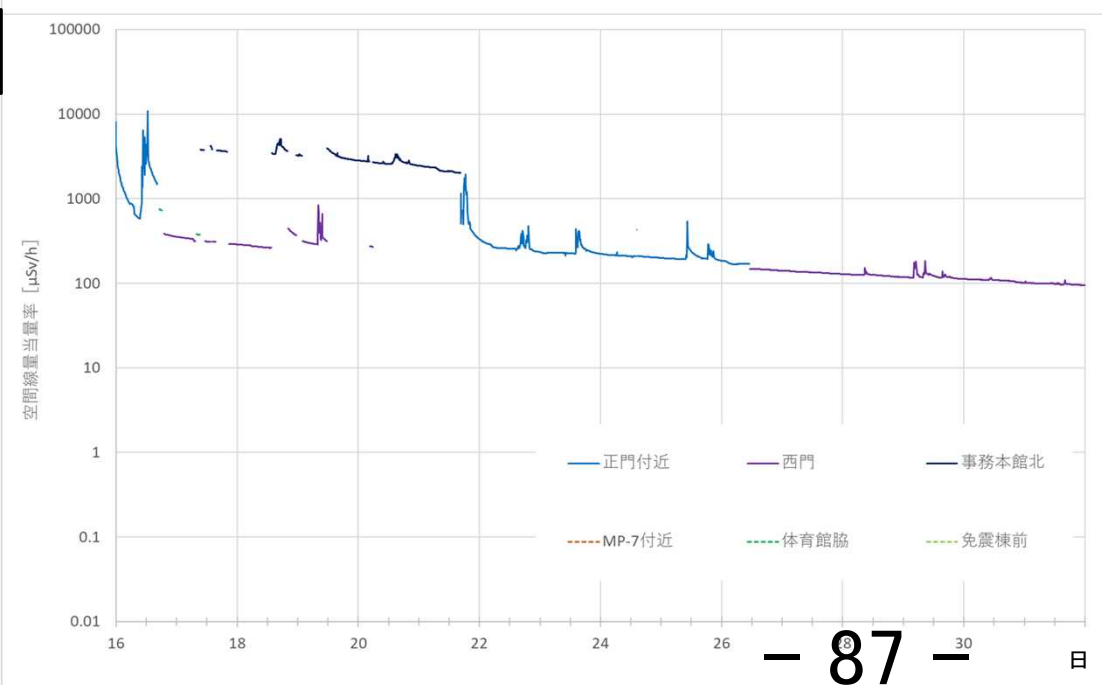
3月16日
~31日

敷地外

福島県モニタリングポストによる空間線量率等の測定結果（平成23年3月16日~3月31日）



敷地内



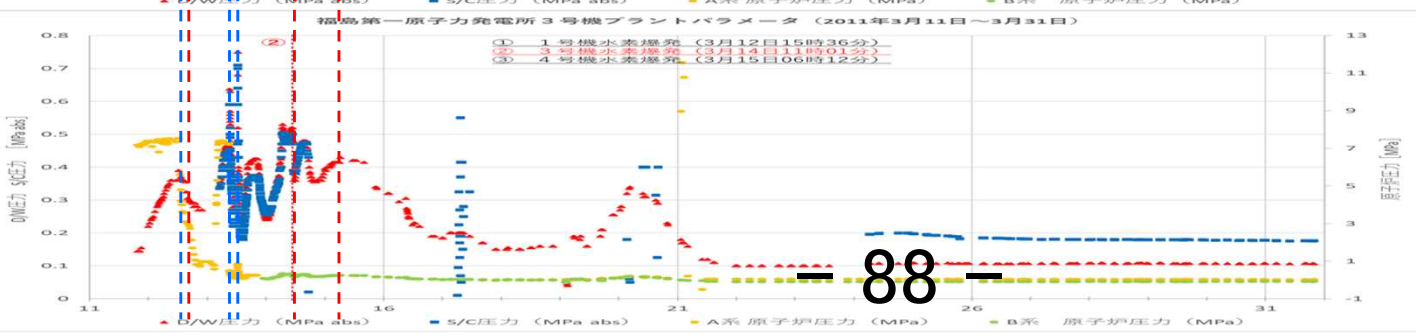
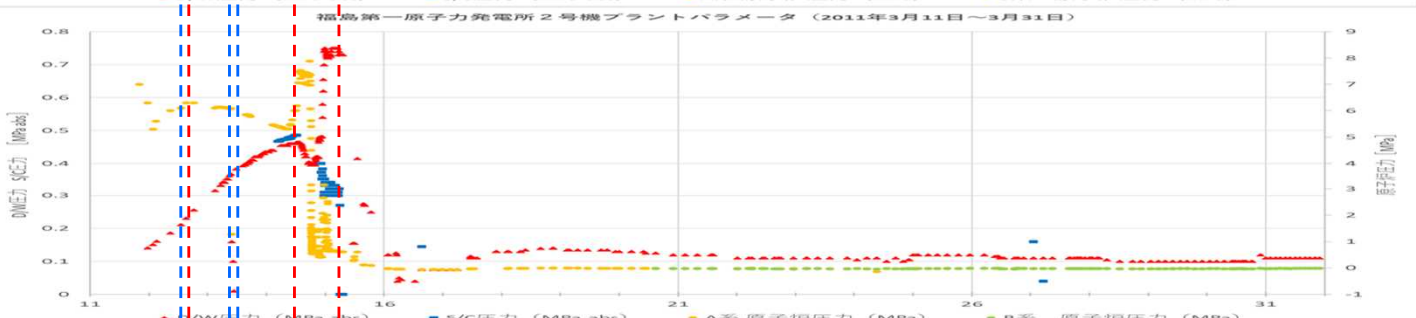
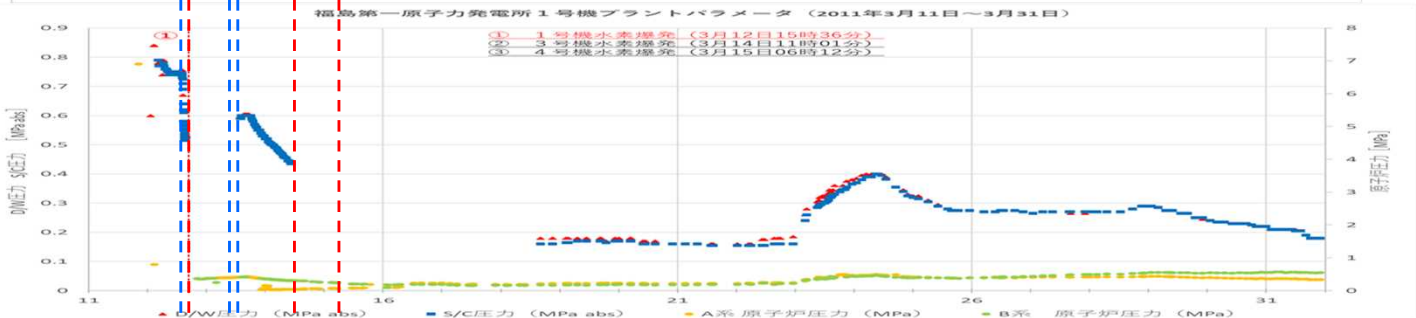
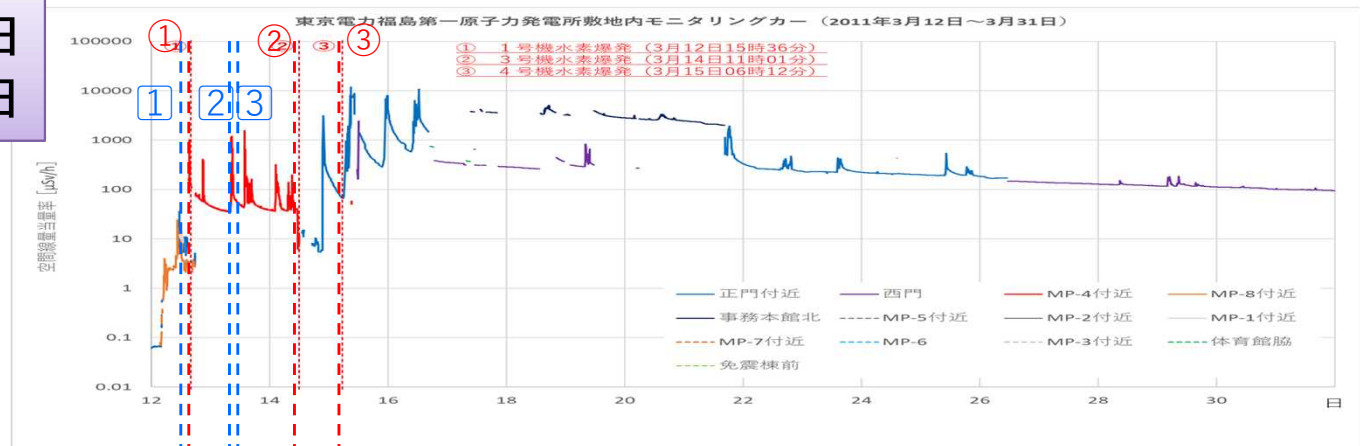
3月12日
~31日

敷地内

1号機

2号機

3号機



- ① 1号機水素爆発
(3月12日15時36分)
- ② 3号機水素爆発
(3月14日11時01分)
- ③ 4号機水素爆発
(3月15日06時12分)

- ① 1号機格納容器ベント
(3月12日14時30分頃)
- ② 3号機格納容器ベント
(3月13日9時頃)
- ③ 3号機格納容器ベント
(3月13日12時頃)

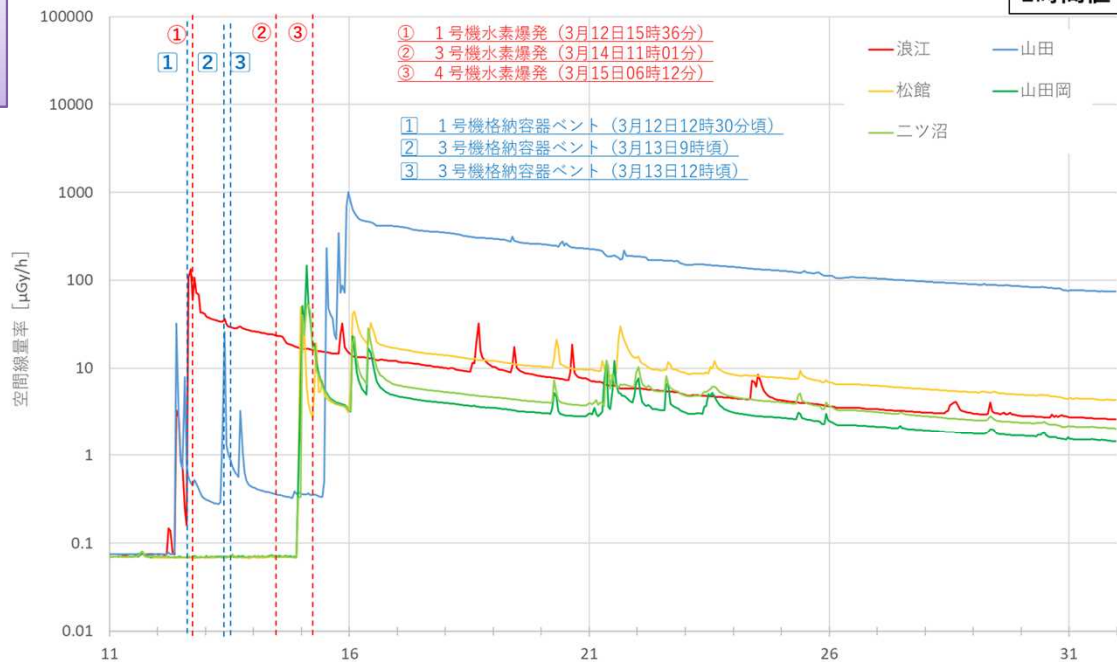


3月12日
~31日

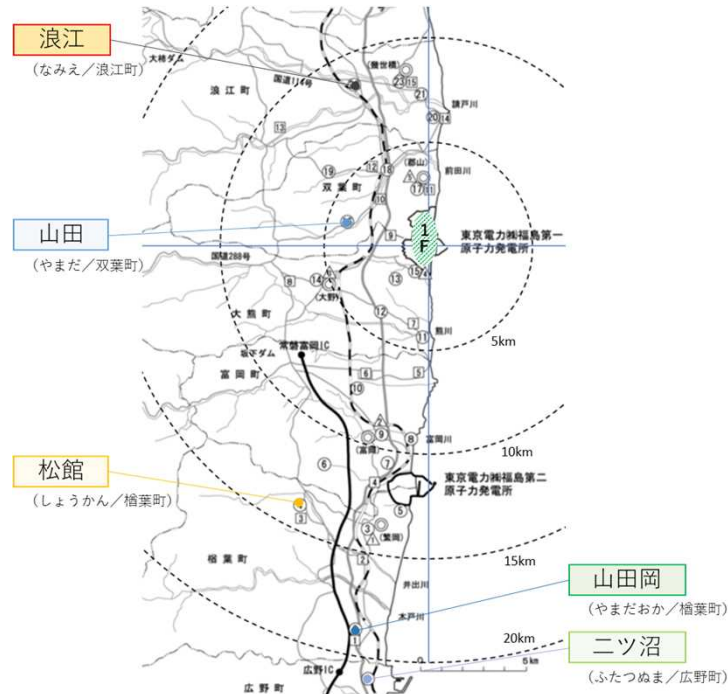
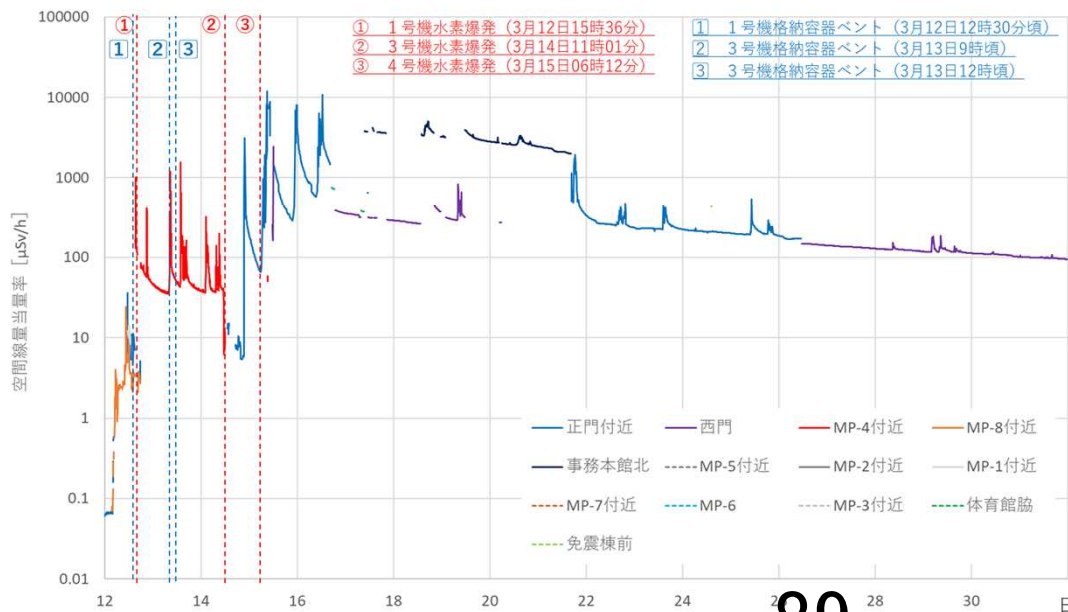
敷地外

敷地内

福島県モニタリングポストによる空間線量率等の測定結果（平成23年3月11日~3月31日）

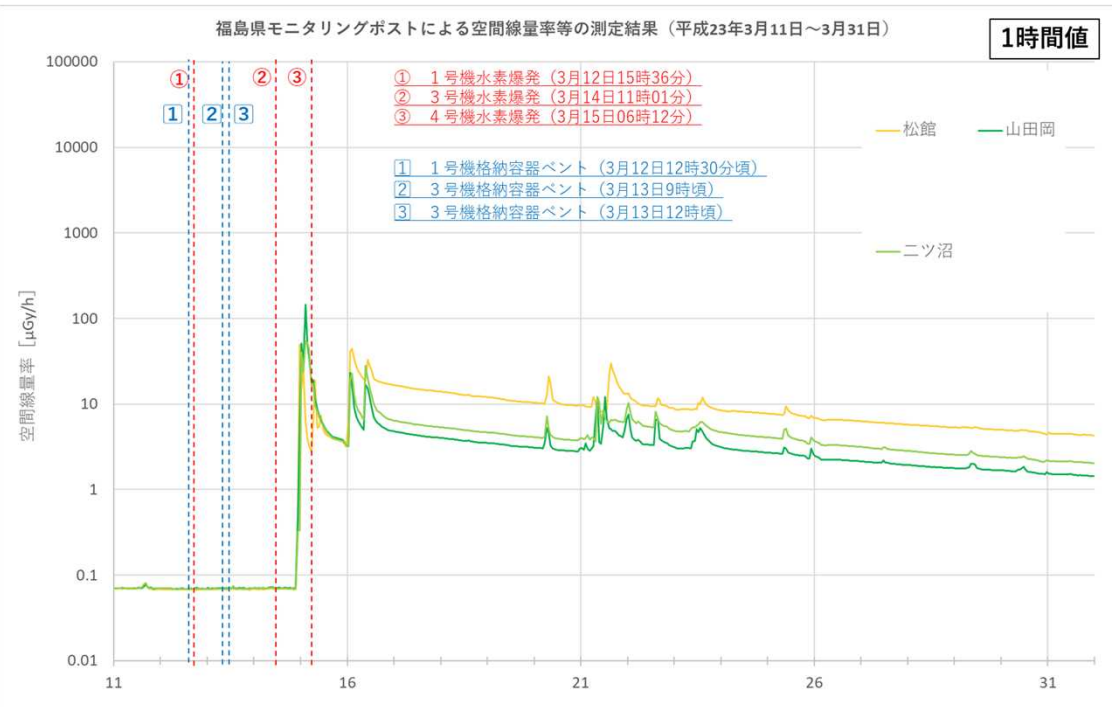


東京電力福島第一原子力発電所敷地内モニタリングカー（2011年3月12日~3月31日）

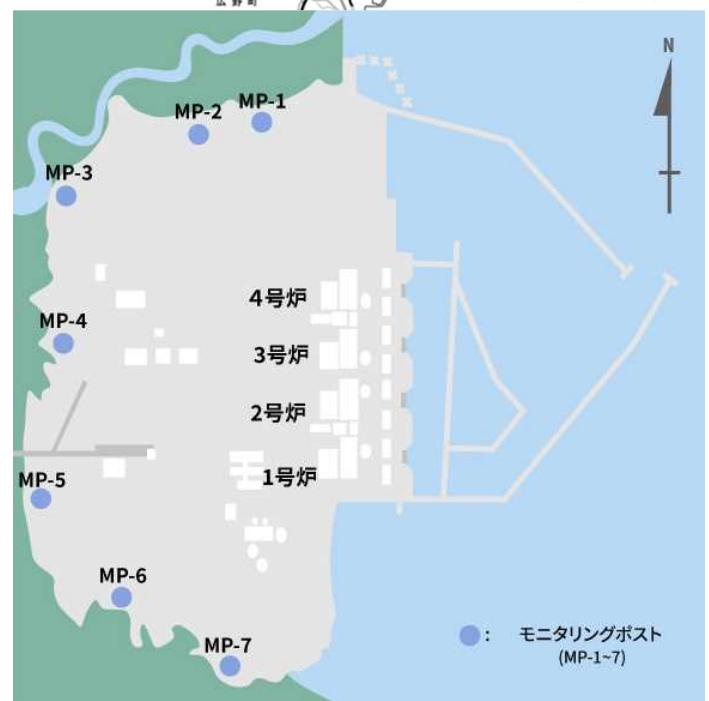
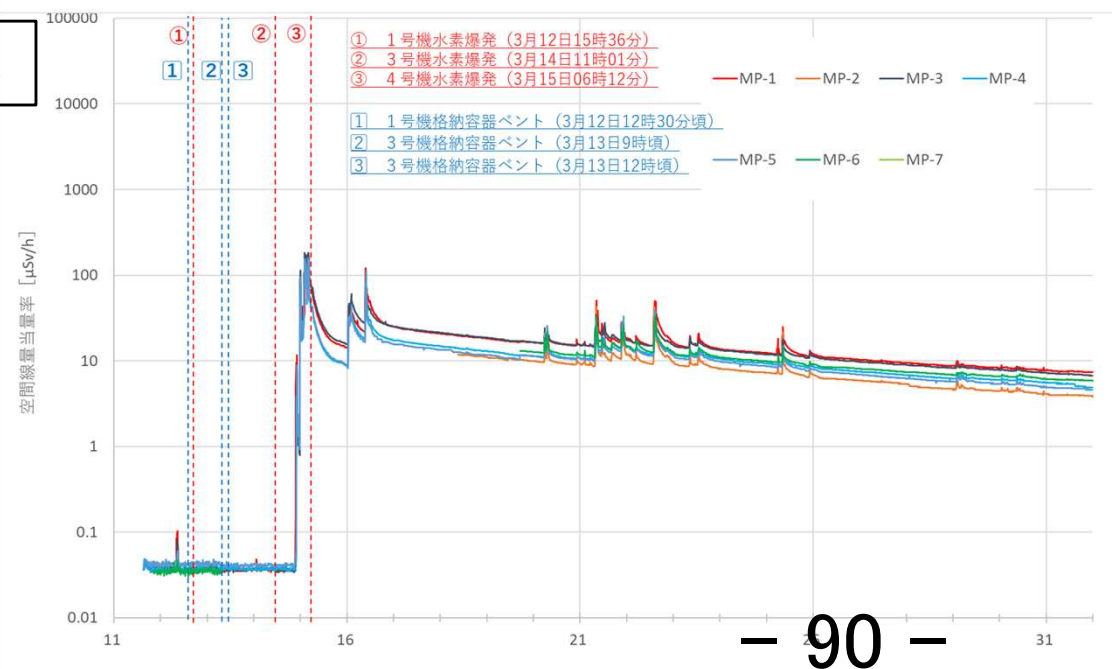


3月12日
~31日

敷地外

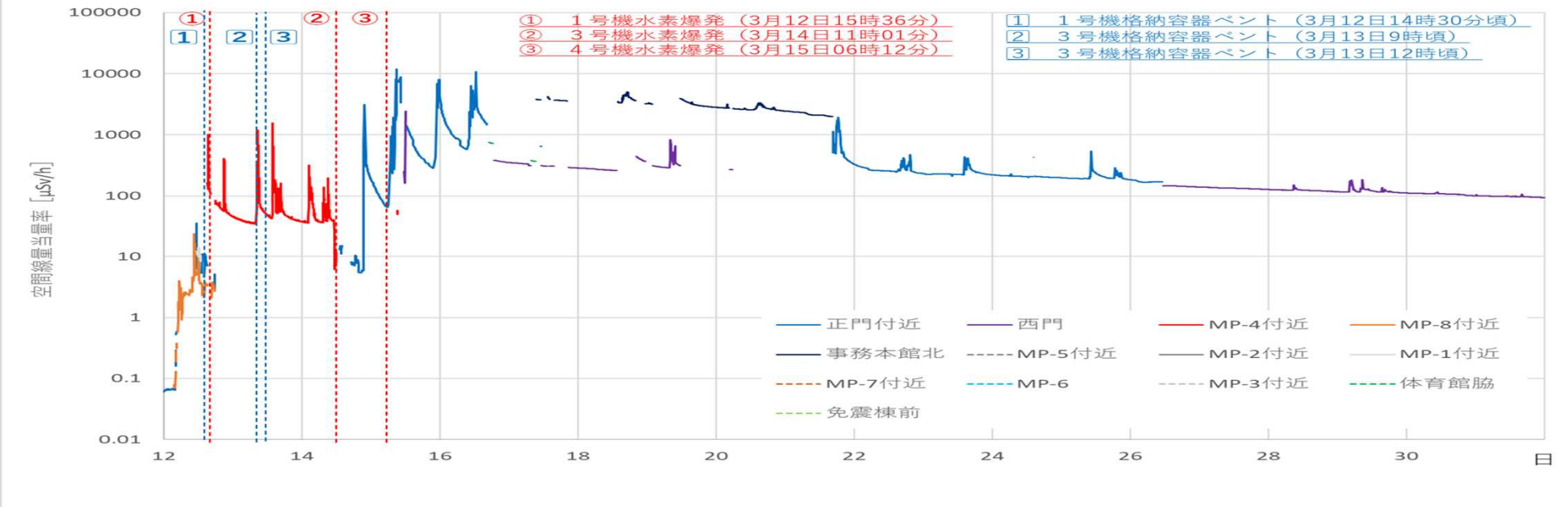


福島第二



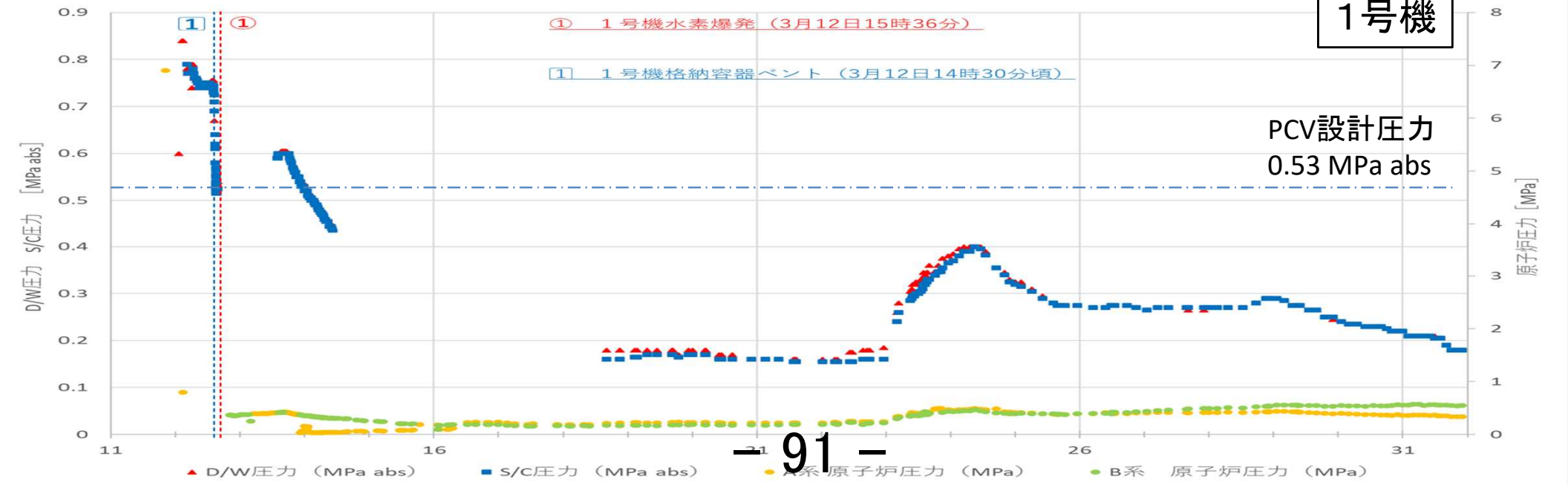
空間線量当量率

東京電力福島第一原子力発電所敷地内モニタリングカー (2011年3月12日～3月31日)



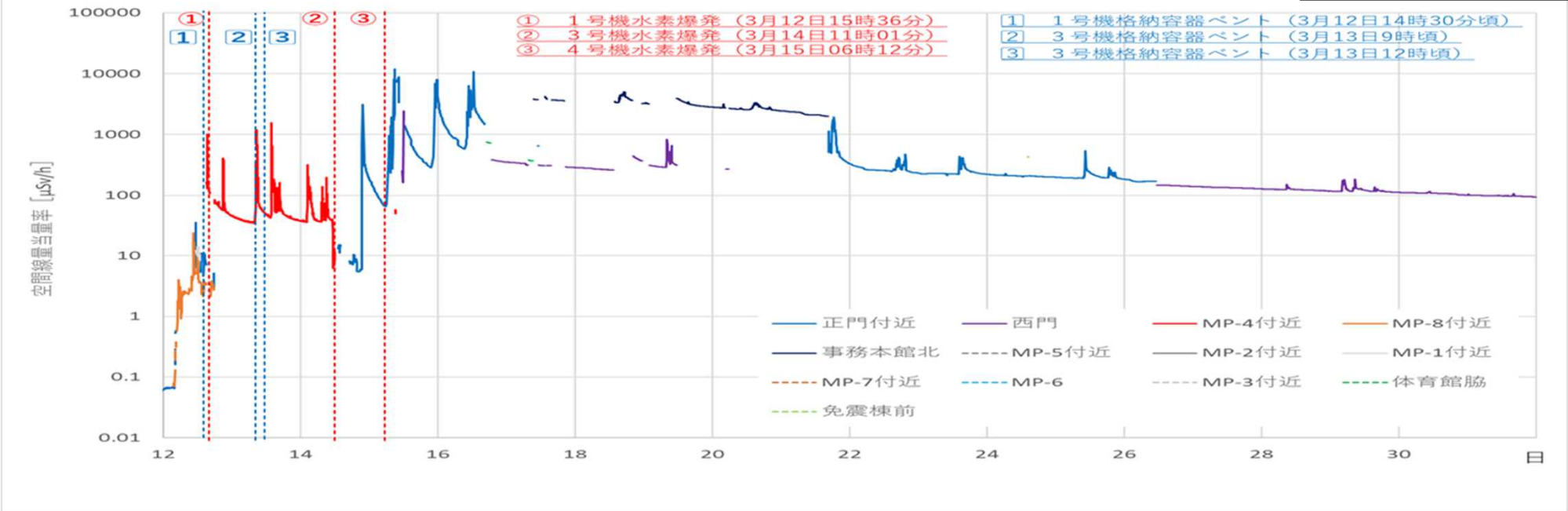
福島第一原子力発電所 1号機プラントパラメータ (2011年3月11日～3月31日)

1号機



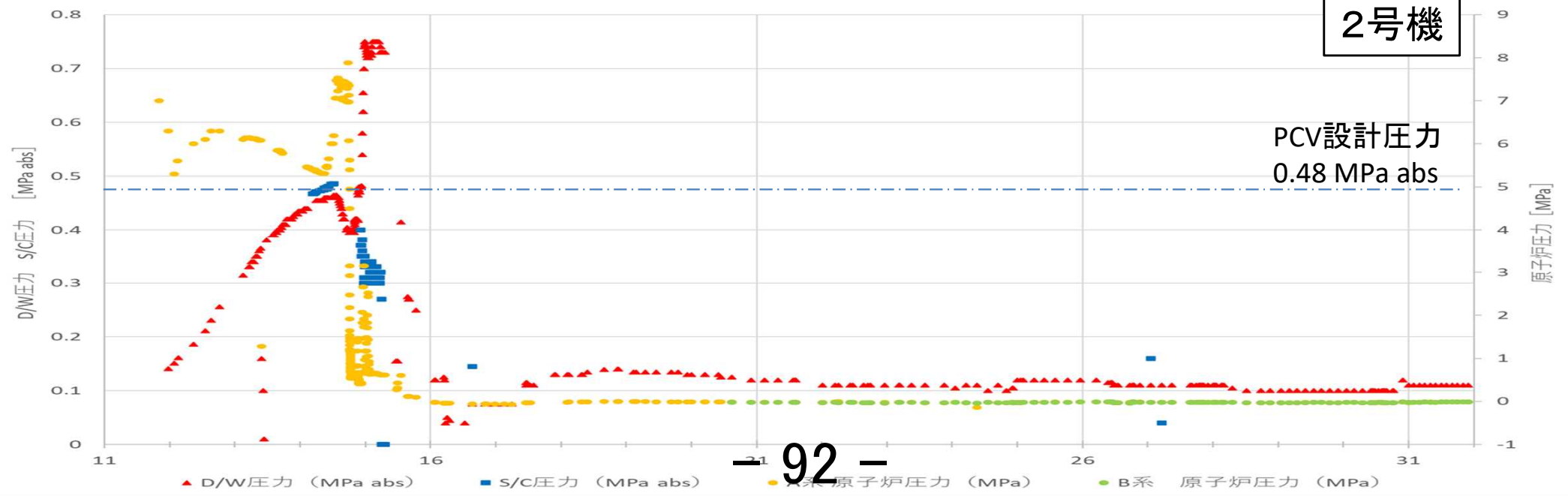
空間線量当量率

東京電力福島第一原子力発電所敷地内モニタリングカー (2011年3月12日~3月31日)

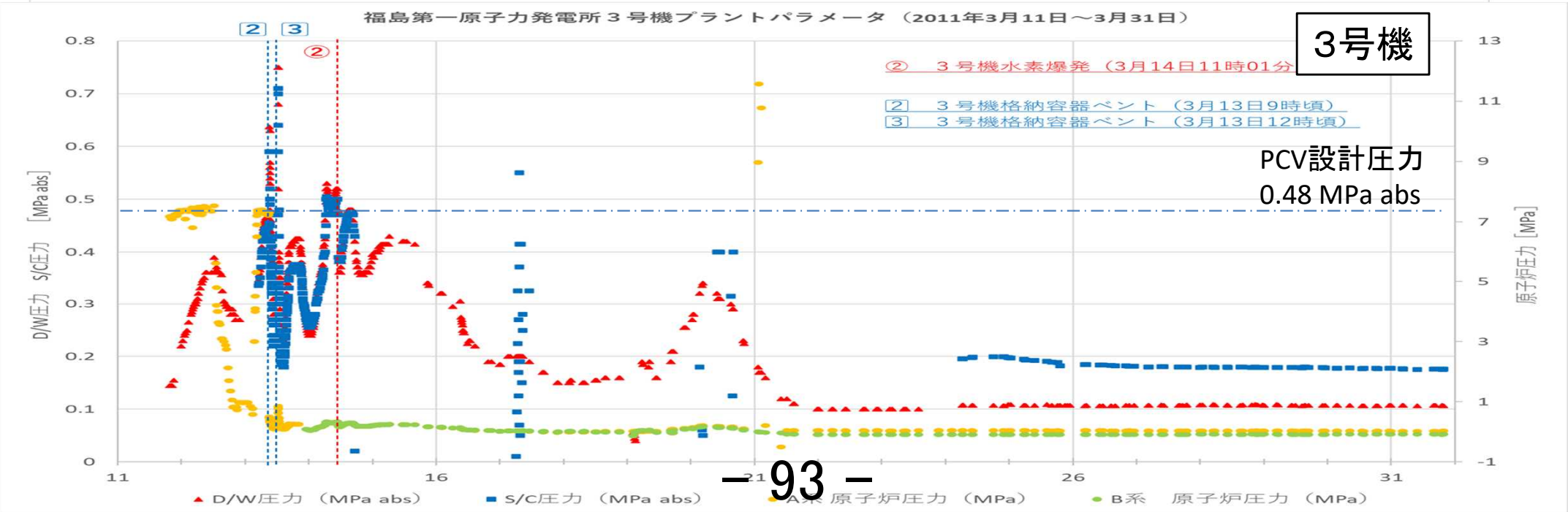
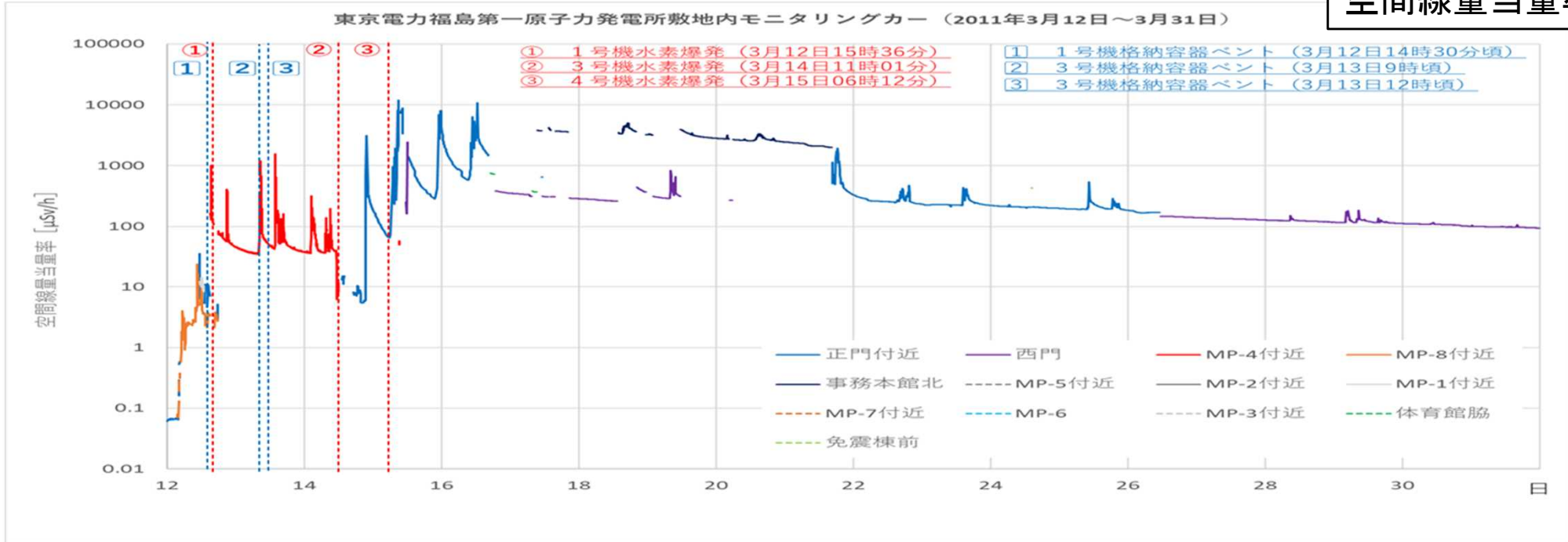


福島第一原子力発電所2号機プラントパラメータ (2011年3月11日~3月31日)

2号機

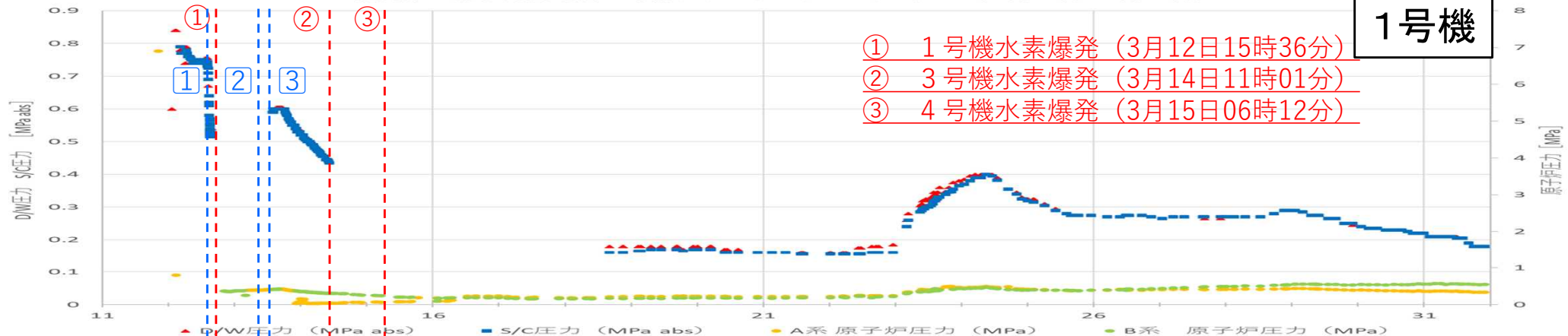


空間線量当量率

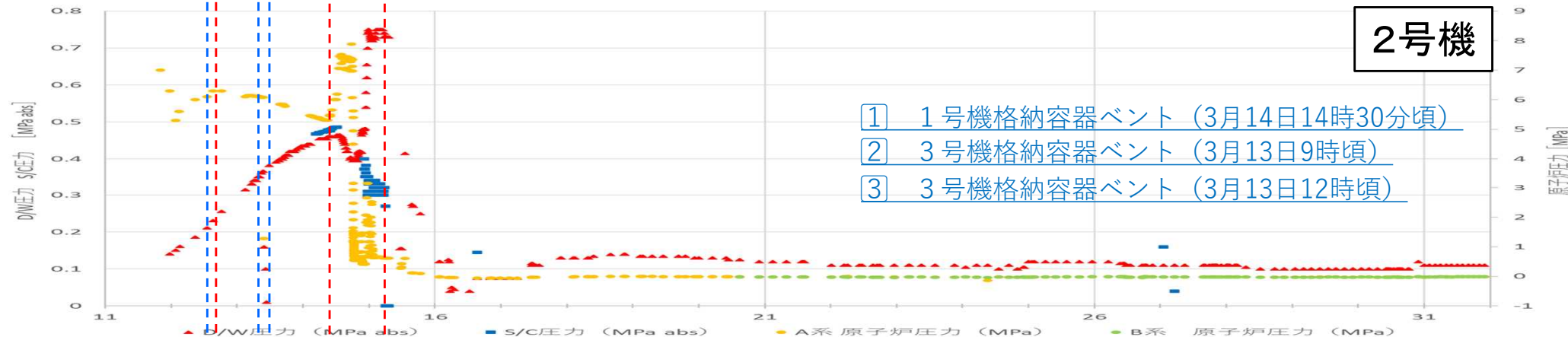


3号機

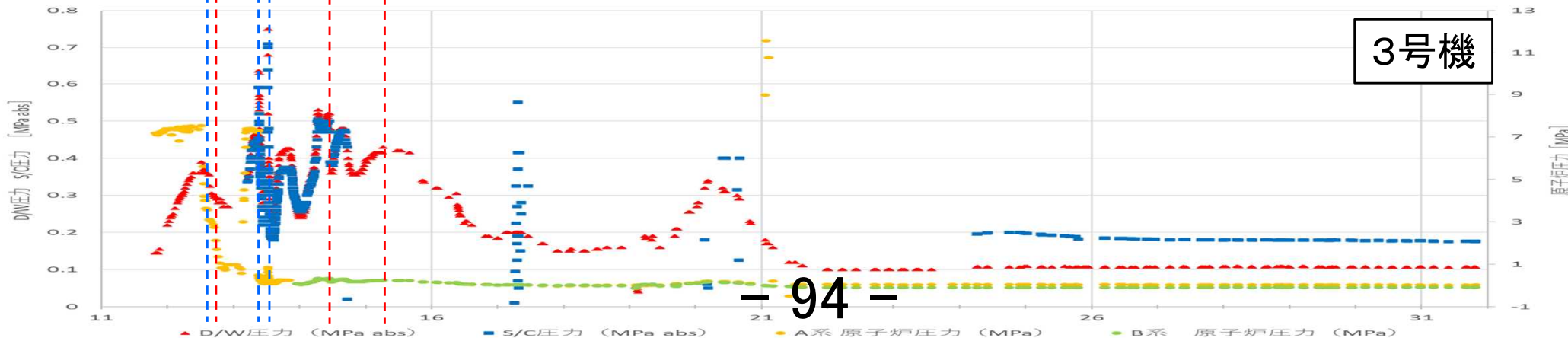
福島第一原子力発電所 1号機プラントパラメータ (2011年3月11日～3月31日)



福島第一原子力発電所 2号機プラントパラメータ (2011年3月11日～3月31日)



福島第一原子力発電所 3号機プラントパラメータ (2011年3月11日～3月31日)



引用文献等

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

1,2号機SGTS配管内汚染の分析

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
シビアアクシデント研究部門

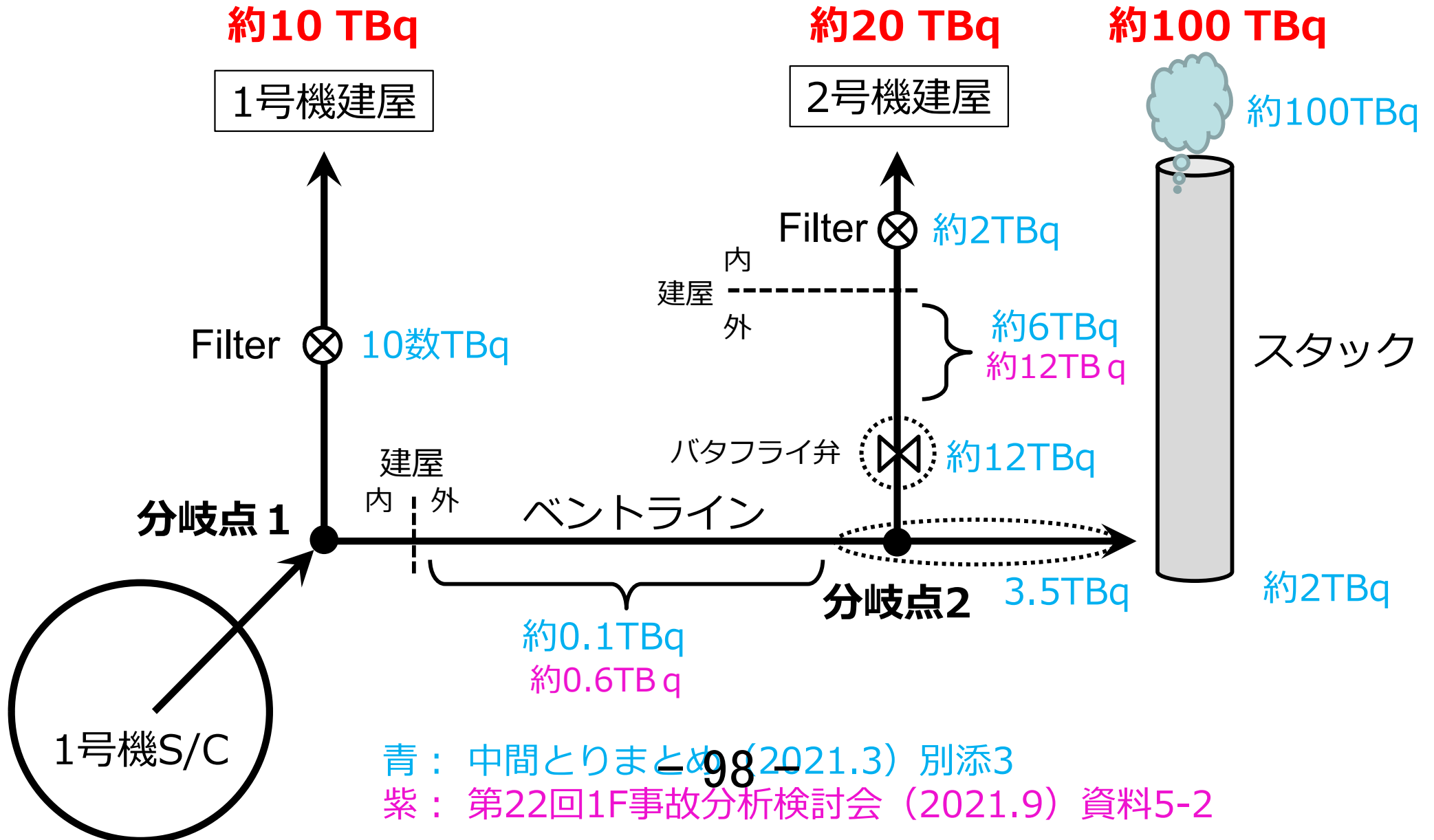
令和4年10月

はじめに

- 1,2号機SGTS配管の線量測定により、セシウム（Cs）の残留分布（次ページ）が推定されてきた
- 大半のベントガスが通過した配管（ベントライン）が低汚染な一方で、2号機のSGTS配管で高汚染となる等、その分布に至る原因が解明されていない
 - R2年度にJAEAが熱流動解析による検討を行ったが解明に至らず、R3年度からNRAが継続検討を行った
- **NRAによる検討内容（R3年12月の事故分析検討会で報告）**
 - 検討① 流量配分の再現解析
 - 検討② 蒸気凝縮と汚染分布の対応
 - 検討③ 時間変化（流動状態とCs濃度）を考慮した解析
- **前回報告で受けたコメント等を反映したため、今回、再度報告を行うものである**

測定結果に基づく推定Cs分布

【分岐点から流入したCs量の合計】



この検討で解決したい問題

- **ベントガスが1,2号機SGTS配管へと逆流した原因は？**
(1,2号機SGTSの状態がどうであったか？)
 - R2年度のJAEAの検討では、グラビティダンパ（GD）が設計どおり機能すれば十分な逆流が生じないこと、GDの漏えい面積を変化させることで十分な逆流が生じうることを確認した
 - **検討①：より定量的な情報提供として、測定結果から推定される逆流量を再現するプラントパラメータを算出**
- **なぜ大半のベントガスが通過したベントラインよりも2号機SGTS配管の方が高汚染となったか？**
 - R2年度のJAEAの検討では、沈着速度モデルによる汚染分布の評価では測定結果と整合しないことを確認し、ベント停止後のスタックからの逆流があったのではないかとの推測を行った
 - **検討②：蒸気凝縮の計算結果をより詳細に整理・分析**
 - 検討③：前回報告で、ベント中のフィルタ閉塞とCs濃度の時間変化による汚染分布の再現を試みましたが、検討②である程度説明できること等から、今回は報告を割愛する（p24~に参考として記載）

前回会合でのコメント

● 残留Cs分布（流量配分）の想定が適切か

- 線量測定から推定した残留Cs分布を正として解析しているが、その不確かさが大きい。例えば、1号機建屋は高線量で測定できておらず、1号機の残留Cs量が過小評価されている可能性がある
- 前提となる流量配分が変わっても結論が変わらないか？

→ 流量配分を変えた解析を行い、結論にどう影響するかを確認した

● RELAPで不適切な結果（水・蒸気の収支が正しくない）

→ 追加検討により若干改善した

● 2号機SGTS配管の汚染原因

- 2号機SGTS配管の汚染を説明するには、ベント停止後に2号機側の減圧による吸込みのような現象を想定せざるを得ないのではないか

→ 蒸気凝縮と高汚染箇所とに明確な対応関係が見られた

→ ベント停止後の吸込みによる逆流について考察を追加した

● 高汚染箇所の評価にはCFD等の詳細解析が必要

- 高汚染箇所は共通する幾何形状¹⁰⁰の特徴があり、幾何形状の影響の評価にはCFDのような詳細解析が必要

検討① 流量配分の再現解析

① 流量配分の再現解析 (1/3)

● 残留Cs量相当のベントガスが各経路へ流入したと仮定

- 流入したCs量を超えた配管の汚染は生じ得ない
 - ベントガスの逆流以外の流入経路はないと仮定

● 各経路への流量を決める要素

1. 流れの駆動力となる圧力差

- 出口圧力と分岐点圧力との差
- 出口圧力の変動要因
- 分岐点圧力はスタックの圧力損失（圧損）とベントラインの圧損で決まる

$$\text{圧損係数 } K: \Delta P = \frac{1}{2} K \rho V^2$$

(密度 ρ , 流速 V)

2. 経路上にある主な流動抵抗（圧損）

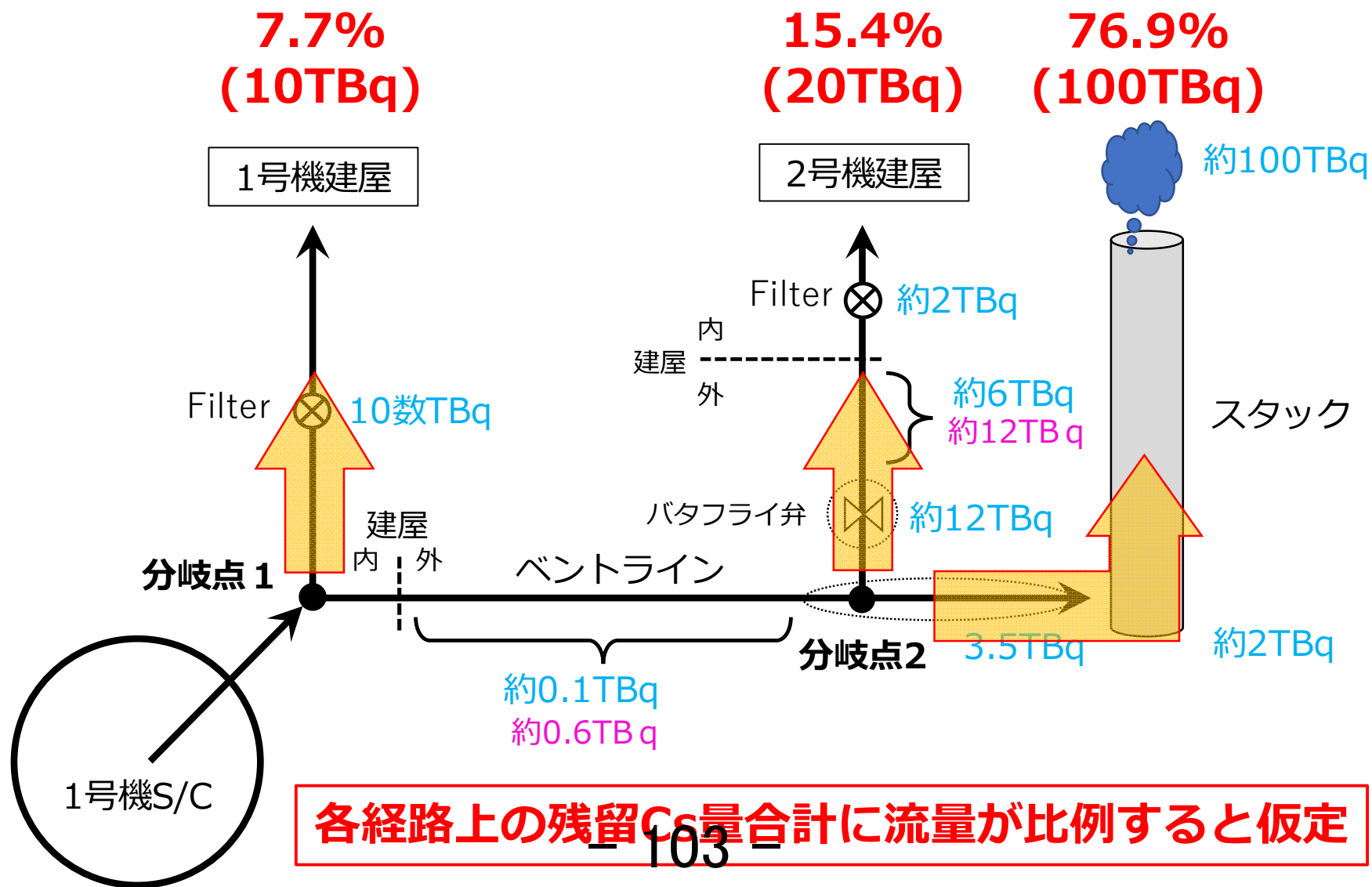
- 1,2号機SGTS：配管壁の摩擦、高低差、GDとSGTSフィルタの圧損
- ベントライン：配管壁の摩擦、高低差
 - GDとSGTSフィルタの圧損以外は、RELAPの評価モデルで計算可能

● 流量配分を再現する圧損係数（GD+SGTSフィルタ）を評価

- 1,2号機SGTSの状態の推定につながる情報
- 不確かさ要因（出口圧力、スタック圧損）を変えた感度解析も実施

① 流量配分の再現解析 (2/3)

- 推定Cs分布から設定した流量配分



① 流量配分の再現解析 (3/3)

● 1,2号機GD+SGTSフィルタの圧損係数の評価結果

流量配分 (1号,2号,スタック)	条件 (流量配分以外)	1号機 圧損係数	2号機 圧損係数
7.7%,15.4%,76.9%	ノミナル条件	3400	46
	1号機建屋圧力 +1 kPa	880	46
	スタック圧損係数10倍	5000	900
	2号機建屋圧力 -0.06 kPa	3400	123
10%,10%,80%	ノミナル条件	1900	200
15%,15%,70%	ノミナル条件	760	47

※GD圧損係数の設計値 > 10^6

- 1/2号機ともにGD設計値よりも圧損係数が圧倒的に小さい
- いずれの条件でも、2号機の方が圧損係数が1～2桁小さい
 - 分岐点1の圧力が分岐点2よりもベントラインの圧損だけ高くなるため、1号機の駆動力（圧力差 ΔP ）が2号機よりも大きい

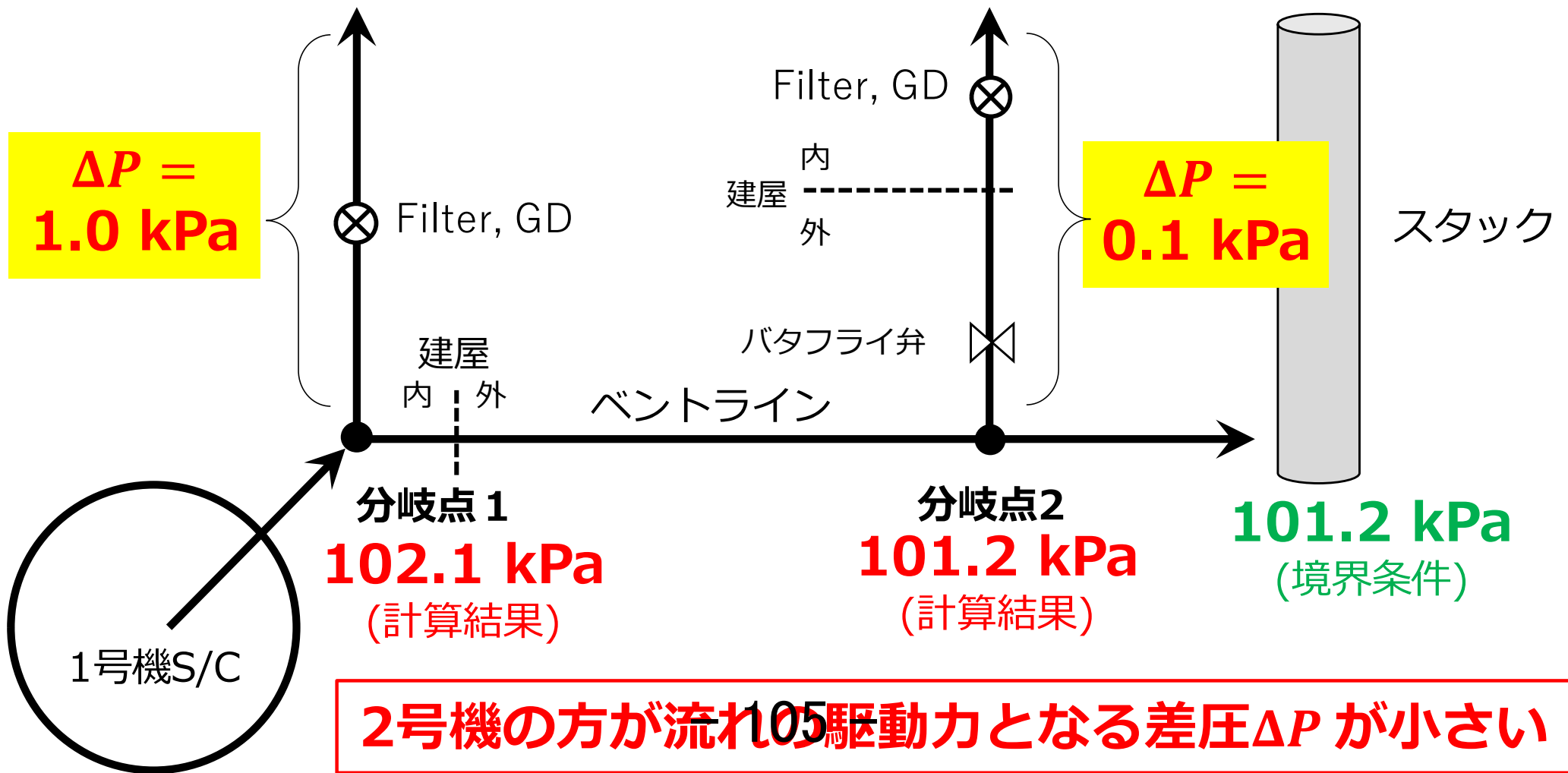
圧力分布 (ノミナル条件、ベント終了時)

101.1 kPa
(境界条件)

1号機建屋

101.1 kPa
(境界条件)

2号機建屋



2号機の方が流れの駆動力となる差圧 ΔP が小さい

検討②

蒸気凝縮と汚染分布の対応

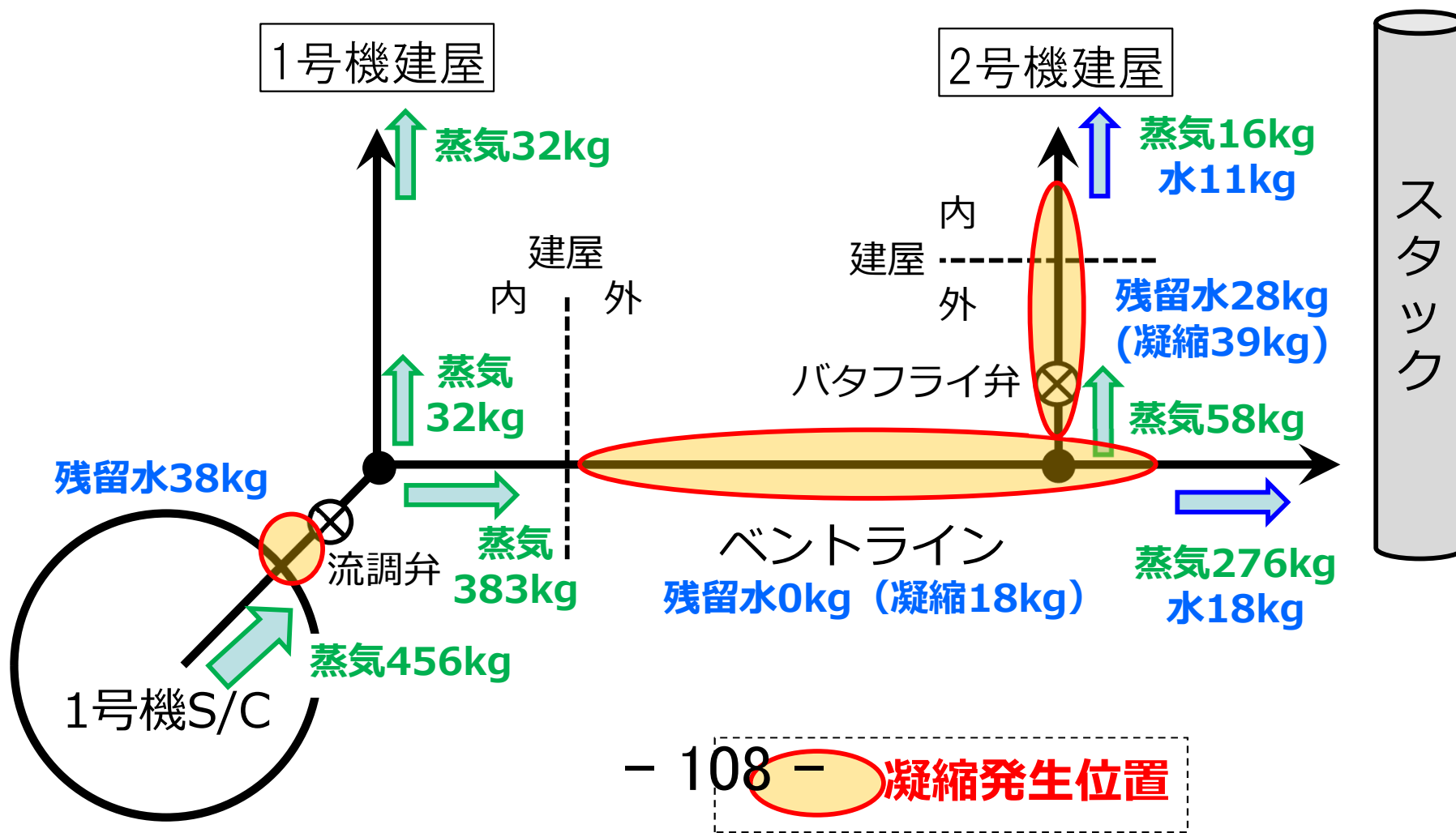
② 蒸気凝縮と汚染分布の対応 (1/8)

- 蒸気凝縮（計算結果）と汚染分布（測定結果）との間の関係性を確認する
 - － 蒸気凝縮により配管壁へのCsの吸着が促されると考えられる
- RELAPでは蒸気凝縮と凝縮した水の挙動を計算できるため、以下のRELAP解析結果を整理
 - － 蒸気凝縮が発生した位置と凝縮量
 - － 凝縮した後の水（残留水）の位置と量
- 質量バランスエラーの改善
 - － 前回報告において、水と蒸気の収支関係（質量バランス）が正しくないことを示した
 - － RELAPのノード分割を細分化することで改善
 - ただし、ノード分割の細分化だけでは限界あり（完全には解決できず）

② 蒸気凝縮と汚染分布の対応 (2/8)

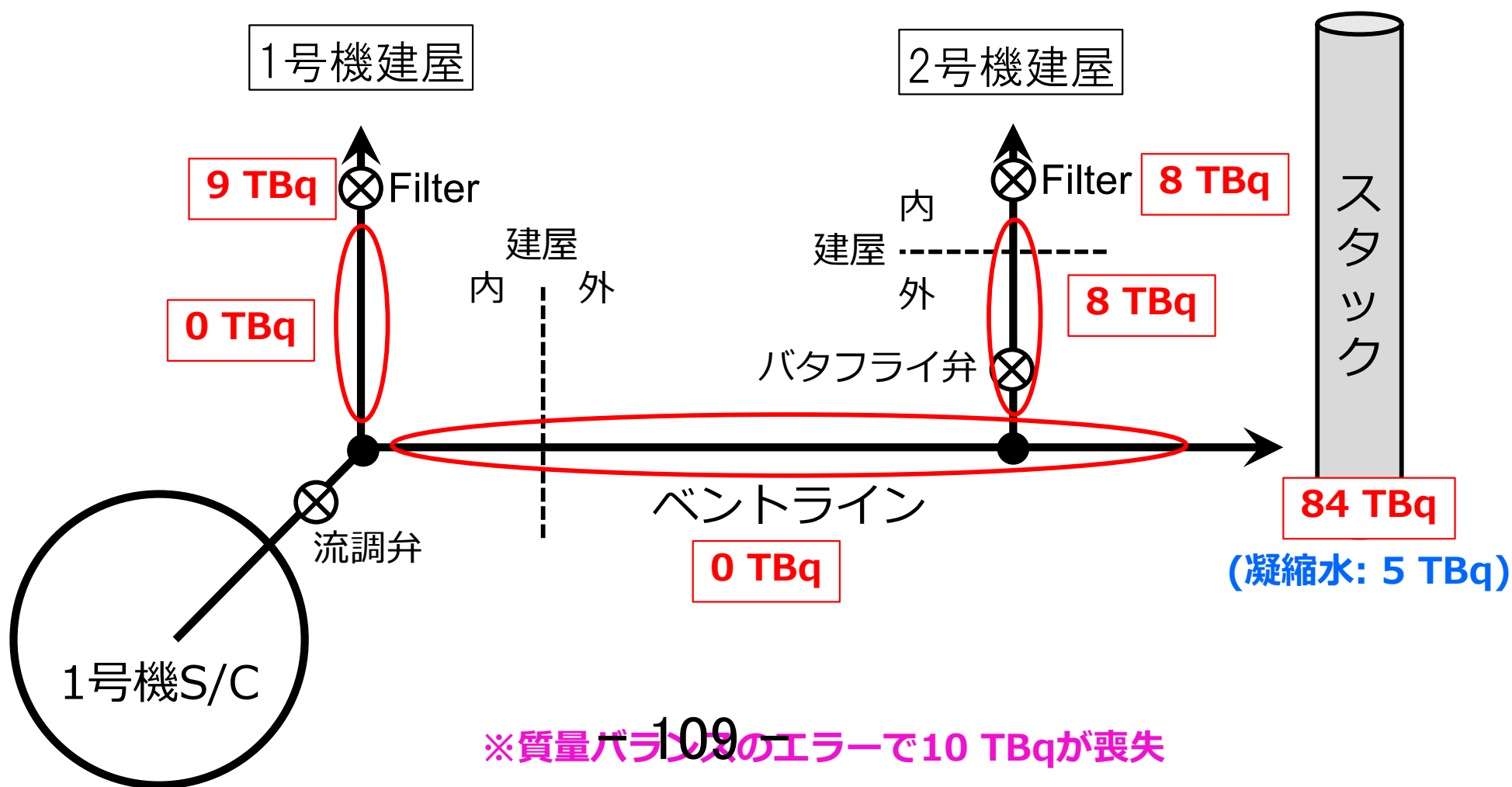
● 凝縮の発生位置と凝縮水の残留 (ノミナル条件)

- 下図 (凝縮・kg) : その場所で発生した蒸気凝縮量の累積値
- ベントラインで約30kgの水が消失 (質量バランスエラー)



② 蒸気凝縮と汚染分布の対応 (3/8)

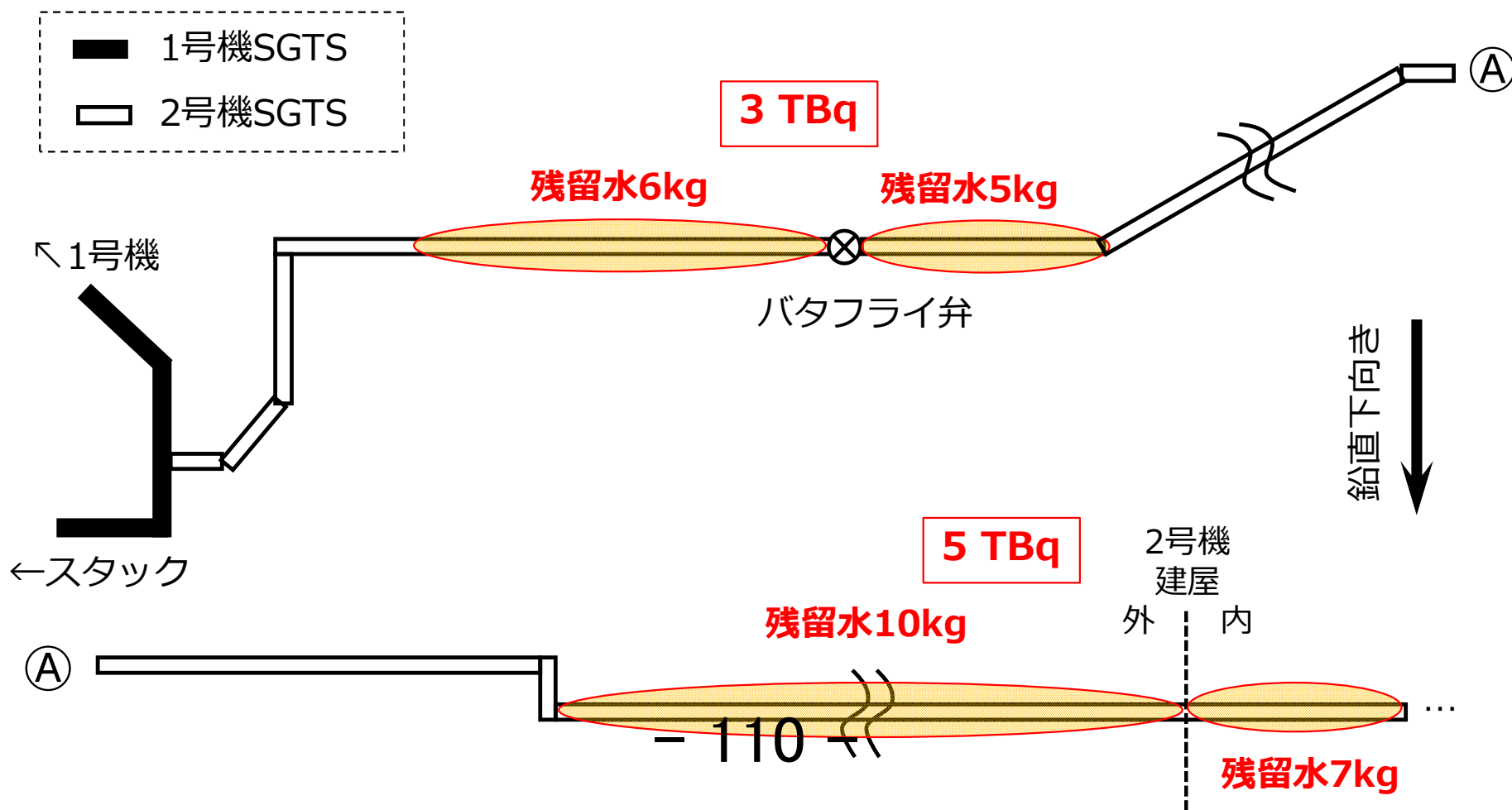
- 水の質量 = Cs量と仮定したときのCs分布 (ノミナル条件)
 - S/Cから流出する蒸気のトータル質量456kgを130TBqと仮定
 - 1,2号機の出口境界に到達した分はフィルタに残留と仮定



② 蒸気凝縮と汚染分布の対応 (4/8)

● 凝縮水の残留分布 (ノミナル条件 : 2号機流量配分15.4%)

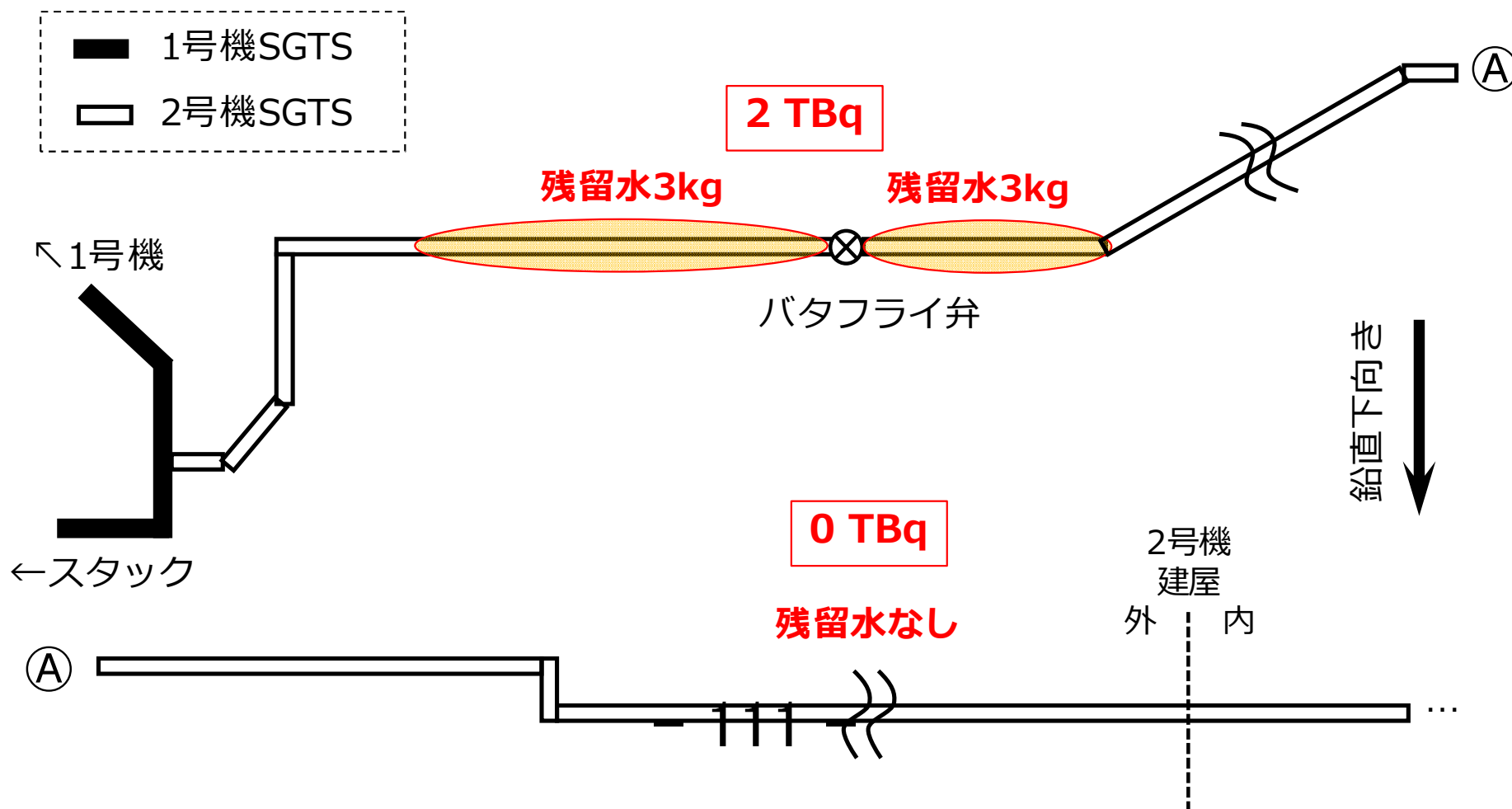
- 凝縮水の残留位置は配管の高さが強く影響
- は残留水の質量からCs量に換算 (前スライドと同じ)



② 蒸気凝縮と汚染分布の対応 (5/8)

● 凝縮水の残留分布 (2号機の流量配分が10%の場合)

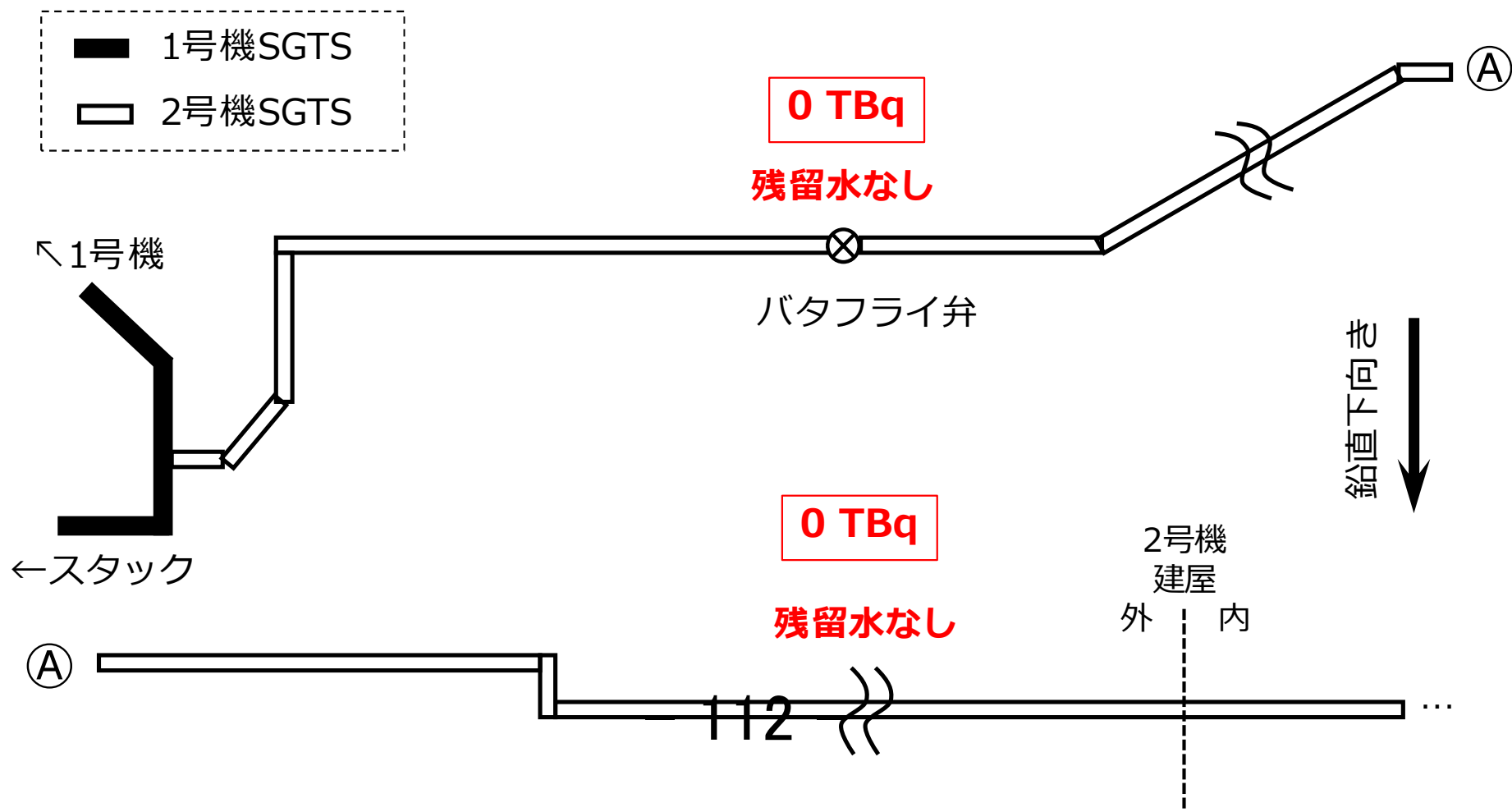
- 2号機の流量配分が15%→10%に減少すると、バタフライ弁近傍の残留水は微減であるが、下流側の残留水は消失



② 蒸気凝縮と汚染分布の対応 (6/8)

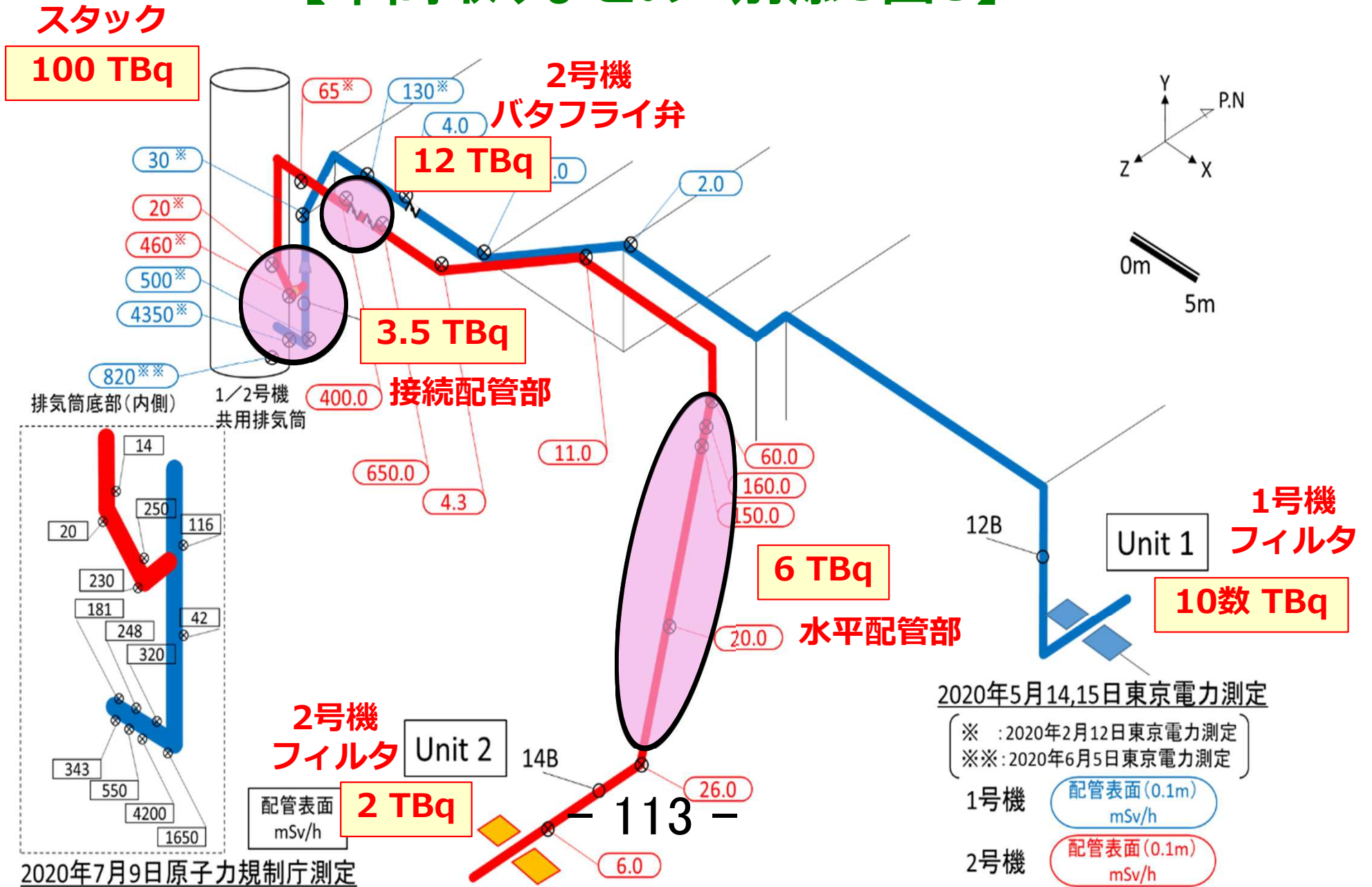
● 凝縮水の残留分布 (2号機の流量配分が5%の場合)

- 2号機の流量配分が5%まで減少すると残留水が消失
- R2年度のJAEA解析に相当する条件であり、凝縮水と汚染箇所との関連を見るには流量配分が少なかったと考える



② 蒸気凝縮と汚染分布の対応 (7/8)

【中間取りまとめ 別添3図3】



② 蒸気凝縮と汚染分布の対応 (8/8)

- **2号機SGTS配管とベントラインで蒸気凝縮が発生**
 - 凝縮発生位置と高汚染箇所は一致せず
- **凝縮水の残留位置と高汚染箇所とが一致**
 - 2号機SGTS配管では、凝縮水の残留位置と高汚染箇所とが一致
 - ベントラインでは、凝縮水の残留はなく全てスタックへ移動
 - ベントラインが低汚染であることと残留水がないことが整合
- **S/C～流調弁でも凝縮が発生**
 - 凝縮水の残留が生じていれば高線量となっている可能性あり
- **RELAP解析の信頼性について**
 - 質量バランスの崩れについて、前回報告からノード分割を適正化することで改善したが、完全な解決には至らず
 - 今回の解析条件に対する評価モデルの妥当性は明確ではなく、凝縮水の発生量や残留量の絶対値は信用すべきでないが、定性的な傾向を確認するには問題ないと考える
 - 評価モデルの妥当性の調査、別の解析コードとの比較など検討したい

ベント停止後の逆流について

● R2年度検討においてJAEAが行った考察

- ベント停止時において、スタック内に相当量のCsが残留していた可能性あり
- ベント停止後に、2号機SGTS配管内の蒸気凝縮等により2号機側で減圧が生じてスタックから2号機SGTS配管への逆流が生じる可能性あり
- 上記2つが同時に起こることで、2号機SGTS配管内の高汚染が生じたのではないか？

● 上記考察に対する意見

- 凝縮水の残留位置と高汚染箇所とが一致するとの説明の方を支持したい
 - JAEAの検討では、2号機の流量配分が小さく、ベント中に十分な凝縮が発生しない評価だったため、凝縮と汚染箇所を関連付ける結果が得られていなかった
- スタックから2号機バタフライ弁に至るには配管を高さ約6m、その先の高汚染箇所にはさらに高さ8mの上昇区間があり、セシウムのエアロゾルを押し上げるほどの駆動力が生じないのではないか
 - スタック接続位置の配管内汚染の説明には、JAEAの考察が使えるかもしれない
- スタック内のCs残留については、別アプローチでの検討が必要
 - スタック内の流動状況は不明（RELAPでは評価できない）
 - スタック内のエアロゾルの残留状況を評価できれば、スタック底部や接続配管部の汚染の解明につながるかもしれない

RELAP熱流動解析の結論

① 流量配分の再現解析

- 1/2号機ともにGD設計値よりも圧損係数が圧倒的に小さい
- 2号機SGTSの方が1号機より圧損係数が1~2桁小さい

② 蒸気凝縮と汚染分布の対応

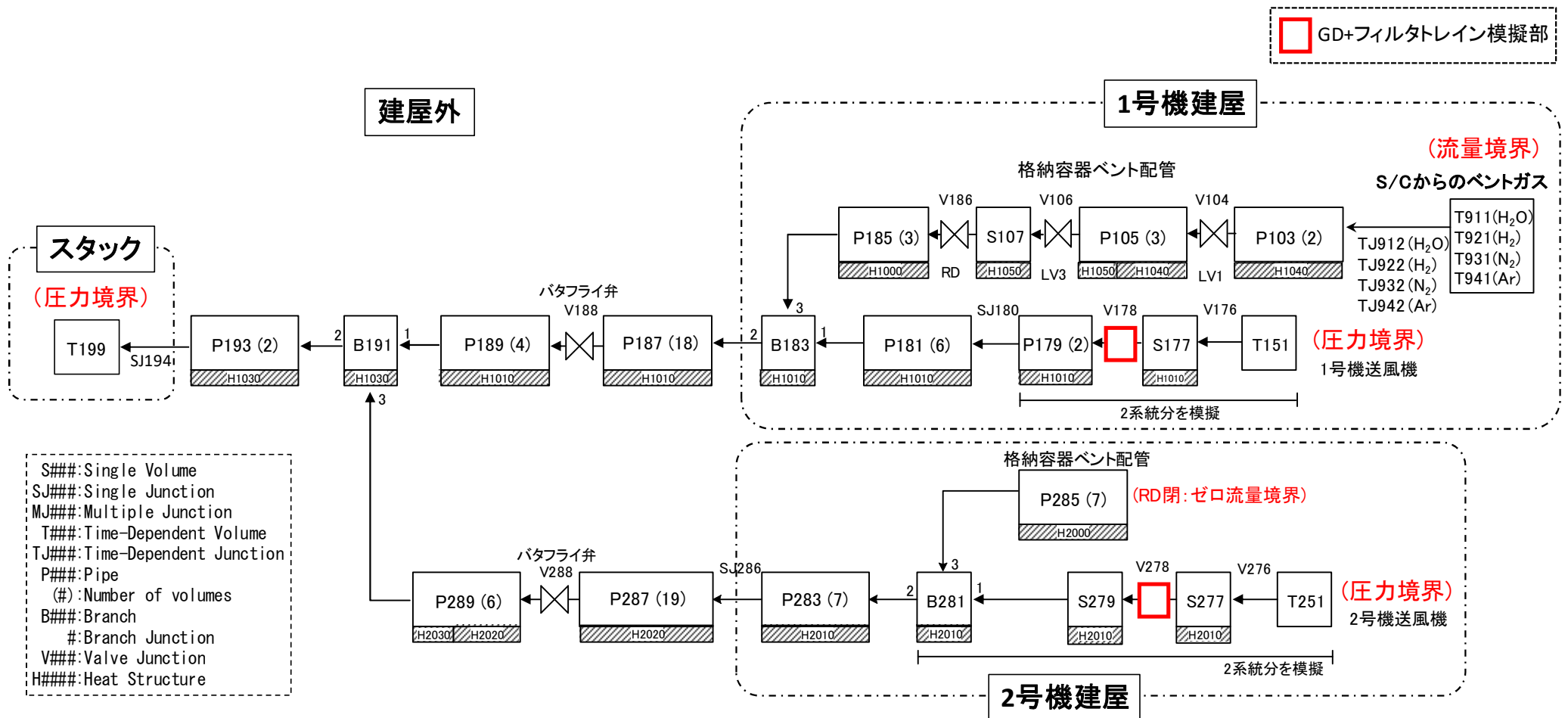
- 凝縮水の残留位置と高汚染箇所（2号機SGTS配管の2か所）とが一致
 - ベントラインには凝縮水の残留がなく、低汚染であることとも整合
- S/C～分岐点1でも凝縮水の残留箇所があれば高線量の可能性あり

③ 時間変化（流動状態とCs濃度）を考慮した解析

- 前回報告において、Cs濃度の時間変化、蒸気によるフィルタの目詰まりの考慮で、ベントラインよりも1/2号機SGTSが高汚染という状況が再現し得ることを確認
- しかし、S/C～分岐点1で高線量箇所があるとの観測結果（前回報告における東電コメント）を、このシナリオ単独では説明できない

参考

RELAP解析のノーディング図



● JAEAの解析インプットを修正して利用

- スタック内の流動は適切に評価できないため、圧力境界に変更
- ベントガス中のCs追跡用にArガスを結果に影響しない量を追加
- ノード分割を見直し (粗く分割されていたノードを細分化)

検討③
時間変化（流動状態とCs濃度）
を考慮した解析

③ 時間変化を考慮した解析 (1/5)

● 流動状態とCs濃度は時間変化する

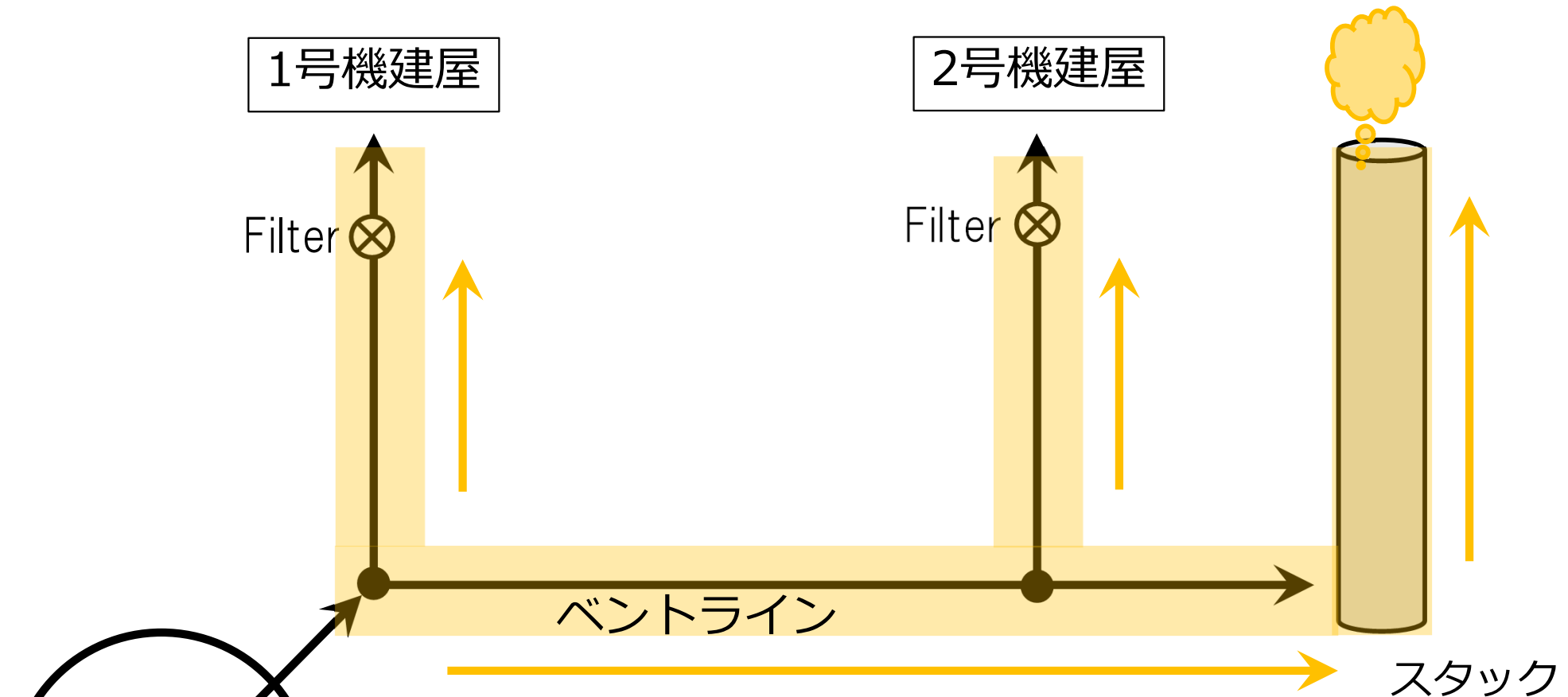
- SGTSのフィルタライン（HEPAフィルタ）に蒸気が流入すると、水で目詰まりを起こし得る
- Cs濃度はベント直後は高く、その後低下する
 - S/CにたまっていたCsがベント初期に放出されるため

● 2つの時間変化の組合せにより、ベントラインよりも2号機SGTSの方が高汚染となり得る

- ベント中に蒸気でSGTSフィルタが目詰まりが起きれば、SGTSへの逆流が止まる
- 初期の高濃度CsがSGTSに残留し、ベントラインは後半の低濃度ガスで置換されれば、最終的に2号機SGTS配管内の方がベントラインよりも高汚染となる
- RELAP解析で上記のような状況が生じるかを検討

③ 時間変化を考慮した解析 (2/5)

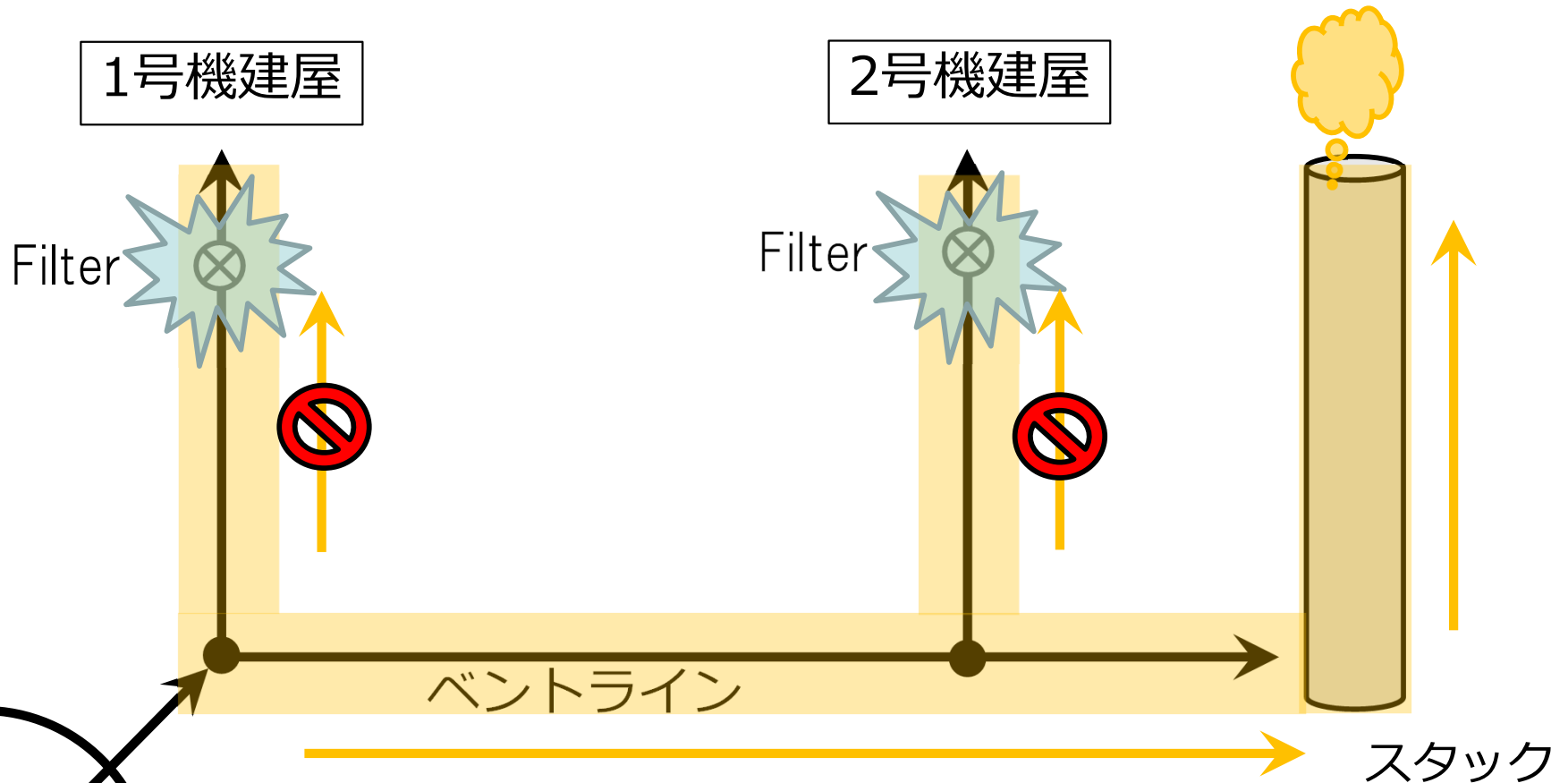
ベント初期



高濃度Csを含むベントガスが配管内に充満
= 121 =

③ 時間変化を考慮した解析 (3/5)

フィルタが水で目詰まり

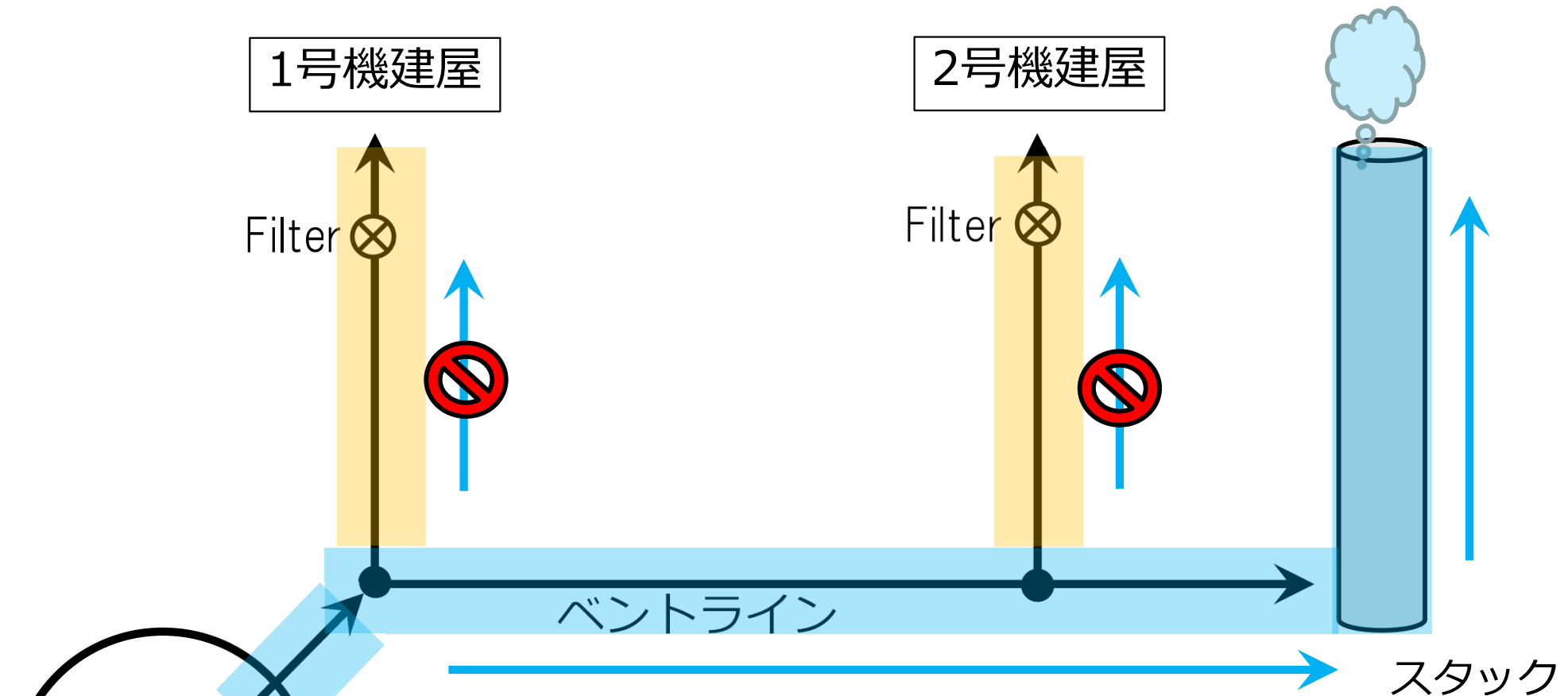


1号機S/C

**フィルタが閉塞しSGTSへの逆流が停止
全ベントガスが122-ventラインを通過してスタックへ**

③ 時間変化を考慮した解析 (4/5)

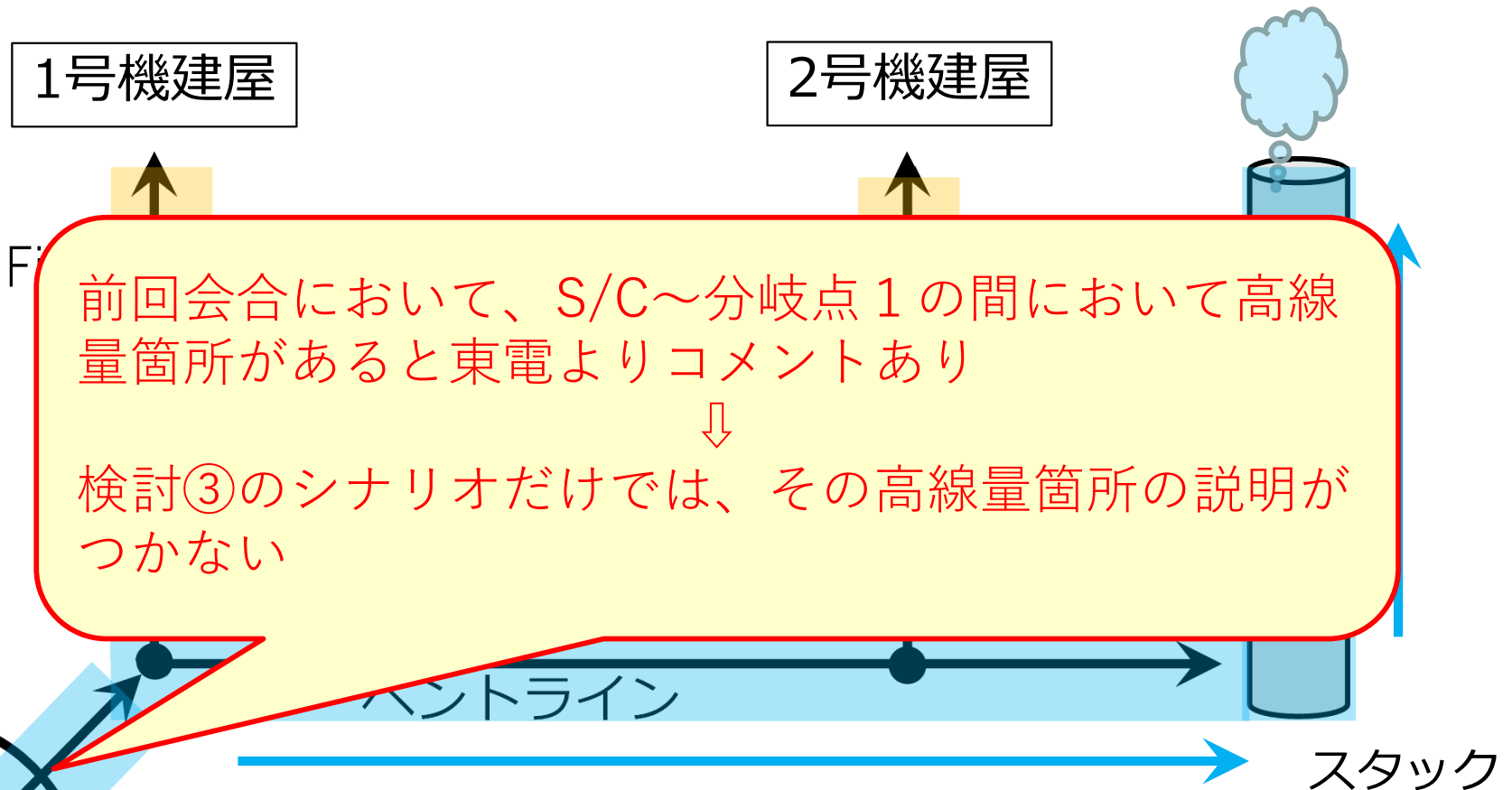
ベント後半



ベントラインとスタックは後半の低濃度Csガスで置換され、SGTS配管には初期の高濃度Csが残留

③ 時間変化を考慮した解析 (4/5)

ベント後半



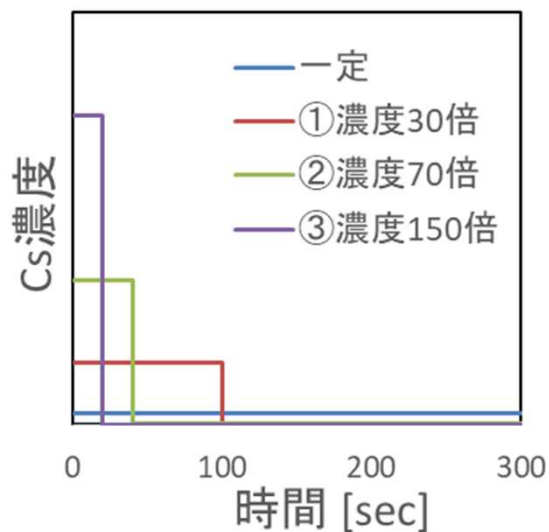
ベントラインとスタックは後半の低濃度Csガスで置換され、SGTS配管には初期の高濃度Csが残留

③ 時間変化を考慮した解析 (5/5)

- Cs濃度を時間変化 (3パターン、左下図)
- 一定量の蒸気 (0.1 kg) がフィルタに到達したら完全閉塞と仮定
- ベントラインよりも2号機SGTSの方が高汚染という状況を再現 (下表)
 - SGTS配管内のCsを維持するためには、フィルタを早く閉塞する必要あり (閉塞蒸気量を1 kgとすると、配管内にCsがほぼ残らない)
 - 1号機SGTSへのCs流入量が小さい (フィルタまでの距離が短く早く閉塞)

RELAP結果： Csの分布 [TBq]

Cs濃度の時間変化
(ベントは3120秒継続)



場所(測定)→ ↓条件	ベントライン (0.1TBq*)	1号配管 (測定なし)	1号フィルタ (10 TBq)	2号配管 (18 TBq)	2号フィルタ (2 TBq)
濃度一定	0.14	0.04	10	0.26	20
①濃度30倍	0.006	0.22	0.9	6.25	2.8
②濃度70倍	0.015	0.50	2.0	11.2	6.4
③濃度150倍	0.007	1.1	4.4	3.70	11
濃度70倍 閉塞蒸気1kg	0.02	0.60	29	0.02	11

*配管含流部を除く

R2年度のJAEA解析の概要

● RELAPコードで耐圧強化ベントラインの熱流動解析を実施

- THALES2のベント流の解析結果（流量と組成）を境界条件に設定
- 配管径、長さ、高さの幾何形状、配管曲がりの圧損係数を入力
- GDの動圧を圧損とし、漏えい面積で流路抵抗を表現

➤ 漏えい面積Aと圧損係数Kとの関係：

$$\Delta P = \frac{1}{2} K \rho V^2, \quad K = \left(\frac{A}{A_{100\%open}} \right)^{-2}$$

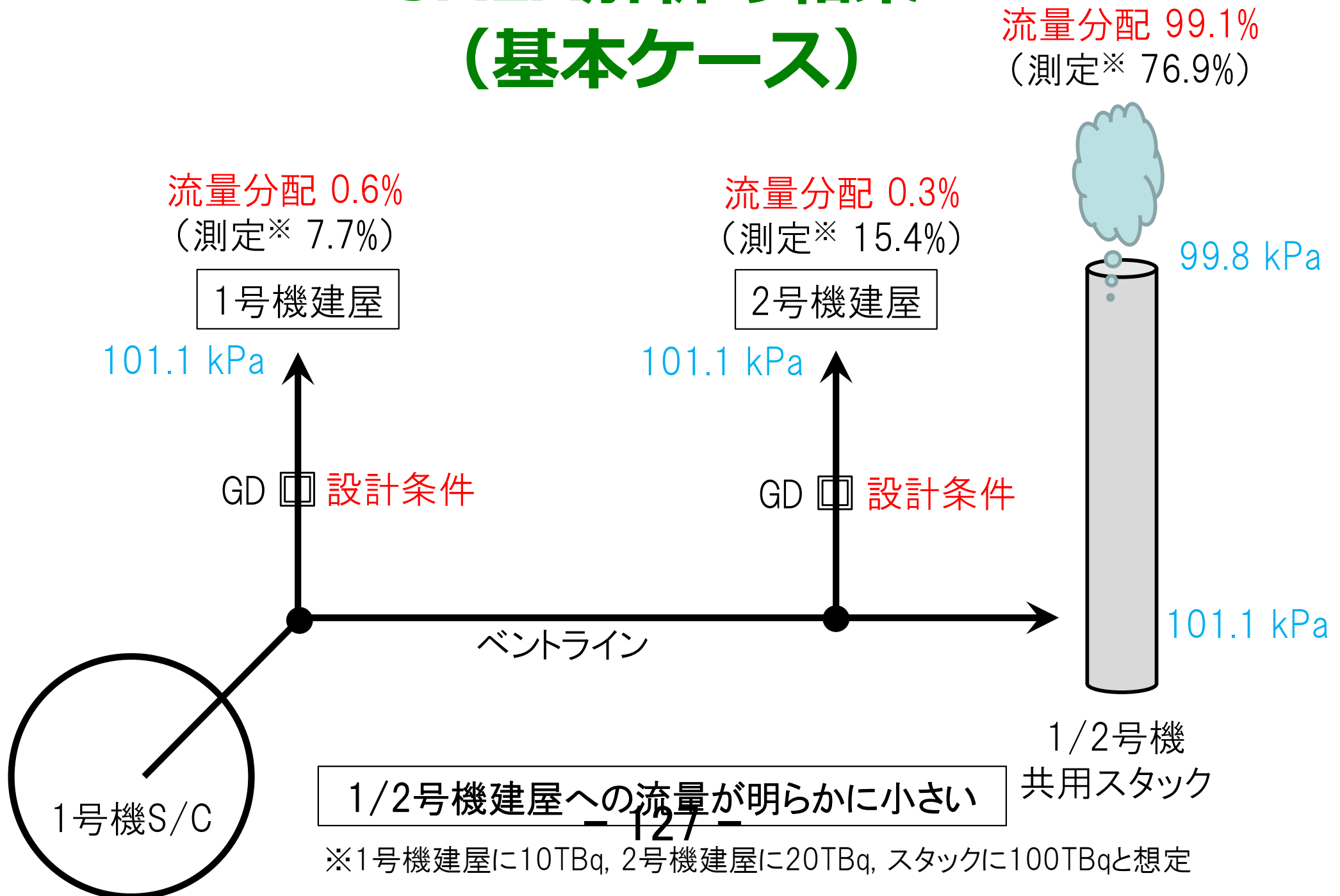
※例えば、漏えい面積1%のとき
K=10000となる計算

- 地表面高さを大気圧とし、境界位置高さで補正した圧力境界
- スタック内の上昇流と下降流を模擬するため2流路でモデル化
 - 1流路ではスタック内に軽いガスが充満し静圧が下がるため逆流が生じない
- ベント開始からベント閉止して約1時間後までを解析

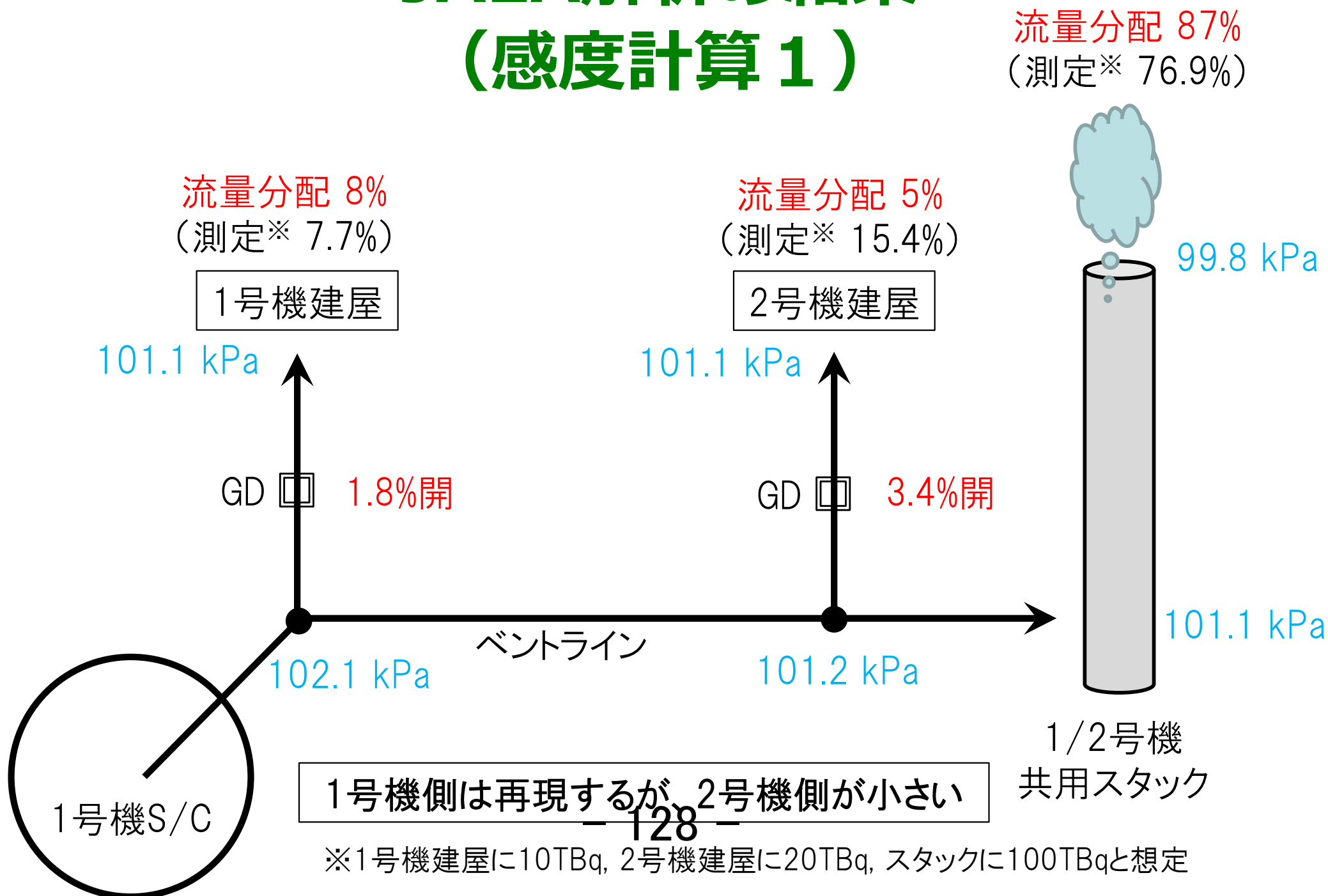
● JAEAの熱流動解析の結論

- 1,2号機のGDの漏えい面積を設計値よりも大きくすることで、1号機建屋への流量配分は測定結果を再現（2号機は測定の1/3程度）
 - GDが設計から想定されるよりも漏えいしていたことが明らかとなった

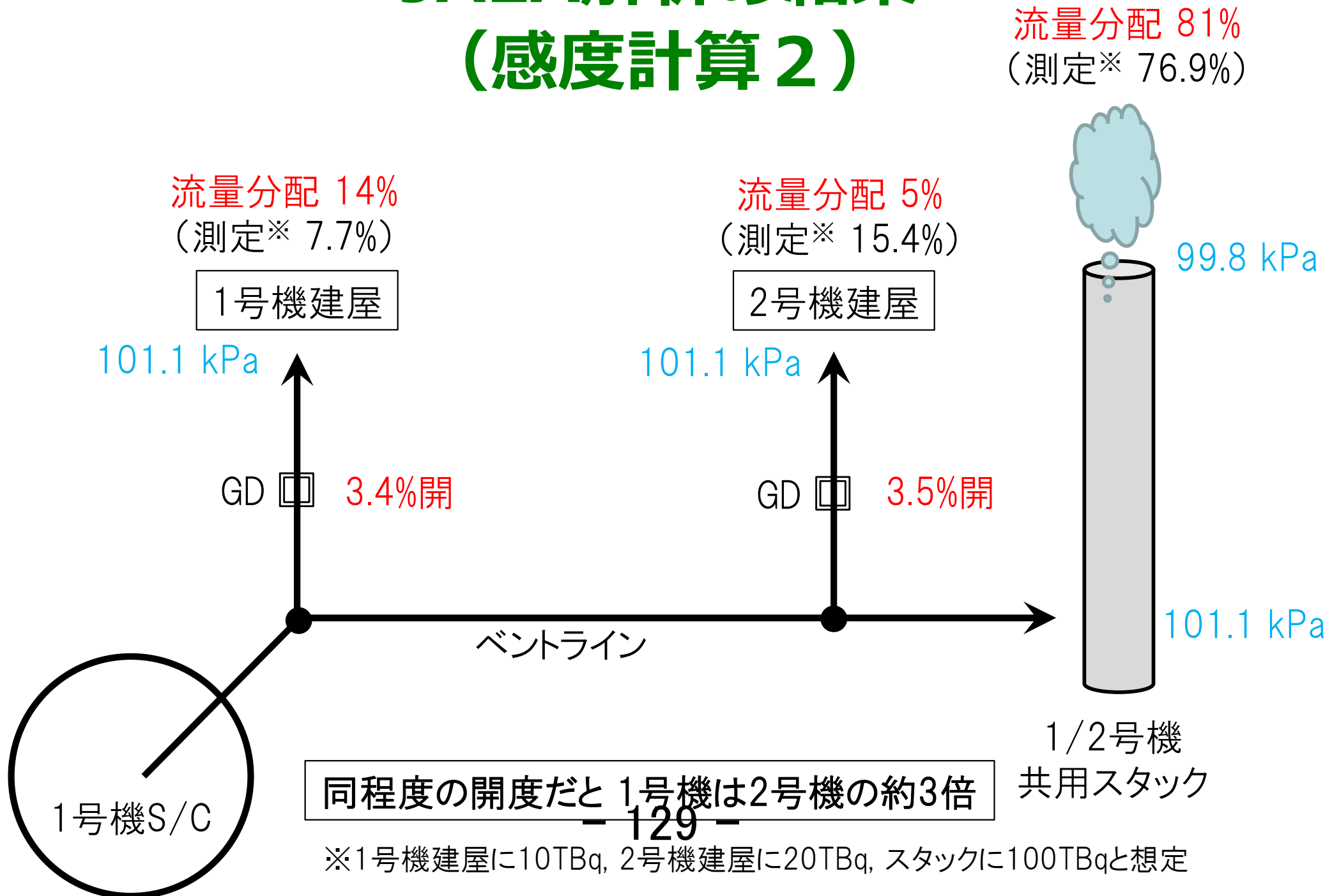
JAEA解析の結果 (基本ケース)



JAEA解析の結果 (感度計算 1)



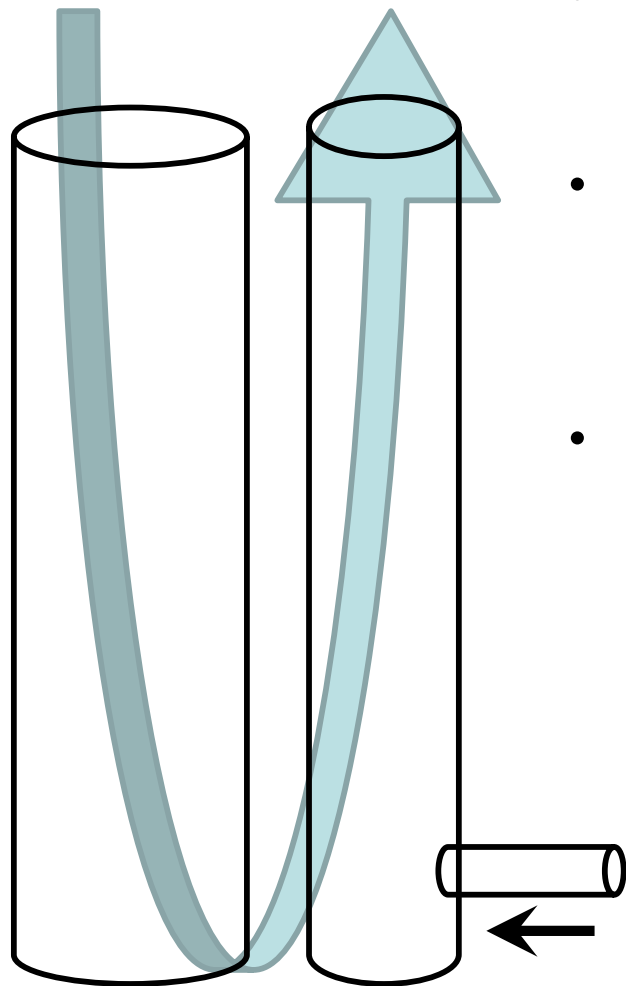
JAEA解析の結果 (感度計算 2)



JAEA解析におけるスタック内の流れ

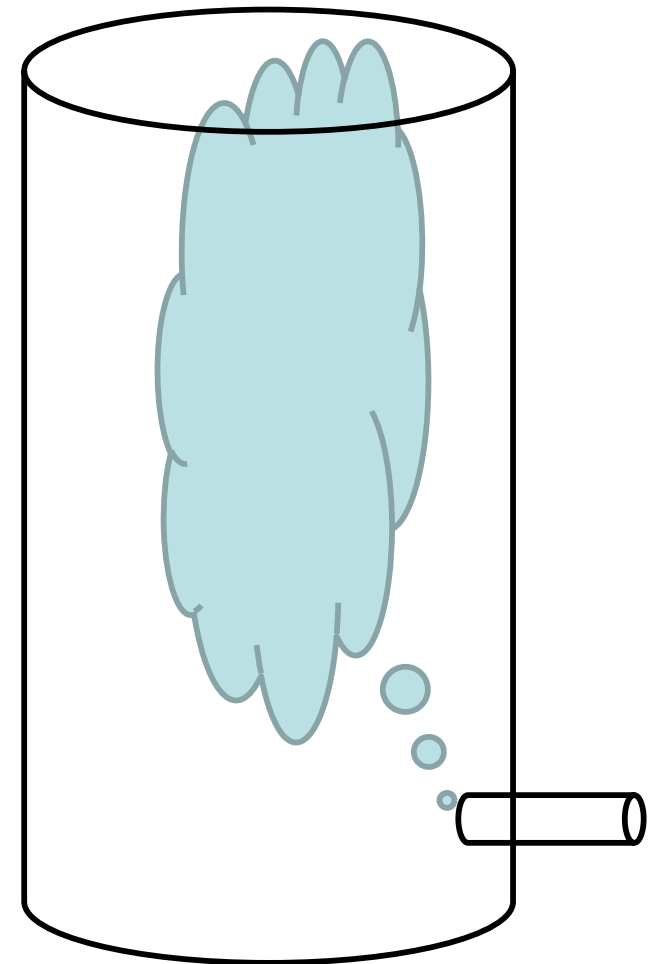
【RELAP解析の結果】

±20~30 kg/s



- スタックを2本の配管で模擬
- ベント流の20倍以上の流量で片方は上昇流、他方は下降流が生じる計算結果となった
- スタック内は外の空気とほぼ同じ組成と温度になっており、ベントガスは直ちに外へ排出される計算結果となった

実際は？



R2年度のJAEAの汚染評価

● RELAPの解析結果とSAコード（THALES2, MELCOR等）のモデルで算出した沈着速度 v_{dep} から配管内の汚染量を評価

- 沈着速度を算出するにあたり、THALES2解析結果からエアロゾル径を $1\mu\text{m}$ と仮定し、各経路ごとに評価
 - ベントライン： $v_{dep} = 0.4 \text{ mm/s}$ （乱流沈着、温度泳動）
 - 経路に流入したCsの2% (=2 TBq) が配管内に付着
 - 測定結果 (0.1~0.6TBq) よりも過大な評価結果
 - 分岐点1→1号機送風機： $v_{dep} = 0.1 \text{ mm/s}$ （重力沈降、温度泳動）
 - 経路に流入したCsの2% (=0.2 TBq) が配管内に付着
 - 測定結果なし
 - 分岐点2→2号機送風機： $v_{dep} = 0.12 \text{ mm/s}$ （重力沈降、凝縮拡散泳動）
 - 経路に流入したCsの5% (=0.4 TBq)が配管内に付着
 - 測定結果 (18 TBq~24 TBq) と整合しない

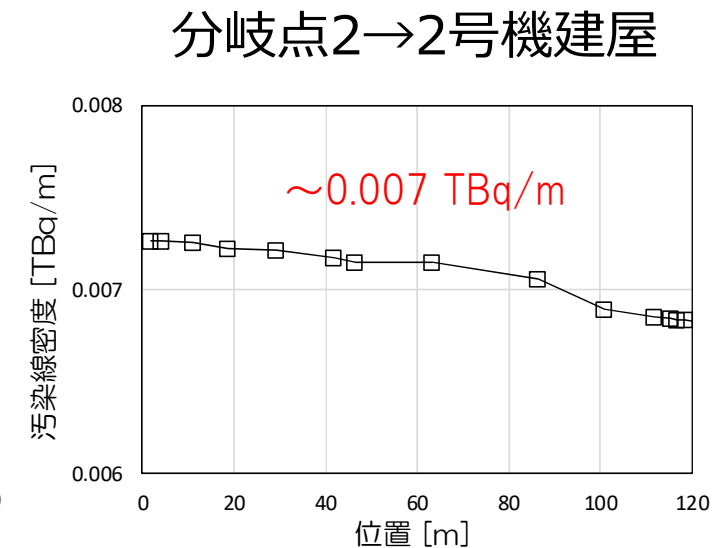
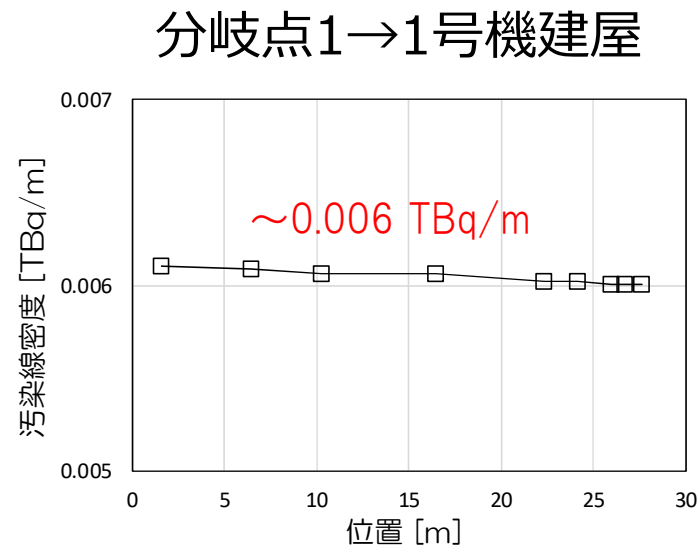
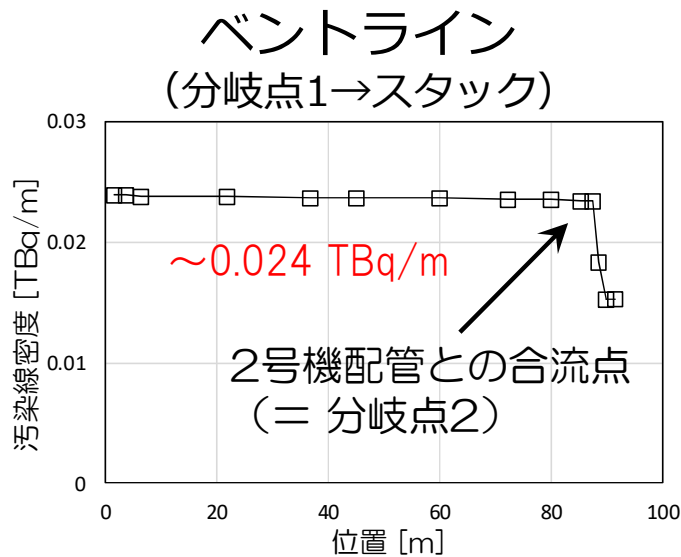
● 昨年度のJAEA汚染評価の結論

- 沈着速度による評価では汚染状況を説明できない
- スタック内に滞留したCsがベン1β閉止後に2号機SGTSへ逆流と考察

JAEA評価の沈着速度による汚染分布

- 単位長さ当たりの付着放射能を算出：
$$-\frac{dN}{dx} = \frac{4v_{\text{dep}}}{Dv_g} N$$

- JAEA評価の沈着速度 v_{dep} 、RELAP解析の気相流速 v_g 、配管径 D 、 $N(x=0)$ として推定Cs量(100 TBq, 10 TBq, 20 TBq)を使用
- 分岐点($x=0$)からの距離と $-dN/dx$ の関係を以下に図示：



- 沈着速度は各流路の中で一定としたため、変化は小さい

- 沈着や分岐による N の変動等による変化のみ
- 測定で見られた局所的な汚染は、~~132~~自然ながら再現できない

第22回事故分析検討会 資料5-2

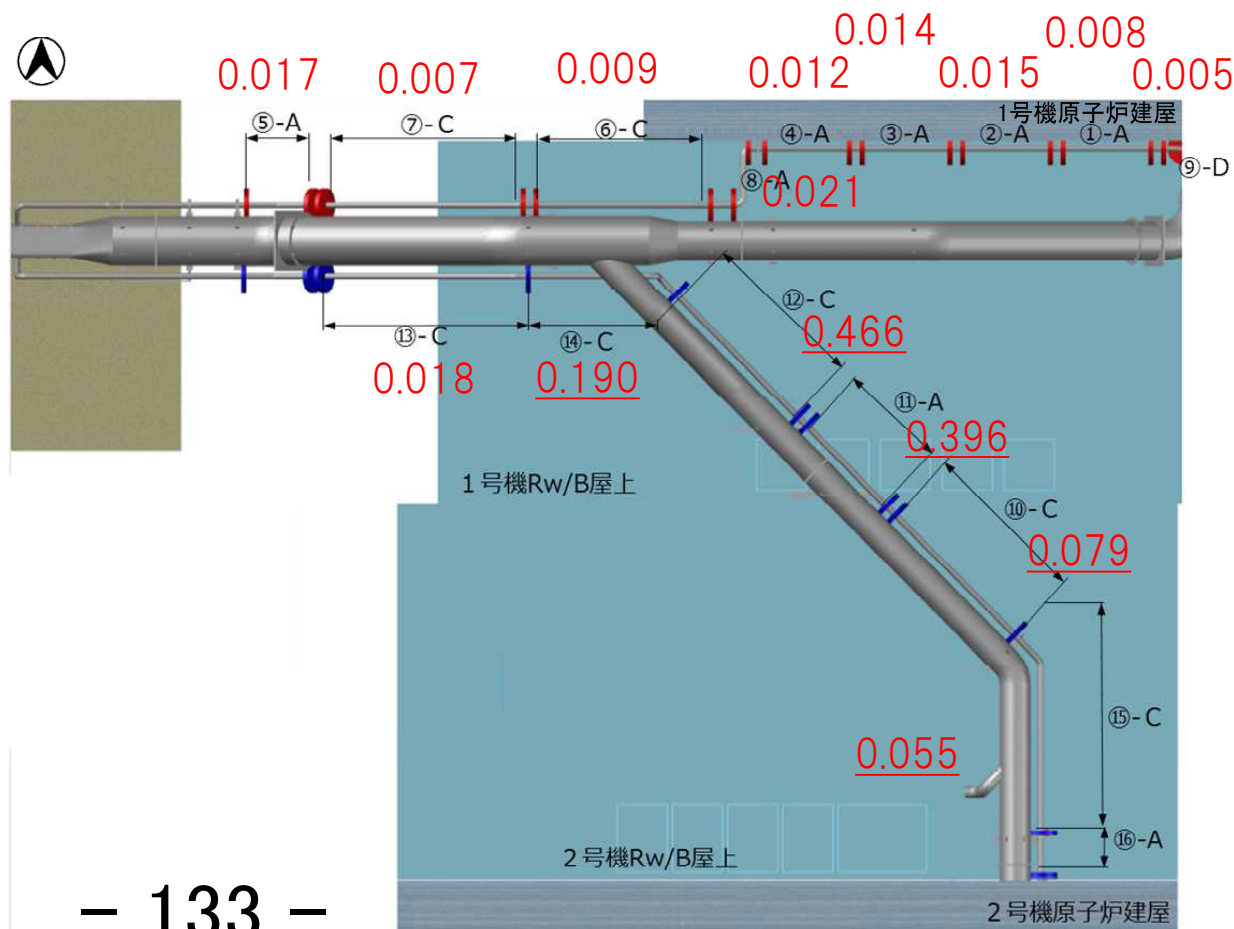
東京電力が線量率の測定結果から汚染密度を算出

- 線密度[TBq/m]に換算（下図の赤字の数値）
- JAEA沈着速度による評価： 1号機側0.024 TBq/m, 2号機側0.007 TBq/m
 - 高汚染位置（下図で下線を入れた数値）を除けばオーダは一致

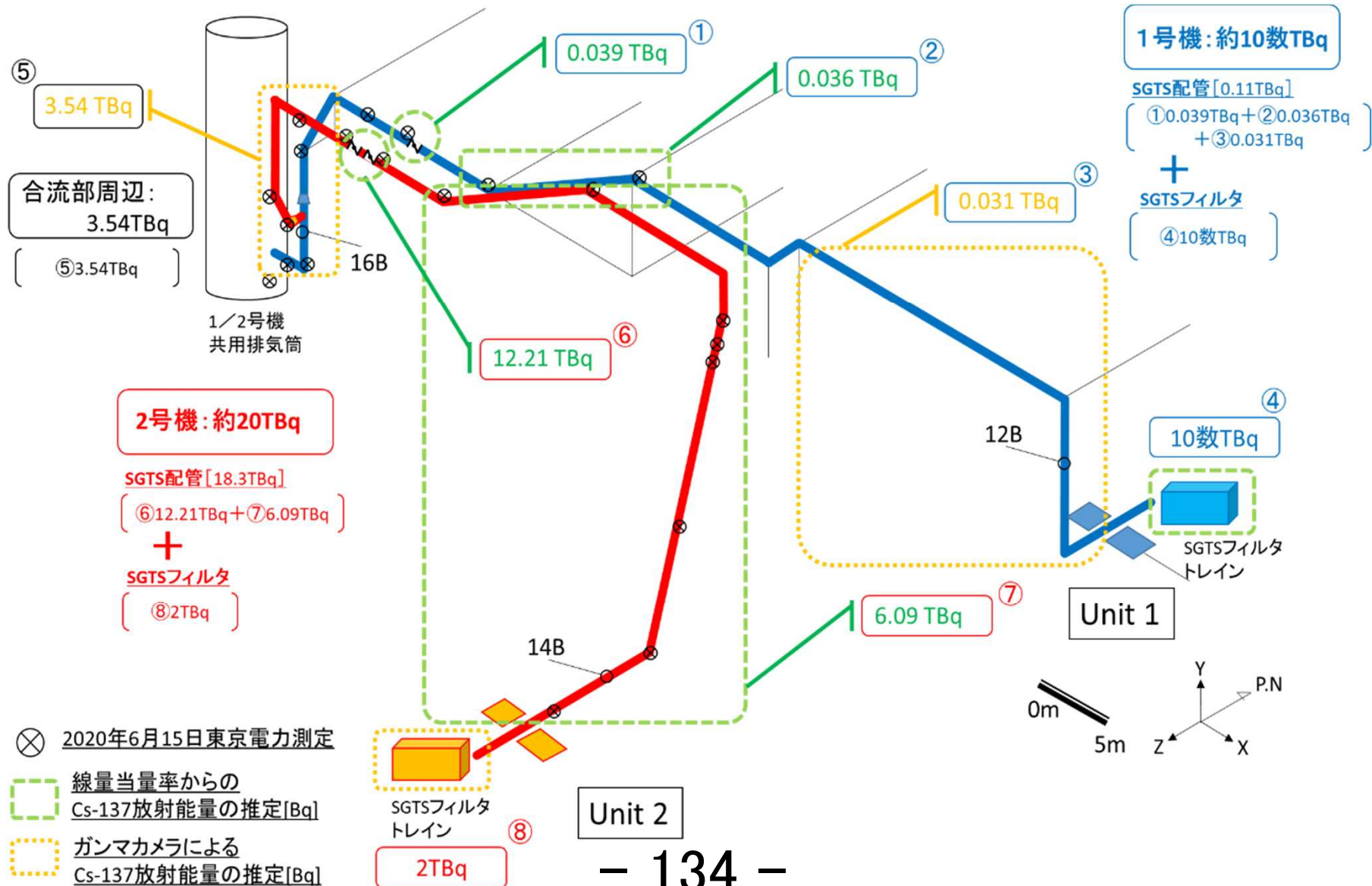
切断予定範囲	汚染密度(Bq/cm ²)	汚染量(Bq)
①-A	8.16E+05	4.14E+10
②-A	1.64E+06	8.56E+10
③-A	1.46E+06	7.42E+10
④-A	1.24E+06	5.67E+10
⑤-A	1.84E+06	7.11E+10
⑥-C	9.61E+05	9.70E+10
⑦-C	7.84E+05	1.03E+11
⑧-A	2.26E+06	1.04E+11
⑨-D	5.55E+05	3.32E+10
⑩-C	7.58E+06	9.04E+11
⑪-A	3.82E+07	2.42E+12
⑫-C	4.49E+07	5.90E+12
⑬-C	1.70E+06	2.23E+11
⑭-C	1.83E+07	1.84E+12
⑮-C~⑯-A	5.31E+06	8.43E+11

1号機側

2号機側



中間取りまとめ 別添3図2



配管曲がりでの汚染

① 下降→水平 (配管曲がりによる流れの向きの変化)

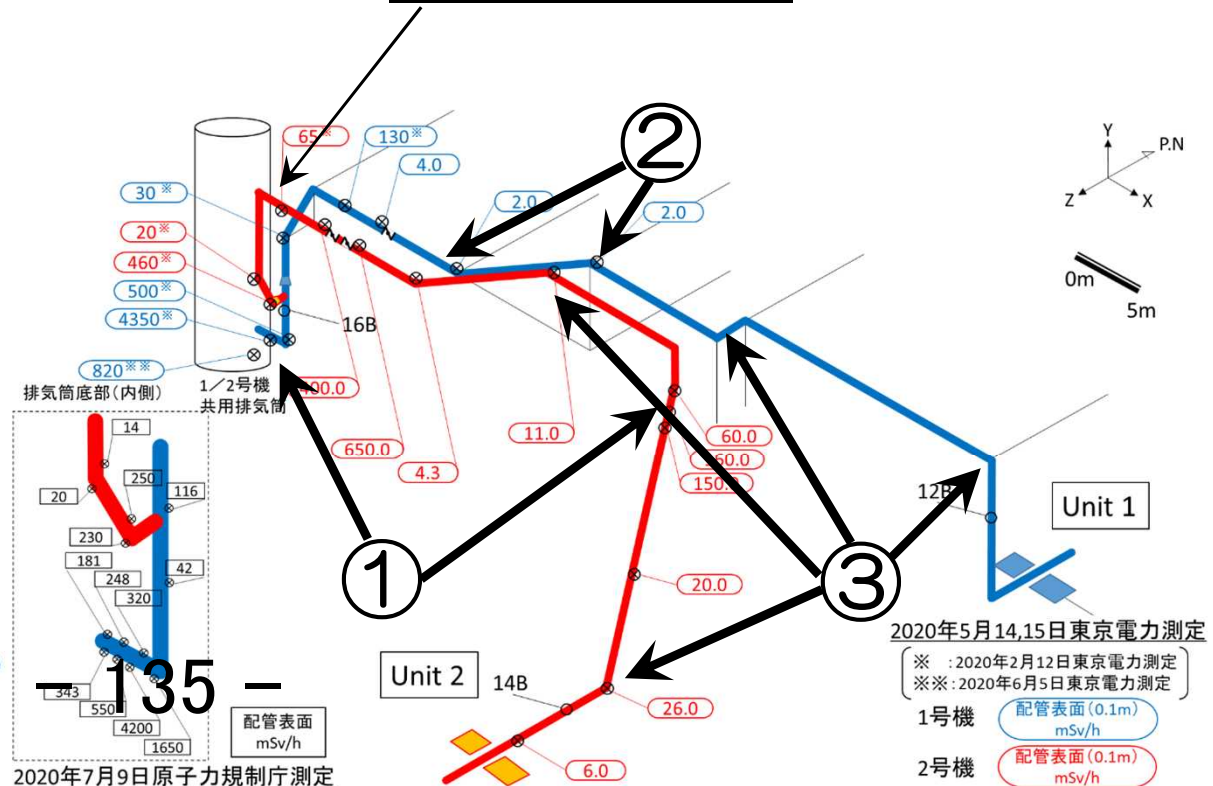
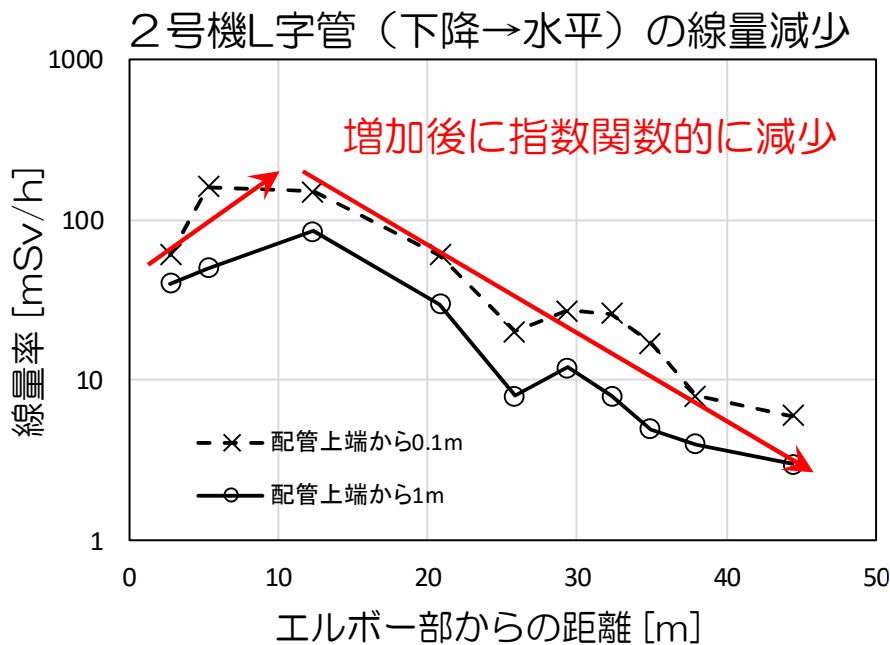
- 顕著な線量増加、上部より底部に汚染 (合流部のみ測定あり)
- 線量の位置依存 (2号機、左下図) : 増加後に指数関数的な減衰

② 斜め下降→水平、水平→斜め下降、水平→斜め上昇

- 線量増加は見られない (むしろ減少?)

③ 水平→水平、斜め上昇→水平、上昇→水平

- 目立った線量増加は見られない (ただし、2号機合流部近くは微妙)



福島第一原子力発電所2号機 シールドプラグの変形

2022年10月31日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

＜前回の検討会までの検討状況＞

- 東京電力福島第一原子力発電所2号機（1F2号機）の放射性物質の放出経路について、同号機のシールドプラグ（原子炉ウェル上の蓋）が何らかの要因により変形し、シールドプラグのパーツ間のすき間に流路が生じ、当該箇所が放射性物質の放出経路になったと考えられる。
- シールドプラグの変形は、1F2号機の外に、1F1号機、3号機、5号機でも確認されている。これらのうち、1F1号機及び3号機のシールドプラグは、水素爆発時に生じた外力により変形したものと推測される。一方、1F2号機及び5号機のシールドプラグの変形は、何らかの外力により生じたものではないと考えられる。

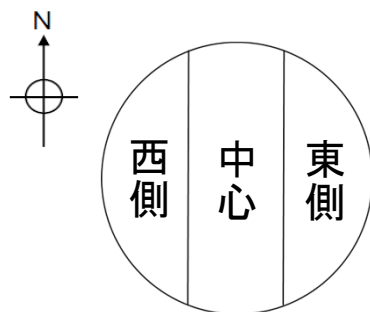
＜前回の検討会以降の検討内容＞

- 1F6号機のシールドプラグの形状測定を実施。
- シールドプラグの開閉履歴、開閉時のシールドプラグのつり上げ方法等を調査。
- これまでの検討内容を踏まえたシールドプラグの変形要因の検討。

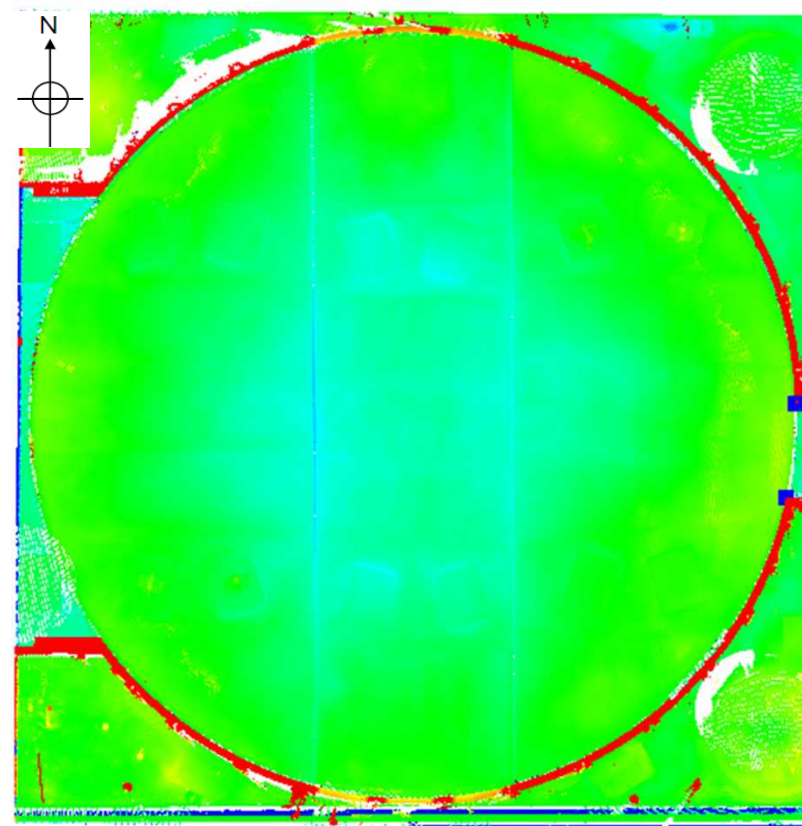
シールドプラグの形状測定(1F6号機)

(単位:mm)

- 中心のパーツ付近の一部では、下方に変形している様子が見られる（下方変形は最大20mm程度）が、全体的にはほぼ平坦である。
- パーツ間の高低差はほとんどない。



頂部カバーの分割イメージ



1F6号機シールドプラグの変形状況

※2022年10月13日に原子力規制庁にて取得したデータを基に、富士テクニカルリサーチ社の協力の下、「Galaxy-Eye Modeler」により分析

シールドプラグ表面の状況（1F6号機）

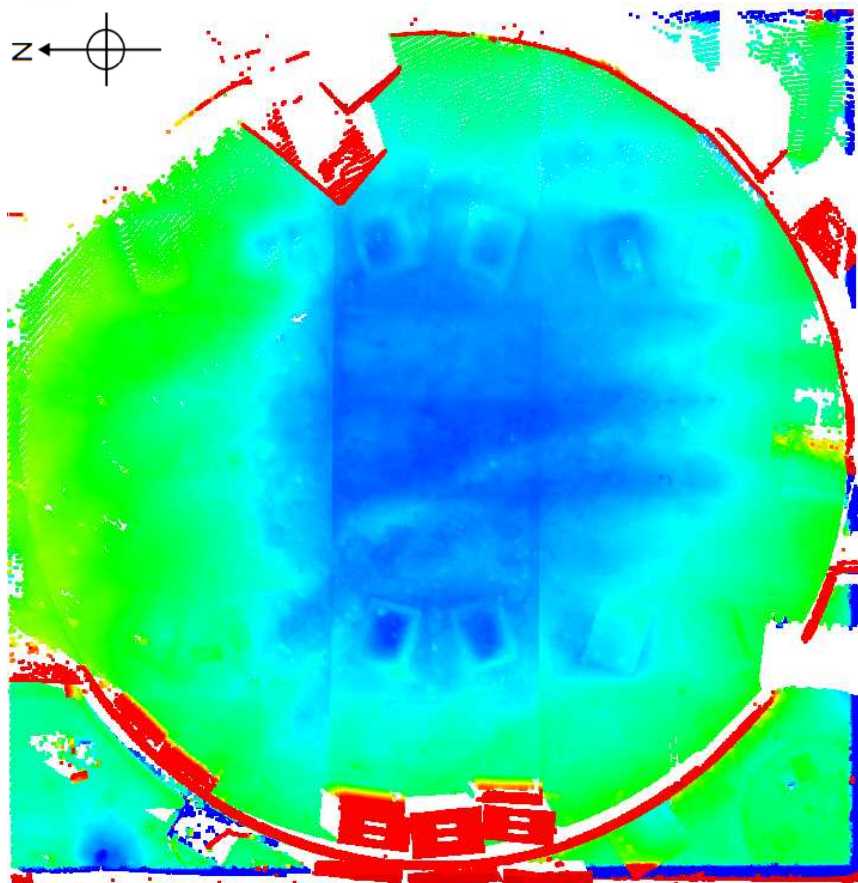


中心付近を拡大

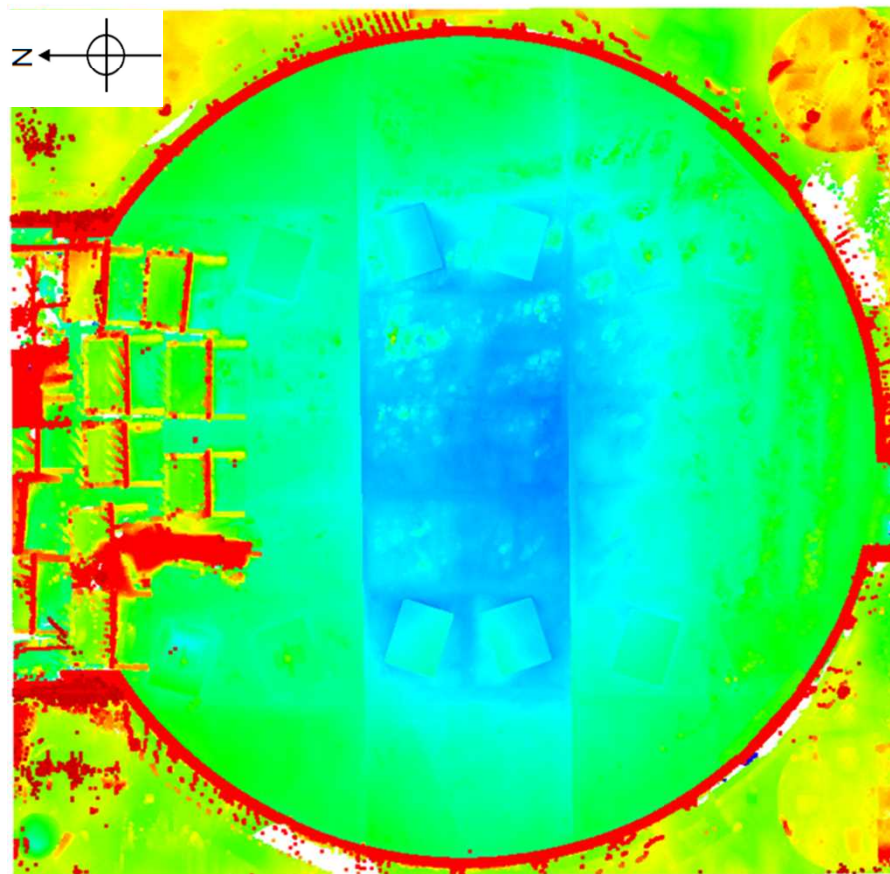
写真は、いずれも2022年10月13日に原子力規制庁撮影

(参考)シールドプラグの形状(1/2)

(単位:mm)



1F2号機シールドプラグの変形状況



1F5号機シールドプラグの変形状況

50

25

0

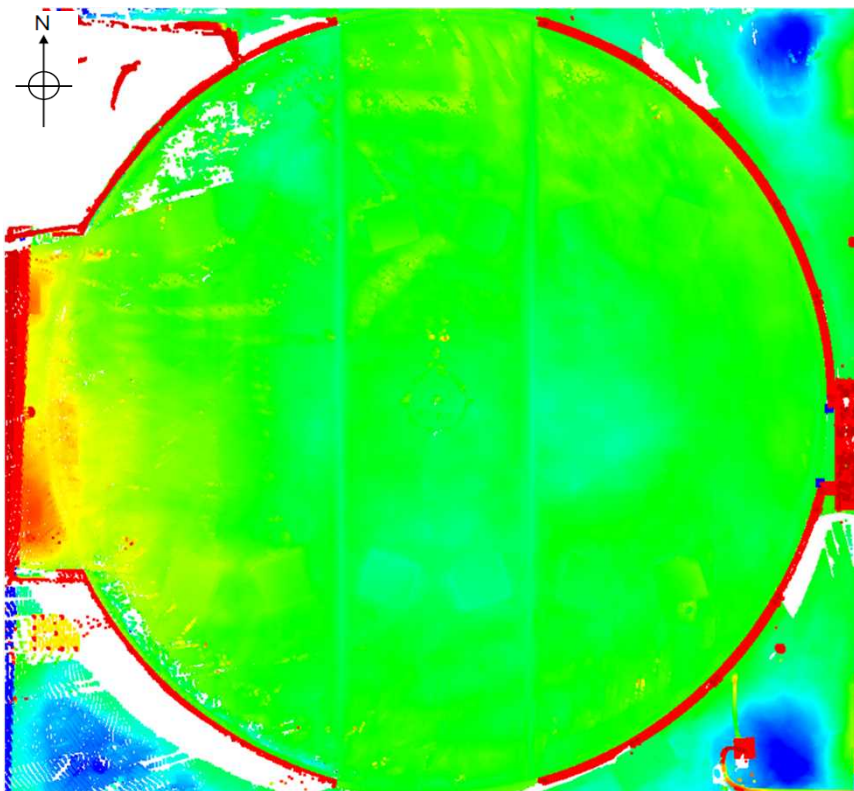
-25

-50

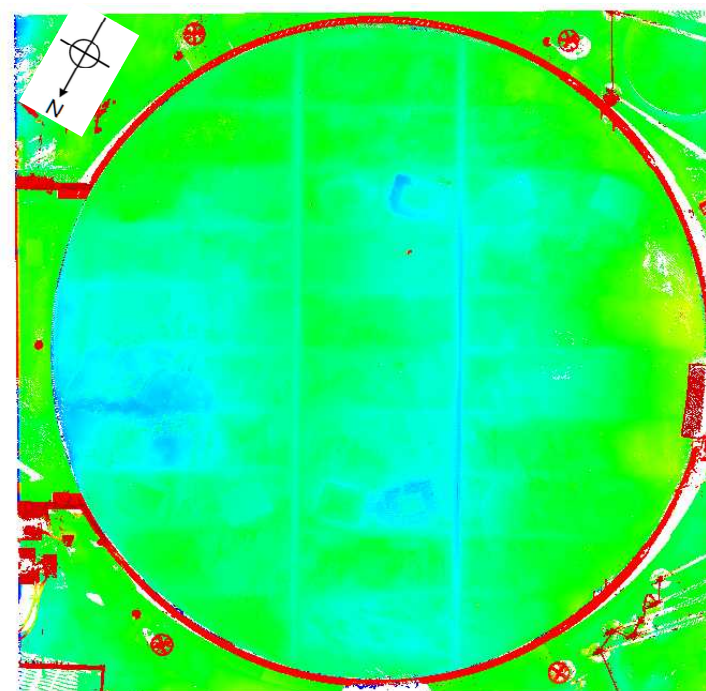
5

シールドプラグの形状(2/2)

(単位：mm)



島根1号機シールドプラグの変形状況



敦賀1号機シールドプラグの変形状況

※ 図の大小関係=シールドプラグの大小関係。

50

25

0

-25

-50

6

<シールドプラグの開閉履歴等>

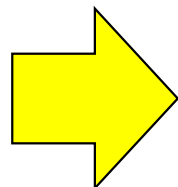
シールドプラグ施工後のシールドプラグの変形要因として考えられる「シールドプラグの開閉履歴」及び「シールドプラグ開閉時のシールドプラグのつり上げ方法」について、シールドプラグの形状測定を実施したプラント（1F2、1F5、1F6、島根1、敦賀1）に対して確認した結果、以下のとおり。

① シールドプラグの開閉履歴

- 1F事故以前は、いずれのプラントも定期検査ごとに開閉を実施。
- 1F事故以降は、プラントによって開閉回数が異なるが、大きな差はない（1F2：0回、1F5：1回、1F6：1回、島根1：2回、敦賀1：2回）。
- 至近の取り付け時期（原子炉ウェル上に設置した時期）は、以下のとおり。
1F5：2016年2月、1F6：2014年8月、島根1：2016年7月、敦賀1：2014年1月
1F2：1F事故時には取り付けられている状態

② シールドプラグ開閉時のシールドプラグのつり上げ方法

- いずれのプラントも、シールドプラグ上に設置されているつり上げ用の治具にバックル・リング等を掛け、これらに繋がっているワイヤー等にて、つり上げている。

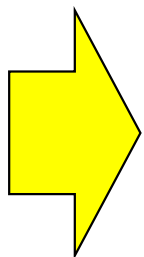


シールドプラグの変形が確認されたプラント（1F2、1F5）と変形が確認されなかったプラント（1F6、島根1、敦賀1）では、開閉履歴やシールドプラグのつり上げ方法に明確な違いがないため、これらはシールドプラグの変形要因にはならないと考えられる。

当該ページは一部の内容に事実誤認があるため、
第33回会合（2022年12月5日）資料5－1にて内容を訂正しています。

＜1F2号機のシールドプラグの変形要因の検討＞

- 1F1号機、2号機、3号機及び5号機のシールドプラグは変形が確認された。一方、1F6号機、島根1号機及び敦賀1号機のシールドプラグは変形が確認されなかった。
- 変形が確認されたシールドプラグのうち、1F1号機及び3号機のシールドプラグは、水素爆発時により生じた外力により変形したものと推測されるが、1F2号機及び5号機のシールドプラグは、何らかの外力により変形した可能性は低いと考えられる。
- シールドプラグ表面の状態、シールドプラグの開閉履歴及び開閉方法は、シールドプラグの変形の有無にかかわらず、形状測定を実施したプラントでは同様である。



1F2号機（及び5号機）のシールドプラグの変形要因について、シールドプラグ施工時に既に生じていた可能性、経年による変形の可能性、何らかの外力による変形の可能性等が考えられるが、いずれにしてもシールドプラグの変形によりシールドプラグのパーツ間のすき間に放射性物質の放出経路が生じたと考えられることには変わらない。

シールドプラグの隙間の 断面積の評価

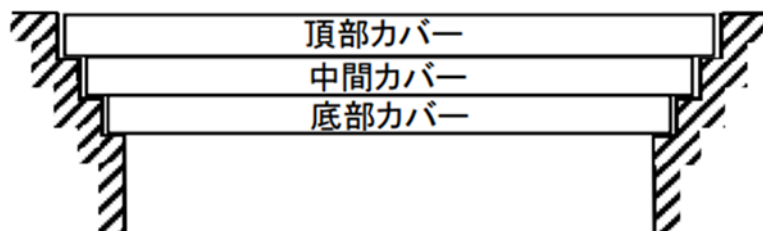
2022年10月31日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
安全研究センター

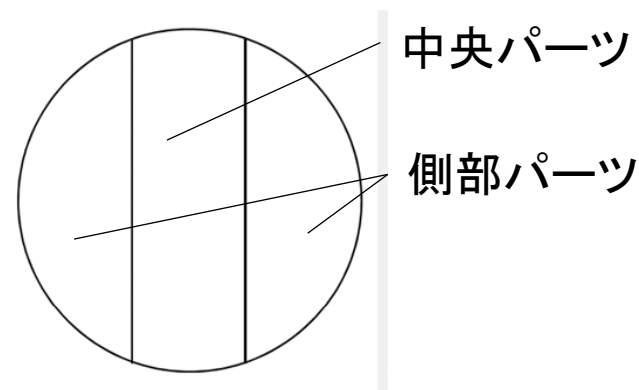
真野晃宏 西田明美 丸山結

- 144 -

- 1F2号機では、シールドプラグの頂部カバーを構成する3枚の板のうち、中心部の板（以下、「中央パーツ」という）の落ち込みが両端の2枚の板（以下、「側部パーツ」という）よりも大きいことが確認されている*。
- この落ち込みによる放射性物質の流路形成の可能性を確認するため、Abaqus/Standard Ver.2020による予備的な自重解析を行い、中央パーツと側部パーツの間に生じる隙間の断面積を求めた。



シールドプラグの断面図**

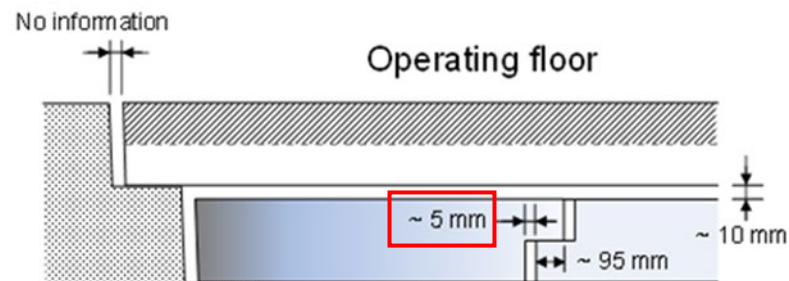
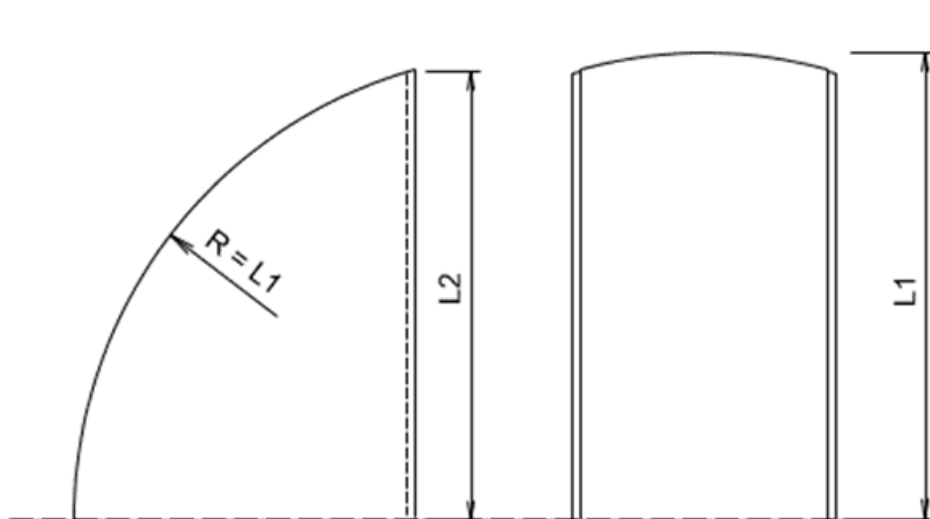


頂部カバーの平面図**

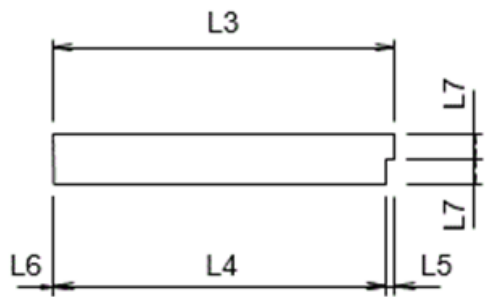
*原子力規制庁 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析における検討会 第28回会合資料2-1-3、“2号機シールドプラグの変形”、2022年2月28日
(<https://www.nra.go.jp/data/000382268.pdf>)

**原子力規制庁、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析における検討会 第14回会合資料5-1 追加説明資料、“シールドプラグの設計等について”、2020年10月16日(<https://www.nra.go.jp/data/000331518.pdf>)

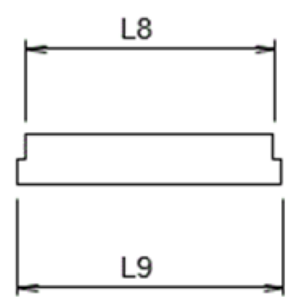
- 以下の図面に基づき、シールドプラグ頂部カバーの解析モデルを作成
- 側部パーツと中央パーツの間には、水平方向に5mmの隙間を設定



シールドプラグの継ぎ目の構造図



側部パーツ

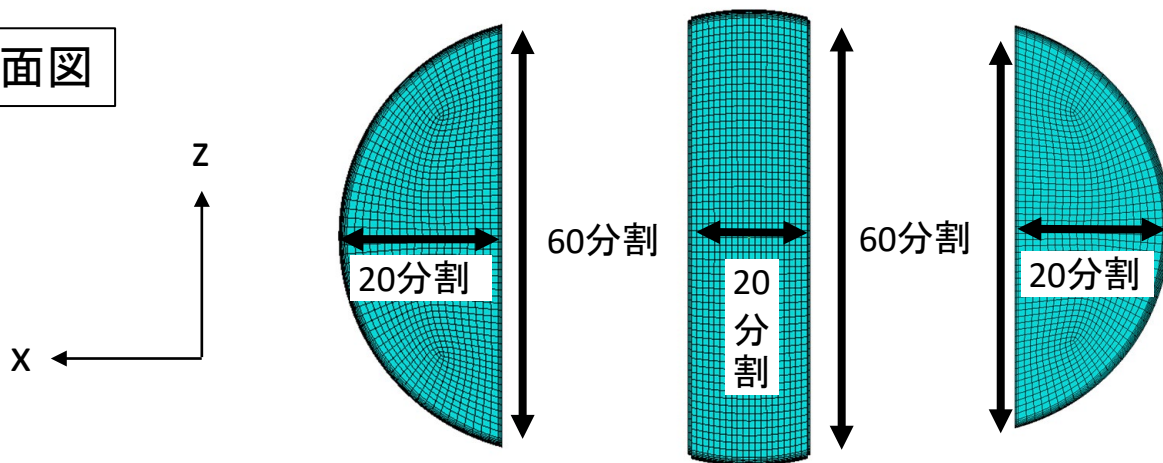


中央パーツ

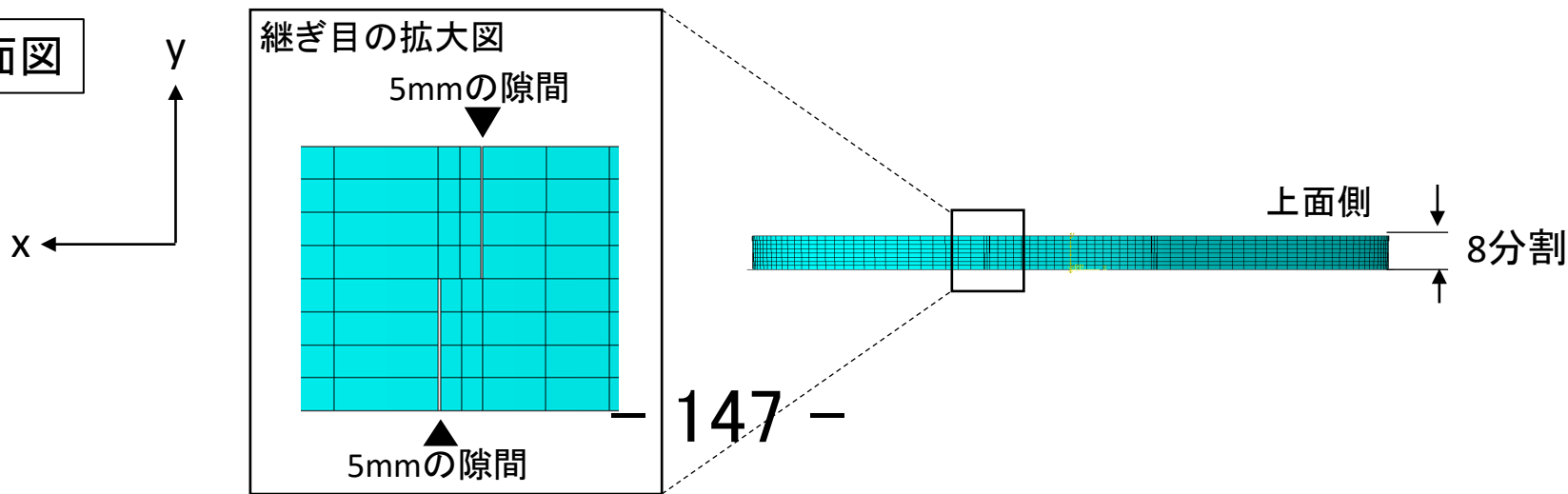
設計書類等からL1~L9を適宜設定

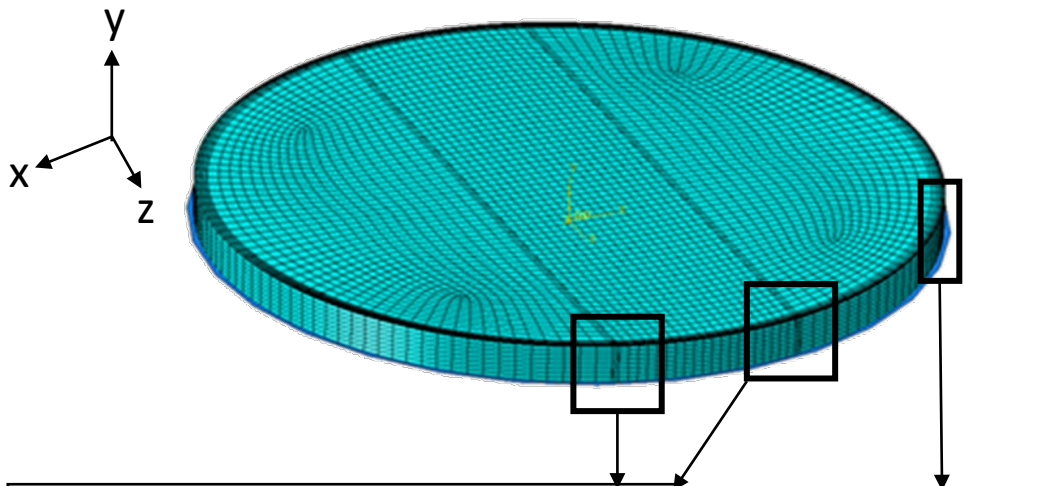
- 解析対象をモデル化するために用いた要素:6面体2次低減積分要素
- モデル全体の要素数:38272、節点数:174547

平面図



側面図





シールドプラグの支持状況*

- 上図を参考に、かかりしろが90mmとなるリング状の剛体平面を、シールドプラグの支持部としてモデル化
- 支持部は、全方向の変位を拘束

側部パーツと中央パーツの継ぎ目に、変形体/変形体の接触を考慮

シールドプラグ(変形体)と支持部(剛体)の間に、変形体/剛体の接触を考慮

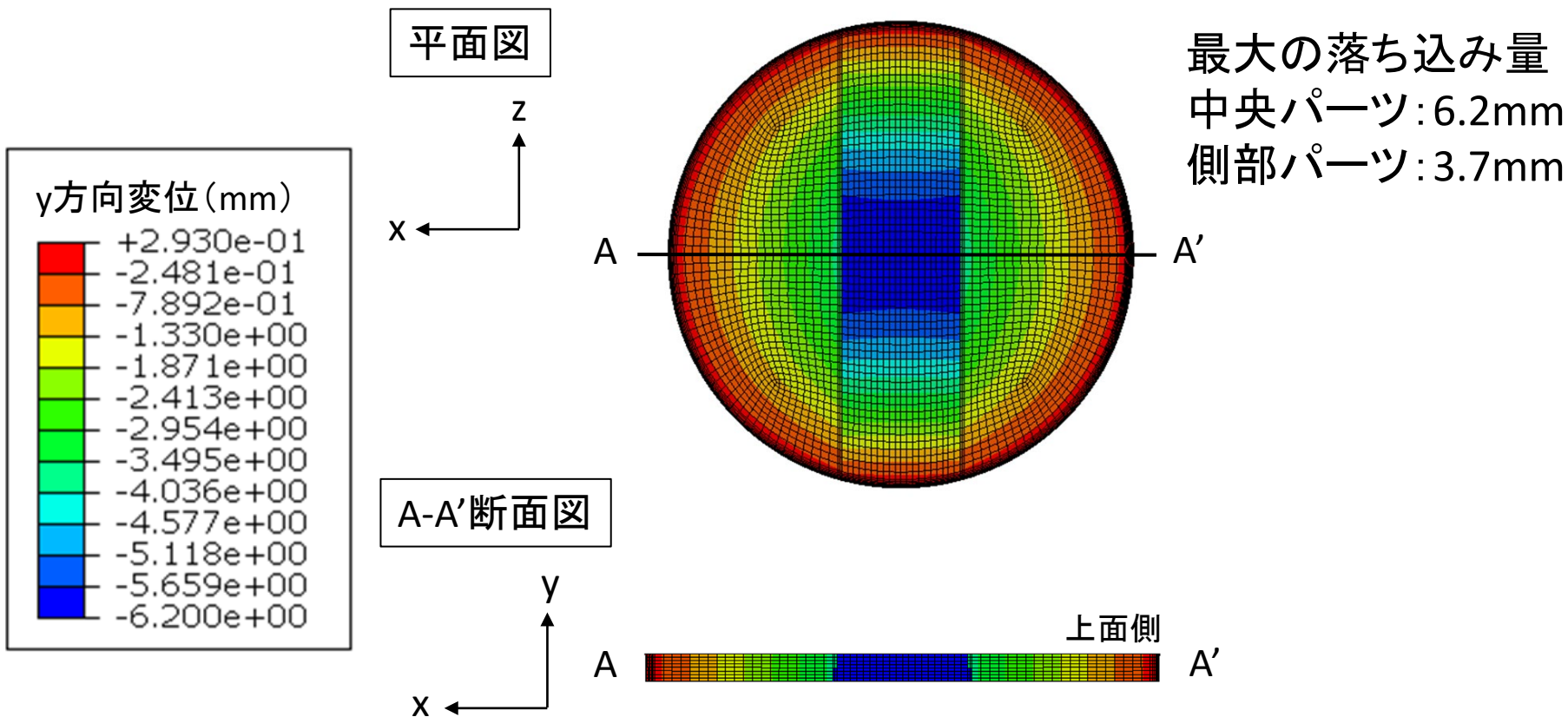
*原子力規制委員会 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第12回会合 資料3-1、“1~3号機原子炉建屋における線源調査について ~汚染密度、核種スペクトル測定の分析~”、令和2年6月25日 (<https://www.nsr.go.jp/data/000315708.pdf>)

- 作成した解析モデルを用いて自重解析を行い、中央パーツと側部パーツの間に生じる隙間の断面積を評価した。
 - 解析においては、下表に示す室温(20°C)における鉄筋コンクリートの材料物性値*を各パーツに対して一様に適用した。

鉄筋コンクリートの物性値*

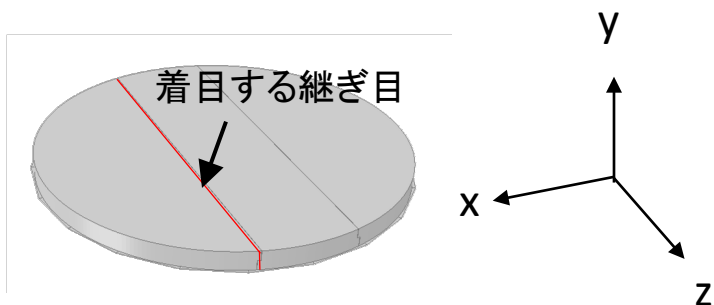
項目	単位	物性値
質量密度	t/mm ³	2.4×10 ⁻⁹
ヤング率	MPa	25700
ポアソン比	—	0.2

*福島第一原子力発電所1～4号機本館建物の基準地震動Ssに対する耐震安全性評価について、特定原子力施設監視・評価検討会(第4回)資料5-1、東京電力株式会社、平成25年2月21日

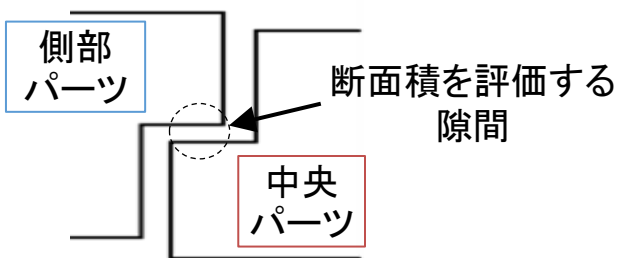


鉛直方向 (y方向) 変位のコンター図

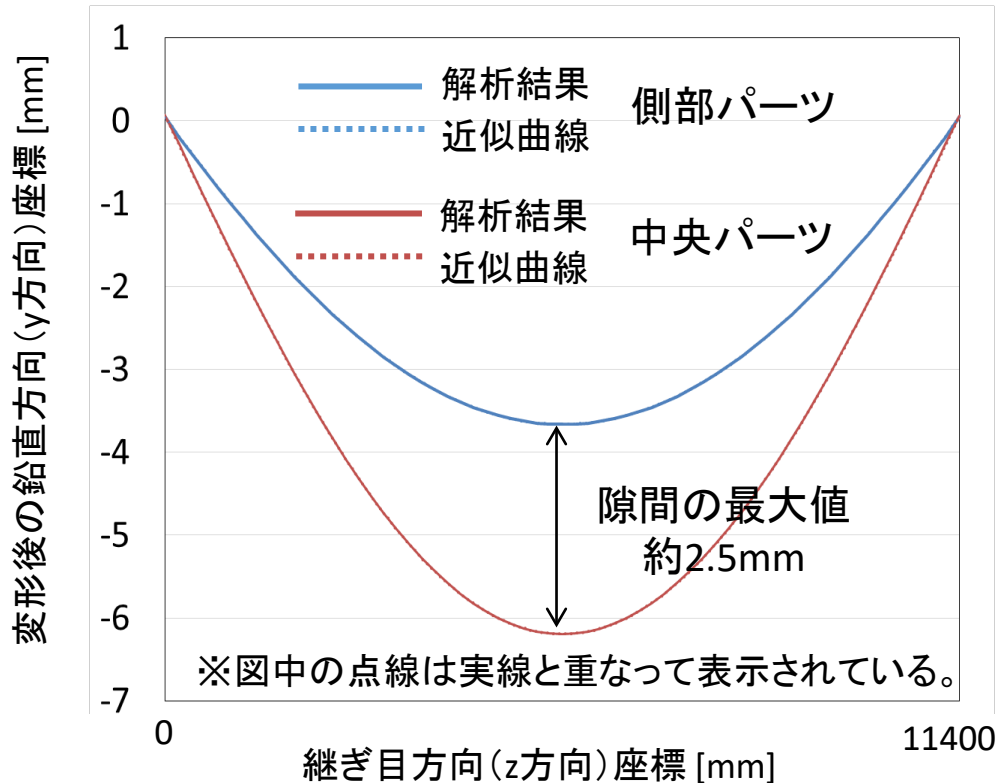
- 側部パーツよりも中央パーツの方が大きく落ち込み、鉛直方向に隙間が生じた。



断面積を評価する継ぎ目位置



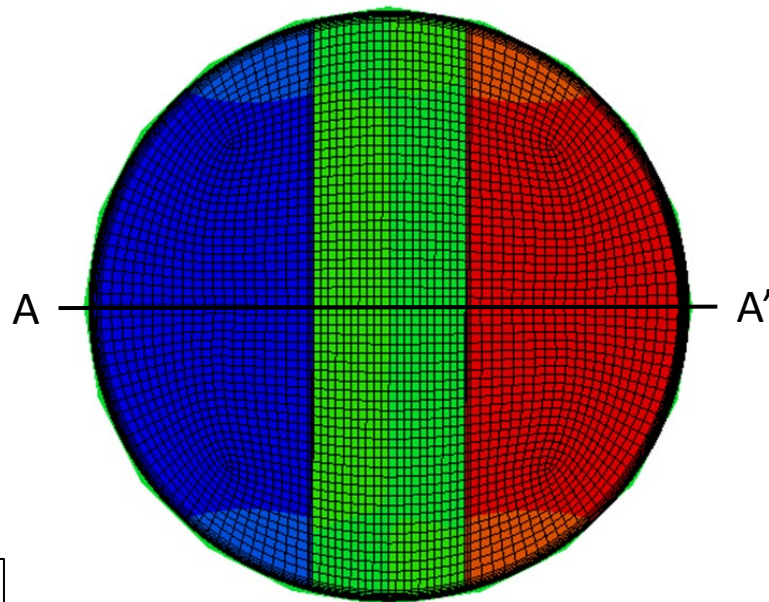
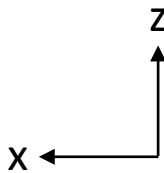
継ぎ目の断面図



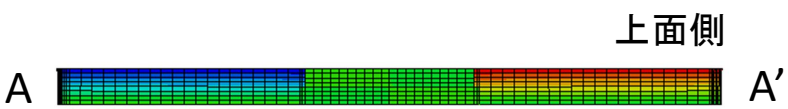
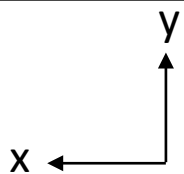
継ぎ目に沿った変形後のy方向座標

- 側部パーツと中央パーツの変形後のy方向座標を4次多項式で近似し、その差を積分することで求めた隙間の断面積は約 $1.8 \times 10^4 \text{mm}^2$ であった。

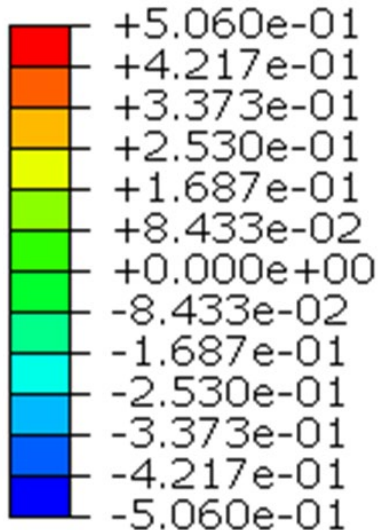
平面図



A-A'断面図

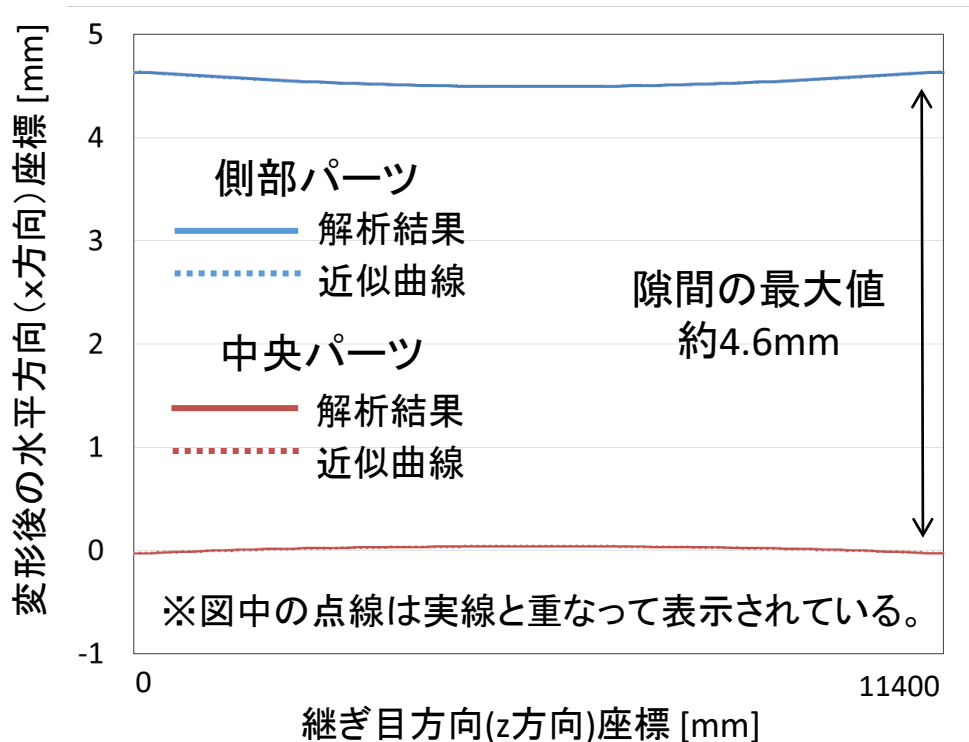
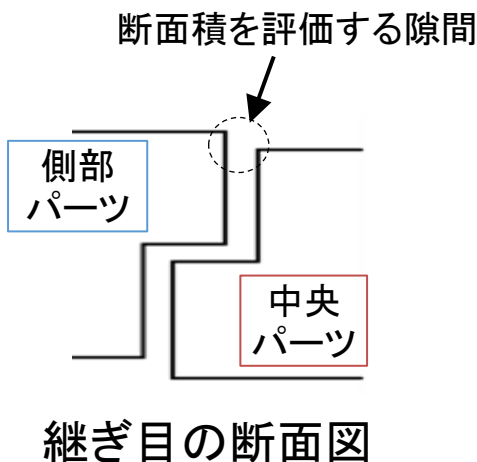
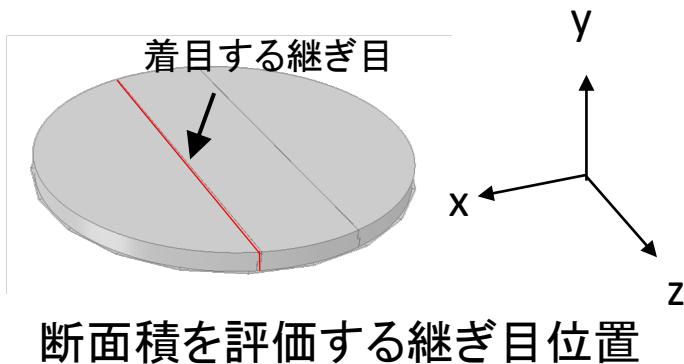


x方向変位 (mm)



水平方向(継ぎ目に直交するx方向)変位のコンター図

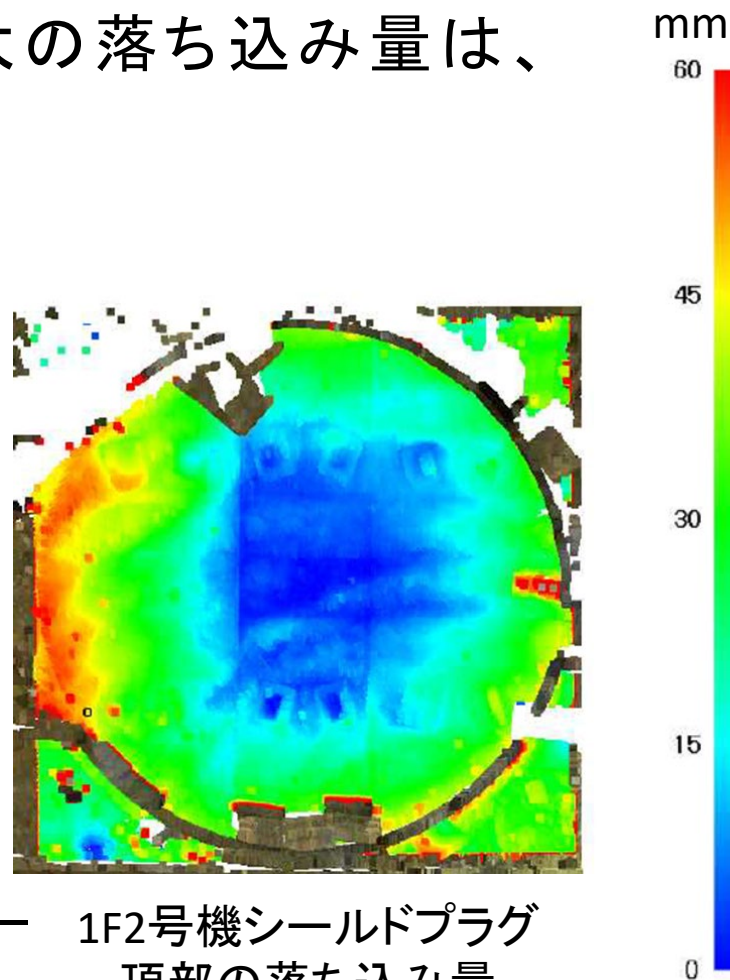
- 側部パーツが中央パーツに向かって最大で約0.5mm変形し、継ぎ目に直交するx方向の隙間量が上面側で変形前の5mmから減少した。



継ぎ目に沿った
パーツ上面側の变形後のx方向座標

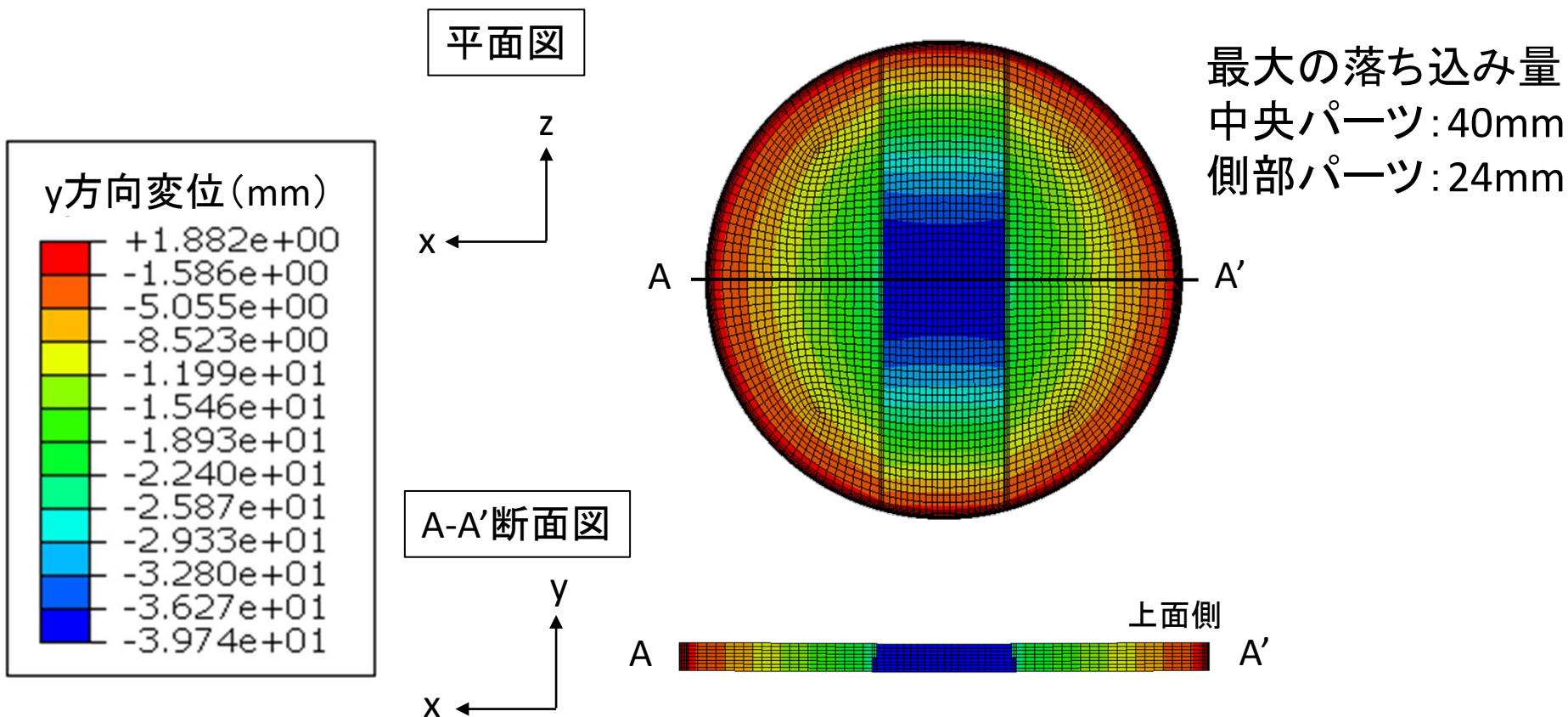
- 側部パーツと中央パーツの变形後のx方向座標を2次多項式で近似し、その差を積分して求めた隙間の断面積は約 $5.2 \times 10^4 \text{mm}^2$ であった。

- 過去の1F事故分析検討会では、1F2号機のシールドプラグ頂部の落ち込み量の実測値(右下図)*が示された。
- 図において、中央パーツの最大の落ち込み量は、40mm程度と推測される。



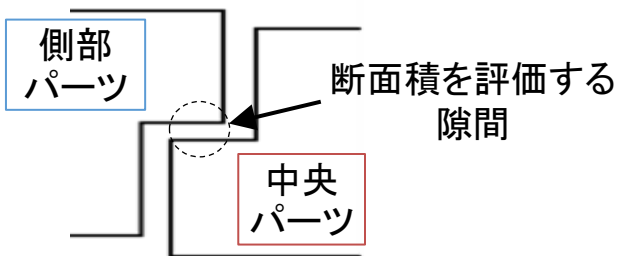
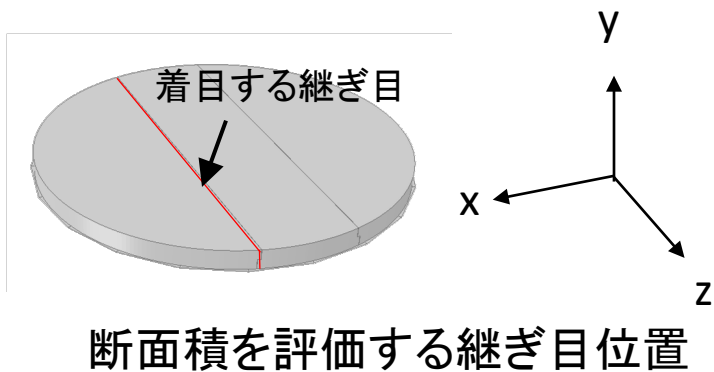
*原子力規制庁東京電力福島第一発電所事故対策室、“東京電力福島第一発電所における事故の分析における検討会 第28回会合資料2-1-3 2号機シールドプラグの変形”、2022年2月28日

- 実測された落ち込み量により側部パーツと中央パーツの間に生じる隙間の断面積を推定するため、落ち込み量が実測値の約40mmとなる条件で自重解析を行った。
 - 6頁に示した室温の鉄筋コンクリートのヤング率を考慮した自重解析では、落ち込み量は6.2mmであった。
 - 落ち込み量の再現解析では、落ち込み量が実測値となる鉄筋コンクリートのヤング率を逆算した。このヤング率は4000MPaであることが分かった。

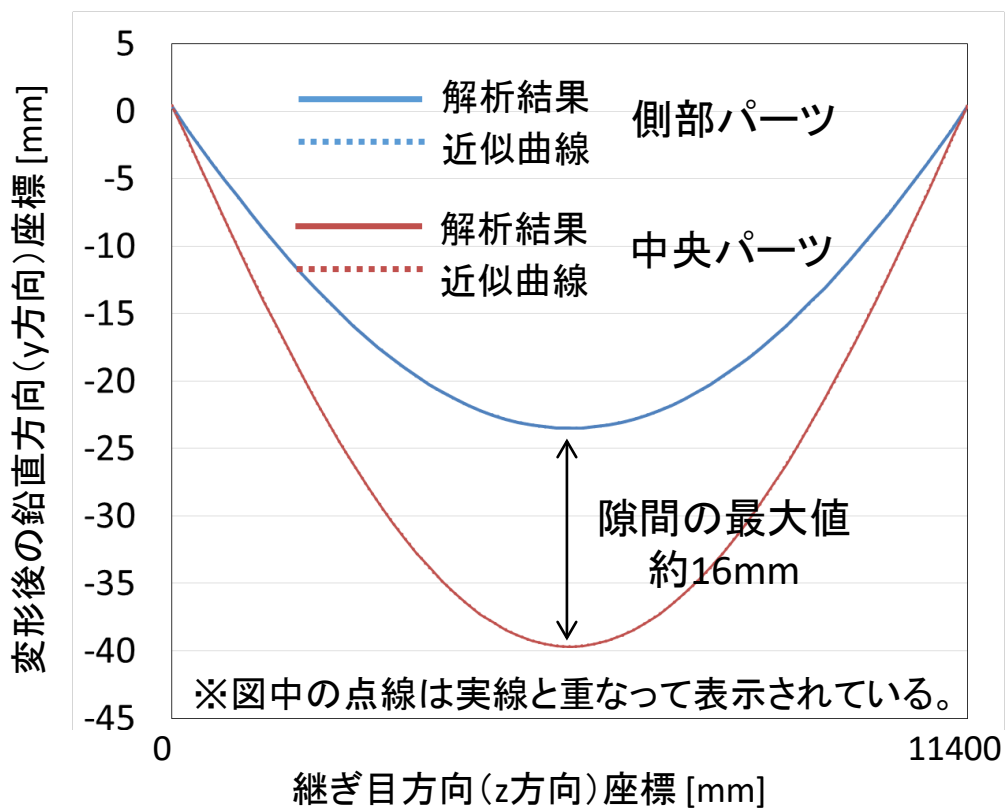


鉛直方向 (y方向) 変位のコンター図

- 中央パーツの約40mmの落ち込み量を再現した。

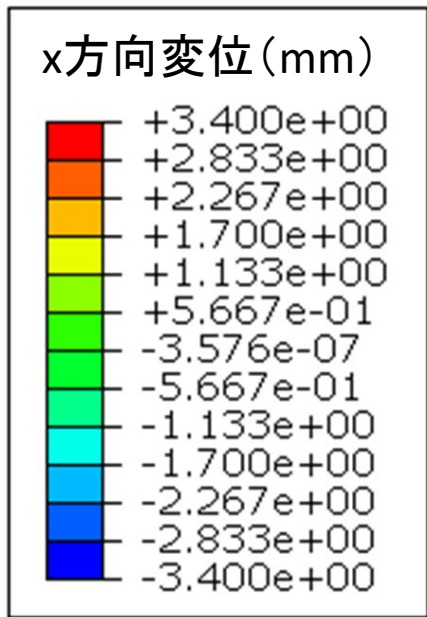


継ぎ目の断面図

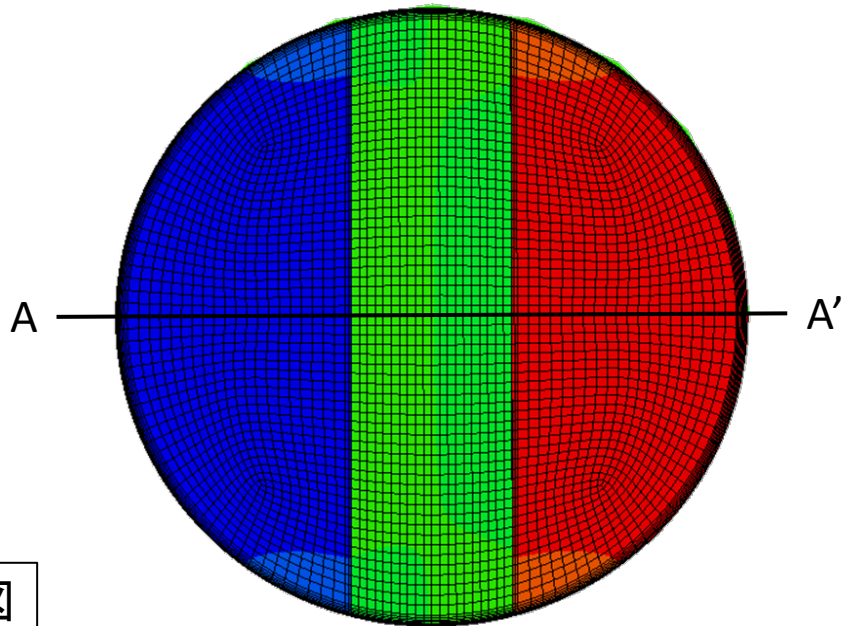
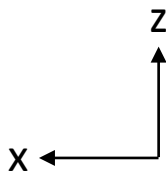


継ぎ目に沿った変形後のy方向座標

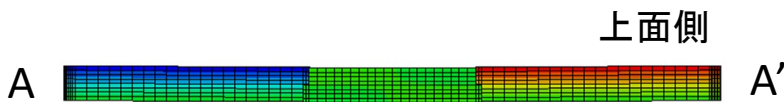
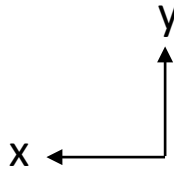
- 側部パーツと中央パーツの変形後のy方向座標を4次多項式で近似し、その差を積分する \int で求めた隙間の断面積は約 $1.1 \times 10^5 \text{mm}^2$ であった。



平面図

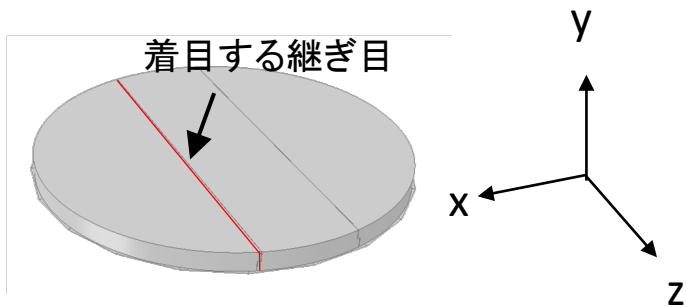


A-A'断面図

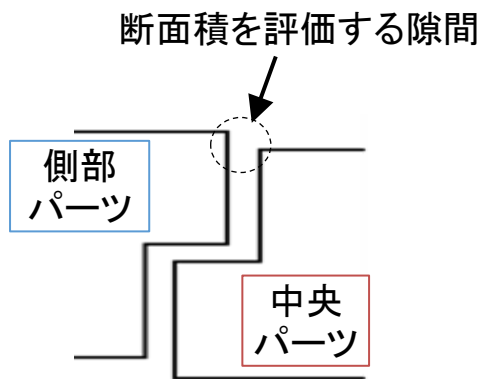


水平方向(継ぎ目に直交するx方向)変位のコンター図

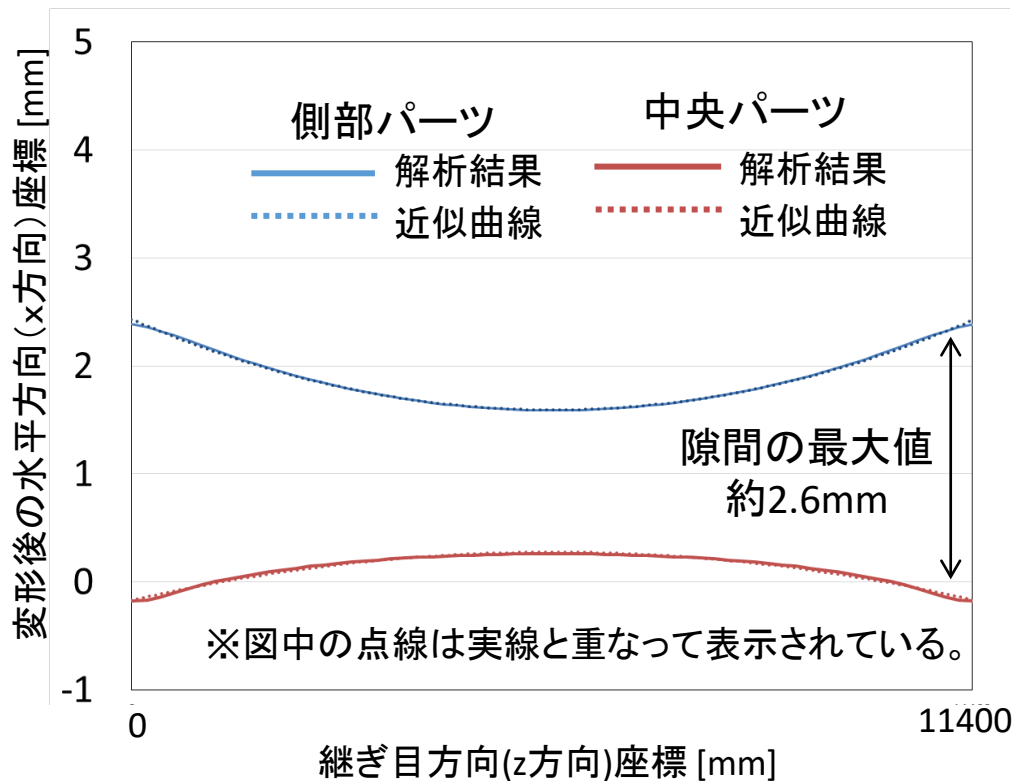
- 側部パーツが中央パーツに向かって約3.4mm変形し、継ぎ目に直交するx方向の隙間量が上面側で変形前の5mmから減少した。



断面積を評価する継ぎ目位置



継ぎ目の断面図



継ぎ目に沿った
パーツ上面側の変形後のx方向座標

- 側部パーツと中央パーツの変形後のx方向座標を2次多項式で近似し、その差を積分することで求めた隙間の断面積は約 $2.0 \times 10^4 \text{ mm}^2$ であった。

解析ケース	最大落ち込み量の概算値	隙間の断面積の概算値
自重解析 (P.5に記載した室温の物性値を使用)	6.2mm	鉛直方向: $1.8 \times 10^4 \text{mm}^2$
		水平方向: $5.2 \times 10^4 \text{mm}^2$
再現解析 (ヤング率を4000MPaに低減し、実測落ち込み量を再現)	40mm	鉛直方向: $1.1 \times 10^5 \text{mm}^2$
		水平方向: $2.0 \times 10^4 \text{mm}^2$

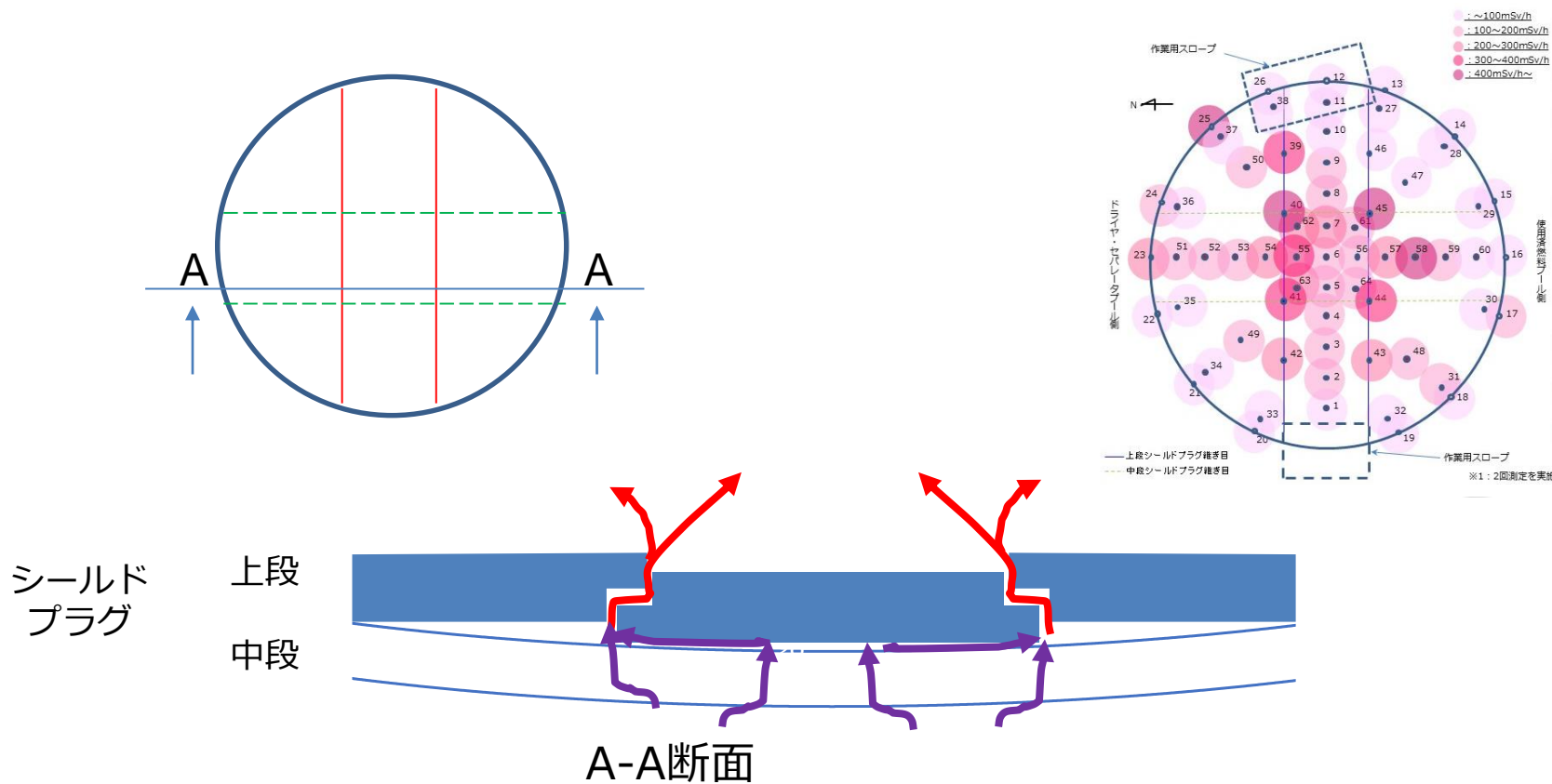
- シールドプラグの自重変形による有意な流路形成の可能性を検討するため、鉄筋コンクリートのみを考慮した頂部シールドプラグ1層の予備的な有限要素法構造解析を実施した。
- その結果、室温の物性値を用いた場合には、シールドプラグの著しい変形（落ち込み）は予測されなかった。ヤング率を極端に低減した感度解析により実測値と概ね同等の落ち込みを再現したが、配筋やシールドプラグ層間の干渉を考慮していない等、詳細な条件設定を行っていないため、更なる検討が必要である。
- 感度解析において鉛直方向の隙間断面積が大きくなることが示されたが、流体の流れは水平方向の隙間に支配され得ることが示唆された。

2号機シールドプラグにおける汚染について

2022年10月31日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社



- シールドプラグの中央部で、継ぎ目の段差部が接触しない状況になると、比較的大きな流路が形成される
- 継ぎ目の流路を通じてキャリアガスが流れFPも流路に沿って付着すると考えられる。中段では隙間部を抜けると、流路が無くなるように見えるが、流路を90度変えて、上段、中段のクロスする場所、および上段と中段の接する狭隘な流路を抜けて上段の隙間部に到達する
- このような流路を前提とすると、実測された線量の分布とも整合する

現地調査の実施状況

- ・ 6号機シールドプラグの形状測定
- ・ 1号機タービン建屋地下1階の予備調査

2022年10月31日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

(1) 6号機シールドプラグの形状測定
(2022年10月13日)

(1) 6号機シールドプラグの形状測定

(1) 目的

2021年12月に実施した2号機シールドプラグの形状測定結果を基にシールドプラグの変形の可能性を検討するため、比較検討用に3Dレーザースキャナーによる6号機シールドプラグの形状測定を実施した。

(2) 場所

6号機原子炉建屋6階オペフロ

(3) 調査日

2022年10月13日(3Dレーザースキャン)

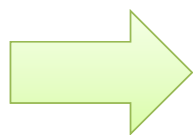
(4) 調査実施者

原子力規制庁職員 4名

(5) 被ばく線量

最大: 0.27 mSv、最小: 0.06 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。



詳細は、資料4-1「2号機シールドプラグの変形について」を参照のこと。

(2) 1号機タービン建屋地下1階の予備調査
(2022年10月21日)

(2) 1号機タービン建屋地下1階の予備調査

(1) 目的

東京電力福島第一原子力発電所事故時の1号機原子炉建屋からの放射性物質の放出経路の推定等に資するために、今後、1号機タービン建屋地下1階フロア内の汚染分布、フロア内での試料採取等を計画している。

今回は、その予備調査として、同フロア内の状況調査(入域可能箇所の確認、空間線量率の測定)を実施した。

(2) 場所

1号機タービン建屋地下1階

(3) 調査日

2022年10月21日

(4) 調査実施者

原子力規制庁職員 4名

(5) 被ばく線量

最大: 1.6 mSv、最小: 1.0 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。

2号機燃料取扱機操作室調査について

2022年10月31日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 背景および調査目的



背景

- 当社は「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討」として、事故進展の解明にかかる取組みを継続。
- 事故進展にかかる多くの情報は廃炉作業の進捗とともに取得していくが、原子炉建屋内の事故の痕跡を留める場所については、事故時の情報が失われる前に先行して調査を行い、検討に役立てることを計画。

調査目的

- 2号機オペフロにある燃料取扱機操作室（FHM操作室）は2階の窓ガラスが破損しており、過去の調査により室内および屋上部に汚染が確認されている。
- FHM操作室は事故以降概ね手つかずの状況であり、放射性物質の主な放出経路であると推定しているシールドプラグの近傍にあることから、当該箇所の調査を実施することで、事故当時放出された放射性物質に関する情報を取得することを目的とする。
- なお、本調査は、原子力規制庁殿と協働で実施。

2. 調査概要

■ 室内の調査

(1) 入口扉①の開放（ヒンジおよびロックピンを切断）

（原子力規制庁殿の事前確認（2022.5.26）では開放不可を確認）

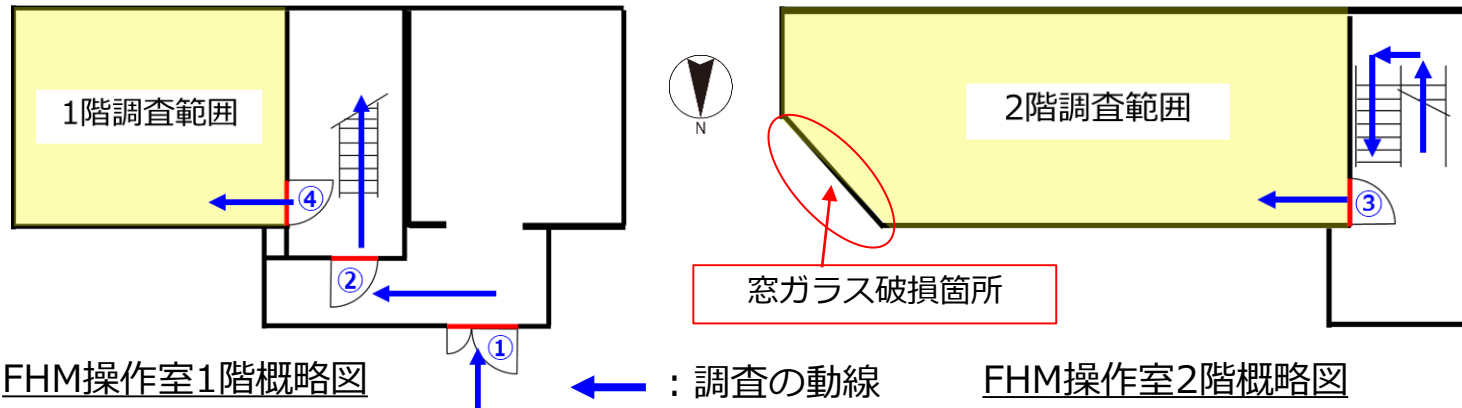
↓ 扉開放および入室可否を確認

(2) 1階、2階へ通じる扉②③④の開放およびアクセス性確認

↓ 扉開放およびアクセス性確保の可否を確認

(3) 室内の調査実施（遠隔操作ロボット（SPOT）を使用し、SPOTによる調査が困難な箇所は遠隔操作重機を使用して追加調査を実施）

- ・ 線量測定
- ・ スミア採取
- ・ 解体前の室内状況（動画）の撮影



■ 室外（屋上部）の調査

- ・ 遠隔操作重機を使用し、屋上部のスミア採取を実施

3. 1階機械室内の状況

- 壁面、天井面、床面、機器に大きな損傷はなし
- 入口付近の床面で最大28.0mSv/hの線量率を確認（測定箇所①）

画像A



画像B



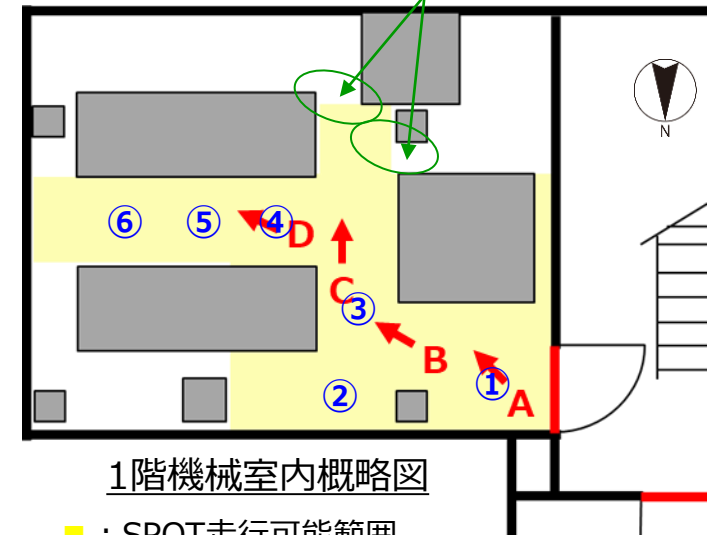
画像C



画像D



通路幅が狭く走行不可



■ : SPOT走行可能範囲

①～⑥ : 線量測定箇所（8/1測定）

A～D : 画像撮影箇所（7/25撮影）

測定箇所	γ線線量率[mSv/h]	
	床上1500mm	床上50mm
①	14.2	28.0
②	14.4	23.2
③	13.1	16.1
④	12.5	15.3
⑤	13.2	15.3
⑥	15.9	21.7

○線量計 RadEye GF-10

・メーカー：Thermo Fisher Scientific社

・測定範囲：5μSv/h～3Sv/h

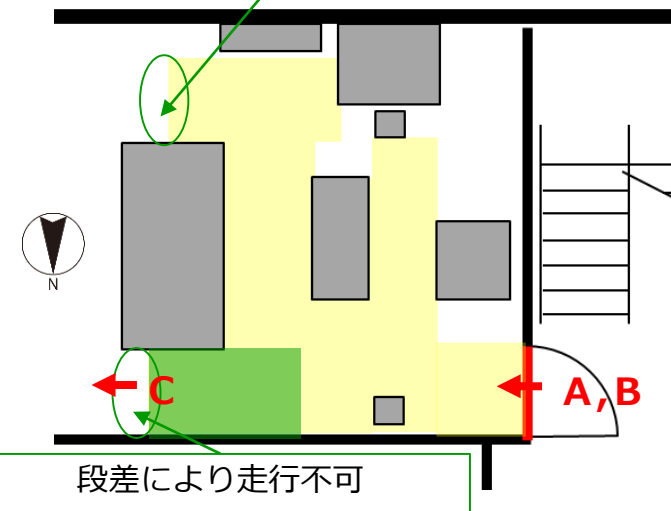
・エネルギー範囲：50keV～3MeV

4. 2階操作室内の状況（西側その1）

- 天井の石膏ボードの落下を確認（画像A）
 - 破片を回収し線量測定およびスミア採取を実施
- OAフロア※の床板が外れて段差が生じ、SPOTによるアクセスが困難な箇所を確認（画像C）

※ネットワーク配線などのために床上に空間を作り床面を二重化したもの

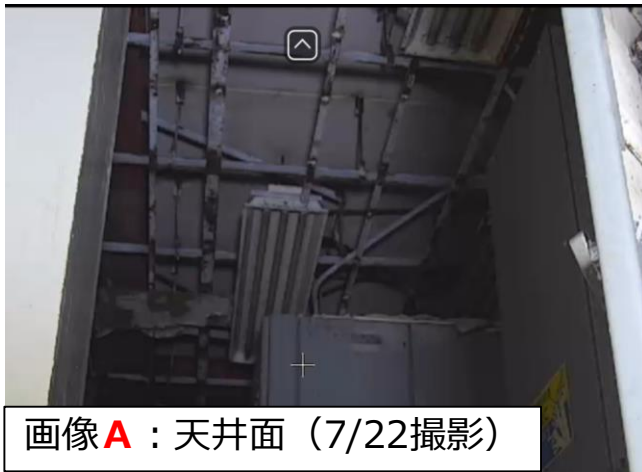
椅子が干渉し走行不可



- : SPOT走行可能範囲
- : SPOT走行によりOAフロアの床板が外れ、再走行不可になったエリア
- A~C : 画像撮影箇所

段差により走行不可

2階操作室内西側概略図



画像A : 天井面（7/22撮影）

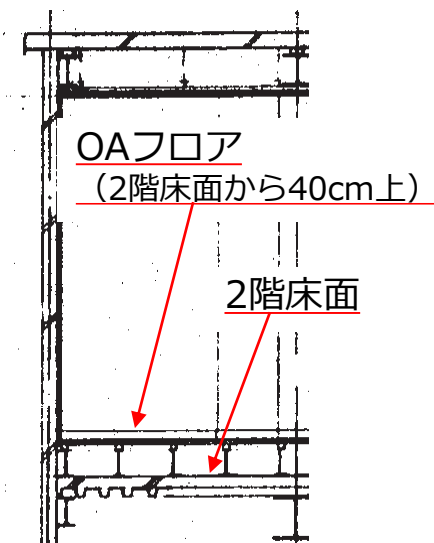


画像B : 床面（7/22撮影）

画像C（7/28撮影）



窓ガラス破損箇所



2階操作室内断面図

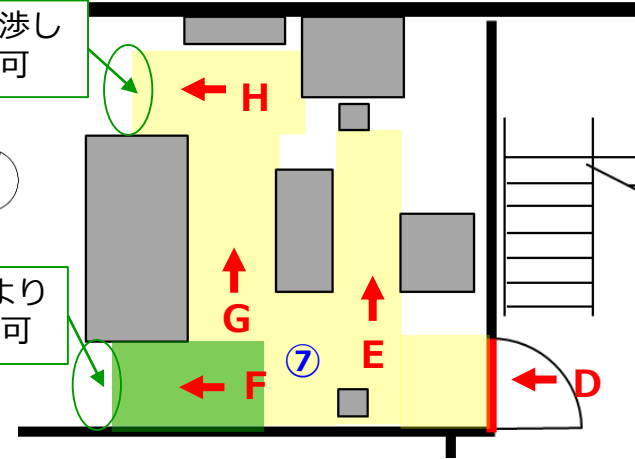
4. 2階操作室内の状況（西側その2）

- 入口付近の床面で54.2mSv/hの線量率を確認

画像D



画像E

椅子が干渉し
走行不可段差により
走行不可

2階操作室内西側概略図

γ線線量率[mSv/h]

OAフロア上 1500mm	OAフロア上 50mm
48.9	54.2

■ : SPOT走行可能範囲

■ : SPOT走行によりOAフロアの床板が
外れ、再走行不可となったエリア

⑦ : 線量率測定箇所（8/1測定）

D~H : 画像撮影箇所（7/28撮影）

画像F



画像G



画像H



4. 2階操作室内の状況（東側）

- 北側壁面を取り外し後、遠隔操作重機を使用した調査を実施
- 天井の石膏ボードの落下および床面の段差を確認
- 窓ガラス破損箇所付近の床面で最大76.1mSv/hの線量率を確認

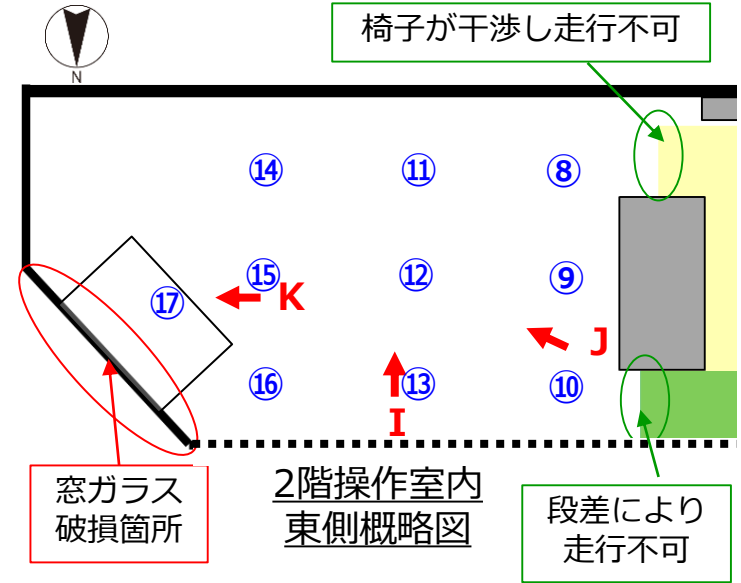
画像 I



画像 J



画像 K



測定箇所	γ線線量率 [mSv/h]
⑧	50.5※ ¹
⑨	58.8※ ¹
⑩	50.2※ ¹
⑪	57.3※ ¹
⑫	75.2※ ¹
⑬	60.1※ ¹
⑭	66.8※ ¹
⑮	76.1※ ¹
⑯	73.8※ ¹
⑰	53.2※ ²

- : SPOT走行可能範囲
- : SPOT走行によりOAフロアの床板が外れ、再走行不可となったエリア
- ⑧～⑰ : 線量率測定箇所 (8/29測定)
- I～K : 画像撮影箇所 (8/29撮影)

※¹ : OAフロアから約500mmの高さで測定
 ※² : 操作卓上(OAフロアから約1300mm)の高さで測定

5. 線量測定結果まとめ

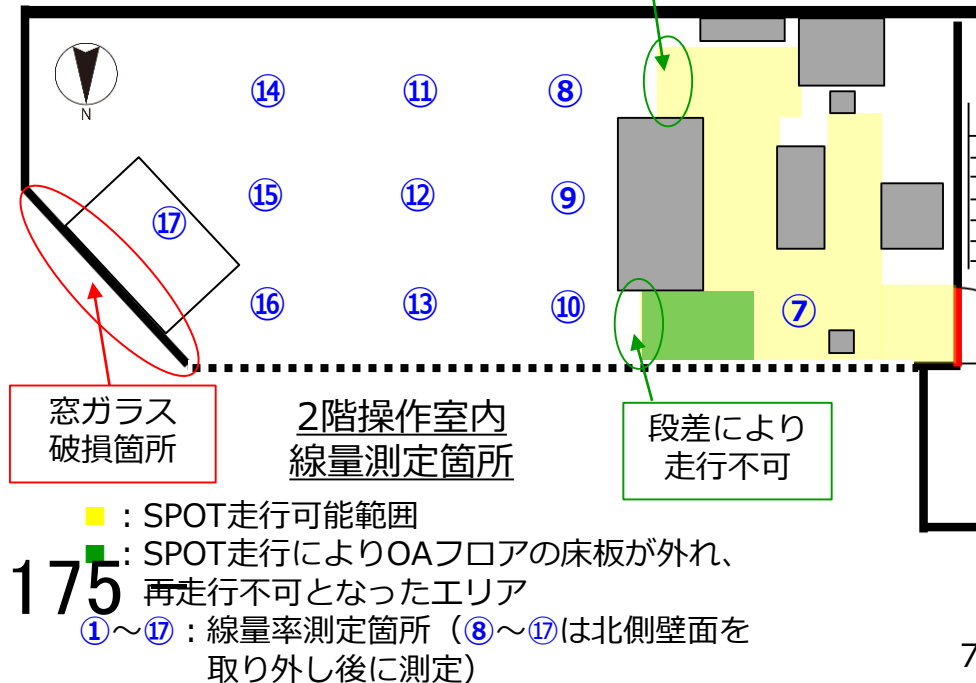
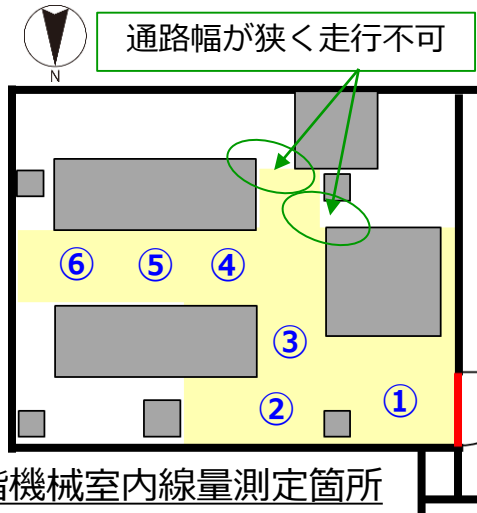
- 室内の線量測定により、2階の窓ガラス破損箇所から放射性物質を含む気体が流入し室内が汚染したという従来の推定を裏付ける結果を得た。
 - 2階の線量率が1階より高いことを確認（測定箇所①～⑥と⑦を比較）。
 - 2階東側の線量率は窓ガラス破損箇所に近づくにつれて高くなる傾向を確認（測定箇所⑧～⑬）。

1階機械室内測定結果

2階操作室内測定結果

測定箇所	γ線線量率 [mSv/h]		測定箇所	γ線線量率 [mSv/h]	
①	14.2※1	28.0※2	⑦	48.9※1	54.2※2
②	14.4※1	23.2※2	⑧	50.5※3	
③	13.1※1	16.1※2	⑨	58.8※3	
④	12.5※1	15.3※2	⑩	50.2※3	
⑤	13.2※1	15.3※2	⑪	57.3※3	
⑥	15.9※1	21.7※2	⑫	75.2※3	
			⑬	60.1※3	
			⑭	66.8※3	
			⑮	76.1※3	
			⑯	73.8※3	
			⑰	53.2※4	

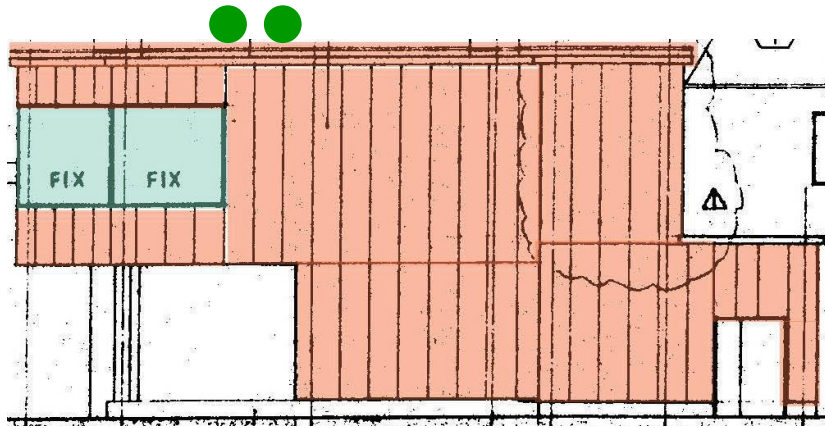
- ※1：床面またはOAフロアから1500mmの高さで測定
- ※2：床面またはOAフロアから50mmの高さで測定
- ※3：OAフロアから約500mmの高さで測定
- ※4：操作桌上(OAフロアから約1300mm)の高さで測定



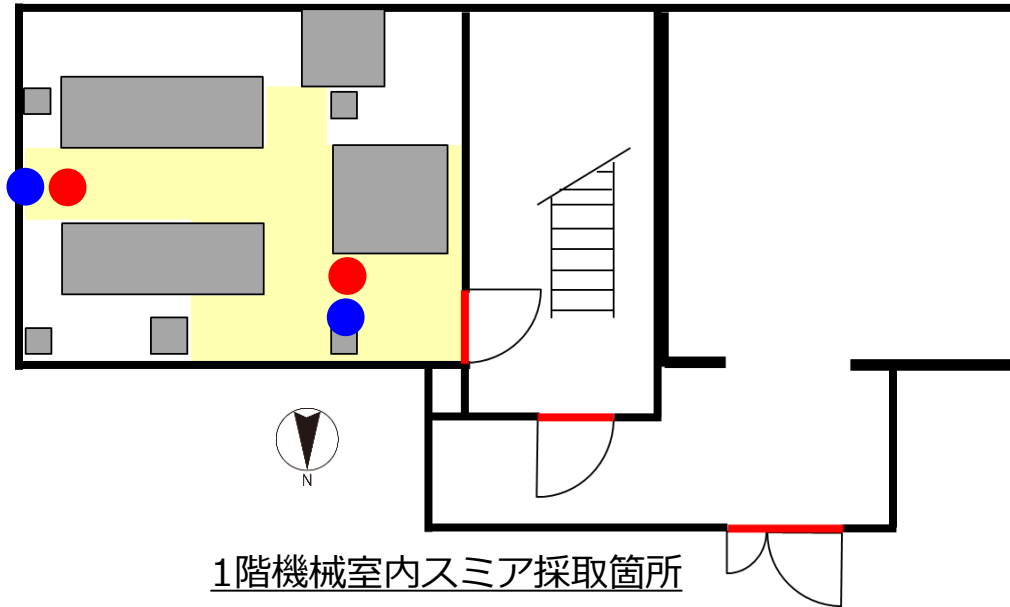
175

- : SPOT走行可能範囲
- : SPOT走行によりOAフロアの床板が外れ、再走行不可となったエリア
- ①～⑰ : 線量率測定箇所（⑧～⑰は北側壁面を取り外し後に測定）

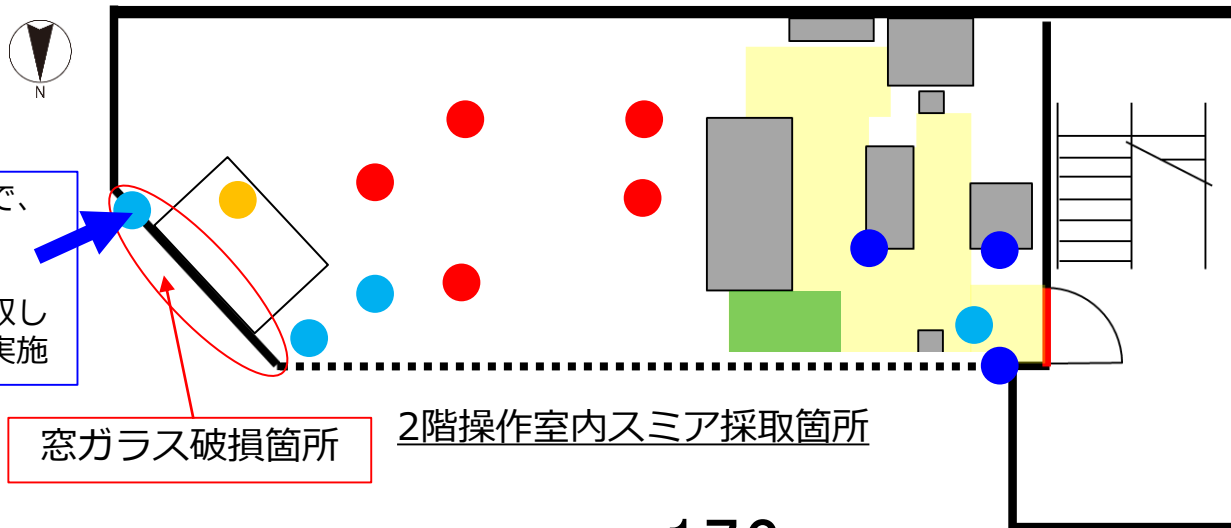
6. スミア採取箇所まとめ



屋上部スミア採取箇所



1階機械室内スミア採取箇所



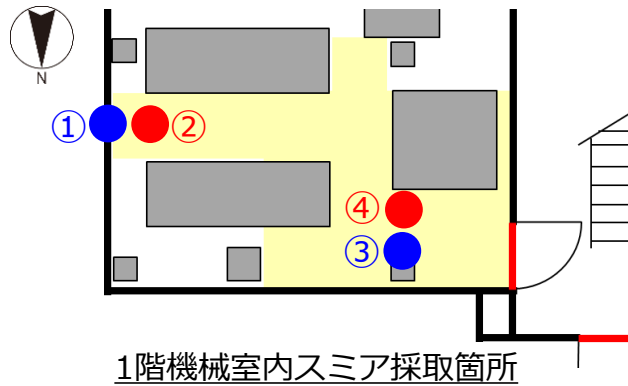
追加調査の中で、
9/15に窓枠に
残っていた
ガラス片を回収し
スミア採取を実施

窓ガラス破損箇所

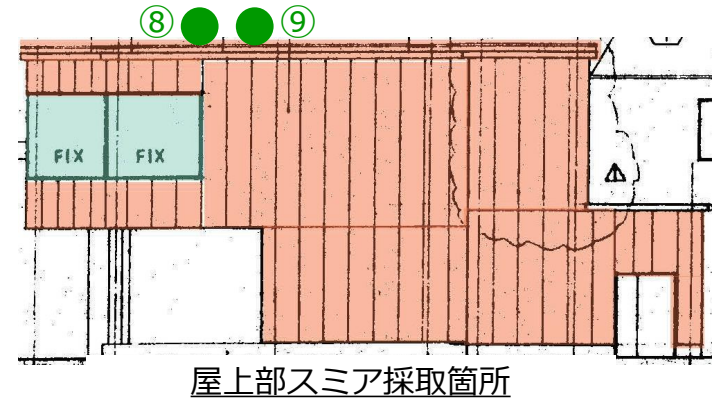
2階操作室内スミア採取箇所

- : 床面
- : 壁面または機器表面
- : 石膏ボード破片等回収箇所
- : 操作卓表面
- : 屋上部
- : SPOT走行可能範囲
- : SPOT走行によりOAフロアの床板が外れ、再走行不可となったエリア

7. スミア試料の表面汚染密度・表面線量率測定結果まとめ（その1）



- : 床面
- : 壁面
- : 屋上部
- : SPOT走行可能範囲

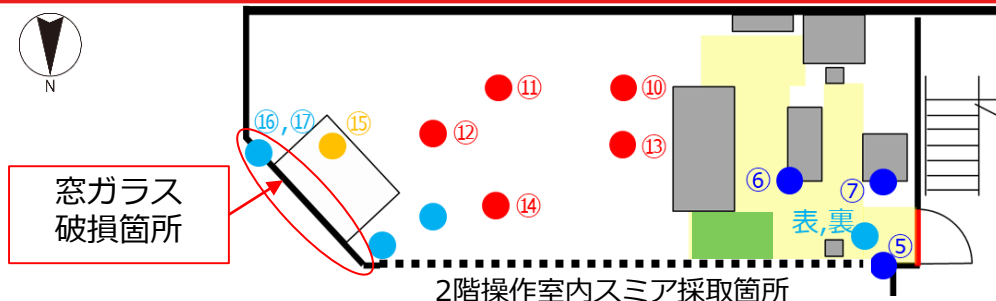


採取・測定日	No	α汚染			β汚染			表面線量率[mSv/h]			採取箇所
		BG [cpm]	計数率 [cpm]	表面汚染密度 [Bq/cm ²]	BG [cpm]	計数率 [cpm]	表面汚染密度 [Bq/cm ²]	BG	γ	β+γ	
7/26	①	0	0	<1.97E-01	1500	2000	6.47E+00	0.10	0.10	0.10	1階機械室壁面
	②	0	0	<1.97E-01	1500	12000	1.36E+02	0.10	0.10	0.10	1階機械室床面
	③	0	0	<1.97E-01	1500	20000	2.39E+02	0.10	0.10	0.10	1階機械室壁面
	④	0	0	<1.97E-01	1500	25000	3.04E+02	0.10	0.10	0.15	1階機械室床面
8/4	⑧	0	20	4.37E-01	1500	30000	3.69E+02	0.05	0.05	0.30	屋上部
	⑨	0	0	<1.97E-01*	1500	12000	1.36E+02	0.05	0.05	0.10	屋上部

注：*は前回報告からの誤記修正箇所

α汚染計数率測定機器：ZnS(Ag)シンチレーション検出器／β汚染計数率測定機器：GMサーベイメータ／表面線量率測定機器：電離箱式サーベイメータ

7. スミア試料の表面汚染密度・表面線量率測定結果まとめ（その2）



- : 床面
- : 操作卓表面
- : 壁面又は機器表面
- : 石膏ボード破片等回収箇所
- : SPOT走行可能範囲
- : SPOT走行によりOAフロアの床板が外れ、再走行不可となったエリア

注：*は前回報告からの誤記修正箇所

採取・測定日	No	α汚染			β汚染			表面線量率[mSv/h]			採取箇所
		BG [cpm]	計数率 [cpm]	表面汚染密度 [Bq/cm ²]	BG [cpm]	計数率 [cpm]	表面汚染密度 [Bq/cm ²]	BG	γ	β+γ	
8/2	表	0	0	<1.97E-01*	2000*	65000	8.15E+02	0.05	0.05	2.40	石膏ボード（回収時上側）
	裏	0	0	<1.97E-01*	2000*	70000	8.80E+02	0.05	0.05	0.70	石膏ボード（回収時下側）
	-	-	-	-	-	-	-	0.05	4.00	200.0	石膏ボード本体（回収時上側）
	-	-	-	-	-	-	-	0.05	4.00	200.0	石膏ボード本体（回収時下側）
8/3	⑤	0	0	<1.97E-01	2000*	60000	7.51E+02	0.03	0.03	0.30	2階操作室壁面
	⑥	0	0	<1.97E-01	2000*	15000	1.68E+02	0.03	0.03	0.04	2階操作室電源盤壁面
	⑦	0	0	<1.97E-01	2000*	15000	1.68E+02	0.03	0.03	0.04	2階操作室電源盤壁面
8/24	⑩	0	0	<1.97E-01	2000	10000	1.04E+02	0.05	0.05	0.15	2階操作室床面
	⑪	0	0	<1.97E-01	2000	22000	2.59E+02	0.05	0.05	0.25	2階操作室床面
	⑫	0	0	<1.97E-01	2000	12000	1.29E+02	0.05	0.05	0.18	2階操作室床面
	⑬	0	0	<1.97E-01	2000	19000	2.20E+02	0.05	0.05	0.25	2階操作室床面
	⑭	0	0	<1.97E-01	2000	15000	1.68E+02	0.05	0.05	0.10	2階操作室床面
	⑮	0	60	1.31E+00	2000	50000	6.21E+02	0.05	0.05	1.00	操作卓表面
9/15	⑯	0	0	<1.97E-01	2000	10000	1.04E+02	0.05	0.05	3.00	ガラス片（室内側）
	⑰	0	0	<1.97E-01	2000	60000	7.51E+02	0.05	0.05	3.00	ガラス片（オペフロ側）
	-	-	-	-	-	-	-	0.20	0.20	3.00	ガラス片本体（室内側）
	-	-	-	-	-	-	-	0.20	0.20	3.00	ガラス片本体（オペフロ側）

— 178 —

<参考資料>

（参考1）調査イメージ

（参考2）遠隔操作ロボットSPOTの概要

（参考3）階段室周辺の状況（1階）

（参考4）階段室周辺の状況（2階）

（参考5）FHM操作室北側壁面の取り外し状況

（参考6）過去の調査結果（特定原子力施設監視・評価検討会
（第71回）資料2（2019.5.20）より引用）

(参考 1) 調査イメージ



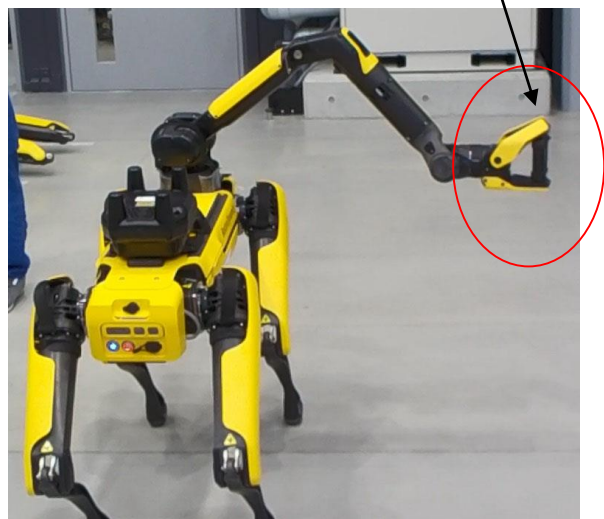
■ 室内調査イメージ

遠隔操作ロボット (SPOT)



スミア採取用治具

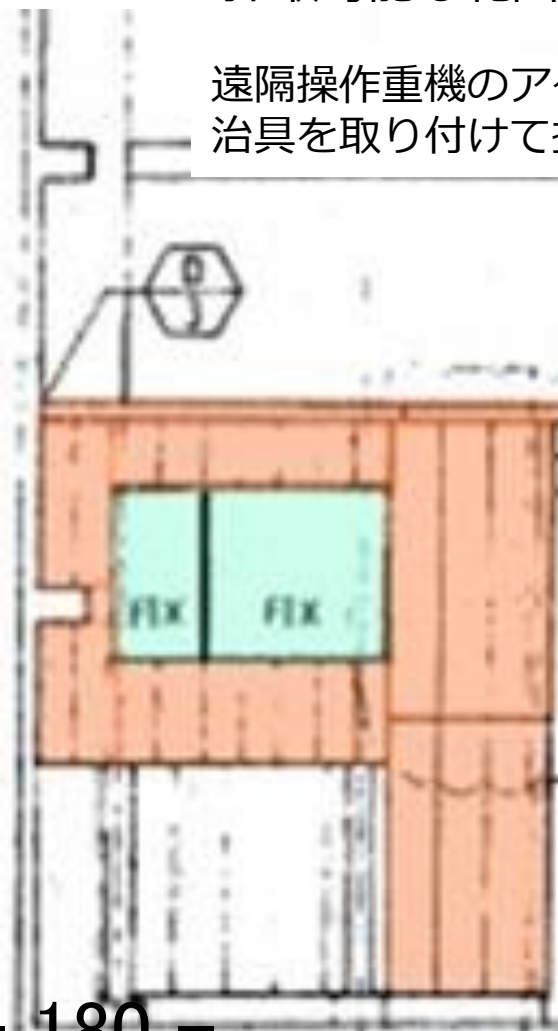
線量計



■ 室外 (屋上部) スミア採取作業イメージ

※採取可能な範囲で実施

遠隔操作重機のアタッチメント先端に
治具を取り付けて採取



- 180 -

(参考2) 遠隔操作ロボットSPOT[®]の概要

TEPCO

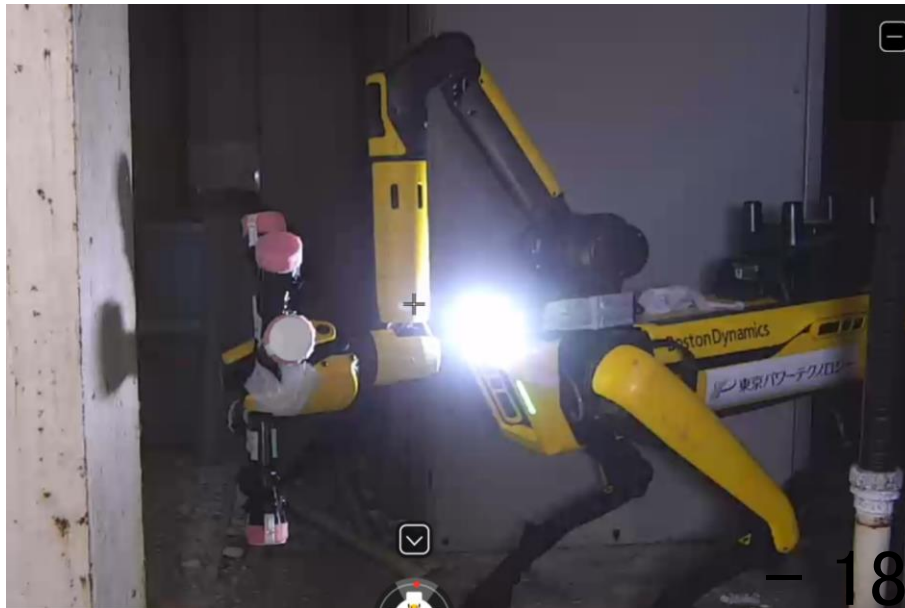
SPOT[®]の主な仕様

寸法	長さ1110mm、幅500mm、高さ610mm（歩行時）
重量	32.7kg
稼働時間	90分（積載物なしの状態）
最大積載量	14kg
今回の調査で実施した作業	<ul style="list-style-type: none"> ・アームを取り付けることでドアの開閉、線量測定、スミア採取を実施 ・カメラを積載することで撮影を実施

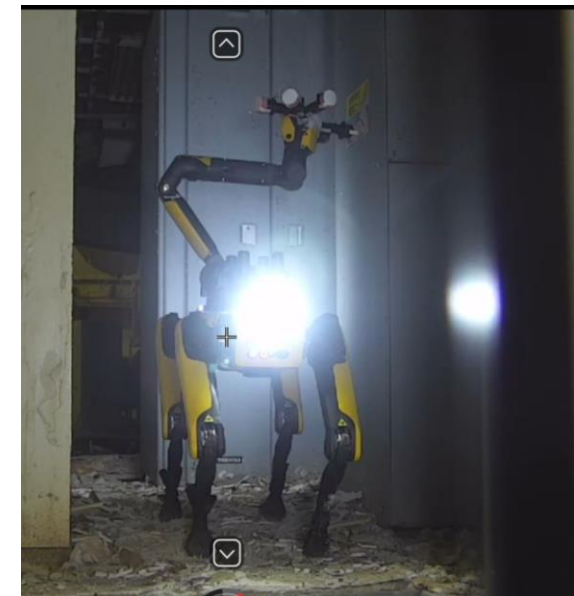
※海外製品を福島県内企業から調達



2階操作室扉開放の状況



1階機械室内スミア採取の状況

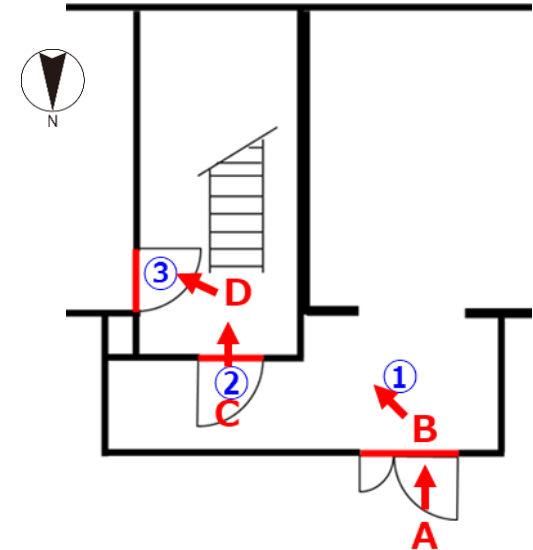


2階操作室内スミア採取の状況

（参考3）階段室周辺の状況（1階）

TEPCO

- 壁面、天井面、扉に大きな損傷はなし
- 入口付近の床面（測定箇所①）で最大31.2mSv/hを確認



FHM操作室1階概略図

①～③：線量測定箇所（7/6,8/1測定）
A～D：画像撮影箇所（7/7撮影）



測定箇所	γ線線量率[mSv/h]	
	7/6測定	8/1測定
①（エレベータ前室）	25.0※ ¹	31.2※ ³
	24.1※ ²	28.3※ ²
②（階段室扉前）	18.0※ ²	14.7※ ³
③（1階機械室扉前）	12.7※ ²	16.3※ ³

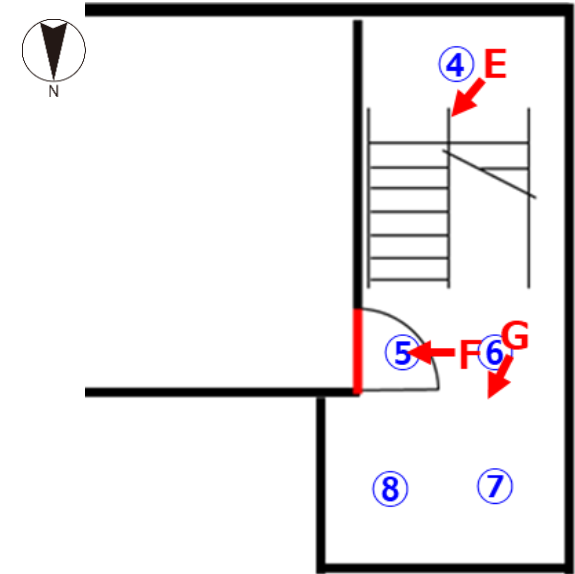
※1：床面から700mmの高さで測定

※2：床面から1500mmの高さで測定

※3：床面から50mmの高さで測定

（参考4）階段室周辺の状況（2階）

- 壁面、天井面、扉、階段に大きな損傷はなし
- 2階は1階より高線量であり、操作室扉付近（測定箇所⑥）で最大41.0mSv/hを確認



FHM操作室2階概略図

④～⑧：線量測定箇所（7/6,8/1測定）
E～G：画像撮影箇所（7/7撮影）



183

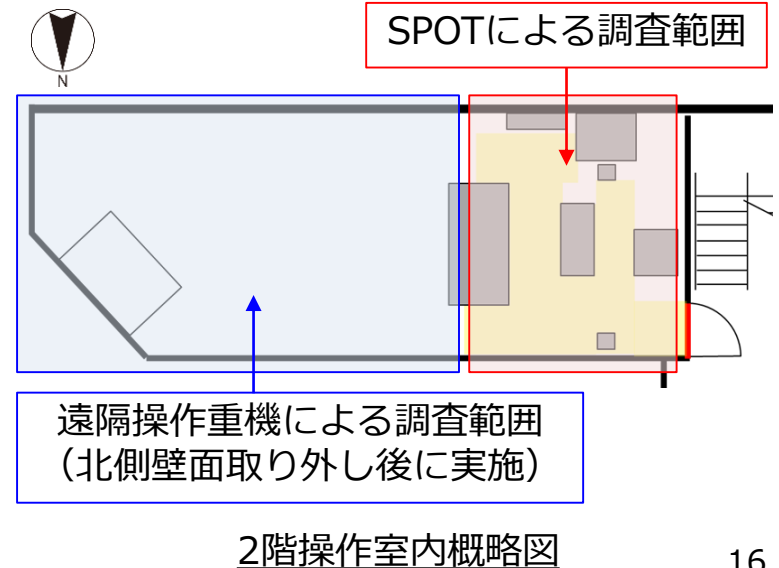
測定箇所	γ線線量率[mSv/h]	
	7/6測定※1	8/1測定※2
④（階段踊り場）	12.9	11.2
⑤（2階操作室扉前）	36.0	27.2
⑥（2階操作室扉近傍）	41.0	27.3
⑦（2階操作室扉近傍）	36.8	40.1
⑧（2階操作室扉近傍）	31.0	24.6

※1：床面から1500mmの高さで測定

※2：床面から50mmの高さで測定

(参考5) FHM操作室北側壁面の取り外し状況

- 北側壁面（パネル）の解体は、SPOTによる調査済み箇所のパネルを室内側に押し込んでパネルを掴む空間を作り、未調査箇所周辺のパネルを掴んで室外側に取り外す方法で実施
 - ▶ パネルの破片が室内へ落下する影響が最小限となるよう考慮
- スミア採取はパネルの破片の落下による影響が少ない箇所を選定して実施



(参考6) 過去の調査結果：オペフロの空間線量率(γ線線量率※) TEPCO

■ 測定条件

・測定高さ: 床面から1.5m

■ 調査結果

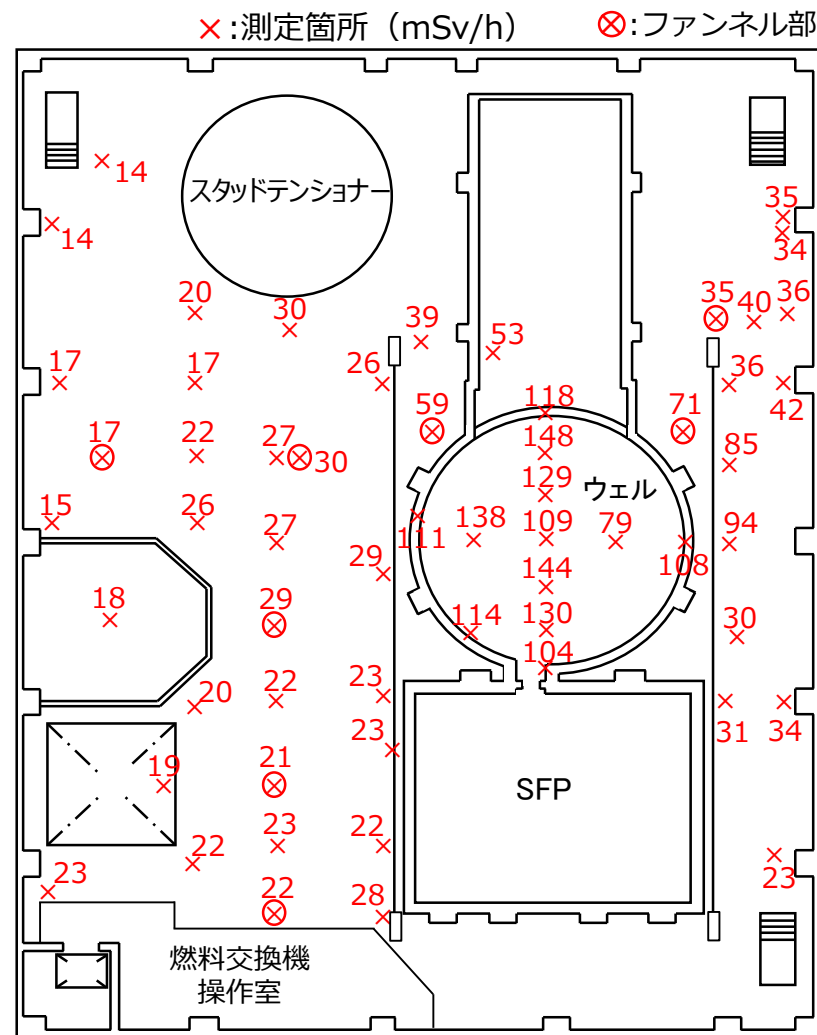
・線量分布:

線量率の各測定結果は右図参照。ウェル上が最も高いが、2012年度に計測した時点より、減衰等の影響で大幅に低下している。

・主要線源の把握:

ウェル上から離れるにしたがって線量が低くなる傾向があるため、主要線源がウェルと推定。

その他、燃料交換機操作室やスタッドテンシヨナー付近で空間線量率が僅かに上昇することから、全体空間の線量に寄与しないまでも、スポット的な汚染源が存在していると推定。



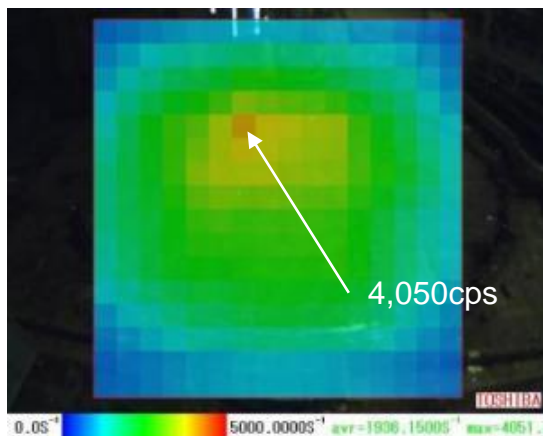
(参考6) 過去の調査結果：γカメラによる確認結果



■ 主要線源 (ウェル)

【推定原因】

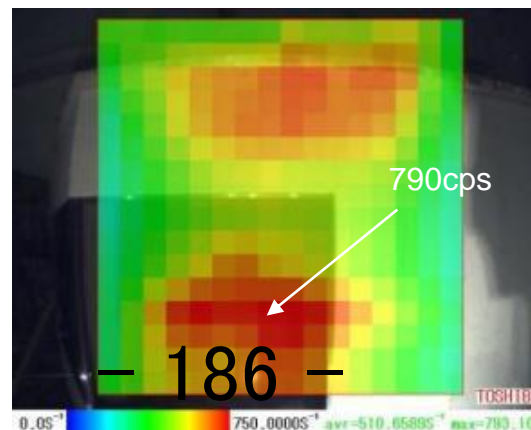
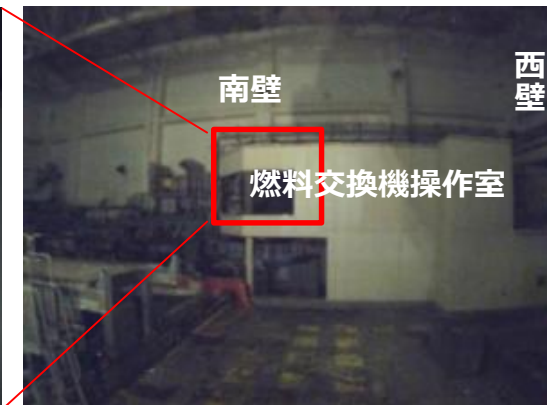
- ・ 事故時の蒸気がウェルと養生シートの間に滞留し、その後乾燥したことで主要線源となっていると推定



■ スポット汚染① (燃料交換機操作室)

【推定原因等】

- ・ 操作室の内部と屋上の双方にスポット汚染あり
- ・ 屋上は、堆積していたほこりに蒸気に随伴した放射性物質が付着したものと推定
- ・ 室内は、窓ガラスの破損箇所から流入した汚染が結露水により室内床面に集積したものと推定

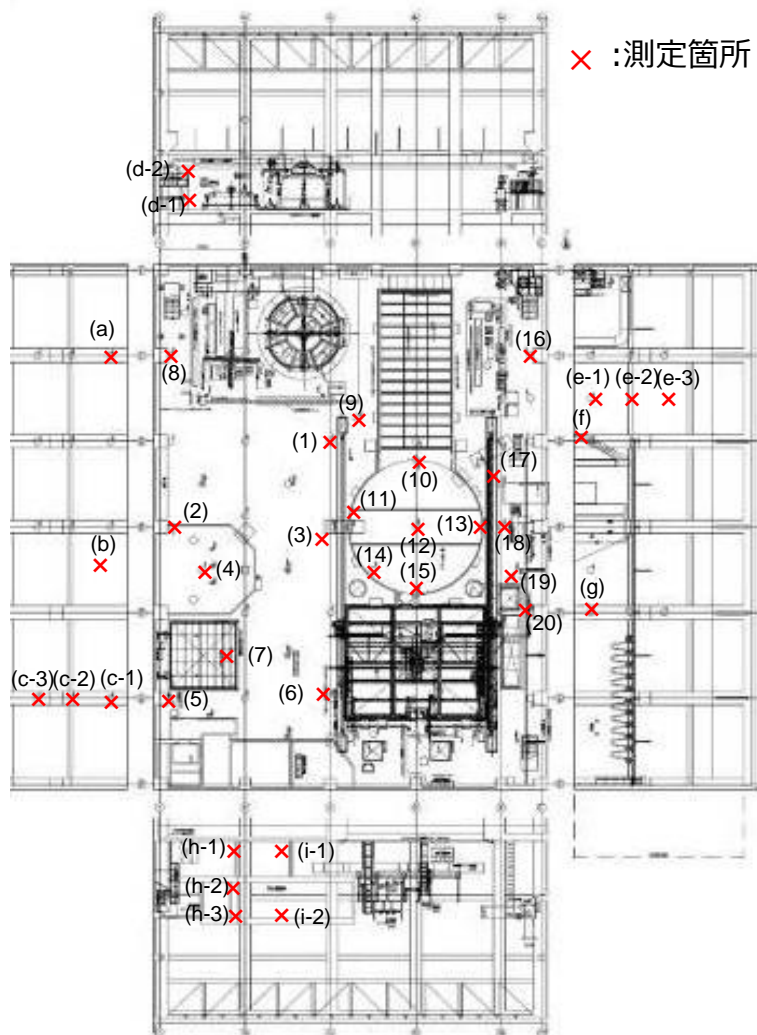


(参考6) 過去の調査結果：オペフロの表面汚染密度分布



■ 調査結果

・ 表面汚染密度：右表参照



測定箇所	Cs-134	Cs-137	Co-60	Sb-125	α線放出核種※
(1)	—	6.9×10 ⁵	検出限界未満	—	8.6×10 ⁰
(2)	9.5×10 ³	1.0×10 ⁵	8.8×10 ¹	1.1×10 ⁴	4.3×10 ⁻¹
(3)	—	6.1×10 ⁵	検出限界未満	—	7.5×10 ⁰
(4)	2.4×10 ⁴	2.5×10 ⁵	3.6×10 ²	2.5×10 ⁴	2.1×10 ⁰
(5)	—	4.3×10 ⁵	検出限界未満	—	3.0×10 ⁰
(6)	—	1.8×10 ⁶	検出限界未満	—	1.5×10 ¹
(7)	—	3.1×10 ⁵	検出限界未満	—	1.5×10 ⁰
(8)	—	3.3×10 ⁵	検出限界未満	—	5.3×10 ⁰
(9)	—	2.8×10 ⁵	検出限界未満	—	5.3×10 ⁻¹
(10)	—	6.4×10 ⁵	検出限界未満	—	3.2×10 ¹
(11)	—	6.7×10 ⁵	検出限界未満	—	6.4×10 ⁰
(12)	—	9.7×10 ⁵	検出限界未満	—	1.1×10 ¹
(13)	—	8.2×10 ⁵	検出限界未満	—	2.1×10 ⁻¹
(14)	—	6.1×10 ⁵	検出限界未満	—	2.6×10 ¹
(15)	—	5.1×10 ⁵	検出限界未満	—	6.0×10 ⁰
(16)	—	1.0×10 ⁶	検出限界未満	—	7.5×10 ⁰
(17)	2.0×10 ⁴	2.0×10 ⁵	1.1×10 ²	8.5×10 ³	6.4×10 ⁰
(18)	—	2.9×10 ⁶	検出限界未満	—	4.6×10 ⁰
(19)	—	4.4×10 ⁵	検出限界未満	—	8.6×10 ⁰
(20)	4.9×10 ³	5.1×10 ⁴	8.8×10 ¹	5.5×10 ³	1.3×10 ⁰
(a)	—	1.3×10 ⁴	検出限界未満	—	検出限界未満
(b)	8.6×10 ¹	8.8×10 ²	1.2×10 ⁰	1.1×10 ²	検出限界未満
(c-1)	5.4×10 ¹	5.6×10 ²	検出限界未満	5.8×10 ¹	検出限界未満
(c-2)	2.8×10 ³	3.0×10 ⁴	2.8×10 ¹	2.3×10 ³	8.6×10 ⁻¹
(c-3)	2.2×10 ²	2.5×10 ³	3.4×10 ⁰	2.5×10 ²	検出限界未満
(d-1)	1.4×10 ²	1.4×10 ³	3.1×10 ⁰	1.6×10 ²	検出限界未満
(d-2)	3.2×10 ¹	3.5×10 ²	5.6×10 ⁻¹	2.4×10 ¹	検出限界未満
(e-1)	8.2×10 ²	8.2×10 ³	2.1×10 ¹	2.2×10 ³	1.1×10 ⁰
(e-2)	5.4×10 ¹	5.8×10 ²	1.3×10 ⁰	6.6×10 ¹	4.3×10 ⁻¹
(e-3)	1.5×10 ¹	1.5×10 ²	検出限界未満	1.0×10 ¹	検出限界未満
(f)	—	3.2×10 ⁵	検出限界未満	—	2.1×10 ¹
(g)	1.2×10 ²	1.3×10 ³	3.0×10 ⁰	1.2×10 ²	2.1×10 ⁻¹
(h-1)	3.0×10 ²	3.0×10 ³	検出限界未満	9.8×10 ¹	検出限界未満
(h-2)	4.3×10 ³	4.6×10 ⁴	検出限界未満	検出限界未満	7.5×10 ⁻¹
(h-3)	3.0×10 ²	3.1×10 ³	検出限界未満	1.1×10 ²	5.3×10 ⁻¹
(i-1)	4.9×10 ³	5.0×10 ⁴	検出限界未満	3.4×10 ²	4.3×10 ⁻¹
(i-2)	5.6×10 ³	6.2×10 ⁴	1.4×10 ²	7.4×10 ³	4.3×10 ⁰

— 187 —

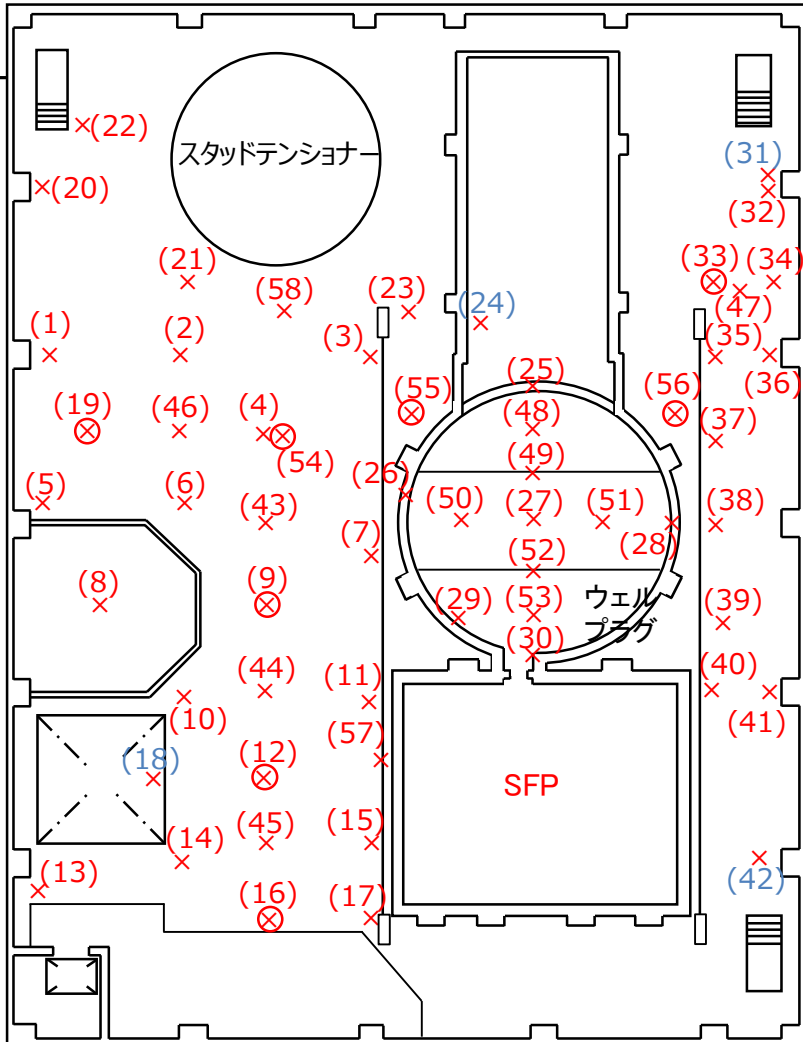
※ZnSシンチレーションサーバイメータによる定量結果

(参考6) 過去の調査結果：オペフロ床面の表面線量率



■ 表面線量率 (γ線線量率※1) (β+γ線線量率※2) の測定結果

×:測定箇所 ⊗:ファンネル部



測定箇所	γ ^{※1}	β+γ ^{※2}	備考
(1)	0.2	40	
(2)	0.2	17	
(3)	0.3	57	
(4)	0.2	86	
(5)	0.4	79	
(6)	0.3	74	
(7)	1.9	46	
(8)	0.1	18	
(9)	1.8	306	ファンネル部
(10)	0.5	74	
(11)	0.3	58	
(12)	3.6	312	ファンネル部
(13)	0.5	62	
(14)	0.6	135	
(15)	0.3	77	
(16)	0.4	24	ファンネル部
(17)	0.9	11	
(18)	1.0	45	
(19)	1.9	126	ファンネル部
(20)	0.3	40	
(21)	0.3	184	
(22)	0.3	74	
(23)	1.8	139	
(24)	2.5	165	
(25)	6.4	645	隙間部
(26)	8.0	1030	隙間部
(27)	12	1410	
(28)	1.0	317	隙間部
(29)	2.0	926	
(30)	3.7	625	隙間部

測定箇所	γ ^{※1}	β+γ ^{※2}	備考
(31)	1.0	73	
(32)	3.9	343	
(33)	4.5	156	ファンネル部
(34)	3.2	102	
(35)	0.6	58	
(36)	0.6	106	
(37)	2.3	133	
(38)	5.2	302	
(39)	0.3	42	
(40)	1.1	98	
(41)	2.2	105	
(42)	0.5	42	
(43)	0.5	130	
(44)	0.2	45	
(45)	0.2	62	
(46)	0.1	68	
(47)	1.5	204	
(48)	12	930	
(49)	13	3060	隙間部
(50)	7.1	1220	
(51)	8.0	247	
(52)	15	2720	隙間部
(53)	5.0	508	
(54)	6.0	769	ファンネル部
(55)	3.0	281	ファンネル部
(56)	8.6	503	ファンネル部
(57)	1.1	79	
(58)	0.6	173	

(mSv/h)

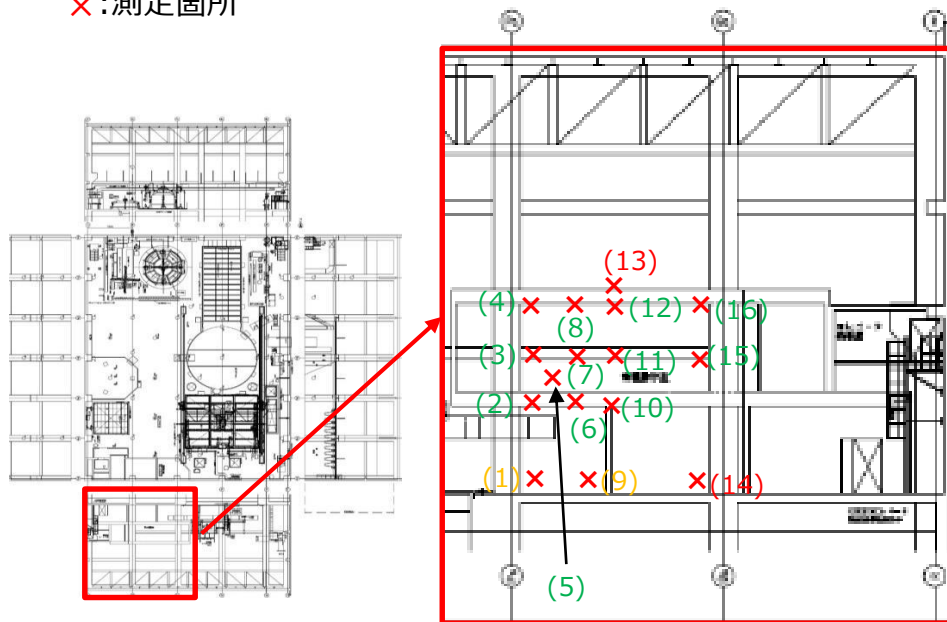
※1：1cm線量当量率、床上@30.5cmコリメート付線量計で測定
 ※2：70μm線量当量率、床上@0.5cmコリメート付線量計で測定
 注：青字は既設機器との干渉により、1m以上離して測定した箇所

(参考6) 過去の調査結果：FHM操作室壁面の表面線量率



■ 表面線量率 (γ線線量率※1) (β+γ線線量率※2) の測定結果

×:測定箇所



測定箇所	$\gamma^{※1}$	$\beta+\gamma^{※2}$	(mSv/h) 備考
(1)	1.2	53	
(2)	1.2	36	
(3)	1.4	92	ガラス面
(4)	1.4	102	
(5)	3.4	67	
(6)	2.8	61	
(7)	1.5	72	ガラス面
(8)	1.2	80	
(9)	1.9	99	
(10)	1.8	56	
(11)	1.4	61	
(12)	2.8	69	
(13)	1.9	427	屋上面
(14)	0.3	24	
(15)	0.9	50	
(16)	2.6	56	

※1 : 1cm線量当量率、壁面@30.5cm コリメート付線量計で測定
 ※2 : 70μm線量当量率、壁面@0.5cm コリメート付線量計で測定

注 : 緑字は干渉物により測定箇所より100mm程度離れて測定した箇所
 黄字は燃料交換機操作室基礎との干渉により測定箇所から離れて測定した箇所

1号機原子炉補機冷却系線量低減に向けた 内包水サンプリング作業の再開について

2022年10月31日

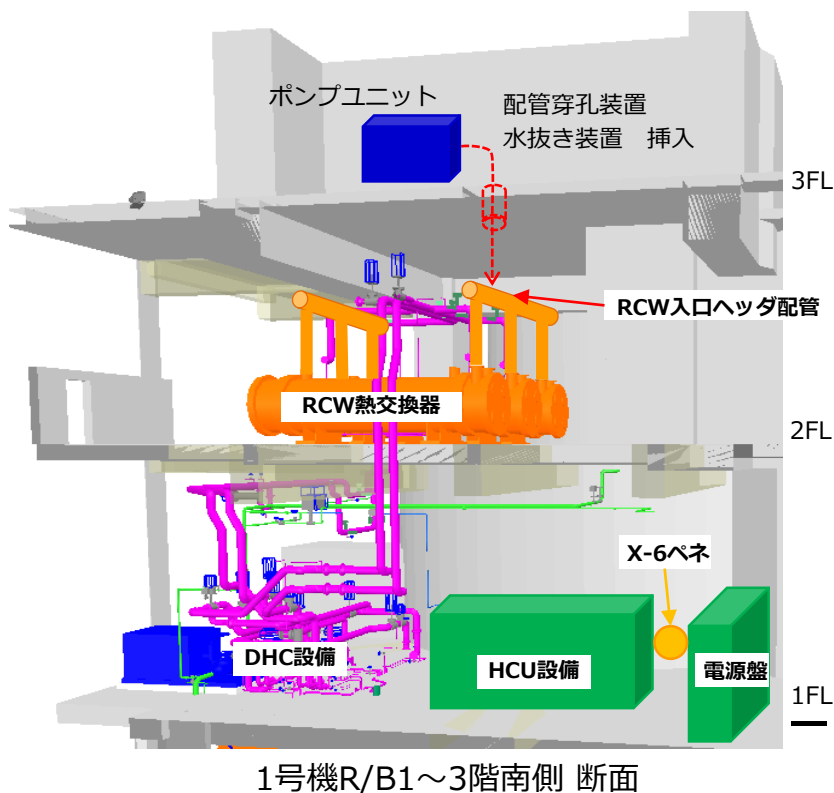


東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

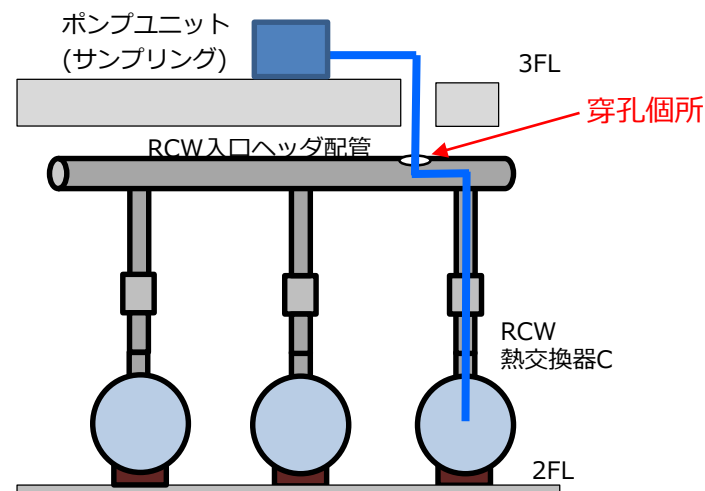
- 1号機原子炉建屋(R/B)内の高線量線源である原子炉補機冷却系(RCW)について、線量低減に向けた内包水サンプリング作業を、2022年1～3月に実施することを計画していた。
- 同期間において実施されていたPCV内部調査と作業エリアが一部重なっていたことから、PCV内部調査装置の不具合調査(線量データ表示の電源ノイズの影響)のため、当該作業を中断した。(当該作業はPCV内部調査装置への影響はない。)
- 当該作業の再開に向け準備が整ったことから、10月より作業を実施中。
熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガスの確認作業を10/24から実施。

※ RCW(Reactor Building Cooling Water System) : 原子炉補機冷却系
DHC(Drywell Humidity Control System) : ドライウェル除湿系



作業ステップ(概略)

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



※1：火花を発生させず穿孔が可能。本工法は特許出願もしており、合わせてクランプにて火花が発生しないことを確認済み。
※2：水素ガスが確認された場合は、気体のサンプリング・分析を行った後、水素ガスパージ(窒素封入)を行う計画。

2. 本作業で採取する試料の分析について

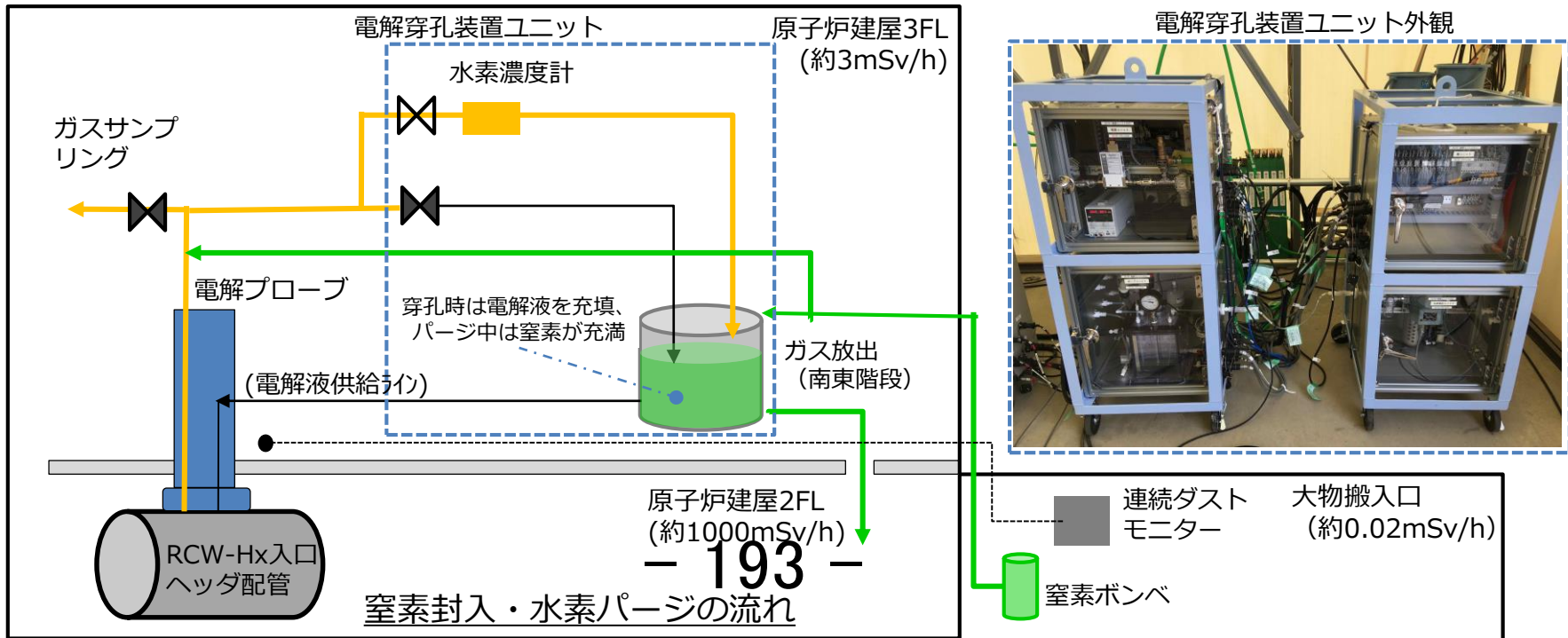
■ RCW入口ヘッダ配管内の滞留ガス及びRCW熱交換器(C)内包水の分析項目

試料	目的	分析項目	採取量(予定)
RCW入口ヘッダ配管内の滞留ガス	<ul style="list-style-type: none"> 配管穿孔作業の安全確保として可燃性ガス滞留の確認のため。 事故由来のガスであるかの特定のため。 	水素 硫化水素 酸素 Kr-85	約 1 L以下
RCW熱交換器(C)内包水 ^{※1}	RCW熱交換器の内包水は、線量が高いことが想定される。今後計画している水抜き作業の安全な方法・手順(希釈・移送等)の検討のため。	Cs-134,137 塩素 H-3 全 α 全 β 他	10mL未満

※1 熱交換器入口配管、熱交換器内3か所(上・中・下)を予定(内部の水位により変更あり)

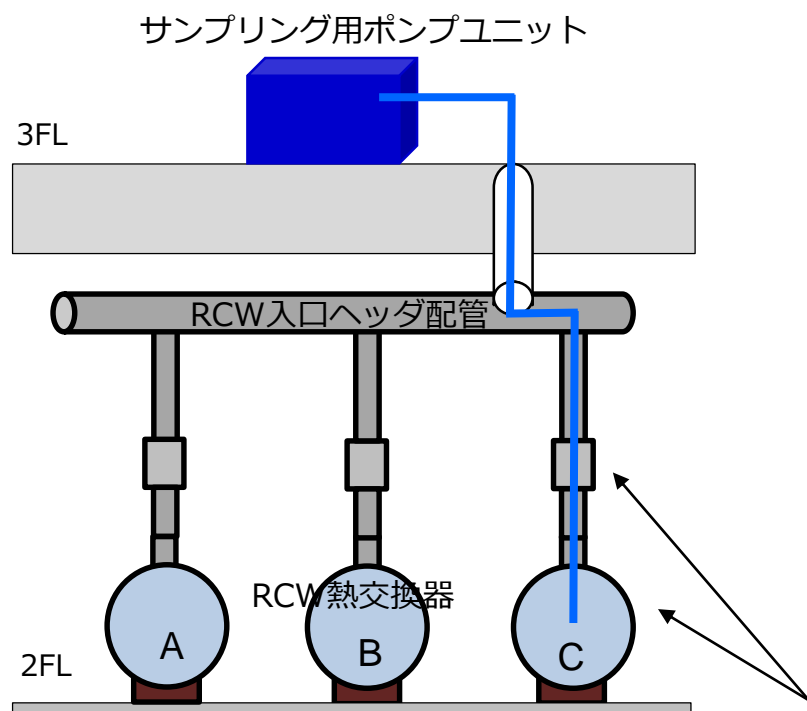
3. RCW熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガス確認及び水素パージ作業について

- 電解穿孔装置により配管を穿孔する際、配管内の滞留ガスを系外へ漏洩させずに電解穿孔装置においてサンプリングする。
- ガスサンプリングにより水素 (Kr-85※) が確認された場合は、水素濃度計の水素が0%になるまで、遠隔にて窒素封入、水素パージを繰り返し実施予定。
 - ※Kr-85は放射性物質（気体）でフィルタでの補捉は困難であるため、原子炉建屋内へのパージを予定。パージに際し、予め敷地境界における被ばく影響の評価を行う。
- 排気に際し、可燃性ガスなどを内包することに対する安全性、放射性物質（気体）を内包することに対する環境への影響を考慮し、以下のような確認・監視を行いながら実施予定。
 - 人がない原子炉建屋2FLに排気を導き、作業エリアに入室する場合は、酸素濃度等を確認。
 - 連続監視モニタにより、ダストの濃度が有意に変化していないことを確認。

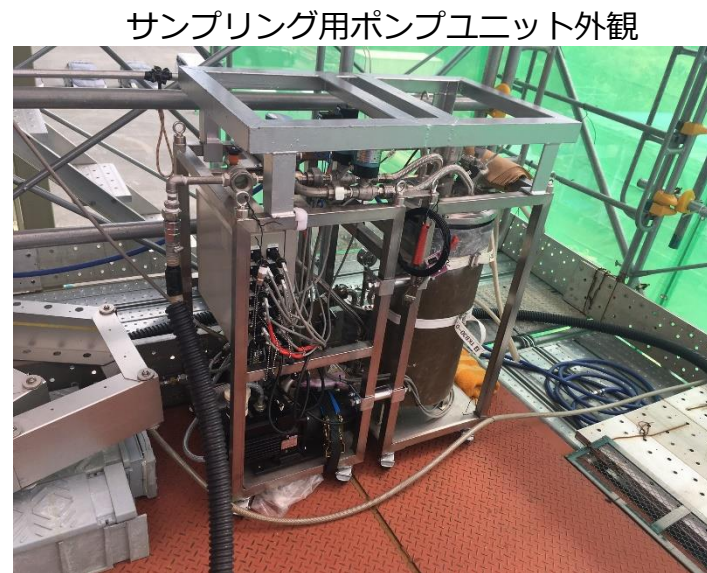


4. RCW熱交換器内包水サンプリング箇所

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



RCW熱交換器からのサンプリングイメージ図



サンプリング箇所
（熱交換器は上・中・下の3カ所）

5. スケジュール

	2022年				2023年
	9月	10月	11月	12月	1月
RCW内包水 サンプリング	機材搬入・設置等の準備 	ヘッダ配管の防露材撤去 電解穿孔の設置 	ヘッダ配管の電解穿孔・水素ガス確認※10/24～11月第1週 ヘッダ配管の穿孔(機械式穿孔) 	内包水サンプリング 	片付け

※水素ガスが確認された場合は、気体のサンプリング・分析を行った後、水素ガスパージ（窒素封入）を行う計画。その場合、工程の変更が生じる。

【参考】

1号機原子炉補機冷却系線量低減に向けた 内包水サンプリングの実施について

2021年12月23日

The logo for TEPCO (Tokyo Electric Power Company) is displayed in red, bold, uppercase letters.

東京電力ホールディングス株式会社

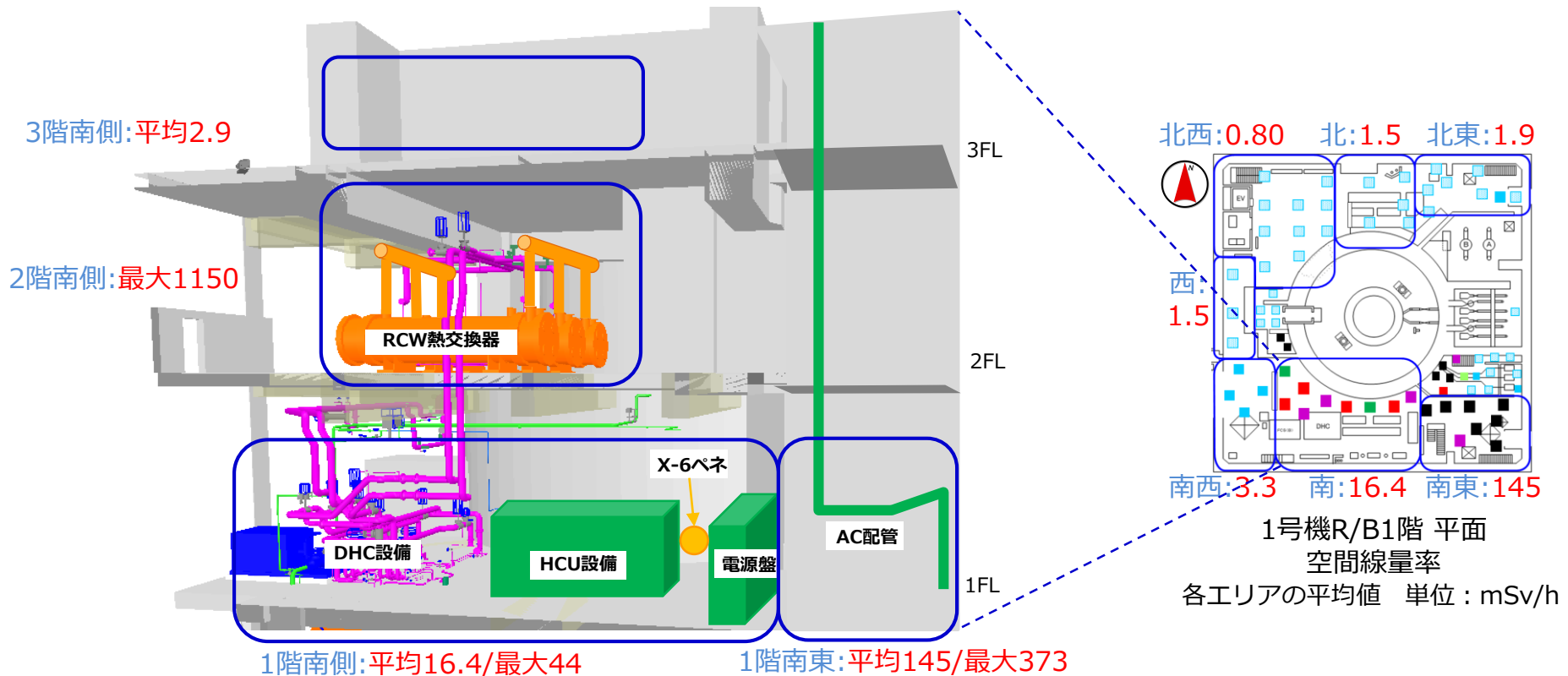
1. はじめに

- 廃炉中長期実行プラン2021において、燃料デブリ取り出しに向けて原子炉建屋内の環境改善を進めていくこととしている。
- これまでも建屋内で一部環境改善を進めてきたが、燃料デブリ取り出しなどの作業のニーズに応じて、今後一層環境改善を進めていくことが必要。
- 今後、1号機原子炉補機冷却系(RCW)の線量低減に向けた内包水サンプリングの実施を計画。

燃料デブリ取り出しステージ	号機	現在の環境改善の進捗
燃料デブリ取り出しの開始	2号機	作業現場である原子炉建屋1階北西～南西エリアの干渉する設備の撤去作業、放射線量（5mSv/h程度）の低減のための除染作業等を2020年7月以降実施している。
段階的な取り出し規模の拡大	2号機	
取り出し規模の更なる拡大	1/3号機	3号機：作業現場である原子炉建屋1階の干渉する設備の撤去作業、放射線量の低減のための撤去作業等を2020年11月以降実施している。
		1号機：局所的な高線量箇所となっているRCW系統（RCW熱交換器，DHC設備）から順に線量低減を進める。

2. 1号機原子炉建屋の環境改善

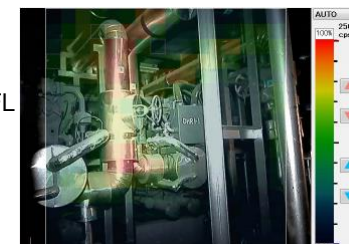
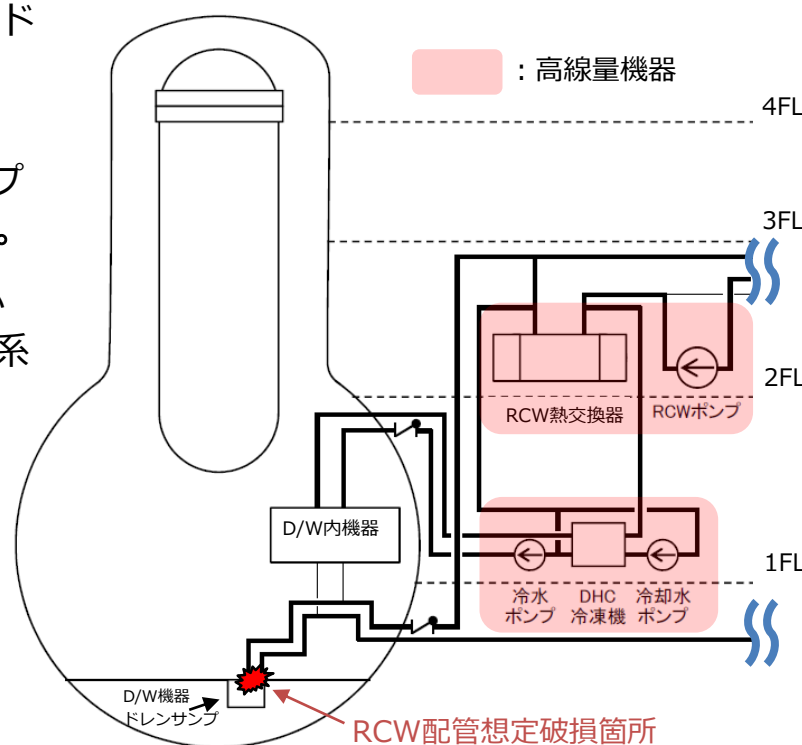
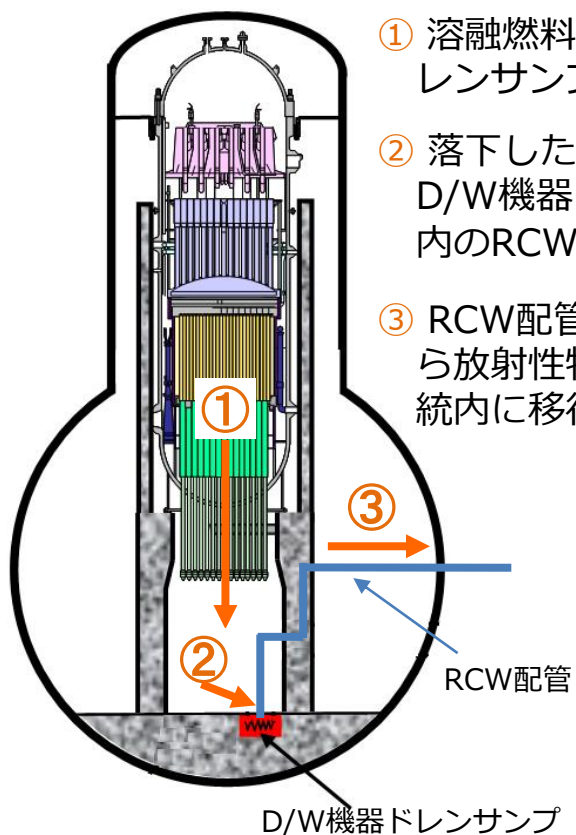
- 1号機原子炉建屋(R/B)南側エリアは高線量線源のRCW系統およびAC配管により空間線量率が高い状況であり、これらの線量低減を計画。
- 局所的な高線量箇所であり、内包水が高汚染と推測されるRCW系統（RCW熱交換器，DHC設備）から線量低減を進める。



1号機R/B1～3階南側 断面 198 -
各エリアの空間線量率 単位: mSv/h

3. RCW系統の汚染経緯

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



DHC設備ガンマカメラ測定画像

RCW系統が高線量に至った経緯 (推定)

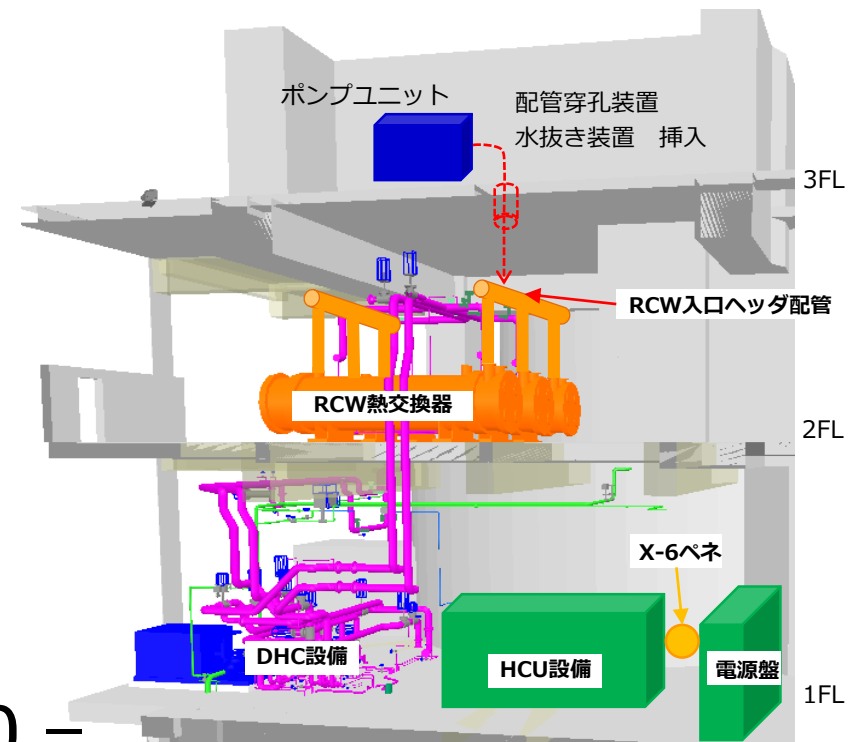
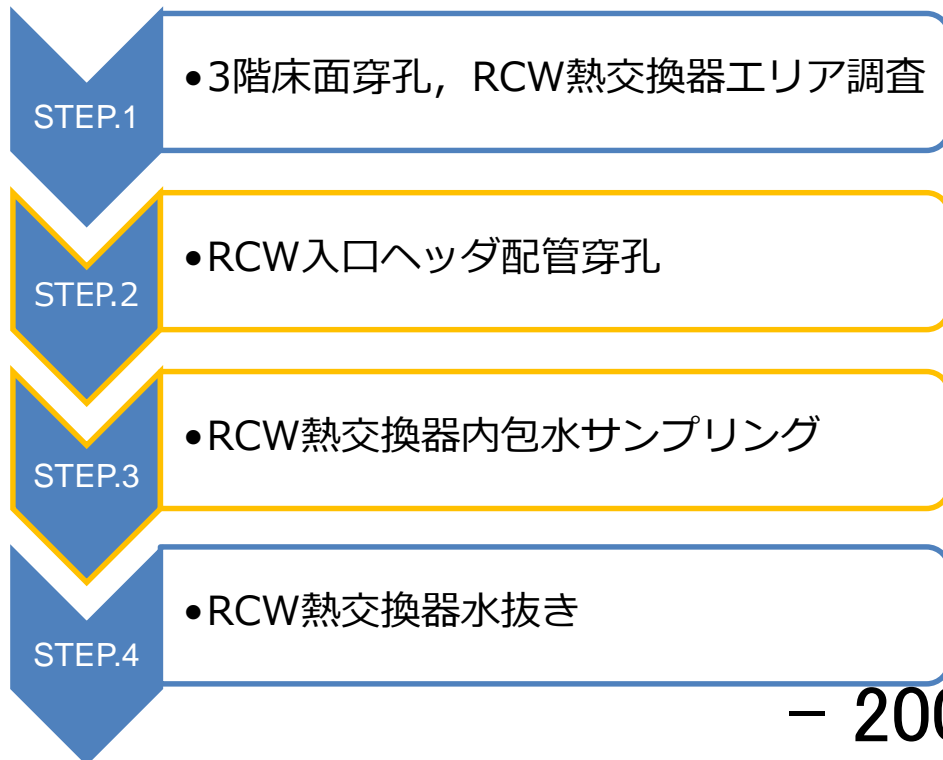
— 199 — 1号機R/B 高線量機器

※ D/W(Drywell) : ドライウェル

PCV(Primary Containment Vessel) : 原子炉格納容器

4. RCW系統線量低減 概要

- RCW系統の内包水が高汚染であると推測されることから、RCW熱交換器の水抜きを実施し線量低減を行う。
- 高線量である2階での作業を避け、3階床面に穴をあけてRCW熱交換器にアクセスする。
- 2階の線量測定結果(2020年9～10月実施)より、内包水の放射能濃度は約 $1.8E+10$ Bq/Lと推定される。



- 200 -

1号機R/B1～3階南側 断面

5. 作業フロー (STEP.2 RCW入口ヘッダ配管穿孔)

- RCW熱交換器へのサンプリング用ホース挿入のため、RCW入口ヘッダ配管を穿孔する。

①ヘッダ配管防露材撤去

※写真はモックアップの状況



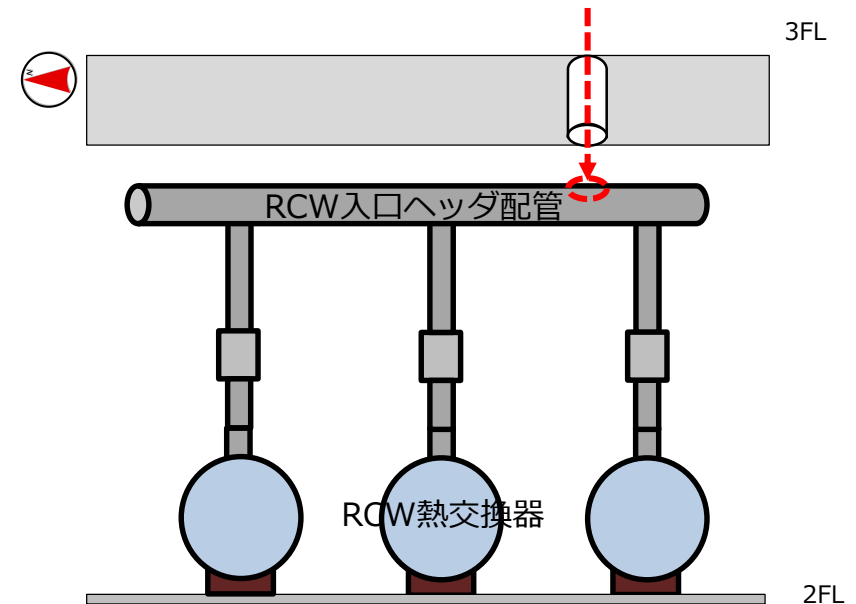
②ヘッダ配管穿孔(電解穿孔)



③ヘッダ配管穿孔



作業エリアが低線量である
3階から配管穿孔装置を挿入

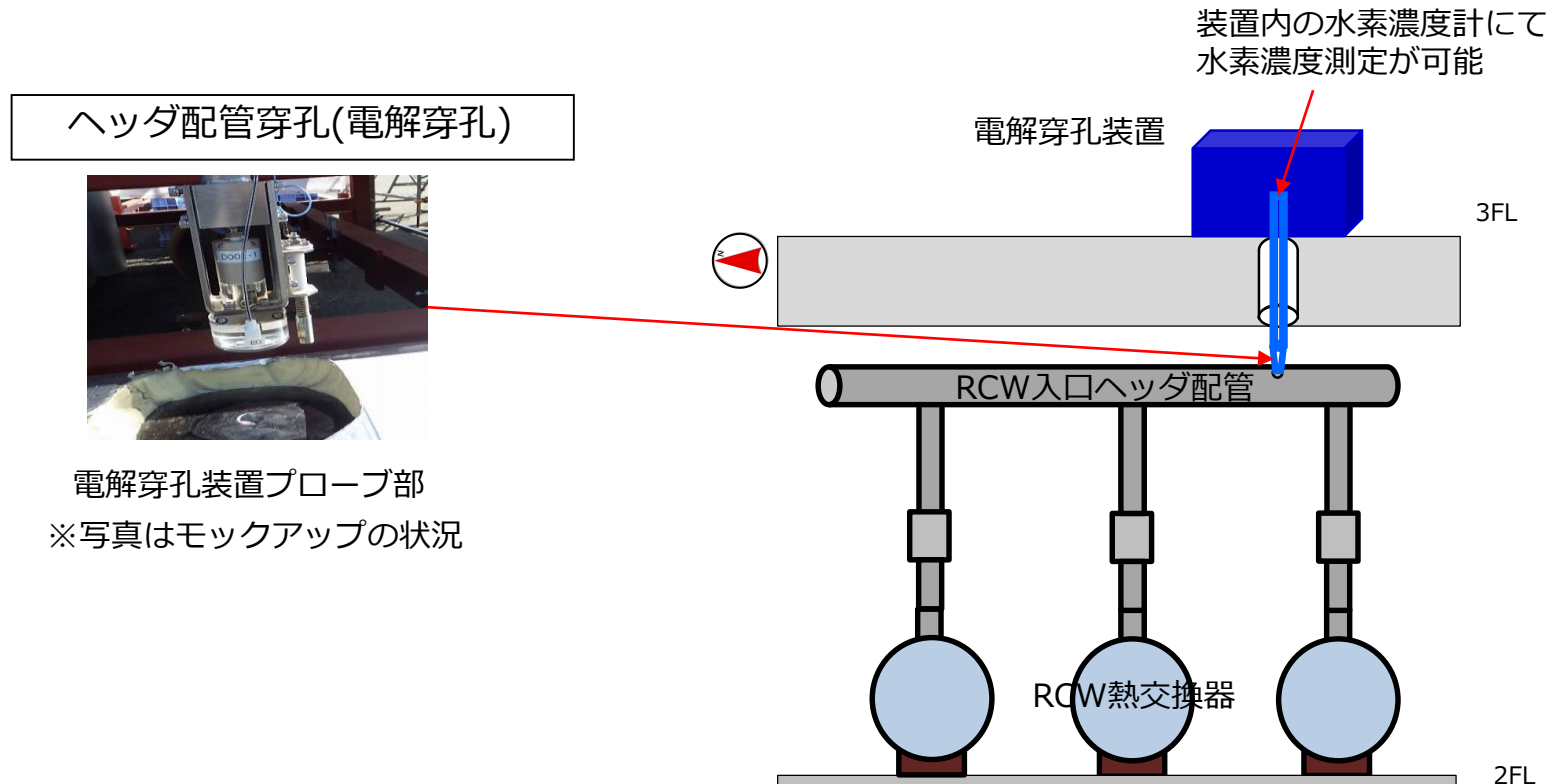


— 201 —

RCW熱交換器模式図

6. 作業フロー（電解穿孔装置）

- 電解穿孔装置により配管を穿孔する際、配管内の気体を系外へ漏洩させずに電解穿孔装置においてサンプリングすることが可能。また、装置内の水素濃度計により水素濃度測定が可能な構造である。
- RCW入口ヘッダ配管内に水素が確認された場合、安全を確認した上で窒素による置換を実施する。



7. 作業フロー (STEP.3 RCW熱交換器内包水サンプリング)



- RCW熱交換器へ配管内アクセス装置(ホース)を挿入し, RCW熱交換器の内包水をサンプリングする。

・RCW熱交換器内包水サンプリング

※写真はモックアップの状況



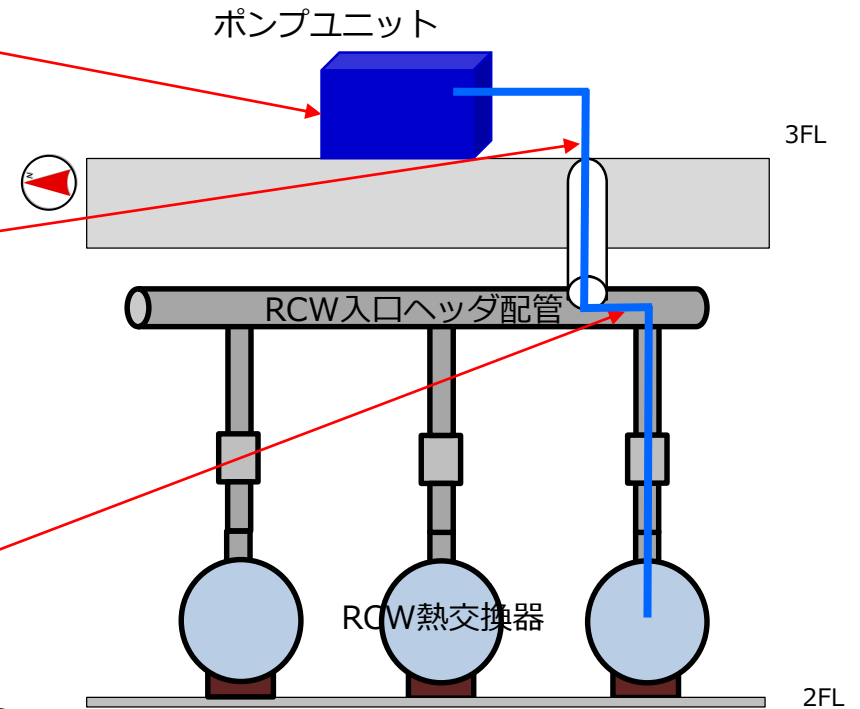
ポンプユニット



配管内アクセス装置挿入(3階)



配管内アクセス装置



RCW熱交換器模式図

— 203 —