

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

議事次第

1. 日 時 令和2年6月25日(木) 14:30 ～ 18:00
2. 場 所 原子力規制委員会 13階会議室A
3. 議 題
 - (1) 1号機及び3号機原子炉建屋の水素爆発時の映像解析・分析について
 - (2) 1～3号機シールドプラグの汚染状況について
 - (3) 3号機原子炉格納容器内の圧力挙動について
 - (4) その他
4. 配布資料
 - 資料1：議事次第
 - 資料2：原子炉建屋での水素爆発発生時の映像を用いた分析
 - 資料3：原子炉格納容器破損時の水素及び核分裂生成物の挙動
 - 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
 - 資料4：3号機原子炉格納容器内の圧力挙動からの考察
 - 資料4－1：3号機の原子炉圧力及び格納容器圧力の挙動について
 - 資料5：これまでの事故分析検討会における論点の整理
 - 資料5－1：追加説明資料 前回会合資料の訂正
 - 資料5－2：追加説明資料 SGTS の配管設計等について
 - 資料5－3：追加説明資料 原子炉建屋内の排気ダクト配置について
 - 資料6－1：1/2号機 SGTS 配管撤去に向けた現場調査の実施状況について [東京電力ホールディングス株式会社]

○ 原子炉建屋での水素爆発発生時の映像を用いた分析

主な論点

□ 映像の性質

撮影された当時の状況 など

□ 分析の着眼点

建物の変形、爆煙の広がり方、飛散物の確認、発光の要因 など

□ 技術的な分析手法

映像の鮮明化、色調分析、寸法・時刻の確認、被写体の確認 など

○ 原子炉格納容器破損時の水素及び核分裂生成物の挙動 ～シールドプラグ付近での核分裂生成物の残存状況からの考察～

主な論点

□ シールドプラグ付近の調査結果

1～3号機オペレーティングフロアにおける線源調査 など

□ 核分裂生成物のトータルの発生量との関係

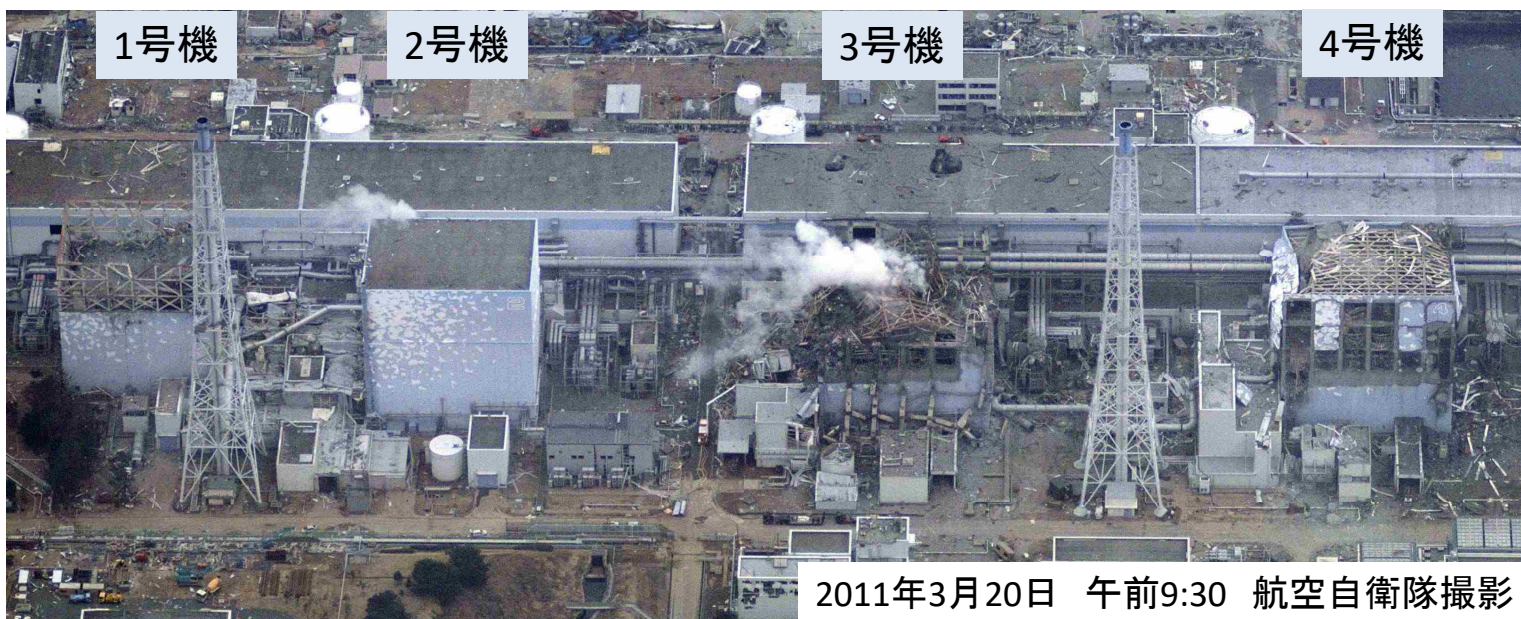
スペクトル測定結果と汚染密度の推定 など

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実施～

背景:これまで規制庁では、1F施設構内における放射線源に関する調査を実施してきた。その中で、1-3号機に共通する高い放射線源として、各原子炉建屋5階オペレーションフロアの原子炉格納容器上部に設置されているシールドプラグがある。これは水素爆発の有無に関わらず、線量は高く、高レベルの汚染がシールドプラグ裏面に存在しうると推測される。

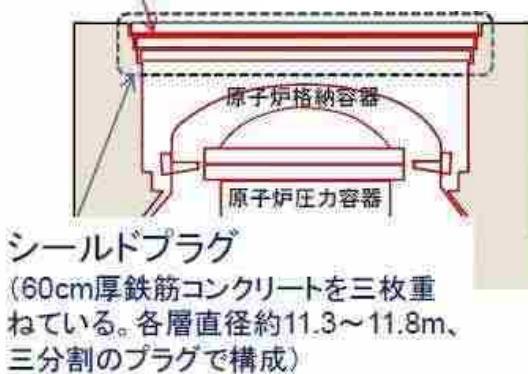
以下に、各号機の汚染状況を報告する。各号機は、水素爆発の影響の有無、原子炉建屋の損壊状況がそれぞれ異なるため、使用できる検出器も周辺の線量率や空間等の環境に合わせて選択している。



2011年3月20日 午前9:30 航空自衛隊撮影

線源と考えら
 れる高密度
 汚染箇所

各号機共通



1-3号機 原子炉建屋5階オペレーションフロアの環境の相違に応じた測定方法の選択について



2017年3月30日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議
「1号機オペレーティングフロア調査結果（中間）について」



2018.11.6東京電力ホールディングス株式会社撮影



除染当初（撮影日2014年1月31日）

対象号機	1号機	2号機	3号機
シールドプラグの状態	3層とも大きなズレ 1層目に変形あり	外観上の大きな ズレや損傷なし	第1層に破損 中央部に30cm陥没
5階天井、壁、柱などの破損	大規模に破損	ブローアウトパネルの脱落程度	大規模に破損
5階天井、壁、柱の汚染	汚染あり 測定への影響度不明	ほぼ一様に汚染有り 測定に影響は小さい	汚染あり 測定への影響度小
シールドプラグ表面汚染の有無	有り 除染実績なし	有り 除染実績あり 880mSv/h⇒140mSv/h (プラグ中心1.5m高さ)	有り 除染実績あり 表層5mm程度はつり 800mSv/h⇒200mSv/h (プラグ中心5m高さ)
表面汚染レベル(線量のみ)	平均150mSv/h(表面) 平均100mSv/h(1.2m高さ)	平均114mSv/h(1.5m高さ)	平均50mSv/h(0.5m高さ) 平均200mSv/h(5m高さ)
高線量瓦礫の有無	有り 除染なし	有り 片付け進行中	ほぼ無し
選択した測定方法	GM計数管 (東京電力)	・鉛遮へい付きAPD ・ガンマカメラ	鉛コリメータ付き 半導体検出器
測定による汚染レベルの推定値	0.1PBq	70PBq	30PBq

3号機オペレーションフロアにおける 線源調査について ～平成27年11月スペクトル測定の実績～

3号機オペフロにおける線源調査の概要

(1) 調査概要

水素爆発で損傷した3号機原子炉建屋5階のオペレーションフロア(オペフロ)については、東京電力ホールディングス株式会社(東電HD)の線量調査等で高い周辺線量当量率が確認されている。

東電HDは、これまで3号機原子炉建屋オペフロの除染として、表面の汚染が線源と想定して床面のハツリ等の除染を行ったが、十分な線量率の低減効果が得られなかった。

原子力規制庁は、線量率が最も高い原子炉ウエルのシールドプラグの構造から、3層構造となっているシールドプラグの隙間の汚染が主要な線源となっている可能性があるかと推定した。

原子力規制庁では、この推定をもとに、高エネルギー加速器研究機構、東電HD、東芝及び鹿島JVの関係者の協力のもと、コリメータとCdZnTe検出器を用いたスペクトル測定器で波高分布を測定することにより、シールドプラグ表面の60cm程度のコンクリートを透過した光子スペクトルを測定する線源調査を行った(平成27年11月19日実施)。

なお、東電HDでは、本調査結果等を踏まえて、3号機原子炉建屋オペフロの遮蔽等を実施している。

本資料では、当該線源調査の概要を整理した。

添付資料2. シールドプラグの変形について

●状況

- ・ 除染作業開始前はシールドプラグ上に小がれきが堆積しており、詳細な状況確認ができなかった
- ・ 小がれきの集積撤去、吸引作業後にシールドプラグ上を調査したところ、シールドプラグ中央部に変形（約300mm）が確認された

3号機シールドプラグ



撮影：平成25年10月10日
除染作業開始前



撮影：平成26年1月30日
除染作業（小がれき集積）進捗後



写真①シールドプラグの変形状況

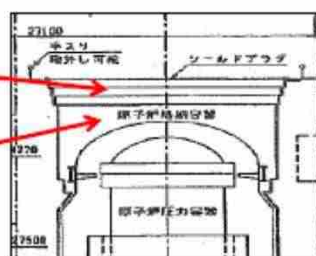
添付資料2. シールドプラグの変形について

●変形の原因推定

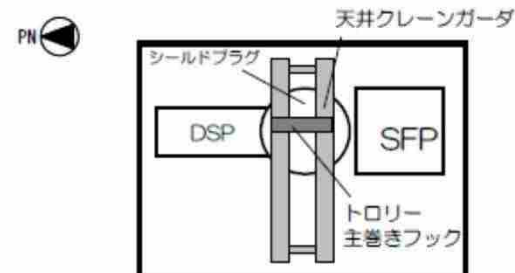
原因として「水素爆発」「天井クレーン等の落下」が考えられるが、シールドプラグ周囲の床スラブ（厚さ:30cm,60cm）が損傷を受けていないことから、水素爆発でシールドプラグ（鉄筋コンクリート製、厚さ約60cm×3層）が変形したとは考え難い。また、落下後の天クレ本体は直接シールドプラグに接していなかったものの、プラグ上部にはトロリーがあり主巻フック等の衝突によるものと推定される。

シールドプラグは3枚構成
1枚の厚み=約600mm
プラグ間隔=約10mm

シールドプラグと
PCVヘッドの距離
=約1,200mm



シールドプラグ断面図



天井クレーンガードの落下状況

●リスク想定

3号機シールドプラグ

リスクとして、下記が想定されるが考察を次頁以降に示す。

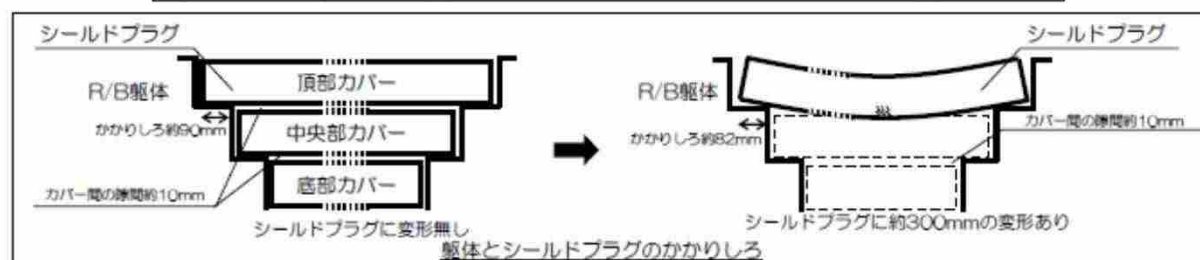
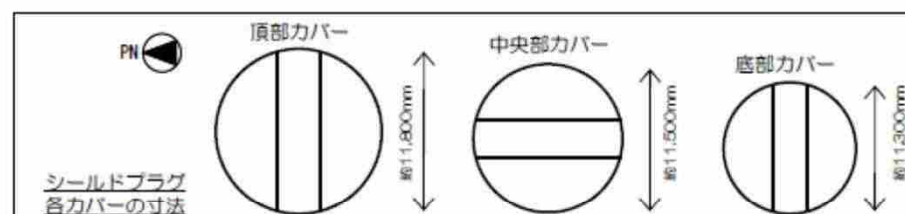
- ①シールドプラグの変形進行、落下
- ②落下物による更なるシールドプラグの損傷
- ③PCV損傷 ④線量率増加 ⑤ダスト濃度上昇

添付資料2. シールドプラグの変形について

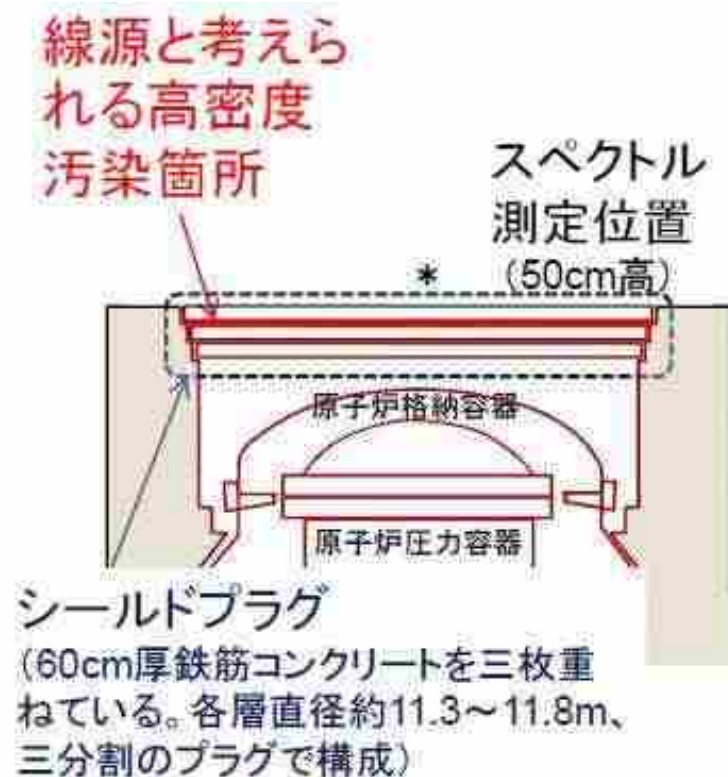
リスク①「シールドプラグの変形進行、落下」

<考察>

- ・シールドプラグの各カバーは井桁に組まれており、カバー間の隙間は約10mmあるため、中央部や底部カバーの変形は頂部より少ないと想定される
- ・建屋躯体とシールドプラグのかかりしろは、通常時には90mm程度だが、変形による端部のかかりしろの減少は8mm程度であるため、変形による落下の可能性は少ないと考える
- ・シールドプラグの中央部が曲げ降伏していると仮定しても、変形を生じた時に受けた荷重程度には十分耐えられるものと考えられる。また、瓦礫撤去により積載していた荷重（主巻フックや瓦礫等：約8t以上）は既に除去済みであることから、変形が進行する可能性は少ないと想定される



○シールドプラグの状況及び主要な線源の推定



3号機シールドプラグ

3号機オペフロにおける線源調査の概要

(2) スペクトル測定の整理

平成27年11月19日に実施したスペクトル測定の測定機器及び測定箇所については、以下のとおり。

□ スペクトル測定機器

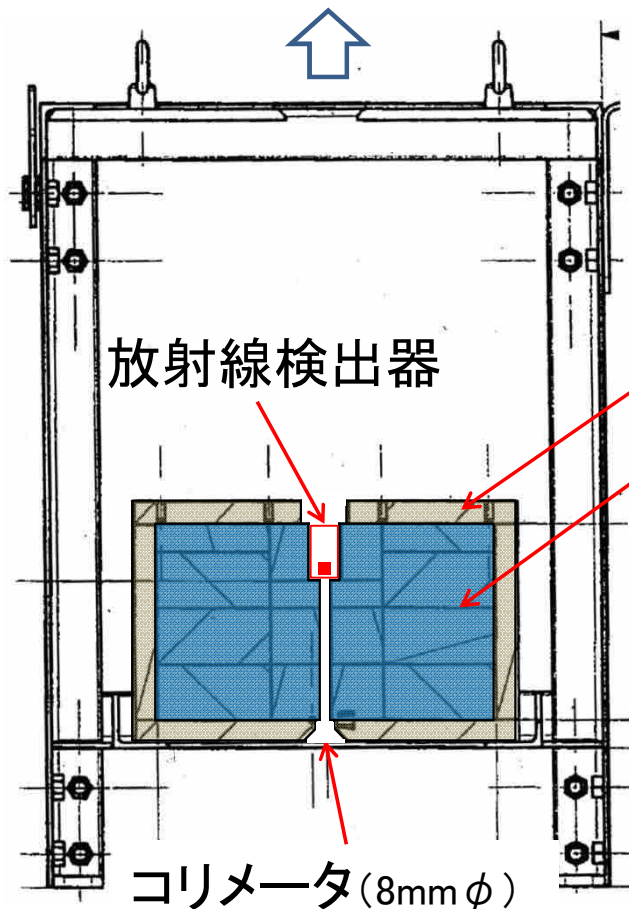
スペクトル測定器の概要(p.11)参照

□ スペクトル測定箇所

スペクトル測定箇所(p.12)参照

○スペクトル測定器の概要

クレーンで吊り上げて測定



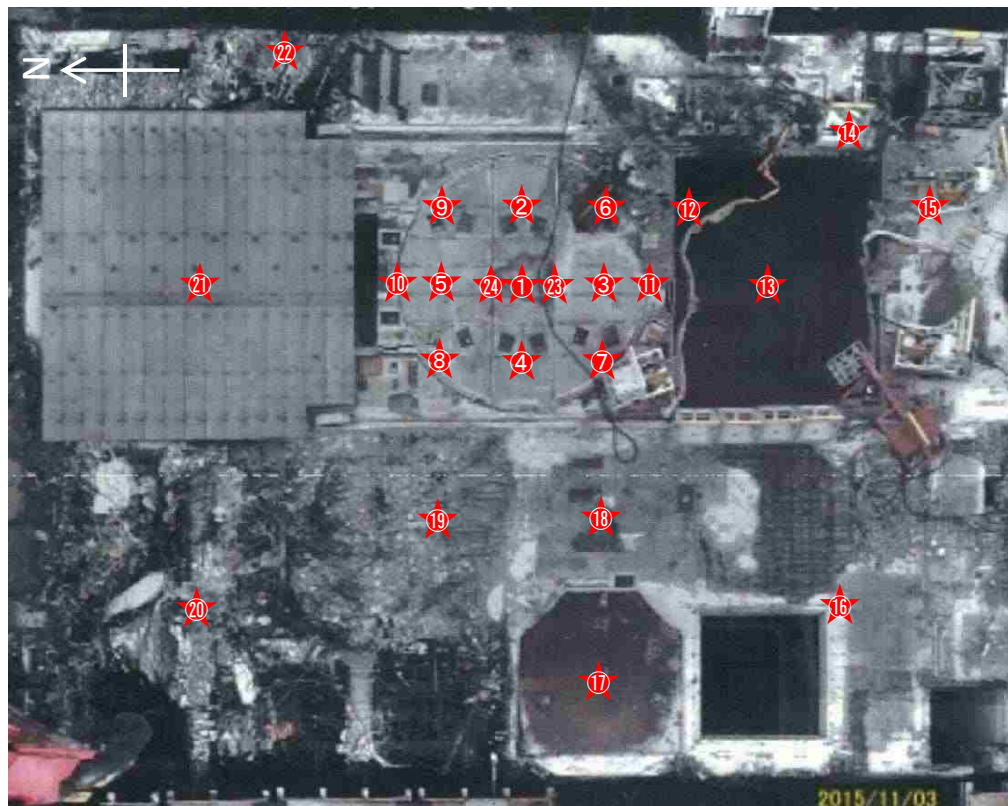
下方からきた γ 線のみの
スペクトルを測定可能

重量: 約300kg



検出器	10x10x10mm CZT 検出器
エネルギー範囲	30 keV to 3.0 MeV
エネルギー分解能	<2.5% FWHM @ 662 keV
電気ノイズ	<10 keV
最大計数	30,000 cps
チャンネル数	4096 (12 bit)
微分非直線性	< ± 1%
消費電力	250 mW
外形寸法	25mm x 25mm x 63mm
重量	60 グラム
使用温度	0 - 40°C

○スペクトル測定箇所(測定日:平成27年11月19日) 3号機オペフロ



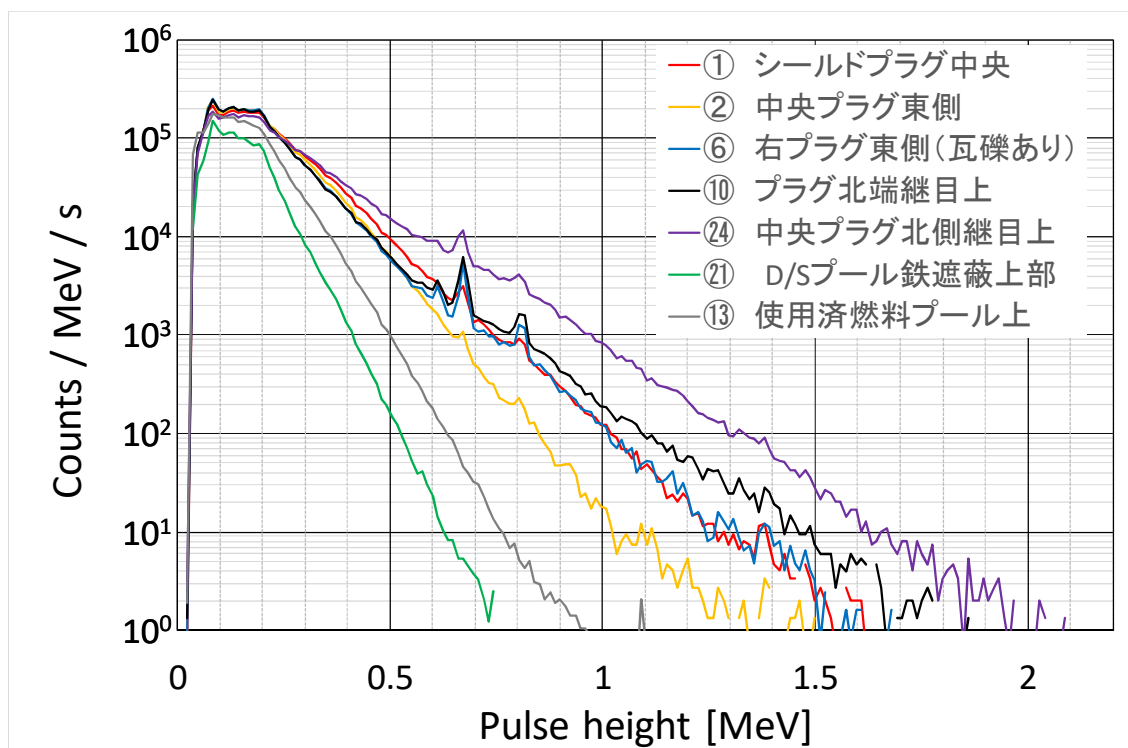
シールドプラグの拡大図

星印(赤)は、測定箇所(24ヶ所)を示す。

- オペフロ上の様々な地点(原子炉ウェル上、鉄遮蔽上、崩落箇所、使用済燃料プール上、ライニング施行箇所等)において測定(24箇所)。
- 放射線検出器がオペフロ上の約50cmとなる高さになるよう設定。
- 特に、高濃度汚染が想定される原子炉直上のシールドプラグについては、プラグ中央部、継目付近など複数の箇所を選択し重点的に測定。

○測定結果

3号機オペフロ



z ←



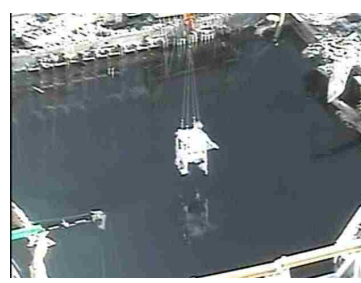
⑩プラグ北端継目上



⑥右プラグ東側(表面に瓦礫あり)



⑮D/Sプール鉄遮蔽体*上部
*15cm厚



⑬使用済燃料プール上



②中央プラグ東側

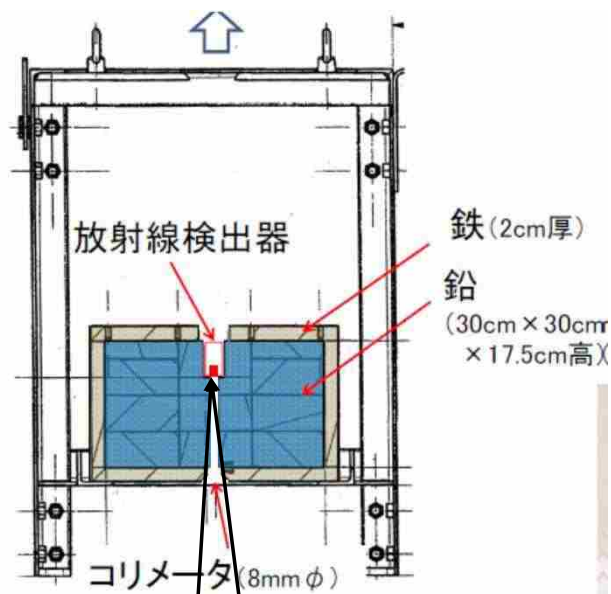


①シールドプラグ中央

3号機オペフロにおける線源調査の概要

(3)測定結果から得られた情報

- 線量に寄与している放射性核種はCs-137、Cs-134である。
- 散乱線の割合が多い。
一波高分布のため、検出器の応答が加わっているが、散乱線の寄与が大きいと考えられる。
- シールドプラグ継目付近(⑩、⑭)：散乱線が支配的であるものの、中心部と比べて直接線の割合が多い。
継目部は、除染が難しく、表面近くに放射性セシウムが残っているためであると考えられる。
- D/Sプール上部(⑮)：鉄遮蔽が設置されており、この遮蔽効果により直接線は観測されていない。
- 燃料プール(⑯)：放射性セシウムを含め、ガンマ線のピークは観測されていない。水の遮蔽が効いていると考えられる。

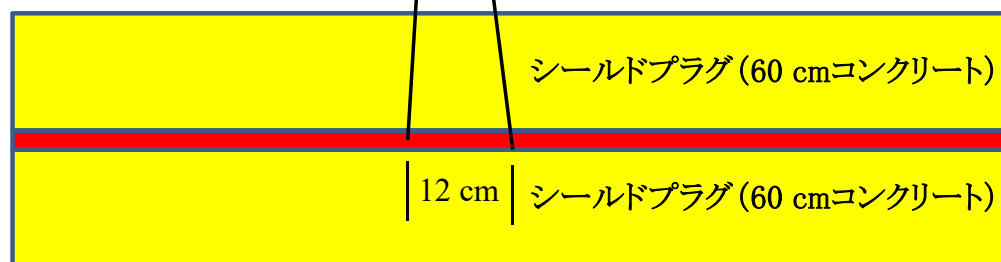


厚い鉛により、コリメータが見込む半径6cmの領域以外からの662 keV γ 線は遮蔽され、検出器に達しない。

シールドプラグ間の半径6cmの領域からの662 keV γ 線だけが検出器に入射する662keVの γ 線

・「単位密度(1 Bq/cm²)の半径6 cmの面線源から検出器に到達する662 keV γ 線の数」と「ピーク検出効率」が分かっているならば、測定された「全エネルギー吸収ピーク計数率」から「汚染密度(Bq/cm²)」を求めることができる。

・検出器では、シールドプラグ内で散乱された662keVよりもエネルギーが低い γ 線(散乱線)も検出する。



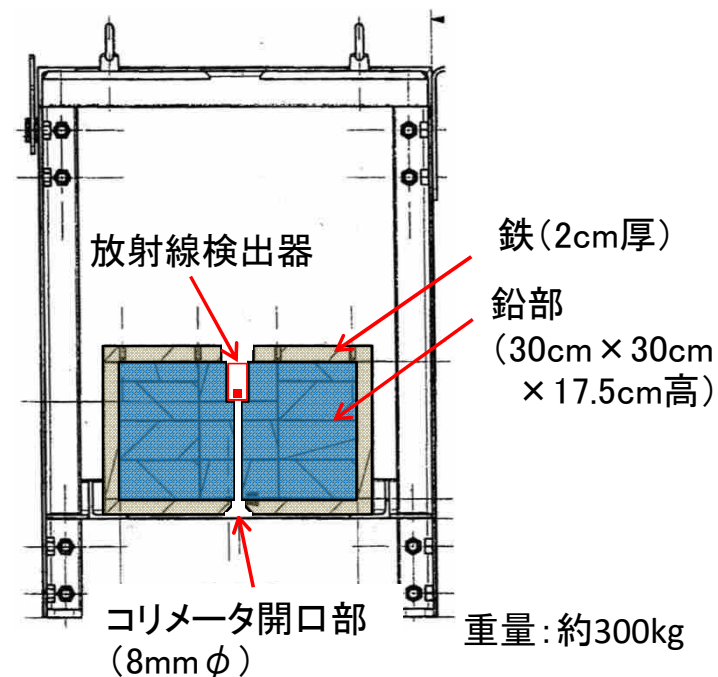
Cs-137(一様な密度の面線源)

3号機オペフロにおける線源調査の概要

(4) スペクトル測定結果における光子スペクトルの検討(1/2)

➤ コリメータ下部に一様に光子が 1cm^2 当たり1個入射すると仮定すると、コリメータ開口部及び鉛部を通して入射する光子は以下ようになる。

- 開口部から入射する0.662MeV光子
0.503 /sec
- 鉛を通して入射する0.662MeV光子
0.000515 /sec
- 開口部から入射する0.3MeV光子
0.503 /sec
- 鉛を通して入射する0.3MeV光子
 $1.26\text{E}-20$ /sec

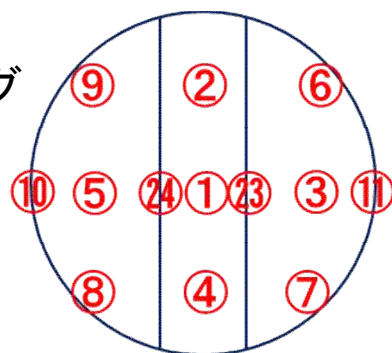


➤ 測定された波高分布は、開口部から入射した光子によると考えられる。

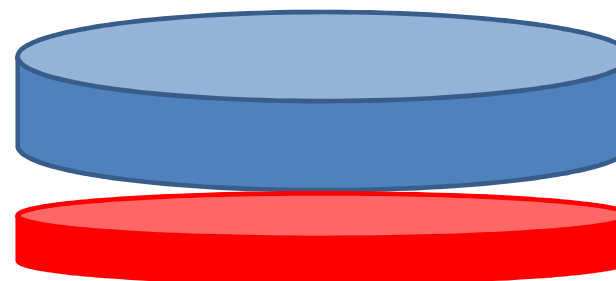
3号機調査 まとめ

Point	Peak count rates (cps)	Concentration (Bq/cm ²)
No. 1	32.8	5.6E+10
No. 2	7.19	1.2E+10
No. 3	23.4	4.0E+10
No.4	4.72	8.0E+09
No. 5	8.67	1.5E+10
Average		2.6E+10

測定を行ったシールドプラグ
上の測定箇所



No.1からNo.5までの汚染密度の平均値を用いている



3号機
シールドプラグ (60cm厚)

Cs137の密度が一様な
面線源を想定

半径6 m のシールドプラグの隙間全体に、平均の密度で
一様にCs-137があるとすると、総量で約 30 PBqとなる。

2号機オペレーションフロアにおける 線源調査について ～令和1年2月線量等測定の実績～

目的①(リスク低減、燃料取り出し工法や作業時の線量低減に資する調査)

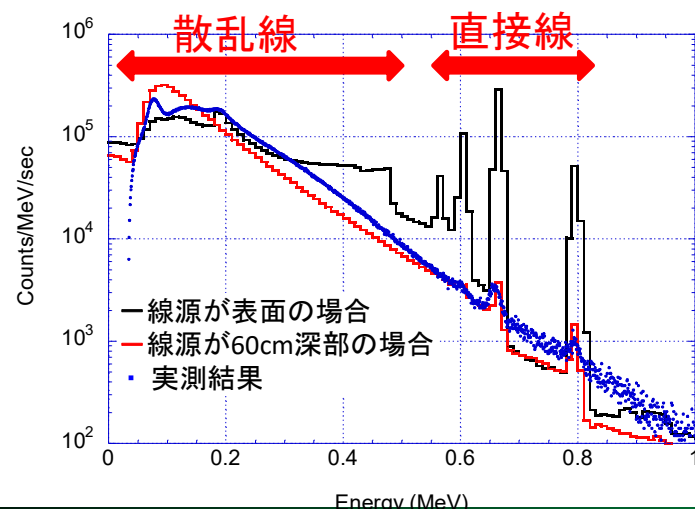
- 東京電力による2号機原子炉建屋オペレーティングフロア(オペフロ)の除染において、表面の汚染が線源と想定して床面の洗浄やハツリ等の除染作業を行っているが、現時点で十分な線量率の低減効果が得られていない。
- 規制庁は、原子炉直上のシールドプラグの下面等に高密度の汚染があり、これが大きな線源となっていると推定。
- 規制庁は、オペフロ上において線源がシールドプラグ下面などの深部にあることを確認する。

目的②(事故の分析に資する調査)

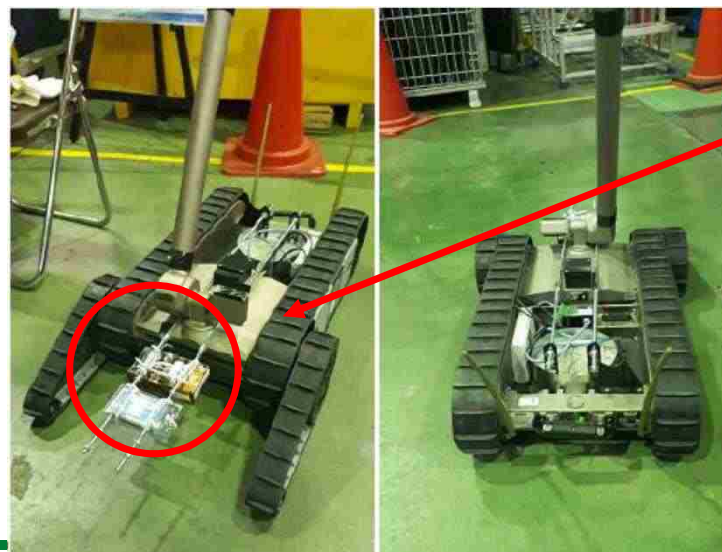
- 事故の分析の観点から、規制庁は、オペフロにおいて、シールドプラグ上の γ 線源の分布を測定、分析することで、事故当時に放出された放射性物質がどのような経路を通じて放出されたのか、また現在付着している放射性物質の核種や吸着量の検討を行う。

汚染状況の把握

シミュレーションと実測の比較



東京電力所有の調査ロボットを用いた遠隔測定

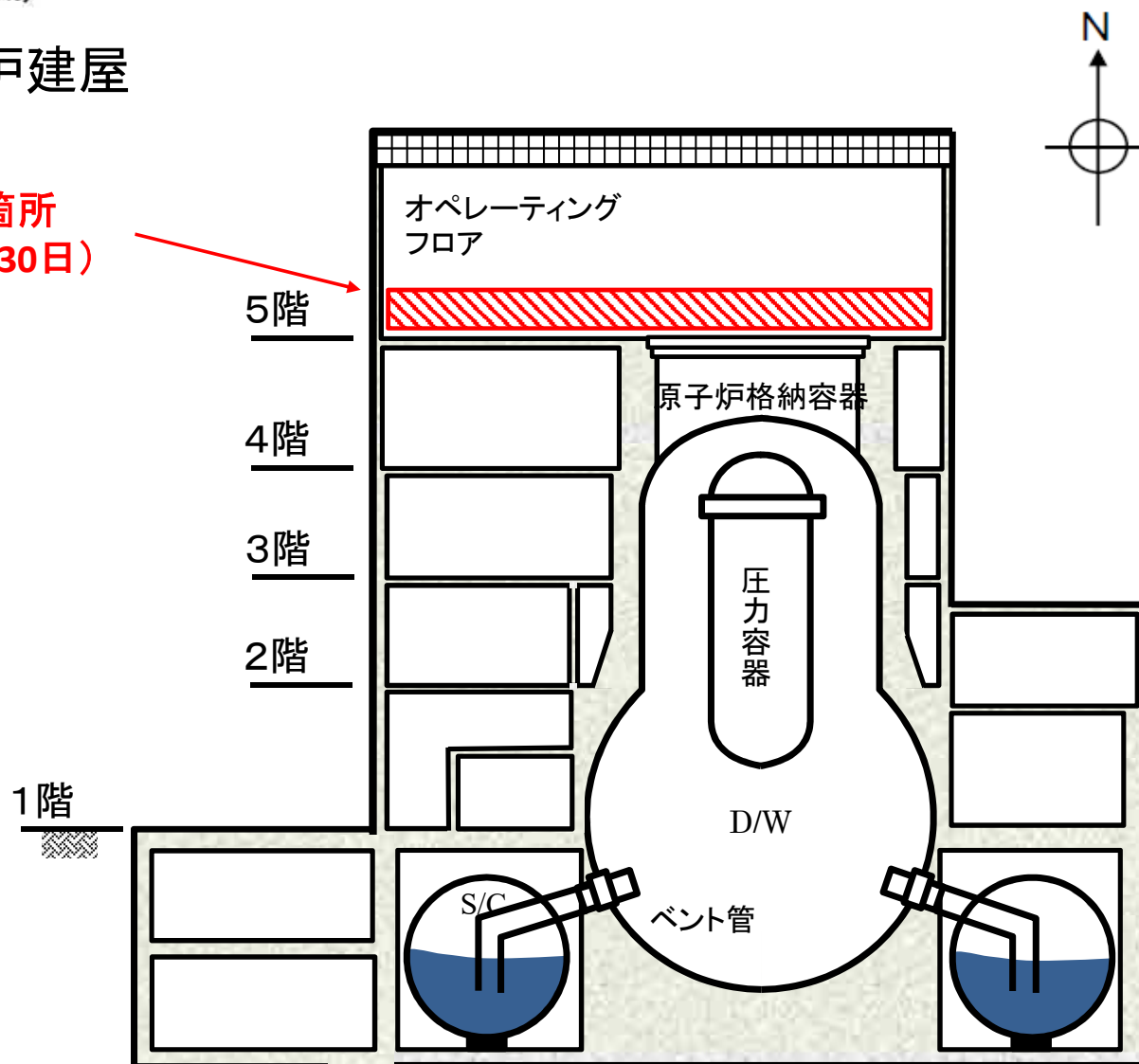


γ 線検出器
散乱してエネルギー
が低くなった γ 線を捉
える機能を持つ

東京電力より提供

○2号機原子炉建屋 (東西断面)

現地調査箇所
(令和2年1月30日)



東京電力「福島第一原子力発電所
原子炉設置変更許可申請書」
(平成15年6月現在)を基に作成

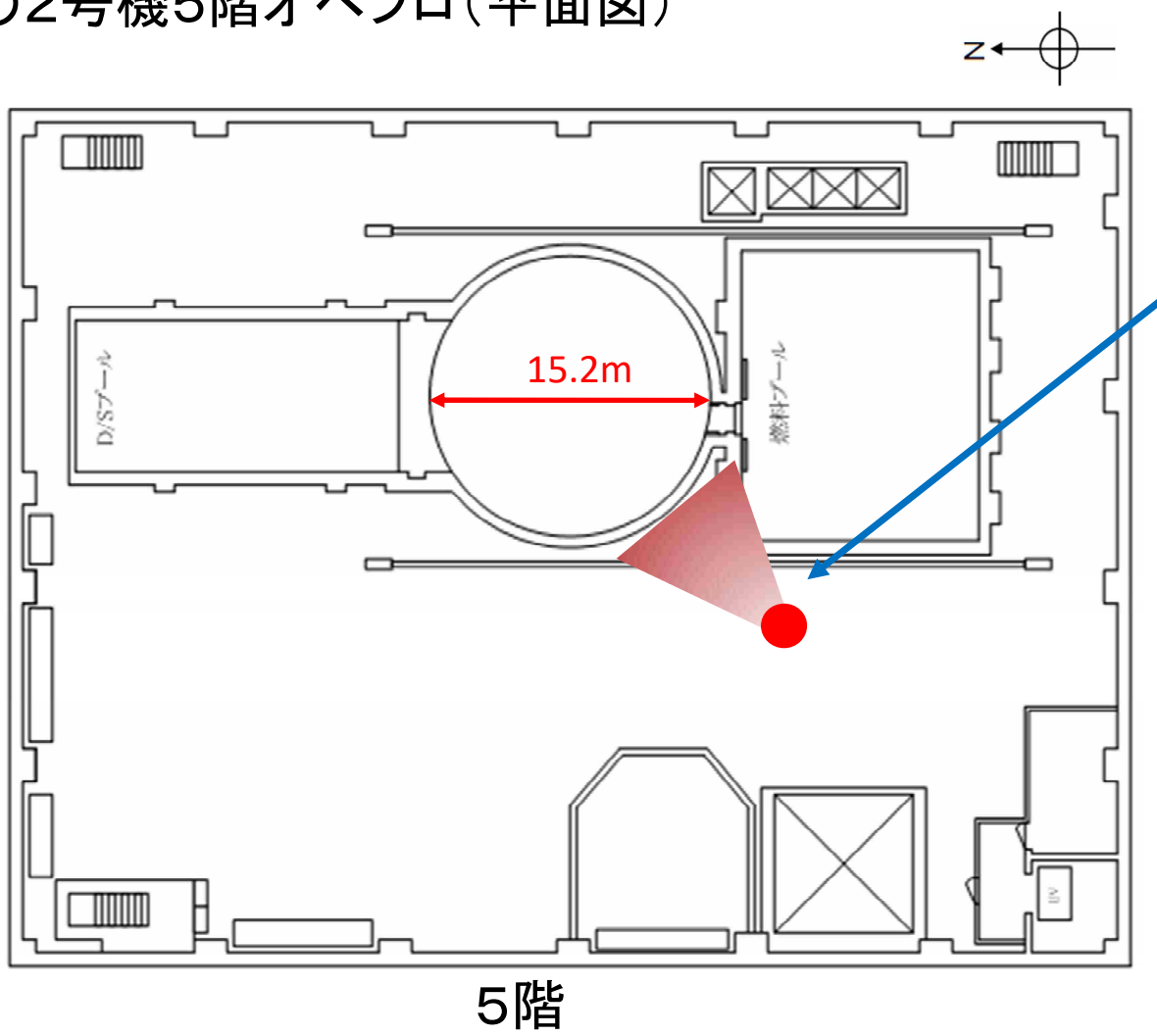
測定上の条件の違いを踏まえた選択が必要

対象号機	2号機	3号機
シールドプラグの状態	外観上の大きなズレや損傷なし	第1層に破損 中央部に30cm陥没
① 5階天井、壁、柱などの破損	ブローアウトパネルの脱落程度	大規模に破損
5階天井、壁、柱の汚染	ほぼ一様に汚染有り 測定に影響は小さい	汚染あり 測定への影響度小
シールドプラグ表面汚染の有無	有り 除染実績あり 880mSv/h⇒140mSv/h (プラグ中心1.5m高さ)	有り 除染実績あり 表層5mm程度はつり 800mSv/h⇒200mSv/h (プラグ中心5m高さ)
② 表面汚染レベル(線量のみ)	平均114mSv/h(1.5m高さ)	平均50mSv/h(0.5m高さ) 平均200mSv/h(5m高さ)
高線量瓦礫の有無	有り 片付け進行中	ほぼ無し
③ 選択した測定方法	・鉛遮へい付きAPD ・ガンマカメラ	鉛コリメータ付き 半導体検出器

3号機のような測定が不可能な理由

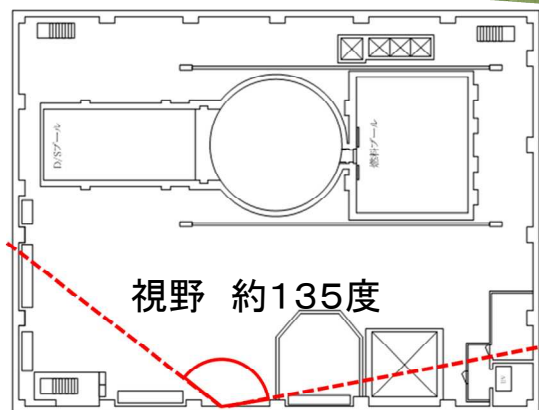
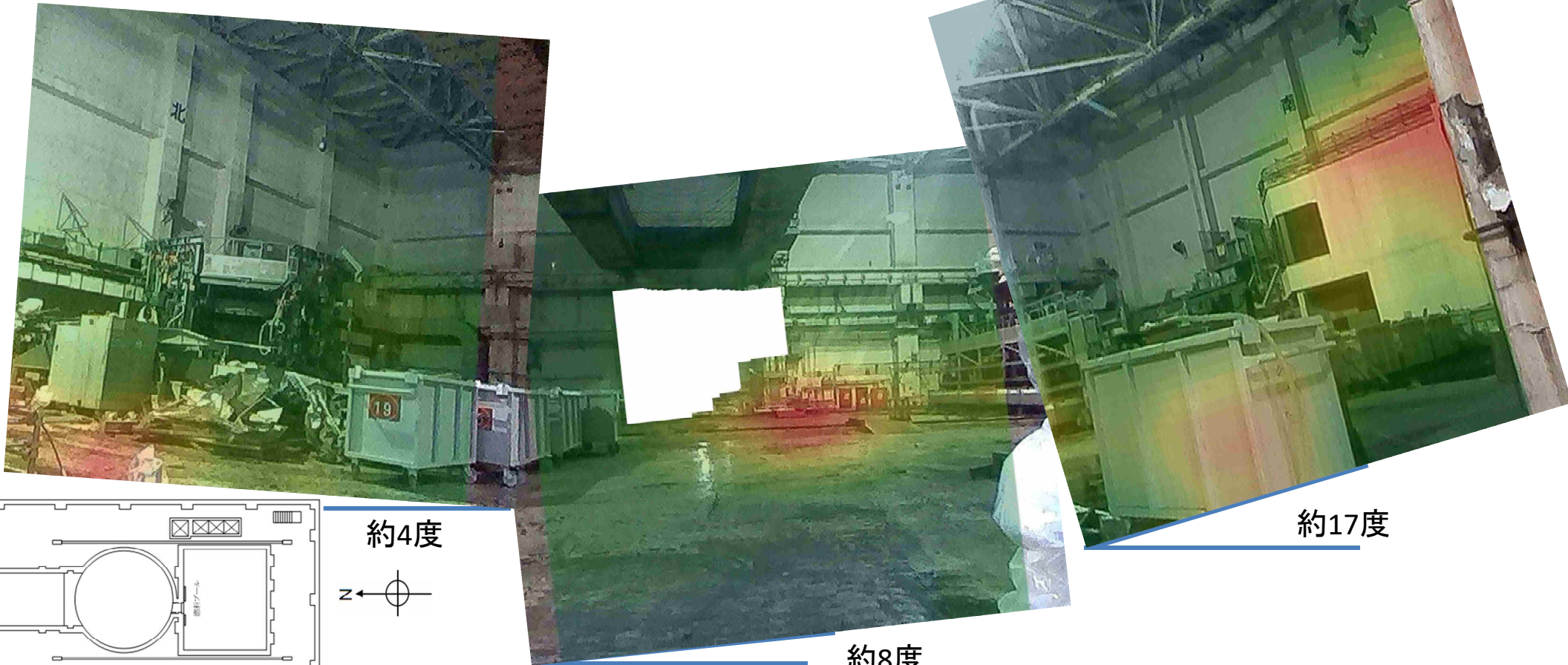
- ①建屋等が残っていることで外部からクレーン等を用いた大きな遮へい付きの検出器の持ち込みが難しい
- ②除染を行っているが、線量が高いため、使用できる検出器及びコリメータでは測定不可能
- ③シールドプラグ上面の汚染と周辺近傍の汚染からの線量を区分する目的で、周囲の変化をガンマカメラで測定し、シールドプラグ中央部を過去、東電において測定した測定値を用いる。

○2号機5階オペフロ(平面図)



○2号機5階オペフロ(ガンマカメラ撮影範囲)

【参考】



令和2年1月30日原子力規制庁撮影、一部加工

2号機原子炉ウェルプラグ上の線量率に起因する線源調査結果について ～遠隔操作ロボットによる線量率測定結果～

2020. 2. 3

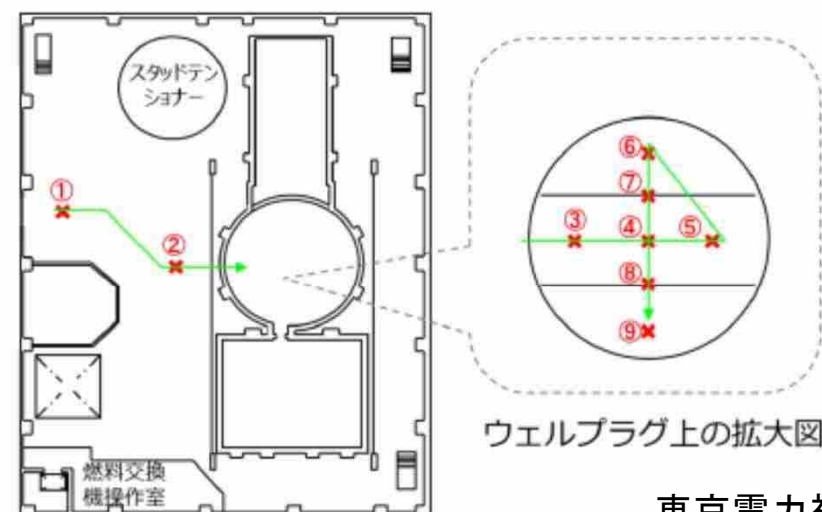
TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

- 測定日 : 2020年1月30日
- 測定場所 : 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア
- 測定器 : 電子式個人線量計2個 (鉛2mmの遮蔽付 : APD②、アクリル2mmのケース付 : APD①)
(データ出力 : 2分間の積算線量[mSv/2min] ※抽出後に1時間相当[mSv/h]に換算)
- 測定位置 : 横方向) 右下図中を参照、高さ方向) 床面より約10cm
- 測定結果 : 測定値[1cm線量率]は左下の表を参照。

(単位: mSv/h)

測定点	鉛遮蔽なし APD①	鉛遮蔽あり APD②	比率 (②/①)
①	10.6	7.89	0.75
②	13.2	9.06	0.68
③	153	120	0.78
④	291	262	0.90
⑤	165	148	0.90
⑥	360	335	0.93
⑦	683	657	0.96
⑧	473	428	0.90
⑨	164	131	0.80



2号機原子炉建屋 5階 オペフロ

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第10回会合 資料3 (参考)より引用

3. 線源把握 ～空間線量率(γ線線量率※)の測定結果～

TEPCO

特定原子力施設監視・評価検討会
(第71回)
資料2

■ 測定条件

- ・測定高さ：床面から1.5m

■ 調査結果

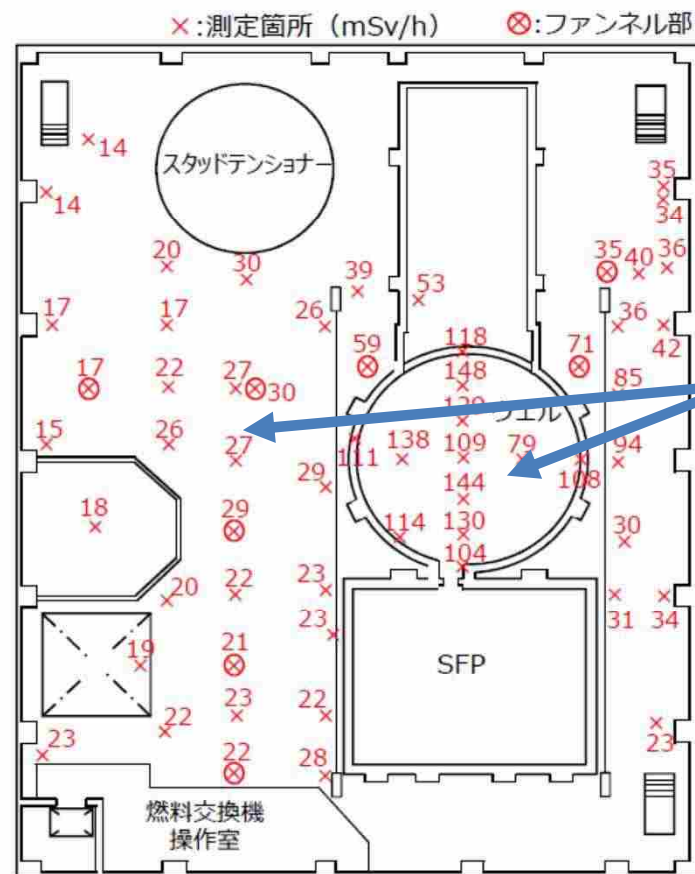
・線量分布：

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ョ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。



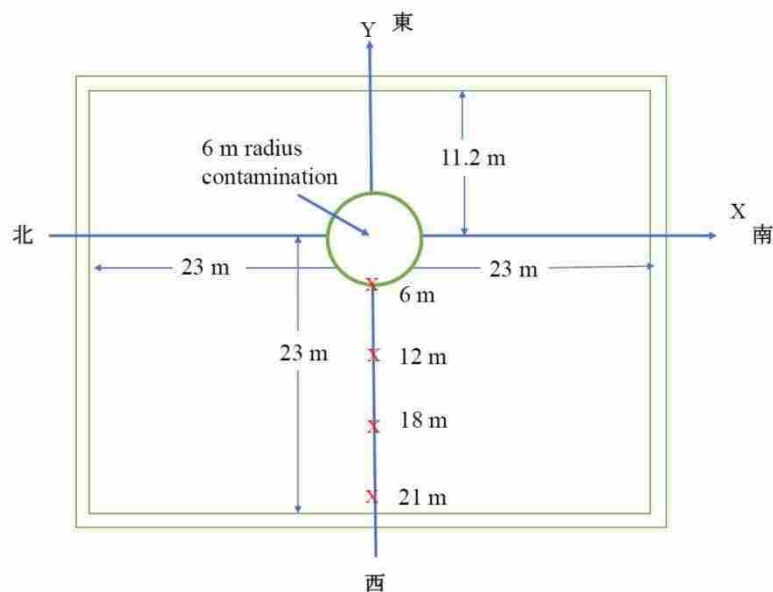
シールドプラグ裏面の汚染
密度の推定に用いた数値

2号機オペフロ

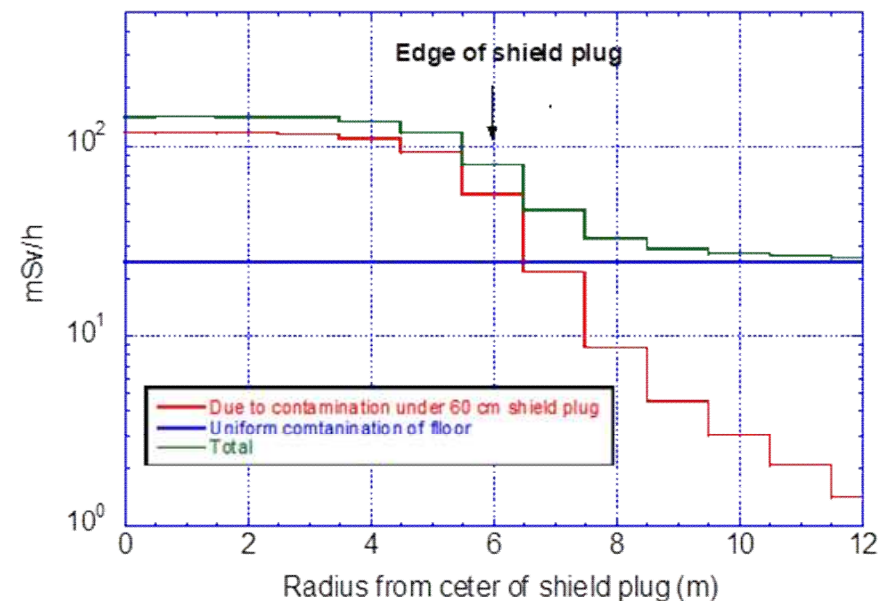
※1cm線量当量率

2号機オペフロの汚染密度が一様である場合の 1.5 m位置での周辺線量当量率に相当する汚染密度

	Y (m)		
	-12	-18	-22
Cs-137汚染密度から周辺線量当量率への換算係数 ($\mu\text{Sv per Bq/cm}^2$)	0.0238	0.0216	0.0152
近傍の周辺線量当量率測定値の平均値 (mSv/h)	25.8	21.2	15.6
周辺線量当量率測定値から換算したCs-137の汚染密度 (Bq/cm^2)	1.08E+06	9.82E+05	1.03E+06
近傍のCs-137汚染密度測定値の平均値 (Bq/cm^2)	Y=-8 m	Y=-19 m	Y=-21 m
	4.80E+05	2.64E+05	2.56E+05



2号機オペフロ の模式図



Ambient dose equivalent around shield plug at 1.5 m from plane source.
Contamination under 60 cm concrete with 6 m radius
(Cs-137 : 9.3×10^{10} , Cs-134 and Sb-125 : 9.3×10^9 Bq/cm²)
Contamination whole floor surface
(Cs-137 : 8.33×10^5 , Cs-134 and Sb-125 : 8.33×10^4 Bq/cm²)

2号機調査 まとめ

2号機オペフロのシールドプラグ上部 150 cm での周辺線量当量率は、79 – 148 mSv/hである。平均の114 mSv/hであるとする。

ガンマカメラの結果より、シールドプラグ上の測定に壁や天井等の比較的離れた箇所の影響は小さく、近傍の床など線量影響は、少なくとも**30mSv/h程度**が表面汚染による線量率であると考えられる。そこで、シールドプラグ表面の汚染による周辺線量当量率が、30 mSv/hであるとしてシールドプラグ隙間のCs-137の汚染密度を求める。計算は3号機の場合と同様にシールドプラグ裏面に半径6mの面線源があると仮定するし、84 mSv/h がシールドプラグ隙間の汚染による場合

$$S = 84 * 1000 / 1.28E-06 = 6.6E+10 \text{ Bq/cm}^2$$

となり、半径6 mの領域では、概算として約70PBqとなる。

2号機オペフロのガンマカメラによる測定結果の概要

【参考】

測定結果の概要

今回の測定結果から、シールドプラグの隙間から2号機のオペレーションフロアに出た放射性核種を含む気体がフロア全体に充満したことが推測される。また、吹きだした方向やシールドプラグからの距離などにより、壁の汚染密度が違った可能性が考えられる。

全体的に見れば、壁の汚染密度が他の箇所（天井や床、クレーンガーダー）に比べて高く、床の汚染密度が全般的に低かった。

これは、床が他の箇所と異なり、ロボットを使って汚染物の片付けを行なったことと関係している可能性がある。

測定箇所	平均汚染密度 [MBq/cm ²]
北壁	0.89
東壁(北側)	1.6
東壁(中央部)	1.4
東壁(南側)	0.45
南壁	0.41

測定箇所	平均汚染密度 [MBq/cm ²]
天井(北壁向き)	0.68
天井(東壁向き)	0.60
床 (東壁向き)	0.13

1号機オペレーションフロアにおける 線源調査について

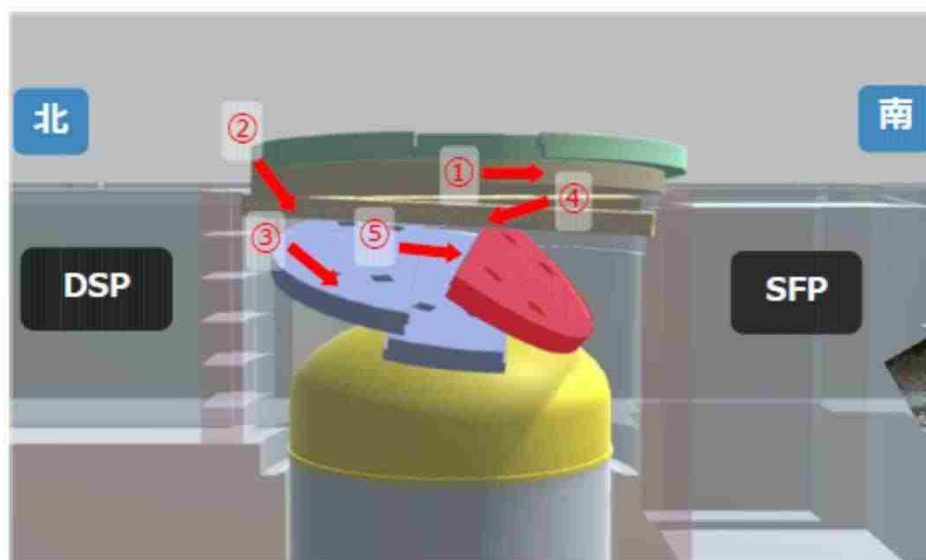
～2016年12月から2018年9月に東京電力にお
いて実施された線量等測定結果の分析～

2017/3/30 廃炉汚染水対策チーム会合事務局会議資料
 「福島第一原子力発電所1号機オペレーティングフロア調
 査結果(中間)について」抜粋

(参考) プラグ内部調査での撮影映像 (1)

- 目的：調査カメラ（能動スコープ）をウェルプラグがずれて隙間が開いている箇所から内部へ挿入し、ウェルプラグの状態を確認する
- 調査期間：2016年12月～2017年2月
- 調査結果：ウェルプラグ上段／中段に加え，下段も正規の位置からずれていることを確認した。

1号機オペフロ



ウェルプラグイメージ図（西側）



中段北側より撮影(北⇒南)

1号機の状況 (参考) プラグ内部調査での撮影映像 (2)

2017/3/30 廃炉汚染水対策チーム会合事務局会議資料
「福島第一原子力発電所1号機オペレーティングフロア調査結果(中間)について」抜粋

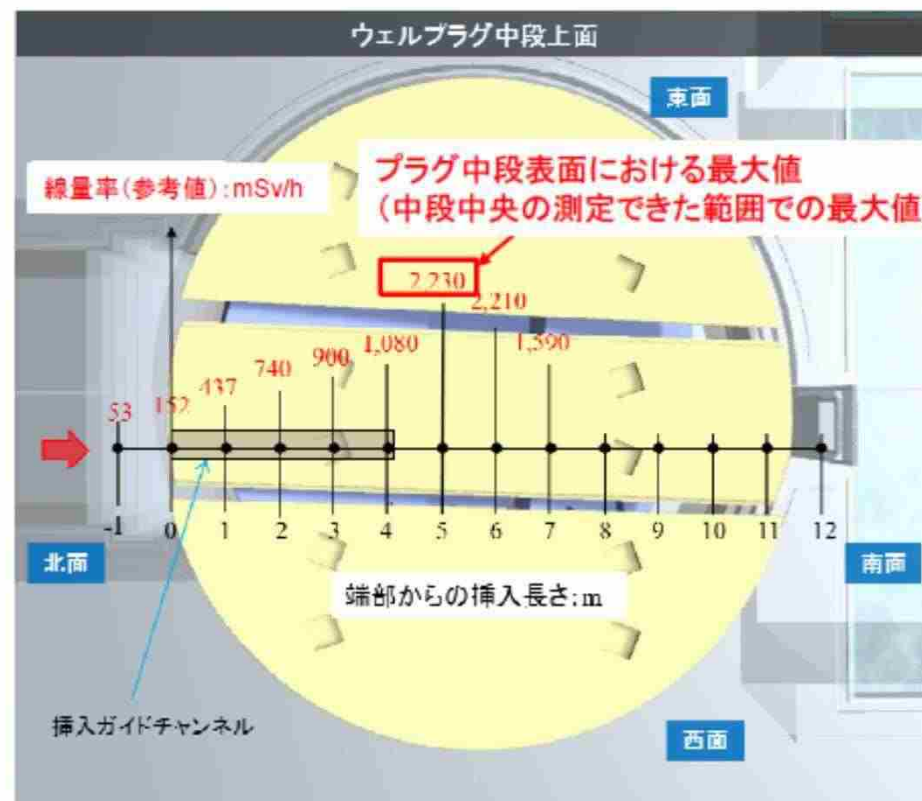


1号機の状況

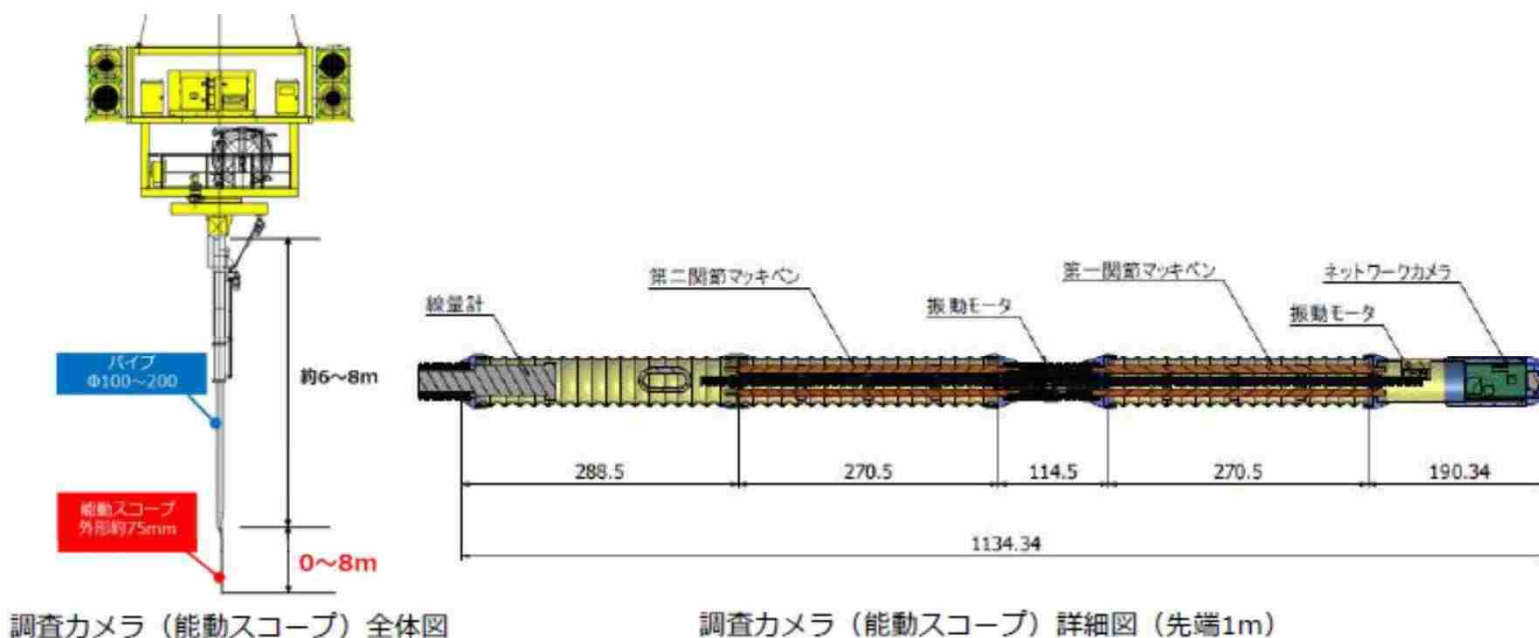
(参考) プラグ表面線量率の測定値

2017/3/30 廃炉汚染水対策チーム会合事務局会議資料
「福島第一原子力発電所1号機オペレーティングフロア調査結果(中間)について」抜粋

- ウェルプラグ北側開口部より内部へカメラを挿入し、内部状況の調査を実施。
- 線量測定結果は、ウェルプラグの中央部に近づくほど線量率が高くなる傾向。
- なお、線量計を調査装置に取り付けた状態での照射試験を未実施のため、今回得られた線量率は参考値。今後照射試験を実施する。



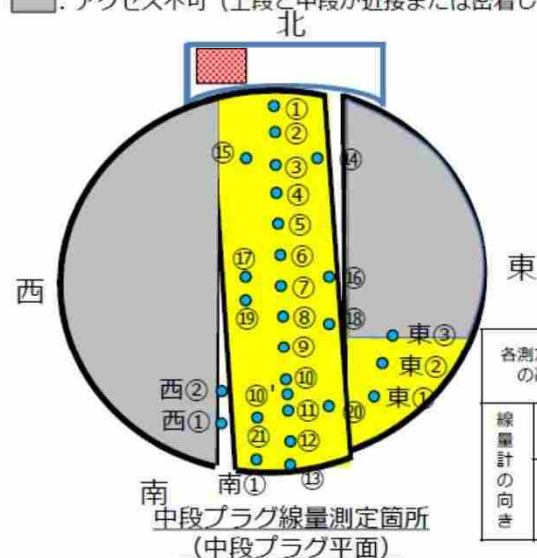
- 実施日：2017年2月15日
- 調査装置外観：下図参照
- 線量計の検出器：GM管
- 測定範囲：0.1 μ Sv/h～10Sv/h



1号機の状況【参考】ウェルプラグ調査線量率測定結果（上段プラグ～中段プラグ間）**TEPCO**

測定箇所	最大線量率 >1500mSv/h		>1000mSv/h		(単位：mSv/h)	
	低所	中	高	低	中	高
測定箇所	下向き	上向き	下向き	上向き	下向き	上向き
①	850	700	-	-	-	-
②	1390	1010	-	-	-	-
③	1640	1250	-	-	-	-
④	1290	1330	-	-	-	-
⑤	1560	1380	1530	1260	-	-
⑥	1560	1510	1550	1270	-	-
⑦	1720	1240	1560	1360	-	-
⑧	1570	1200	1260	1120	-	-
⑨	760	730	920	700	-	-
⑩	840	820	800	800	-	-
⑩'	1080	860	1000	760	-	-
⑪	1250	920	1010	790	940	820
⑫	1400	900	880	930	800	700
⑬	1090	700	840	690	600	460
⑭	1630	1210	-	-	-	-
⑮	1370	1000	-	-	-	-
⑯	1970	1330	1390	1170	-	-
⑰	1550	1200	1280	1040	-	-
⑱	1520	1140	1220	1020	-	-
⑲	1520	1070	1130	950	-	-
⑳	1350	860	870	860	840	700
㉑	1540	940	980	730	720	620

●：線量率測定ポイント
 ■：アクセス可
 □：アクセス不可（上段と中段が近接または密着しているため）



(単位：mm)

各測定位置 の高さ		ロボット姿勢		
		低所	中	高
線量計の向き	上向き	240	470	690
	下向き	20	250	470

(単位：mSv/h)

測定箇所	低所			中			高		
	下面	上面	壁面	下面	上面	壁面	下面	上面	壁面
西①	640	630	-	-	-	-	-	-	-
西②	690	660	-	-	-	-	-	-	-
東①	1350	930	-	900	950	-	-	-	-
東②	850	830	-	920	780	-	-	-	-
東③	960	770	-	730	690	-	-	-	-
南①	1240	920	920	850	710	700	650	690	660

15

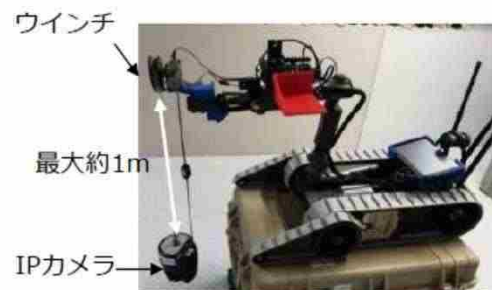
1号機の状況 3-1 ウェルプラグ調査概要

TEPCO

- 目的
プラグの保持状態や汚染状況等の確認を行い、プラグの扱いの検討に資する情報を取得する。
- 調査期間
7月17日～8月26日
- 調査項目
カメラ撮影、空間線量率測定、3D計測、スミア採取
- 調査範囲
プラグ北側の開口部からプラグ内に遠隔操作ロボットを投入し、走行可能な範囲で中段プラグ東やプラグ間の隙間部にアクセスする。
⇒ 今回、3D計測とスミア採取結果を含めて報告する



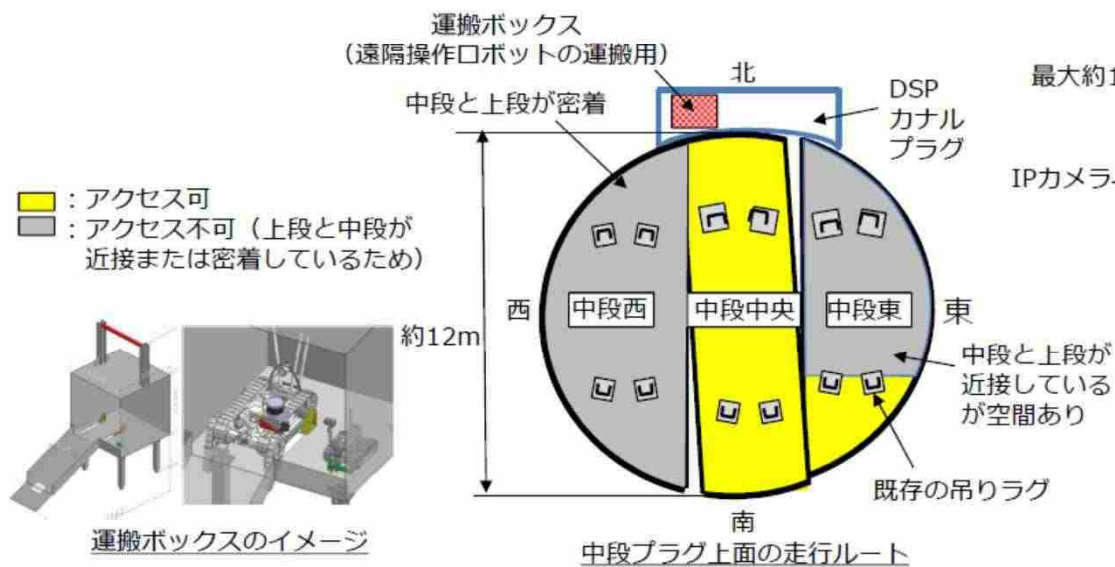
線量率測定



カメラ吊り降ろし



スミア採取



1号機調査 まとめ

1号機原子炉建屋 瓦礫撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨切断開始について¹⁾(2019年9月26日)の15ページに掲載されている1号機ウエルプラグ調査線量率測定結果を用いて推定を行う。

中段の下向き測定が、上段プラグと中間プラグの中央であるとし、どの場所でも両面からの合計を測定しており、かつ、両面の密度は同じと仮定する。中段の下向き25cmが中央での測定とすると、下向きの線量率⑥1550 mSv/hの半分が1面からの寄与である。

$$Q = \frac{3.51 \times 10^5 \times 775}{\ln \frac{600^2 + 25^2}{25^2}} = 4.28 \times 10^7 \left(\frac{\text{Bq}}{\text{cm}^2} \right)$$

この結果は、半径6 mの面線源の場合である。上記の測定では、3分割された両サイドの領域は、上段と中段が近接または密着しておりアクセスできなかったと説明されている。従って、隙間を直視する位置以外では、両サイドからの寄与は小さいと考えられる。面線源の場合、大凡面積に比例するので、中央の領域のみが寄与しているとすると、上記の3倍程度の汚染密度と思われる。シールドプラグ間に沈着したCs-137としては、両面を考慮する必要があるので、ので、大凡 1.3×10^8 Bq/cm²程度の汚染密度、総量では、0.16 PBqであると推定できる。



1－3号機のシールドプラグ汚染状況の比較

○状況整理

シールドプラグ下部の汚染は、シールドプラグが健全である程度「密閉に近い」状態が長いほど多くなると考えられる。ウェル内部の圧力が高くなって、シールドプラグから放射性核種を含むガスが出ていく場合に、シールドプラグが破損している場合には、シールドプラグの隙間に滞留せずに破損部から出ていく割合が多くなると思われる。シールドプラグは、1号機では12日の15時36分の水素爆発まで、3号機では14日の11時1分の水素爆発までは、健全であったと考えられる。2号機は、基本的に現在まで健全状態が保たれている。水素爆発による破損の程度は、1号機よりも3号機の方が大きい。1号機と3号機では、水素爆発により上部の構造体が破損されて雨ざらし状態であったことから、一部のCs-137等は下部に流出した可能性も考えられる。このような状況が、1－3号機間のシールドプラグ間のCs-137量に違いに反映していると思われる。ただし、1号機のシールドプラグ裏面でのセシウム量は0.16PBq程度であり、2号機70PBq、3号機30PBqの約200～500分の1程度に過ぎない。

○1号機と2, 3号機の汚染に相違が生じる理由の検討

・測定上の検討

今回の汚染の推定は、現場での限られた状況での測定値を基に推定している。よって測定手法や検出器の信頼性等を、再度確認する必要がある。しかし、オーダーでの差異が生じがたい。

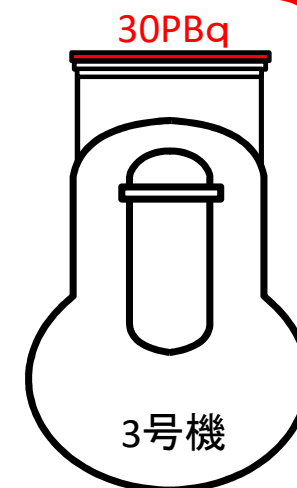
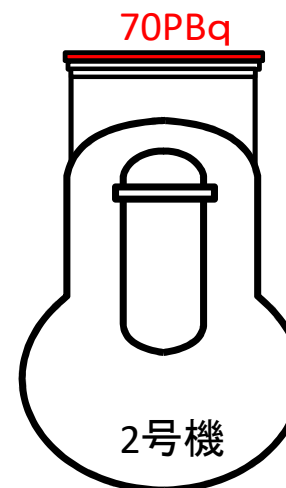
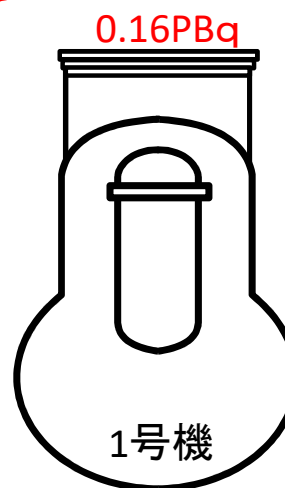
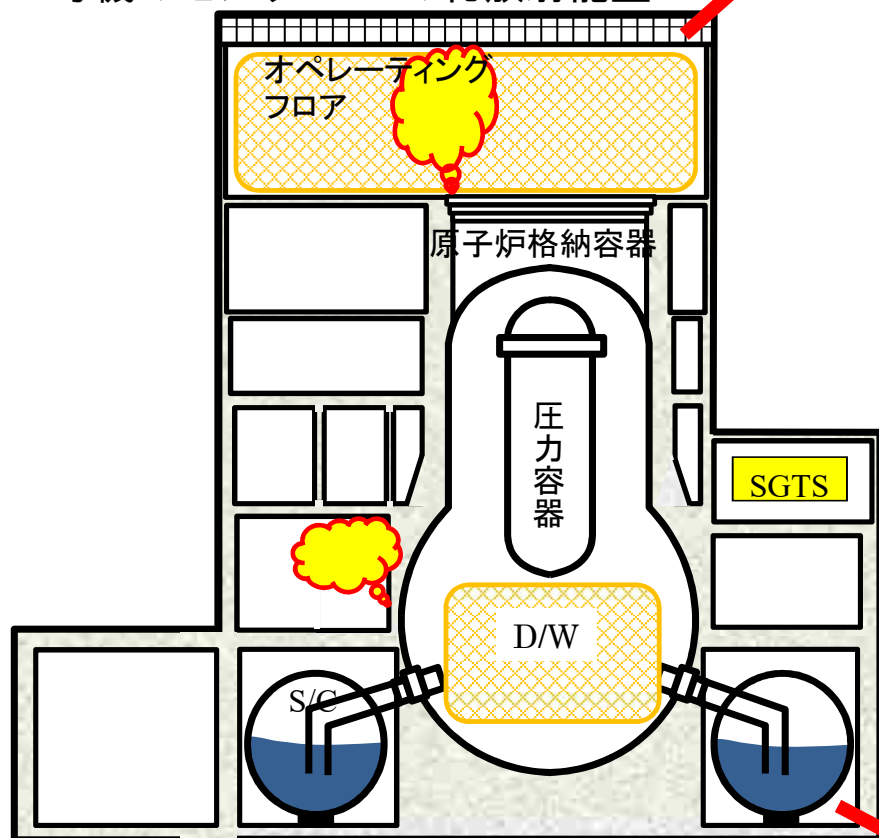
・セシウム等の付着のメカニズムの検討と事象進展の理解の深化

炉心損傷後に格納容器からセシウム等がどのような温度や化学形態でシールドプラグを通過したのか、特に1号機においては、付着が少ないことから、その原因について多面的に確認する必要がある。

710PBq※1

1-3号機のセシウム137の総放射能量

15PBq※2 大気環境側への移行分



1-3号機原子炉建屋内等に留まるセシウム137は概算で以下の通り。

$$710 - (440 + 15) = 255 \text{ PBq}$$

これは1-3号機インベントリー約36%が留まっている可能性がある。

またこれまでの調査で、3号機のシールドプラグ裏面には概算で約30PBq相当のセシウム137の付着が確認されている。また2号機についても約70PBq相当のセシウム137の付着が確認されている。特に2号機は水素爆発等の影響がないため、主にオペフロ内のセシウム137による線量が高い傾向にある。一方、1号機のシールドプラグ裏面でのセシウム量は0.16PBq程度であり、2、3号機の約200～500分の1程度に過ぎない。

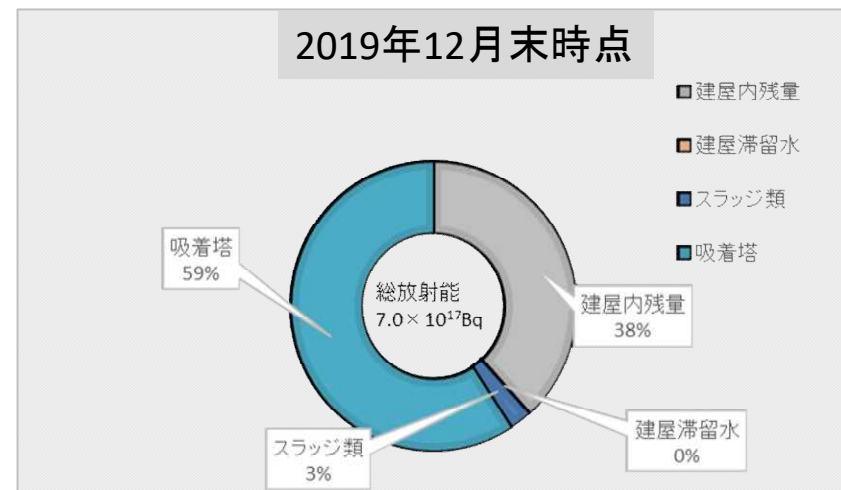
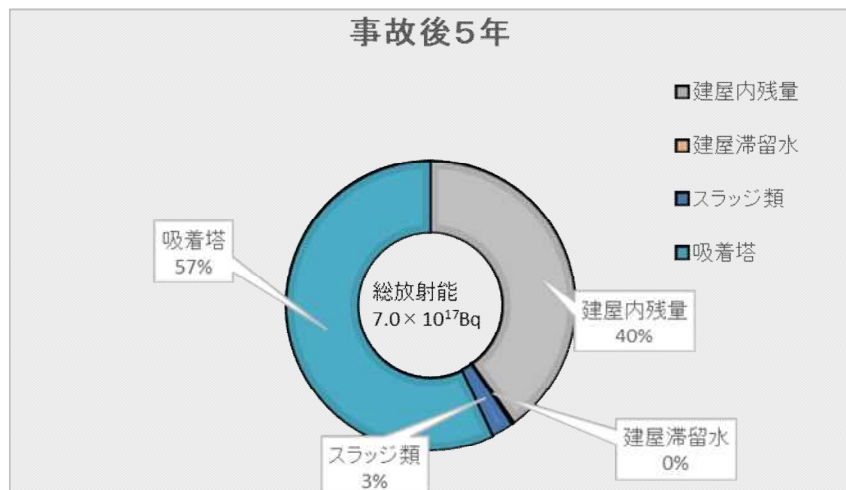
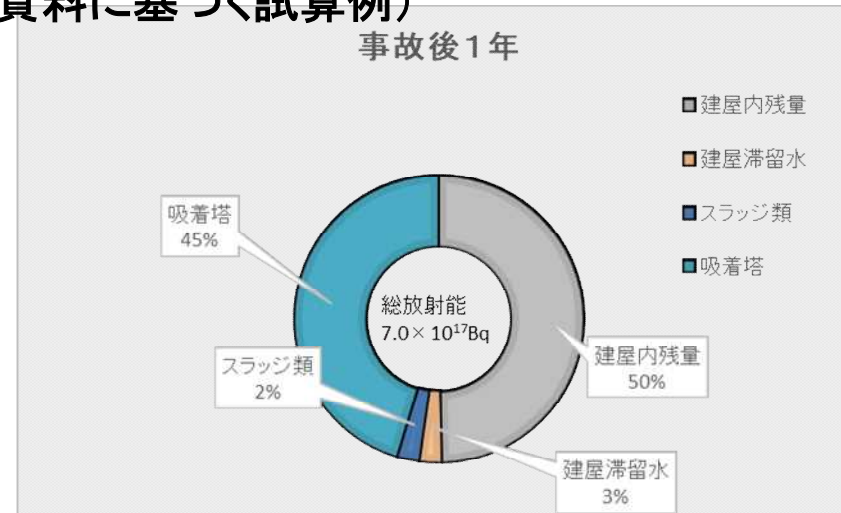
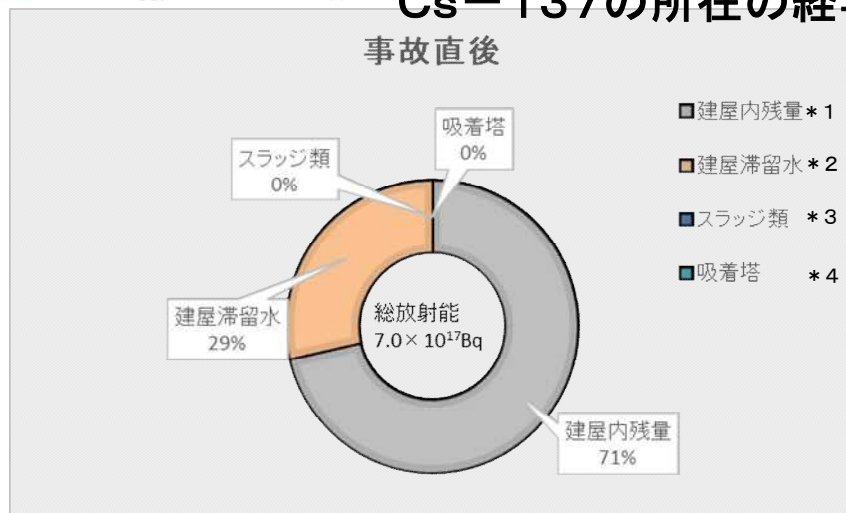
440PBq 吸着塔など汚染水側への移行分

※1: 福島第一原子力発電所1～3号機の原子炉停止時の放射性物質(ヨウ素131、セシウム137)の量について(平成23年4月14日原子力安全・保安院)

※2: 原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書(平成23年6月)

Cs-137の所在の経年変化(公表資料に基づく試算例)

【参考】



* 1 建屋内の総放射能を、JAEA-DATA/Code2012-018より $7.0 \times 10^{17} \text{Bq}$ と想定し、これから建屋滞留水、スラッジ類及び吸着塔の放射能を減じたものを建屋内残量として算出

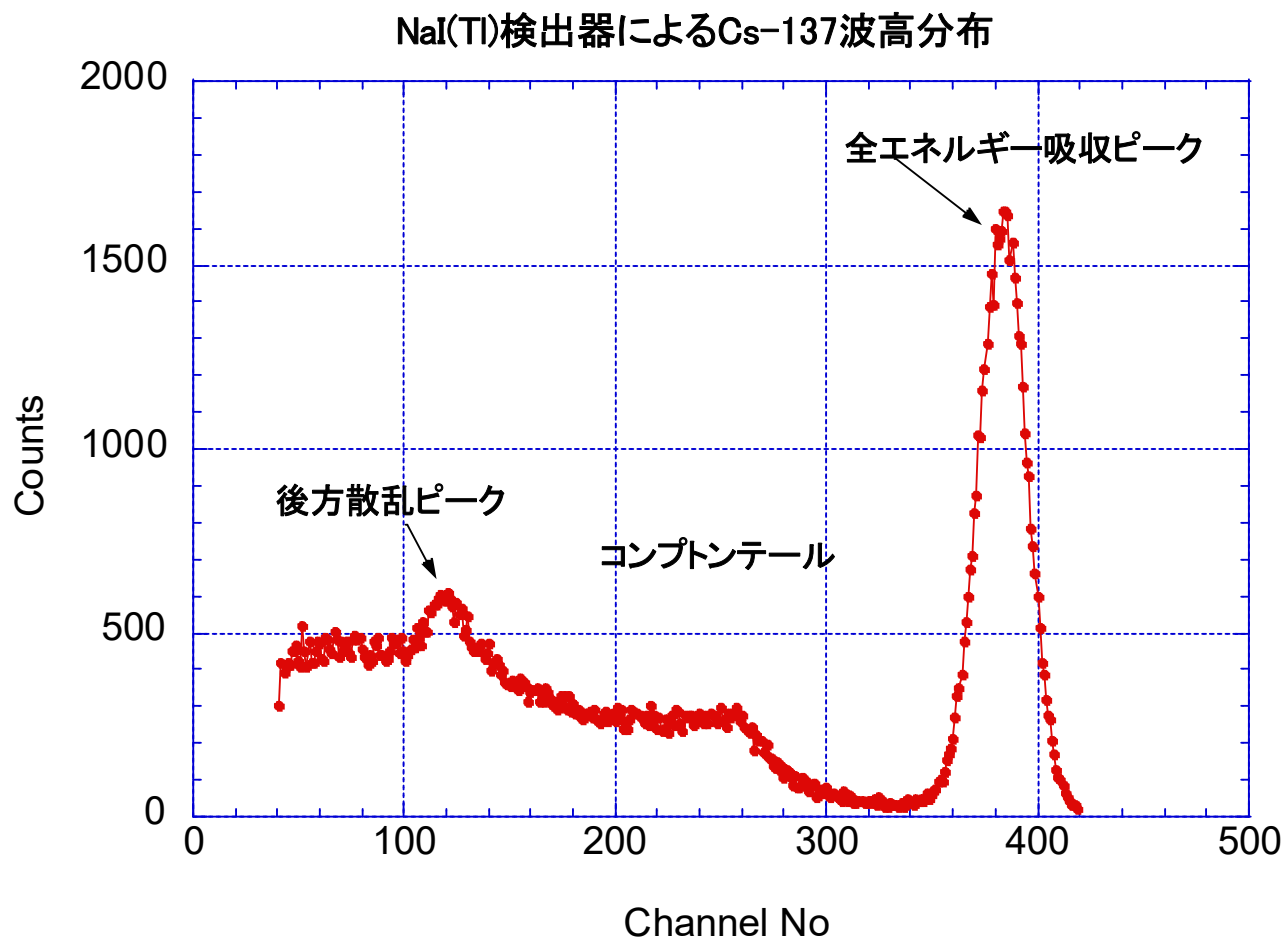
* 2 建屋滞留水は建屋に保管されている滞留水量とプロセス主建屋(PMB)の放射能濃度を乗じて算出

* 3 スラッジ類は東京電力ホールディングス株式会社による概算値

* 4 吸着塔は滞留水の処理流量とプロセス主建屋(PMB)の放射能濃度を乗じて、全てが吸着塔に移行するとして算出

測定原理

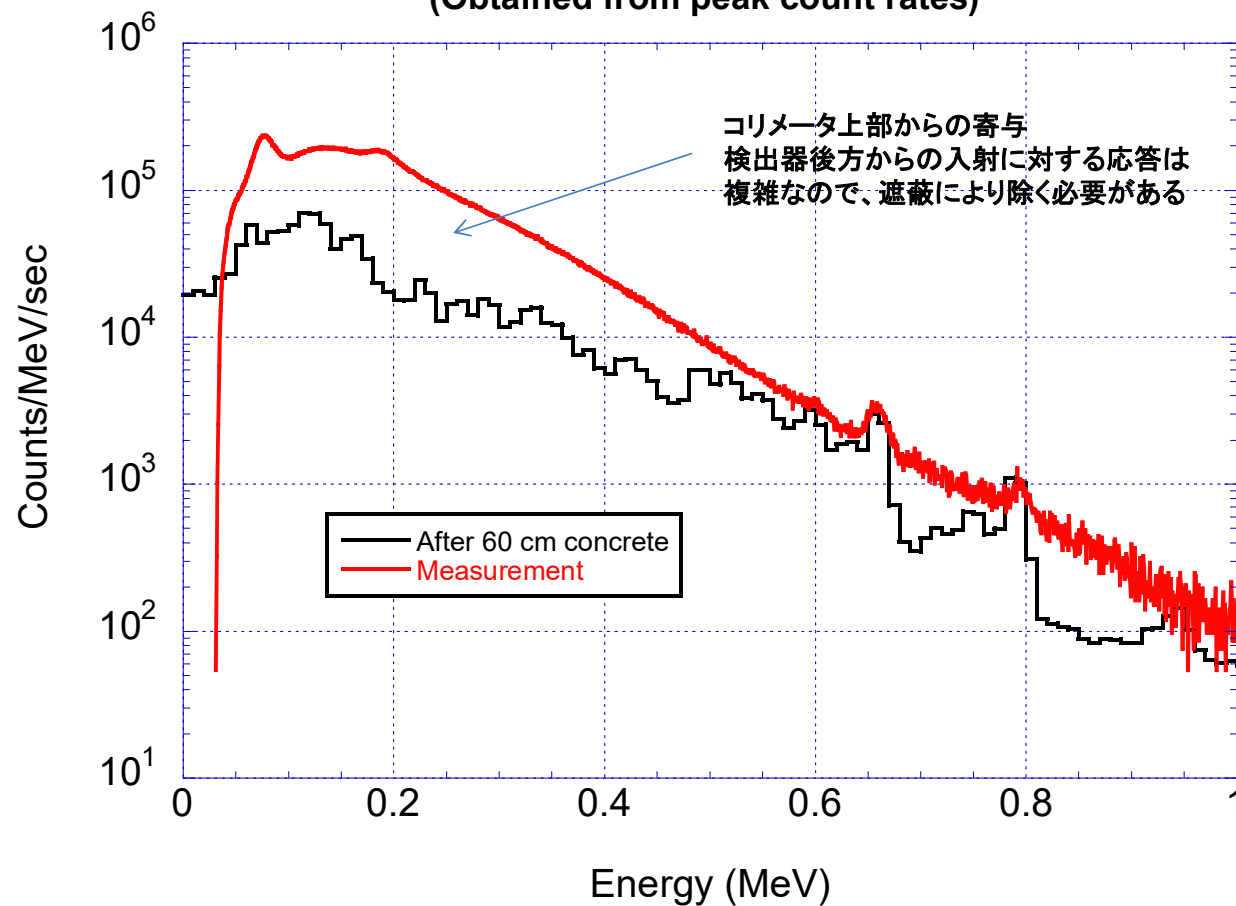
- 例えば、NaI(Tl)検出器でCs-137線源を測定すると右図の様な波高分布が得られる
- 全エネルギー吸収ピークは、0.662 MeV γ 線のすべてのエネルギーが検出器に吸収された場合
- 検出器中でコンプトン散乱が起き、散乱 γ 線が検出器の外部に出る場合は、外部に出た γ 線のエネルギーは検出器内に吸収されないため、コンプトンテールと呼ばれる幅広い分布となる。
- 線源から出た γ 線が周りで後方に散乱された後、検出器に入射し、そのエネルギーがすべて検出器に吸収される場合に、後方散乱ピークとなる。



Concrete thickness	30 cm	40 cm	50 cm	60 cm
Considered source radius	5.1 cm	5.8 cm	6.4 cm	7.2 cm
photons/sec per Bq/cm ²	1.0E-06	2.0E-07	3.9E-08	7.5E-09
counts per Bq/cm ²	7.8E-08	1.5E-08	3.0E-09	5.8E-10
Bq/cm ² per cps	1.3E+07	6.6E+07	3.3E+08	1.7E+09

GR-1 pulse height distribution at shield plug center (50 cm height)
using spectrum at 50 cm $\cos \theta > 0.99949$

corresponding opening angle for $5.60\text{E}+10 \text{ Bq/cm}^2$
(Obtained from peak count rates)



CdZnTeの波高分布の比較

【参考】

- CdZnTeの位置に対応するシールドプラグ表面から50 cmの位置で、コリメータを通してシールドプラグ表面を望む角度内の光子($\cos \theta \geq 0.99949$)スペクトルを計算する
- 得られた光子が、コリメータの半径(4 mm)内で一様に検出器に垂直に入射するとしてCdZnTeの吸収エネルギー分布を計算
 - 総研大学院生の研究から、表面からの入射の場合、実効的な有効領域は、0.8 cm x 0.8 cmであるという結果を加味
- CdZnTeのエネルギー分解能を加味した波高分布を求める
 - 0.662 MeV γ 線のFWHMが0.014 MeV
- シールドプラグ中心でピーク検出効率から求めた汚染密度(5.60E+10 Bq/cm²)で、測定値と計算で求めた波高分布を比較
 - コリメータ内壁での散乱は含まれていない
 - 上部に遮蔽をしていなかったため、空気中で散乱された低エネルギー光子の寄与がある

点減衰核計算について

直接線による周辺線量当量率

半径 R_0 (cm)の面線源の上部に、厚さ t cmの遮蔽があるときの、中心軸上 h cmでの直接線の光子束は、以下の式で求めることができる。

$$\phi = \frac{Q_s}{2} [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec(\beta))] \quad (1)$$

$$\sec(\beta) = \frac{\sqrt{R_0^2 + h^2}}{h} \quad (2)$$

μ は、遮蔽の線減衰係数、 Q_s は、単位面積当たり毎秒放出される光子数(photons/cm²/sec)、 $E_1(x)$ は、1次の指数積分である。

1cm線量当量換算係数 Γ_{1cm} を用いて、光子束から1cm線量当量率への換算係数 C を求める。1 cm線量率は、1 MBqの点線源から1 m の位置での μ Sv/h 単位の1cm線量当量率である。

崩壊当たり q 個の光子を放出する1 MBqの線源から1 m 位置での光子束は、

$$\phi_{1MBq,1m} = \frac{10^6 q}{4\pi \times 100^2} = \frac{10^2 q}{4\pi} \quad (3)$$

であるので、光子束から1cm線量当量率への換算係数 C は、

$$C = \frac{\Gamma_{1cm}}{\phi_{1MBq,1m}} = \frac{\Gamma_{1cm} \times 4\pi}{10^2 q} = \frac{0.04\pi\Gamma_{1cm}}{q} \quad (4)$$

である。(1)式と(4)式から、

$$D = \frac{0.04\pi\Gamma_{1cm}}{q} \times \frac{Q_s}{2} [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec(\beta))] = 0.02\pi\Gamma_{1cm} \times \frac{Q_s}{q} [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec(\beta))] \quad (5)$$

Q_s/q は、単位面積当たりのBq数(Bq/cm²) に対応する。

μ は、 γ 線のエネルギーにより異なることから、複数の γ 線を放出する核種の場合は、 γ 線毎に、 Γ_{1cm} を求めて計算する。

1. 中村尚司、“放射線物理と加速器安全の工学”、第2版、地人書館 2001

2. Y. Namito, H. Nakamura, A. Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S. Ban, H. Hirayama, “Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo calculation”, J. Nucl. Sci. Technol., 49, 167-172 (2012).

3号機オペフロにおける線源調査の概要

【参考】

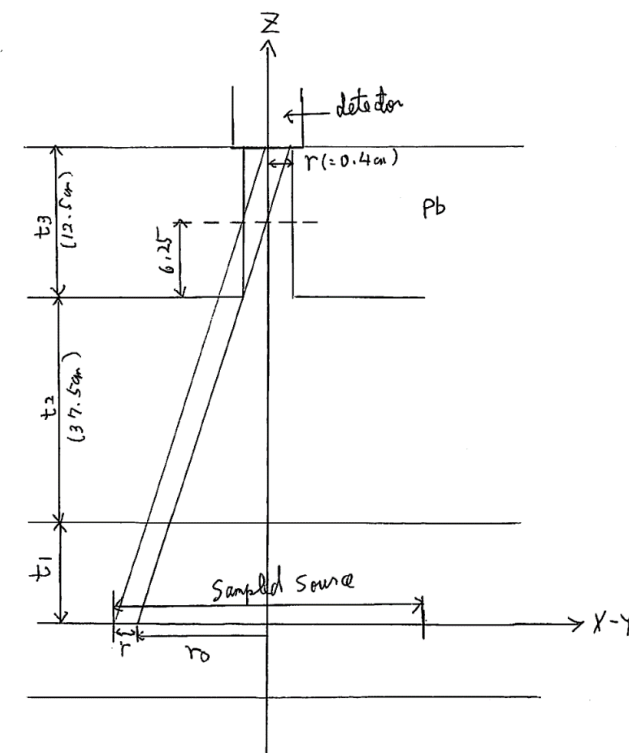
(4) スペクトル測定結果における光子スペクトルの検討(2/2)

- スペクトル測定により測定された波高分布は、コリメータ開口部から入射した光子によるものと考えられることから、Cs-137の非散乱線から汚染密度の推定を以下のとおり行った。

- ① Cs-137の非散乱線から汚染密度の推定 (p.18-19参照)
- ② 実効半径の確認 (p.18-19参照)

○ Cs-137の非散乱線から汚染密度の推定

- ・ コリメータ中のCdZnTeに達する非散乱線数を右式 i により求める。
- ・ 乱数を使って、半径 r_s の等方面線源で、線源位置と方向をサンプリングし、途中の物質(コンクリート、空気及び鉛)による減衰を考慮して検出器に達する非散乱線を計算する。
- ・ 汚染密度の推定には点減衰核計算法を用いた。(文献1)
- ・ 今回用いた検出器のレスポンス計算については、電磁カスケードモンテカルロコードegs5(文献2)を用いた。



$$\text{式 i } r_s = \frac{r \times (t_1 + t_2)}{t_3 / 2} + r$$

議論の論点

今回の測定・分析結果の意義

□ 1F各号機で発生したCs137のうち、「原子炉建屋」分の行き先の定量的解明に寄与

・インベントリー表 ⇒ 参考①(49ページ)参照

・外部放出量の評価表 ⇒ 参考②(50ページ)参照

・水系への移行評価 ⇒ 参考(40ページ)参照

測定・分析の結果自体について

□ 測定・分析手法の技術的妥当性の検証

□ 測定・分析結果の精度と相対比較の妥当性

□ 測定・分析結果はシールドプラグ下部に捕獲されたCs137の全量ではない

・シールドプラグ構造図(3層構造) ⇒ 8ページ参照

□ 精度向上に向けた測定の追加実施の妥当性

2/3号機のシールドプラグ下部に大量のCsが捕獲されていることについて

□ 環境中に放出されたCs137を大幅に軽減した可能性

・外部放出量の1Fとチェルノブイリの比較表

⇒ 参考③(51ページ)参照

□ 大量のCsの存在が判明したことによる、廃炉上の課題

1号機シールドプラグ下部に捕獲されたCsは2/3号機より遥かに少ない

□ ベント時の格納容器の相対的汚染程度の推測とは逆の結果

□ シールドプラグが変位していることに起因する可能性

□ 1号機の落下した屋根トラスの下部に捕獲されている可能性

・IRIDの資料抜粋

⇒ 参考④(52ページ)参照

□ 放出量自体が少なかった可能性

Cs放出の理解に向けて(今回よりも、モニタリングも含めて別途議論したい点)

□ Csが、炉心損傷後遅れて放出されている可能性

□ 1号機の放出量が少ないのなら、その原因

放射性核種	原子炉停止時の放射性核種の量 (ベクレル)	想定放出量※ (ベクレル)
ヨウ素131	6.1×10^{18}	1.3×10^{17}
セシウム137	7.1×10^{17}	6.1×10^{15}
(ヨウ素131換算値)	—	2.4×10^{17}
合計	—	3.7×10^{17}

※ 4月12日公表済み

福島第一原子力発電所1～3号機の原子炉停止時の放射性物質(ヨウ素131、セシウム137)の量について(平成23年4月14日 原子力安全・保安院)より抜粋

JAEA主催公開ワークショップでの検証(3)

- 大気放出総量の比較 -

	^{131}I (Bq)	^{137}Cs (Bq)
JAEA		
Chino, et al. 2011	1.5×10^{17}	1.3×10^{16}
Katata, et. al. 2012	1.3×10^{17}	1.1×10^{16}
Terada, et. al. 2012	1.2×10^{17}	0.9×10^{16}
Aoyama, et al. 2012	—	$1.5\text{--}2.0 \times 10^{16}$
NISA		
Apr. 12, 2011	1.3×10^{17} (3/11–3/17)	0.6×10^{16} (3/11–3/17)
Jun. 6, 2011	1.6×10^{17} (3/11–3/17)	1.5×10^{16} (3/11–3/17)
Sept. 17, 2012	$2.5\sim 3.4 \times 10^{17}$ (同上)	$0.7\sim 1.3 \times 10^{16}$ (同上)
Stohl, et. al. 2011	—	3.7×10^{16}
IRSN 2011	0.9×10^{17} (3/11–3/22)	1.0×10^{16} (3/11–3/22)
TEPCO 2012	5.0×10^{17}	1.0×10^{16}

海洋側放出時の放出量推定値が過少の可能性が指摘された。

> 海側への放出時の放出量予測について、大気拡散モデルと海洋拡散モデルの結合により、海洋中セシウム濃度から逆推定。

6

福島第一原子力発電所事故に係る大気・海洋環境動態研究の現状(平成25年5月16日第18回原子力委員会資料第1号 (独)日本原子力研究開発機構)

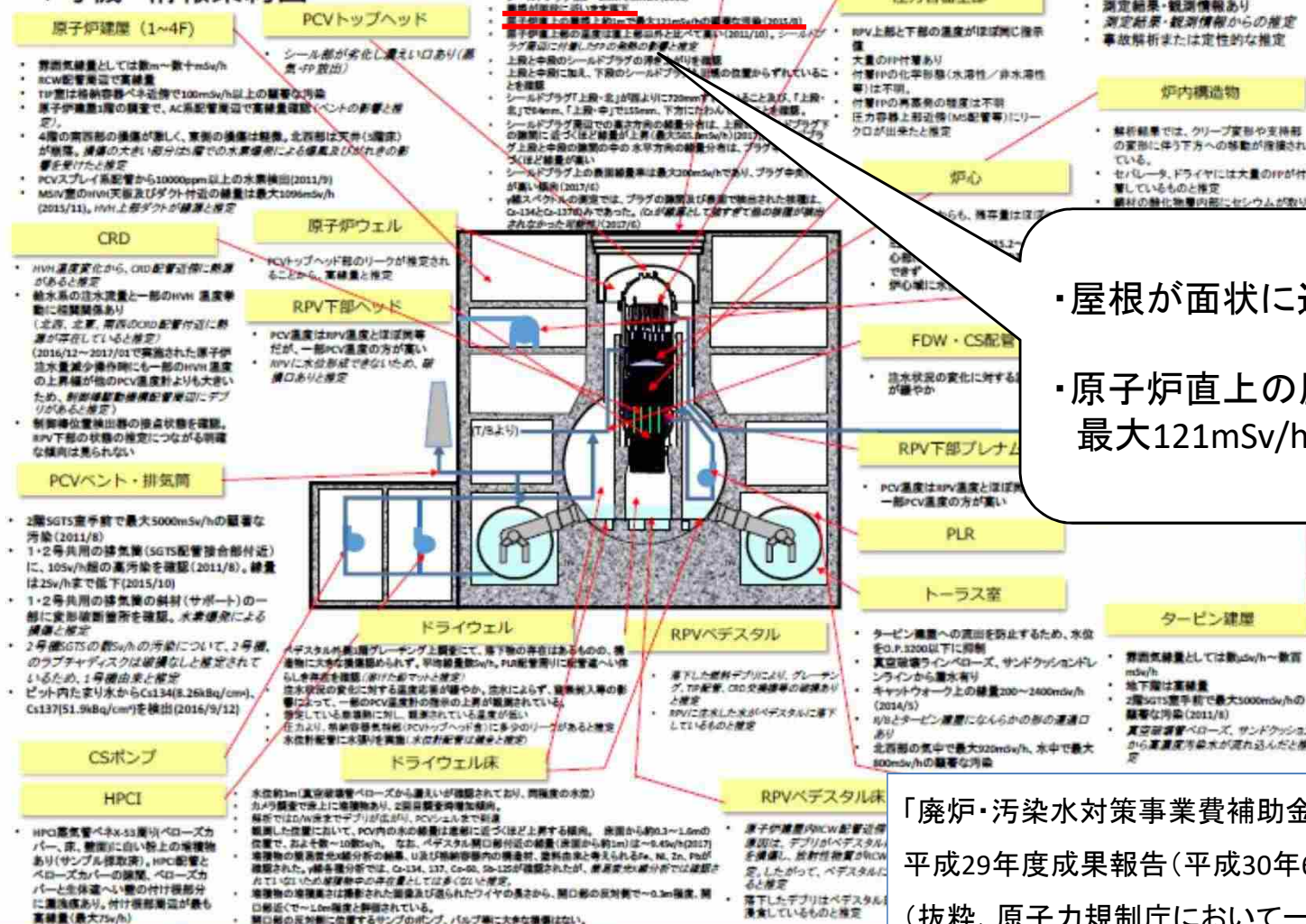
	福島第一での想定放出量		(参考) チェルノブイリでの放出量
	保安院概算	安全委員会発表値	
ヨウ素 131 ... (a)	13 万テラベクレル ($1.3 \times 10^{17} \text{Bq}$)	15 万テラベクレル ($1.5 \times 10^{17} \text{Bq}$)	180 万テラベクレル ($1.8 \times 10^{18} \text{Bq}$)
セシウム 137	6 千テラベクレル ($6.1 \times 10^{15} \text{Bq}$)	1 万 2 千テラベクレル ($1.2 \times 10^{16} \text{Bq}$)	8 万 5 千テラベクレル ($8.5 \times 10^{16} \text{Bq}$)
(ヨウ素換算値) ... (b)	24 万テラベクレル ($2.4 \times 10^{17} \text{Bq}$)	48 万テラベクレル ($4.8 \times 10^{17} \text{Bq}$)	340 万テラベクレル ($3.4 \times 10^{18} \text{Bq}$)
(a) + (b)	37 万テラベクレル ($3.7 \times 10^{17} \text{Bq}$)	63 万テラベクレル ($6.3 \times 10^{17} \text{Bq}$)	520 万テラベクレル ($5.2 \times 10^{18} \text{Bq}$)

(注)保安院概算と原子力安全委員会発表値におけるヨウ素換算値は、INES ユーザーズマニュアルに基づく換算を当院が行った。本表に記載の値は、本報告書の「Ⅵ. 福島原子力発電所等の事故の発生・進展」の「5. 福島原子力発電所等の各号機等の状況」に記載した事象進展解析のその時点での試解析の結果に基づくものであり、その後の解析条件の検討を踏まえて本報告書ではまとめているため、総放出量の推定値が異なっている。

INES 評価のレベル7 に相当する値は、放射線影響としてヨウ素131 と等価となるように換算した値として数万テラベクレル (10^{16} ベクレルのオーダー) を超える値。

原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書(平成23年6月)
添付IX-9(抜粋)

1号機 情報集約図



・屋根が面状に近いまま落下
・原子炉直上の屋根上約1mで最大121mSv/hの顕著な汚染(2015/8)

「廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」
平成29年度成果報告(平成30年6月)
(抜粋、原子力規制庁において一部加工)

福島第一原子力発電所 1号機 オペレーティングフロア調査結果について

2018年9月6日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

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

1. 調査の概要

TEPCO

■ 調査目的

- 1号機原子炉建屋の屋根（以下崩落屋根）は、オペレーティングフロア（以下オペフロ）床上にあり、中央から南側に向けて隆起し、南側は使用済燃料プール（以下SFP）上にある天井クレーン上に落下している。
- 南側ガレキ撤去の際に、ガレキ等がSFP内へ落下してSFP及びSFP内に保管する燃料が損傷するのを防止するため、SFP保護等のガレキ落下対策を検討しており、準備工事として、Xブレース切断及びSFP周辺のガレキ撤去を実施する計画である。
- 本調査は、SFP周辺ガレキ撤去時のダスト影響評価、ガレキ落下対策の作業計画立案に必要なデータを取得するために実施する。

■ 調査内容

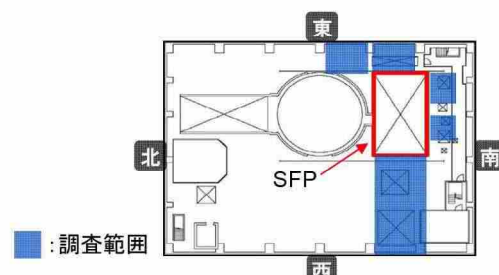
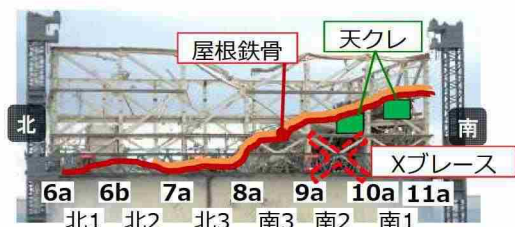
- ① 崩落屋根下の線量率測定
（ダスト影響評価用）
- ② 3D計測
（ガレキ落下対策立案用）

■ 調査範囲

SFP周辺を対象に調査を実施

■ 調査期間

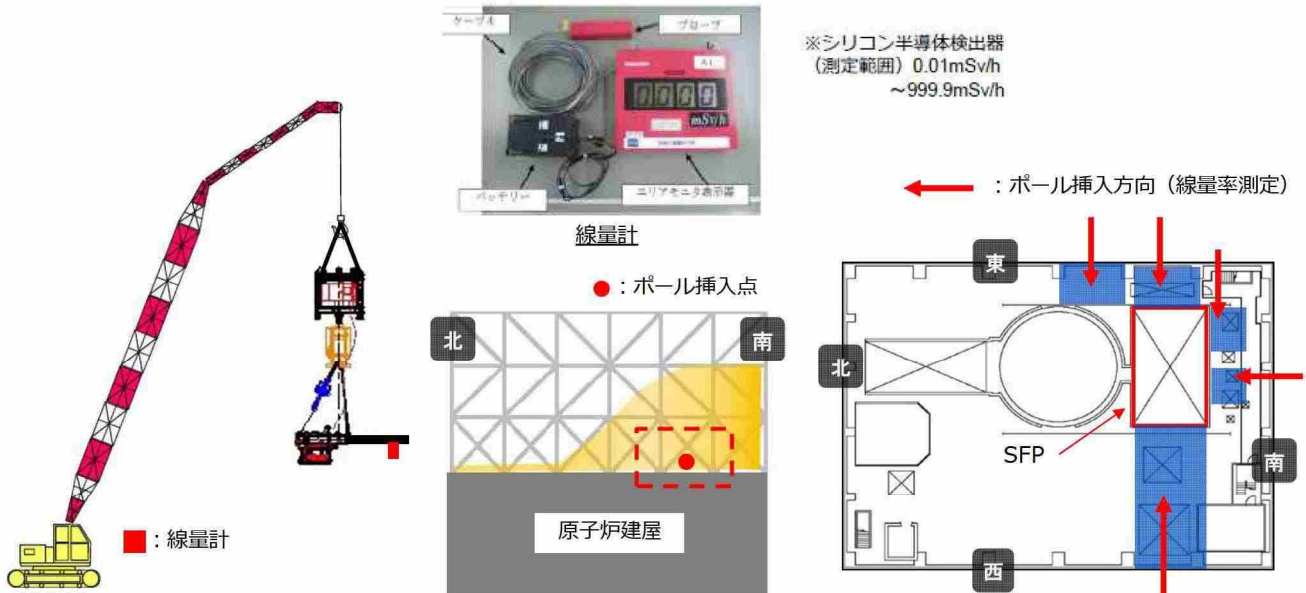
2018年7月23日～2018年8月2日



2. 空間線量率測定

- 調査用ポールをクレーンで吊上げ、ポール先端に設置した線量計（γ線）で測定を実施し、線量計の表示をカメラで確認した。
- 各測定エリアで3ポイント測定
- 測定高さは「オペフロ床面ガレキ表面」及び「床面ガレキ表面から約1m高さ※」

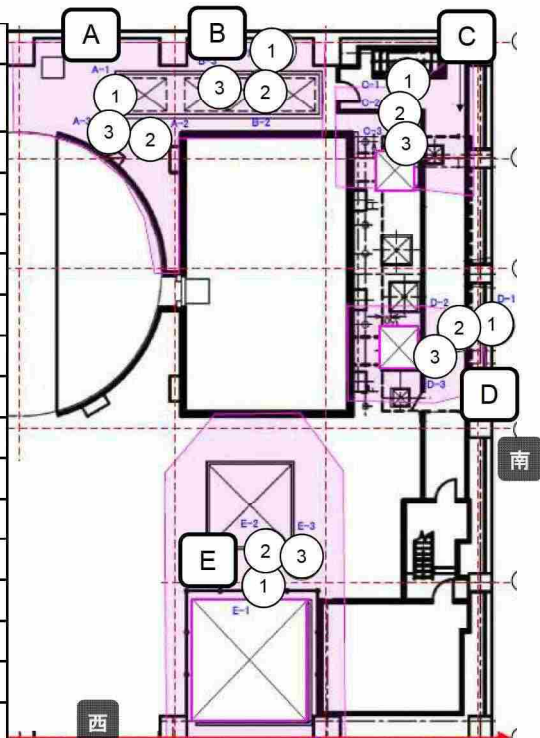
※ガレキ状況により高さ調整困難の箇所もある



3. 空間線量率の測定結果

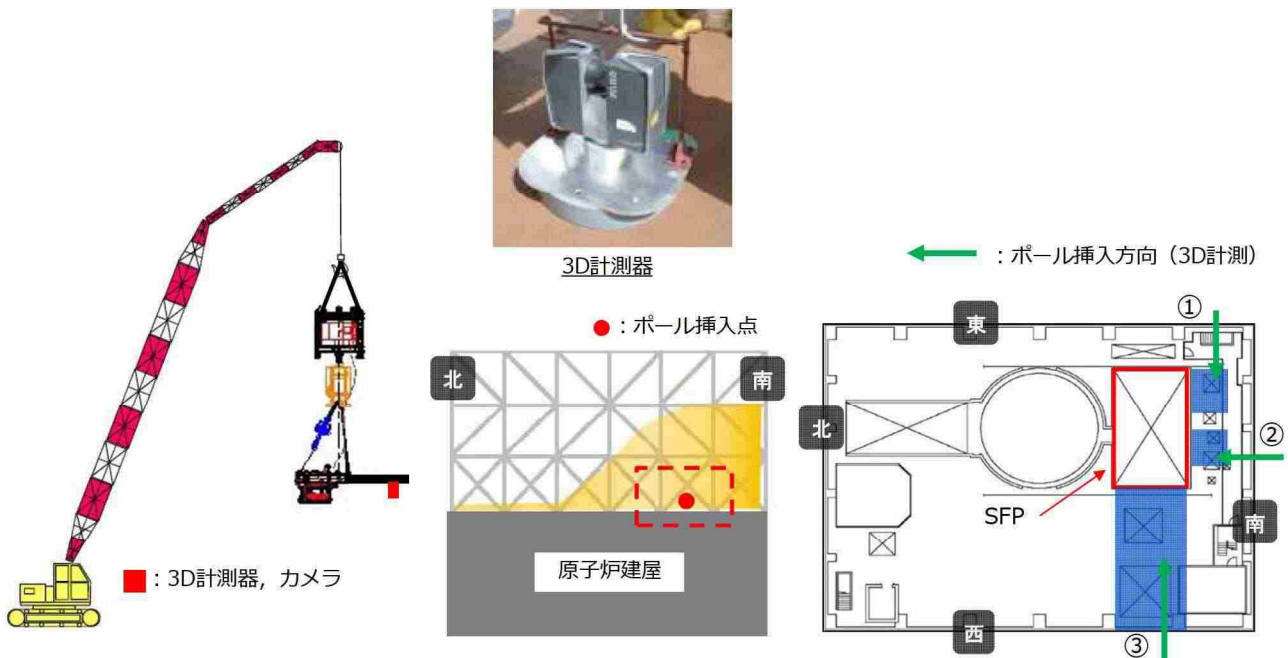
- SFP周辺の崩落屋根下の線量率が、概ね40～80mSv/hであることを確認した。
- 過去に実施したオペフロ上の他のエリアの線量率測定結果と比較しても著しく高い線量率ではない。

線量率 [mSv/h]			
エリア	ポイント	ガレキ表面	ガレキ上部 (表面からの高さ[m])
A	A-1	67	68 (1.0)
	A-2	64	67 (1.0)
	A-3	68	77 (1.0)
B	B-1	71	67 (0.7)
	B-2	84	55 (0.7)
	B-3	50	49 (0.3)
C	C-1	58	55 (0.1)
	C-2	48	51 (0.2)
	C-3	48	—
D	D-1	56	45 (0.6)
	D-2	71	64 (0.6)
	D-3	64	69 (1.0)
E	E-1	42	44 (1.0)
	E-2	37	57 (0.9)
	E-3	40	64 (0.9)



4. 3D計測

- 調査用ポールをクレーンで吊上げ、ポール先端に設置した3D計測器をオペフロ床面のガレキ上に着座させて計測を実施した。
- 3箇所の計測対象物に対して3D計測を実施した。



©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

4

5. ガレキ状況確認結果

- 取得した点群データの処理を実施し作業計画立案を進める。



①からFHM近傍を捉えた画像



②からSFP近傍を捉えた画像



③から上方向を捉えた画像

©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

5

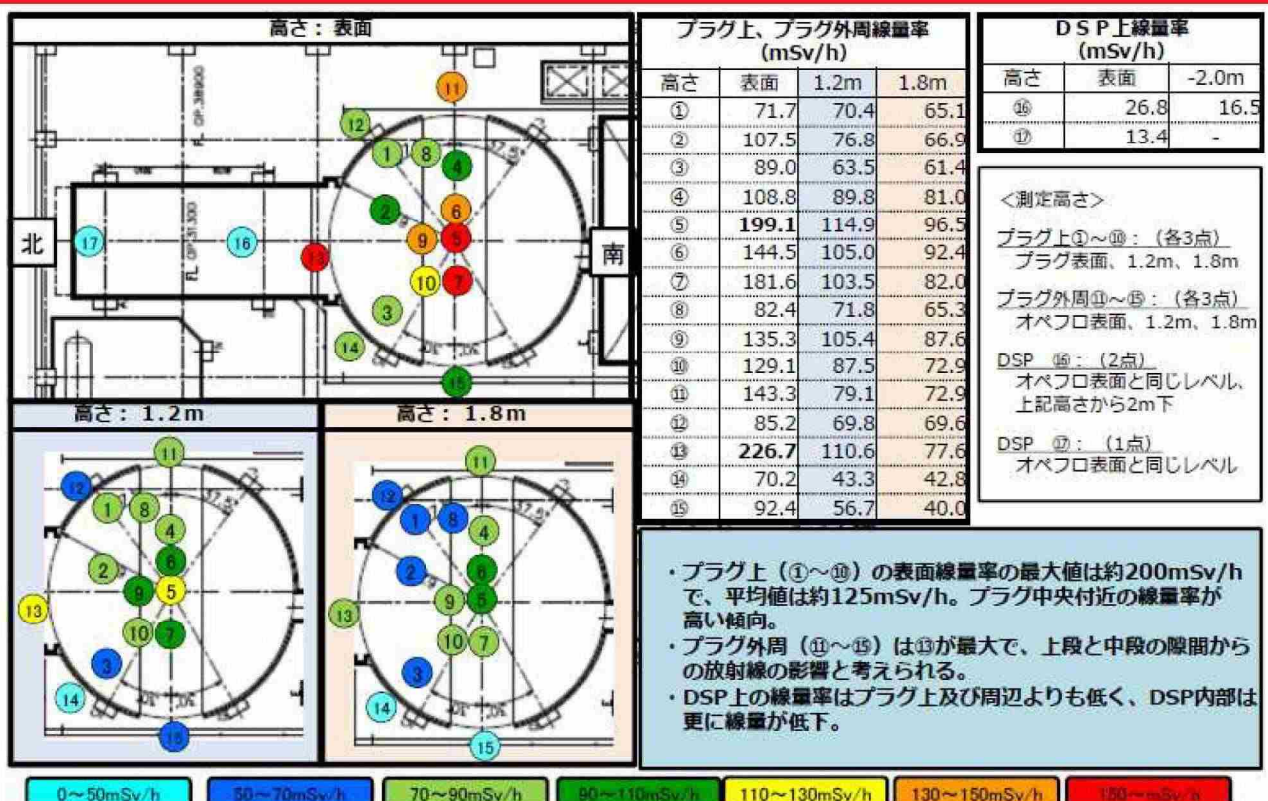
<線量率測定>

- SFP周辺にある崩落屋根下の線量率測定を実施し、概ね40～80mSv/hであることを確認した。
- 過去に実施したオペフロ上の他のエリアの線量率測定結果と比較しても著しく高い線量率ではない。
- 今回の測定結果を用いて、SFP周辺ガレキ撤去時のダスト影響を評価する予定。

<3D計測>

- SFP保護等のガレキ落下対策において、干渉物及び作業空間を寸法を計測した。
- 過去に実施したガレキ状況調査結果に加えてより詳細な情報を取得できた。
- 今回の調査で得られた情報をSFP保護等のガレキ落下対策の作業計画に反映する予定。

【参考】線量率測定（ウェルプラグ周辺）（2017年6月）



【参考】線量率測定（2016年10月）

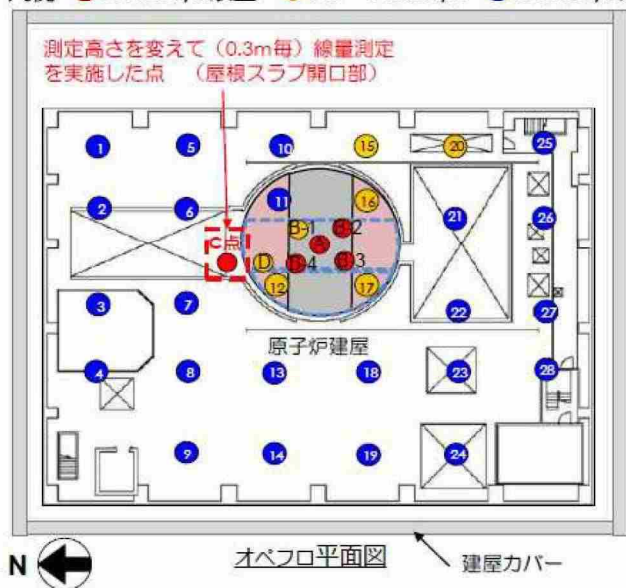
TEPCO

目的：オペフロ上の放射線量率分布の確認

調査日：2016/10/11

調査機器：電離箱式サーベイメータ

凡例 ●:50mSv/h以上 ●:49~31mSv/h ●:30mSv/h以下



測定箇所

線量率の測定は、崩落屋根上側約1mにて実施（C点は測定高さを変えて実施）



線量率測定結果

線量:mSv/h

測定ポイント	雰囲気線量	測定ポイント	雰囲気線量	測定ポイント	雰囲気線量	
①	13	⑪	27	⑲	22	
②	12	⑫	33	⑳	10	
③	10	⑬	6	㉑	5	
④	9	⑭	6	㉒	7	
⑤	18	⑮	31	㉓	17	
⑥	21	⑯	37	㉔	26	
⑦	25	⑰	43	㉕	10	
⑧	5	⑱	5	㉖	8	
⑨	6	㉚	9			
⑩	25	㉛	38			
測定ポイント	雰囲気線量	測定ポイント	雰囲気線量	測定ポイント	雰囲気線量	屋根面からの高さ
A	63	B-4	50	C-1	62	+1000
B-1	38	D	44	C-2	55	+1300
B-2	89			C-3	49	+1600
B-3	91			C-4	39	+1900

2016年11月25日 廃炉・汚染水対策現地調整会議（第36回）

「福島第一原子力発電所1号機建屋カバー解体工事の進捗状況について」より抜粋

©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

8

【参考】線量率測定（2015年7月～10月）

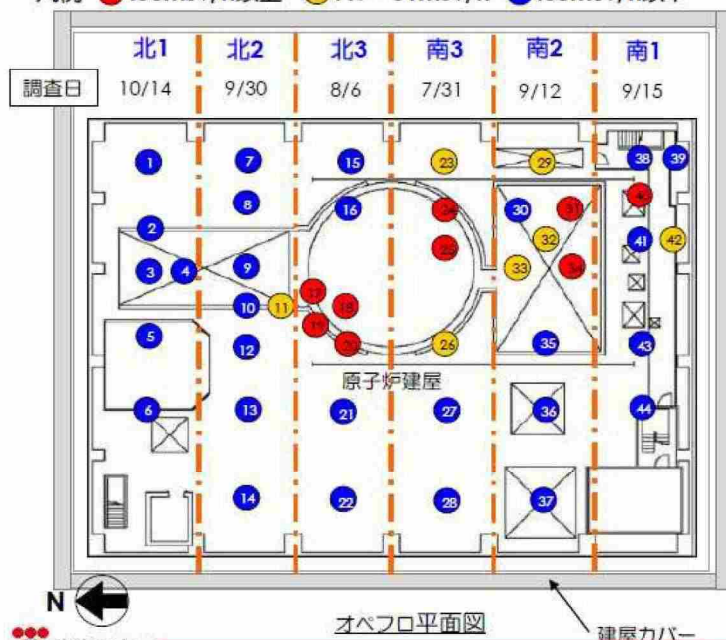
TEPCO

目的：オペフロ上の放射線量率分布の確認

調査日：2015/7/31, 8/6, 9/12, 9/15, 9/30, 10/14

調査機器：電離箱式サーベイメータ

凡例 ●:50mSv/h以上 ●:49~31mSv/h ●:30mSv/h以下



測定箇所

線量率の測定は崩落屋根上側約1mにて実施



線量率測定結果

線量:mSv/h

測定ポイント	雰囲気線量	測定ポイント	雰囲気線量	測定ポイント	雰囲気線量
①	14	⑪	28	⑲	68
②	21	⑫	73	⑳	48
③	17	⑬	53	㉑	43
④	18	⑭	121	㉒	68
⑤	12	⑮	88	㉓	13
⑥	12	⑯	10	㉔	7
⑦	19	⑰	7	㉕	7
⑧	29	⑱	31	㉖	25
⑨	28	㉚	53	㉗	16
⑩	29	㉛	86	㉘	50
⑪	37	㉜	42	㉙	30
⑫	19	㉝	6	㉚	40
⑬	8	㉞	12	㉛	14
⑭	7	㉟	40	㉜	12
⑮	23	㊱	22		

2016年1月25日 廃炉・汚染水対策現地調整会議（第29回）

「福島第一原子力発電所1号機建屋カバー解体工事の進捗状況と建屋カバー屋根パネル取り外し後のオペレーティングフロア調査結果の報告」より抜粋

©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

9

- 3Dスキャン結果と撮影写真を基に、崩落屋根を除いた場合の天井クレーン・燃料取扱機(以下、FHM)状況のイメージ図を作成



天井クレーン・FHMのイメージ図



崩落屋根状況

2017年3月30日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議

「1号機オペレーティングフロア調査結果（中間）について」より抜粋

©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

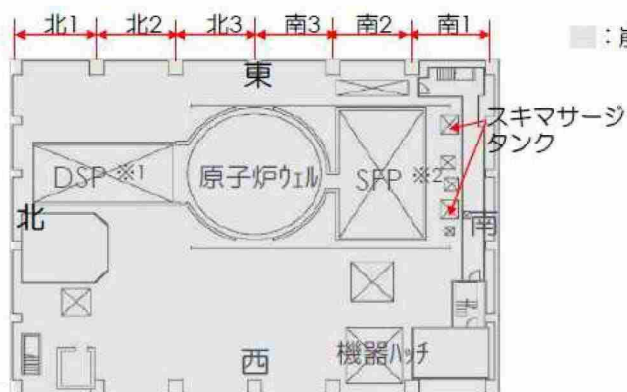
10

【参考】ガレキ状況確認結果（2015年7月～12月）

目的：ガレキ撤去方法を検討するため、ガレキ堆積状況等(崩落屋根上側と崩落屋根下側)の調査

調査日：2015/7/28～2015/12/18

調査機器：サテライトカメラ・潜望鏡カメラ・ポールカメラ



オペフロ平面図

■：崩落屋根上側の調査範囲 ■：崩落屋根下側の調査範囲



建屋カバー建設中の状況写真(2011年)

オペフロ断面図

※1 定期検査時等に蒸気乾燥機・気水分離器を仮置きするプール

※2 使用済燃料プール

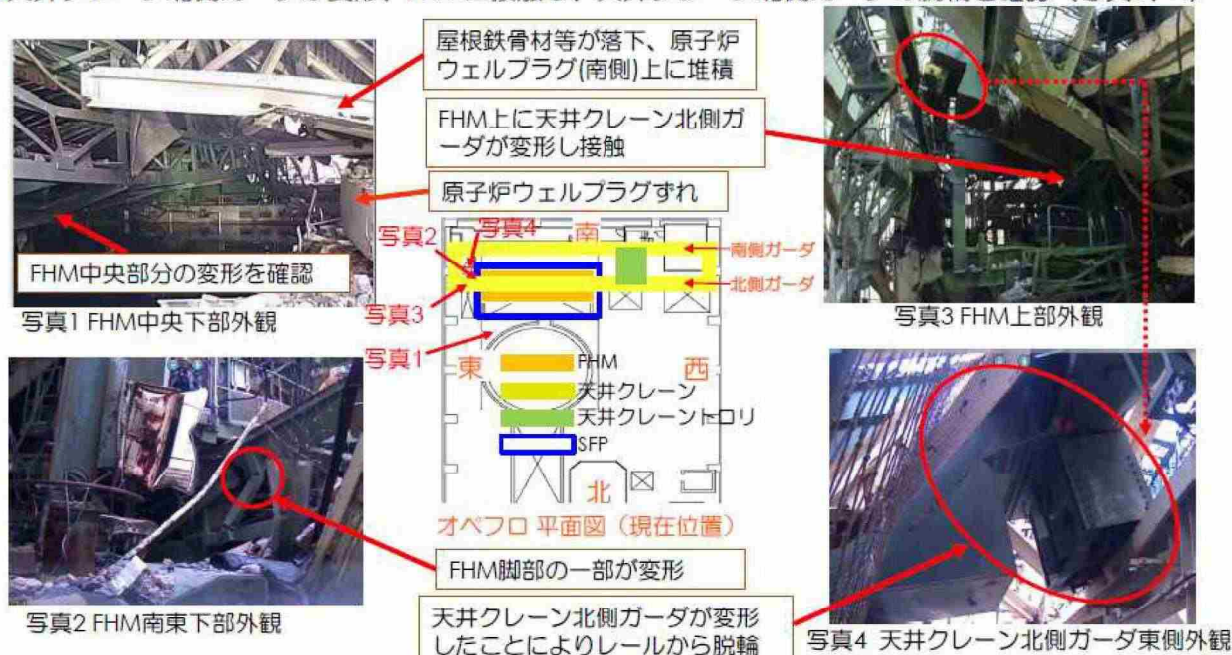
2016年1月25日 廃炉・汚染水対策現地調整会議（第29回）

「福島第一原子力発電所1号機建屋カバー解体工事の進捗状況と建屋カバー屋根パネル取り外し後のオペレーティングフロア調査結果の報告」より抜粋

©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

11

- FHMの中央部が変形していることを確認（写真1）
- FHM脚部（東側）の一部に変形を確認（写真2）
- 天井クレーン北側ガーダが変形、FHMに接触し、天井クレーン北側ガーダの脱輪を確認（写真3、4）



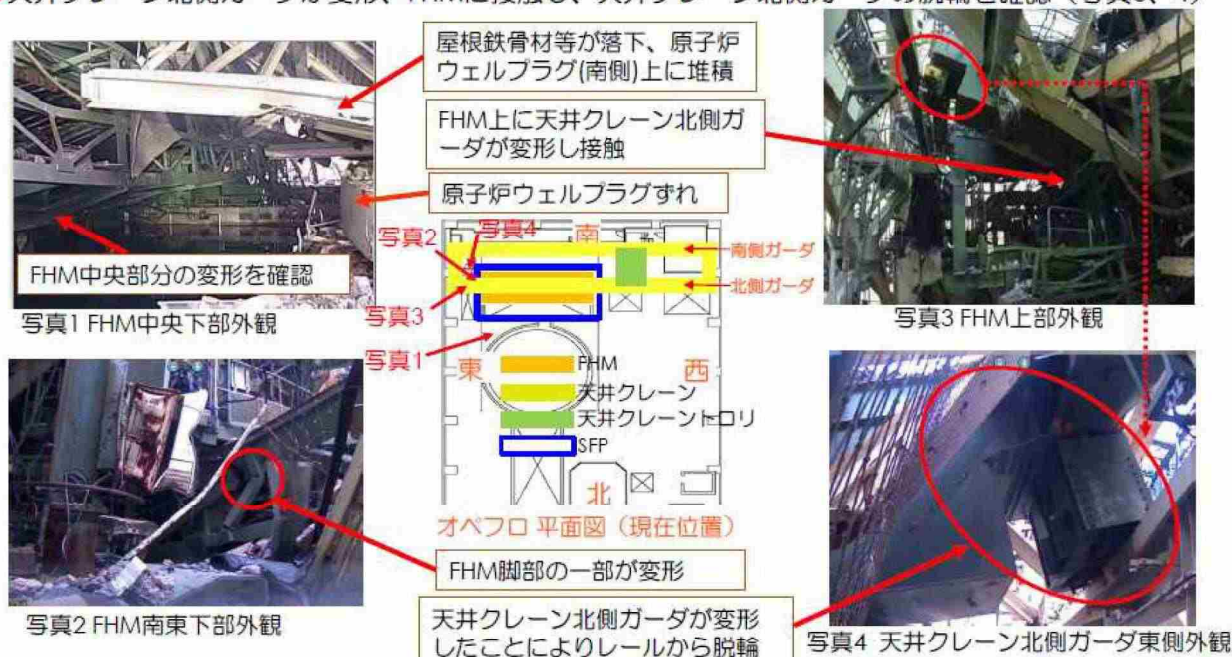
2016年1月25日 廃炉・汚染水対策現地調整会議（第29回）

「福島第一原子力発電所1号機建屋カバー解体工事の進捗状況と建屋カバー屋根パネル取り外し後のオペレーティングフロア調査結果の報告」より抜粋

©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

12

- FHMの中央部が変形していることを確認（写真1）
- FHM脚部（東側）の一部に変形を確認（写真2）
- 天井クレーン北側ガーダが変形、FHMに接触し、天井クレーン北側ガーダの脱輪を確認（写真3、4）



2016年1月25日 廃炉・汚染水対策現地調整会議（第29回）

「福島第一原子力発電所1号機建屋カバー解体工事の進捗状況と建屋カバー屋根パネル取り外し後のオペレーティングフロア調査結果の報告」より抜粋

©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

13

福島第一原子力発電所 1号機 ウェルプラグ調査について

2019/6/27

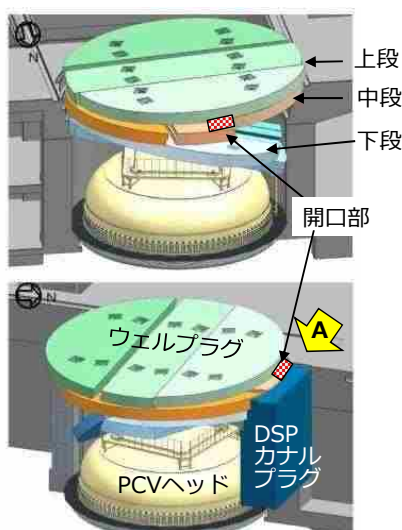
TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

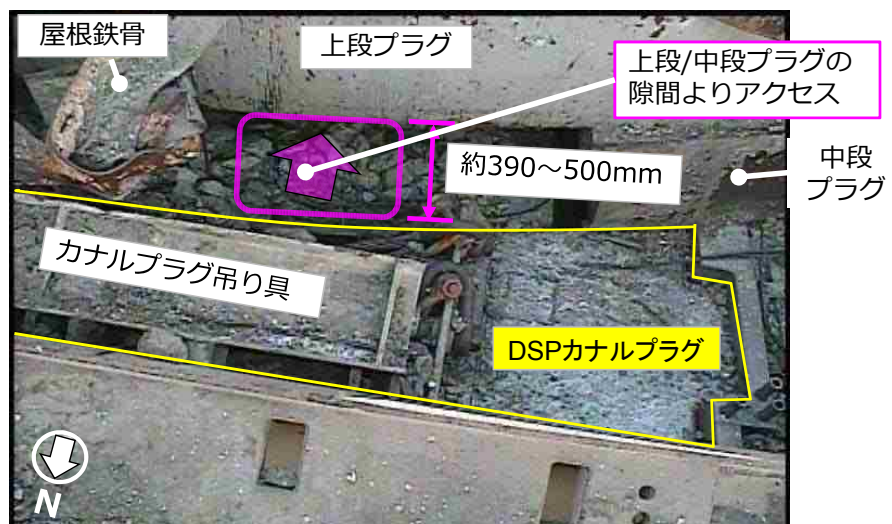
1-1. 経緯

TEPCO

- 1号機のウェルプラグ（以下、プラグ）は、水素爆発の影響により浮き上がりや落下等により正規の位置からズレが生じ、一部がオペレーティングフロア（以下、オペフロ）上に乗り上げていることを確認（2012年10月、2017年2月の調査等）
- 使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けて、プラグの扱いについて検討が必要であるが、プラグの保持状態や汚染状況等が分かっていないため、プラグの調査を行うことを計画
- 調査ロボットの投入を予定している開口部周辺のガレキ撤去も進み、調査計画が取纏まったことから、今回調査を行う。
- なお、追加の調査が必要となった場合には、別途、実施することを検討する



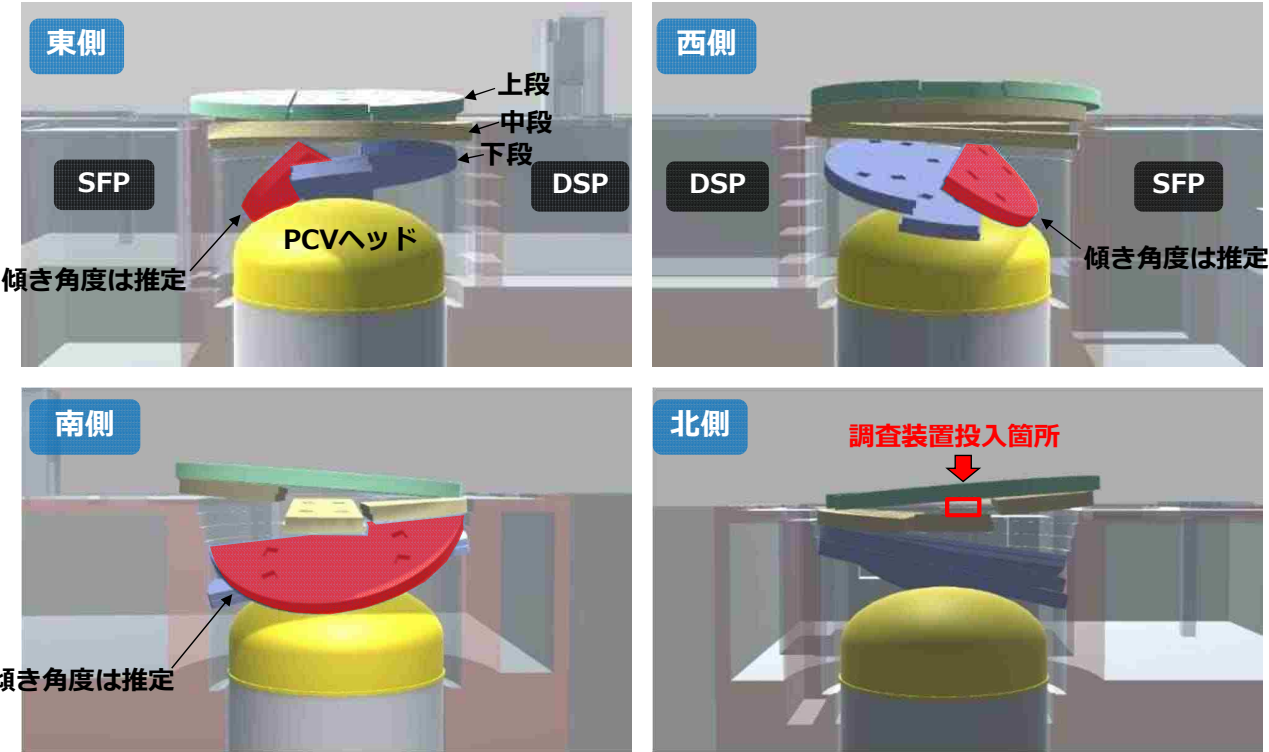
プラグ調査ロボットの投入箇所



左図のA方向から見たプラグ開口部

2. プラグのずれ状況

■ ウェルプラグ状態図（調査結果を基にイメージ図を作成）

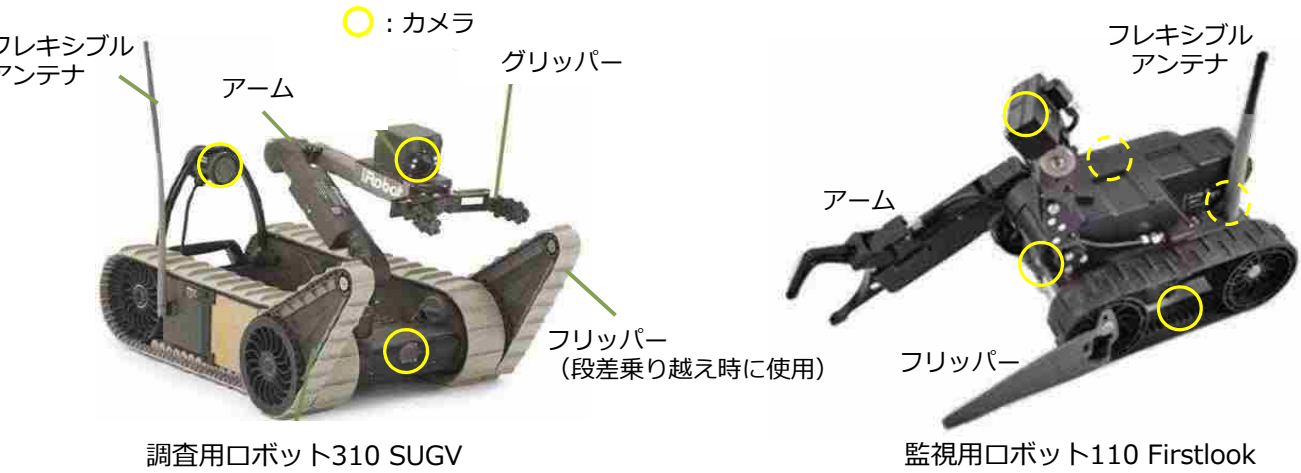


2

3. プラグ調査に用いるロボット

TEPCO

- 調査は、メインの調査用ロボット（SUGV）及び監視用ロボット（Firstlook）を用いる
- SUGVに搭載する計測器や付属品を付け替えることで、各種データを取得する
- 操作は旧情報棟の遠隔操作室から行う



名称（メーカー）		310 SUGV (Endeavor Robotics)	110 Firstlook (Endeavor Robotics)
サイズ※	フリップパ収納時 (装置単体)	L708×W437×H229mm	L254×W229×H102mm
	計測器他搭載時	L890×W474×H366mm	L381×W229×H180mm

※装置後部のフレキシブルアンテナ除くサイズを記載

3

4. プラグ調査計画（調査範囲・調査項目）

■ 調査範囲

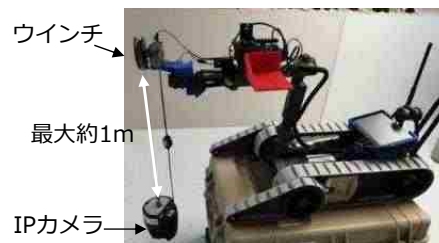
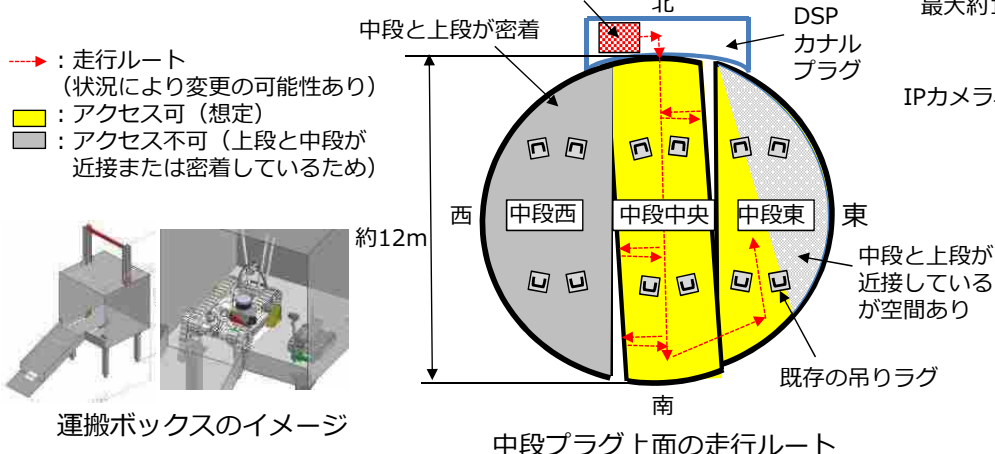
- クローラクレーンを用いて、プラグ北側に調査ロボットを搭載した運搬ボックスを設置。開口部からプラグ内に入り、走行可能な範囲で中段プラグ東やプラグ間の隙間部にアクセスし、カメラ撮影や3D計測、空間線量率等の各種データを採取する
- なお、プラグのズレ状況や重なり状況等により、走行ルートや調査ポイントを変更する可能性がある



線量率測定

■ 調査項目

- カメラ撮影（ウインチから最大約1m吊り降ろしを含む）
- 空間線量率測定（ " 最大約3m吊り降ろしを含む）
- 3D計測 運搬ボックス
- スミア採取 （SUGV、Firstlookの運搬用）



カメラ吊り降ろし



スミア採取治具

スミア採取

△

4. 調査工程

- プラグ調査は、現在実施中の資機材の準備や開口部廻りの小ガレキ撤去後に実施する。
- 今回の調査結果を踏まえ、追加の調査が必要となった場合には、別途検討していく。

年月	2019年度											
	6月				7月				8月			
全体工程	使用済燃料プール周辺小ガレキ撤去等											
プラグ調査	資機材準備（モックアップ試験含む）											
	開口部廻り小ガレキ撤去 プラグ調査 片付											

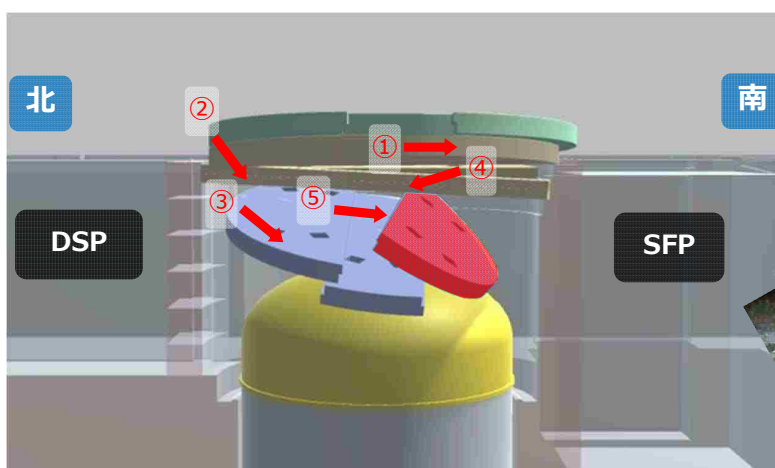
以下，参考資料

6

(参考) プラグ内部調査での撮影映像（１）

2017/3/30 廃炉汚染水対策チーム会合事務局会議資料
「福島第一原子力発電所1号機オペレーティングフロア調査結果(中間)について」抜粋

- 目的：調査カメラ（能動スコープ）をウェルプラグがずれて隙間が開いている箇所から内部へ挿入し，ウェルプラグの状態を確認する
- 調査期間：2016年12月～2017年2月
- 調査結果：ウェルプラグ上段／中段に加え，下段も正規の位置からずれていることを確認した。

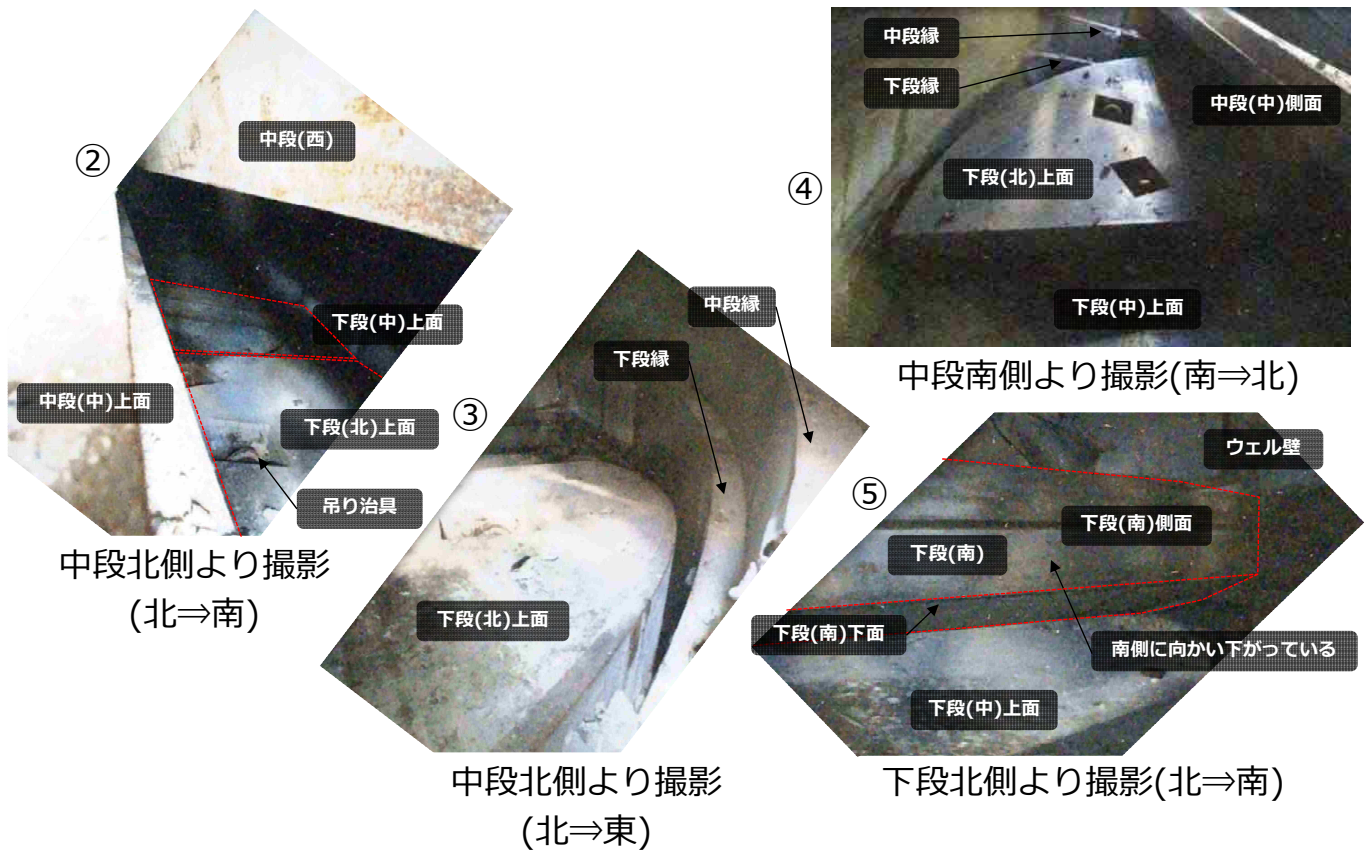


ウェルプラグイメージ図（西側）



中段北側より撮影(北⇒南)

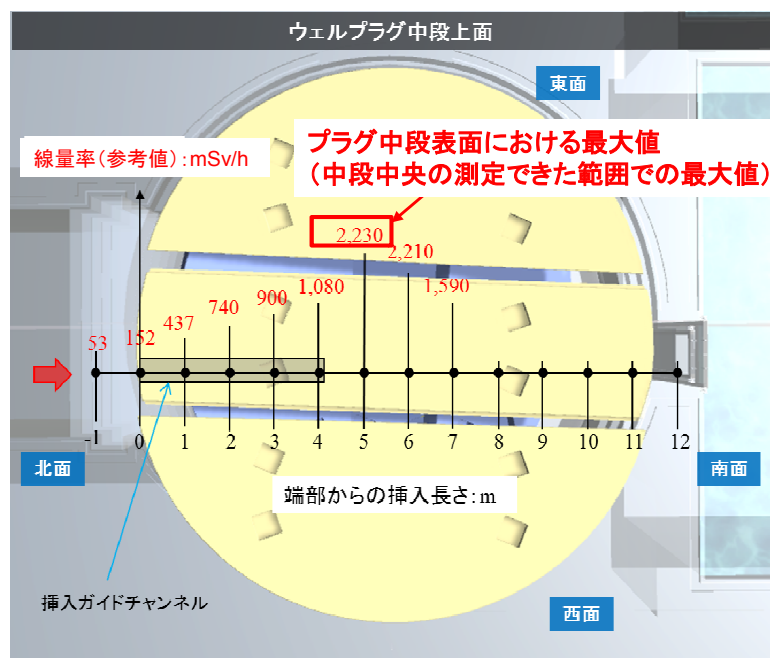
(参考) プラグ内部調査での撮影映像 (2)



8

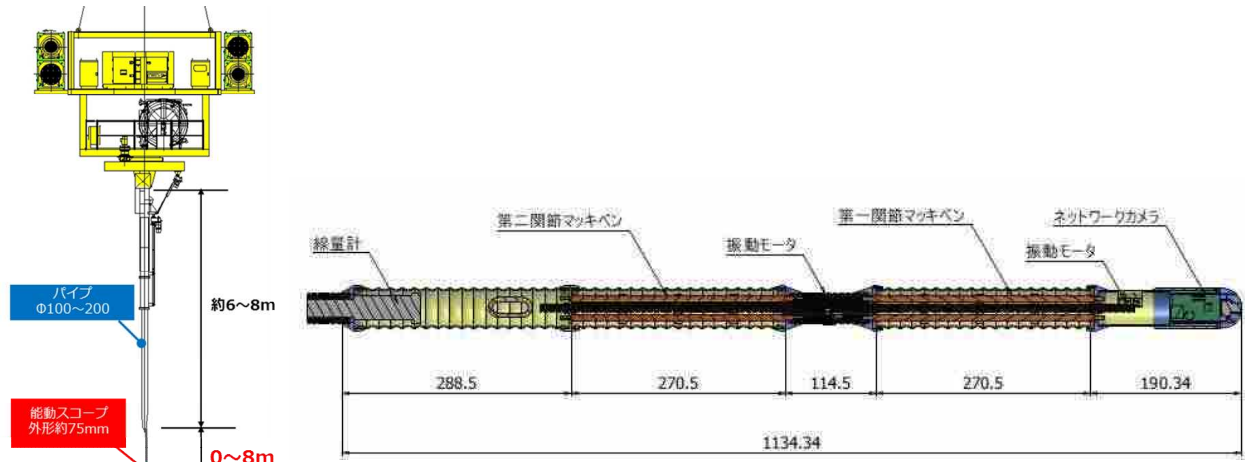
(参考) プラグ表面線量率の測定値

- ウェルプラグ北側開口部より内部へカメラを挿入し、内部状況の調査を実施。
- 線量測定結果は、ウェルプラグの中央部に近づくほど線量率が高くなる傾向。
- なお、線量計を調査装置に取り付けた状態での照射試験を未実施のため、今回得られた線量率は参考値。今後照射試験を実施する。



(参考) プラグ調査に使用した能動スコープ

- 実施日：2017年2月15日
- 調査装置外観：下図参照
- 線量計の検出器：GM管
- 測定範囲：0.1 μ Sv/h $\sim$ 10Sv/h



調査カメラ（能動スコープ）全体図

調査カメラ（能動スコープ）詳細図（先端1m）

10

(参考) プラグの線量率測定

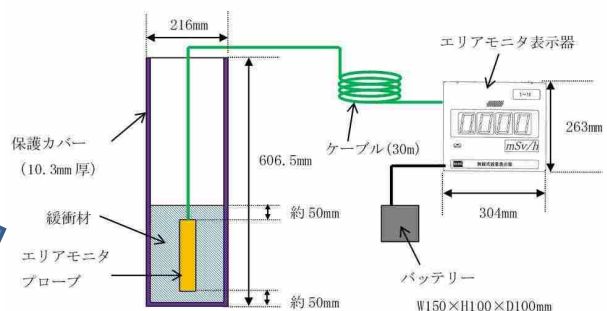
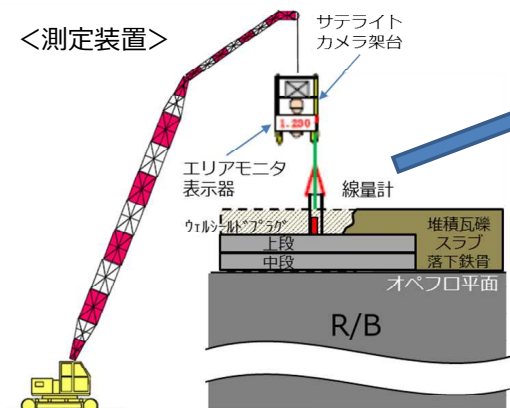
■ 測定方法

エリアモニタのプロープ※を保護カバー内に挿入し、サテライトカメラ架台に吊り下げて線量率を測定。測定値は、エリアモニタ表示器を架台に取り付け、サテライトカメラで確認。

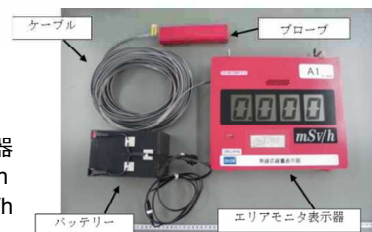
測定高さは、ウェルプラグ又はオペフロの表面、1.2m高さ、1.8m高さで測定、DSPはオペフロ表面と同じ高さで更に2.0m下の高さで測定。

- 測定日
2017年6月22日

<測定装置>



※シリコン半導体検出器
(測定範囲) 0.01mSv/h
~999.9mSv/h



11

○ 3号機原子炉格納容器内の圧力挙動からの考察

主な論点

□ 主蒸気逃がし安全弁(SRV)、自動減圧系(ADS)の作動との関係

SRV逃がし弁機能、安全弁機能の構造・設定値、ADSの作動ロジック など

□ 耐圧強化ベントにおける有効なベント回数に関する認識

第8回の議論(R1.11.28)では、3/13 12時までの2回

□ 耐圧強化ベントの設計・設定値との関係

ラプチャーディスクの作動圧、空気作動弁等の操作実績、原子炉格納容器圧力の減圧速度 など

3号機の原子炉圧力及び格納容器圧力の 挙動について

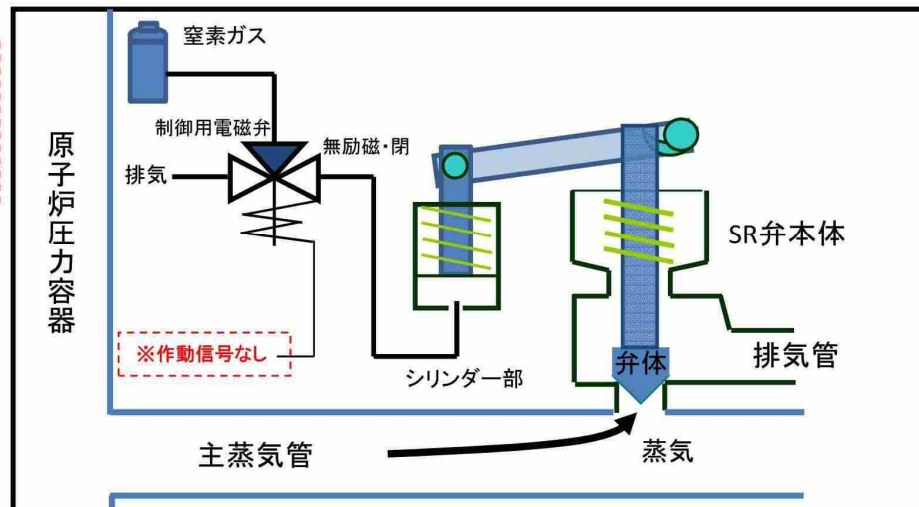
3号機の圧力挙動に関する主な論点

- 原子炉圧力容器
 - チャートに記録された細かな圧力振動はS/RVの挙動（逃し弁機能、安全弁機能）によるものか
 - 手動操作の有無、窒素の供給等、当時の状況は合理的に説明できるか
 - ADSが起動した場合、弁の開状態は維持されたか
- 格納容器圧力
 - PCVベントの成功回数： 3回目以降のベントは失敗していたか
 - ADSの起動によりPCV圧力がRD設定圧を超えたため、ベントが成功したのか
 - PCV圧力が増減した要因

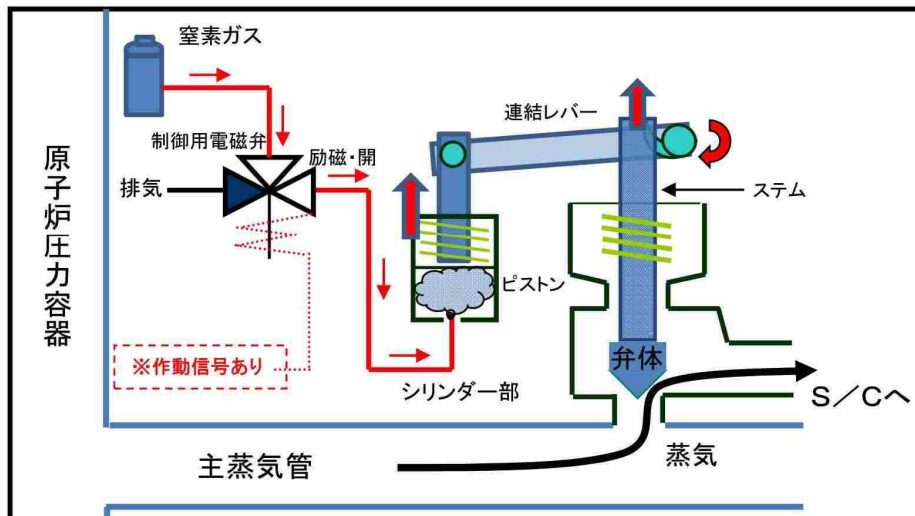
逃し安全弁の作動原理

逃し弁機能

通常時

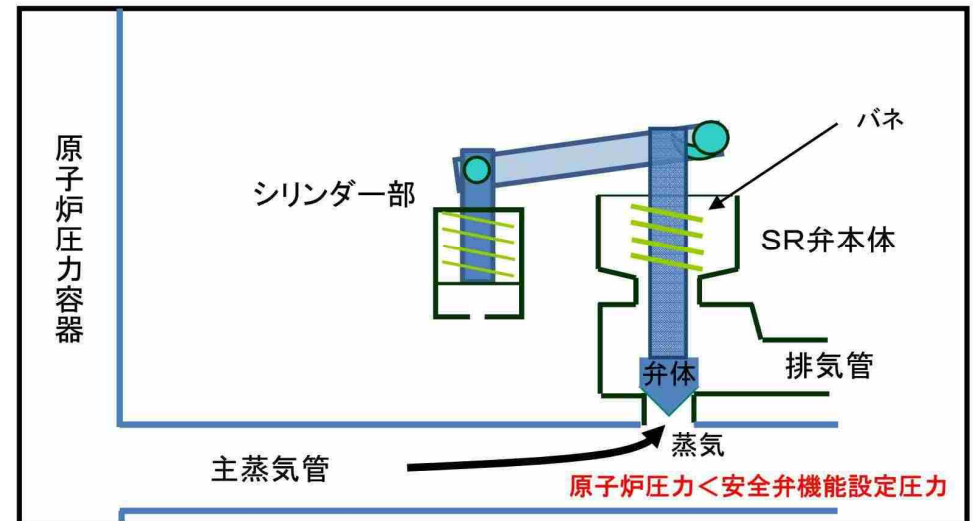


圧力異常上昇時／冷却材喪失事故時／遠隔手動操作時

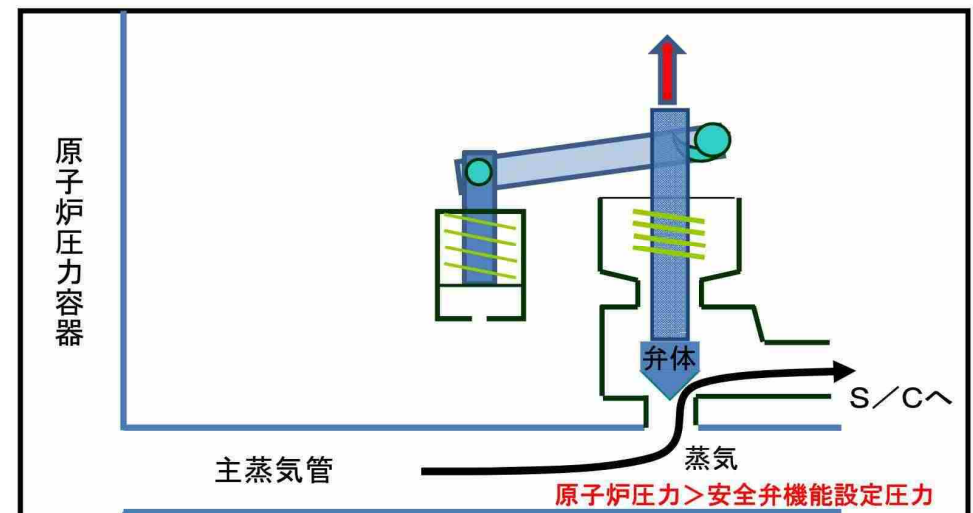


安全弁機能

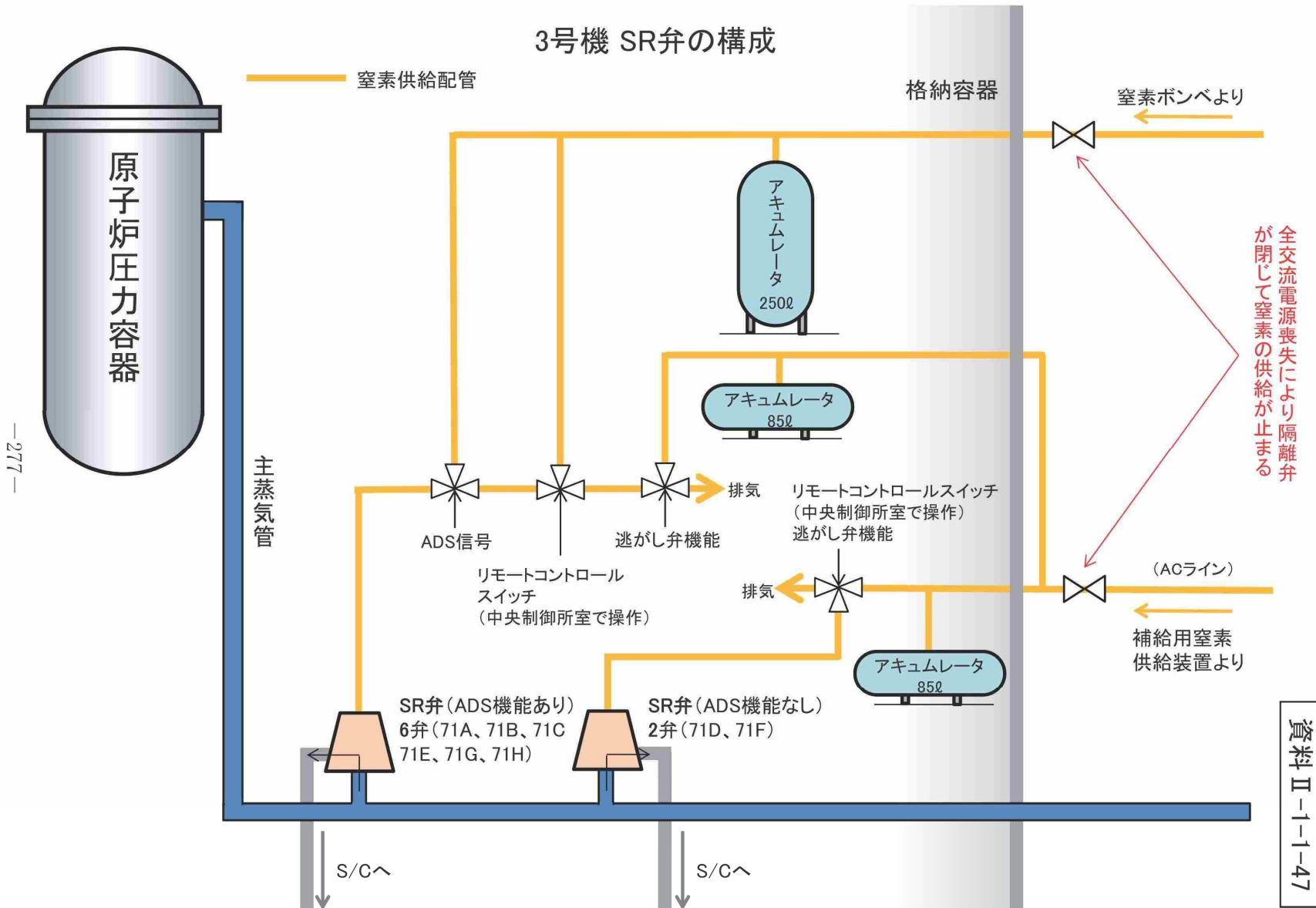
通常時



圧力異常上昇時



S/RVへの窒素供給



— 277 —

S/Cへ

S/Cへ

3号機RPV圧力

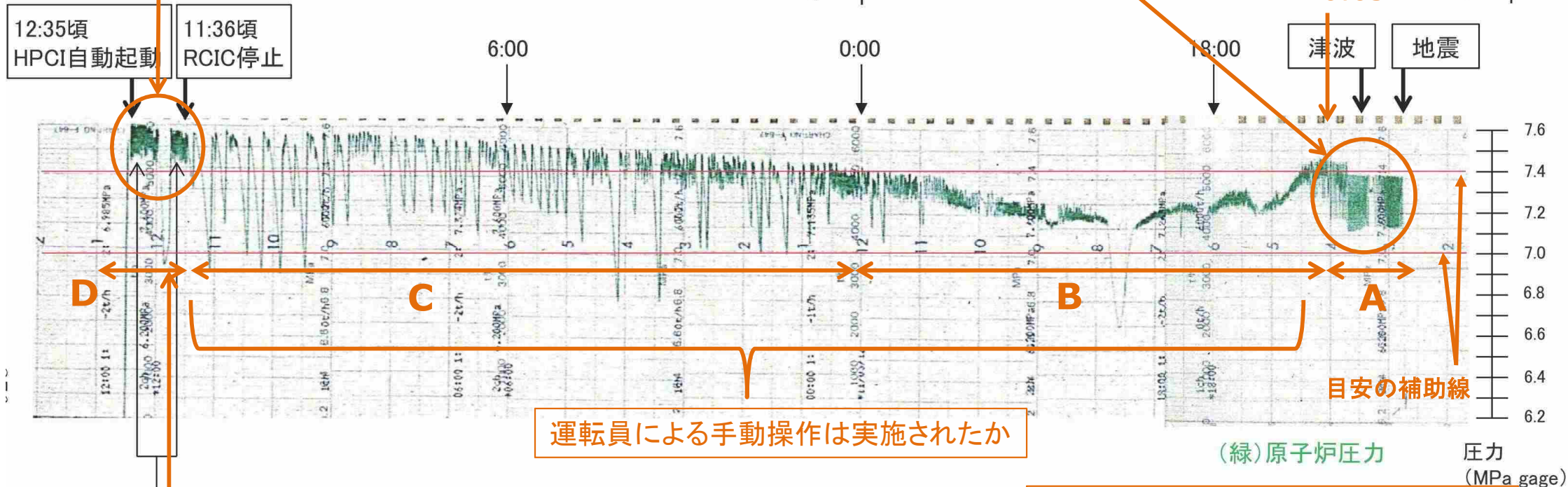
安全弁機能による動作か？

窒素の供給が復帰していれば、C弁が作動するのではないか

逃し弁機能による動作

RCIC手動起動
16:03

3/11



運転員による手動操作は実施されたか

A、B、C及びDは便宜上の時間区分

SR弁の逃し弁機能の復帰値に至る前に原子炉圧力が上昇

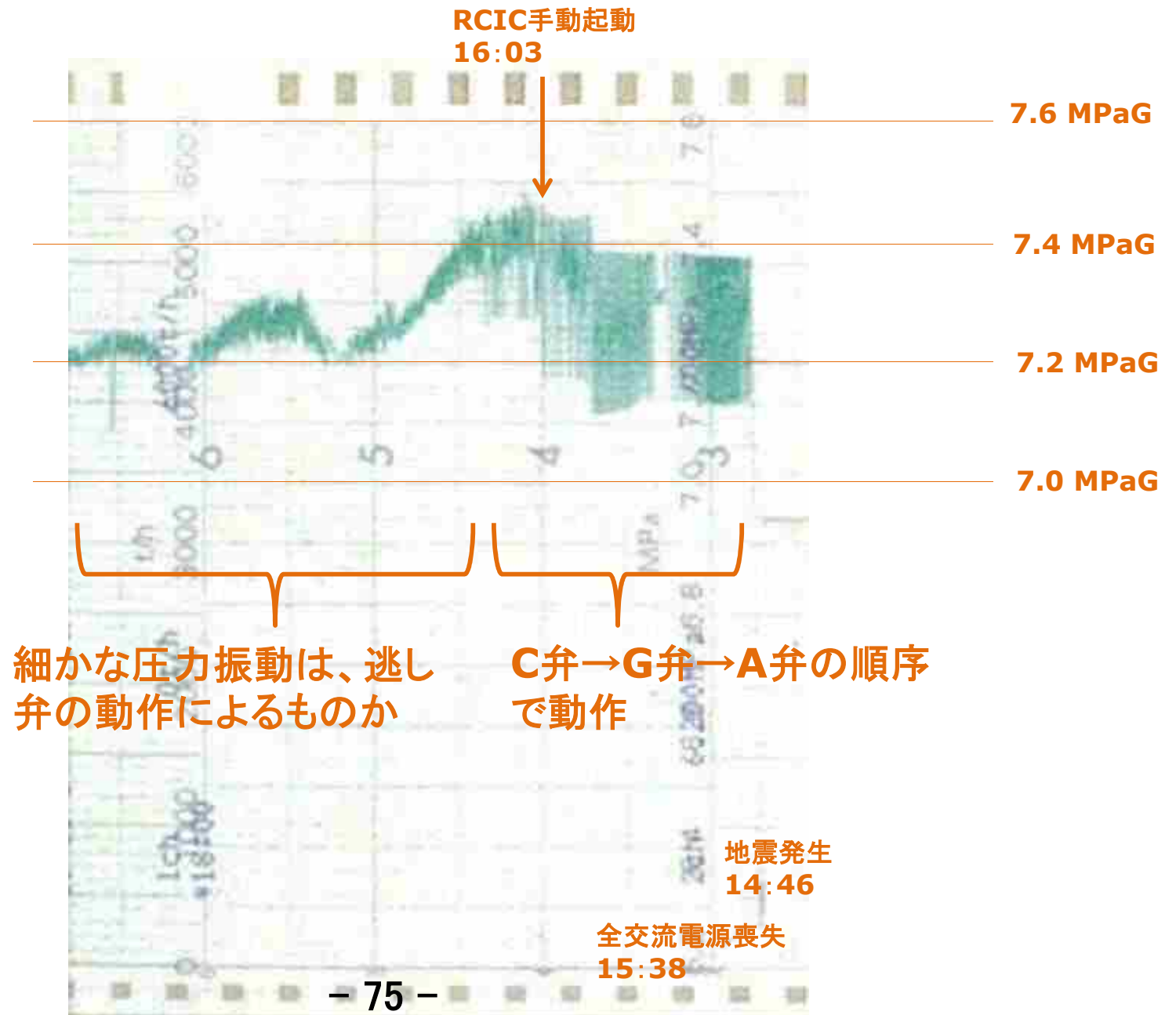
「中央制御室にてスタンバイ状態への弁のリセット操作後、再起動操作が試みられたが、起動後すぐにタービン蒸気止め弁のトリップ機構のラッチが外れ、弁が閉まり停止した。」ことによる減圧か？

表1 SRVの逃がし弁機能と安全弁機能の作動圧 単位: MPa[gage]

	A	B	C	D	E	F	G	H
逃がし弁機能	7.51	7.58	7.44	7.58	7.51	7.58	7.51	7.58
安全弁機能	7.71	7.78	7.64	7.71	7.64	7.78	7.71	7.78
ADS機能の有無	有	有	有	—	有	—	有	有

東電、未解明問題報告書(第5回)より抜粋

RCIC起動前後のRPV圧力挙動



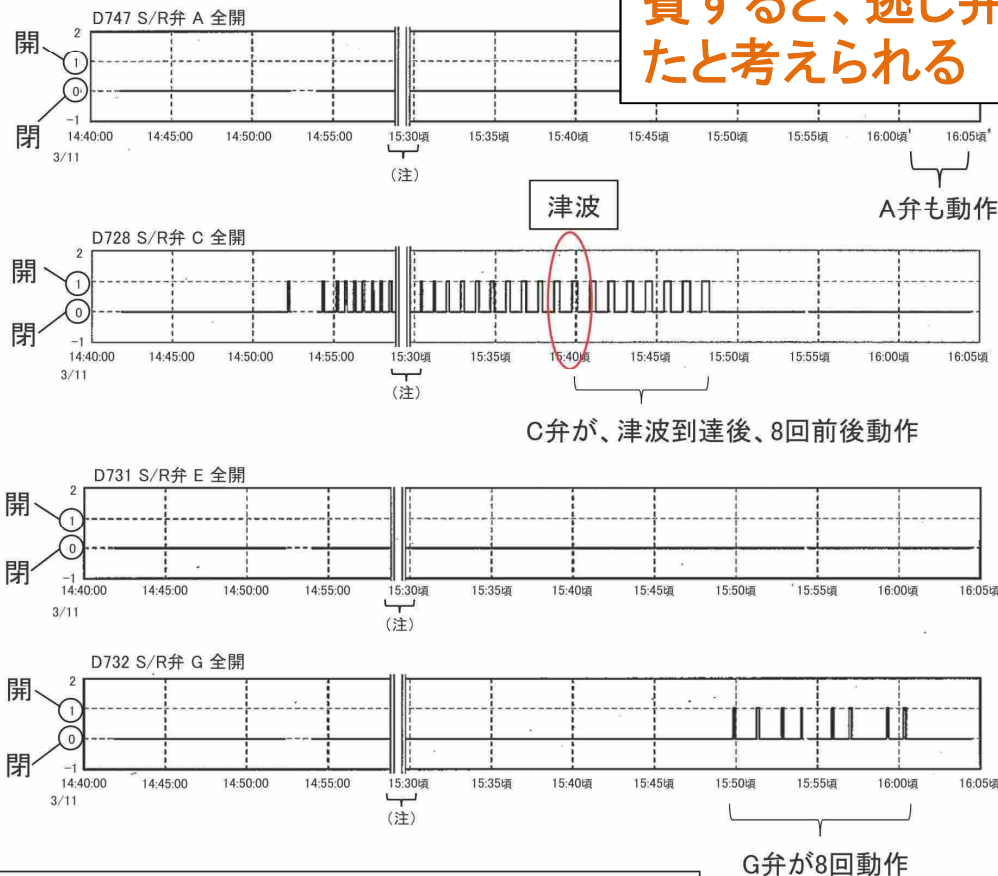
アキュムレータによる逃し弁の動作

逃がし安全弁Cの開閉記録

開閉回数	3/11時刻	逃がし安全弁C開	開閉回数	3/11時刻	逃がし安全弁C開
1	14:51:50	オン	28	15:07:58	オン
	14:51:55	オフ		15:08:05	オフ
2	14:52:29	オン	29	15:08:39	オン
	14:52:35	オフ		15:08:46	オフ
3	14:53:03	オン	30	15:09:55	オン
	14:53:11	オフ		15:10:03	オフ
4	14:53:56	オン	31	15:11:09	オン
	14:54:04	オフ		15:11:16	オフ
5	14:54:48	オン	32	15:12:01	オン
	14:54:56	オフ		15:12:07	オフ
6	14:55:21	オン	33	15:13:32	オン
	14:55:29	オフ		15:13:39	オフ
7	14:55:53	オン	34	15:14:43	オン
	14:56:01	オフ		15:14:49	オフ
8	14:56:26	オン	35	15:15:54	オン
	14:56:34	オフ		15:16:00	オフ
9	14:57:00	オン	36	15:17:17	オン
	14:57:07	オフ		15:17:22	オフ
10	14:57:33	オン	37	15:19:01	オン
	14:57:41	オフ		15:19:06	オフ
11	14:58:06	オン	38	15:25:58	オン
	14:58:14	オフ		15:26:03	オフ
12	14:58:39	オン	39	15:27:19	オン
	14:58:47	オフ		15:27:24	オフ
13	14:59:13	オン	40	15:28:17	オン
	14:59:21	オフ		15:28:23	オフ
14	14:59:47	オン	41	15:30:02	オン
	14:59:55	オフ		15:30:09	オフ
15	15:00:21	オン	42	15:30:51	オン
	15:00:29	オフ		15:30:58	オフ
16	15:00:56	オン	43	15:31:39	オン
	15:01:04	オフ		15:31:50	オフ
17	15:01:30	オン	44	15:32:32	オン
	15:01:38	オフ		15:32:45	オフ
18	15:02:04	オン	45	15:33:27	オン
	15:02:12	オフ		15:33:40	オフ
19	15:02:39	オン	46	15:34:23	オン
	15:02:46	オフ		15:34:37	オフ
20	15:03:12	オン	47	15:35:21	オン
	15:03:20	オフ		15:35:36	オフ
21	15:03:46	オン	48	15:36:19	オン
	15:03:54	オフ		15:36:36	オフ
22	15:04:21	オン	49	15:37:20	オン
	15:04:29	オフ		15:37:36	オフ
23	15:04:56	オン	50	15:38:20	オン
	15:05:03	オフ		15:38:40	オフ
24	15:05:30	オン	51	15:39:26	オン
	15:05:38	オフ		15:39:46	オフ
25	15:06:06	オン	52	15:40:33	オン
	15:06:14	オフ		15:40:54	オフ
26	15:06:42	オン	53	15:41:39	オン
	15:06:50	オフ		15:42:02	オフ
27	15:07:19	オン	54	15:42:48	オン
	15:07:26	オフ		15:43:12	オフ

(3号機アラームタイプに基づく)

3号機 SR弁の動作



津波到達後は、アキュムレータの窒素を消費すると、逃し弁モードは動作不能になったと考えられる

C弁→G弁→A弁の順で動作

東京電力「過渡現象記録装置データ」(平成23年5月)を基に作成

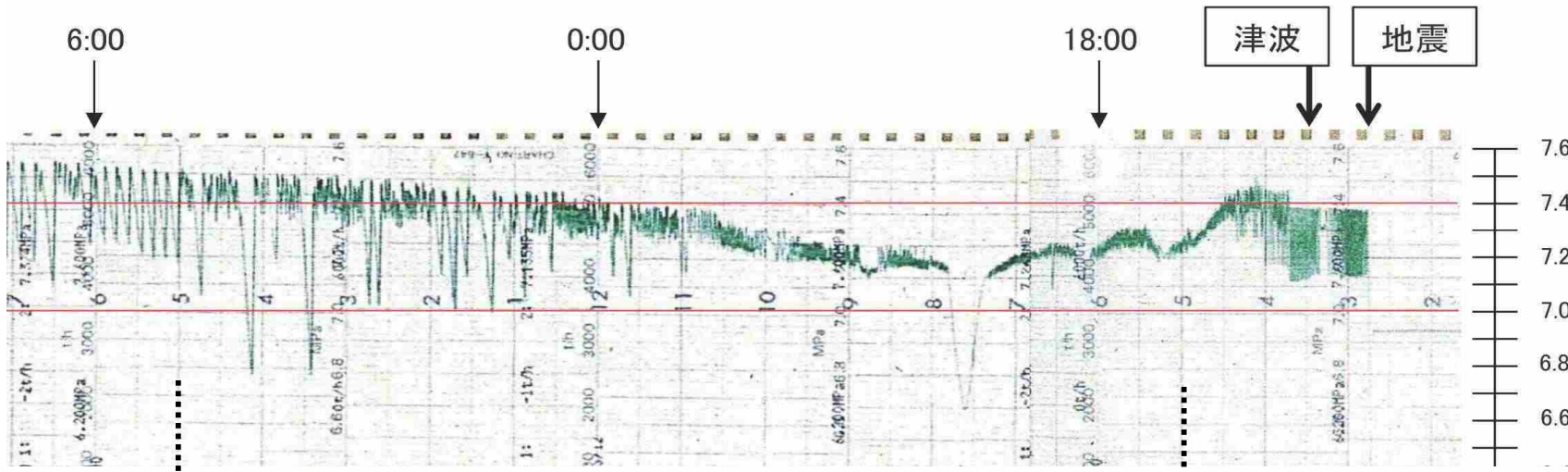
14:41:50～15:43:12、合計54回にわたりSR弁(C弁)の開閉が繰り返された(3号機アラームタイプに基づく)。
14:59頃から約30分間の過渡現象記録装置データが欠落しているが、その前後のSR弁の開閉動作に関する記録は、アラームタイプ上の記録と整合する。
なお、アラームタイプには、SR弁の開閉記録を含む接点Dデータが15:43:45までしかなく、15:50頃以降開閉動作を開始したG弁及びA弁の開閉に関する記録はない。

(※3号機の過渡現象記録装置データには、SR弁のA弁、C弁、E弁及びG弁の各弁の動作についてのみの記録されている。)

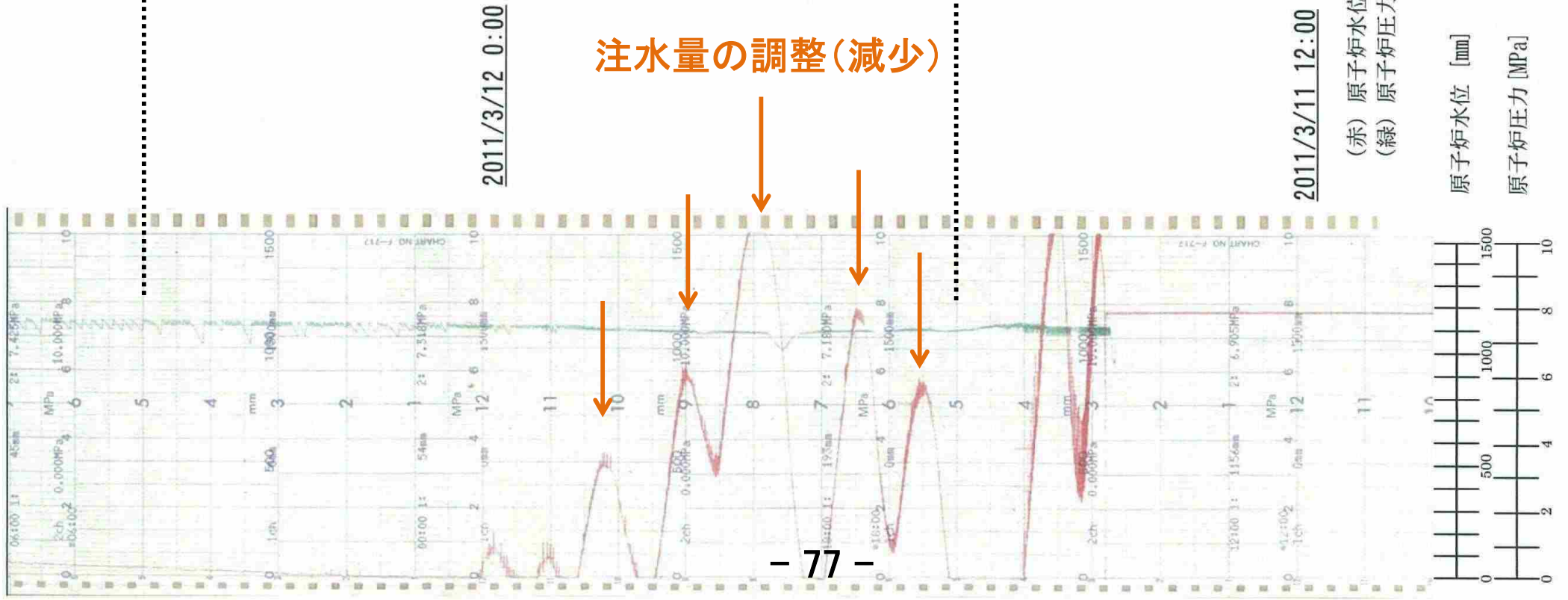
(注)東京電力は、3号機の過渡現象記録装置に記録されたデータにつき、他のチャート等の記録と照合した結果、平成23年3月11日14時59分頃から約30分間データが途切れていたとして、これ以降のデータの時刻を推定時刻としている。

資料Ⅱ-1-1-40

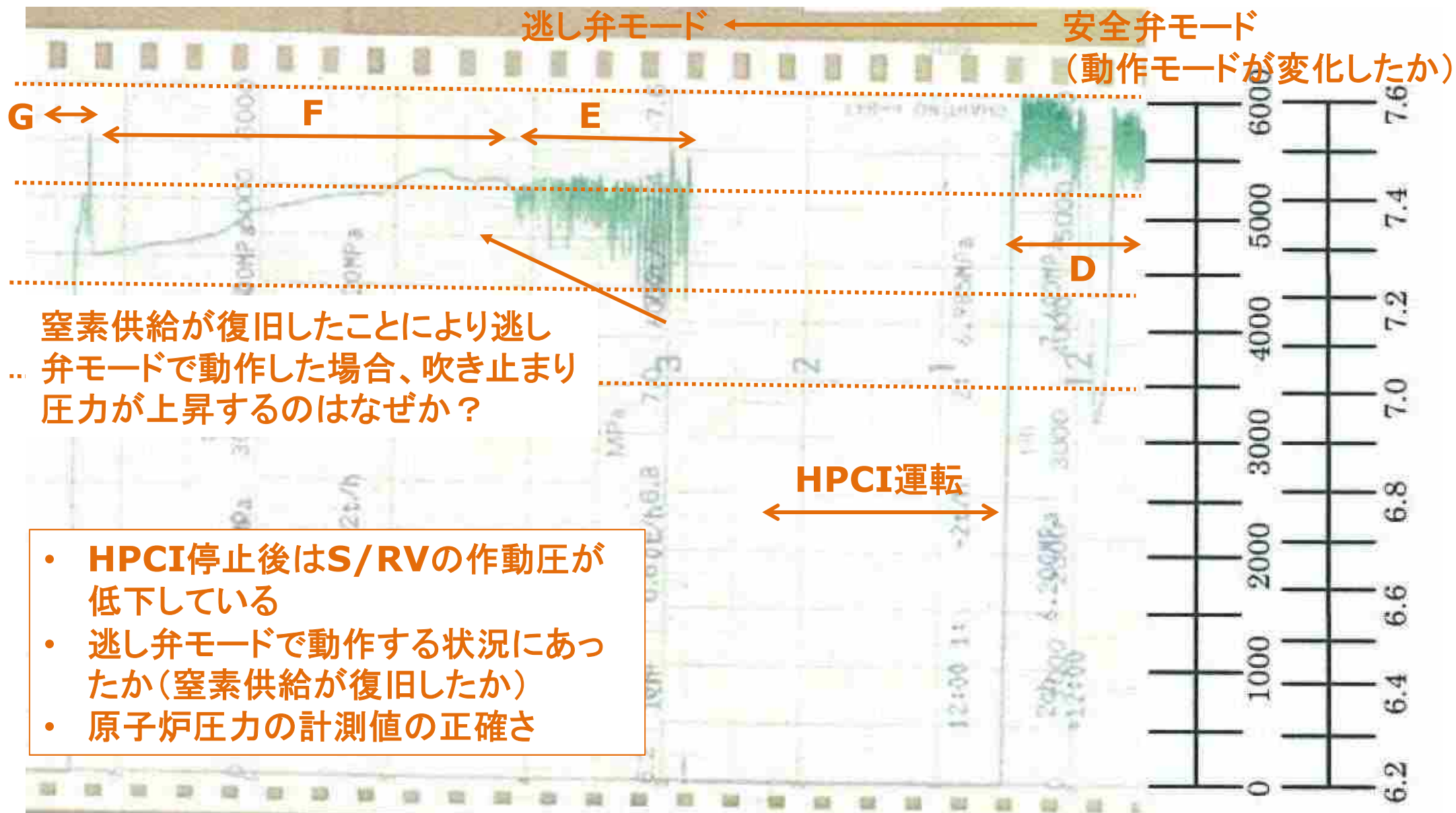
運転員によるRCICの操作



原子炉水位の変化から、概ね30分程度の間隔で注水量の調整をしていたのではないか。
他方、圧力振動をS/RVの手動操作とするには時間間隔が短すぎるのではないか。



HPCI運転前後でのRPV圧力



ADS作動ロジック

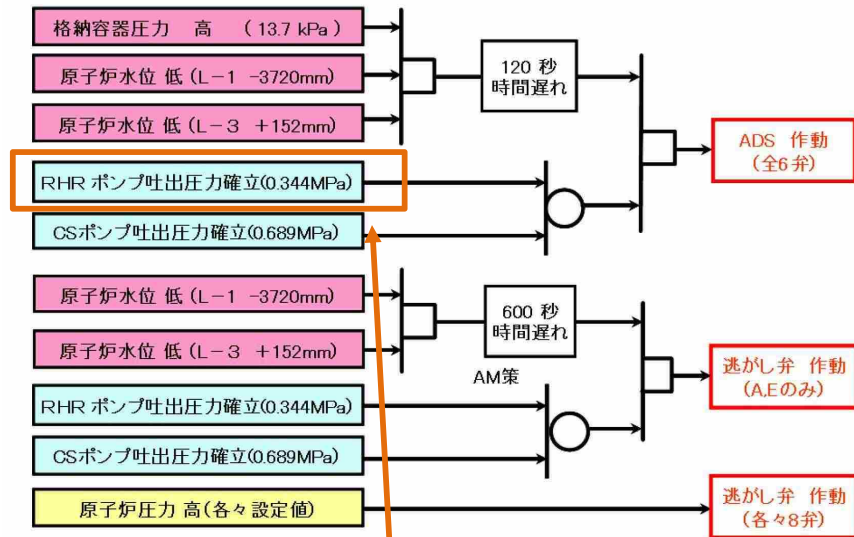


図 6 SEV の作動ロジック

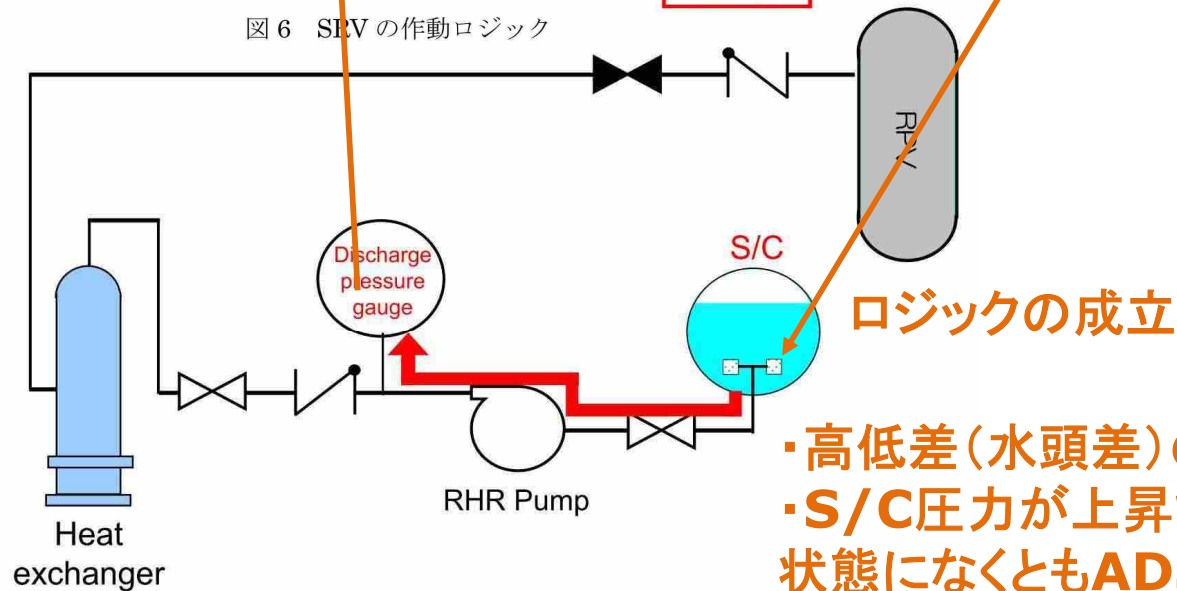


図 9 RHR の系統構成

水蒸気がS/Cへ移行

RPV圧力が低下

PCV圧力が上昇

ロジックの成立

- ・高低差(水頭差)の影響はあったか
- ・S/C圧力が上昇すると、RHRが待機状態になくともADSが作動してしまうか

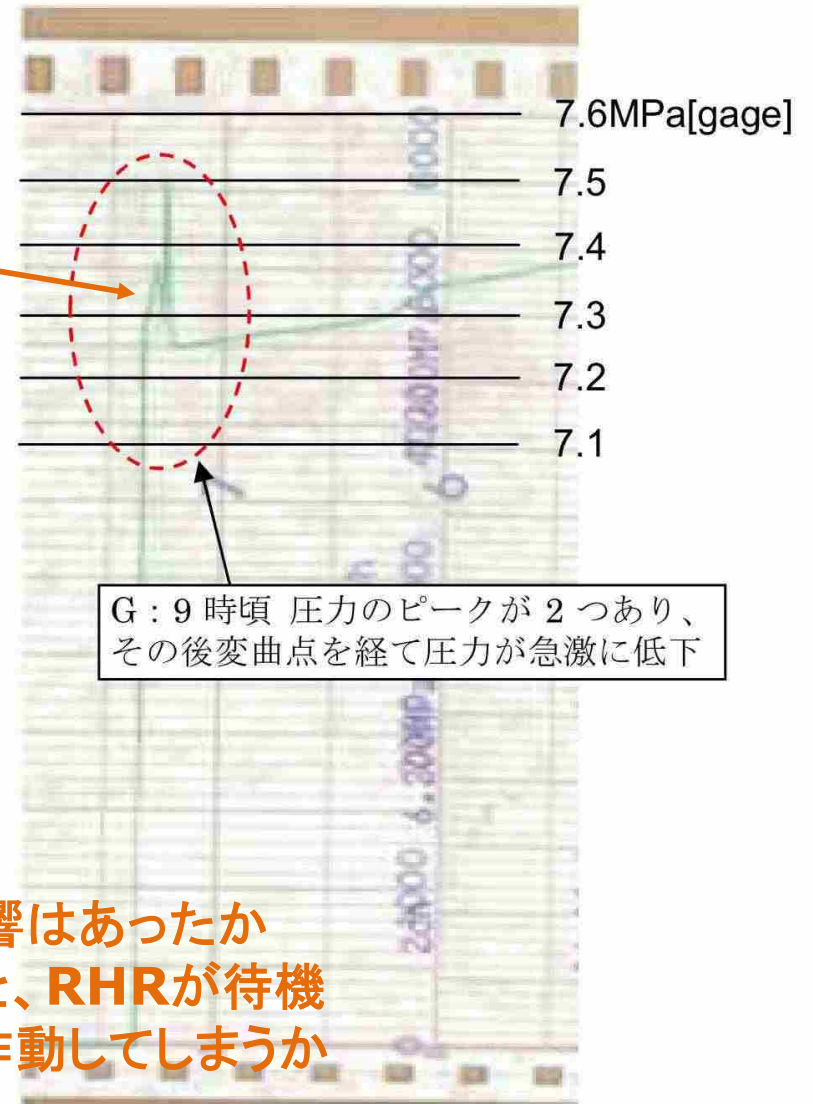
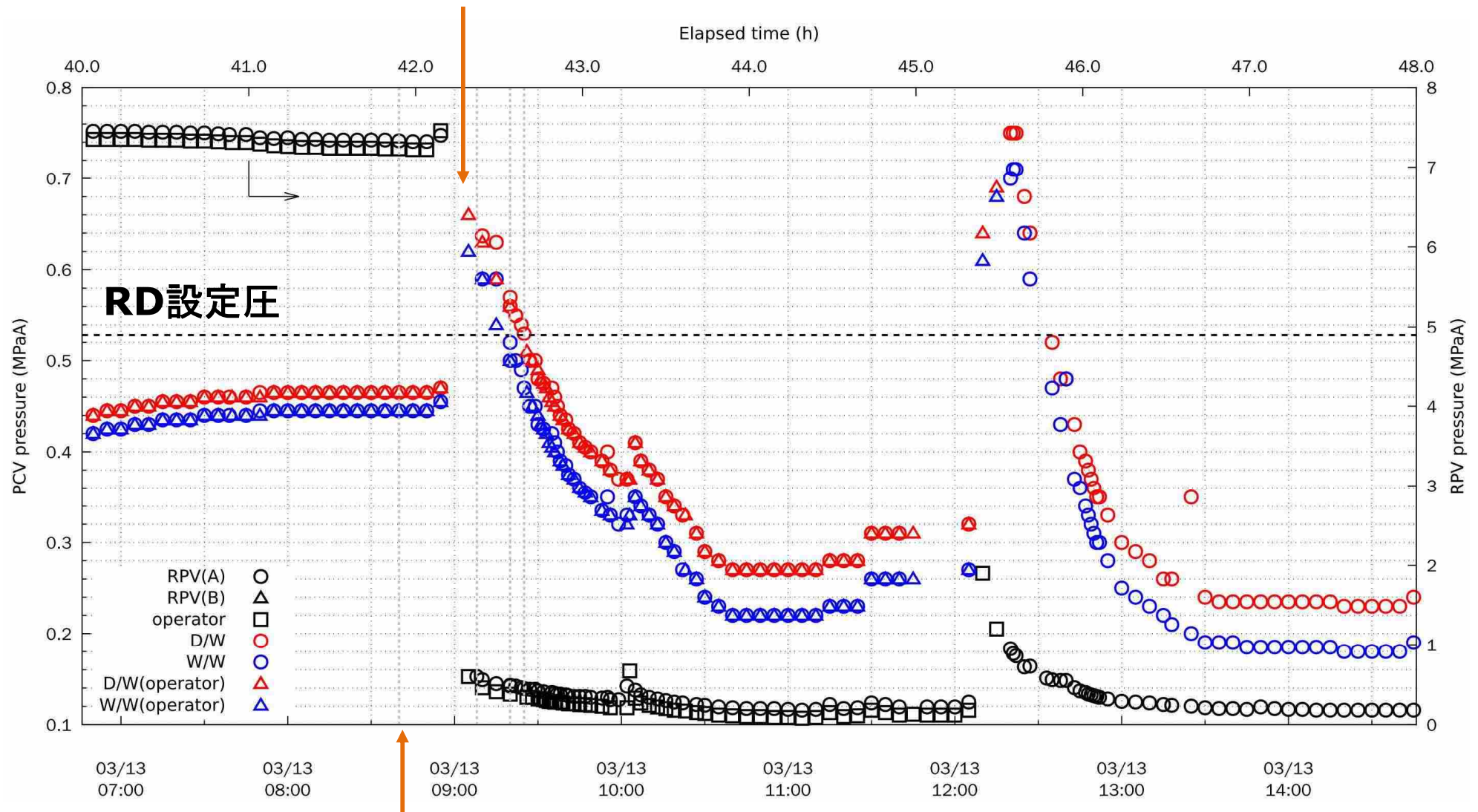


図 7 原子炉圧力チャート (狭帯域)

ADS作動によるRD破損

ラプチャーディスクの破損により格納容器の減圧開始



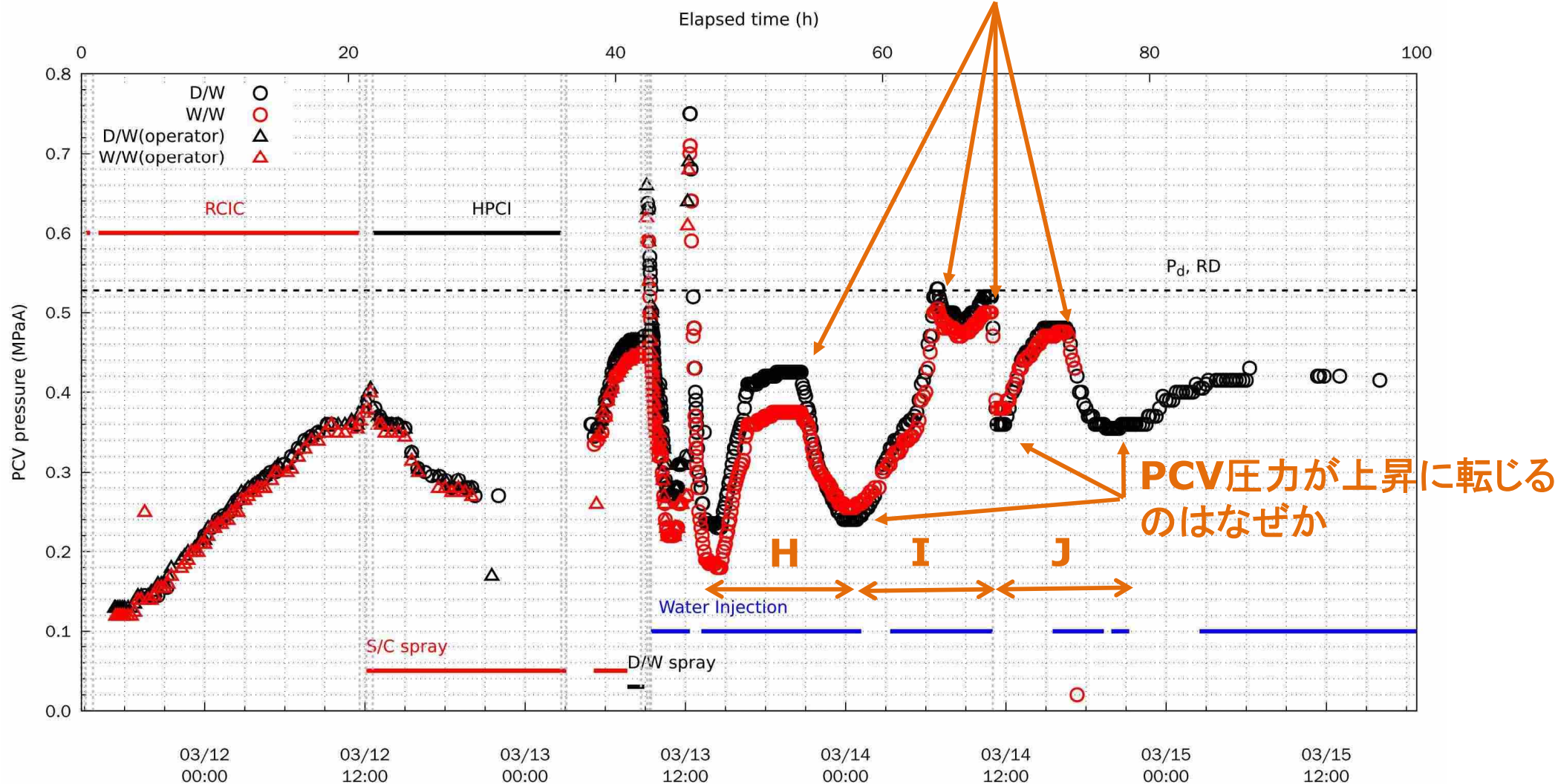
8:41

ベントライン構成完了 - 80 -

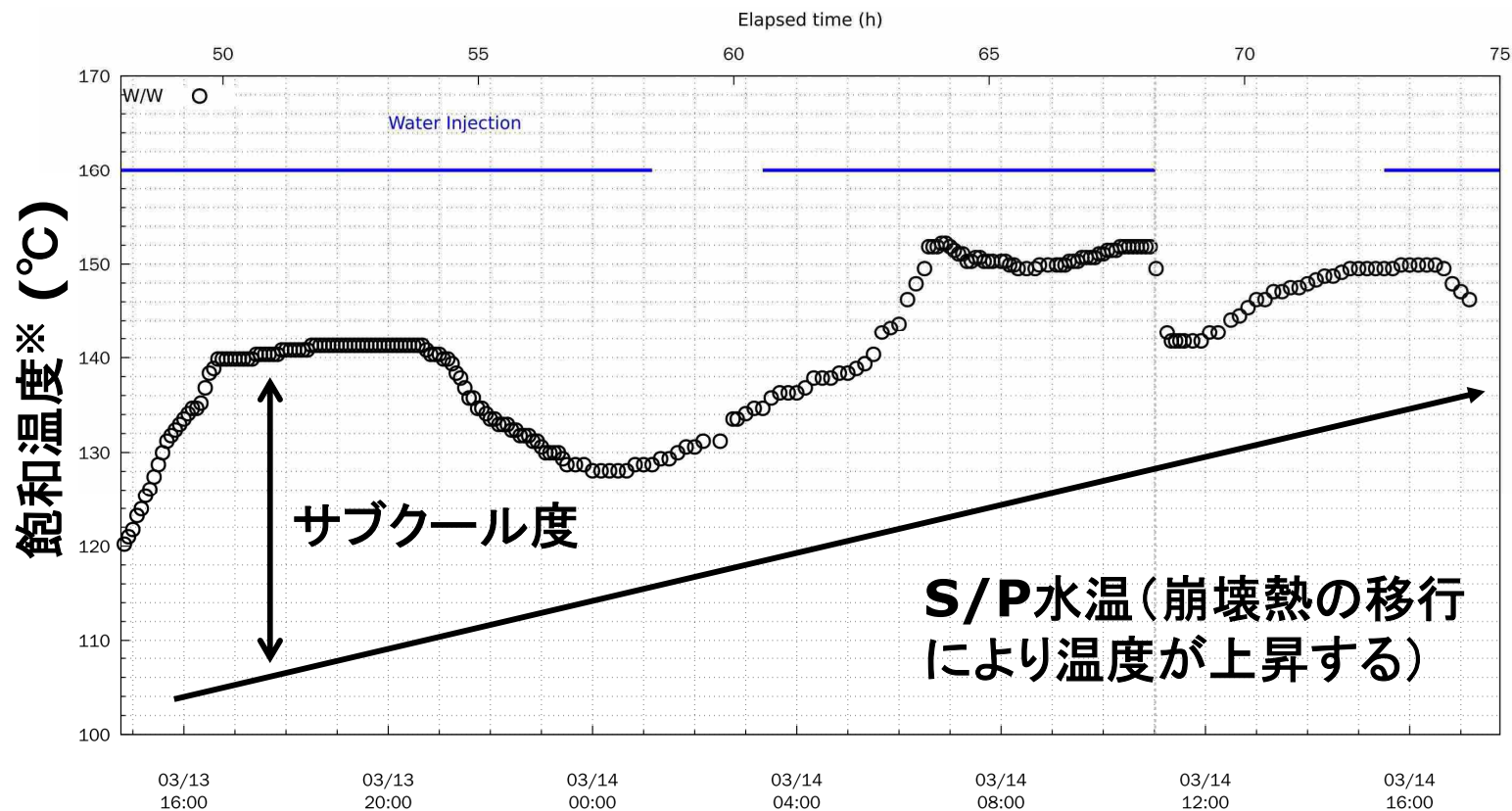
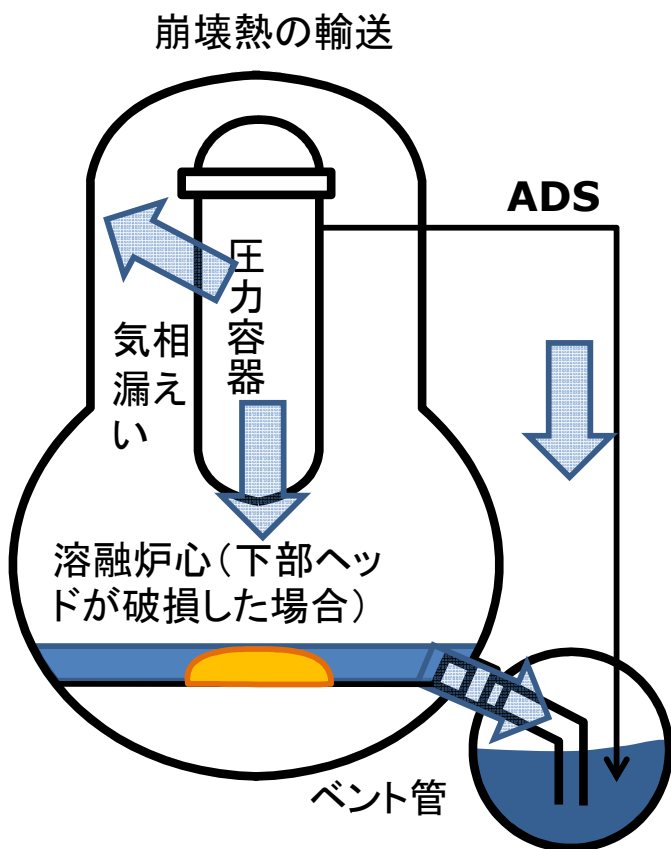


2回目のベント後の格納容器圧力

3回目以降のベントが失敗だった場合、
PCV圧力が低下した原因は？



ベント後のS/Pの飽和温度

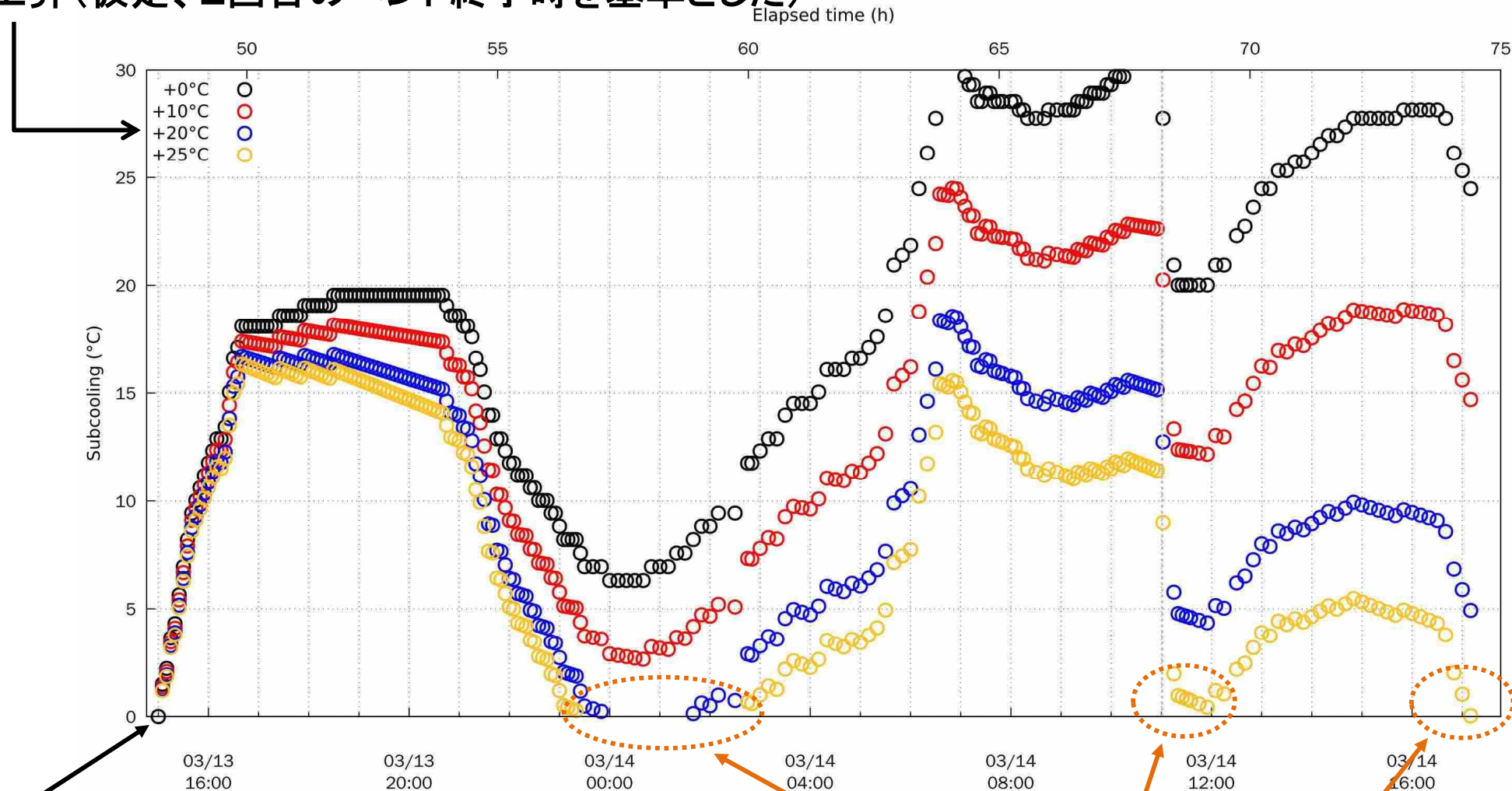


※W/W₈₂圧力の実測値から換算



ベント後のS/Pのサブクール

グラフに示す期間(3/13 15:00~3/14 17:00)での
S/P温度上昇(仮定、2回目のベント終了時を基準とした)



2回目のベント終了時
は飽和状態と仮定

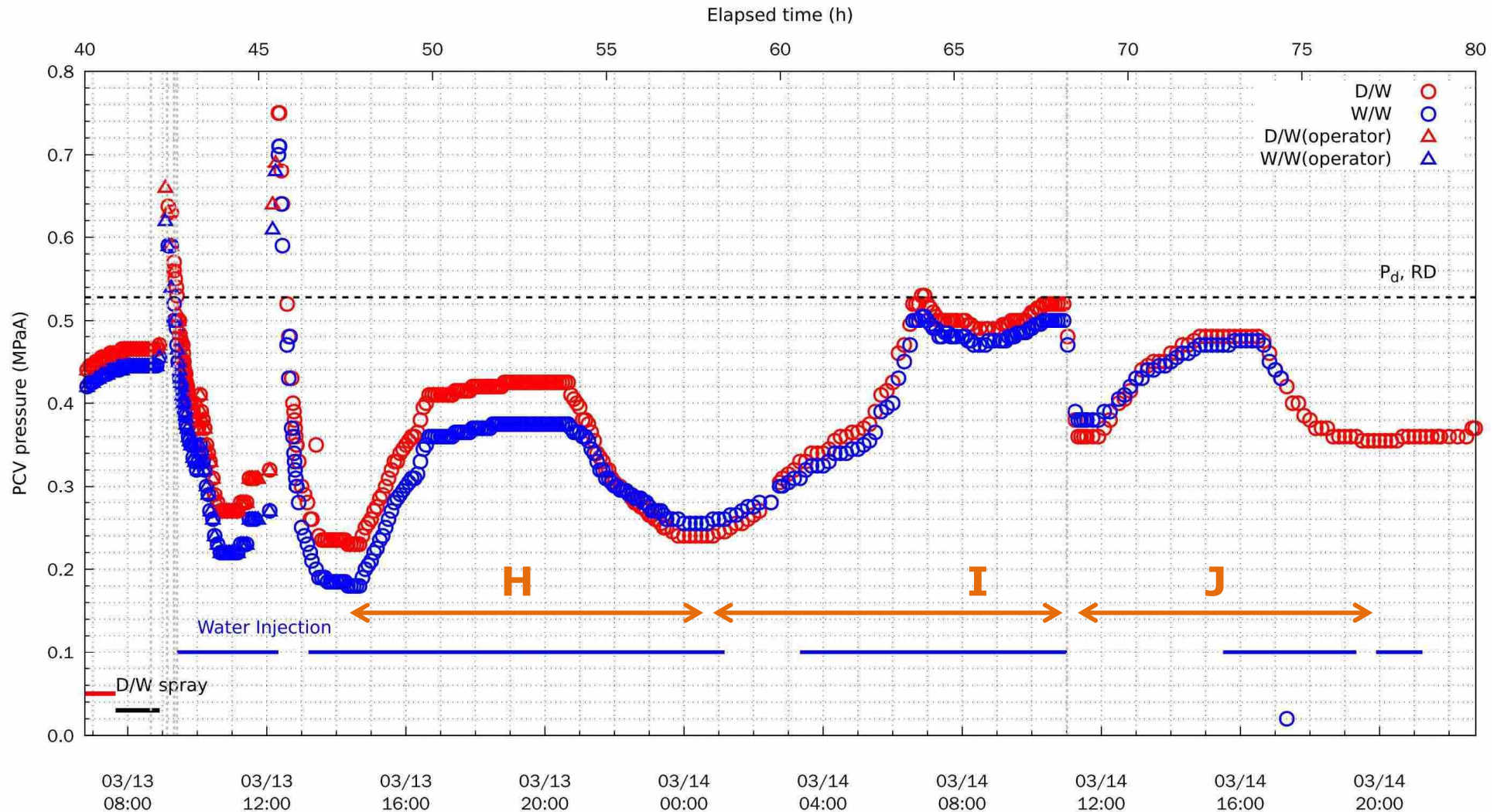
S/P水温が一定速度
で上昇すると仮定

83 -

飽和状態に近く、減圧が停止

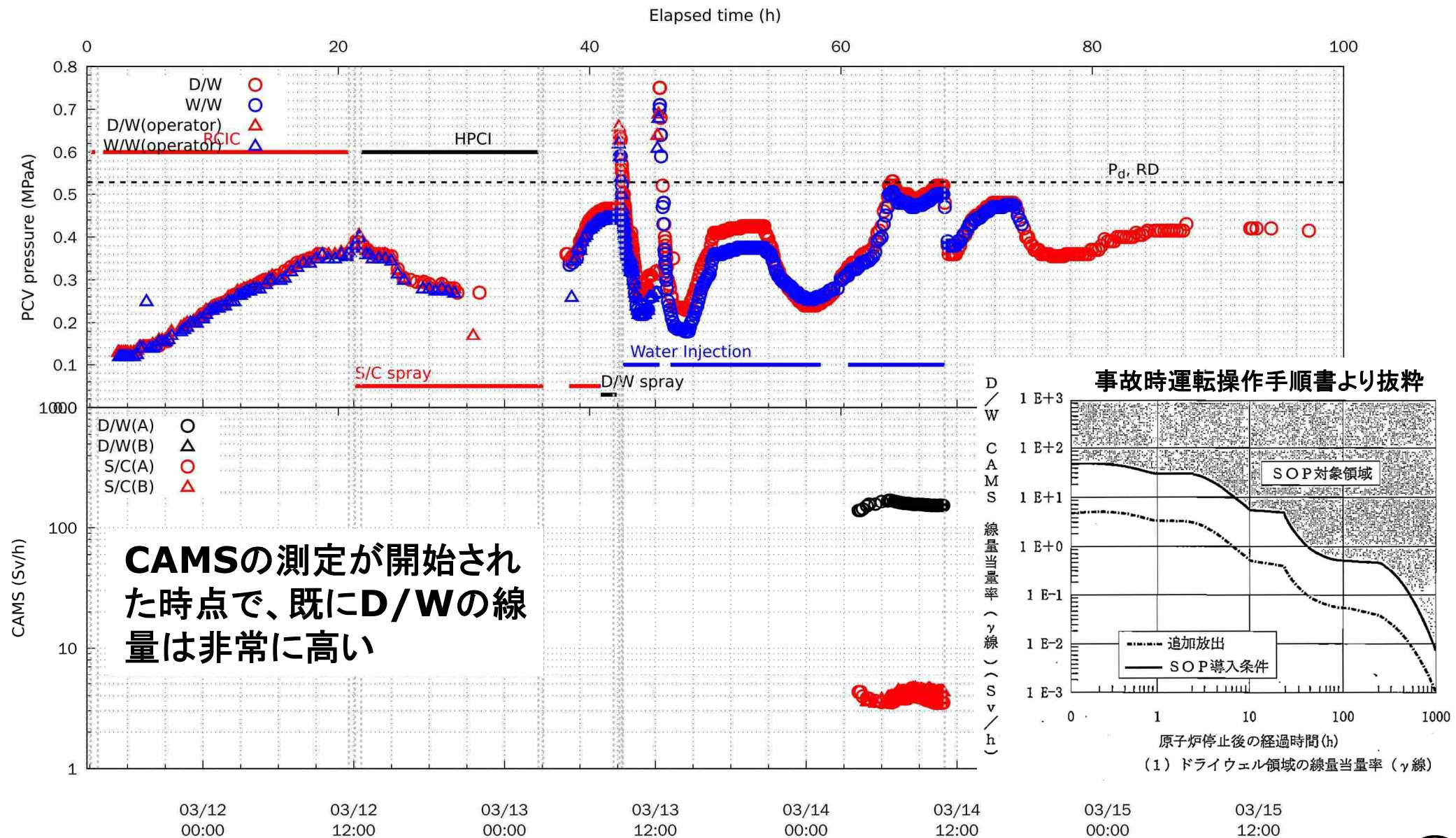
2回目のベント後の格納容器圧力

前出の図を一部拡大して再掲



以下、参考図

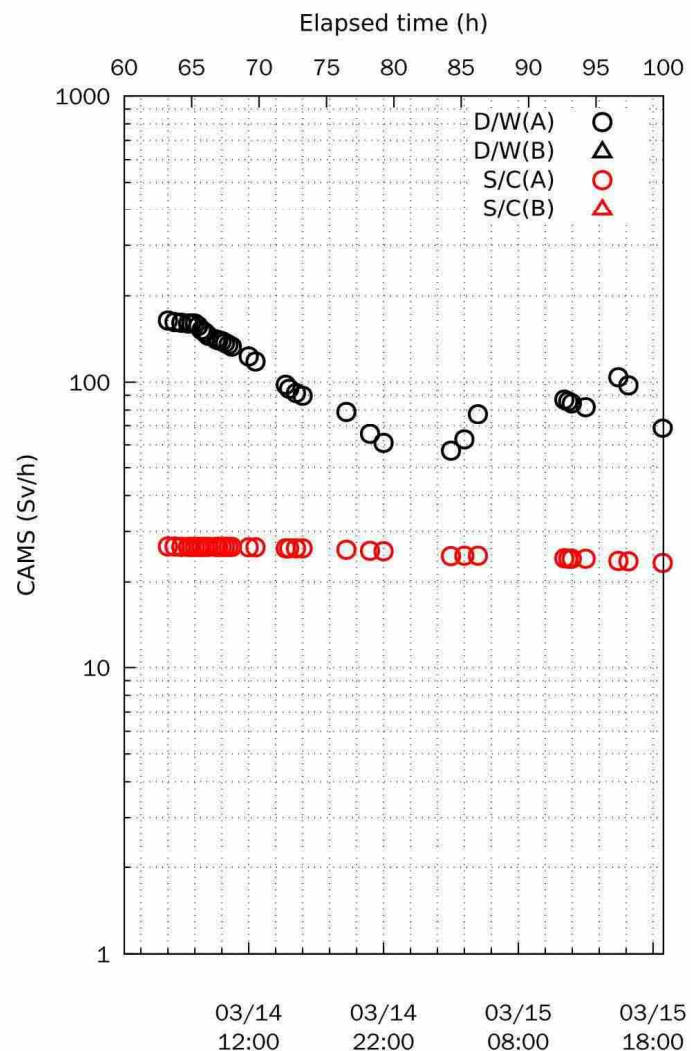
PCV圧力とCAMSの比較



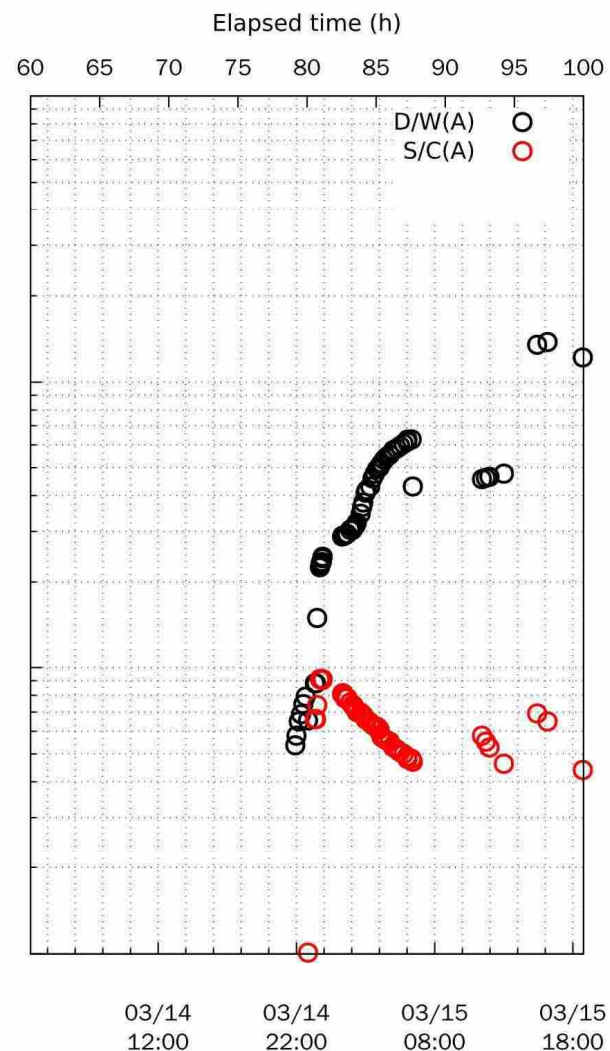


CAMS測定値の比較

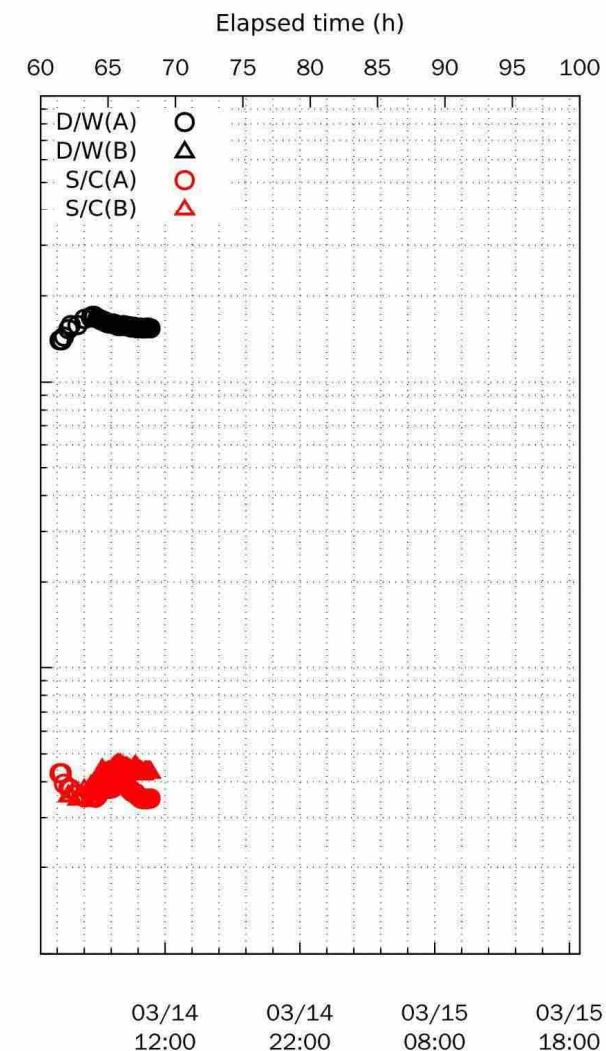
1号機



2号機



3号機



耐圧強化ベントにおける有効なベント回数に関する認識

○3号機における有効ベント回数の整理

3号機では、3月13日8時41分に圧力抑制室(S/C)ベントのライン構成が完了し、格納容器圧力が上昇した際に、S/Cベント弁(大弁・小弁)の開操作が実施され、D/W圧力は上昇と下降を繰り返していることが計測されている。

このうち、S/Cベント弁の開操作によるベントについて、東京電力ホールディングス株式会社は、『格納容器圧力の変化、福島第一ライブカメラや当時の現場の状況などから検討した結果、**13日9時、12時頃のベントは成功した**と考えられるものの、それ以降に実施したベントは成功していない可能性が高く、少なくとも15日の朝には格納容器の健全性を喪失し、放射性物質を放出する状態になっていたと考えられる。』(福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第5回進捗報告)としている。

原子力規制庁では、3号機の原子炉圧力、D/W圧力、W/W圧力の推移から**3/13の12時までの2回が有効との前提**を置き、1号機と3号機のベント時のプラント状態の解析等を実施してきた。

【参考資料】

- ・福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第5回進捗報告（平成29年12月25日東京電力ホールディングス株式会社）
- ・福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第5回進捗報告 添付資料3－8（平成29年12月25日東京電力ホールディングス株式会社）
- ・3号機 現場対処及び計装機器が示す指示値の推移（平成24年7月23日東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告）
- ・福島第一3号機の原子炉格納容器(PCV)ベントについて（平成24年7月23日東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告）
- ・福島第一3号機 プラントデータ推移（平成24年6月20日福島原子力事故調査報告書）
- ・SGTSの配管設計等について（第12回会合 資料5－2）
- ・原子炉建屋内の排気ダクト配置について（第12回会合 資料5－3）

（未解明問題に関する検討第5回進捗報告より抜粋）

福島第一原子力発電所 1～3 号機の
炉心・格納容器の状態の推定
と未解明問題に関する検討
第5回進捗報告

平成 29 年 12 月 25 日

東京電力ホールディングス株式会社

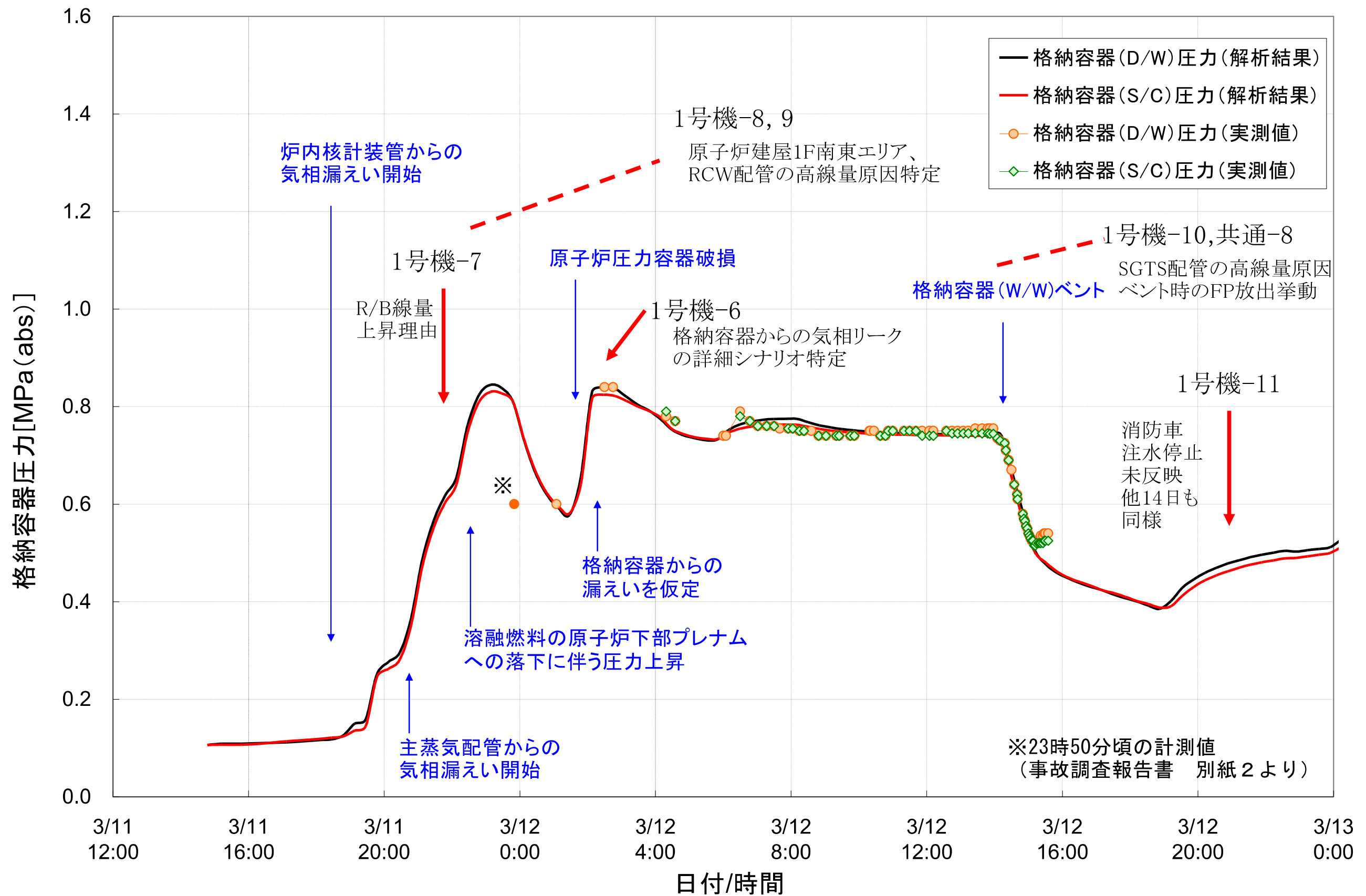


図 3.2.3 1号機の格納容器圧力挙動から抽出された課題

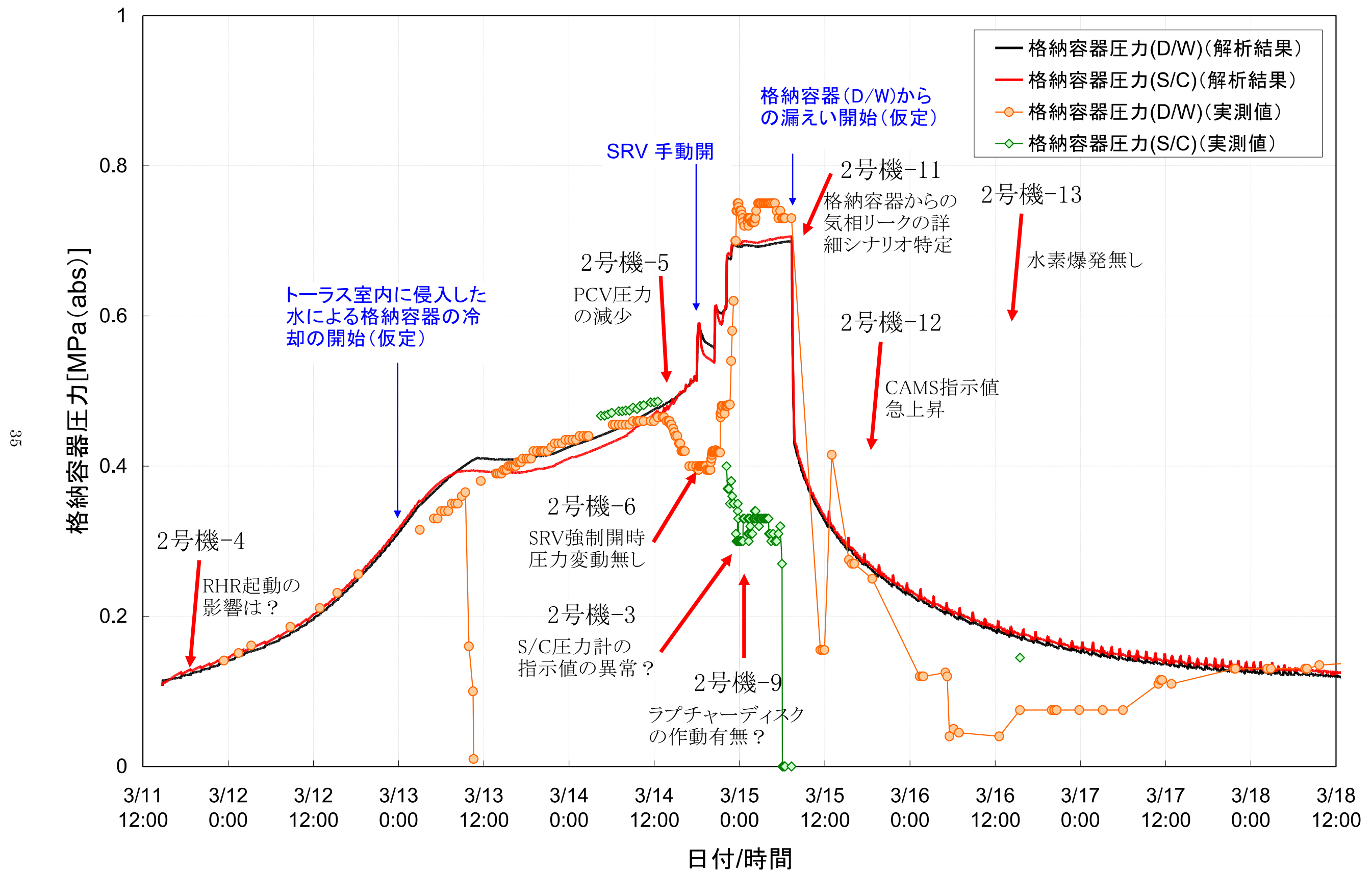


図 4.2.3 2号機の格納容器圧力挙動から抽出された課題

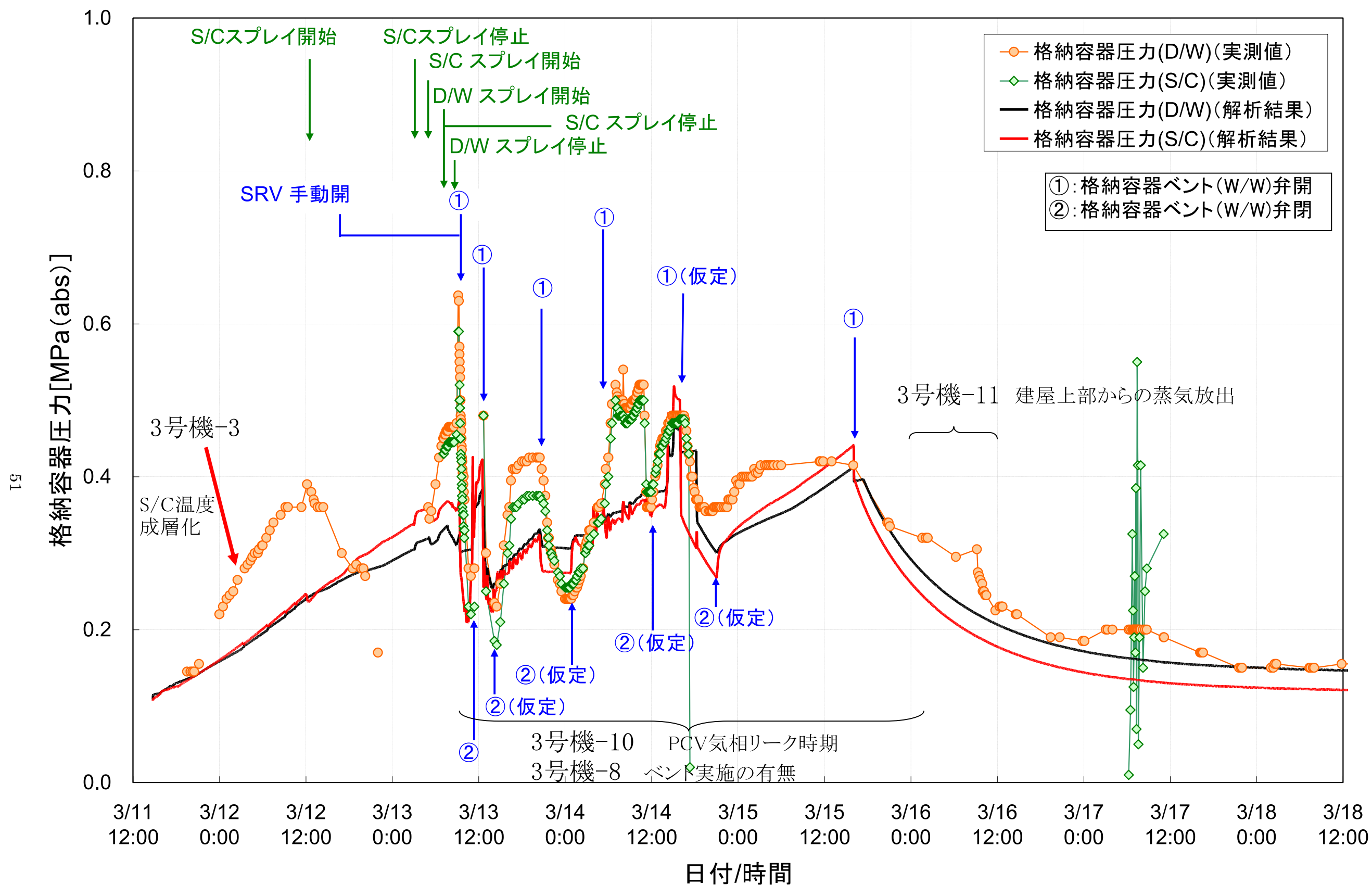


図 5.2.3 3号機の格納容器圧力挙動から抽出された課題

明らかに圧力上昇の要因があったためと考えられる。ドライウェルに圧力上昇の要因があった可能性については、原子炉压力容器からドライウェルへの漏えいが起こっていたことが考えられるが、解析で格納容器圧力の上昇を再現するほどの大量の漏えいを想定した場合、3月12日12時過ぎから実施した圧力抑制室スプレイに伴う圧力の低下を再現できず、当該の可能性は低いと考えられる。一方、圧力抑制室プールの温度成層化の可能性について、RCICおよびSRVの排気口を模した排気試験においてそれぞれ温度成層化の傾向が確認できた。また、RCICの排気口はプール表層に位置していることからより温度成層化を促進すると考えられるが、3号機ではRCICが停止しないよう原子炉への注水量を調整し連続作動させていたため、温度成層化が促進されたと考えられる。したがって、3号機では圧力抑制室プールの温度成層化に伴い、格納容器圧力の上昇が早くなった可能性が高いことがわかった。

5. 3. 6. 3号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について

3号機では格納容器圧力を低下させるために複数回ベントを実施しているものの、建屋の水素爆発以降は建屋からの直接放出の状況も確認できる。ベントの成否も含めた放射性物質の放出挙動はお互いに関連していると考えられることから、課題3号機-8、3号機-10、3号機-11について、3月15、16日に着目し、当該の3課題について総合的に検討を行った。（添付資料3-8参照）

格納容器圧力の変化、福島第一ライブカメラや当時の現場の状況などから検討した結果、13日9時、12時頃のベントは成功したと考えられるものの、それ以降に実施したベントは成功していない可能性が高く、少なくとも15日の朝には格納容器の健全性を喪失し、放射性物質を放出する状態になっていたと考えられる。この原因となる漏えい口は継続的な格納容器からの放出を引き起こし、3号機は最終的には大気圧まで圧力が低下したと考えられる。したがって、着目した15、16日については、ベントではなく格納容器からの直接放出が環境汚染につながったと可能性が高いことがわかった。

5. 3. 7. 3号機の水位計挙動に基づく原子炉水位の推定

1号機、2号機と同様に、最終的に指示不良を起こしたと考えられる3号機の水位計の挙動に基づいて、原子炉内の状態に関する情報を得る課題、共通-3及び3号機-2について検討を実施した。（添付資料3-9参照）

3号機で炉心損傷・炉心溶融が進展した時期のうち、水位計指示値がほぼ一定値を示すまでの期間（3月13日4時～14時）に得られたプラントパラメータの実測値に着目し、原子炉水位の挙動を推定した。その結果、3号機では3月13日9時頃の原子炉減圧より前に、原子炉水位はすでにBAF付近まで低下し

（未解明問題に関する検討第5回進捗報告より抜粋）

添付資料 3-8

3号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について

1 はじめに

3号機では、3月13日8時41分に圧力抑制室（S/C）ベントのライン構成が完了し、13日9時24分にドライウェル（D/W）圧力の減少が確認されたことから、ベントが実施されたと発電所対策本部が判断している。その後、格納容器圧力が上昇した際に、S/Cベント弁（大弁・小弁）の開操作を実施している。

この間、計測されたD/W圧力は上昇と下降を繰り返しているが、時系列で整理されているベントタイミングと計測されたD/W圧力が低下するタイミングが一致していないものが多い。また、当時の状況はベント弁の開操作を実施したら、その開状態を維持していたが、仮設コンプレッサー使用によるベント弁駆動用空気圧の不足、ベント弁励磁回路の不具合、小型発電機の故障による電磁弁励磁維持の問題などにより意図せずベント弁が閉まってしまうような状況となり、開状態を維持することが非常に困難であったことが、当社福島原子力事故調査報告書 別紙2 福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における対応状況について（平成24年6月版）にて報告されている。D/W圧力は、注水による蒸気発生や水素発生、ベント操作等に応じて、増加・減少を繰り返したものの、3月21日に一時的に上昇した後、ほぼ大気圧で変動を示さなくなった。すなわち、最終的には格納容器からの気相漏えいが発生しているという説明がなされてきた。しかしながら、ベント開維持が難しかったとする一方で、どのベント操作が成功し、どのベント操作が失敗であったのかについては明らかにされていない。すなわち、ベント開操作の実施は必ずしもベントによる放出を意味しない場合があるが、公表された記録においては、ベント開操作時には必ずベントによる放出があったと誤解が生じる可能性がある状況であった。

なお、平成23年8月24日に実施した、原子炉建屋上部のダストサンプリングにおいて撮影された映像から、シールドプラグ縁辺部、歪みを生じたDSピットゲート周辺等から蒸気（湯気）の漏出が確認されており、格納容器からの主要な漏えいは、シールドプラグ直下にある格納容器上蓋のシール部の劣化により発生した隙間を漏えい経路としたものであると推定している。

本検討では、3月15日以降に観測された原子炉建屋の状況、ベント弁の開操作に対する格納容器圧力変化から、3号機のベントの成否、格納容器からの漏えい、観測されている建屋上部からの水蒸気放出の関係について検討を実施した（当該の内容は、3号機-8, 10, 11として課題設定している）。

添付 3-8-1

本検討は、エネルギー総合工学研究所、株式会社東芝、日立 GE ニュークリア・エナジーの研究者・技術者との議論をふまえ取りまとめたものである。

2 3月15日以降に観測された原子炉建屋の状況

3月11日の地震発生後の記録は必ずしも十分ではないが、原子炉建屋等の状況を確認するうえでは、①ライブカメラの情報、②福島第一原子力発電所所員がデジタルカメラにて撮影した情報がある。ライブカメラの情報は時刻についてはほぼ正確であると考えられるが、遠方からの撮影であり、解像度はそれほどよくない。一方で、デジタルカメラの撮影は、原子炉建屋の至近から撮影しており解像度が高いものの、時刻情報はカメラ内部の時計を参照しており、この情報には不確かさがある。ただし、デジタルカメラの時刻情報は、電池切れ等により過去にリセットされてしまうような時間のずれを除けば、それほど大きなずれが発生することはないと考えられ、日付が概ねあっているのであれば、日オーダーでのずれが発生しているとは考えにくい。そのため、本検討ではライブカメラの時間はずれが無いものとし、デジタルカメラの画像については、ライブカメラの画像との比較も考慮して、大きなずれは無いことを確認して、評価に使用することとする。

2.1 ライブカメラの画像について

3月11日10時00分の画像

図1に3月11日10時00分の画像を示す。これは地震発生以前の画像であり、健全な状態の福島第一原子力発電所を捉えたものである。一番左の煙突状のものが5, 6号排気筒であり、その右側に見える煙突状のものが3, 4号排気筒であり、一番右側に見える煙突状のものがタービン建屋換気系排気筒である。この写真からは1, 2号排気筒が確認できないが、1, 2号排気筒は3, 4号排気筒のすぐ後ろにあり、重なってしまっていて見えていない。なお、余震による影響によるものか、ライブカメラの撮影角度が時間帯によって変わっているが、その角度によっては1, 2号機排気筒が見える場合がある。

タービン建屋換気系排気筒脇に見えている建物が廃棄物処理建屋である。3, 4号排気筒の後ろに見えている建物が、4号機の原子炉建屋であるが、原子炉建屋周辺拡大図からもわかる通り、ライブカメラからは1~4号機はほぼ一直線に並んでおり、1~3号機をライブカメラ映像から比較することは困難である。

3月13日10時00分の画像

図2に3月13日10時00分の画像を示す。3号機は同日9時20分頃にベ

ントが成功したものと判断されているが、この画像はそれから約 40 分が経過した後の画像である。3, 4 号機排気筒部分の拡大図からもわかる通り、ベントにより水蒸気が放出されていることが確認できる。一方で、原子炉建屋部分に特異的な状況は観測されない。

3 月 13 日 13 時 00 分および 3 月 13 日 15 時 00 分の画像

図 3 に 3 月 13 日 13 時 00 分および 3 月 13 日 15 時 00 分の画像を示す。記録上、11 時 17 分にベント弁が閉まってしまったことを確認し、12 時 30 分にベント弁開が確認されている（2 回目のベント操作）ことから、13 時 00 分のライブカメラ映像から確認できる水蒸気放出は、このベント操作が成功したことによるものと考えられる。15 時 00 分のライブカメラ映像では明確な水蒸気放出は確認できない。

3 月 14 日 7 時 00 分および 3 月 14 日 10 時 00 分の画像

図 4 に 3 月 14 日 7 時 00 分および 3 月 14 日 10 時 00 分の画像を示す。記録上、6 時 10 分にベント弁（小弁）の操作を完了（4 回目のベント操作）しているが、いずれの時間帯にもライブカメラの映像からは明瞭な水蒸気放出は確認できない。ただし、小弁操作のため、蒸気流量が小さく、ライブカメラでの映像からは確認できなかった可能性は残る。

3 月 15 日 7 時 00 分の画像

図 5 に 3 月 15 日 7 時 00 分の画像を示す。この時点では、3, 4 号排気筒からの水蒸気放出は確認できないが、原子炉建屋周辺の拡大図を見ると、どの号機からかは特定できないものの、原子炉建屋上部からと考えられる水蒸気放出が確認できる。

3 月 15 日 16 時 00 分の画像

図 6 に 3 月 15 日 16 時 00 分の画像を示す。この時点では、3, 4 号排気筒からの水蒸気放出は確認できないが、原子炉建屋周辺の拡大図を見ると、どの号機からかは特定できないものの、原子炉建屋上部からと考えられる水蒸気放出が確認できる。

3 月 15 日 17 時 00 分の画像

図 7 に 3 月 15 日 17 時 00 分の画像を示す。記録上、16 時 05 分にベント弁開操作の小型発電機の取り換えを実施し、ベント弁の開操作を実施（5 回目のベント操作）しているが、ライブカメラの映像からは明瞭な水蒸気放出は確

認できない。一方で、16時00分の映像と同様に、原子炉建屋上部からと考えられる水蒸気放出は確認することができる。

3月16日10時00分の画像

図8に3月16日10時00分の画像を示す。この時点でも、3、4号排気筒からの水蒸気放出は確認できないものの、原子炉建屋上部からと考えられる水蒸気放出は確認することができる。これまでの映像では、廃棄物処理建屋の形状が明確に見えていたが、この時間帯では放出された水蒸気により一部が隠れるような状態となっている。そのため、この時間帯の原子炉建屋からの水蒸気放出、すなわち、格納容器からの漏えいは、かなり大規模であったものと考えられる。

2.2 デジタルカメラにより撮影された映像について

撮影日情報 3月15日7時31分の画像

図9に3月15日朝に撮影された画像を示す。この時点で、3号機原子炉建屋の上部からの水蒸気放出は始まっていることが確認できる。また、ライブカメラにて撮影された3月15日7時00分の映像に水蒸気が放出されているところから確認されていることから、この撮影日情報は概ね正しいものと考えられる。

撮影日情報 3月15日8時58分の画像

図10に3月15日朝に2号機の原子炉建屋を撮影した画像を示す。2号機原子炉建屋のブローアウトパネルは、1号機の水素爆発時に開いたことがわかっており、水蒸気はこのブローアウトパネルから放出されている。当社福島原子力事故調査報告書 別紙2 福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における対応状況について（平成24年6月版）においても、8時25分に原子炉建屋5階付近壁より白い煙（湯気らしきもの）があがっていることを確認、との記載があり、この撮影日情報についても概ね正しいものと考えられる。

撮影日情報 3月16日9時51分の画像

図11に3月16日朝に撮影された画像を示す。3号機原子炉建屋の上部からの水蒸気放出が継続していること確認できる。また、蒸気放出量は前日より多くなっているように見受けられる。これは、ライブカメラにて撮影された3月16日10時00分の映像とも整合していることから、この撮影日情報は概ね正しいものと考えられる。

2.3 観測された画像からの考察

3号機のベントは、ライブカメラの画像からは3月13日の1回目、2回目のベントでのみ3, 4号排気筒からの水蒸気放出が確認できるため、この2回についてはベントが実施されていると判断できる。3回目のベント開操作は夜間の実施であったことから、ライブカメラによる確認はできない。また、3月14日早朝の4回目のベント開操作では、小弁の開操作であることから、ベント管に流れる蒸気流量が小さかったとの可能性が残るものの、ベントによる放出は確認できない。3月15日夕方の5回目のベント開操作においても、排気筒の映像からはベントによる放出は確認できない。また、3月16日未明の6回目のベント開操作は夜間であったため、ライブカメラによる確認はできていない。

デジタルカメラによる映像から、3号機は3月15日の朝には、原子炉建屋上部からの水蒸気放出が確認されており、この時点では、格納容器から漏えいした気体（水蒸気、放射性物質を含む）が直接環境に放出されるような状態になっていたものと考えられる。ただし、同じ3月15日朝に、2号機原子炉建屋のブローアウトパネルからも水蒸気が放出されていることが確認されており、添付資料2-9, 10の検討から、2号機からの放射性物質の放出もあったものとする。



図1 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像（撮影日 3月11日10時）
上：ライブカメラ映像全体 下：原子炉建屋周辺拡大図



図2 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像（撮影日 3月13日10時）
上：ライブカメラ映像全体 中： 3, 4号排気筒拡大図 下：原子炉建屋周辺拡大図

添付3-8-7

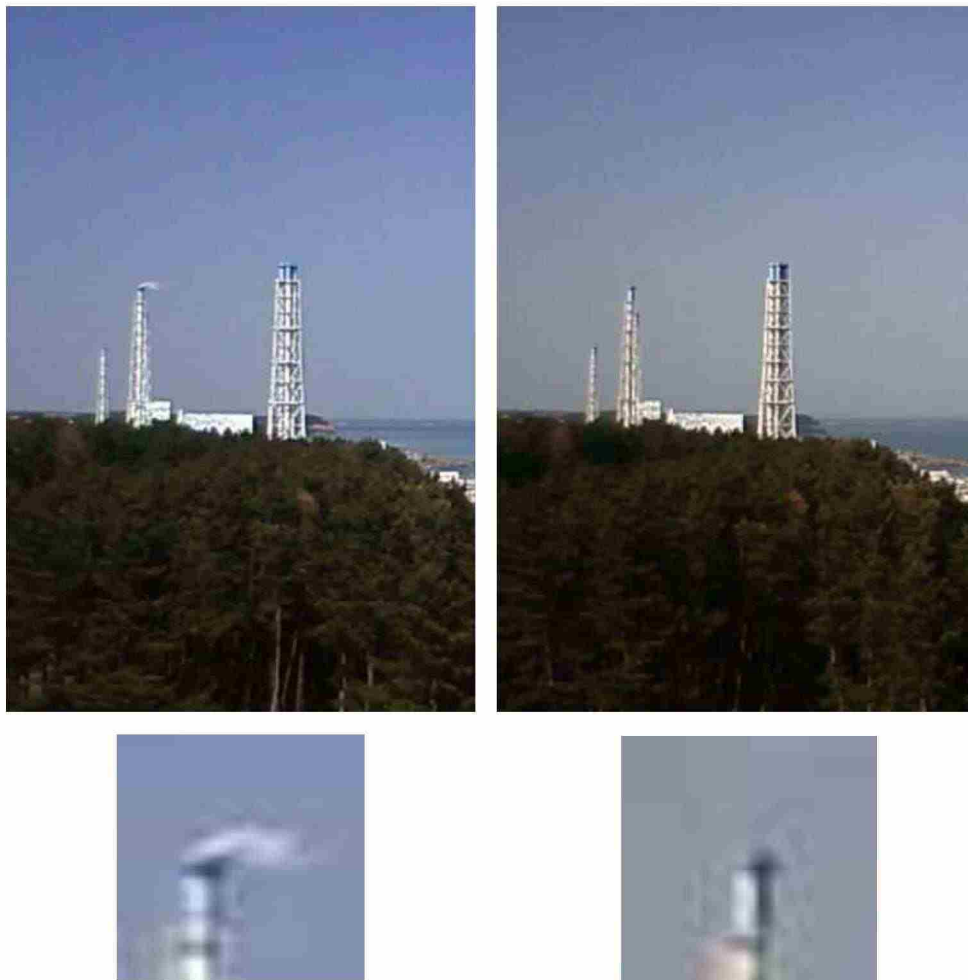


図3 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像（抜粋）
 （撮影日 左：3月13日13時 右：3月13日15時）
 上：ライブカメラ映像（抜粋） 下：3,4号機排気筒拡大図



図4 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像（抜粋）
 （撮影日 左：3月14日7時 右：3月14日10時）
 上：ライブカメラ映像（抜粋） 下：3,4号機排気筒拡大図



図5 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像（撮影日 3月15日7時）
 上：ライブカメラ映像全体 中： 3,4号排気筒拡大図 下：原子炉建屋周辺拡大図



図6 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像（撮影日 3月15日16時）
 上：ライブカメラ映像全体 中： 3,4号排気筒拡大図 下：原子炉建屋周辺拡大図

添付 3-8-11

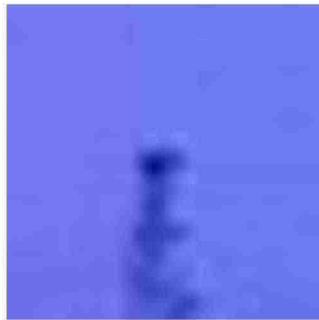


図7 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像（撮影日 3月15日17時）
 上：ライブカメラ映像全体 中： 3,4号排気筒拡大図 下：原子炉建屋周辺拡大図



図8 福島第一原子力発電所ライブカメラの映像（撮影日 3月16日10時）
 上：ライブカメラ映像全体 中： 3,4号排気筒拡大図 下：原子炉建屋周辺拡大図



図9 3号機からの蒸気放出の様子（撮影日情報 3月15日7時31分）



図 10 2号機からの蒸気放出の様子（撮影日情報 3月15日8時58分）



図 11 3号機からの蒸気放出の様子（撮影日情報 3月16日9時51分）

3 ベント弁の開操作に対する格納容器圧力変化に関する検討

前述の通り、ベント弁の操作は開く操作をした後は開状態を維持することを前提としており、意図的に弁を閉じるような操作は実施していない。一方で、開状態を維持することは困難であったとの報告もあり、ベントを実施しても格納容器圧力が下がらなかったとの報告もあるとおり、ベントの開操作の実施がすべてベントによる放出を意味している訳ではない。また、注意すべきであるのは、排気筒からの水蒸気放出が確認できている場合を除けば、直接的にベントの成否を判断することはできず、格納容器の圧力の上昇下降でベント弁の開閉を判断していたことがあったことである。つまり、格納容器圧力が上昇している場合でも、ベント配管から放出できる気体の量と比べて、格納容器への気体の流入量および格納容器内での気体の発生量が多い可能性もあるし、格納容器圧力が下がっている場合でも、ベントに伴う排気筒経由の放出以外の経路からの漏えいにより格納容器内の気体が流出していることを捉えている可能性があるということである。

したがって、この検討では、確実にベントによる格納容器内気体が放出されている 1 回目、2 回目のベント時の格納容器圧力の挙動をベースケースとして、その他のベント開操作時における挙動を検討することとする。

3.1 3 月 13 日 6 時から 3 月 14 日 9 時までの格納容器圧力変化に関する検討

この時間帯の格納容器圧力の変化を図 12 に示す。3 号機は、添付資料 3-3 にて判明した HPCI の注水機能が HPCI の手動停止よりも早い時間に喪失していたことから、3 月 13 日の 5 時頃には炉心損傷に至り、大量の水素が発生していたと推定されている。そのため、9 時前まで継続している格納容器圧力の上昇は、非凝縮性ガスである水素が格納容器に移行してきたことが原因であると考えられる。また、9 時頃の原子炉減圧時には、原子炉圧力容器内に存在していた水素が一気に格納容器に放出されることで、格納容器圧力が上昇し、ラプチャディスクの設定圧に到達したことで、ベントが実施されたものである。

この 1 回目のベントにおける格納容器圧力の変化をみると、9 時 10 分の 0.637MPa(D/W)、0.590MPa(S/C)から 10 時 40 分の 0.270MPa(D/W)、0.220MPa(S/C)と、1 時間 30 分の間に約 0.4MPa 低下しており、比較的速い減圧が起こっている。

また、2 回目のベント開操作については、原子炉圧力がチャートの読み値で 3MPa 程度まで急上昇した時間とほぼ同時期に格納容器圧力の低下からベント開が判断されている。その前に格納容器圧力が急激に上昇していることについて、これだけの原子炉圧力の急上昇があれば、ベント弁が開であっても格納容器圧力は上昇する可能性が高いと考えられるが、この時間帯にベント弁操作のた

めのボンベ交換作業が実施されたとの記録があるため、格納容器圧力が上昇している期間はベント弁が閉まっていた可能性も高い。いずれにしても、格納容器圧力の最大値と最小値がわかれば格納容器の減圧速度は評価可能であり、2回目のベント開操作時には、12時20分の0.750MPa(D/W)、0.700MPa(S/C)から13時35分の0.235MPa(D/W)、0.190MPa(S/C)と1時間15分の間に約0.5MPa低下するという、やはり比較的速い減圧が起きている。

このことから、ベントによる放出が実施された場合には、格納容器圧力の比較的早い減圧、すなわち、1時間当たり0.25MPa～0.4MPa程度の減圧が予想される。

この時間帯の半ばには、格納容器圧力の上昇が観測されたことに起因して、19時00分からベント弁操作のための仮設コンプレッサーのつなぎこみを実施している。その後、21時10分ごろにD/W圧力が低下したことにより、ベント弁が開となったとの判断がなされている（3回目のベント開操作）。この際の格納容器圧力変化は、20時40分の0.425MPa(D/W)、0.375MPa(S/C)から24時00分の0.240MPa(D/W)、0.255MPa(S/C)と3時間20分の間に約0.2～0.15MPaの低下であり、1回目、2回目のベントによる減圧と比較すると非常に減圧速度が遅い。

さらに注目すべきは、D/W圧力とS/C圧力の関係である。この時点では、発熱源はD/Wにあると考えられるため、D/W圧力>S/C圧力であることは妥当である。そのため、S/Cベントによる放出がある場合、D/WからS/Cに気体が行き、排気筒から放出されることになるが、その移行の際に、S/C内の水を押しのける必要があるため、ある程度の差圧が発生することになる。21時ごろまで、D/WとS/Cの圧力に0.05MPa程度の差があるのは、物理的には妥当な状況である。しかしながら、22時30分に0.285MPa(D/W)、0.290MPa(S/C)と圧力が逆転し、24時00分には0.015MPaだけS/C圧力の方が高いという状態になる。これがベントによる格納容器圧力低下であるとする、圧力が低いところから圧力が高いところに気体が流れることを意味するため、物理的にはあり得ない状況である。

そのため、3回目のベント開操作とされているところでは、圧力低下の要因はむしろD/W側にあると考える方が自然である。この場合の、D/Wからの漏えいとしては、高温条件でのシール部の劣化が考えられる格納容器上蓋部分からの漏えいが最も可能性が高いと考えられる。

この時間帯の後半には、4回目のベント操作が記録に残っている（14日6時10分に開操作完了）。このベント操作はベント弁（小弁）であり、弁が開いたとしても、その流路面積は小さく、排出可能な流量は小さくなる。そのため、この操作によって圧力低下がみられなかったことは、ベント弁が開かなかった可能

性とベント弁が開いたものの流量が小さく結果的に圧力が上昇した可能性の二通りが考えられる。しかしながら、3回目のベント操作が実施された頃を開いてしまっていた漏えい口は、閉まる理由がないためここからの漏えいは継続していたものと考えられる。

3.2 3月14日9時から3月15日12時までの格納容器圧力変化に関する検討

この時間帯の格納容器圧力の変化を図13に示す。この時間帯では、3月14日11時には3号機で水素爆発が発生している。これは、原子炉建屋内に水素が漏えいしていたことが原因であり、3回目のベント操作が実施された頃には格納容器から原子炉建屋への漏えいが始まっていたとする推定は、現実の事故進展とも整合している。

なお、この水素爆発の発生前後も格納容器圧力が大きく低下していることが確認されている。この圧力低下の原因は明確ではないが、この際もD/W圧力とS/C圧力の逆転が発生しており、漏えいが発生しているとしても、D/W側に漏えいの原因があると考えられる。

3.3 3月15日12時から3月16日18時までの格納容器圧力変化に関する検討

この時間帯の格納容器圧力の変化を図14に示す。この時間帯では、記録上、5回目のベント開操作が実施されている。この際の、当社福島原子力事故調査報告書 別紙2の記載を以下に転記する。

16:00, S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁, 小弁の電磁弁の励磁に用いていた小型発電機の故障により, 同弁が閉になったことを確認。その後, 16:05, 小型発電機を取替え, S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の電磁弁を励磁し, 開操作実施。

開操作は実施されたものの、その成否については明確とはなっていない。実際、この時の格納容器の圧力低下についてS/C圧力は測定されていないが、16時00分に0.415MPa(D/W)から21時05分に0.335MPa(D/W)と5時間で0.1MPa弱とベントによる放出の際に予想される減圧速度と比較して小さい。2.にて示したように、3月15日の朝から3号機原子炉建屋上部からの水蒸気放出が継続的に確認されていることから、このような緩やかな格納容器圧力低下は、格納容器からの直接放出によるものである可能性が高いと考えられる。

3.4 格納容器圧力変化からの考察

3月13日から3月16日にかけての格納容器圧力の変化からは、ベントにより3, 4号排気筒経由で放出されたのは、1回目および2回目のベントのみであ

った可能性が高い。

また、原子炉への注水が安定的に実施されるようになったのは 3 月下旬であることから、3 月 16 日ごろの燃料デブリは良好な冷却状態にはなかったと推定されるため、ベントによる格納容器内の気体の放出ができなくなって以降は、過熱と格納容器漏えいのバランスで格納容器圧力が上昇したり下降していたりしたと考えられる。

ただし、3 回目以降のベント開操作が失敗していたとすると、4 号機の水素爆発は、1 回目および 2 回目のベントによって放出された水素が 4 号機に逆流*したことによって発生したことになる。したがって、この際の水素移動量が 4 号機の爆発を引き起こすのに十分であったかを検討する必要がある。

*:4 号機では、3 月 14 日 10 時 30 分頃 使用済燃料プールの状況確認に向かった当社社員が原子炉建屋内の放射線量が強く入域を断念したとの記録があり、また、その後の原子炉建屋の汚染状況から、この放射線は希ガス起因であると考えられる。希ガスはベントにより優先的に排出される非凝縮性ガスであることから、少なくとも、1 回目（および 2 回目）のベントにより 4 号機への逆流が起こっていることは確実であると考えられる。

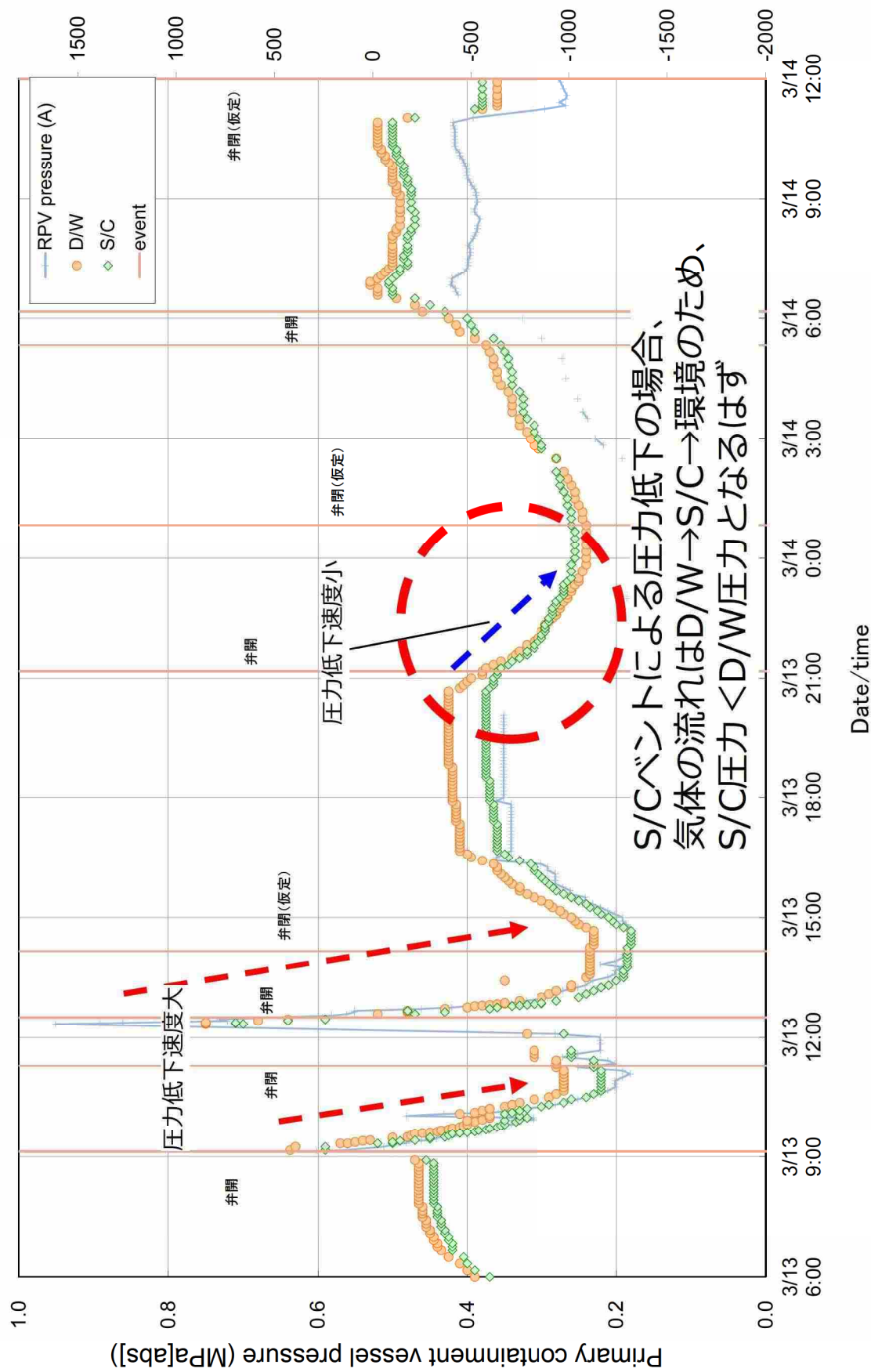


図 12 3 号機の格納容器圧力の変化 (3 月 13 日 6 時から 3 月 14 日 12 時)

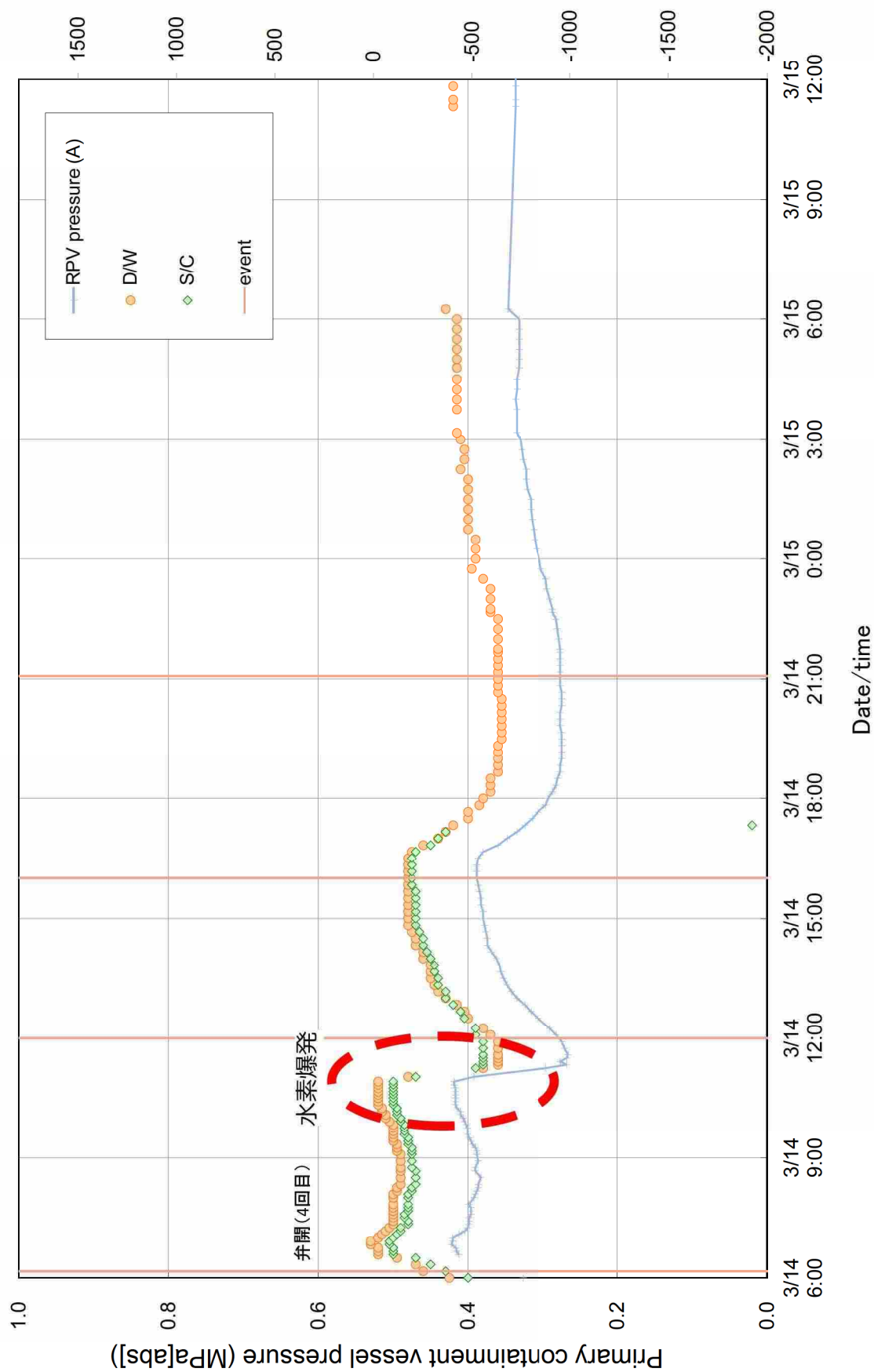


図 13 3 号機の格納容器圧力の変化 (3 月 14 日 9 時から 3 月 15 日 12 時)

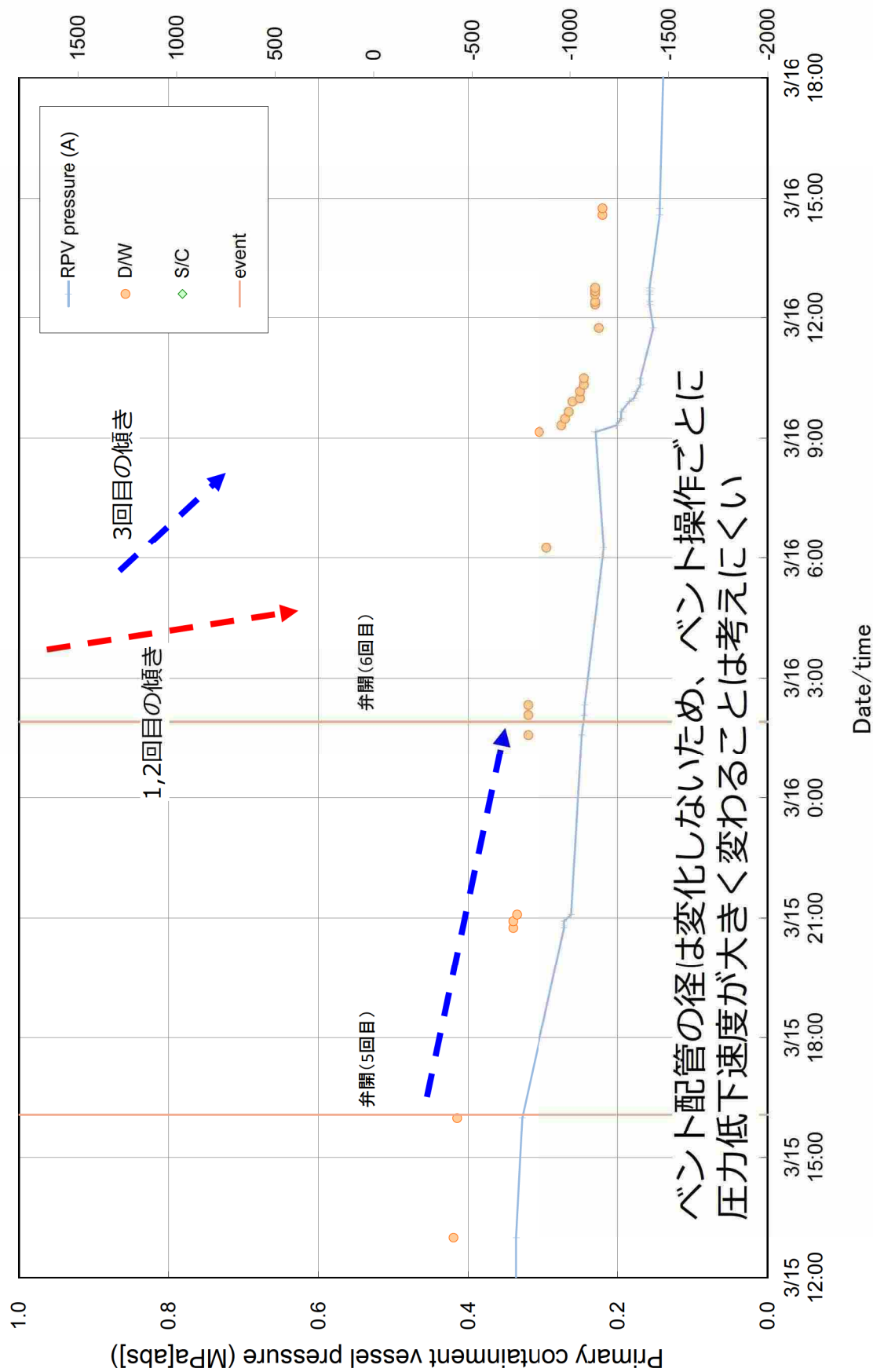


図 14 3 号機の格納容器圧力の変化 (3 月 15 日 12 時から 3 月 16 日 18 時)

4 まとめ

これまでの検討をまとめると、以下の通りとなる。

- ・ 3号機のベント開操作は、3月13日9時ごろの1回目、12時ごろの2回目のみが明確に成功している
- ・ 13日21時ごろの3回目のベント開操作時は、D/W圧力とS/C圧力の逆転が発生しており、ベントによる格納容器圧力の減少とは考えにくい
- ・ 3回目のベント開操作時には、D/Wから原子炉建屋への漏えいが発生していたとすると、3月14日11時に発生した水素爆発と整合する
- ・ 少なくとも3月15日の朝には、3号機の格納容器は漏えいにより環境に直接的に水蒸気・放射性物質を放出する状態になっていた
- ・ 3月15日の朝には、2号機も格納容器からの漏えいにより、ブローアウトパネルを通じて、環境に直接的に水蒸気・放射性物質を放出する状態になっていた（当社の推定では、環境汚染は2号からの放出が支配的）
- ・ 3月15日16時頃の3号機の5回目のベント時は、格納容器圧力の減少速度が緩やかであることから、格納容器からの漏えいによる圧力減少である可能性が高い
- ・ 写真等の情報からは、3月16日の3号機からの水蒸気放出はかなり大規模であった（この際の放出も15日に次ぐ規模と推定）

5 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策との関係

添付資料 3-6 でも同様の結果が示されているが、福島第一原子力発電所 1～3号機の各プラントの格納容器からはある程度定常的に放射性物質の漏出が起るような状態になり、ベントによる放出よりも支配的な放射性物質の放出経路となっていたと考えられる。従って、環境汚染を最小限にとどめるためには、格納容器の健全性を維持し、閉じこめ機能を確保することが重要である。

福島第一原子力発電所事故では、格納容器のトップヘッドフランジ、各ハッチのシール材（ガスケット）に使用しているシリコンゴムが高温蒸気に曝されるなど過酷な事故環境において劣化し、閉じこめ機能を喪失した可能性がある。そこで、柏崎刈羽原子力発電所では、当該ガスケット外側のフランジ面の箇所、より高温蒸気に耐えられるバックアップシール材を追加塗布した。なお、シリコン性のシール材は高温蒸気曝露で劣化が進む傾向があるため、より耐性に優れたシール材（改良 EPDM）に変更することも検討している。

また、格納容器エアロック均圧弁のシール材（フッ素樹脂）は重大事故環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えられる。そこで、エアロック外側を貫通する均圧弁接続配管の原子炉建屋側の開放部に、環境耐性に優れたシール材をもつ閉止フランジを取り付け、重大事故環境下における健全

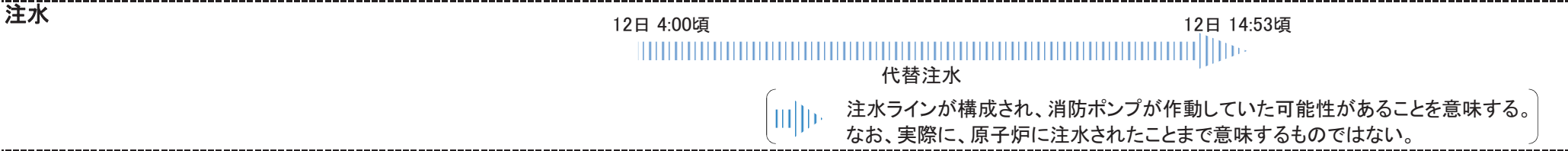
性維持を図っている。均圧弁については、フッ素樹脂よりも耐放射線性に優れ、耐高温性を有するシール材の適用も検討している。

1号機データ

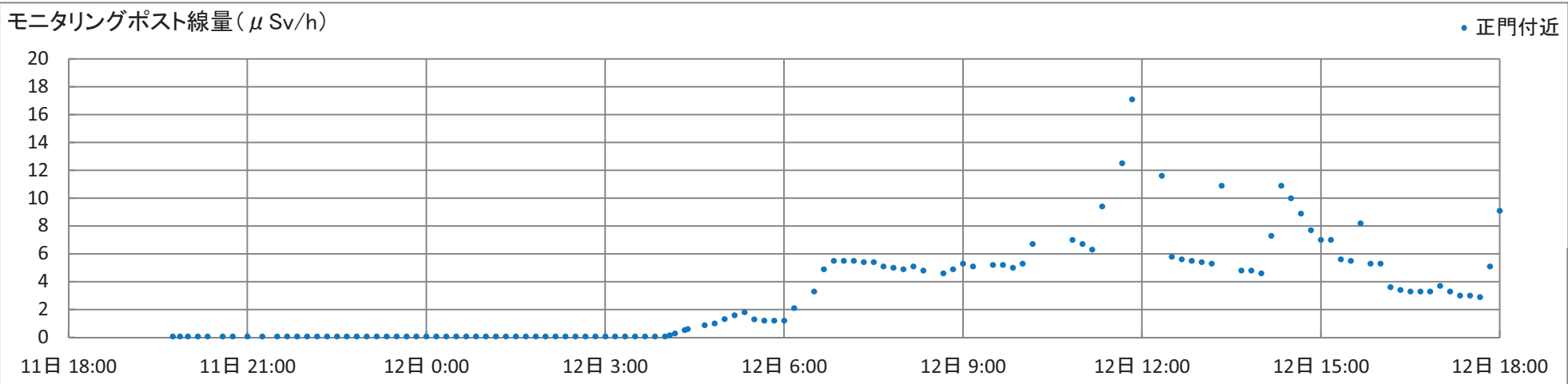
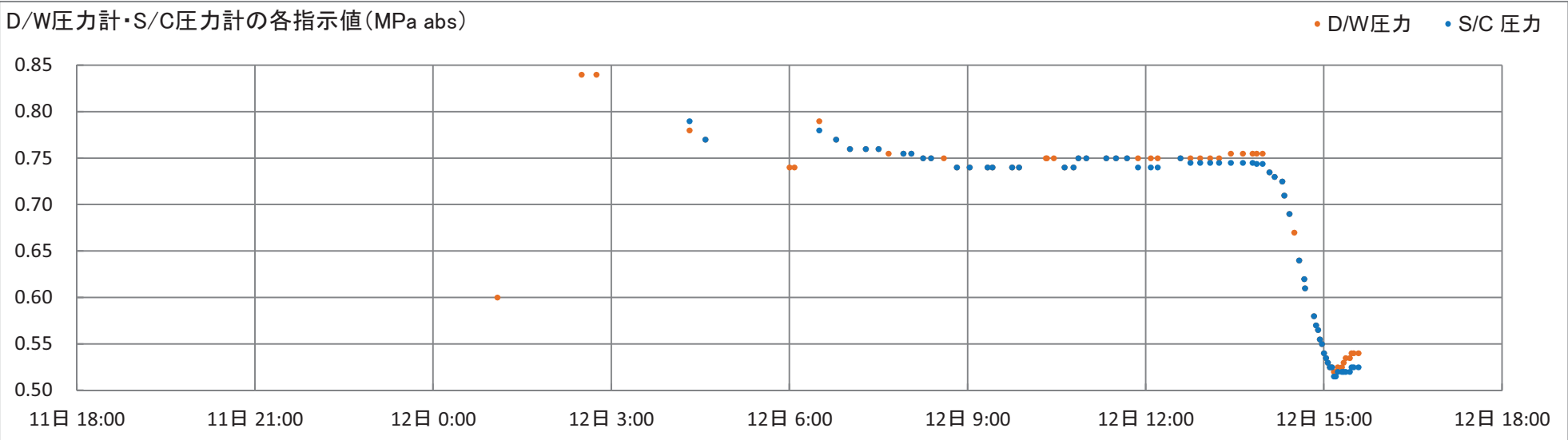
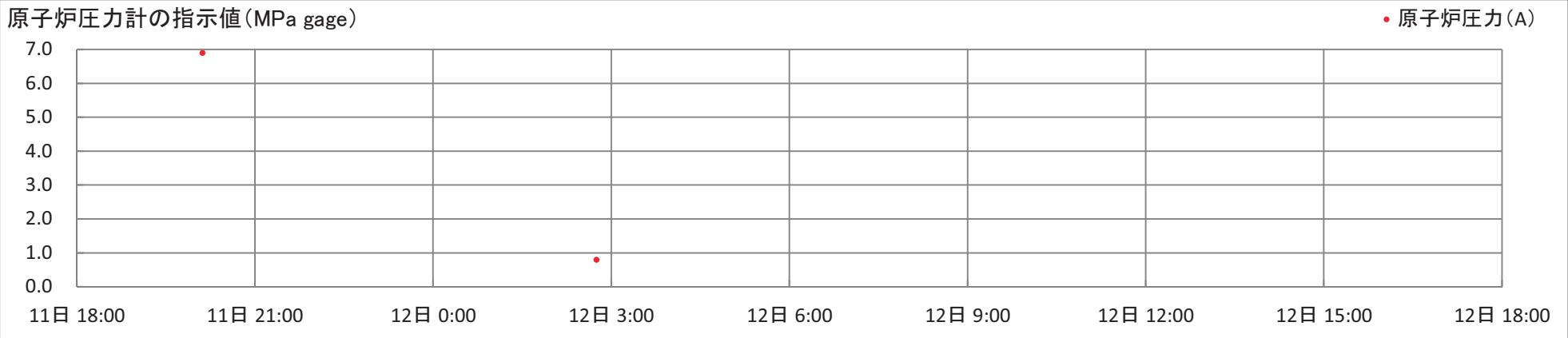
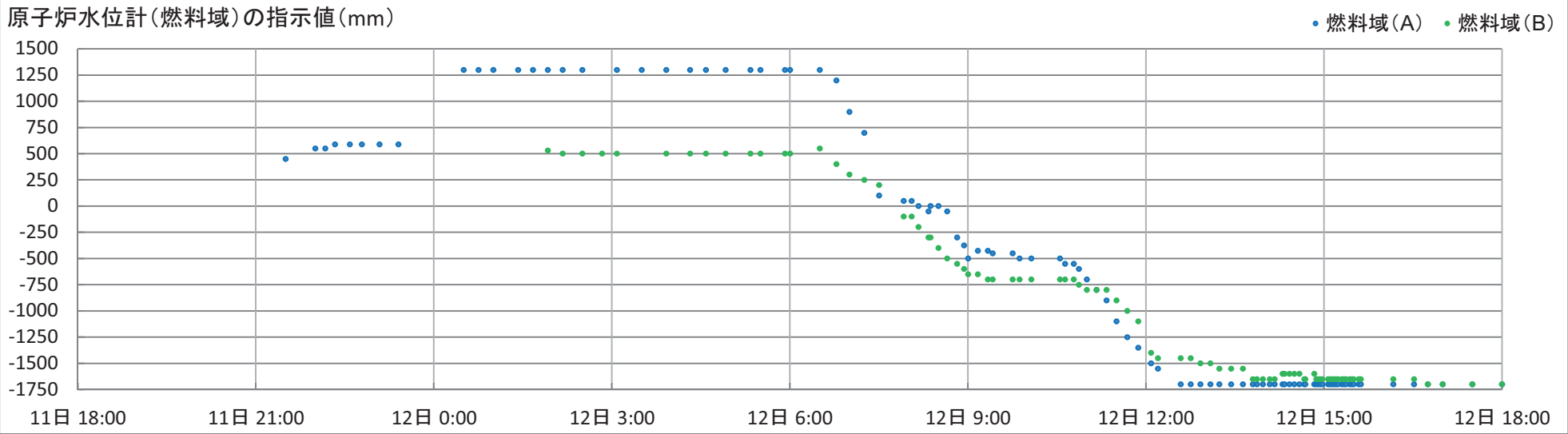
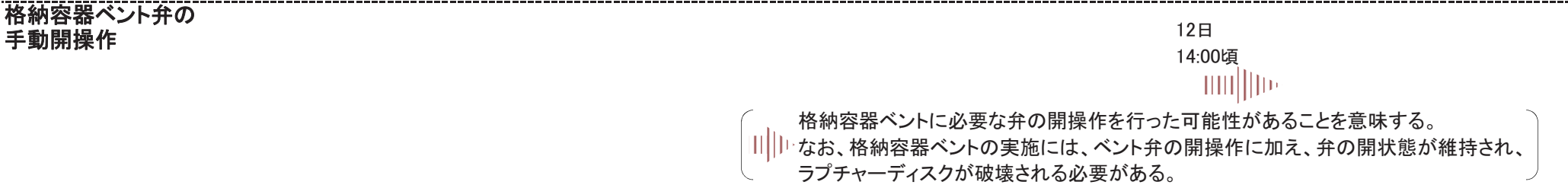
1号機 現場対処及び計装機器が示す指示値の推移

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4（参考）

12日 15:36頃
R/Bで水素ガス爆発発生



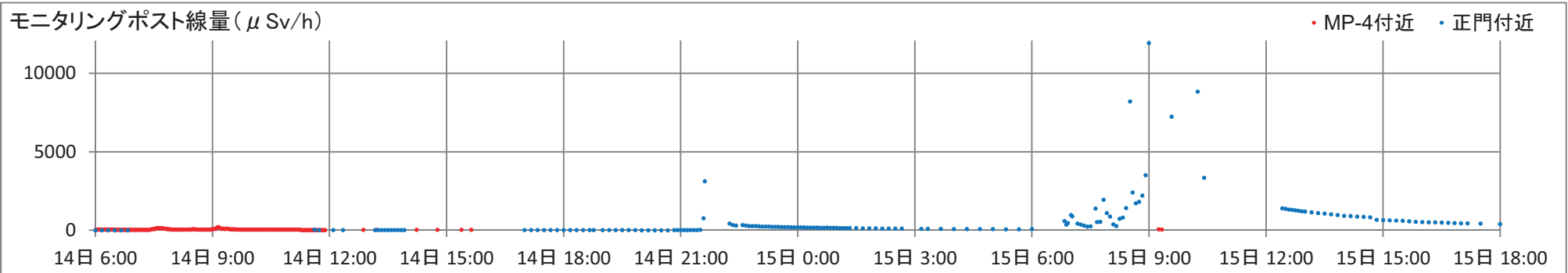
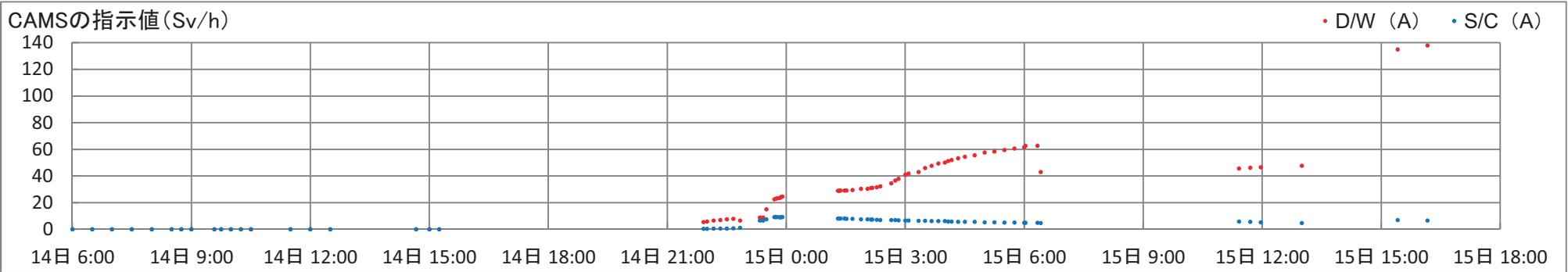
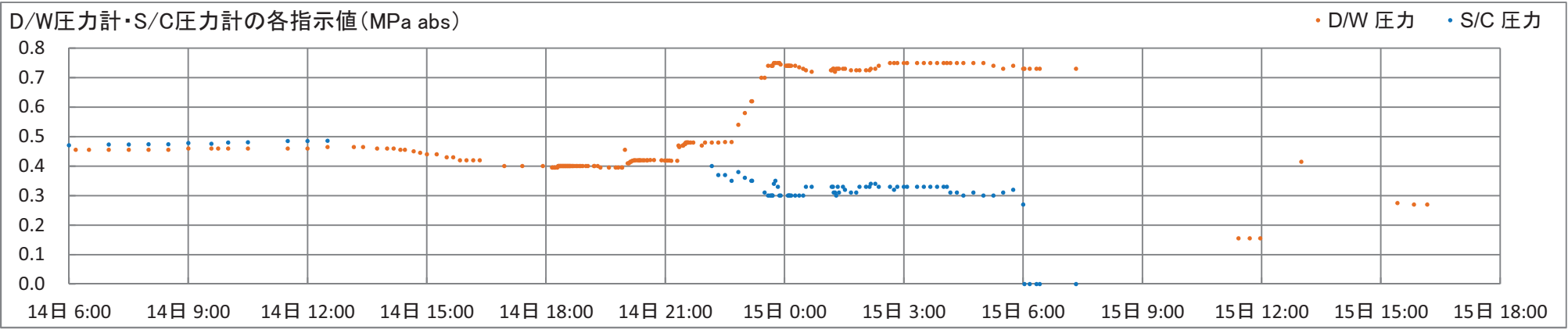
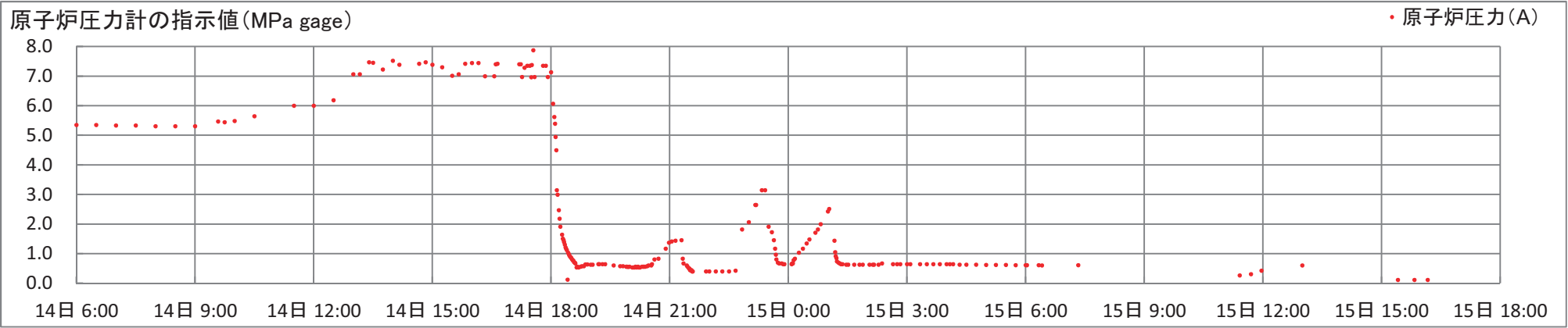
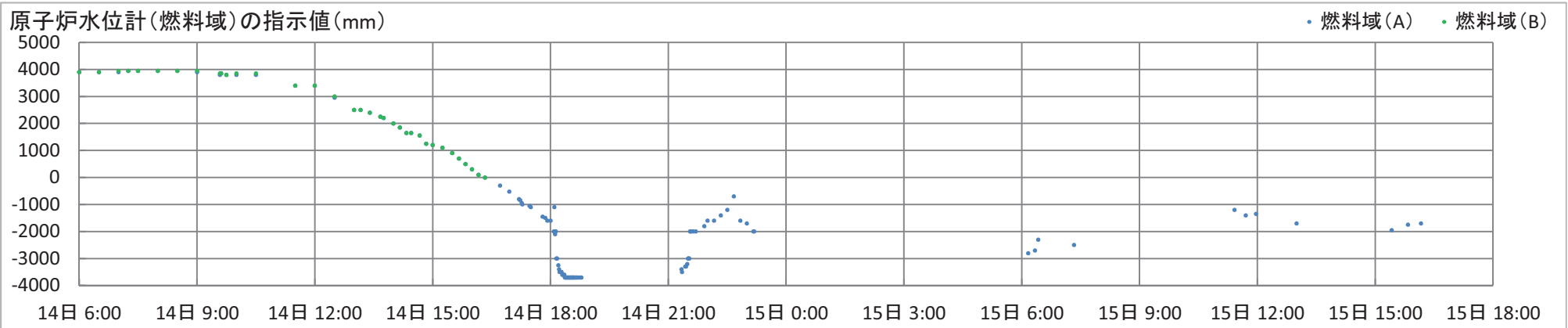
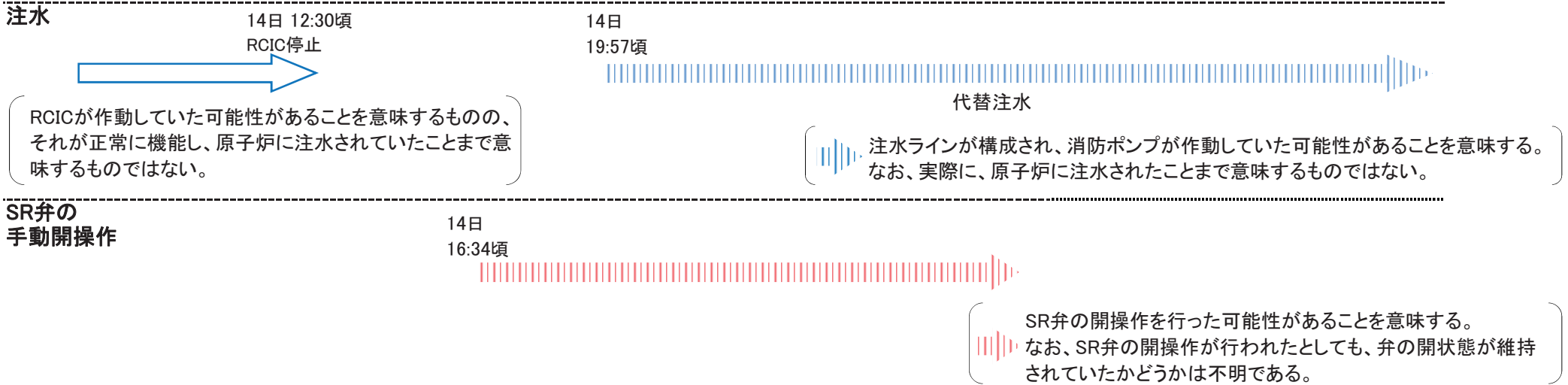
SR弁の
手動開操作

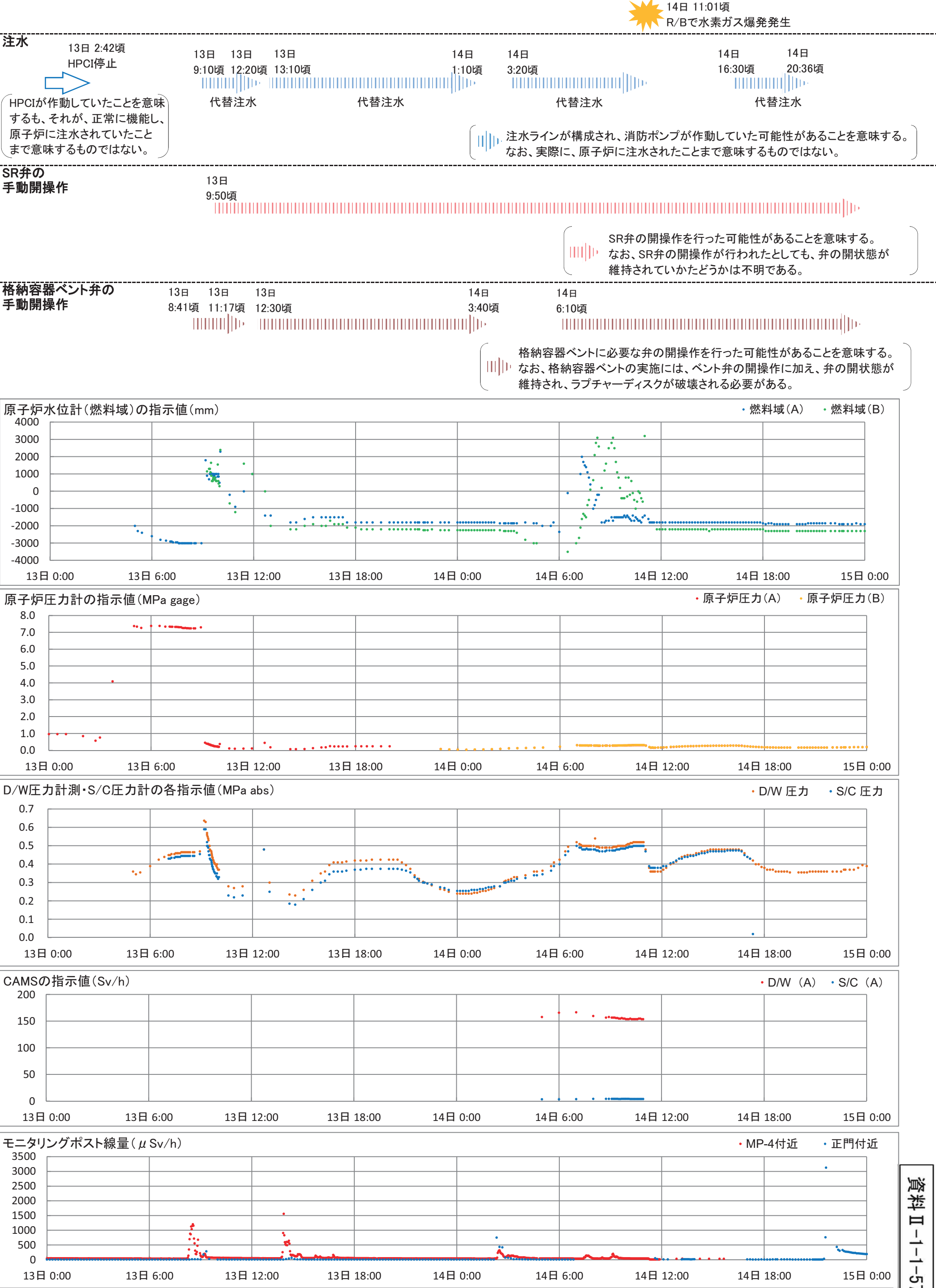


※次の線量も正門付近で計測されている。
3月12日 10:20 180.2、10:30 385.5、10:40 162.9、11:30 35.8、12:00 23.2、12:10 48.2(単位: μSv/h)

2号機データ

2号機 現場対処及び計装機器が示す指示値の推移

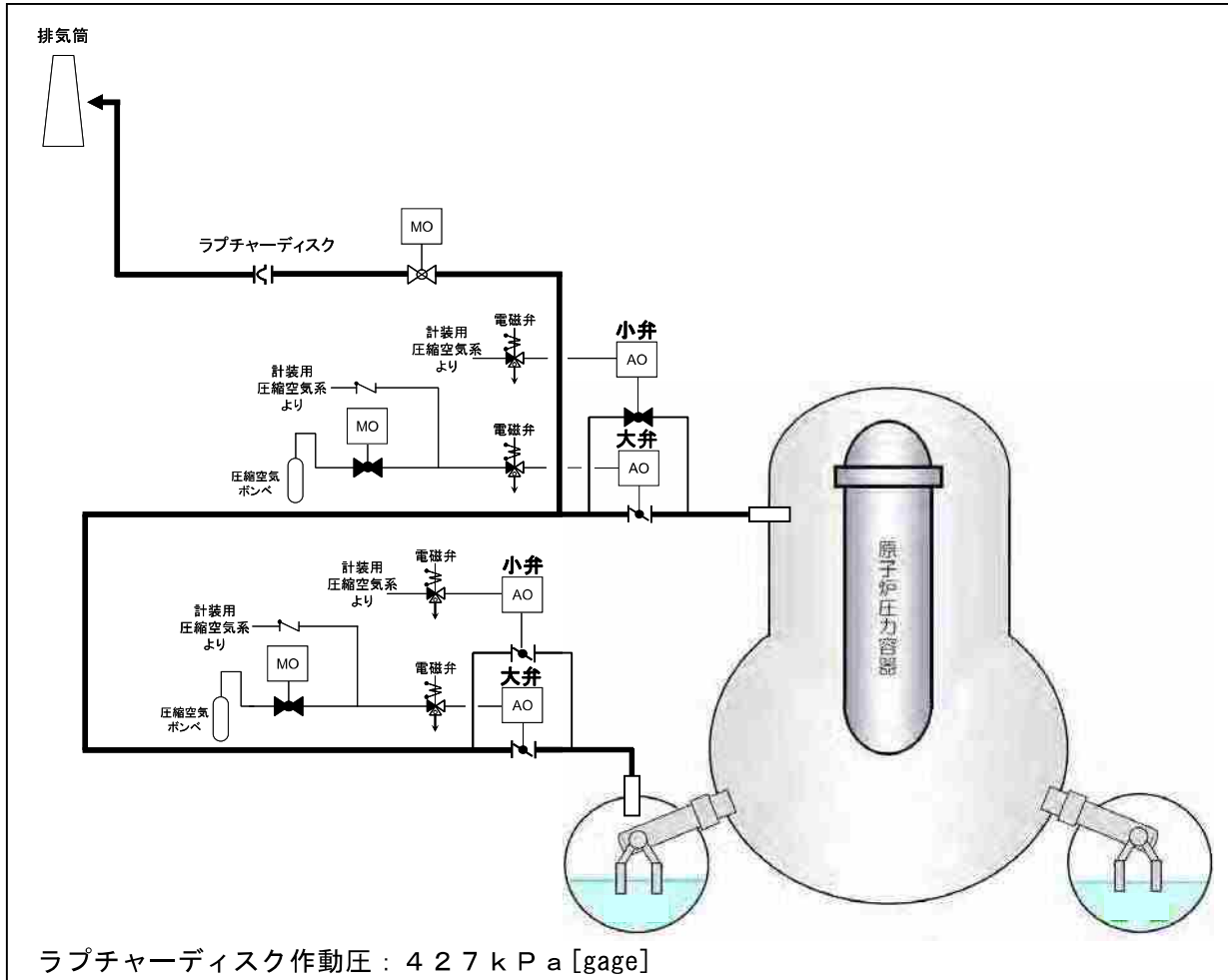




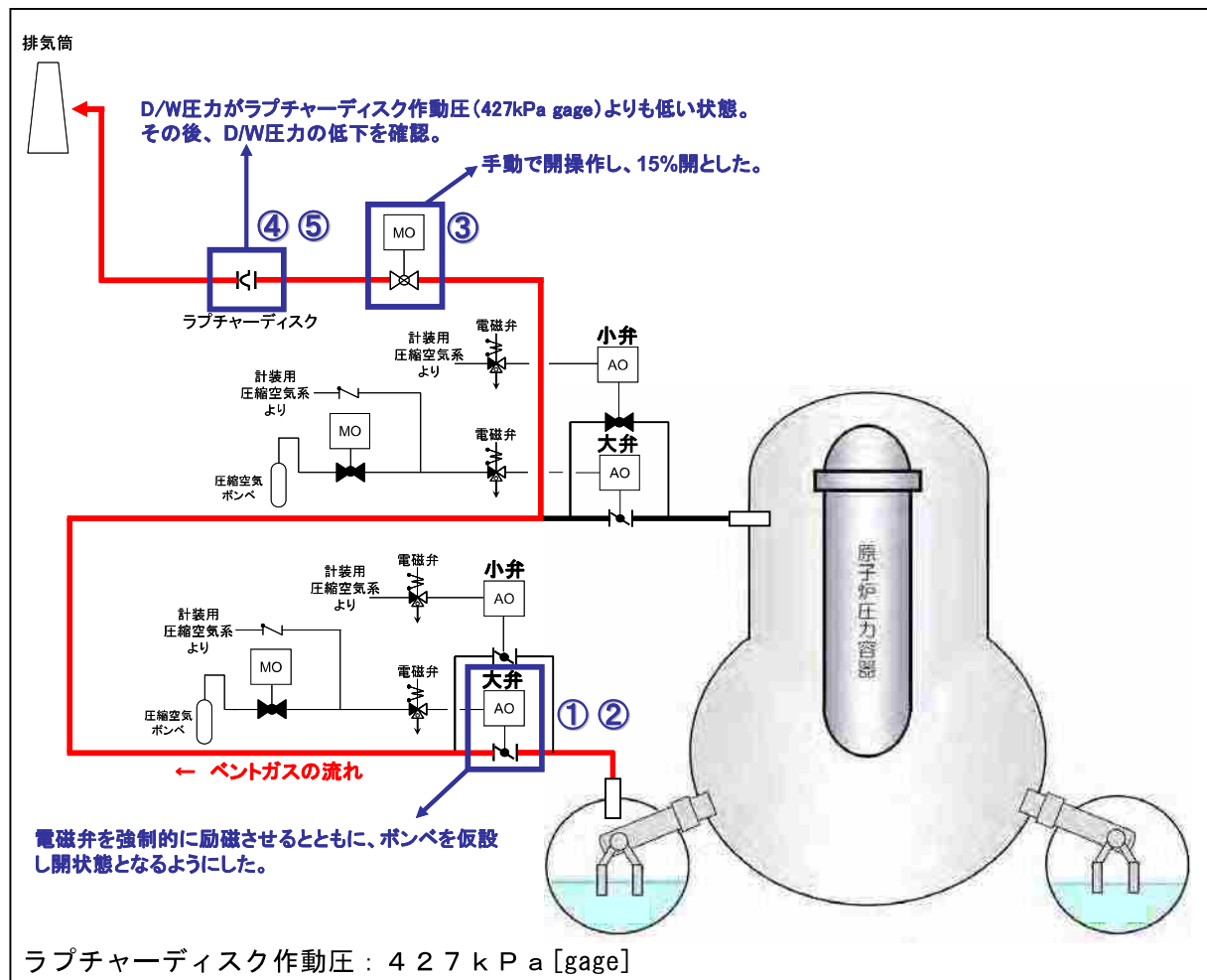
東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）等を基に作成

福島第一 3号機の原子炉格納容器 (PCV) ベントについて

3月11日地震発生前



3月13日8時41分 PCVベントライン構成時



【ベントのラインナップ完成作業実施】

① 3月13日4時52分

S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁を開けるために、小型発電機を用いて、電磁弁を強制的に励磁させたが、開度表示が閉であり、S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁駆動用空気ポンベの充填圧力が0であった。

② 3月13日5時23分

S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の復旧作業開始。D/W 酸素濃度計の校正用ポンベを AO 弁駆動用空気のポンベと交換、健全であることを確認した。

③ 3月13日8時35分

ベント弁 (MO 弁) を手動で開操作し、15%開とした。

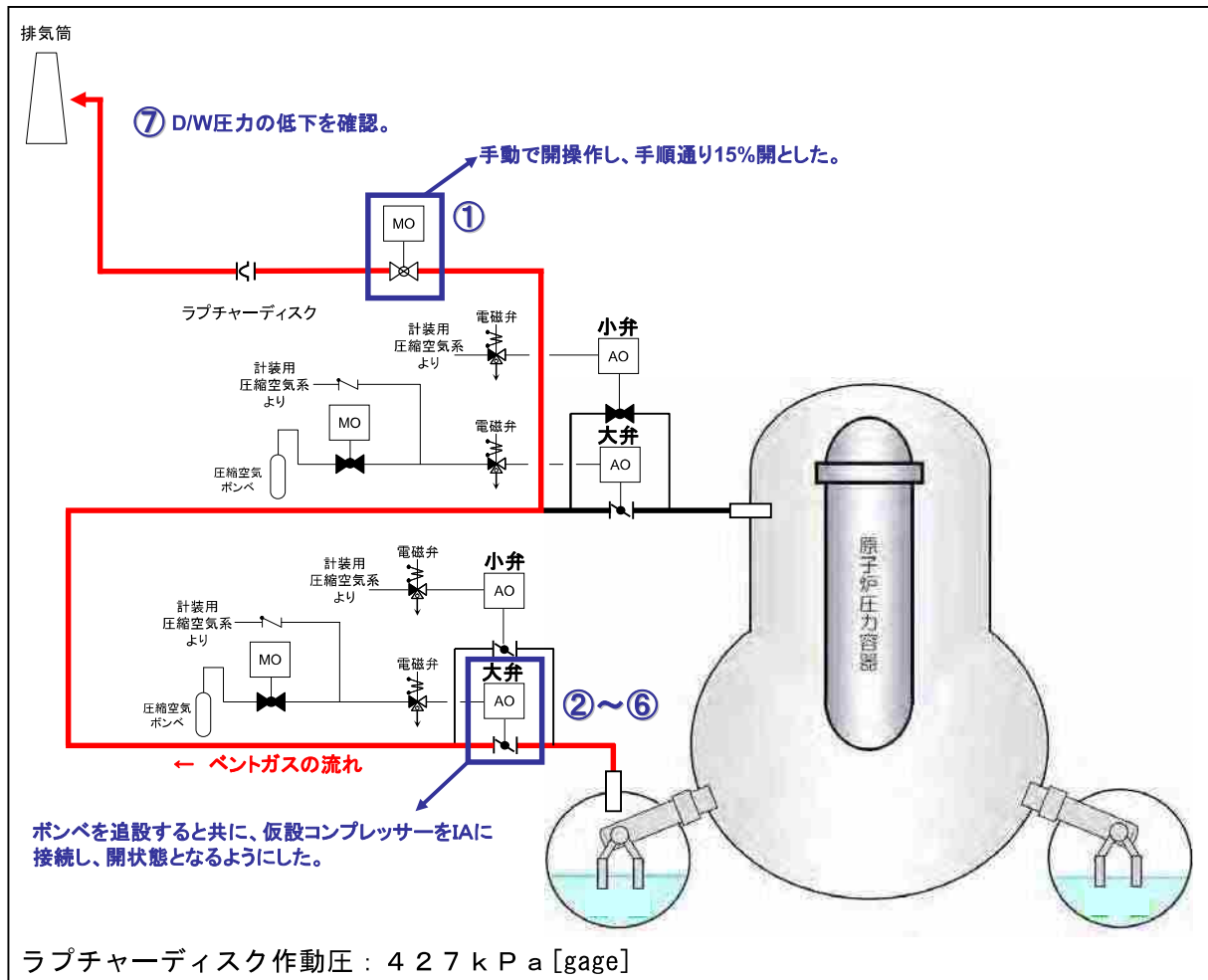
④ 3月13日8時41分

ベントラインの構成が完了したことが発電所対策本部に報告され、ラブチャーディスク破裂待ちとなった。

⑤ 3月13日9時24分

D/W 圧力が 637kPa[abs] (9:10) に上昇後、540kPa[abs] (9:24) まで減圧されたことを確認、発電所対策本部は 9:20 頃にベントが実施されたと判断した。

3月13日21時10分 PCVベントラインの維持継続

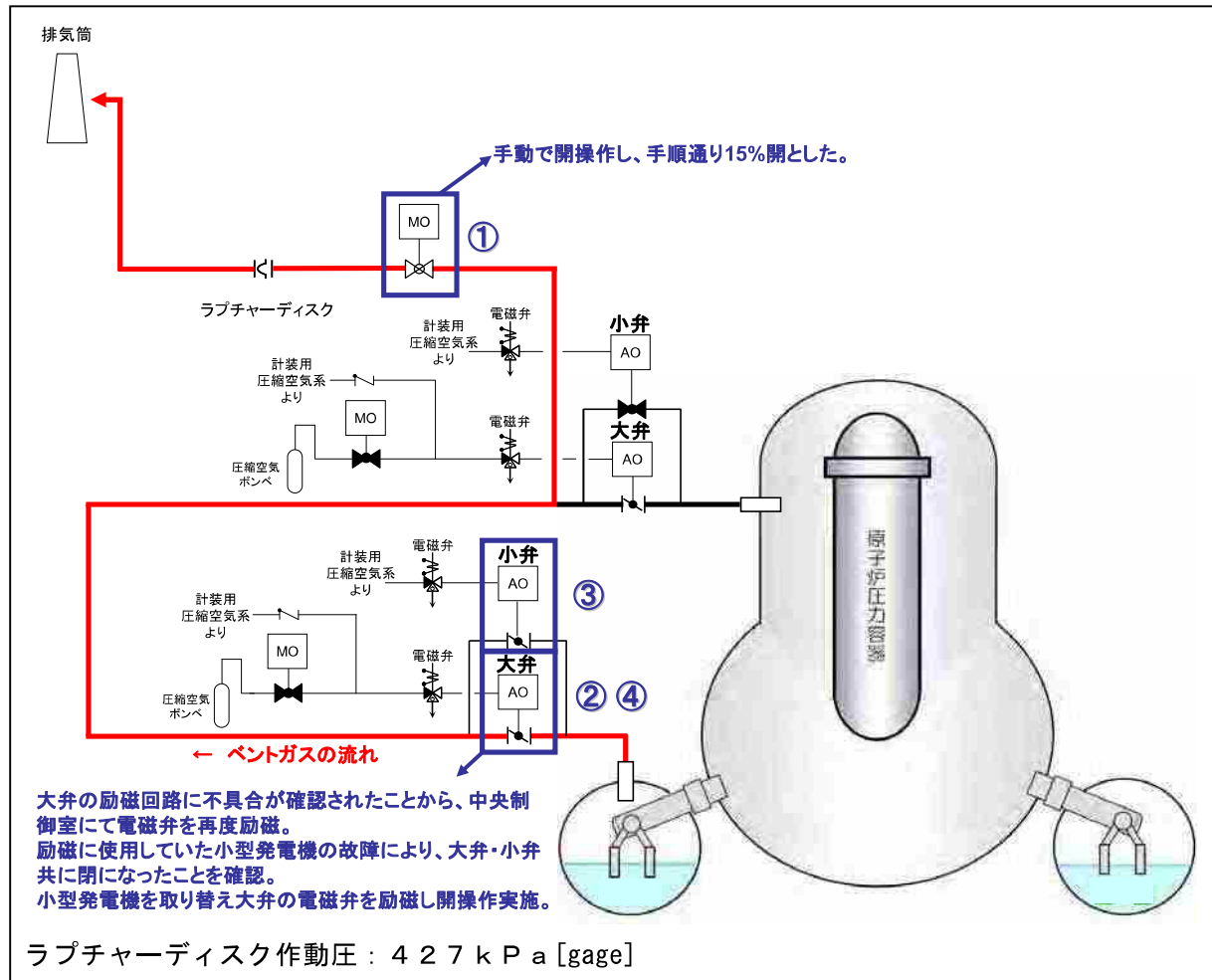


【ベントラインの維持継続】

- ① 3月13日8時35分
ベント弁（MO弁）を手動で開操作し、15%開とした。
- ② 3月13日9時28分
D/W圧力に一旦上昇傾向が認められた。S/Cベント弁（AO弁）大弁の駆動用空気ポンベの状況確認を行ったところ、接続部からリークが確認されたことから修理を実施。
- ③ 3月13日11時17分
ポンベ圧力抜けにより S/Cベント弁（AO弁）大弁が閉となったことから開操作を開始。
D/W酸素濃度計校正用ポンベへ駆動用ポンベを交換。
- ④ 3月13日12時30分
S/Cベント弁（AO弁）大弁の開を確認。その後、D/W圧力が低下し始めた。（480kPa[abs]（12:40）→300kPa[abs]（13:00））
- ⑤ 3月13日15時05分
D/W圧力が再度上昇（230kPa[abs]（14:30）→260kPa[abs]（15:00））したため、仮設コンプレッサーを設置することとした。
- ⑥ 3月13日19時00分頃
仮設コンプレッサーをIAラインに接続して起動。
- ⑦ 3月13日21時10分
D/W圧力低下により S/Cベント弁（AO弁）大弁が開となったと判断した。

福島原子力事故調査報告書添付資料（平成24年6月20日）より抜粋

3 月 1 4 日 5 時 2 0 分 S / C 側小弁及び大弁使用時



【ベントラインの追加】

① 3 月 1 3 日 8 時 3 5 分

ベント弁 (MO 弁) を手動で開操作し、15%開とした。

② 3 月 1 4 日 3 時 4 0 分

S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の励磁回路に不具合が確認されたことから、中央制御室にて電磁弁を再度励磁させた。

③ 3 月 1 4 日 5 時 2 0 分

S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁を開とするために電磁弁の励磁操作を開始。その後、6:10 に開操作完了。

④ 3 月 1 5 日 1 6 時 0 0 分

S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁、小弁の電磁弁の励磁に用いていた小型発電機の故障により、同弁が閉になったことを確認。その後、16:05、小型発電機を取替え、S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の電磁弁を励磁し、開操作実施。

【その後の P C V ベント実施】

以降も、S/C ベント弁（A0 弁）大弁、小弁駆動用空気圧や空気供給ラインの電磁弁の励磁維持の問題から開状態維持が難しく、開操作が複数回実施された。

【S/C ベント弁（A0 弁）大弁】

3 月 1 7 日	2 1 時 0 0 分	閉確認 →	同日	2 1 時 3 0 分頃	開操作
3 月 1 8 日	5 時 3 0 分	閉確認 →	同日	5 時 3 0 分頃	開操作
3 月 1 9 日	1 1 時 3 0 分	閉確認 →	3 月 2 0 日	1 1 時 2 5 分頃	開操作
4 月 8 日	1 8 時 3 0 分頃	閉確認			

【S/C ベント弁（A0 弁）小弁】

3 月 1 6 日	1 時 5 5 分	開操作
4 月 8 日	1 8 時 3 0 分頃	閉確認

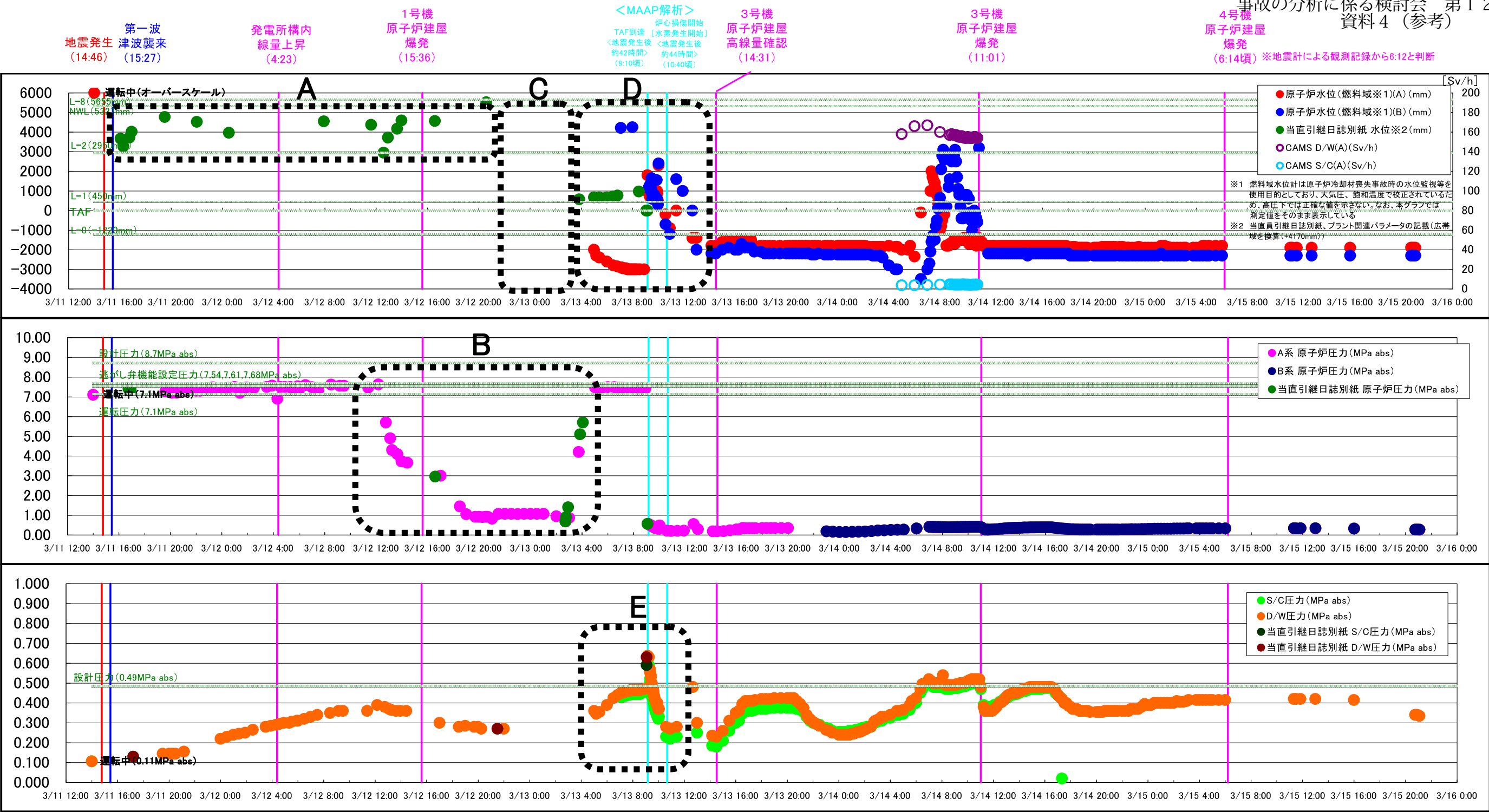
福島第一3号機 プラントデータ推移

添付8-15
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4（参考）

原子炉水位
[mm]

原子炉圧力
[MPa abs]

D S
/ /
W C
圧圧
力力
[MPa abs]



高圧注水	RCIC	手動 自動 手動 自動 起動 停止 停止 停止 (15:05) (15:25) (16:03) (11:36)													
	HPCI	自動 手動 起動 停止 (12:35) (2:42)													
減圧	SRV	SRV急速減圧開始 SRVを開操作し減圧を維持 (9:08頃)													
低圧注水	FP/DDFP	S/C大井 S/C大井 S/C大井 S/C大井 自動 手動 開始 停止 起動 停止 (12:06) (5:08) (7:43) (11:13) (11:36) (7:39) (8:40~9:10)													
	FP/消防車	所長 検討指示 (17:12)	注水ライン 構成完了報告 (3:05)	ほう膜入り 淡水注水 開始 (9:25)	淡水注水 停止 (12:20)	海水注水 再開 (13:12)	海水注水 再開 (1:10)	海水注水 再開 (3:20)	海水注水 再開 (15:30頃)						
格納容器バント		所長 バント準備 指示 (17:30)	所長 バントライン 完成指示 (5:15)	MO弁 開操作 (8:35)	バントライン 構成完了 (8:41)	S/C大井 圧力 低下確認 (9:20頃)	D/W 圧力 低下確認 (11:17)	S/C大井 圧力 低下確認 (12:30)	S/C大井 圧力 低下確認 (13:00)	仮設 D/W圧力低下 センサー 設置 (19:00頃)	S/C大井 圧力 低下確認 (21:10)	S/C 大井・小井 圧力 低下確認 (16:00)	S/C 大井・小井 圧力 低下確認 (16:05)	以降、開操作を複数回実施	

これまでの事故分析検討会における論点の整理

1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染に関する解析

1号機の原子炉圧力及び格納容器圧力の推移

- ・真空破壊弁でのバイパスによるD/W気相部からW/W気相部への直接放出の可能性
- ・微少なバイパス部におけるエアロゾルの捕集の効果
- ・環境への放出量と真空破壊弁バイパス時の沈着量の関係
- ・真空破壊弁バイパス時のD/WとW/Wの圧力差
- ・1F2、2F1での真空破壊弁の作動状況との比較
- ・格納容器圧力の推移におけるヘッドフランジ部からの漏えいモデル

⇒ 検討会(第11回以降)

3号機の原子炉圧力及び格納容器圧力の推移

- ・3号機のベントは1回目(3/13 9:20)と2回目(3/13 12:30)のみ成功と仮定
- ・炉心損傷開始時間とHPCIによる炉心への注水量の関係
- ・S/Cスプレイ流量と格納容器圧力(D/W及びW/W)またはS/C水位の推移との関係
- ・HPCI注水量と原子炉圧力または原子炉水位の推移との関係
- ・格納容器圧力及び原子炉圧力の推移における非凝縮性ガスによる加圧
- ・炉心損傷開始時間、発生水素量、ベント時の炉心損傷割合

⇒ 検討会(第11回以降)

ベントによる主要なFP移行経路の比較

- ・1号機はFPが燃料デブリからD/Wへ直接放出された後、ベントを実施
- ・1号機のベントはD/Wに存在するFP量が極めて多い
- ・3号機は1回目ベントまでの炉心損傷の度合いが低いが、2回目ベントまでに炉心損傷が進展
- ・3号機のベントは一度スクラビングされるため存在するFP量は少ない
- ・ベント時のスクラビング効果は原子炉容器下部ヘッド破損前の場合、破損後よりも除染効果が高い

⇒ 検討会(第11回以降)

解析等により検討した事項
主な論点

第10回検討会
(R2.2.4)

2号機原子炉建屋オペフロの汚染状況

汚染密度の分布

- ・北側壁及び東側壁の汚染が高く、天井部の汚染は低い。
- ・壁部分の汚染は比較的残っているが、床部分は除染の結果、汚染は比較的低い
- ・南側壁(燃料取扱室上部)、北側壁(ダクト部)に局所的に高い汚染箇所がある
- ・オペフロ内での蒸気の流れや汚染核種の情報が得られる可能性

試料分析

- ・ドレンサンプ水は、スペクトルサーベイメータ(LaBr3検出器)の測定で1.5Mevのエネルギーピークを観測
- ・ゲルマニウム検出器による詳細分析、α、β、γ線等の測定が必要
- ・主な放射性物質の存在比を取得する

直接線と散乱線の影響

- ・シールドプラグ付近は比較的汚染が高く、シールドプラグの下からくる散乱線の影響について、直接線との比較が必要
- ・解析の精度、分析の幅を広げるため、ベータ核種のデータ(ベータ核種による汚染データ)が必要

ベントラインの流量分配

- ・可能な限り、実機の配管系や配管の敷設状態を模擬
- ・流量分配の律速となる圧力損失の要因を検討
- ・圧力損失としては、配管長さよりも流路の断面積が重要
- ・配管等の汚染状況と流量分配の結果を比較
- ・圧力損失の実測を検討

建屋DF

- ・壁部と天井部、床部で汚染の程度が異なる。
- ・局所的に高い汚染箇所があり、オペフロ内での蒸気の流れが想定される

SGTS配管内部調査

- ・比較的局所で4.3Sv/hの高い線量を測定
- ・ドレンサンプ水において、減衰を考慮しても高濃度の値が続いている
- ・水酸基等を考慮した水による汚染源の供給と除去の関係
- ・全ベータ値の精査が必要(ストロンチウム以外の主要構成要素)

現地調査等により確認・検討された事項
主な論点

第11回検討会
(R2.3.27)

1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染状況

1, 2号機と3, 4号機の汚染レベルの差

- 1, 2号機と3, 4号機は、体系的に「相似」の関係
- 格納容器内のCs濃度と排出総量の差に依存
- 1号機は、ドライで高温なベントガス。3号機は、ウェットで低温なベントガス。
- スクラビングは、サブクールや減圧沸騰の有無より水深がDF効果に影響する
- 1, 3号機の炉心損傷の経緯
- PCVからの漏えい箇所、時期
- 配管等における蒸気凝縮の影響
- 1号機ベントは1回成立
- 3号機ベントは2回成立

⇒ 検討会(第11回以降)

1号機S/C内の真空破壊弁周辺に高い汚染

- 1号機ベントは真空破壊弁を通じてスクラビングなしの可能性
- 真空破壊弁の構造、機能
- 1, 2号機SGTS配管の高温履歴とベントの関連性

⇒ 検討会(第11回以降)

2, 3, 4号機のSGTSフィルタの汚染状況と逆流経路

- 2号機RDの汚染状況と作動の関係
- FP及び水素の逆流経路、汚染レベルの差
- GDのベント時の逆流防止機能

⇒ 検討会(第9回、第10回)

スタック下部に高線量箇所

- スタック内部の構造が影響
- スタックの構造、機能及び汚染状況

⇒ 検討会(第10回)

第8回検討会
(R1.11.28)

3号機原子炉建屋4階付近の汚染状況

3号機原子炉建屋3階の破損状況

- 4階で水素爆発。広い面積で大きな力が下向きに働いた
- 3号機3階西側で南北のはりが3箇所折損、床面の損傷は小さい、ダクトはほぼ形状を維持し落下、上部に瓦礫堆積
- 5階物上げハッチ蓋の所在
- 4階の荷重を伝達する柱等の構造体の配置

⇒ 検討会(第10回、第11回以降)

3, 4号機で異なる3階の損傷状況

- 4号機原子炉建屋の損傷状況の追加調査
- 4号機3階の天井と床面の損傷状況の異方性
- 4号機4階西側の外壁と電源盤の損傷状況に係る損傷モード

⇒ 検討会(第10回、第11回以降)

3号機4階への水素供給

- オペフロから4階への水素回り込みルート
- SGTS配管経由のベントガス逆流ルート
- オペフロから4階への水素移動に関するシミュレーション等
- ベントガス逆流に関するSGTSフィルタ、ダクト等の設計
- SGTSフィルタの汚染状況と逆流・順流の影響
- SGTS配管、ダクト内部のスミア等による線量測定
- 1階PCV機器ハッチやペネ等のPCV貫通部からの水素漏えいと周辺汚染状況の関係

⇒ 検討会(第11回以降)

3号機原子炉建屋4階の高線量箇所

- オペフロ上の高線量の瓦礫が4階に崩落している可能性
- DSビットとウェルの間の隙間からPCVヘッドからの高線量の水蒸気が吹き出し、付着・凝縮等により局所的に線量が上がった可能性
- 3号機オペフロの線量は、ガンマカメラの画像解析と東電調査で1桁～2桁の相違
- 3号機タービン建屋内の原子炉建屋破片のコンクリート片(2～3mSv/h)の詳細調査
- 3号機オペフロへの放水と4階の堰等の水がたまる構造が存在する可能性

⇒ 検討会(第10回、第11回以降)

■ 現地調査等により確認された事項
■ 主な論点

第9回検討会
(R1.12.26)

前回会合(3月27日)における論点の整理(案)

～2号機オペフロのガンマカメラによる測定結果等～

調査・分析項目等	第11回会合(R2.3.27)における論点整理(案)	
2)放射性物質の放出経路【1/1】 ⑤3号機原子炉建屋(R/B) 4階付近の汚染 ⑥3号機原子炉格納容器(PCV)フランジヘッド ⑦各号機漏えい(PCVペネ、トップヘッドフランジ(THF)) ⑧建屋除染係数(DF) ⑨1号機R/Bオペフロウエルプラグ 内容・論点 ✓3号機R/B 4階付近の高い汚染 ✓1,2号機R/B内部の3,4号機よりも高い汚染 ✓モニタリングポスト(MP)観測データと放射性物質の放出経路・時期(THFの破損及びベント等)等	2号機オペレーティングフロアのガンマカメラによる測定結果を基にトップヘッドフランジの汚染状況、建屋DFを検討 ➡	海側となる東側壁にブローアウトパネルの開口部があり、北側壁及び東側壁に汚染が偏っている。天井部位の汚染は高くない。
		壁部分の汚染は比較的残っているが、床部分は除染の結果、汚染が比較的低くなっている。
		<u>シールドプラグ付近は比較的汚染が高く、シールドプラグの下からくる散乱線の影響について、直接線との比較を含めて検討が必要。(⇒ 次回以降議論)</u>
		<u>シールドプラグ付近の直接線と散乱線の比較検討において、解析の精度、分析の幅を広げるため、ベータ核種のデータ(ベータ核種による汚染)の検討を進めたい。(⇒ 次回以降議論)</u>
		<u>南側壁燃料取扱い室の上部、北側壁ダクト部に局所的に高い汚染箇所があることから、オペフロ内での蒸気の流れや汚染核種の情報が得られるのではないか。(⇒ 次回以降議論)</u>

調査・分析項目等	第11回会合(R2.3.27)における論点整理(案)	
1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【1/3】 ①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作 内容・論点 ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性	1,2号機排気筒ドレンサンプ水のスペクトル分析結果の速報から試料分析の方向を検討	現場でのスペクトルサーベイメータ(LaBr3検出器)の測定から、ドレンサンプ水では、1.5Mevのエネルギー値にピークが観測された。
		試料分析として、排気筒に流入した放射性物質の組成の推定に有効な情報、特に主な放射性物質の存在比を取得する。
		<u>試料分析にあたっては、現場測定でセシウム以外の核種のエネルギーピークが観測されているため、ゲルマニウム検出器による詳細分析、α、β、γ線等の測定が必要。(⇒ 次回以降議論)</u>
		<u>ドレンサンプ水の試料分析については、複数施設での分析をできないか検討する。(⇒ 次回以降議論)</u>

調査・分析項目等	第11回会合(R2.3.27)における論点整理(案)	
1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【2/3】 ①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作 内容・論点 ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性	1号機でベントされた気体が1号機原子炉建屋、2号機原子炉建屋、1,2号機主排気筒に各々どれくらい流入したのか格納容器ベントラインの流量分配について解析の方向を検討	可能な限り、実機の配管系や配管の敷設状態を模擬して流量分配を評価する。 <u>流量分配については、圧力損失としてSGTSのグラビティダンパやフィルタ等の何が律速になるのか。(⇒次回以降議論)</u> <u>圧力損失は、似た体系の圧損が把握できれば十分なので、例えば5, 6号機での実測は検討できないか。(⇒ 次回以降議論)</u> 圧力損失としては、配管長さよりも流路の断面積の情報が重要と考えられる。 <u>測定された主排気筒及びSGTS配管の汚染の状況から逆算して圧力損失が推測できるか検討を行う。(⇒次回以降議論)</u>

調査・分析項目等	第11回会合(R2.3.27)における論点整理(案)	
1)耐圧強化ベント(AM対策) 【3/3】 ①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作 内容・論点 ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性		1/2号機SGTS配管の内部調査について、配管穿孔、内部確認、スミア測定等の調査概要を検討
		1/2号機主排気筒へのSGTS配管の接続部の比較的局所で4.3Sv/hの高い線量が測定されている。主排気筒内部の構造を踏まえて線量の測定を行う。
		主排気筒のドレンサンプピットの内包水の継続的な分析において、高濃度の値が継続しているが、減衰を考えれば、汚染源が供給され続けていることになる。
		<u>ドレンサンプピットの内包水の分析のため、水によって洗い流される量、水に溶けて供給される量については、水酸基等の化学形を押さえて検討すべき。(⇒ 次回以降議論)</u>
		<u>全ベータの測定値がストロンチウムの1,000倍の数値となっている。このベータのストロンチウム以外の主要な構成要素をきちんと把握すべき。(⇒ 次回以降議論)</u>

これまでの事故分析検討会における論点の整理

～ 第8～10回検討会 ～

調査・分析項目等	第10回会合(R2.2.4)における論点整理		対応状況
1)耐圧強化ベント(AM対策) 【1/5】 ①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作 内容・論点 ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性	1号機と3号機のベントガスに含まれたセシウム量に相違が生じた主たる要因として、1号機真空破壊弁でのバイパスの可能性を検討 	ベント時の系統の汚染に関する解析には非常に多くのパラメータを含むので感度解析の繰り返しが必要となる。	—
		今回の解析は、真空破壊弁を通してどういう挙動が、どれくらいの影響を持って起きるのかを主眼としており、起きたことを全て説明しようとするものではない。	—
		真空破壊弁のバイパスは、微小なものがあつたかもしれないが、全体の挙動に大きな影響を与えるものではないと考えられる。	—
		<u>真空破壊弁への負荷については、作動状況に加えて過温状態の検討が必要。また、シーリング材への過温影響も考慮すべき。(⇒ 次回以降議論)</u>	第11回会合で資料提示
		<u>微小なバイパス部におけるエアロゾルの捕集による除染効果については、実験の適用範囲としてエアロゾルの流量等の確認が必要。(⇒ 次回議論)</u>	第11回会合で資料提示

調査・分析項目等	第10回会合(R2.2.4)における論点整理	対応状況
1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【2/5】 ① 1,2号機ベント配管の汚染 ② 1～3号機耐圧強化ベント ③ SGTS逆流汚染 ④ RDの動作 内容・論点 ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性	1号機と3号機のベントガスに含まれたセシウム量に相違が生じた主たる要因として、1号機真空破壊弁でのバイパスの可能性を検討 ➡	— 第11回会合で資料提示 第11回会合で資料提示 <u>資料4－1参照</u> 第11回会合で資料提示 第11回会合で資料提示
	1号機格納容器は圧力が計測されるくらいの漏えい率の状態、3号機格納容器はほぼ大気圧と同じくらいの状態となっていた。	
	<u>1号機D/WとW/Wの圧力差の推移と実測値はベント時に整合していない。圧力差の議論では留意すべき。(⇒ 次回以降議論)</u>	
	<u>D/WとW/Wの圧力差については、格納容器ヘッドフランジからの漏えい量と格納容器圧力の定量的な評価が必要ではないか。(⇒ 次回以降議論)</u>	
	<u>D/WとW/Wの圧力差については、安全弁の系統の温度上昇による水素のシートリークの可能性等の検討が必要。(⇒ 次回以降議論)</u>	第11回会合で資料提示
	<u>D/W及びW/Wの圧力挙動については、1F2号機及び2F1号機の真空破壊弁の不調とその際の各圧力の実測値をもとに検討が必要。(⇒ 次回議論)</u>	

調査・分析項目等	第10回会合(R2.2.4)における論点整理		対応状況
1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【3/5】 ①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作 内容・論点 ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性	1号機と3号機のベントガスに含まれたセシウム量に相違が生じた主たる要因として、1号機真空破壊弁でのバイパスの可能性を検討 	<u>環境への放出量と沈着量については、1号機S/C上部の線量調査の不確かさ等を踏まえた検討が必要。(⇒ 次回以降議論)</u>	
		<u>S/Cのベローズの漏えいによるFPの沈着等への影響の確認が必要。(⇒ 次々回以降議論)</u>	
		<u>環境への放出量はベント時のSGTS配管及びスタックへの沈着量を踏まえた検討が必要。(⇒ 次回以降議論)</u>	第11回会合で資料提示 <u>資料6-1参照</u>
	1号機と3号機の事故進展(炉心損傷時期と状態等)及びベント時の格納容器内の状態を比較検討 	1号機のベントは、炉心損傷から約20時間程度と考えられる。ほぼ全量が炉心損傷し、下部ヘッドも破損していたと考えられる。	—
		3号機のベントは、1回目は炉心損傷から約5時間程度、2回目は約9時間程度と考えられる。下部ヘッドは健全であったと考えられる。	—
		<u>1号機のベント回数については、スタック解体に伴うスタック内側のスミアによる核種分析により物理的にチェックすべきではないか。(⇒ 次々回以降議論)</u>	第11回会合で資料提示 <u>資料6-1参照</u>

調査・分析項目等	第10回会合(R2.2.4)における論点整理		対応状況
1)耐圧強化ベント(AM対策) 【4/5】 ①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作 内容・論点 ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性	1号機と3号機の事故進展(炉心損傷時期と状態等)及びベント時の格納容器内の状態を比較検討 ➡	1号機の場合には、ベント開始までに原子炉容器の下部ヘッドが破損しており、D/Wに多量のFPが存在していたと考えられる。	—
		3号機の場合には、ベントガスが2回スクラビングされ、D/Wの汚染状況が少なかったと考えられる。	—
		3号機のベント前後において、D/Wの圧力がW/Wの圧力よりも高い。原子炉容器から格納容器への直接パス等の要因の検討が必要。(⇒ 次回以降議論)	第11回会合で資料提示 資料4-1参照
		D/WとW/Wの圧力差については、圧力計のドリフトも考えられるが、事象の解明は困難と考えられる。	—
		ベント時のスクラビングの効果は、原子炉容器の下部ヘッド破損前の場合、主としてクエンチャー出口でプールスクラビングされるため、除染の効果が高いと考えられる。	—

調査・分析項目等	第10回会合(R2.2.4)における論点整理		対応状況
1)耐圧強化ベント(AM対策) 【5/5】 ①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作 内容・論点 ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性	1号機と3号機の事故進展（炉心損傷時期と状態等）及びベント時の格納容器内の状態を比較検討 ➡	<u>ベント時のスクラビング効果は、水位の影響が大きい。S/Cスプレーを行っていた3号機と行っていない1号機の比較検討も必要ではないか。（⇒ 次回以降議論）</u>	<u>第11回会合で資料提示</u>
		<u>1号機と3号機のベント時のスクラビング効果の差は、現地調査で確認されたSGTS配管の汚染程度の差と整合しているのか検討が必要。（⇒ 次回以降議論）</u>	<u>第11回会合で資料提示</u>
		<u>D/Wに存在するFP量については、米国サンディア国立研究所の解析でMSLの破壊によるD/Wへの大量のFP放出の意見もあり、議論が必要。（⇒ 次々回以降議論）</u>	<u>第11回会合で資料提示</u>

調査・分析項目等	第9回会合(R1.12.26)における論点整理	対応状況
2)放射性物質の放出経路 【1/3】 ⑤3号機原子炉建屋(R/B) 4階付近の汚染 ⑥3号機原子炉格納容器(PCV)フランジヘッド ⑦各号機漏えい(PCVペネ、トップヘッドフランジ(THF)) ⑧建屋除染係数(DF) ⑨1号機R/Bオペフロウエルプラグ 内容・論点 ✓3号機R/B 4階付近の高い汚染 ✓1,2号機R/B内部の3,4号機よりも高い汚染 ✓モニタリングポスト(MP)観測データと放射性物質の放出経路・時期(THFの破損及びベント等)	3号機原子炉建屋3階の損傷状況から4階で水素爆発が起きたのではないかと考えられる。 ・3階西側で南北のはりが3箇所折損 ・3階床面は4号機と比べて損傷が少ない ・ダクトは、ほぼ形状を維持して落下、その上に天井からの瓦礫が堆積 ・明確な燃焼痕は見られない	—
	はり等の損傷状況から、4階で水素爆発が起きて、広い面積で大きな力が下向きに(4階から3階に向けて)働いたと考えられる。	—
	ダクト、床面の損傷状況からは、3階で爆発はなかったと考えられる。	—
	<u>物上げハッチの蓋は5階で閉まっており、爆発の起点の検討(5階または4階)のため蓋がどこに行っただか確認が必要。(⇒ 次回以降議論)</u>	—
	<u>爆発の荷重伝達の検討のため、3号機4階の構造(柱等)の確認が必要。(⇒ 次回以降議論)</u>	第10回会合で資料提示
	3号機と4号機では原子炉建屋3階の損傷状況が異なる。	第10回会合で資料提示
	<u>4号機4階西側の外壁損傷と外壁手前の電源盤の損傷に係る損傷モードの検討が必要。(⇒ 次々回以降議論)</u>	

調査・分析項目等	第9回会合(R1.12.26)における論点整理		対応状況
2)放射性物質の放出経路【2/3】 ⑤3号機原子炉建屋(R/B) 4階付近の汚染 ⑥3号機原子炉格納容器(PCV)フランジヘッド ⑦各号機漏えい(PCVペネ、トップヘッドフランジ(THF)) ⑧建屋除染係数(DF) ⑨1号機R/Bオペフロウエルプラグ 内容・論点 ✓3号機R/B 4階付近の高い汚染 ✓1,2号機R/B内部の3,4号機よりも高い汚染 ✓モニタリングポスト(MP)観測データと放射性物質の放出経路・時期(THFの破損及びベント等)等	3号機原子炉建屋4階で水素爆発があった場合、水素の供給はどのように行われたのか。 ①PCVヘッドからオペフロに放出された水素が物上げハッチ等の開口部を通過して4階に降りてくる経路 ②ベント時の水素がSGTS配管を通過して4階に供給される経路	<u>オペフロの水素供給から4階への水素の移動に関する既存シミュレーション等の確認が必要。(⇒ 次回以降議論)</u>	
		<u>SGTS配管からのベントガスの逆流は、SGTSフィルターの汚染状況の確認、原子炉建屋内のダクトルート(配置図、吸込口位置等)の確認が必要。(⇒ 次回以降議論)</u>	資料5-2, 5-3参照
		3号機、4号機のSGTSフィルターには、スタック側から建屋側に線量分布の傾斜(逆流した形跡)が見られる。	—
		<u>SGTSフィルターはA系とB系で汚染状況が異なるため、逆流・順流の検討が必要。(⇒ 次回以降議論)</u>	
		<u>SGTS配管やダクト内部のスミア等による線量測定を検討する。(⇒ 次々回以降議論)</u>	第11回会合で資料提示資料6-1参照
	3号機1階PCV機器ハッチやペネ等のPCV貫通部からの水素漏えいの可能性。	<u>格納容器から放出される水素はFPを伴うため、3号機1階の汚染状況と整合しているか確認が必要。(⇒ 次回以降議論)</u>	

調査・分析項目等	第9回会合(R1.12.26)における論点整理		対応状況
2)放射性物質の放出経路【3/3】 ⑤3号機原子炉建屋(R/B)4階付近の汚染 ⑥3号機原子炉格納容器(PCV)フランジヘッド ⑦各号機漏えい(PCVペネ、トップヘッドフランジ(THF)) ⑧建屋除染係数(DF) ⑨1号機R/Bオペフロウエルプラグ 内容・論点 ✓3号機R/B 4階付近の高い汚染 ✓1,2号機R/B内部の3,4号機よりも高い汚染 ✓モニタリングポスト(MP)観測データと放射性物質の放出経路・時期(THFの破損及びベント等)等	3号機原子炉建屋4階付近にガンマカメラの線量測定で高線量の箇所が確認されている。 当該高線量箇所はどのように形成されたのか。 ①オペフロ上の高線量の瓦礫が4階に崩れ落ちている可能性 ②DSピットとウェルの間の隙間からPCVヘッドからの高線量の水蒸気が吹き出し、付着・凝縮等で局所的に線量が上がった可能性	3号機オペフロの汚染分布は、DSピットとウェル間の隙間から吹き出した高線量の水蒸気により局所的に高い部分がある。	—
		3号機2階のRCW熱交換器の線量は数mSv/h～数十mSv/hであり、RCWを経由して高線量のものが流れたとは考え難い。	—
		<u>3号機オペフロの線量は、ガンマカメラの画像解析では数百～千mSv/h、東電HDの調査では15～20mSv/hと差があり、検討が必要。(⇒ 次回以降議論)</u>	<u>資料3参照</u>
		<u>3号機タービン建屋内の原子炉建屋破片と考えられるコンクリート片(2～3mSv/h)の詳細調査が必要。(⇒ 次々回以降議論)</u>	<u>第11回会合で資料提示</u>
	3号機3階のFPC熱交換室にスキマサージタンク経由でオペフロの高線量の水蒸気が流入した可能性。	3号機オペフロへの放水と4階の堰等の水がたまる構造が存在する可能性の検討が必要。 (⇒ 次回議論) 経路的にはあり得るが、スキマサージタンク水は他よりも高線量となっておらず、可能性は低い。	第10回会合で資料提示 —

調査・分析項目等	第8回会合(R1.11.28)における論点整理		対応状況
1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【1/4】 ①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作 内容・論点 ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性	2号機はベントに成功しなかったのではないか。 ➡	2号機RDは結果として作動していない。 2号機ベントは成立していない。	—
	各号機のSGTS系の汚染状況から1,2号機と3,4号機は体系的に相似の関係と考えられる。	1,2号機と3,4号機のベント系の汚染は相似しており、FPと水素は1号機または3号機から供給された。	—
	➡	<u>GDは、ベント時に自号機への逆流および他号機への供給が生じている可能性があるため、逆流防止の性能確認が必要。(⇒ 次回議論)</u>	第10回会合で資料提示 <u>資料5-2参照</u>
		<u>2,4号機へのFP及び水素の逆流の経路、2,4号機の汚染の程度の差は更に確認が必要。(⇒ 次回議論)</u>	第10回会合で資料提示 <u>資料5-2参照</u>
	1, 2号機スタック下部の高線量化の原因として、スタック内部の構造の影響が考えられる。 ➡	<u>スタックへの配管接続方法が異なることからその構造の確認が必要。(⇒ 次回議論)</u>	第10回会合で資料提示 <u>資料5-2参照</u>

調査・分析項目等	第8回会合(R1.11.28)における論点整理		対応状況
1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【2/4】 ①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作	1号機及び3号機の汚染状況から、数百倍の汚染レベルの相違がある。 汚染の相違は、格納容器内のCs濃度と排出総量の差に依存していると考えられる。	1,3号機の炉心損傷の経緯、格納容器からの漏えい箇所、時期については更に検証が必要。(⇒ 次々回以降議論)	第10回会合で資料提示 <u>資料4-1参照</u>
内容・論点 ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性	汚染状況は、1号機と3号機の放出量について、平成24年5月の「福島第一原子力発電所事故における放射性物質の大気中への放出量の推定について」(東京電力HD株式会社)と相違がある。	東京電力から、平成24年5月の報告書は、環境の放射能汚染の状況を再現するような放出量を設定し、拡散評価するバックワード解析を基にしており、事故進展の挙動を反映しきれていない旨の回答があった。	—

調査・分析項目等	第8回会合(R1.11.28)における論点整理	対応状況
1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【3/4】 ①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作 内容・論点 ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性	配管等における蒸気凝縮の影響。 ベント時の排気は非常に水蒸気濃度の高い排気となっていると考えられ、水蒸気の凝縮がCsの配管への付着に大きく影響していると考えられる。	第10回会合で資料提示
		<u>1号機は、ドライなガスが高温で放出、3号機は、低い温度の水蒸気を多く含んだウェットなガスが放出されたと考えられる。</u> (⇒ 次々回以降議論)
		<u>1, 2号機SGTS配管の高温履歴の確認とベントガスとの関連性を確認することが必要。</u> (⇒ 次々回以降議論)
		<u>ベント時の排気系の汚染程度を算出するシミュレーションと観測結果の比較検討を行う。</u> (⇒ 次々回以降議論)
		<u>3号機は、原子炉圧力、D/W圧力、S/C圧力の推移から2回のベントが成功、1号機は、1回のベントが成功したと考えられる。</u> (⇒ 次々回以降議論)
	<u>3号機の原子炉圧力の急速な低下(13日午前9時頃)については、サンディア研究所等の仮説を確認することが必要。</u> (⇒ 次々回以降議論)	第10回会合で資料提示 <u>資料4－1参照</u>

調査・分析項目等	第8回会合(R1.11.28)における論点整理		対応状況
1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【4/4】 ①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作 内容・論点 ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性	S/C水のサブクール度や減圧沸騰の有無によるDF効果への影響はあるのか。 	<u>スクラビングの効果は、サブクールや減圧沸騰の有無よりも水深がDFの効果に影響すると考えられる。</u> <u>(⇒ 次々回以降議論)</u>	第11回会合で資料提示
		<u>スクラビングによるDF効果について幾つかの研究成果があり、議論が必要。(⇒ 次々回以降議論)</u>	第11回会合で資料提示
	1号機S/C内の真空破壊弁周辺に高い汚染が確認されている。 	<u>1号機ベントは、S/Cの真空破壊弁を通じたスクラビングされていないベントガス放出の可能性。更なる確認が必要。(⇒ 次々回以降議論)</u>	第10回会合で資料提示

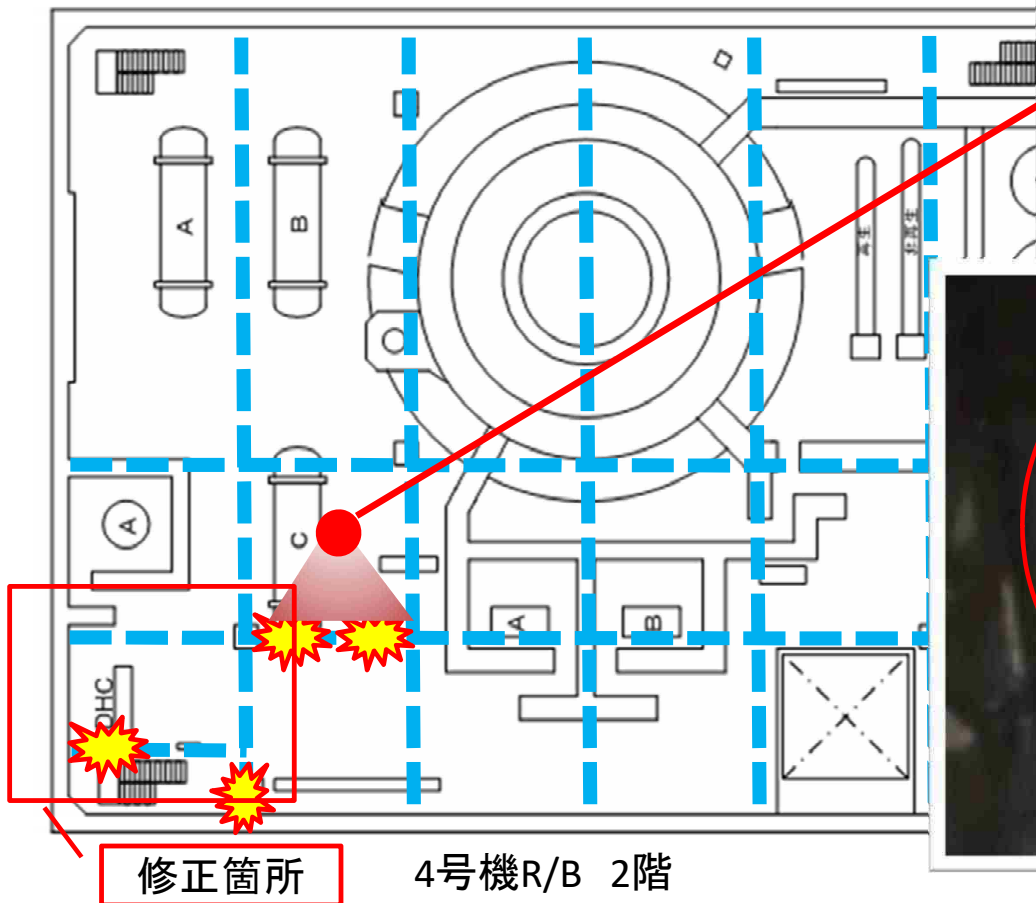
○事故分析検討会における主な検討項目

➤ <u>第 1 1 回事故分析検討会</u>【令和2年3月27日（金）】 ・ S/Cのスクラビング効果 ・ ベント配管の汚染に関する解析等（第2回） ・ 2号機オペフロのガンマカメラによる測定結果 ・ 1,2号機排気筒ドレンサンプ水の分析 ・ これまでの論点整理 ・ [参考] 科学的・技術的意見 ・ [JAEA] 試料分析の計画 ・ [東電HD] 1/2号機SGTS配管現場調査	➤ <u>第 8 回事故分析検討会</u>【令和1年11月28日（木）】 ・ 耐圧強化ベントラインの汚染状況 ・ プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験 ・ [参考] 計装機器の指示値及びプラントデータの推移等 ・ [東電HD] 3uPCV漏えいと蒸気放出
➤ <u>第 1 0 回事故分析検討会</u>【令和2年2月4日（火）】 ・ ベント配管の汚染に関する解析等 ・ 現地調査結果（4uR/B,2uオペフロ） ・ 第9回の論点整理（3uR/Bの汚染） ・ [参考] ベント設計、スタック線量推移等 ・ [東電HD] 3uPCV機器ハッチ、1u水素爆発解析、1uPCV上蓋	➤ <u>第 7 回事故分析検討会</u>【令和1年10月18日（金）】 ・ 検討会の実施 ・ 当面の調査・分析項目
➤ <u>第 9 回事故分析検討会</u>【令和1年12月26日（木）】 ・ 3uR/B3階の調査結果 ・ 第8回の論点整理（ベント配管汚染） ・ [参考] 現地調査等の概要（耐圧強化ベントライン） ・ [東電HD] 3uベントガスから4uR/Bへの流入割合	

追加説明資料

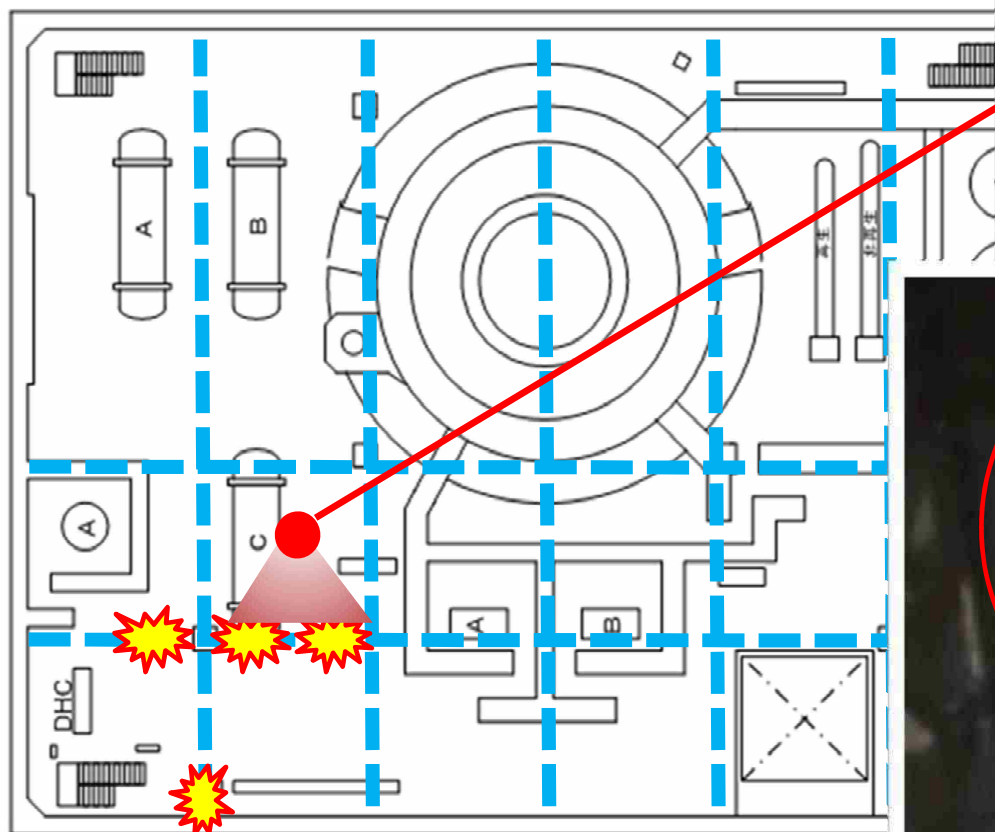
- 4号機原子炉建屋内の調査結果について～令和2年1月17日
現地調査結果～[第10回会合(2月4日)資料3]の訂正
- 3号機及び4号機の原子炉建屋3階の損傷状況の比較(3号機
原子炉建屋及び4号機原子炉建屋の2階、3階、4階平面図の
比較)[第10回会合(2月4日)資料 参考]の訂正

○4号機原子炉建屋2階梁の損傷箇所



令和2年1月17日原子力規制庁撮影

○4号機原子炉建屋2階梁の損傷箇所

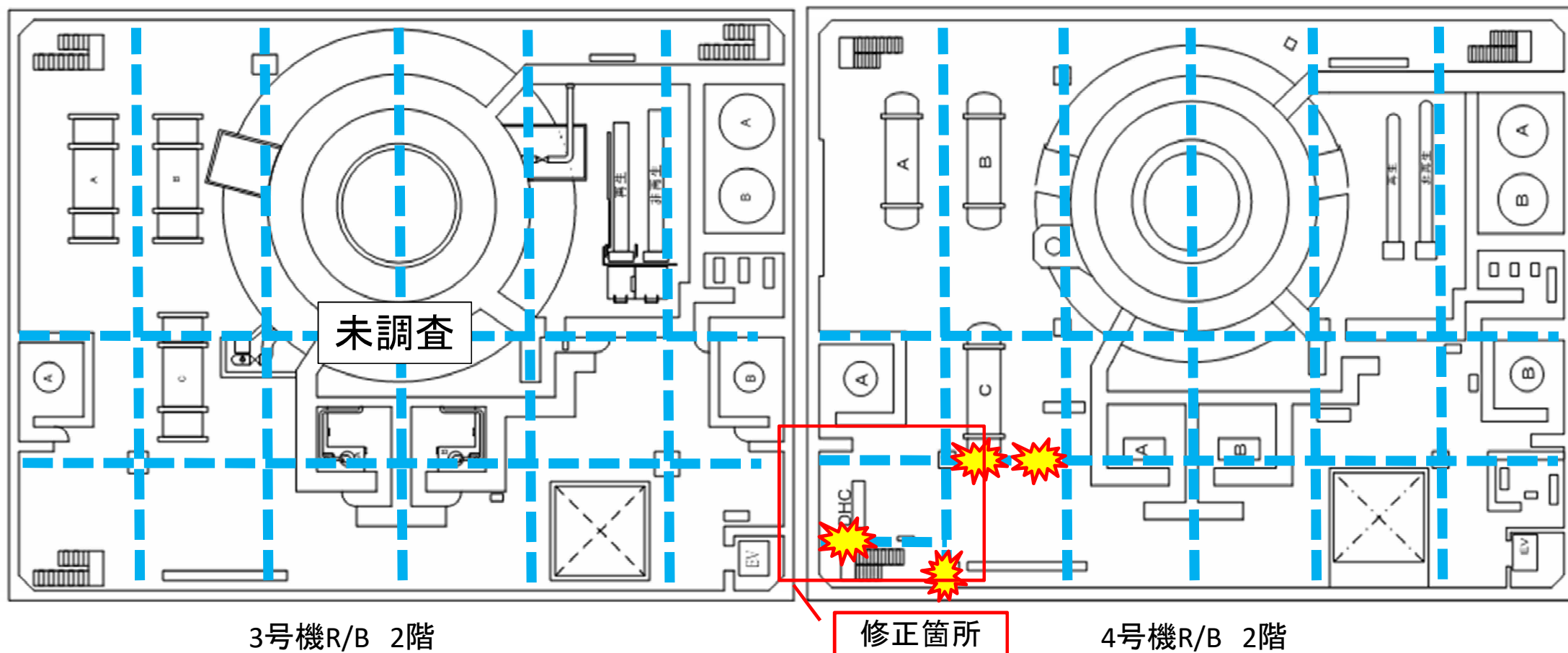
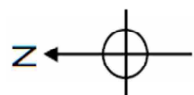


4号機R/B 2階

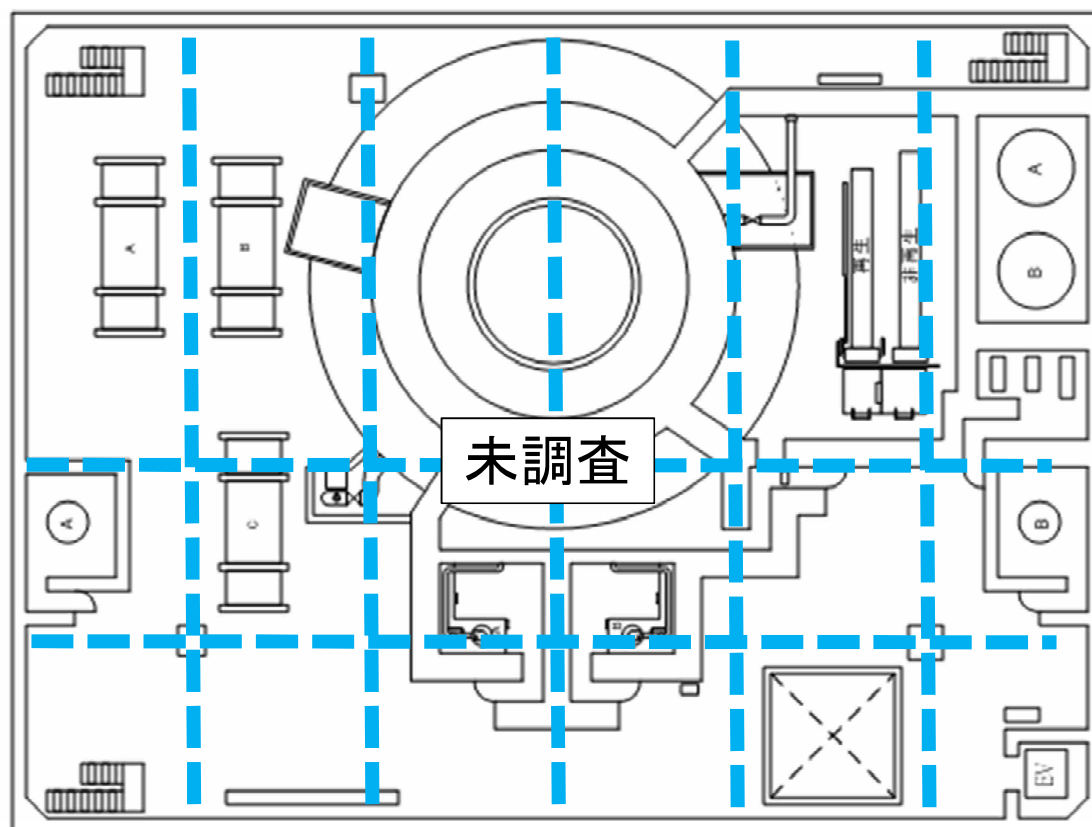
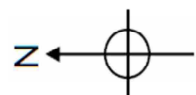


令和2年1月17日原子力規制庁撮影

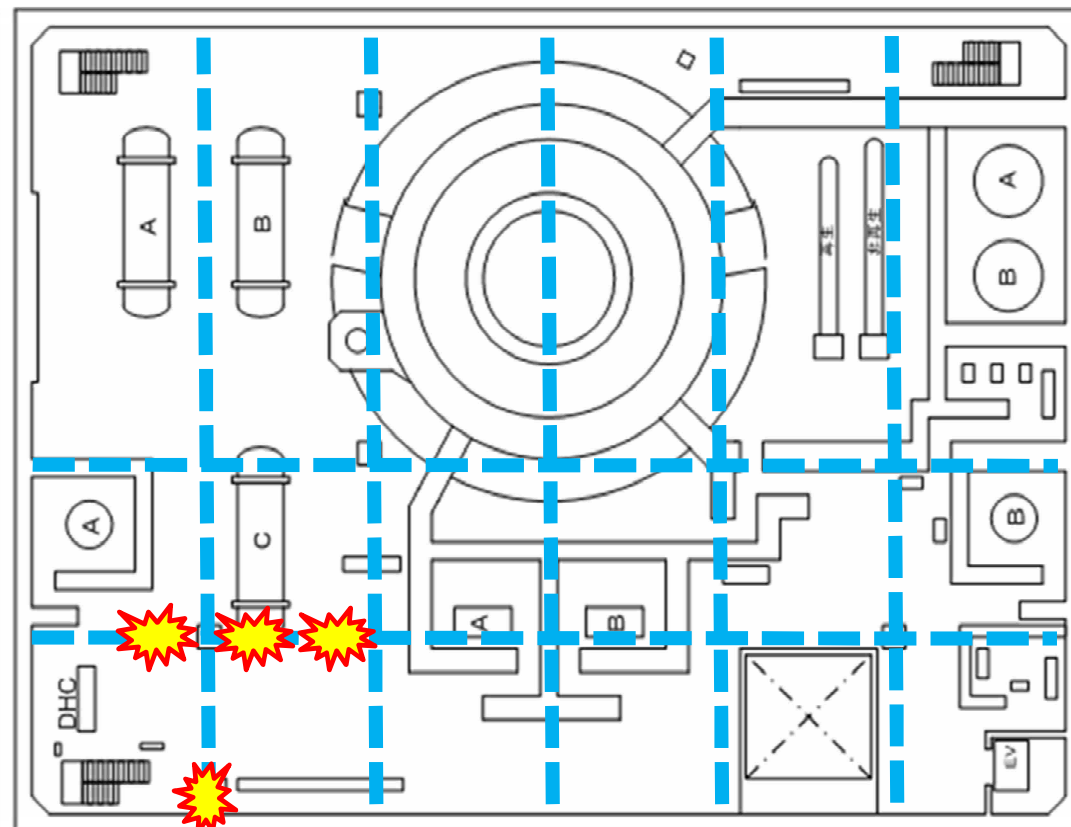
3号機原子炉建屋2階平面図及び4号機原子炉建屋2階平面図の比較



3号機原子炉建屋2階平面図及び4号機原子炉建屋2階平面図の比較



3号機R/B 2階



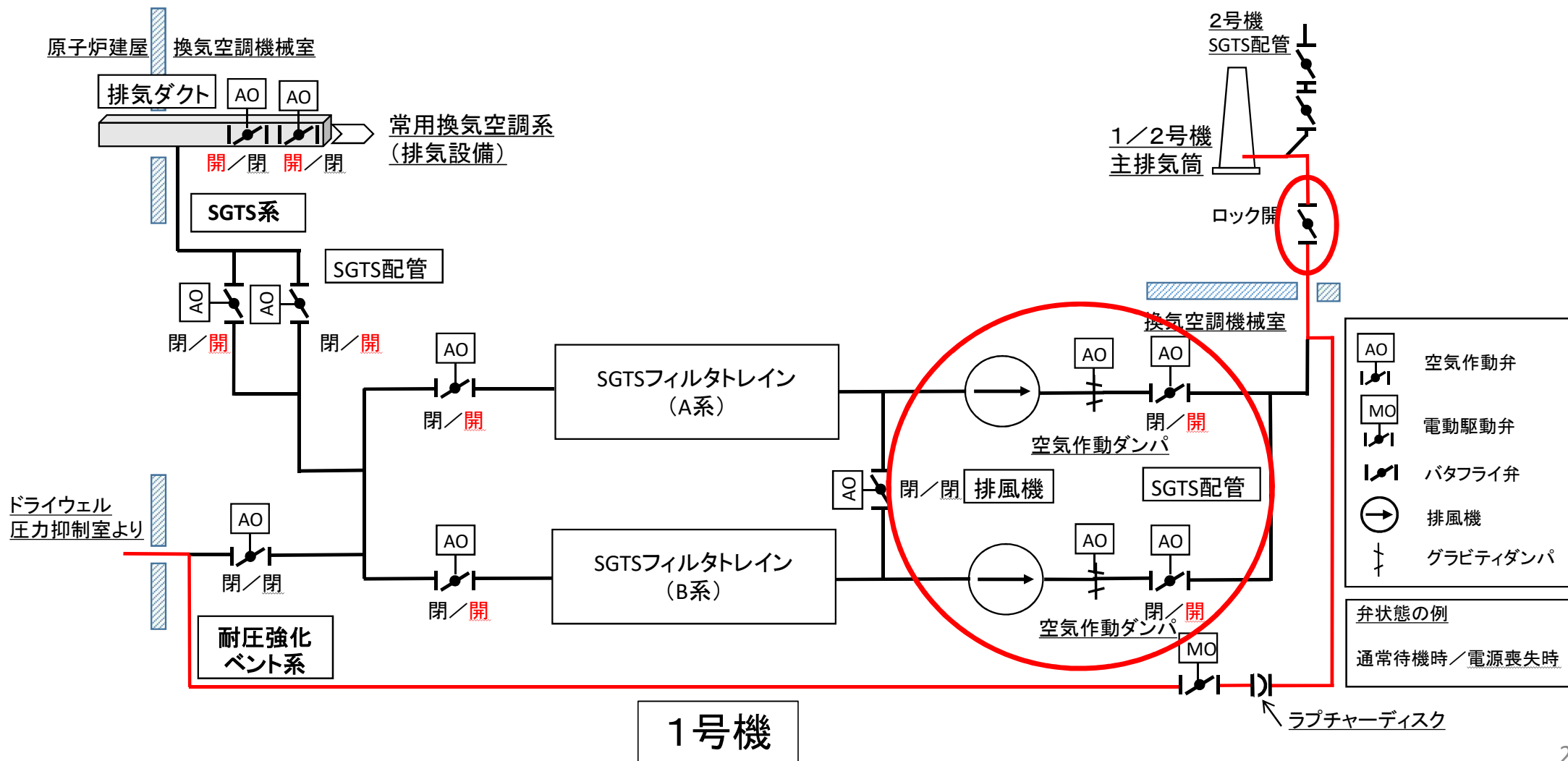
4号機R/B 2階

追加説明資料

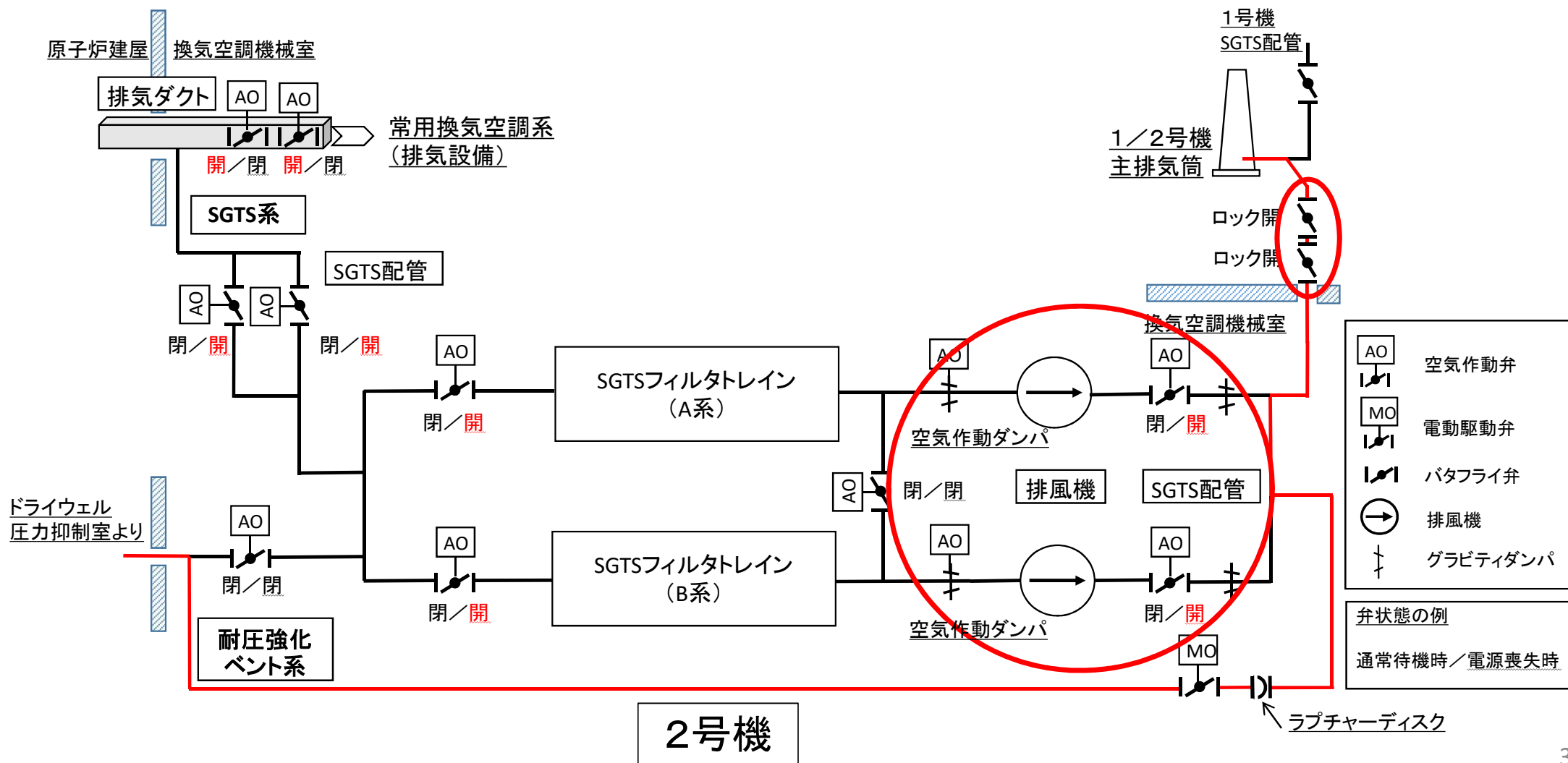
SGTSの配管設計等について

～ 1～4号機SGTSの配管設計等の比較 ～

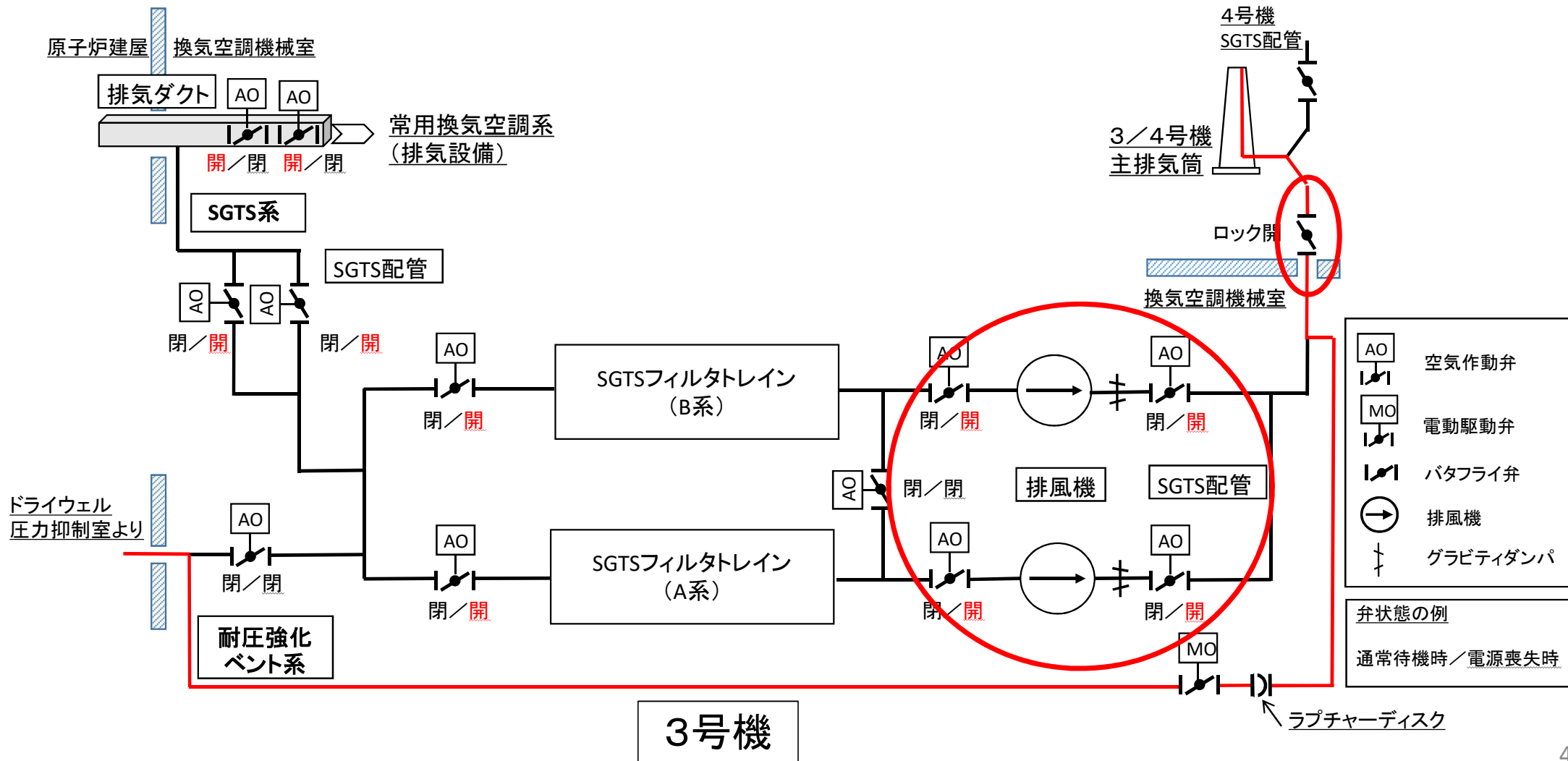
○SGTS系統の概要図



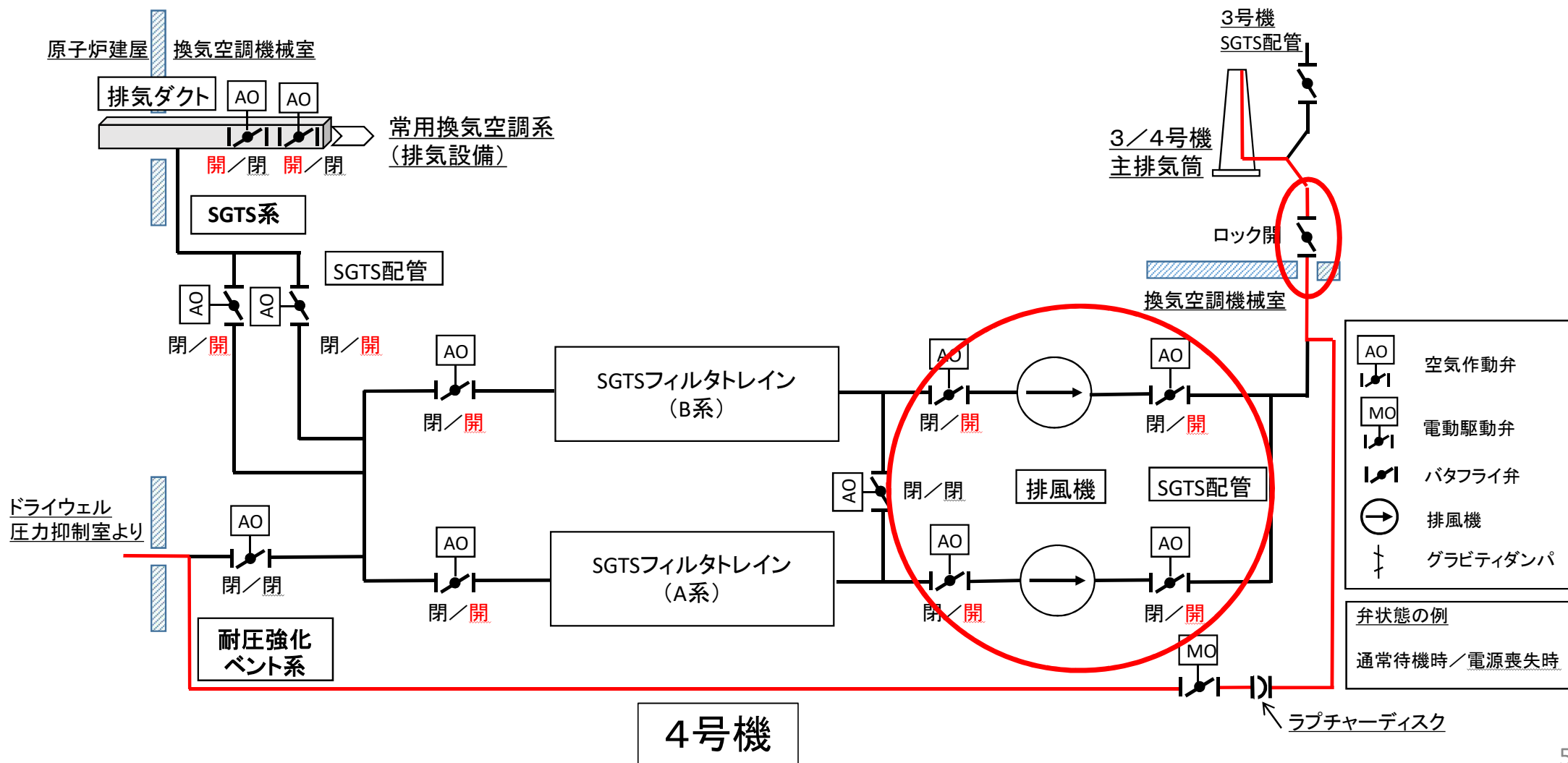
○SGTS系統の概要図



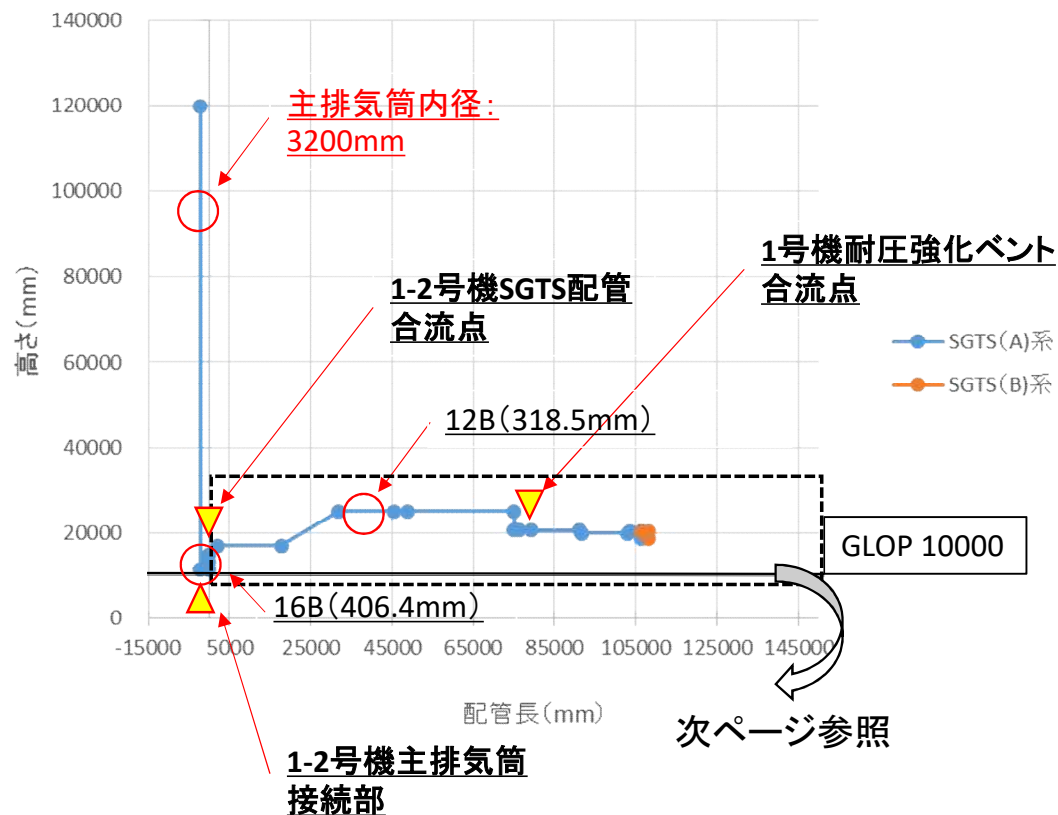
○SGTS系統の概要図



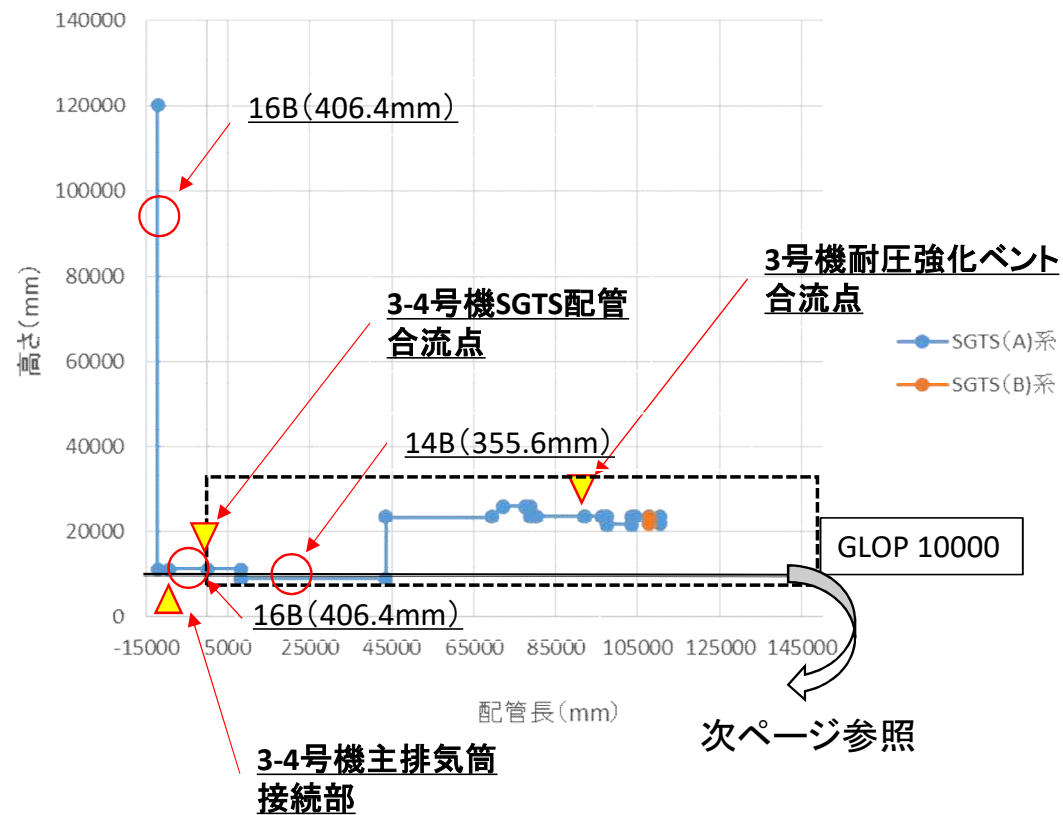
○SGTS系統の概要図



1号機SGTS配管設計

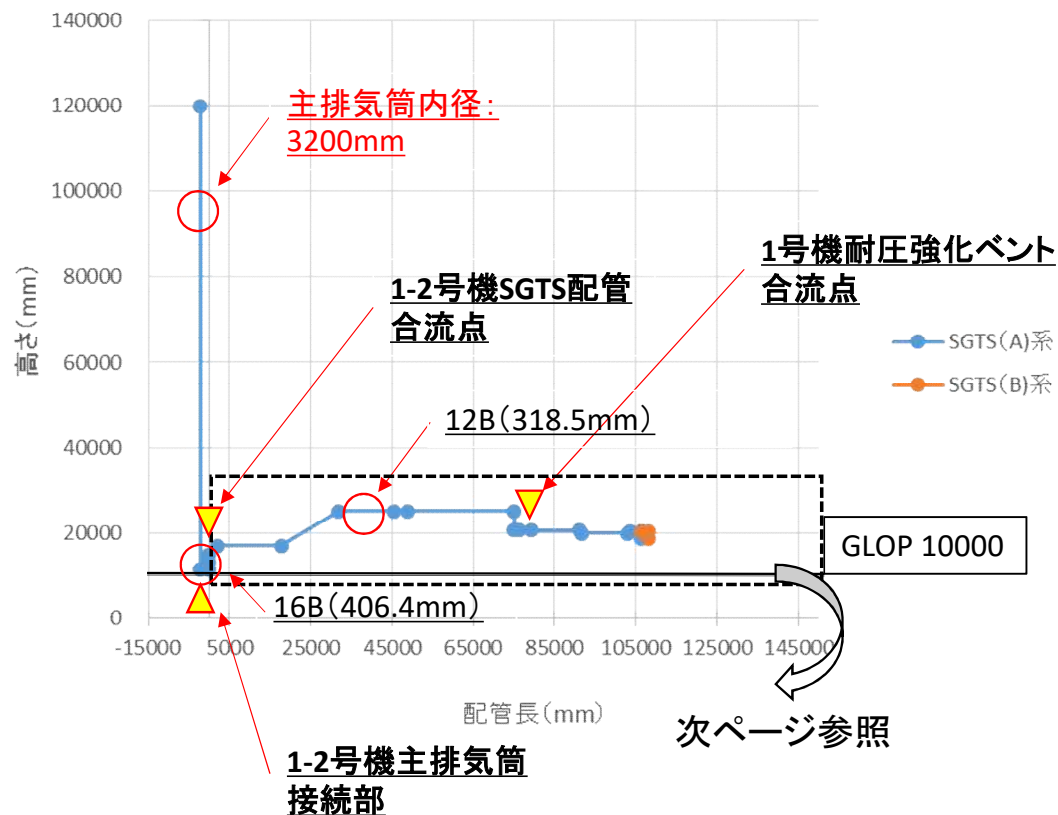


3号機SGTS配管設計

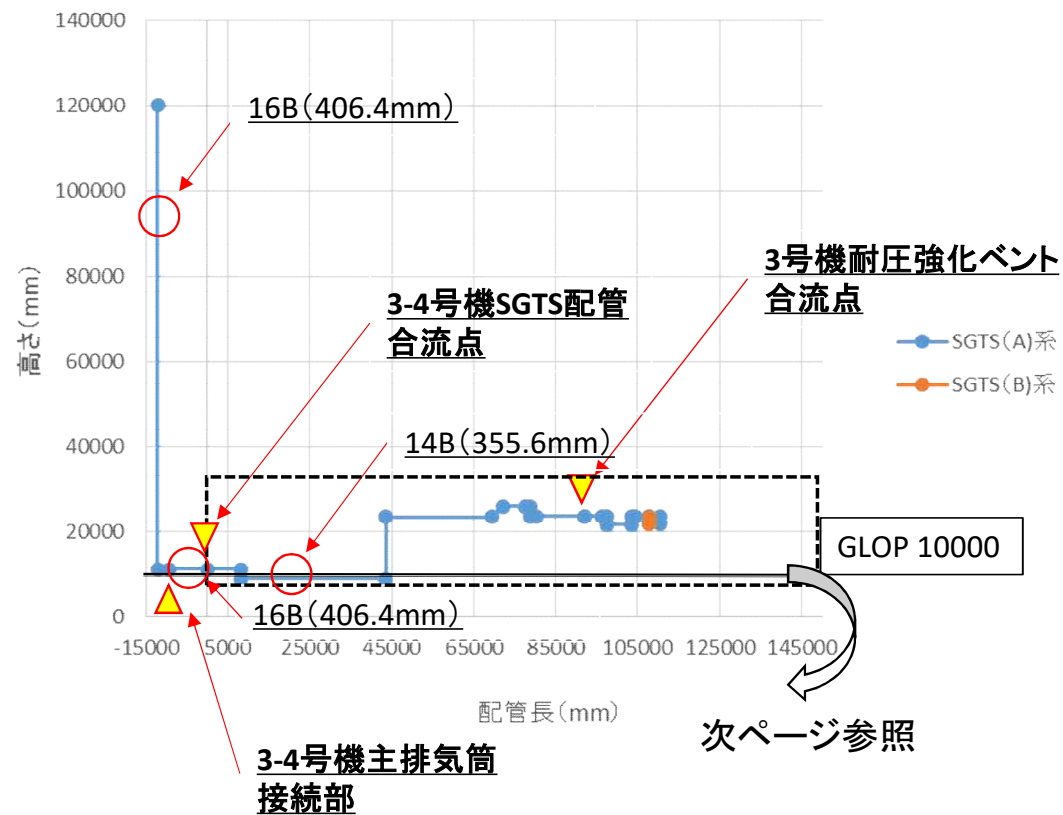


- 東京電力HDより提示のあった設計図書等を参考にして、原子力規制庁において、1号機及び3号機の主排気筒からSGTS排風機までの配管配置(SGTS配管設計)を示した。
- 点線枠内のSGTS配管合流点からSGTS排風機までの各号機の配管配置については、次ページ以降に示した。

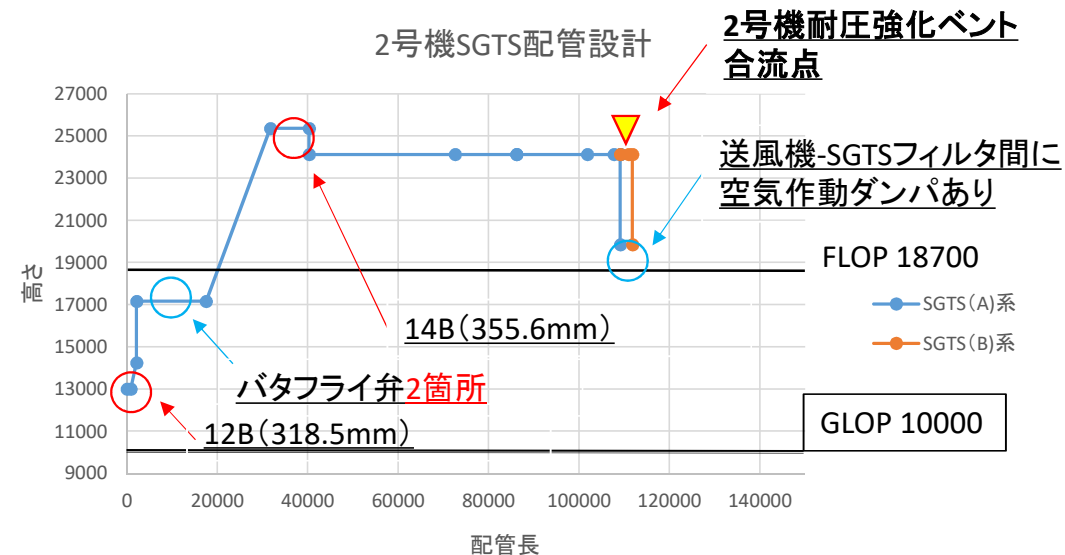
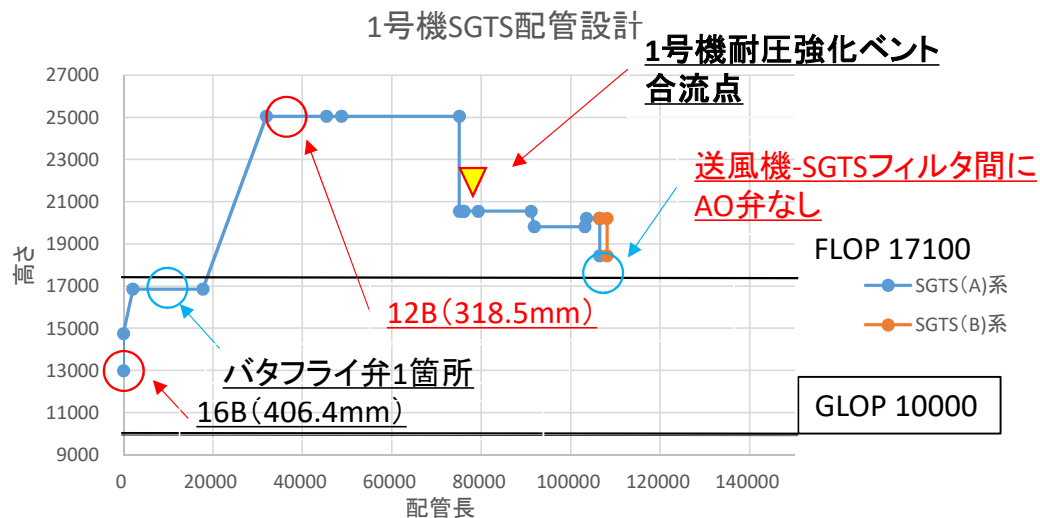
1号機SGTS配管設計



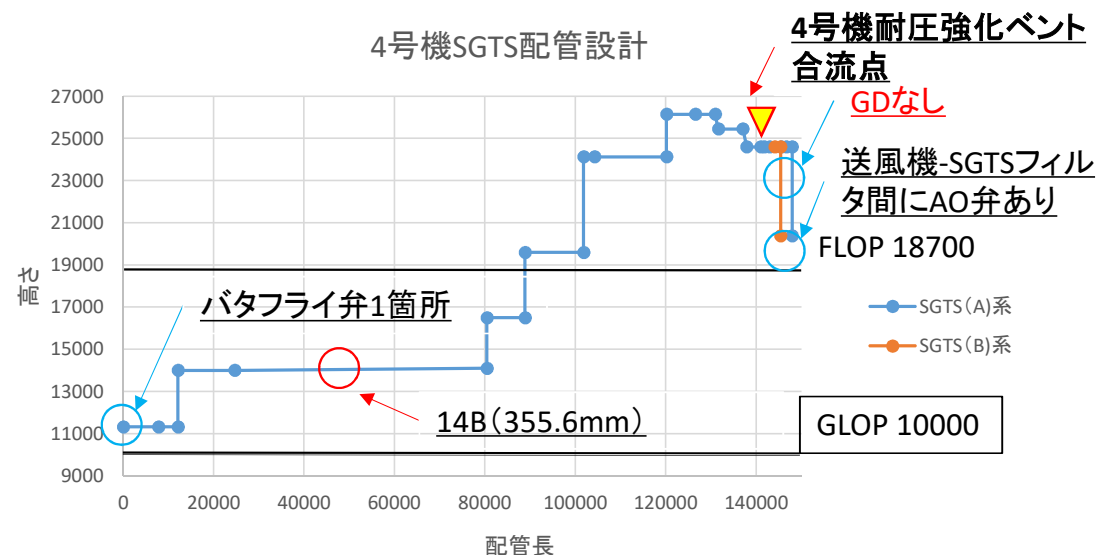
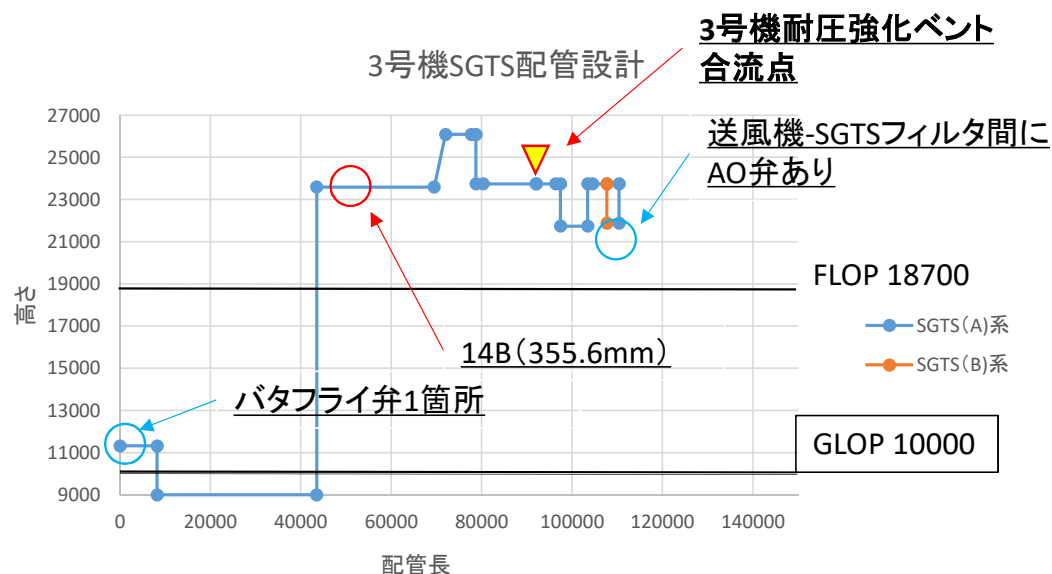
3号機SGTS配管設計



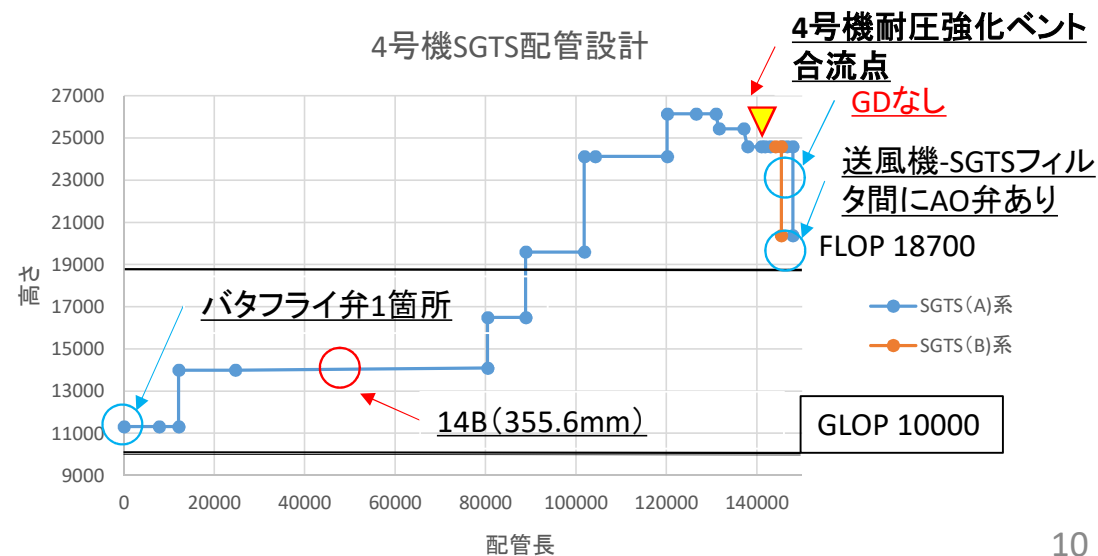
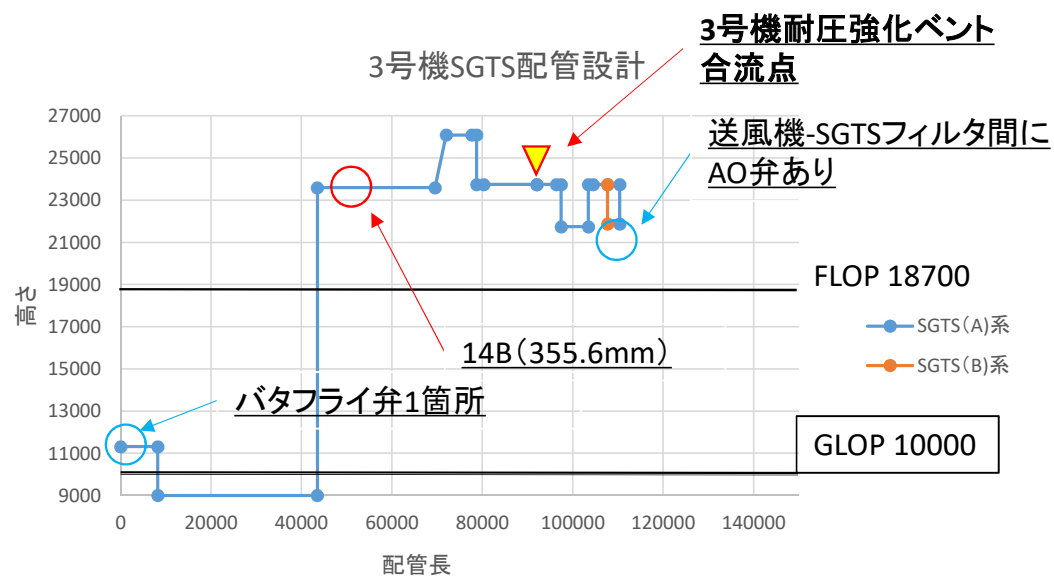
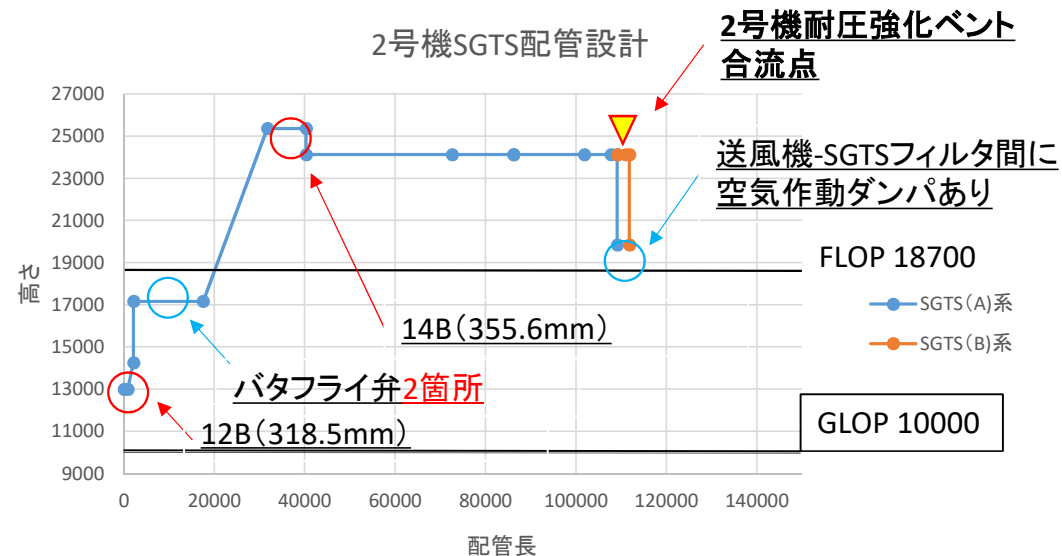
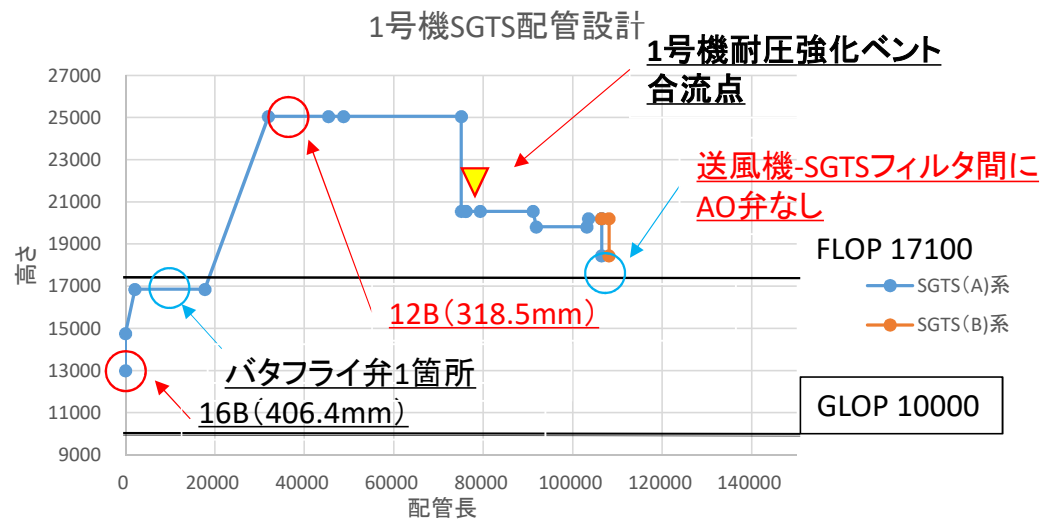
- 1号機は、主排気筒内にSGTS配管がなく、主排気筒内径(3200mm)となるため、3号機(16B(406.4mm))に比べて、大口徑となっている。
- 3号機は、一部SGTS配管が地下埋設となっており、1, 2, 4号機と比べて、高低差が最も大きい(17100mm)。



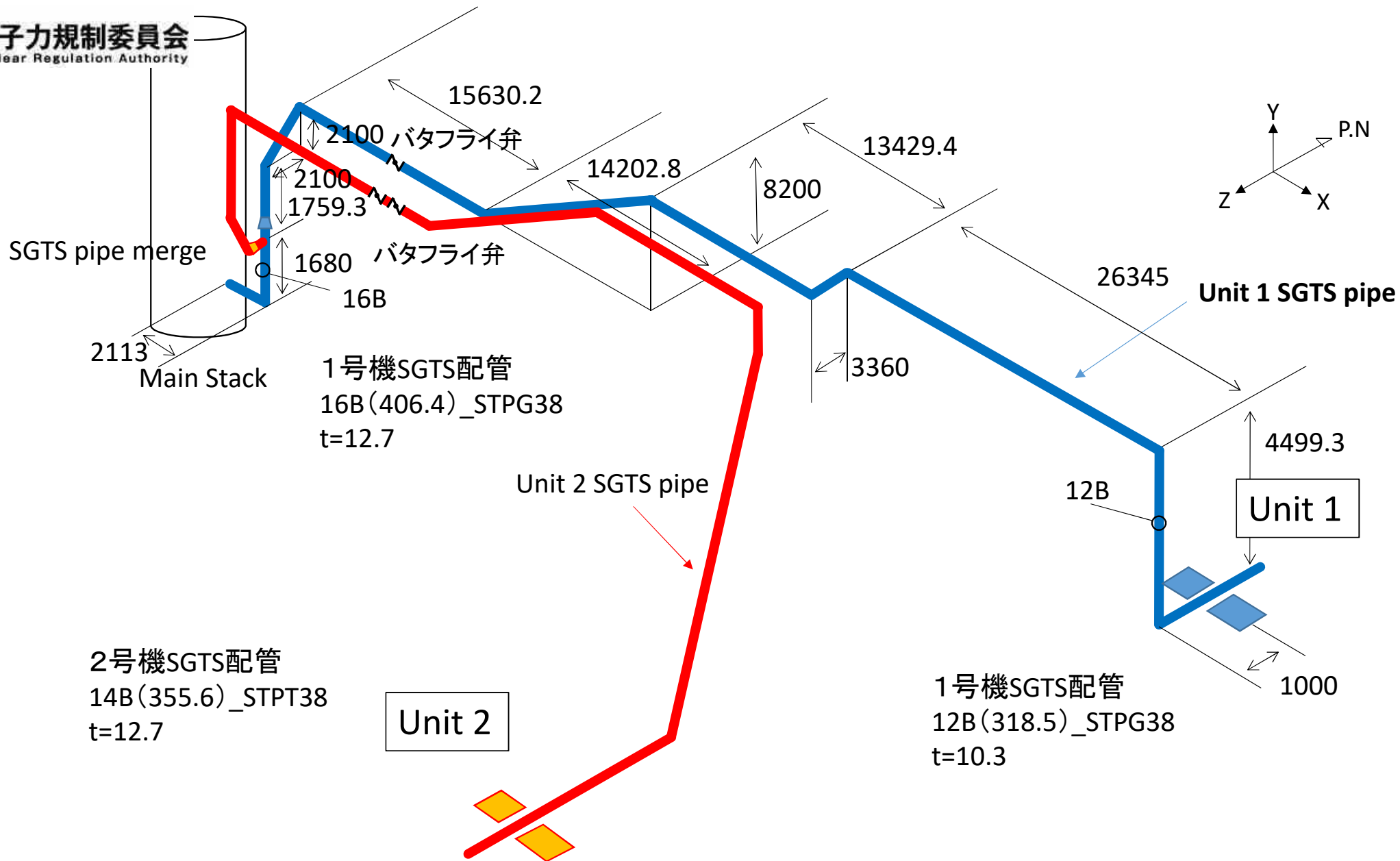
- 1号機SGTS配管は、外径12B(318.5mm)であり、他号機(14B(355.6mm))に比べて、小口径となっている。
- 1号機は、SGTS排風機とSGTSフィルタ間にAO弁がなく、2号機及び3号機と比べる耐圧強化ベント時のベント逆流の抵抗が小さいと考えられる。
- 2号機は、バタフライ弁2箇所及びSGTS排風機とSGTSフィルタ間に空気作動ダンパがあり、1号機に比べると耐圧強化ベント時のベント逆流の抵抗が大きいと考えられる。

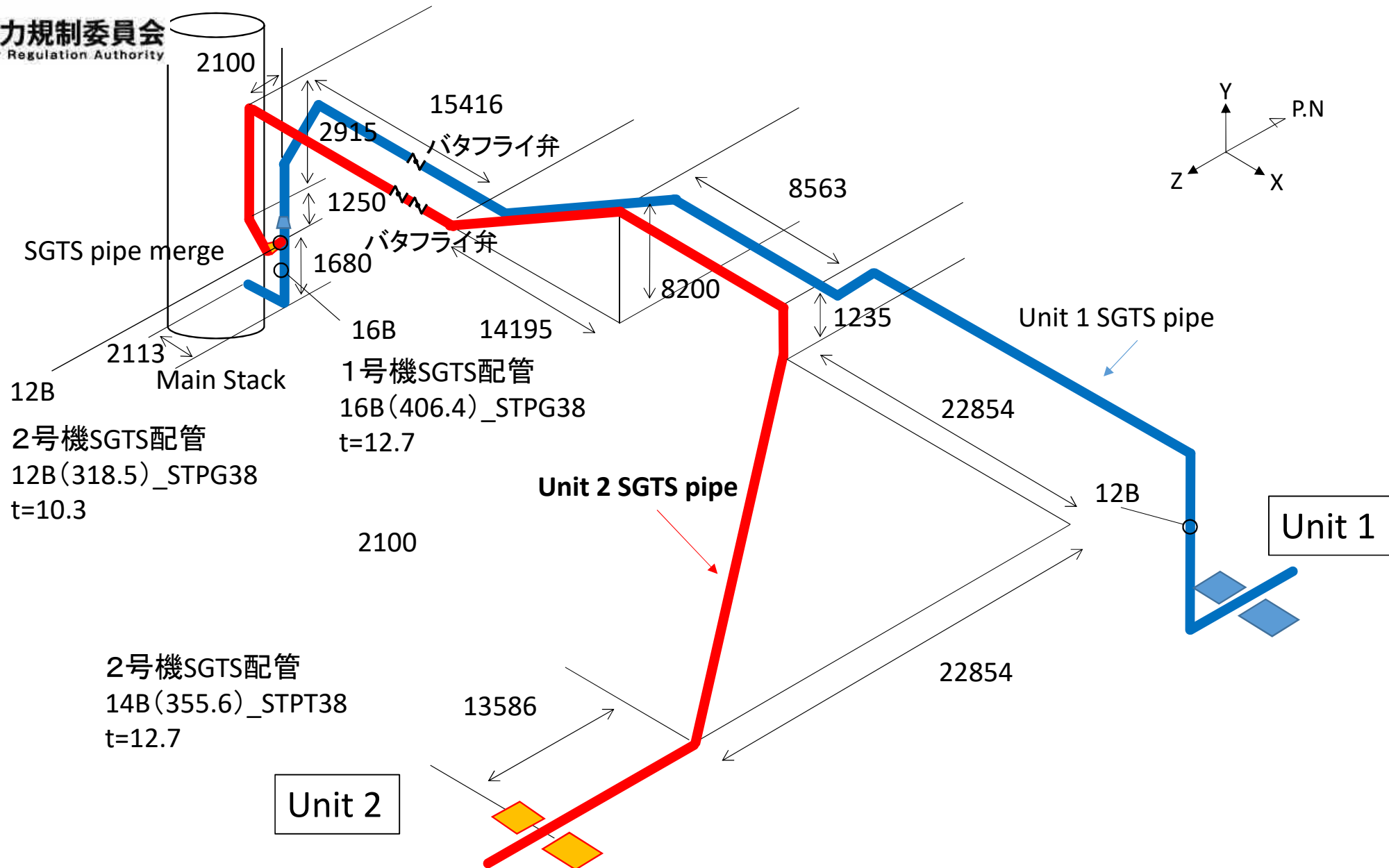


- 3号機は、一部SGTS配管が地下埋設となっており、1, 2, 4号機と比べて、高低差が最も大きい(17100mm)。
- 4号機は、1～3号機に比べて、配管長が最も長い(147947mm)。
- 4号機は、GDがなく、3号機に比べると耐圧強化ベント時のベント逆流の抵抗が小さいと考えられる。

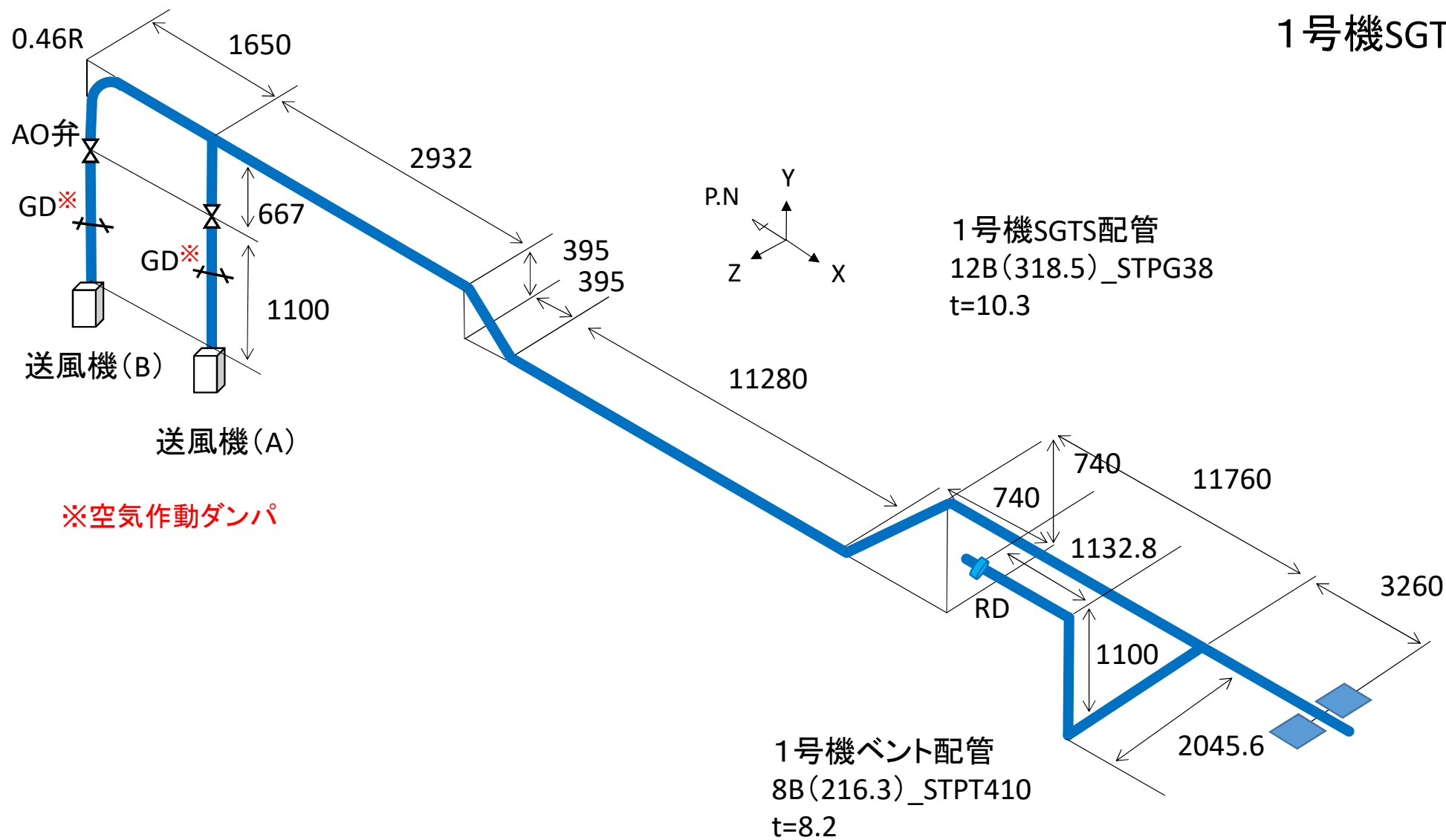


	主排気筒内	原子炉建屋外		原子炉建屋内	
		主排気筒接続部～SGTS配管合流部	SGTS配管合流部～原子炉建屋取合点	SGTS配管(原子炉建屋取合点～SGTSフィルタ)	耐圧強化ベント配管(SGTS配管接続部～ラプチャーディスク)
1号機	内容積: 約 954.0m³ 内径※: 3200mm 排気筒高さ: 118680mm ※SGTS配管なしのため排気筒の内径	内容積: 約 0.4m³ 内径: 381mm 配管長: 3793mm	内容積: 約 5.3m³ 内径: 381mm(一部) - 297.9mm 総配管長: 76067mm ※バタフライ弁 1箇所	内容積: 約 2.4m³ 内径: 297.9mm 配管長: 34254mm ※AO弁-GD(空気作動ダンパ)-送風機	内容積: 約 0.1m³ 内径: 199.9mm 配管長: 4278mm
2号機			内容積: 約 7.4m³ 内径: 297.9mm(一部) - 330.2mm 総配管長: 86180mm ※バタフライ弁 2箇所	内容積: 約 2.7m³ 内径: 336.6mm 配管長: 29885mm ※GD-AO弁-送風機- 空気作動ダンパ	内容積: 約 2.1m³ 内径: 333.4mm 配管長: 24437mm
3号機	内容積: 約 13.9m³ 内径: 382.6mm 配管長: 121280mm	内容積: 約 1.1m³ 内径: 381mm 配管長: 9450mm	内容積: 約 8.0m³ 内径: 333.4mm 配管長: 92035mm ※バタフライ弁 1箇所	内容積: 約 3.1m³ 内径: 333.4mm 配管長: 35927mm ※AO弁-GD-送風機- AO弁	内容積: 約 0.5m³ 内径: 333.4mm 配管長: 6082mm
4号機			内容積: 約 9.1m³ 内径: 333.4mm 配管長: 104260mm ※バタフライ弁 1箇所	内容積: 約 5.8m³ 内径: 333.4mm 配管長: 66469mm ※AO弁-送風機- AO弁	内容積: 約 0.3m³ 内径: 333.4mm 配管長: 3500mm

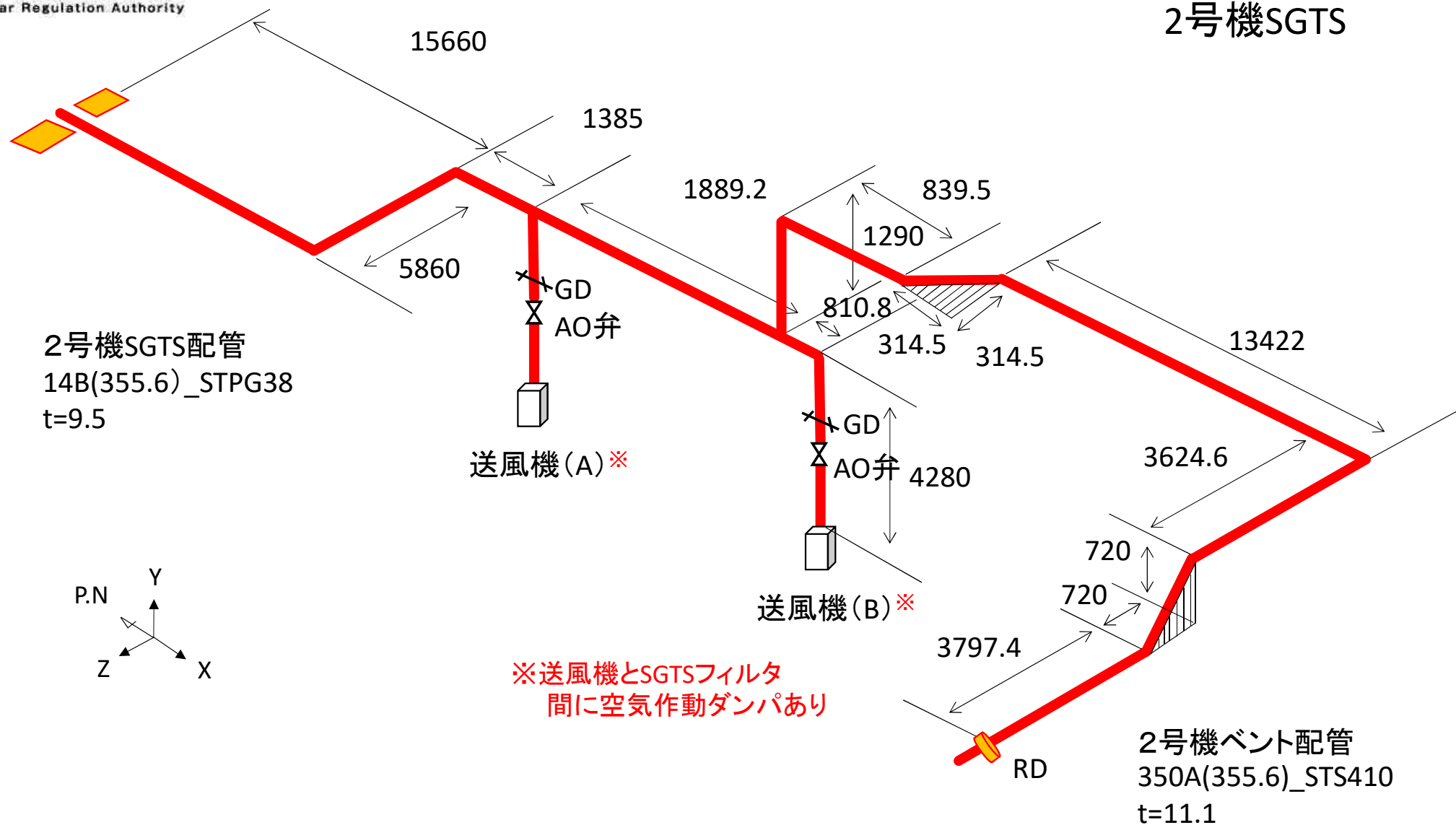


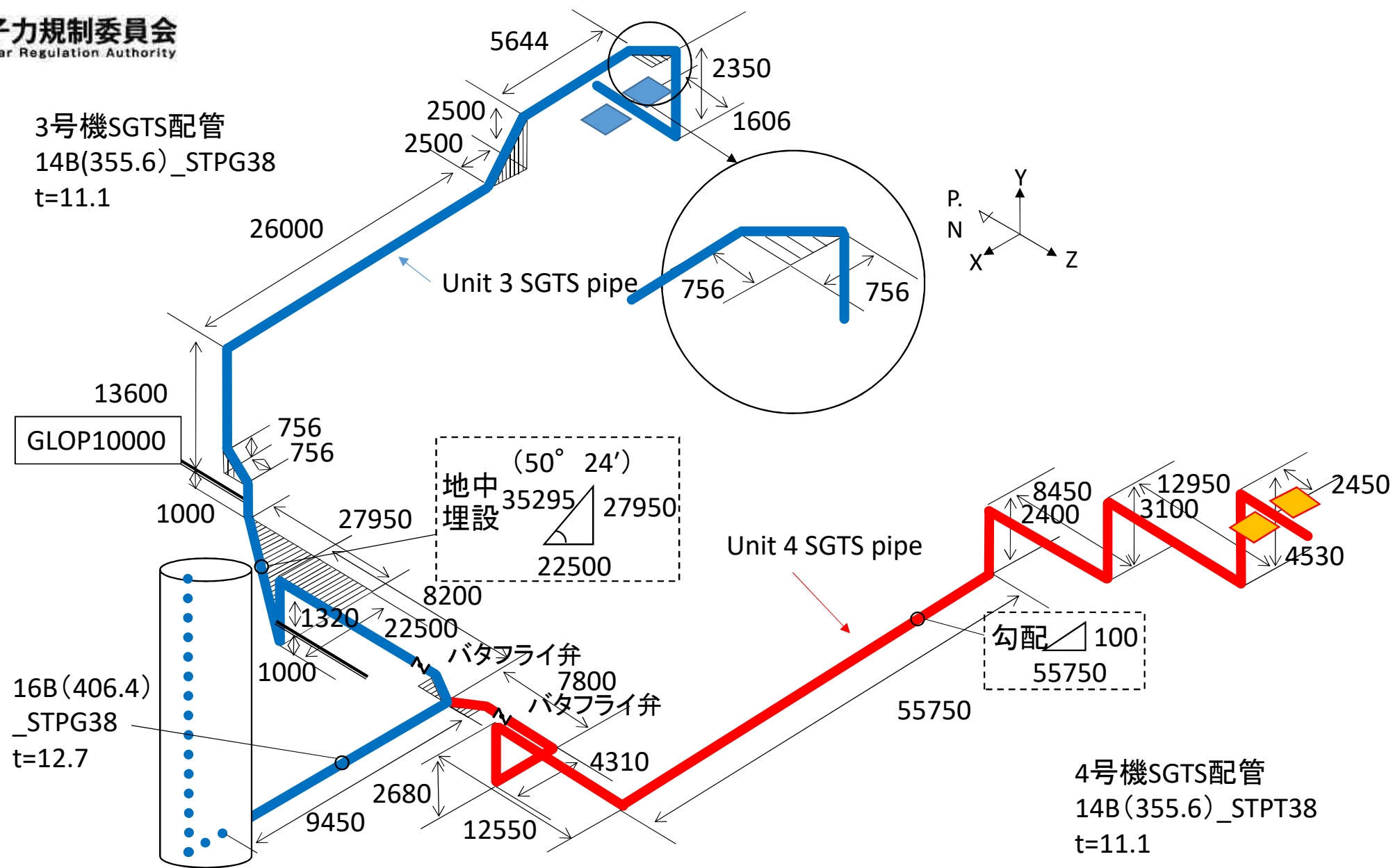


1号機SGTS

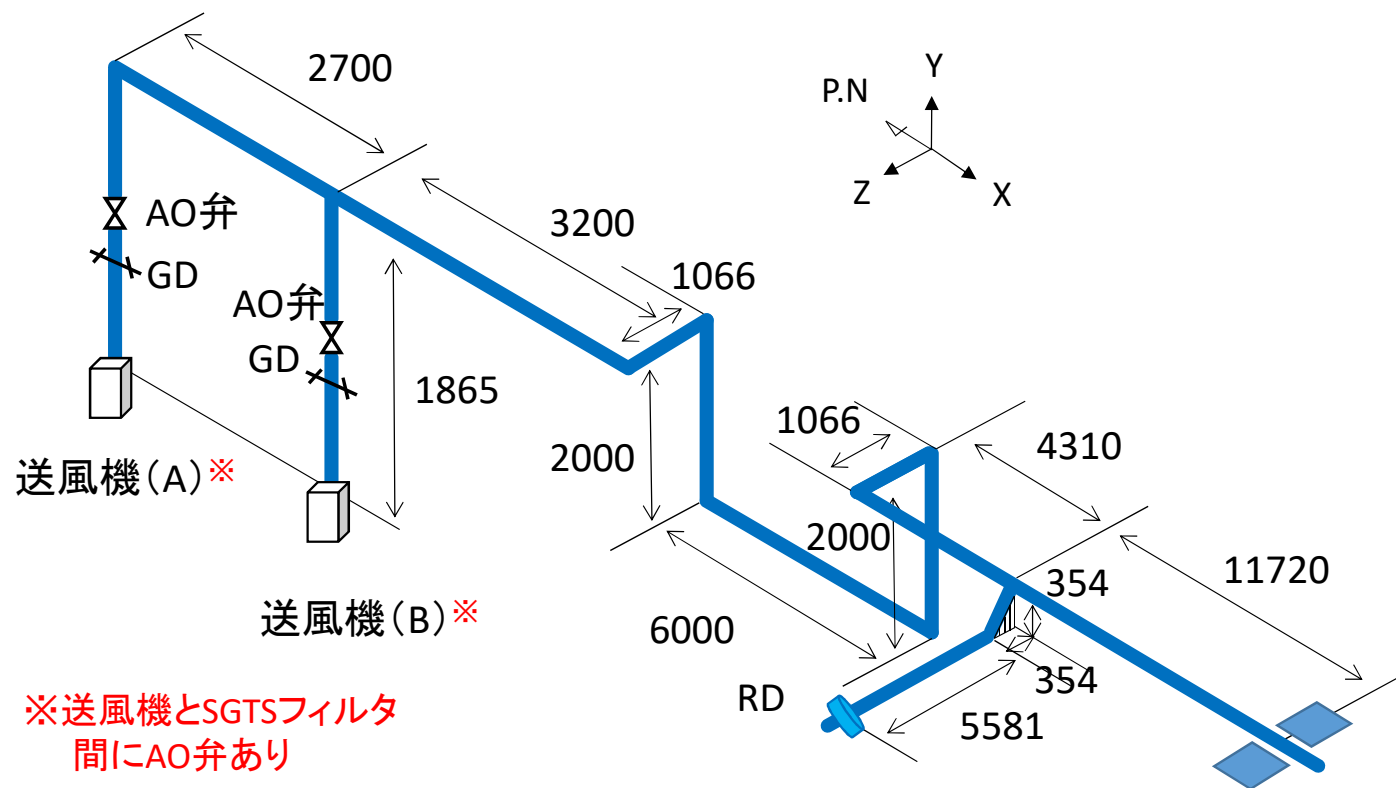


2号機SGTS



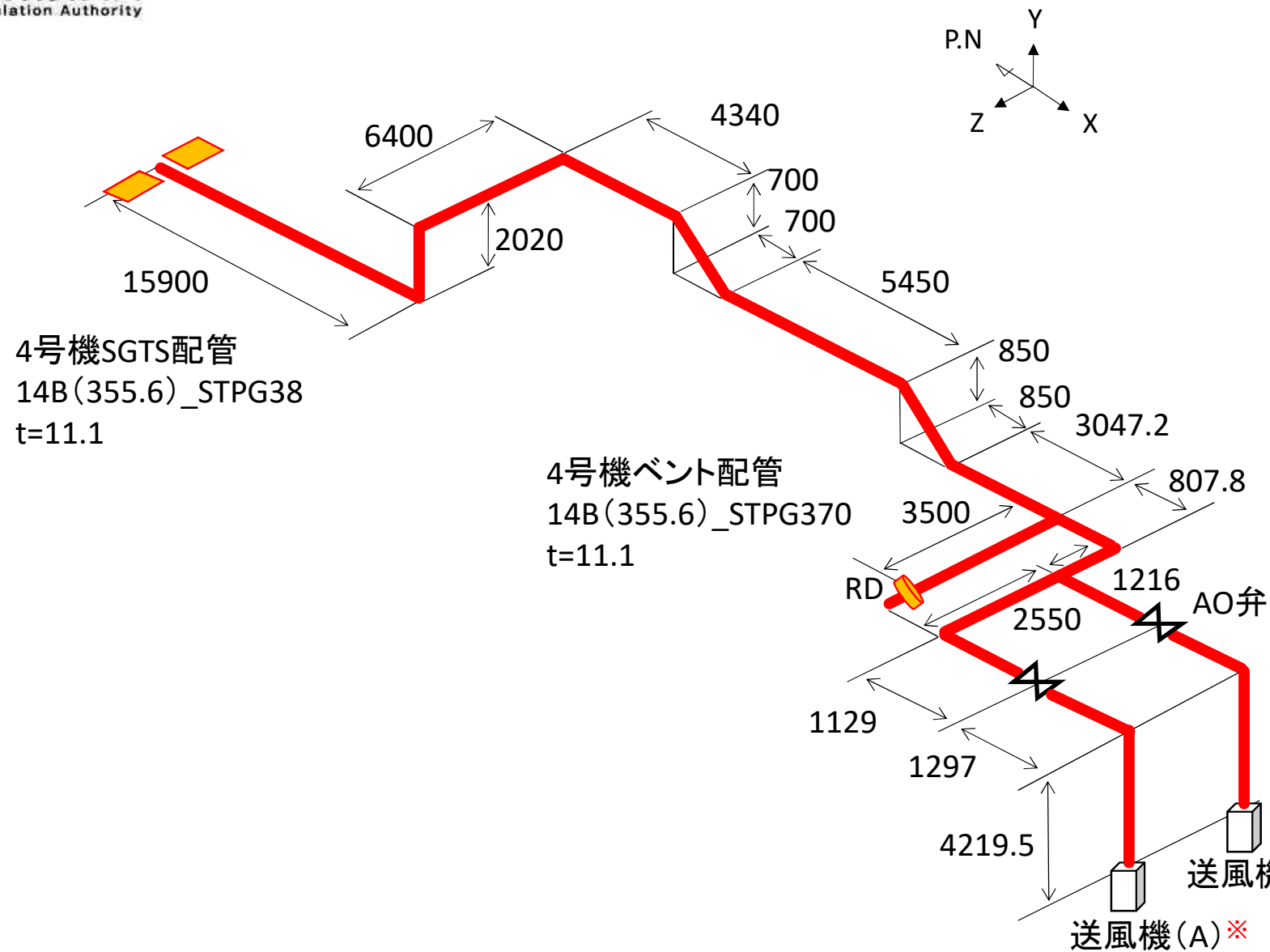


3号機SGTS



3号機SGTS配管
 350A(355.6)_STPG38
 t=11.1

3号機ベント配管
 350A(355.6)_STS410
 t=11.1



4号機SGTS

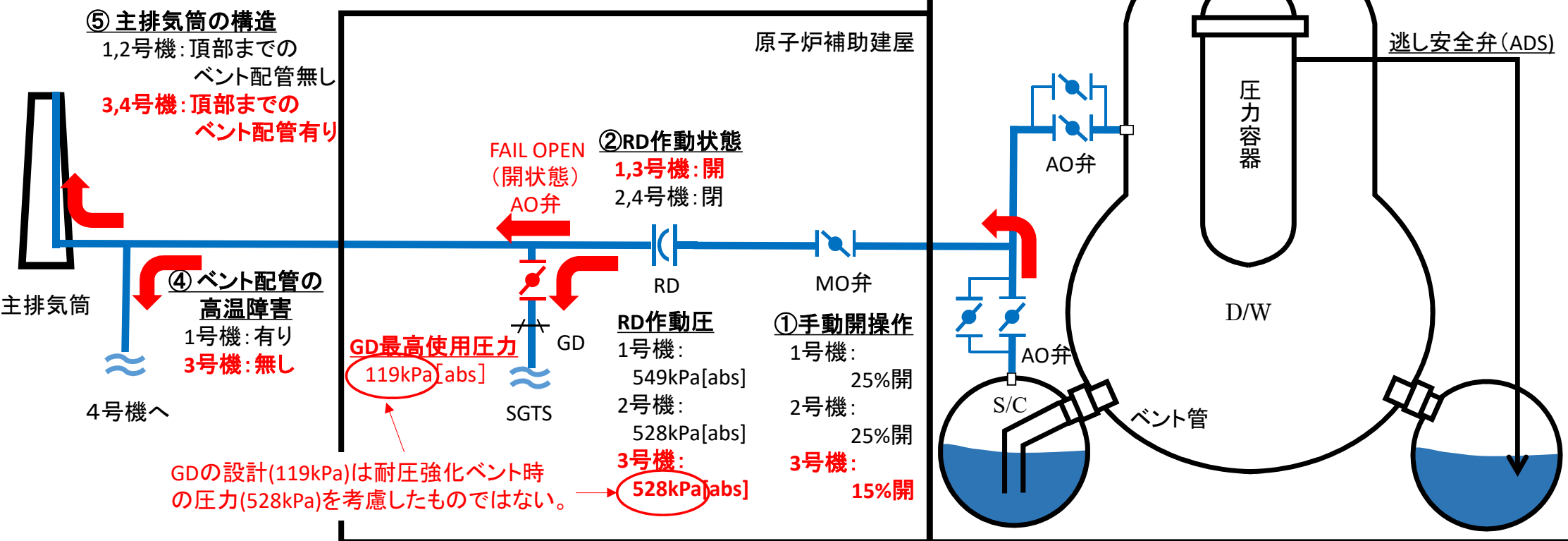
	主排気筒内	原子炉建屋外		原子炉建屋内	
		主排気筒接続部～SGTS配管合流部	SGTS配管合流部～原子炉建屋取合点	SGTS配管(原子炉建屋取合点～SGTSフィルタ)	耐圧強化ベント配管(SGTS配管接続部～ラプチャーディスク)
1号機	内径※:3200mm 排気筒高さ: 118680mm ※SGTS配管なしのため排気筒の内径	外径:16B (406.4mm) 肉厚(t):12.7mm 配管長:3793mm	16B(406.4mm)_t:12.7mm ～12B(318.5mm)_t: 10.3mm 総配管長:76067mm ※バタフライ弁 1箇所	12B(318.5mm)_t:10.3mm 配管長:34254mm ※AO弁—GD(空気作動ダンパ)—送風機	8B(216.3mm)_t:8.2mm 配管長:4278mm
2号機			12B(318.5mm)_t:10.3mm ～14B(355.6mm)_t: 12.7mm 総配管長:86180mm ※バタフライ弁 2箇所	14B(355.6mm)_t:9.5mm 配管長:29885mm ※GD—AO弁—送風機— 空気作動ダンパ	350A(355.6mm)_t: 11.1mm 配管長:24437mm
3号機	外径:16B (406.4mm) 肉厚(t):11.9mm 配管長: 121280mm	外径:16B (406.4mm) 肉厚(t):12.7mm 配管長:9450mm	14B(355.6mm)_t:11.1mm 配管長:92035mm ※バタフライ弁 1箇所	350A(355.6mm)_t: 11.1mm 配管長:35927mm ※AO弁—GD—送風機— AO弁	350A(355.6mm)_t: 11.1mm 配管長:6082mm
4号機			14B(355.6mm)_t:11.1mm 配管長:104260mm ※バタフライ弁 1箇所	14B(355.6mm)_t:11.1mm 配管長:66469mm ※AO弁—送風機— AO弁	14B(355.6mm)_t:11.1mm 配管長:3500mm

耐圧強化ベントラインの概要図

3号機の場合

格納容器設計圧力
1号機: 約530kPa[abs]
2号機: 約480kPa[abs]
3号機: 約480kPa[abs]

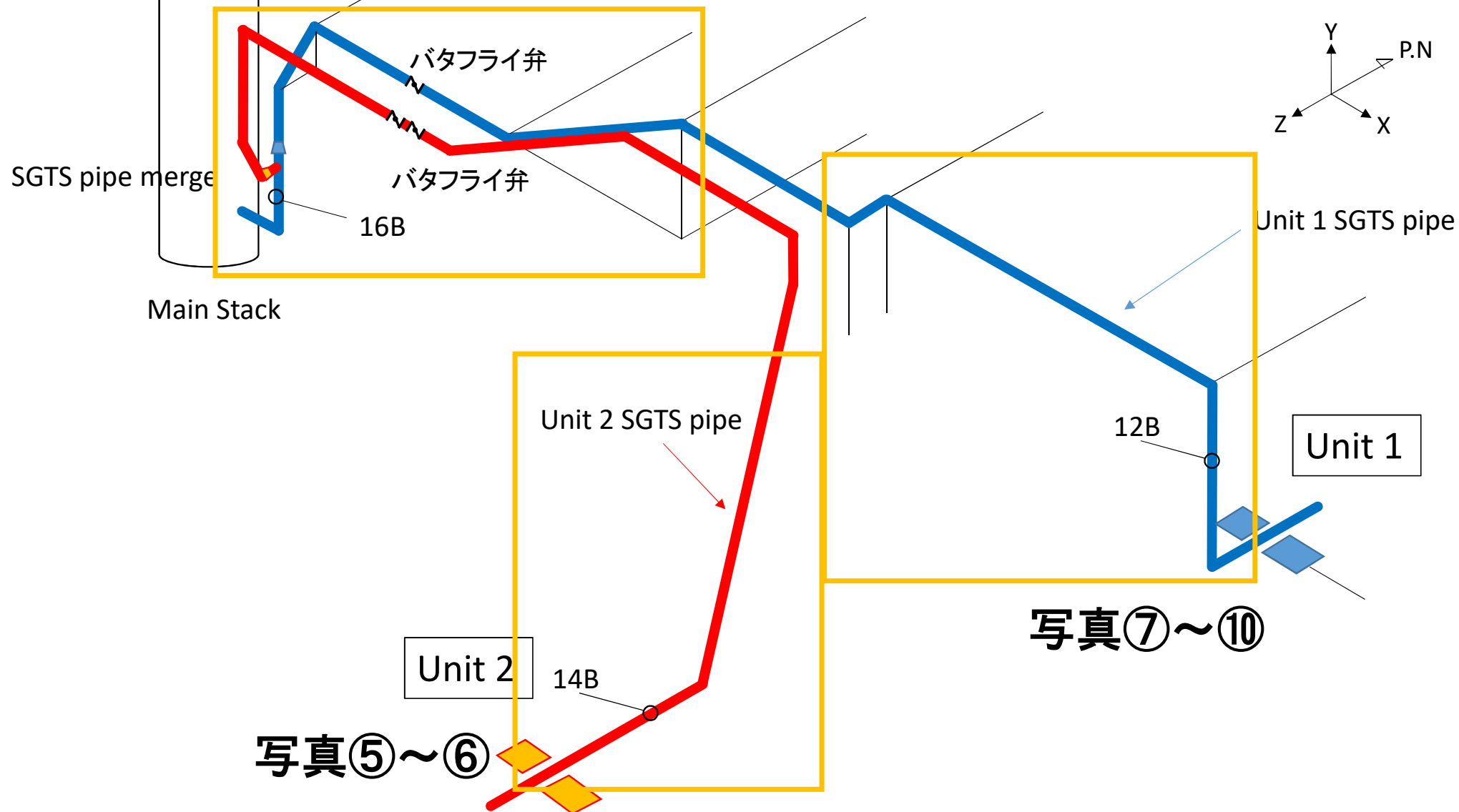
D/W: ドライウェル
S/C: サプレッションチェンバ
AO弁: 空気作動弁
MO弁: 電動駆動弁
RD: ラプチャーディスク
GD: グラビティダンパ
SGTS: 非常用ガス処理系



SGTSの配管設計等について

～1, 2号機原子炉建屋外のSGTS配管外観～

写真①～④





20110802 東京電力撮影



20130206 東京電力撮影



20130206 東京電力撮影



20190329 原子力規制庁撮影



20191115 原子力規制庁撮影



20191115 原子力規制庁撮影



20191115 原子力規制庁撮影



20191219 原子力規制庁撮影



20191219 原子力規制庁撮影



10

20191219 原子力規制庁撮影

SGTSの配管設計等について

～SGTS配管、フィルタの平均流速、フィルタのトラップ
率等の仕様～

○調査・分析に係る資料等のリスト（抜粋）

No.	調査・分析に必要な資料等（東京電力HD依頼リスト）	伝達日	対応状況
21	<1～3号機ベント> SGTS配管、フィルタの平均流速、フィルタのトラップ率等の仕様	12/26 検討会	（東電回答）下記の回答。

2/3号機のSGTSフィルタの流量は、2720m³/hであり、平均流速は約2m/sになる。

1号機のSGTSフィルタの流量は、1870m³/h≒1100cfm（cubic feet per minute）です。

同じく、平均流速は約2m/sになる。

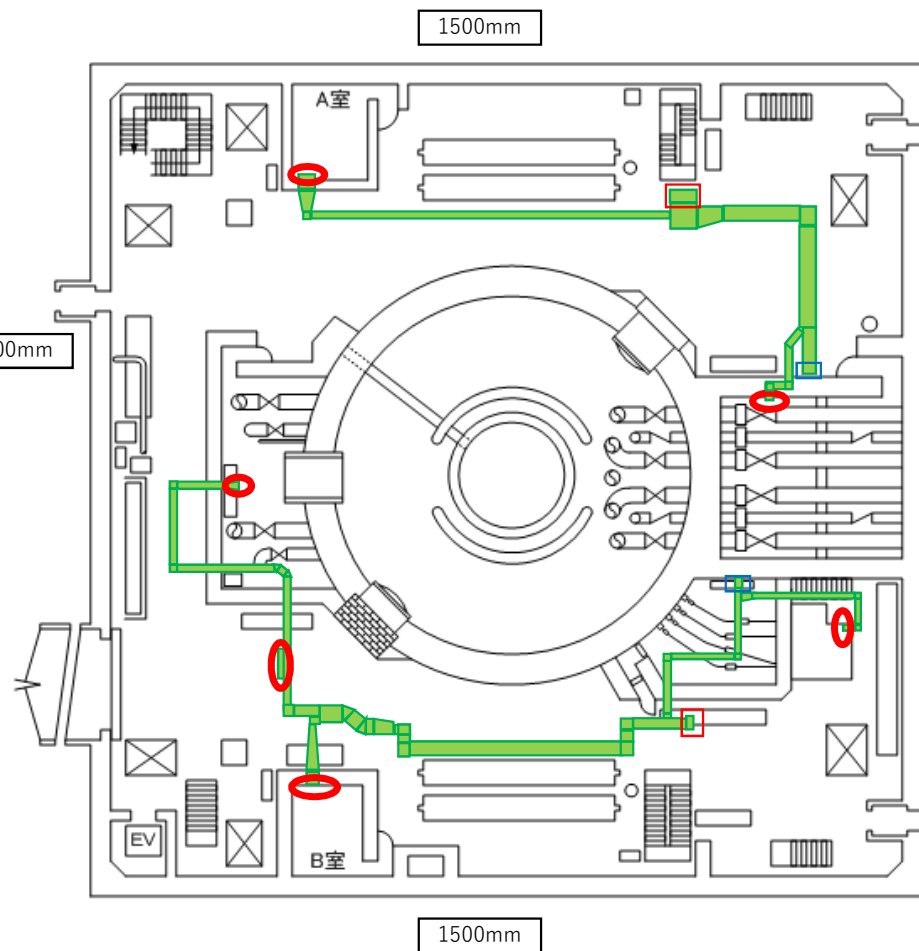
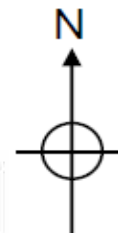
また、フィルタのトラップ率は、チャコールフィルタの要求仕様は共通で99.9%以上の捕捉率です。

追加説明資料

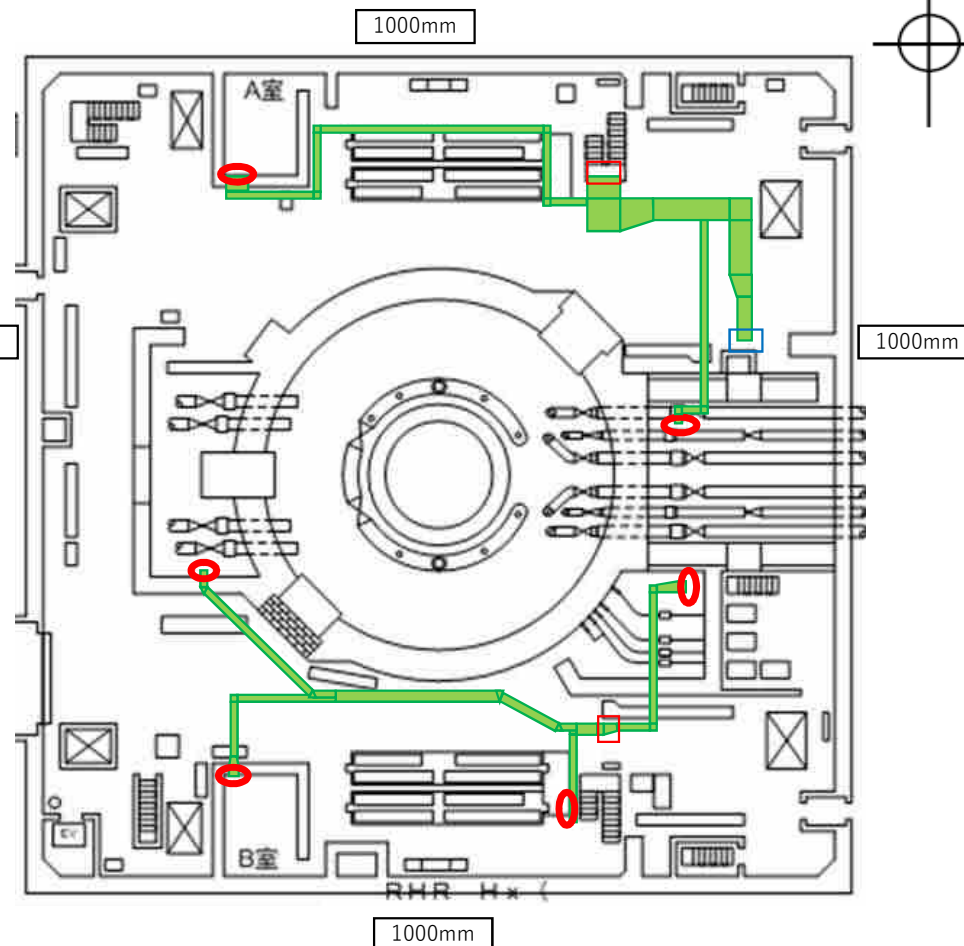
原子炉建屋内の排気ダクト配置について

～3号機及び4号機原子炉建屋内排気ダクト配置の比較～

○原子炉建屋内排気ダクト（1階）



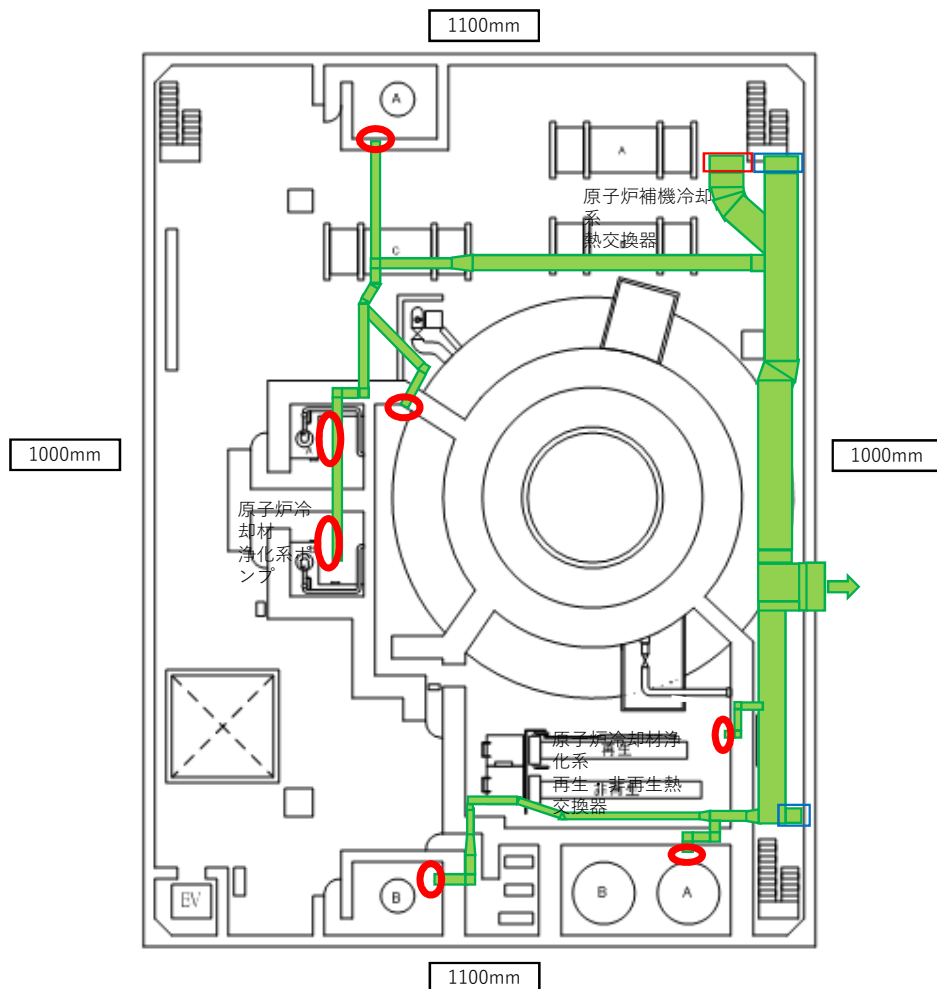
3号機



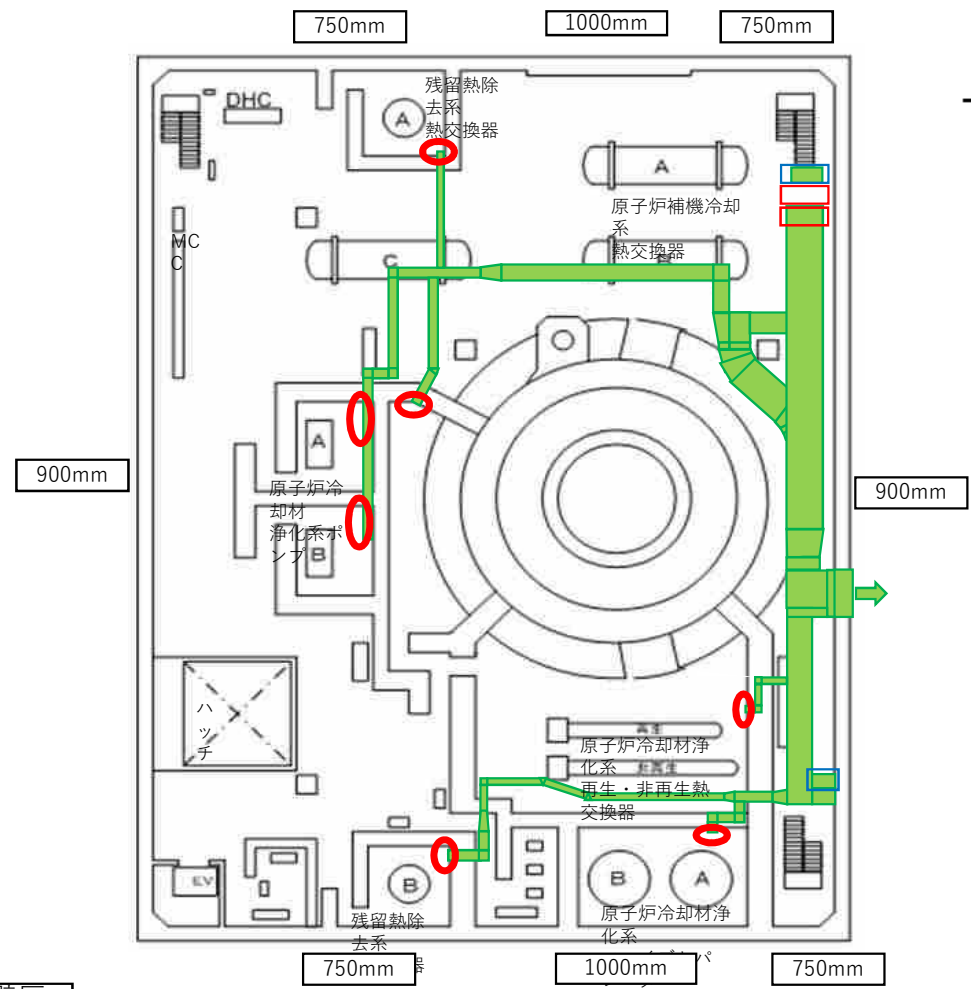
4号機

- | | | | |
|---|-------|---|---------|
|  | 排気ダクト |  | 下階との接続口 |
|  | 排気口 |  | 上階との接続口 |

○原子炉建屋内排気ダクト（2階）



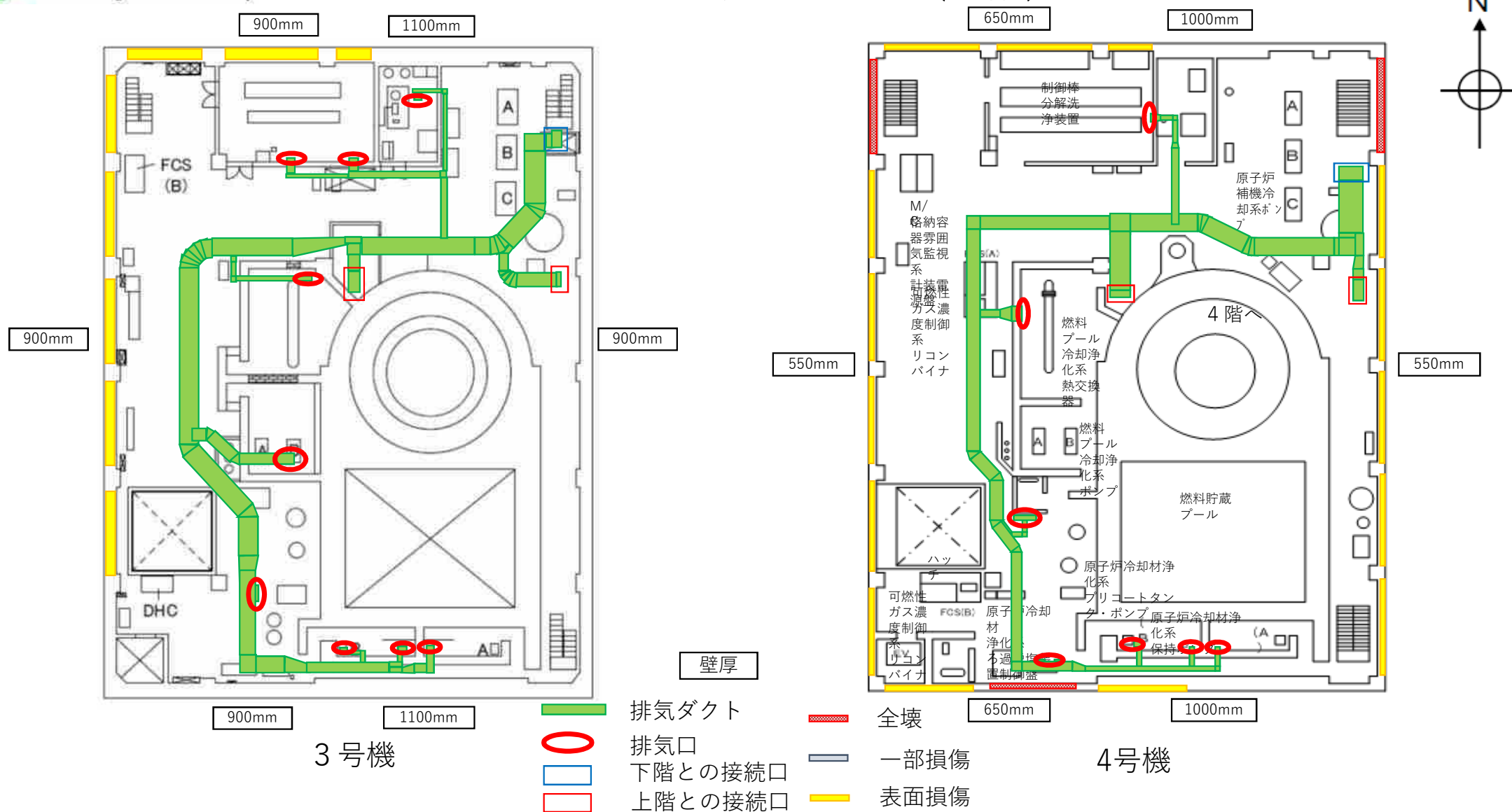
3号機

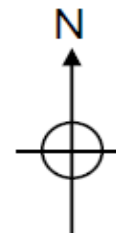


4号機

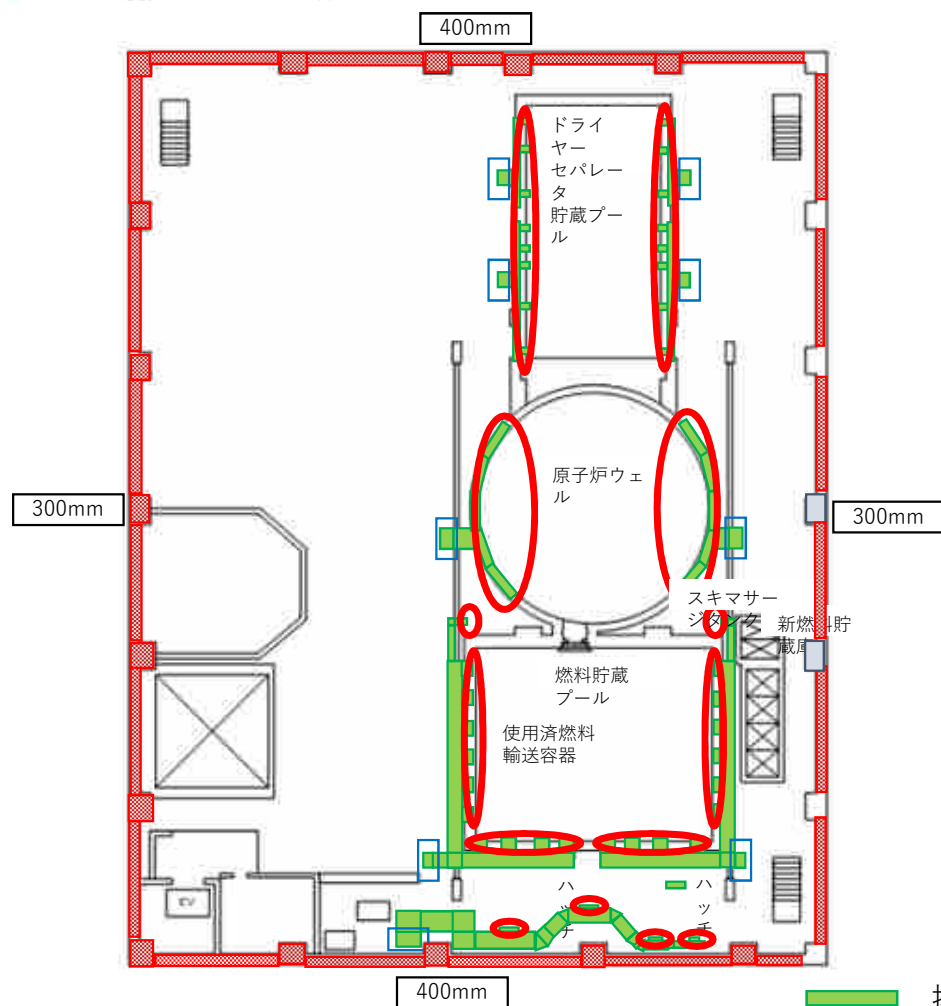
- | | |
|---------|-----------|
| ■ 排気ダクト | □ 下階との接続口 |
| ○ 排気口 | □ 上階との接続口 |

○原子炉建屋内排気ダクト（3階）

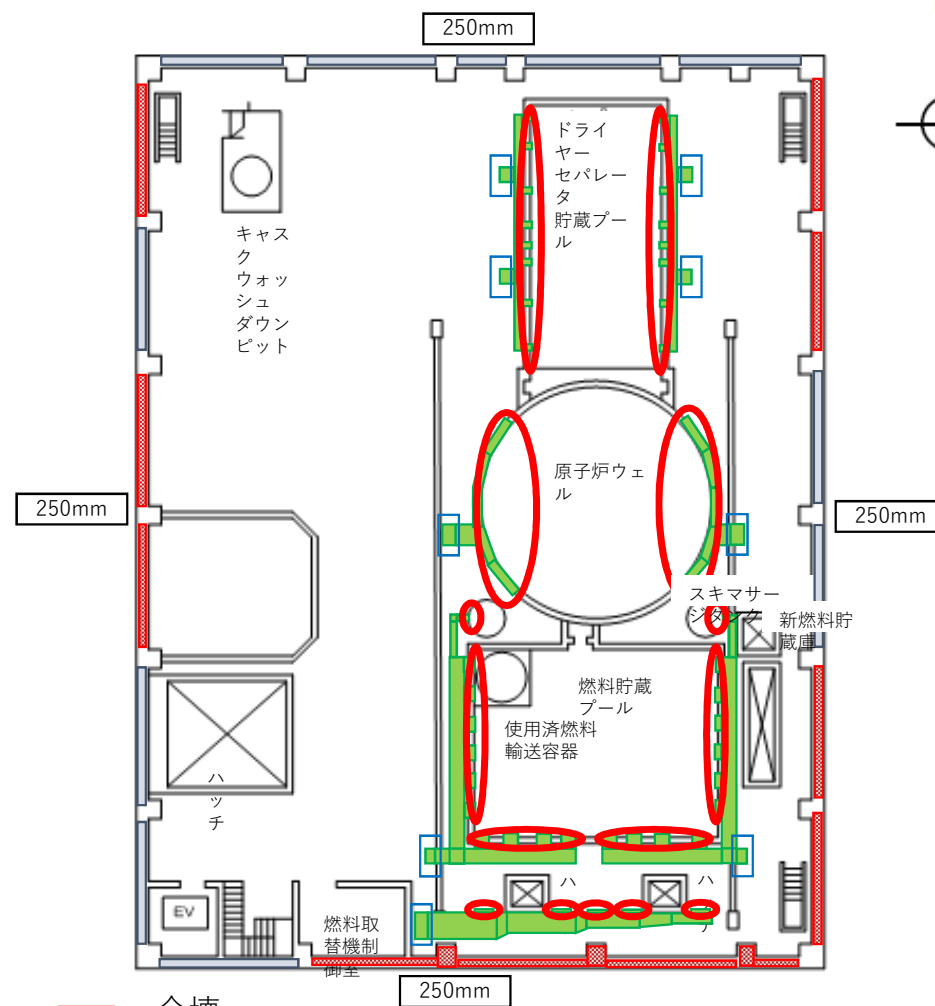




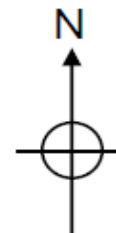
○原子炉建屋内排気ダクト（5階）



3号機



4号機



1/2号機SGTS配管撤去に向けた 現場調査の実施状況について

2020年6月15日



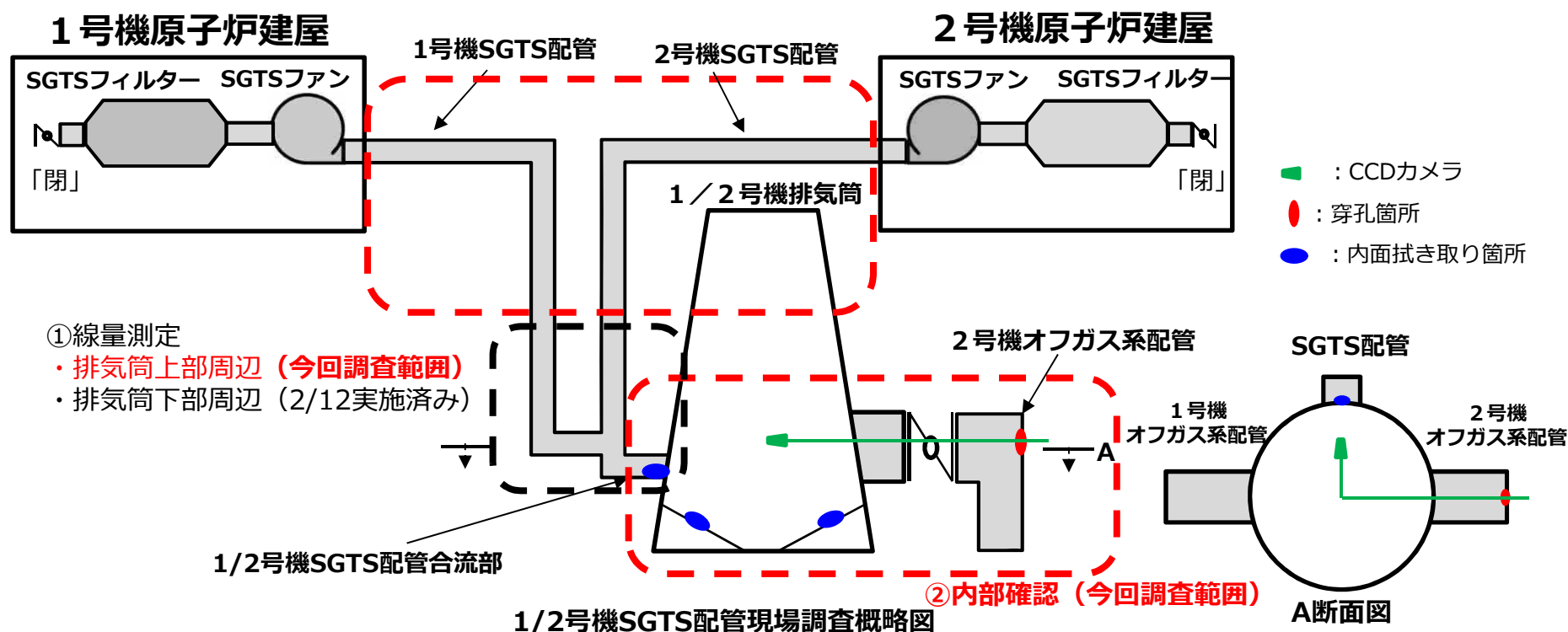
東京電力ホールディングス株式会社

1. 1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況

1/2号機非常用ガス処理系(以下、SGTS)配管撤去に向けた現場調査のうち、排気筒内部の調査及びSGTS配管近傍線量調査を実施した。以下にその状況を報告する。

- SGTS配管近傍線量調査 (5/14、15)
- SGTS配管外面確認 (5/14、15)
- カメラによる主排気筒底部の状況確認 (4/6、9、5/20)
- 主排気筒底部の線量測定 (4/6、9、5/20、6/5)
- 主排気筒内部の内面拭き取りサンプリング (5/20、6/5)

赤字：今回、報告
黒字：第80回特定原子力施設監視・
評価検討会にて報告



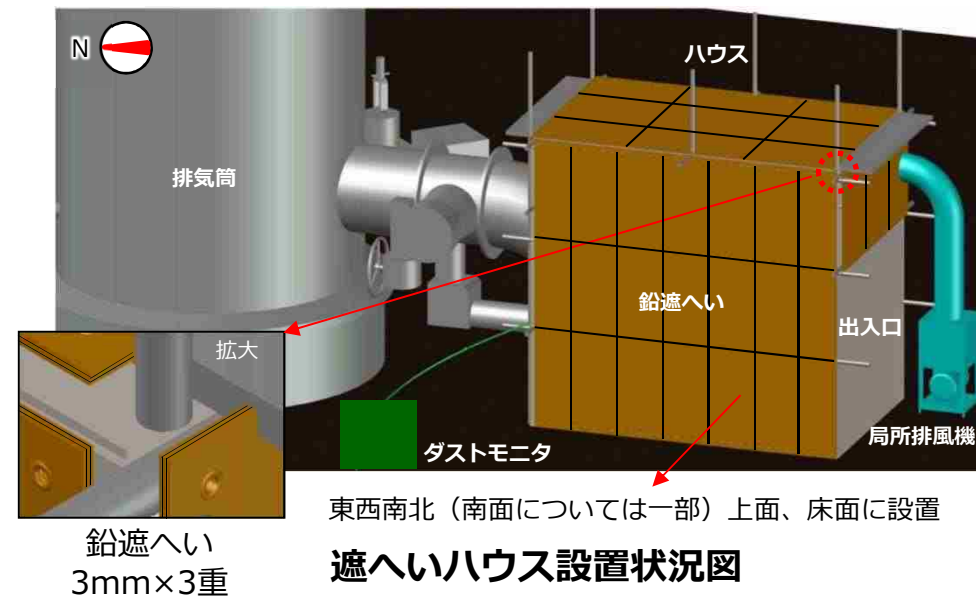
2. 被ばく線量及びダスト対策

○作業概要

- ・被ばく低減対策として、ハウス壁面等に鉛遮へいの設置。
- ・無線式APDにて作業員の被ばく線量の監視。
- ・ダスト対策として、ハウス及び局所排風機の設置による飛散防止・ダストモニタにて常時ダスト濃度の監視。

○ダスト状況

作業前後にて有意な変動なし



○現在までの被ばく線量

	計画	作業全体実績 (3/22~6/5)
総人工	271人	288人
総被ばく線量	142.81人・mSv	122.88人・mSv
最大被ばく線量	10.44mSv	9.65mSv
個人日最大線量	—	2.03mSv

調査作業時 (4/6・9、5/14・15・ 20、6/5)
127人
64.79人・mSv
—
1.62mSv

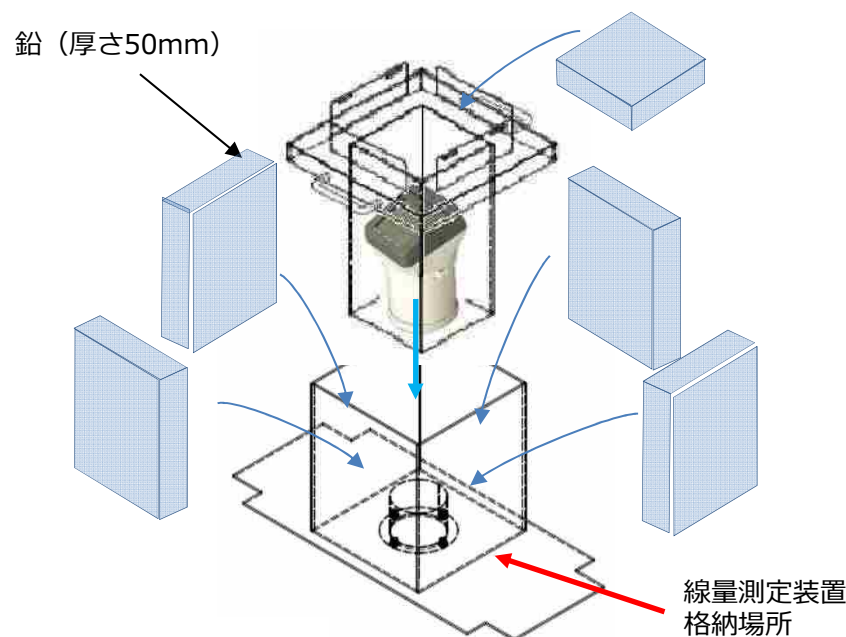
3. SGT5配管近傍線量調査について

○ 実施内容

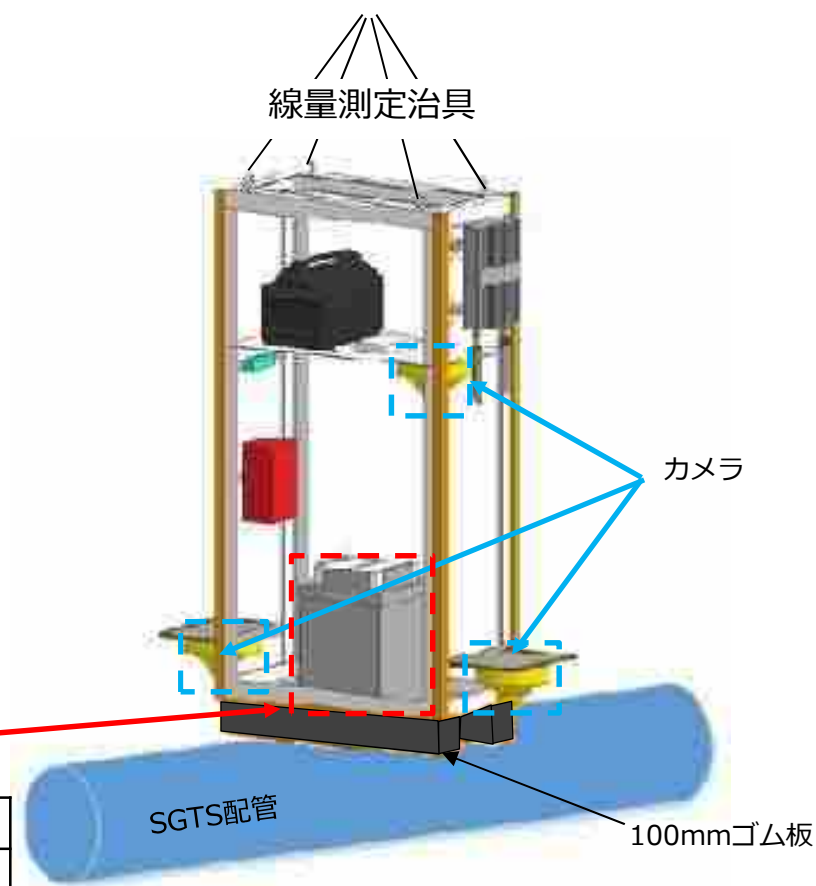
散乱線の影響低減を図るため、厚さ50mmの鉛でコリメートした線量計を線量測定治具内に装着し、750tクローラクレーンにて吊上げSGTS配管直上0.1m及び1m高さの線量調査を実施。合わせて、線量測定治具内に固定したカメラで配管外面確認を実施。

○ 実施日

5月14日（木）、5月15日（金）



線量計仕様		
品名	電離箱式サーベイメーター (ICW)	電離箱式サーベイメーター (デジタル表示) (ICS)
測定範囲	0.001～1000mSv/h	0.001～300mSv/h

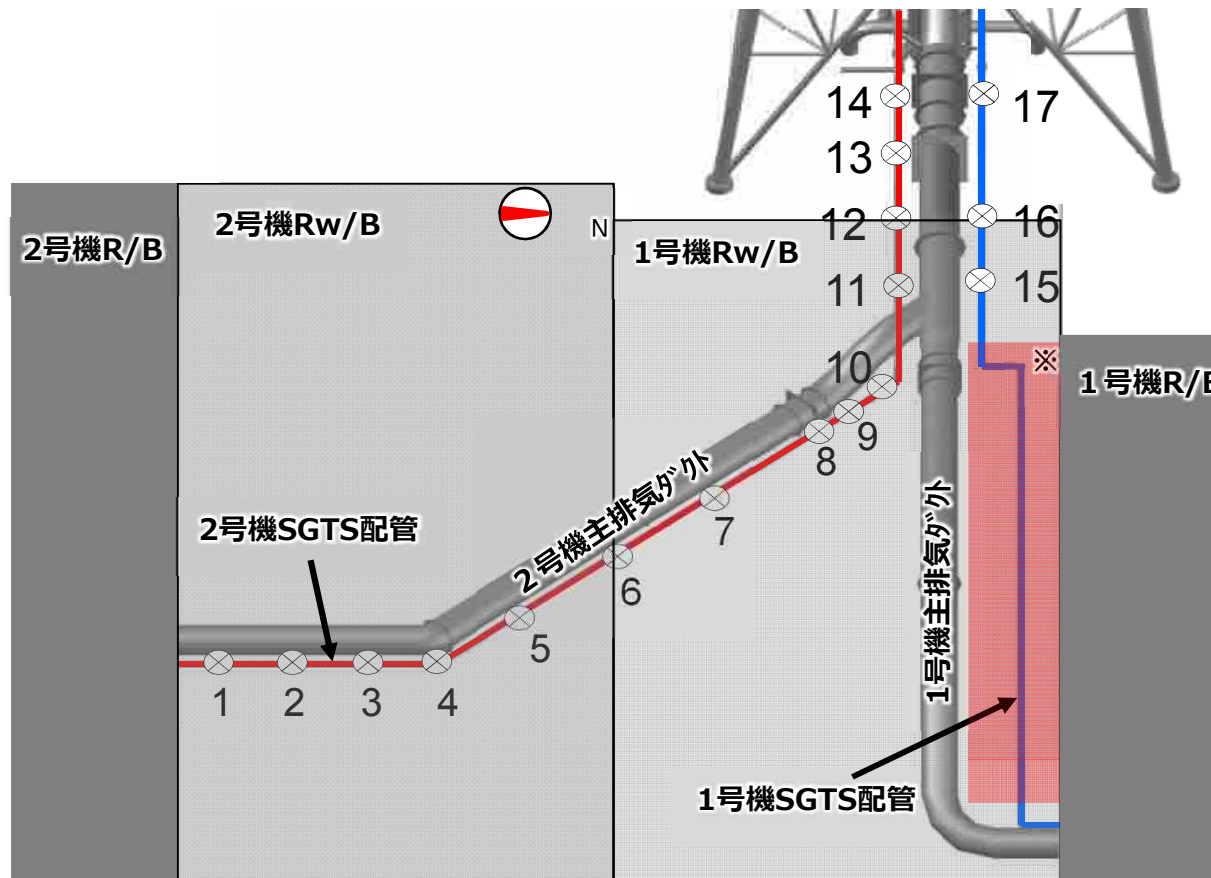


SGTS配管外面線量測定イメージ図

3. SGTS配管近傍線量調査について

(1) SGTS配管近傍線量調査結果

- ・ 1号及び2号Rw/B上部のSGTS配管近傍の放射線量を概ね3～5m間隔で測定を実施。
- ・ 測定ポイントのうち比較的高い放射線量はNo.8、No.9、No.13、No.14にみられ、最も高い値は、No.13の2号機SGTS配管表面から高さ0.1mの位置で約650mSv/hであった。



測定ポイント	SGTS配管	
	配管表面(0.1m)	配管上部(1m)
1	6.0	3.0
2	8.0	4.0
3	17.0	5.0
4	26.0	8.0
5	27.0	12.0
6	20.0	8.0
7	60.0	30.0
8	150.0	85.0
9	160.0	50.0
10	60.0	40.0
11	11.0	3.0
12	4.3	2.5
13	650.0	160.0
14	400.0	130.0
15	2.0	1.0
16	2.0	1.4
17	4.0	3.0

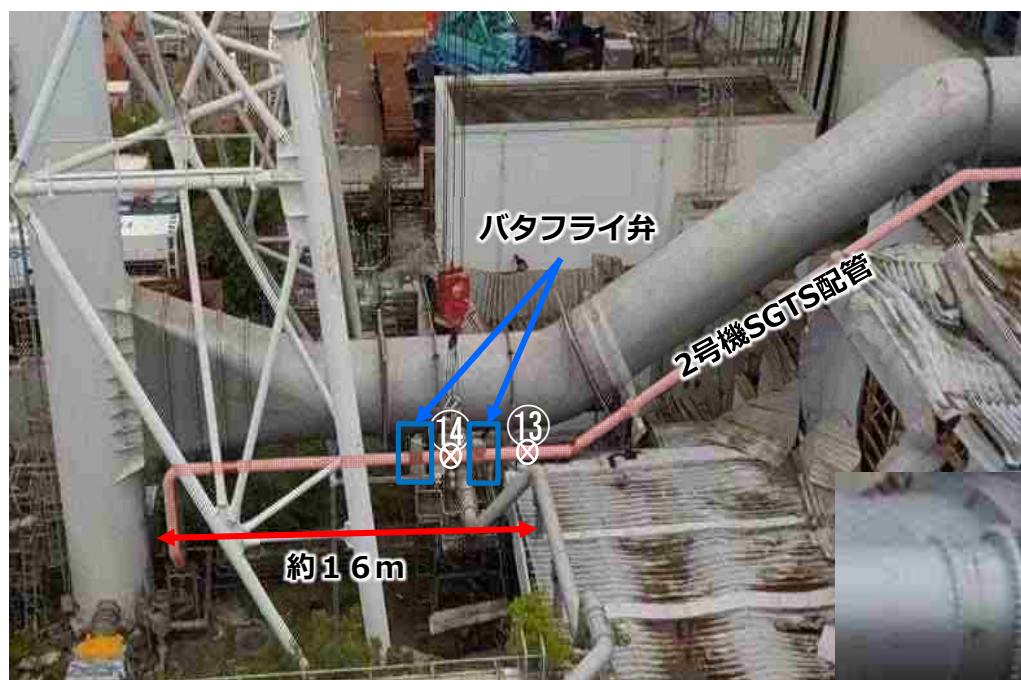
- ・ 測定ポイント1～10、13、14はICWにて測定
- ・ 測定ポイント11、12、15～17はICSにて測定
- ・ 周辺からの影響を低減するためコリメートして測定。
(測定方法はP3参照)

※ 1号機原子炉建屋カバー架構下部のため、クレーンによる線量測定不可

3. SGTS配管近傍線量調査について

(2) 高線量箇所について

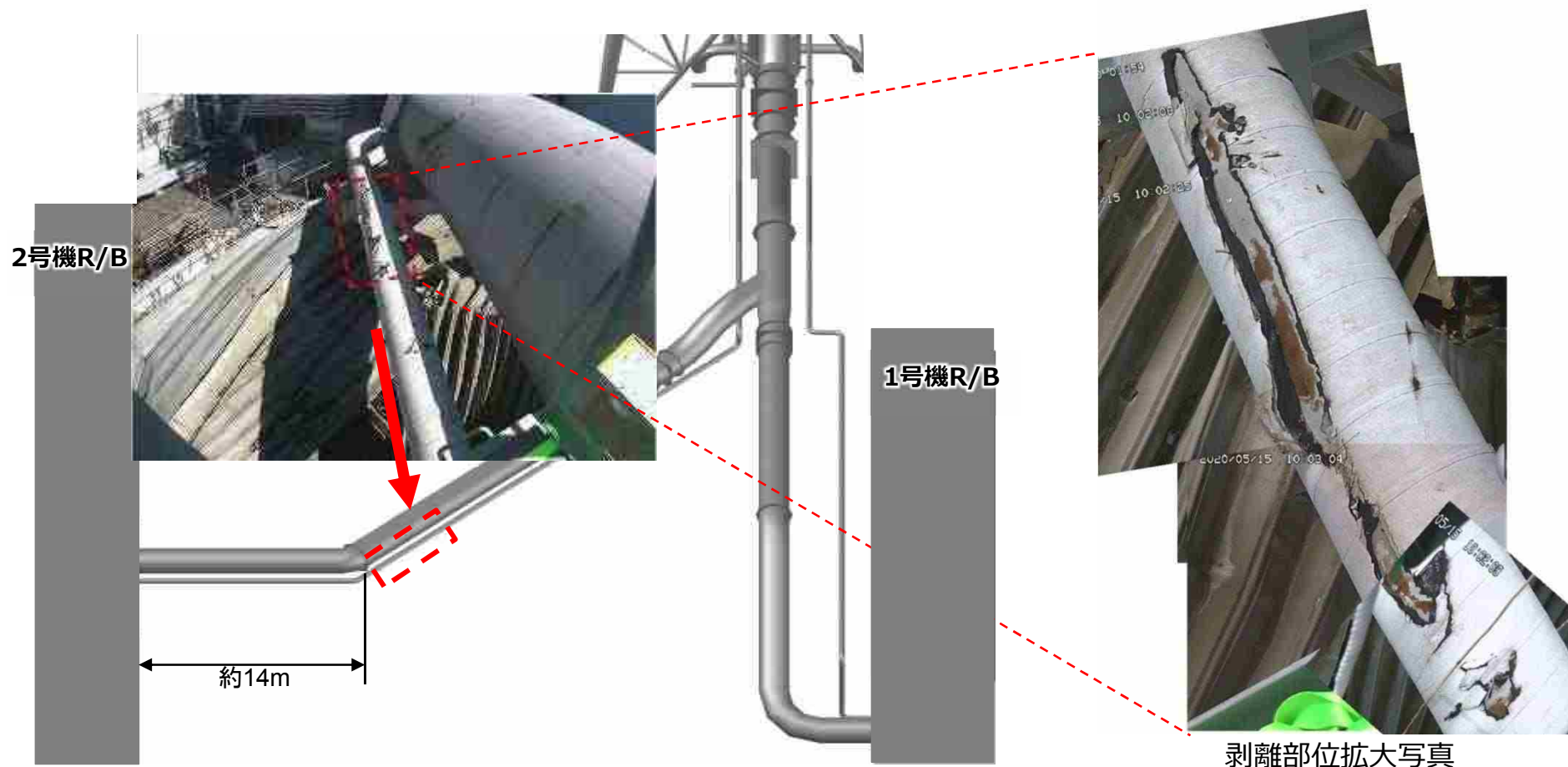
- ・ 高い放射線量が確認された、No.13(650mSv/h)及びNo.14(400mSv/h)付近にはバタフライ弁が設置されているため、放射性物質が止まりやすい環境も考えられる。
 - ・ 一方、No.8/9(⑧150mSv/h、⑨160mSv/h) に関しては水平配管部分であった。
- ※周辺からの影響を低減するためコリメートして測定。（測定方法はP3参照）



4. SGTS配管外面確認について

(1) 配管外面確認結果

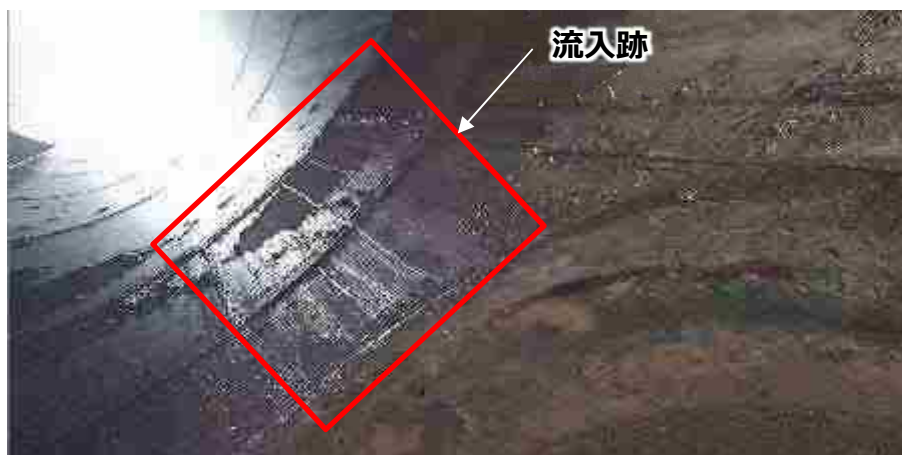
- ・線量測定を実施した範囲の配管外面の確認を実施。
- ・瓦礫の衝突が原因と思われる配管表面の防水・防食テープ剥離が確認されたが、雨水流入の原因となるような、割れ等は確認されなかった。



5. 排気筒内部調査について

(1) 内部確認結果

- ・ 配管穿孔箇所よりカメラを装着した操作ポールを排気筒内部へ挿入し、SGTS配管からの雨水流入の有無確認を実施。
- ・ 調査の結果、SGTS配管からの水の流れは確認されなかったため、流入は無いと判断。
- ・ なお、排気筒上部の雨水流入状況については、側面に雨水と思われる跡が確認された。



写真：排気筒内面状況（5/20雨天時）

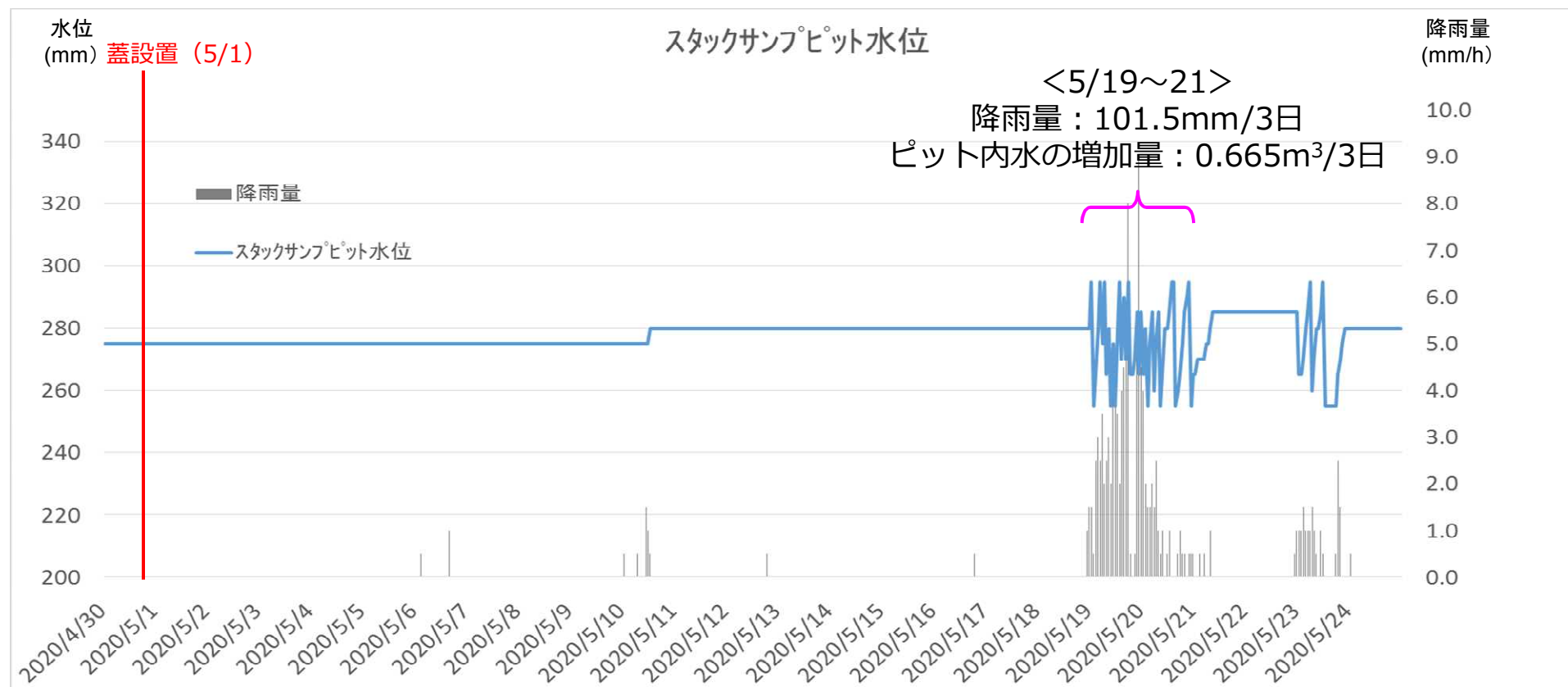


写真：SGTS配管状況（5/20雨天時）

<参考> 1 / 2号機排気筒ドレンサンプピット水位

- 1 / 2号排気筒の解体が完了し、2020年5月1日に排気筒上部に蓋を設置。排気筒上部の開口は約99%閉塞された（蓋設置前：約8m²、蓋設置後：約0.1m²※）。
- しかしながら、蓋設置後も降雨によるピット内の水位変動が確認された。5/19～21の比較的まとまった降雨（降雨量101.5mm/3日）によるピットの内水の増加量（ピット水位上昇量から試算）は0.665m³/3日であった。
- 排気筒蓋の隙間面積と降雨量から排気筒蓋隙間からの雨水流入量を試算すると、約0.01m³/3日となる。
- 排気筒上部以外からのピットへの流入経路を探るため、ピット内部の調査を6月下旬頃計画。

※蓋側面切欠部と筒身段差部が重なる部分の面積。なお、蓋上部は可能な限り止水処理しており、雨水の流入はほぼ抑制できていると想定



<参考> 1 / 2 号機排気筒ドレンサンプピット内部調査

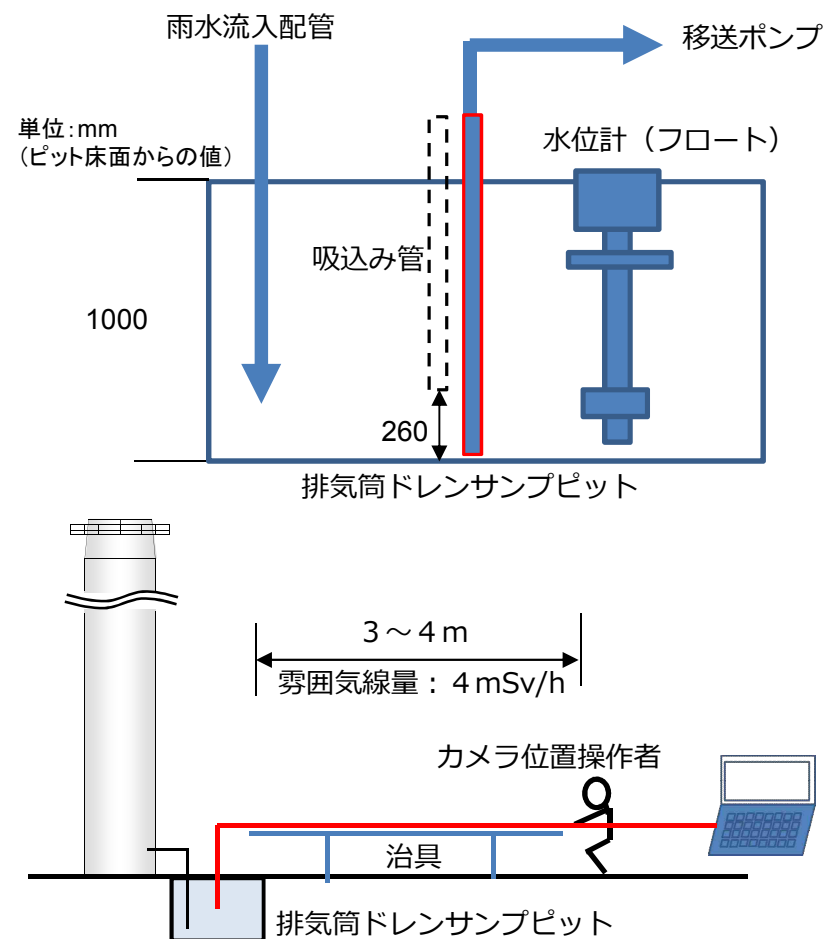
ファイバースコープカメラにより、ドレンサンプピット内部調査を行う。
(6月下旬開始予定 (実働日数: 約10日))

- ①重機（クレーン）にて雨養生カバーを取り外す。
- ②吸込み管を交換しピット底部まで水移送を行う。
- ③移送後、吸込み管を取外し、同開口部を使用し、カメラをピット内部へ投入する。
- ④ピット周囲、底部をカメラにて確認し、流出入経路の調査を行う。
- ⑤雨天時も同様に流入状況を確認する。

想定被ばく量：最大0.53mSv（カメラ位置操作者）
(総被ばく量：約13人・mSv)

※被ばく低減対策

- ◆ピット近傍で行う吸込み管交換の作業時間を管理
(最大2分30秒/人)
- ◆カメラ位置操作者の作業時間を管理 (最大8分/人)
- ◆カメラ操作は治具を用いてピットから距離を確保する。



5. 排気筒内部調査について

(2) 線量測定結果

- 配管穿孔箇所より線量計を装着した操作ポールを排気筒内部へ挿入し線量測定を実施。前回未実施の⑤⑥を測定し、最大で820mSv/hを確認。

線量計仕様	
品名	超高線量γプローブ（耐水型） (STHF-R)
線量率レンジ	1mSv/h～1000Sv/h

測定箇所	測定値 [mSv/h]	測定位置※1	
		排気筒底面から	排気筒内面から(A断面参照)
①	460	約0cm ※2	約-50cm
②	100	約55cm	約20cm
③	380	約10cm	約70cm
④	280	約25cm	約150cm
⑤	820	約50cm	約10cm
⑥	320	約25cm	約10cm

※1：測定位置は、映像を元に判断した距離

※2：2号機オフガス系配管底面からの距離

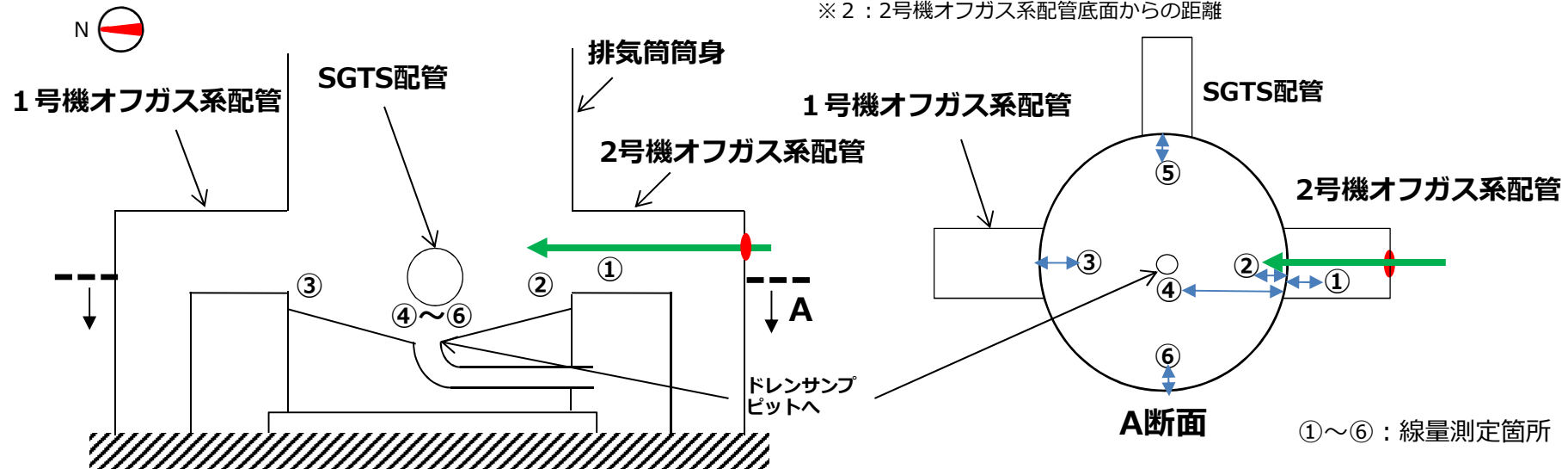
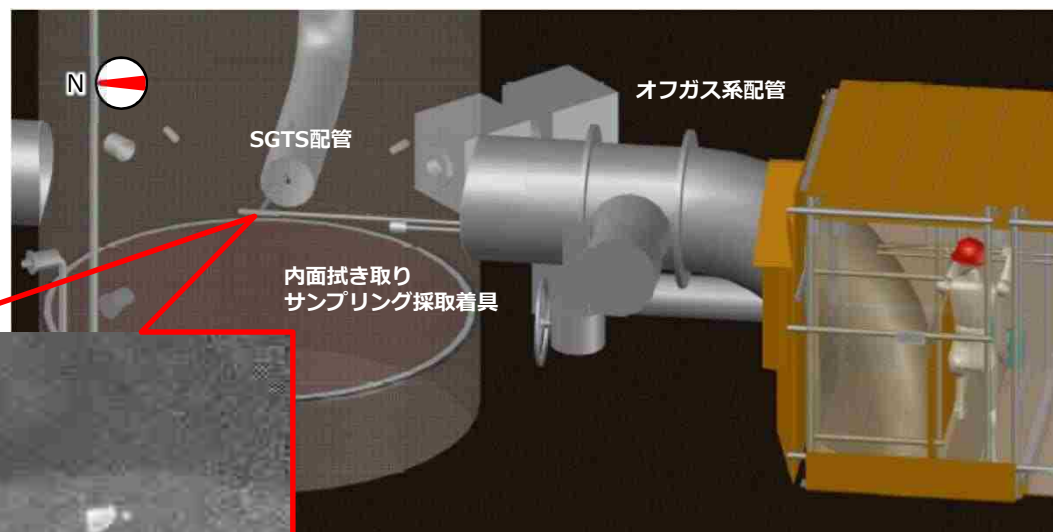


図1：1/2号機排気筒下部断面図

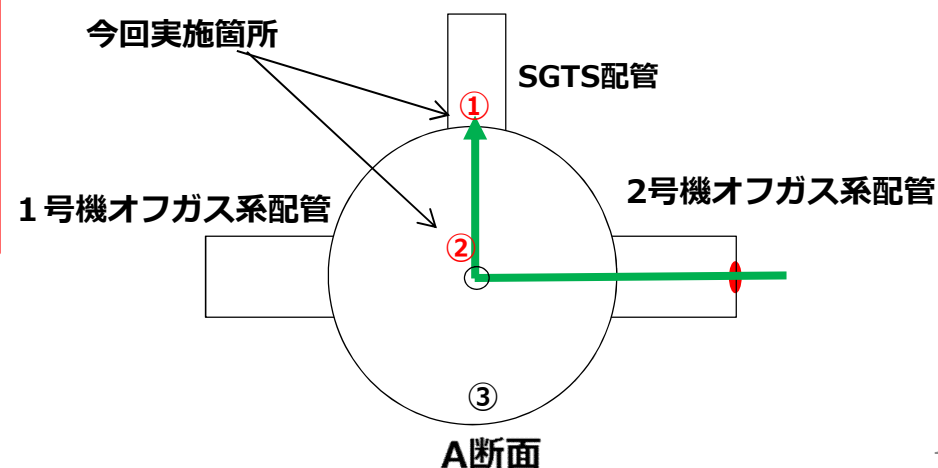
6. SGTS配管内部調査について

(1) 内面拭き取りサンプリング

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



写真：内面拭き取りサンプリング状況



7. 1/2号機SGTS配管及び排気筒内部調査結果について

○ 1/2号SGTS配管

(1)調査目的

- ・ SGTS配管の据付状態及びその近傍の放射線量を測定し、配管切断時のダスト飛散防止対策及び撤去工法の検討を行う。

(2)調査結果

- ・ 今回の調査にて、クレーンで接近できる範囲を確認し、SGTS配管近傍の線量も把握することが出来たので、遠隔による切断工法並びにダスト飛散防止対策の検討に着手する。
- ・ 1号機側のSGTS配管については、原子炉建屋カバークラウドとの干渉により一部調査が出来なかったが、引続き調査方法を検討するとともに、遠隔撤去工法の検討も合わせて行う。

○ 1/2号排気筒内部（底部）

(1)調査目的

- ・ SGTS配管内部に雨水等の流入がある場合、撤去時に流入水の対策が必要になるため、事前に雨水等の流入の有無を確認する。
- ・ 福島第一原子力発電所事故過程の解明に資する調査や、1/2号機排気筒ドレンサンプピット水が高濃度のまま継続している原因調査の観点からスミヤ等のサンプルの採取を行う。

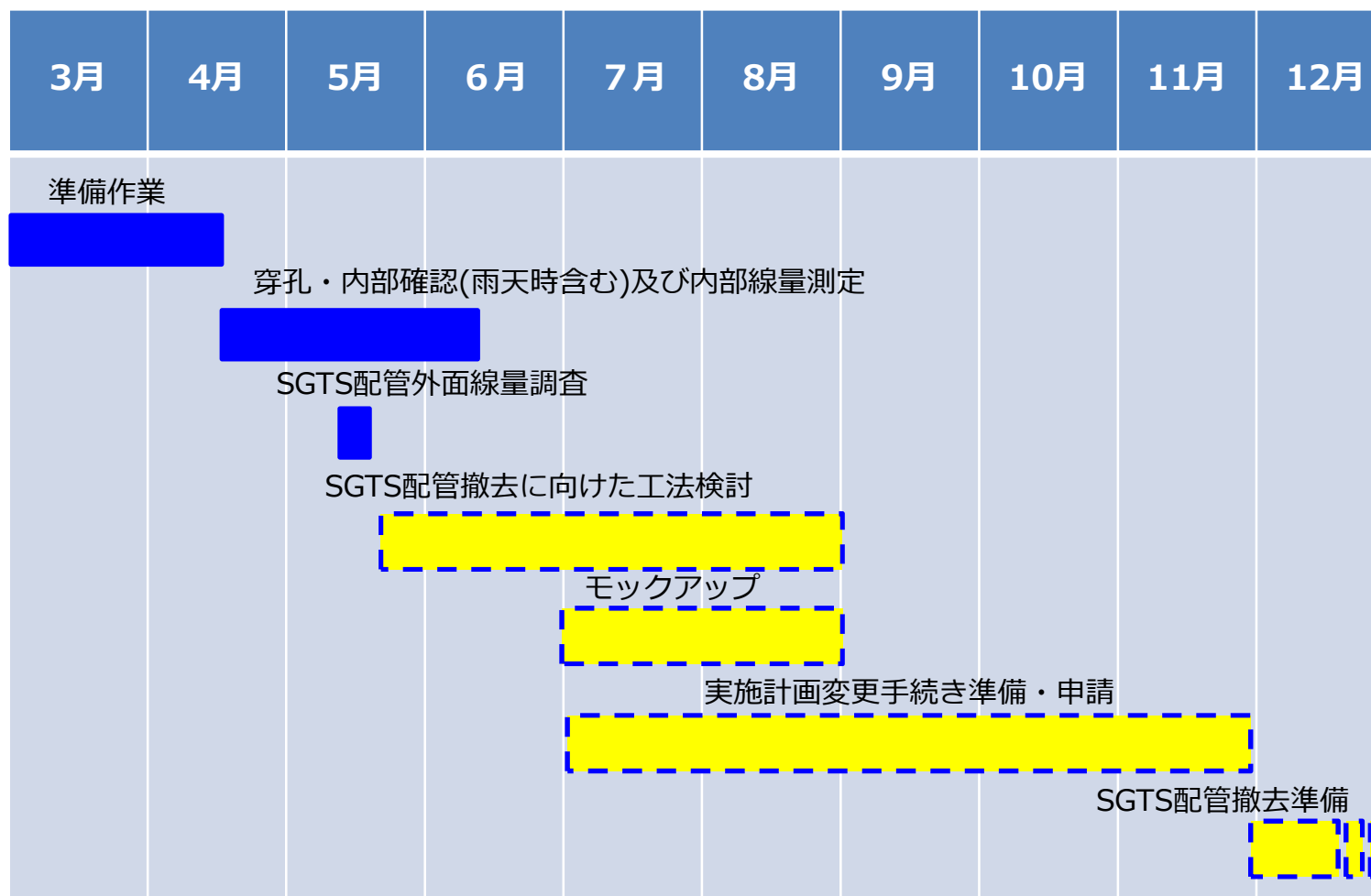
(2)調査結果

- ・ 排気筒内部確認の結果、雨天時にSGTS配管からの流入は確認されなかった。
- ・ SGTS配管内部のスミヤ採取は出来たが、ろ紙の線量が高く所外搬出も含め今後検討する。
- ・ 1/2号排気筒ドレンサンプピットについては、内部調査を計画する。

8. 今後のスケジュール

○今後の予定（日程調整中）

- ・今後、更なる追加調査も検討し、SGTS配管撤去に向けて工法検討を行う。



以下、参考資料

■ 目的

1/2号機非常用ガス処理系（以下、SGTS）配管については、以下の理由により撤去を検討中である。

- 1/2号機廃棄物処理設備建屋（以下Rw/B）雨水対策工事に干渉していること。
- 1/2号機排気筒ドレンサンプピット水の放射能濃度が高濃度のまま継続していること。
- 現場環境の改善（線量低減）を図ること。

以上のことから、1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査を行う。



SGTS配管撤去に向けた現場調査について

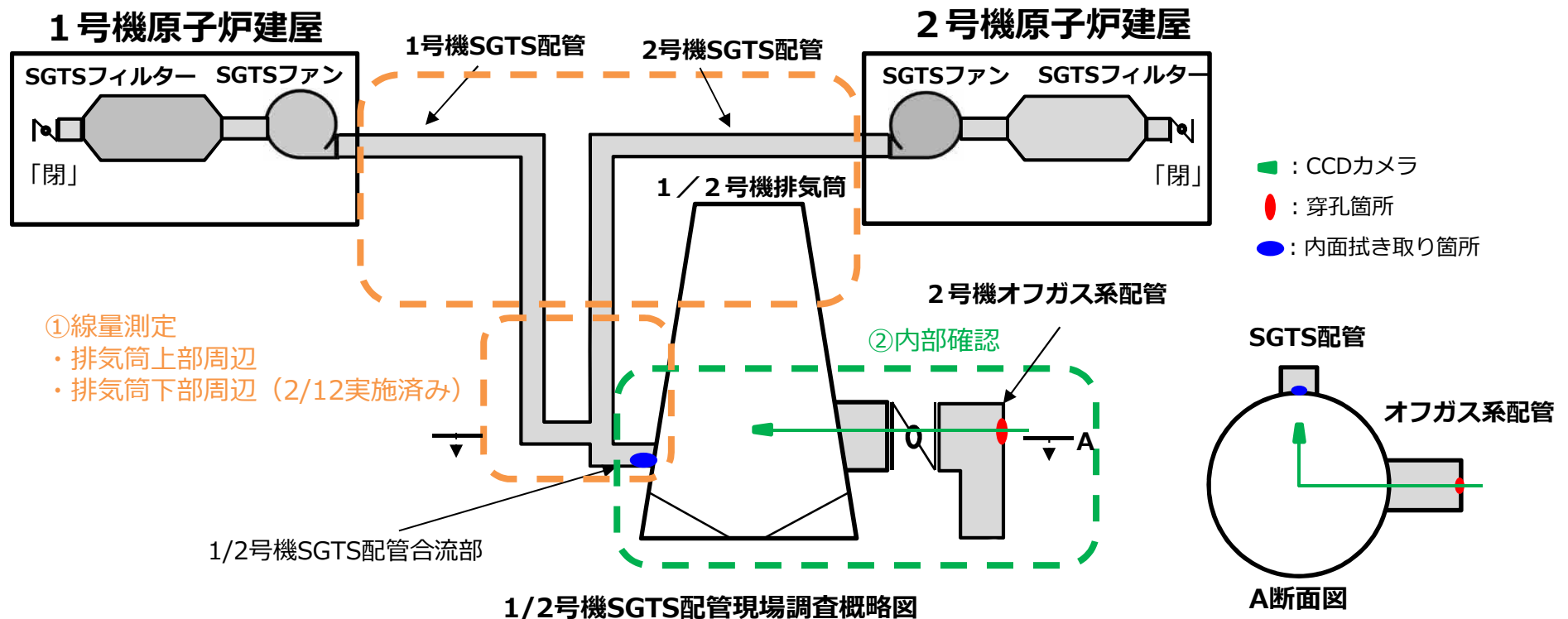
調査内容

①線量測定

- ・ SGTS配管周辺の線量測定を実施する。

②内部確認

- ・ SGTS配管内部に雨水等の流入がある場合、撤去時に雨水等の流入水の対策が必要になるため、雨水等の流入の有無を確認する。
- ・ 福島第一原子力発電所事故過程の解明に資する調査や、1/2号機排気筒ドレンサンプルピット水の放射能濃度が高濃度のまま継続している原因調査の観点から内面拭き取り等のサンプルの採取を行う。



○ 内部確認

- ・ 排気筒底部にスラッジ等の堆積物および飛散防止剤が溜まっており、排気筒サンプドレン配管は確認できなかった。
- ・ SGTS配管からの水の流入は確認されなかった。今後、雨天時に再度内部確認を実施予定。



○ 排気筒底部堆積状況

- ・ ホッパー（ろうと）部の容積は約0.7m³
- ・ 画像から堆積物は概ねホッパー全面に堆積しているが、図2に示す通り中央部が厚く外周方向に向けて薄く堆積している状況で外周部では錆びた地肌も確認できる。
- ・ 飛散防止剤はホッパー中央部の堆積物上に溜まっていることから、中央がやや沈みこんでいると考えられるため、堆積物の量は0.7m³より小さい。
- ・ 排気筒底部の堆積物は、経年的に劣化した排気筒内面のライニング片や錆、砂礫等であると考えるが、堆積した時期については排気筒設置後（約50年）のどの時期であるかは断定できない。

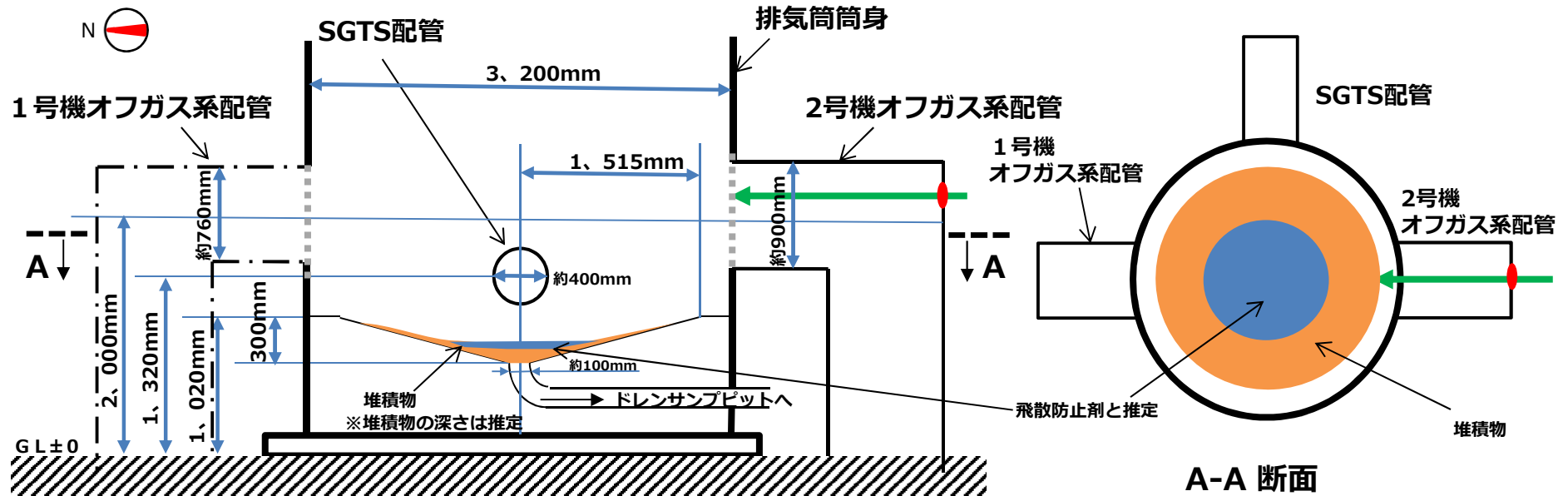


図2：1/2号機排気筒下部（堆積状況）断面図

●：穿孔箇所

1 / 2号機排気筒ドレンサンプルピット水質分析結果

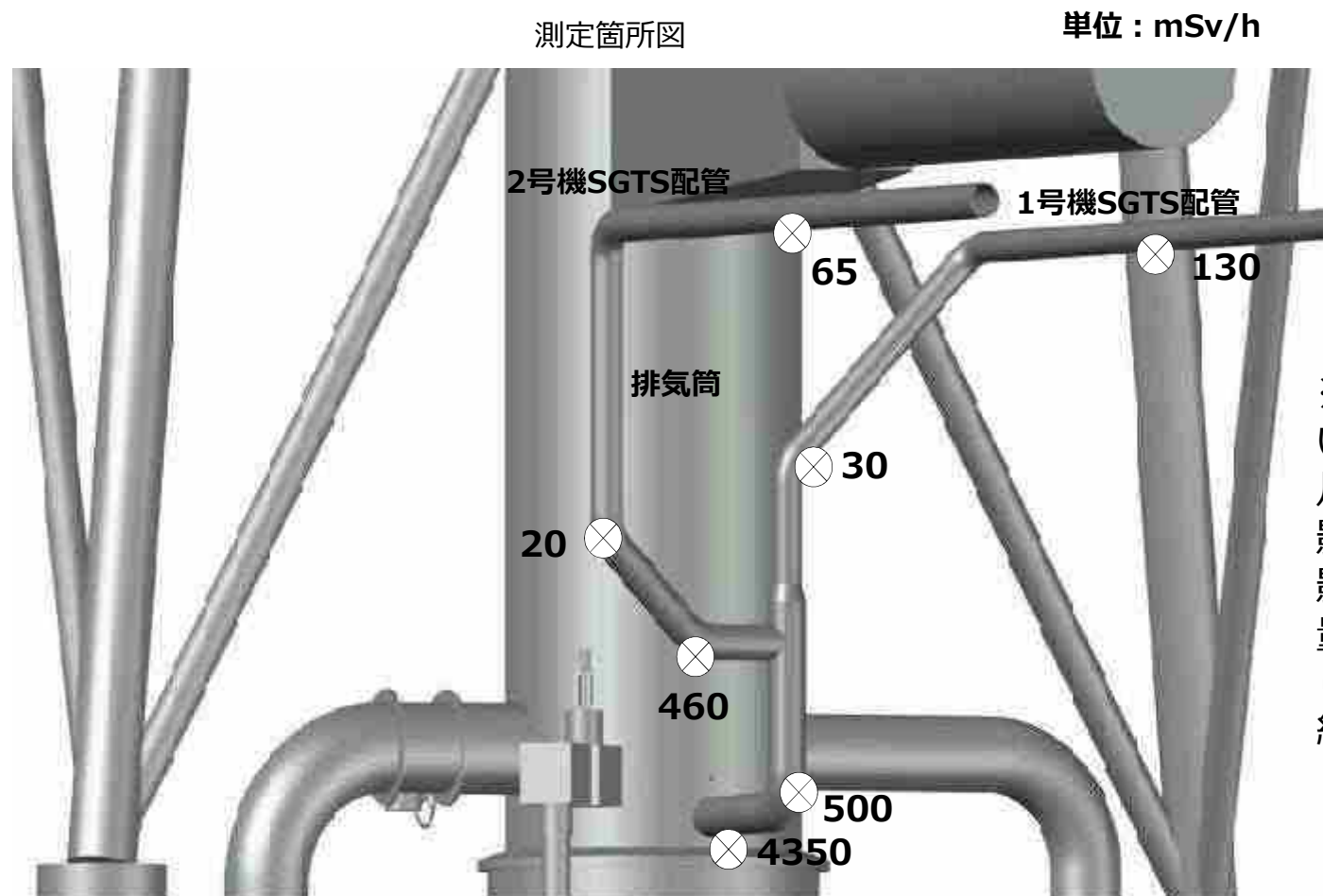
1/2号機排気筒ドレンサンプルピット溜まり水分析結果



採取日	全β放射能 Bq/L	Cs-134 Bq/L	Cs-137 Bq/L	Sr-90 Bq/L	H3 Bq/L
2016/9/12	5.959E+07	8.254E+06	5.190E+07	5.097E+04	1.731E+05
2016/11/28	2.601E+07	3.218E+06	2.157E+07	2.695E+04	1.054E+05
2017/3/14	2.590E+07	2.286E+06	1.683E+07	2.084E+04	3.524E+04
2017/6/19	1.818E+07	2.596E+06	2.094E+07	1.692E+04	2.757E+04
2017/9/19	2.180E+07	2.776E+06	2.375E+07	2.949E+04	4.791E+04
2017/12/6	1.477E+07	1.775E+06	1.645E+07	2.055E+04	4.140E+04
2018/3/12	1.067E+07	1.191E+06	1.159E+07	1.626E+04	2.108E+04
2018/6/12	1.748E+07	1.371E+06	1.513E+07	1.033E+04	3.260E+04
2018/9/12	3.966E+07	3.071E+06	3.566E+07	2.498E+04	3.979E+04
2018/12/14	2.612E+07	1.887E+06	2.387E+07	3.007E+04	3.745E+04
2019/3/5	2.800E+07	1.448E+06	1.978E+07	2.366E+04	3.439E+04
2019/6/11	1.975E+07	1.399E+06	2.104E+07	1.657E+04	2.762E+04
2019/9/27	2.000E+07	1.331E+06	2.118E+07	1.909E+04	4.761E+04
2019/12/23	2.016E+07	1.224E+06	2.132E+07	1.833E+04	3.645E+04
2020/3/17	3.495E+07	1.960E+06	3.749E+07	1.843E+04	2.090E+04
2020/6/1	1.632E+07	7.642E+05	1.557E+07	7.899E+03	5.530E+03

排気筒下部周辺SGTS配管の線量調査結果

2020年2月12日に実施した線量測定結果より、配管水平部が比較的高い箇所となり、最大で排気筒接続部にて約4.3Sv/hであった。



※排気筒接続部については、2013年12月にγカメラにより撮影している。その撮影結果を基に周辺線量率を点線源と仮定して評価した結果、約25Sv/hであった。