

1号機RCW系統の汚染経路推定に係る検討について

※RCW：原子炉補機冷却系

2024年2月16日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. これまでの当社の見解および現状の認識

- 1号機RCW系統の汚染に対するこれまでの当社の見解
 - RCW系統の汚染原因として、RPVペデスタルへ落下した熔融燃料により、ペデスタル内側にある機器ドレンサンプを冷却するRCW配管が損傷し、放射性物質が系統内に移行した可能性が高いと推定（“福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心状態について”；2011年）
 - RCW系統の主な汚染経路として、PCV圧力上昇に伴いサージタンク側に移行した放射性物質が、PCV圧力低下に伴いRCW熱交換器（以下、「RCW-Hx」という）側にも移行したと推定し、サージタンクやRCW-Hx付近で高線量率が観測された事実との整合を確認（“未説明問題に関する検討”添付資料1-9；第4回進捗報告；2015年）

■ 現状の認識

- RCW-Hx(C)のサンプリング作業や現場調査（NRAによる調査を含む）において確認された新たな観測事実・論点等※について、PCV圧力変化に伴うサージタンク側からの放射性物質の移行のみでは説明できない点が確認されている



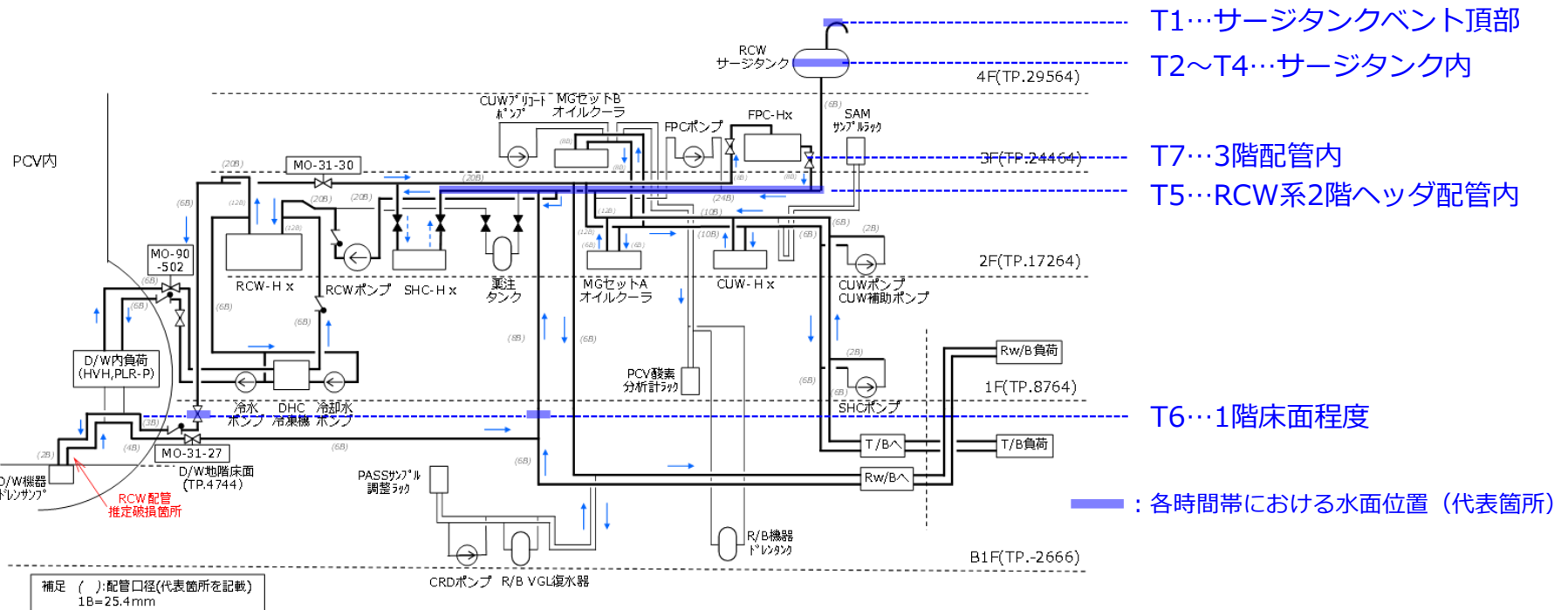
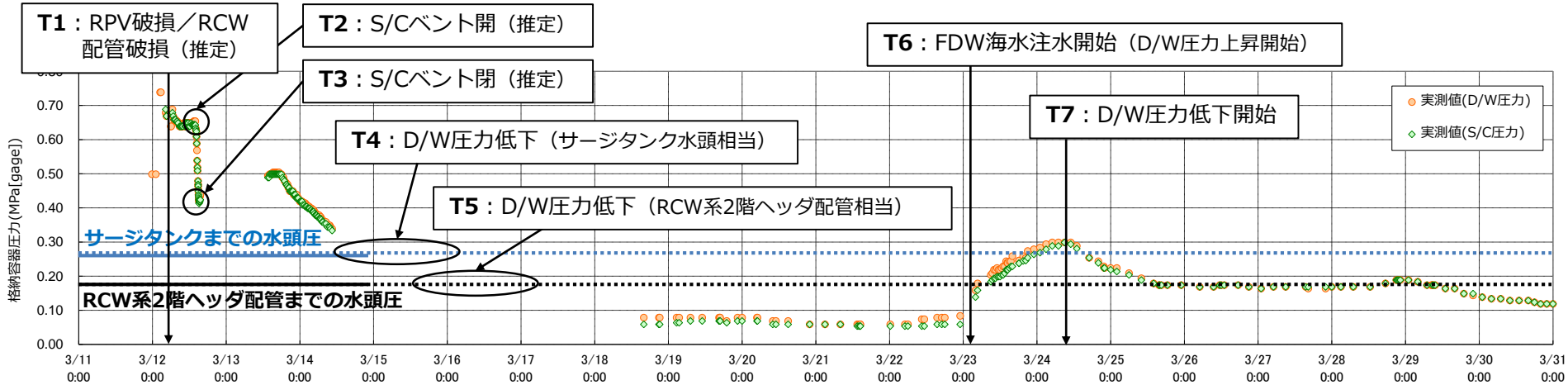
新たな観測事実等と整合するような汚染経路を改めて整理・検討することが必要

※新たな観測事実・論点等

- サージタンク側からRCW-Hxへ移行する水量とRCW-Hxの汚染（線量率）との整合性
- RCW-Hx入口ヘッダ配管内滞留ガスの組成（窒素割合が最大約10%（推定）；大気より低濃度）との整合性
- PCV圧力の変化とRCW系統内への放射性物質の移行挙動（サイフォンブレイク等を含む）との整合性
- サージタンク側からの移行以外に考えられる移行経路（逆止弁からのリークの可能性等）

2. 検討結果 (RCW系統内汚染経路／汚染拡大メカニズム) (1/8) TEPCO

- 各機器が正常に動作した場合のPCV圧力・RCW系統内の水頭圧・大気圧の力学的なバランスによる液相および気相の流れについて、主だった時間帯を対象に模式的に整理



2. 検討結果 (RCW系統内汚染経路／汚染拡大メカニズム) (2/8) TEPCO

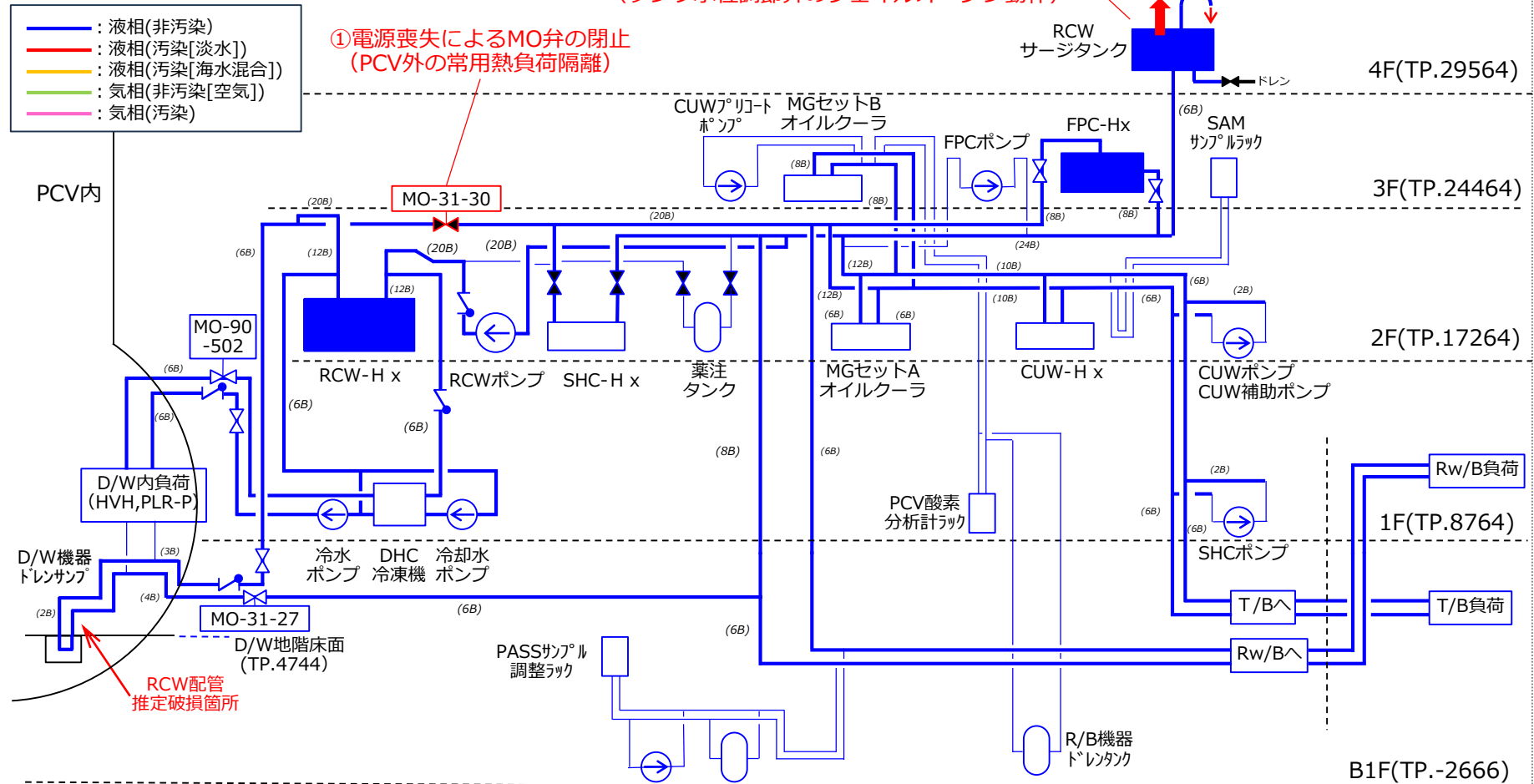
■ RPV破損／RCW配管破損以前 (T1以前)

- D/W内のRCW配管の損傷以前、系統は満水状態であり全体的な流れもない (通常の運転状態からの変化は【下図①、②】)
- RPV破損後、溶融燃料の落下によりRCW配管が破損したものと考えられる

D/W圧力
(水頭換算)
↑ T1
↓

②ろ過水供給によるサージタンク水位上昇と流出
(タンク水位調節弁のフェイルオープン動作)

①電源喪失によるMO弁の閉止
(PCV外の常用熱負荷隔離)



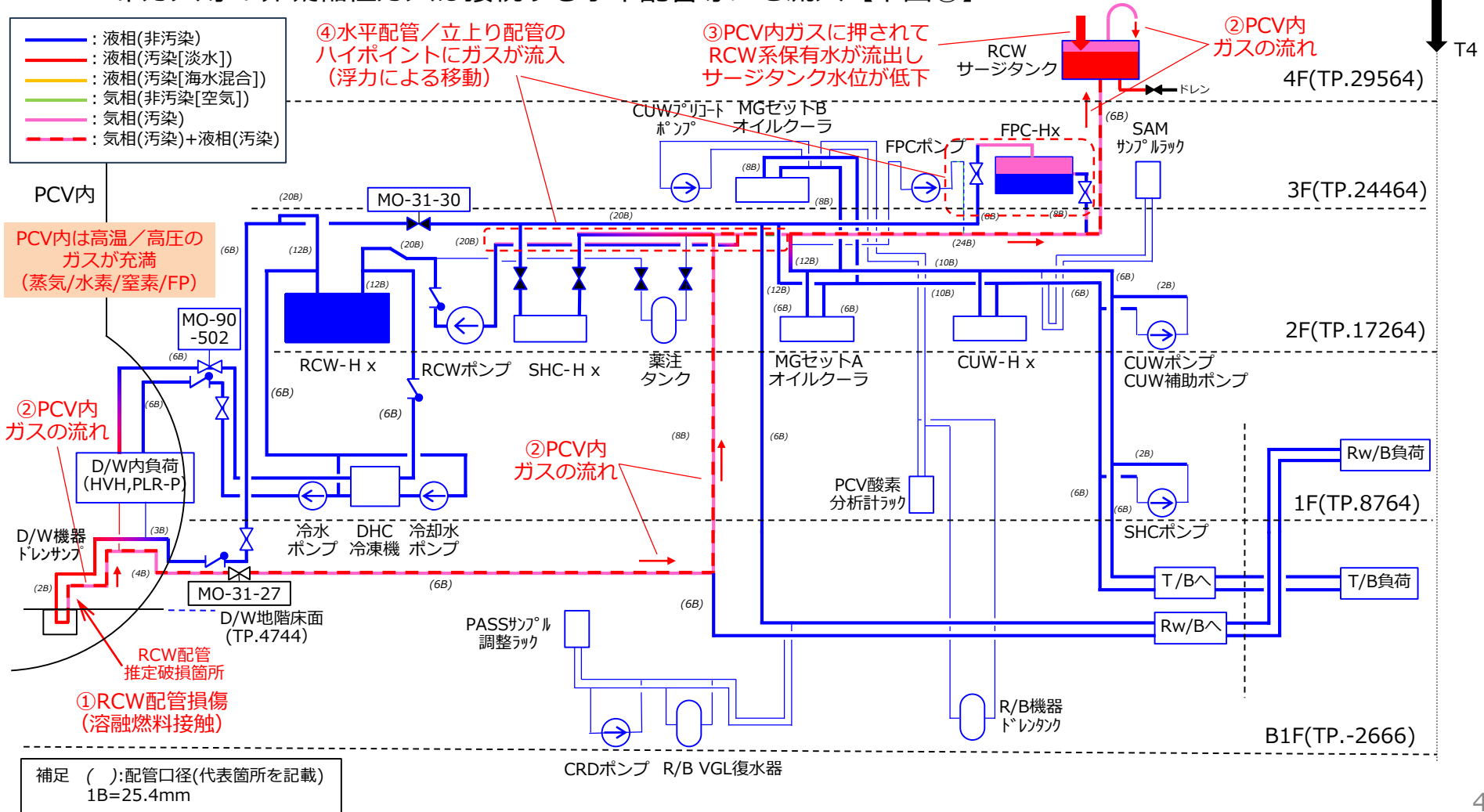
2. 検討結果 (RCW系統内汚染経路／汚染拡大メカニズム) (3/8) TEPCO

■ RCW配管破損～D/W圧力低下 (サージタンク水頭相当) (T1～T4)

- PCV内のガス (蒸気、水素等) がRCW系統に流入し、サージタンクベントから流出【下図②】
- PCV内のガスが流れた範囲は、蒸気凝縮とともにセシウム等の放射性核種が保有水に溶け込むことで高汚染となった
- 希ガス等の非凝縮性ガスは接続する水平配管等にも流入【下図④】

D/W圧力
(水頭換算)

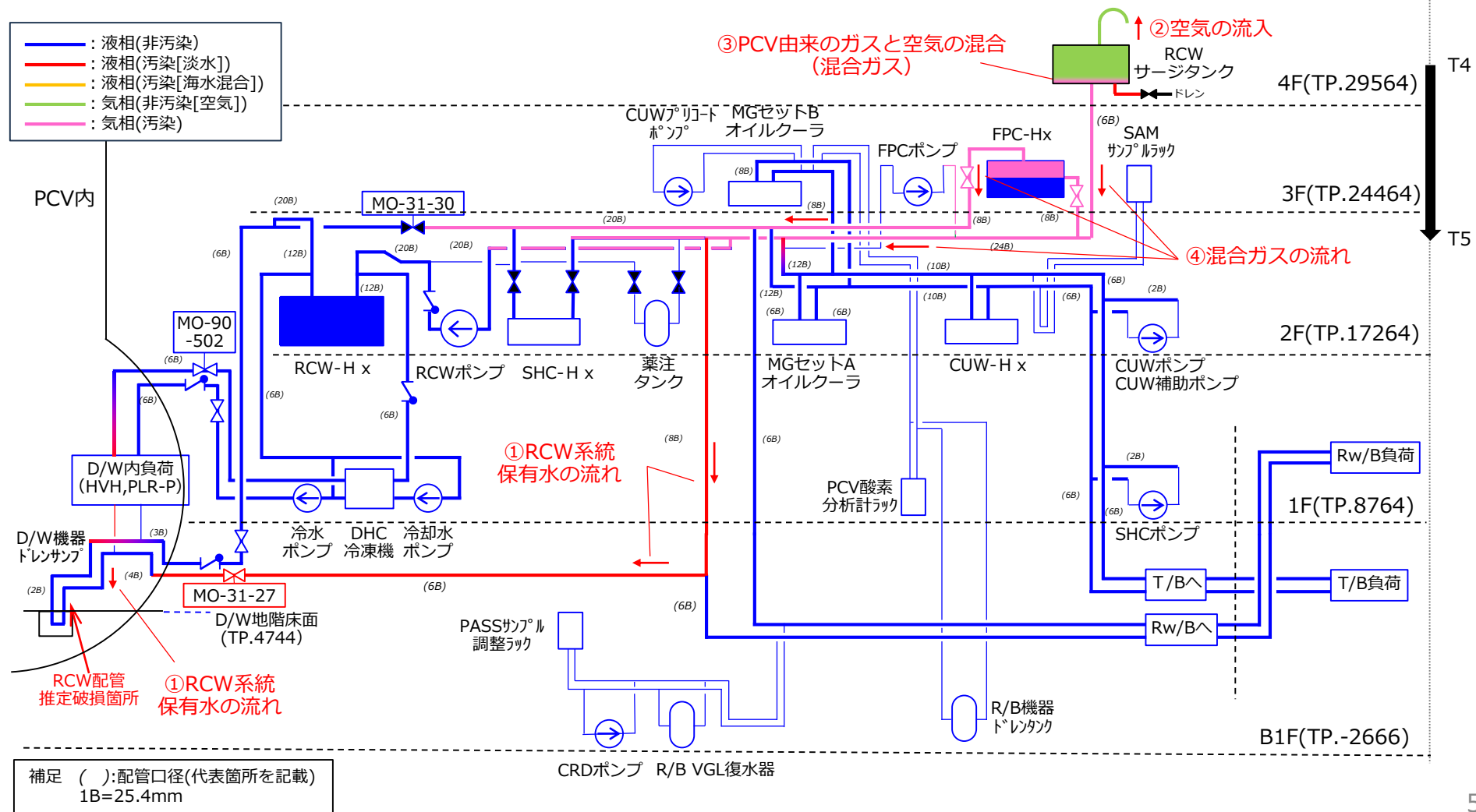
T1
T4



2. 検討結果 (RCW系統内汚染経路/汚染拡大メカニズム) (4/8) TEPCO

- D/W圧力低下 (サージタンク水頭相当~RCW系2階ヘッダ配管相当) (T4~T5)
 - RCW系統内へのPCV内ガスの流入が停止し、逆にRCW系統保有水のPCV側への流出が発生【下図①】
 - RCW系内の水落ちによる気相増加分に相当する空気がサージタンクより流入【下図②】
 - 流入した空気は、RCW系内のPCV由来のガスと混合し系統内に広がる【下図③,④】

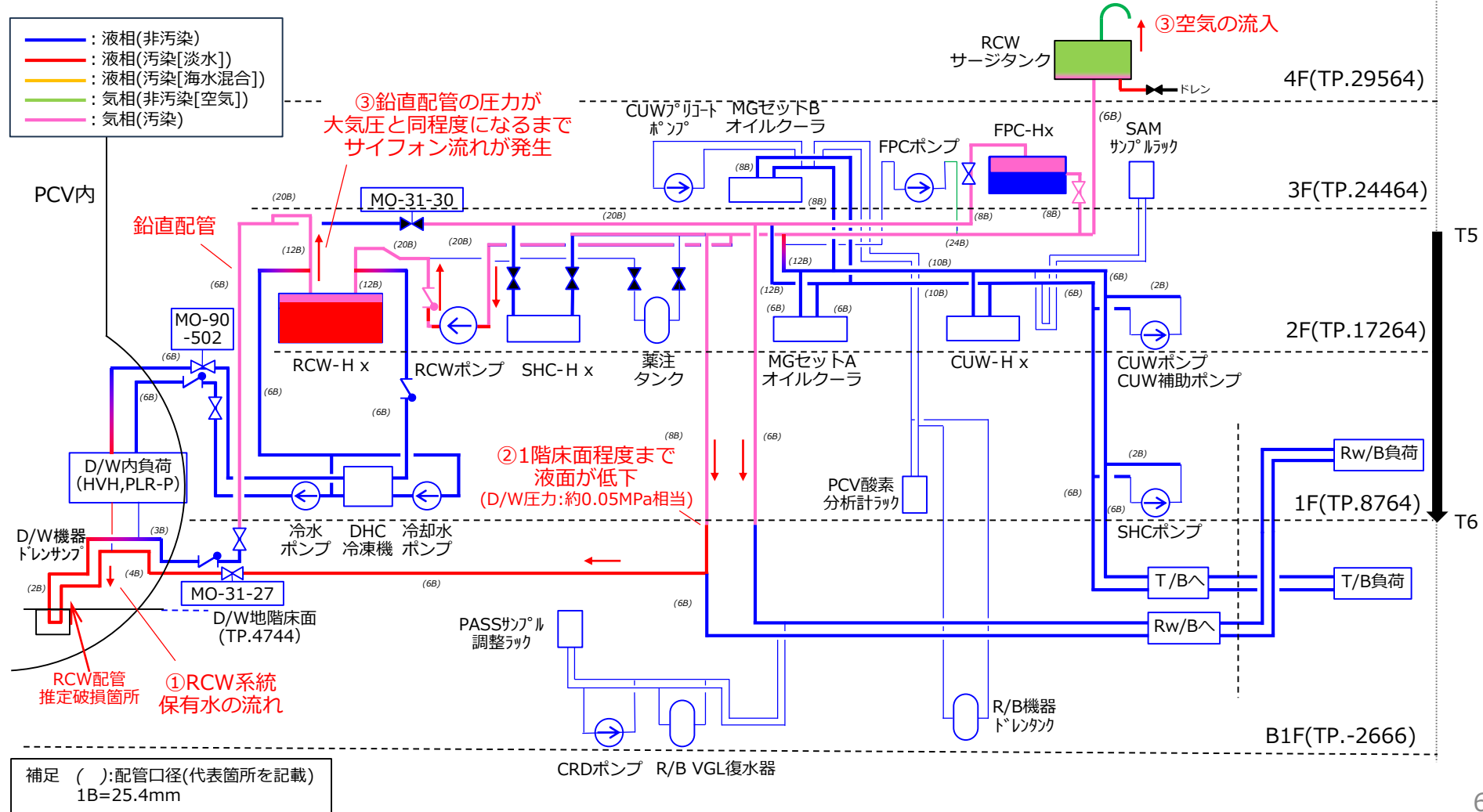
D/W圧力
(水頭換算)



2. 検討結果 (RCW系統内汚染経路／汚染拡大メカニズム) (5/8) TEPCO

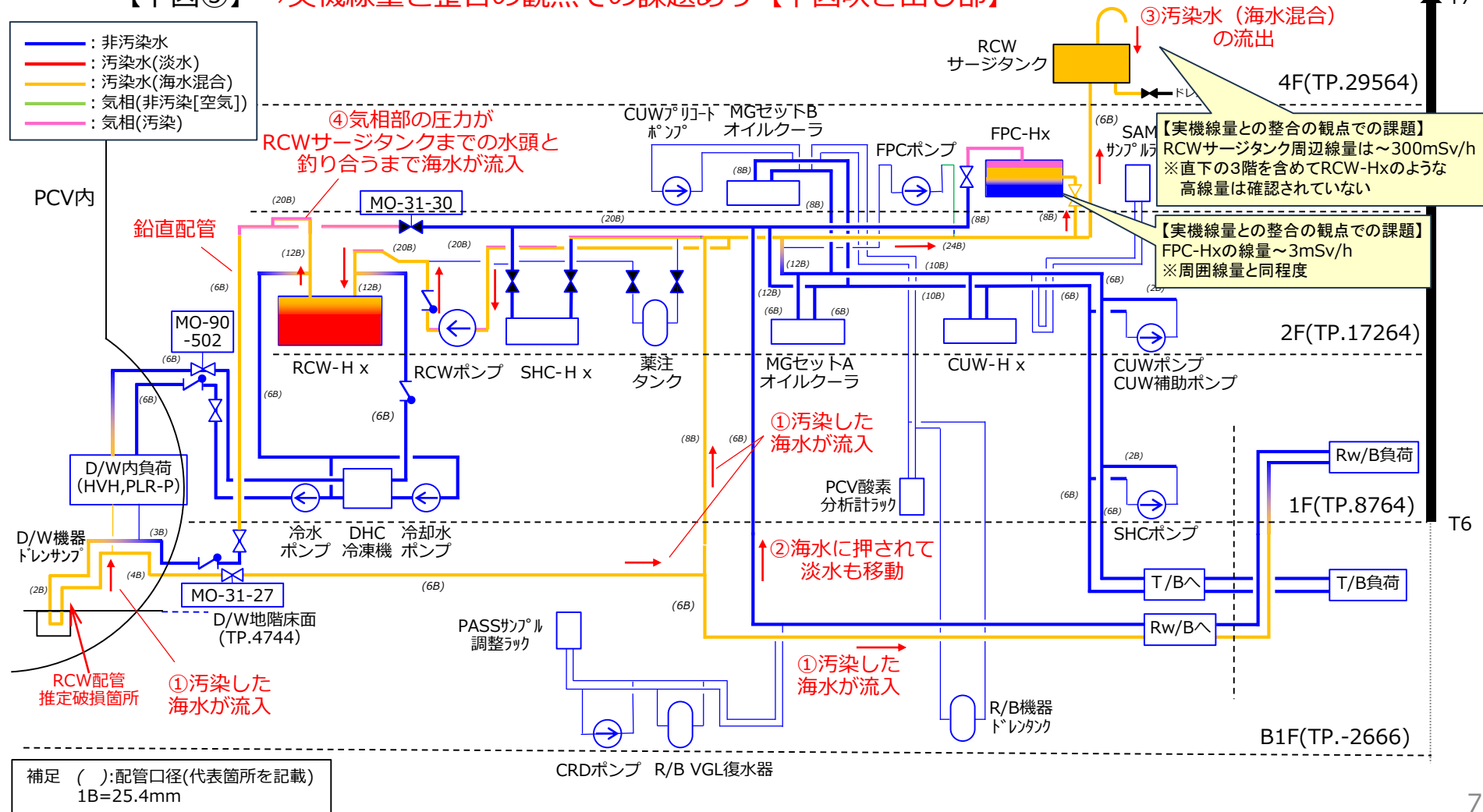
- D/W圧力低下 (RCW系2階ヘッダ配管相当以下) (T5~T6)
 - D/W圧力の低下とともにRCW系配管内の液面も低下【下図①,②】
 - RCW-Hx周りは、RCW-HxのPCV側にある鉛直配管内の圧力が大気圧と同程度になるまで、サイフォン流れが発生 [先に液体が流れ、上流の液体がなくなれば気体が流れる。
RCW系統 (2階ヘッダ配管やサージタンク) に滞留していたPCV内ガス由来の成分も移動。]

D/W圧力
(水頭換算)



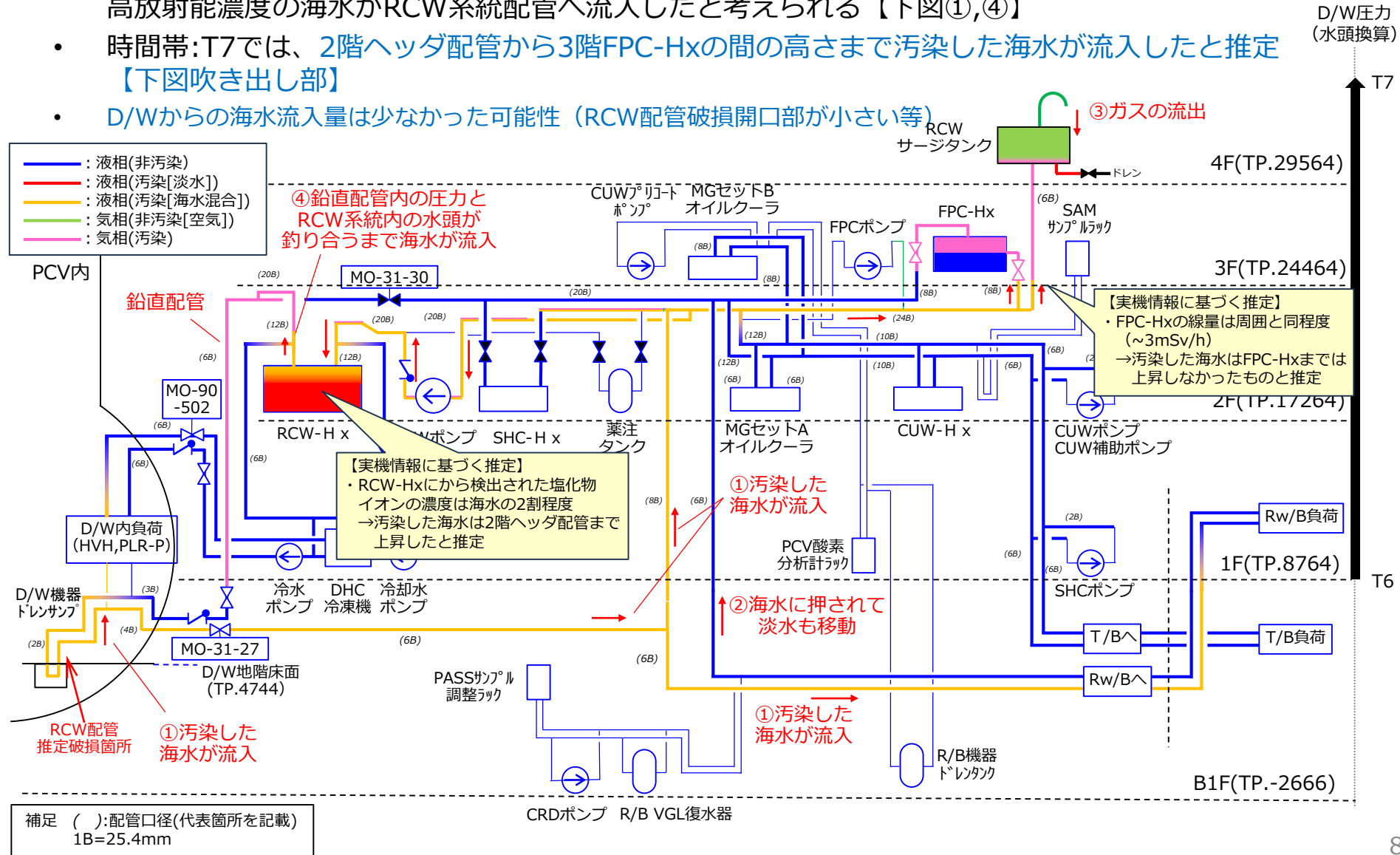
2. 検討結果 (RCW系統内汚染経路/汚染拡大メカニズム) (6/8) **TEPCO**

- FDW海水注水開始 (D/W圧力上昇開始) (T6~T7) <D/W圧力に基づく想定>
- FDWからの海水注水を開始後、D/W圧力が上昇しているため、RCW配管損傷箇所から高放射能濃度の海水がRCW系統配管へ流入したと考えられる【下図①,④】
- 時間帯:T7のD/W圧力はRCWサージタンクまでの水頭を超えるため、汚染した海水が建屋に流出【下図③】 ⇒実機線量と整合の観点での課題あり【下図吹き出し部】



2. 検討結果 (RCW系統内汚染経路/汚染拡大メカニズム) (7/8) **TEPCO**

- FDW海水注水開始 (D/W圧力上昇開始) (T6~T7) <実機線量に基づく想定>
- FDWからの海水注水を開始後、D/W圧力が上昇しているため、RCW配管損傷箇所から高放射能濃度の海水がRCW系統配管へ流入したと考えられる【下図①,④】
- 時間帯:T7では、2階ヘッダ配管から3階FPC-Hxの間の高さまで汚染した海水が流入したと推定【下図吹き出し部】
- D/Wからの海水流入量は少なかった可能性 (RCW配管破損開口部が小さい等)



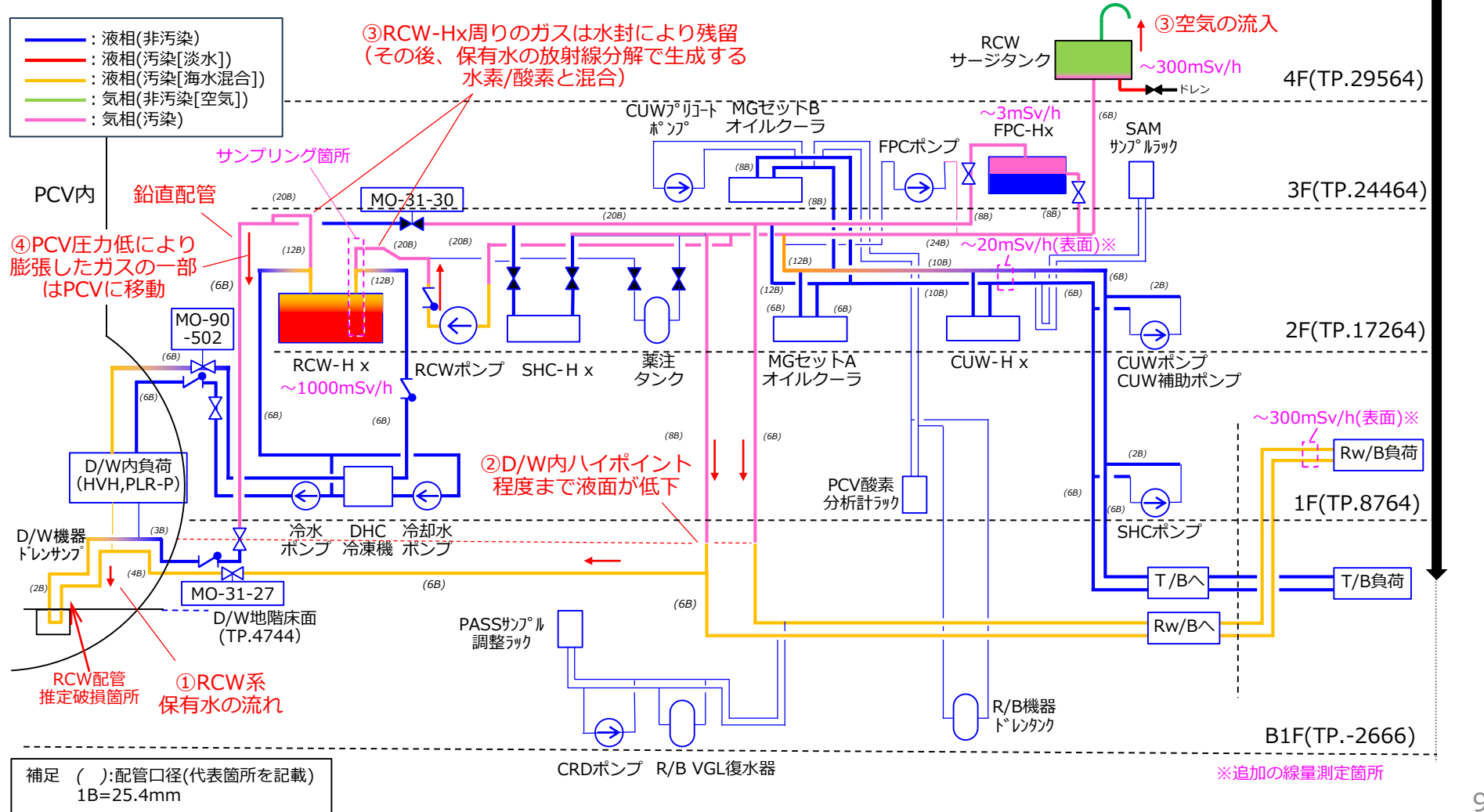
2. 検討結果 (RCW系統内汚染経路/汚染拡大メカニズム) (8/8) TEPCO

■ D/W圧力低下開始 (T7~)

- FDW注水が継続し、D/W圧力は徐々に低下し、現在まで大気圧に近い圧力で安定
- RCW系統の保有水はD/W内のRCW配管ハイポイント程度まで低下【下図①,②】
- RCW-Hx周りには水封部があり、系統内のガスは残留【下図④】 (⇒今回、サンプリング)

D/W圧力
(水頭換算)

T7



3. 検討結果（観測事実との整合性確認）（1/3）

- RCW-Hx入口ヘッダ配管内滞留ガスサンプリング結果
 - サンプリングされたガスの滞留要因について、以下の推定メカニズムと整合
 - RCW配管損傷後、PCV内のガス（水素、窒素、Kr-85含む）がRCW系統内に流入し、Hx内に到達（時間帯:T1～T5）
 - 海水注入によりHxの前後配管が水封されることにより、Hx入口ヘッダ内に残存（時間帯:T6～）
 - サンプリング結果を踏まえた定量的な考察を実施（P.18参照）
 - 全体的なガスの混合割合
 - ✓ 現状は大部分が放射線分解により発生した水素・酸素で満たされている[推定1]
 - 窒素
 - ✓ サンプリング結果は放射線分解ガスによる希釈後の数値であることから、時間帯:T5以降の流入ガスは空気が支配的であった可能性[推定2]
 - 水素・酸素
 - ✓ 推定1、2を踏まえると大きな矛盾はない
 - 希ガス
 - ✓ 空気及び放射線分解ガスにより希釈されることで、PCV内のガス濃度より低下した可能性

RCW熱交換器入口ヘッダ配管内の滞留ガス分析結果（第36回検討会資料2より抜粋）

試料	分析項目	分析結果	補足
RCW熱交換器 入口ヘッダ配管 内の滞留ガス	水素	約72.0%	左記以外のガス 約10%分相当に ついては分析を 実施していない
	硫化水素	約27.9ppm	
	酸素	約17.6%	
	Kr-85	約4Bq/cm ³	

3. 検討結果（観測事実との整合性確認）（2/3）

■ RCW-Hx(C)内包水サンプリング結果

- サンプリングの結果、海水由来と考えられる塩化物イオン濃度は海水の約2割程度
- FDW注水開始以降（時間帯:T6～）に注水（海水）がRCW-Hxに流入し、Hx内保有水と混合して希釈されたという推定メカニズムと整合
- サンプリング結果と推定メカニズムの比較のため、RCW-Hxに流入する海水割合に着目した定量評価を実施（P.20参照）
 - RCW-Hxの2割程度が気相となることでサンプリング結果と概ね整合

RCW-Hx(C)本体の内包水サンプリング結果（第38回検討会資料4-1より抜粋）

目的	測定項目	単位	入口配管 (2023年2月22日採取)	熱交換器－上部 (2023年6月21日採取)	熱交換器－中部 (2023年7月6日採取)	熱交換器－下部 (2023年6月29日採取)	参考:R/B3階床面雨水 (2023年4月17日)
処理作業 のため	Cs-134	Bq/L	2.85E+08	6.38E+08	5.31E+08	6.59E+08	5.46E+04
	Cs-137	Bq/L	1.34E+10	3.09E+10	2.83E+10	3.20E+10	2.70E+06
	Sr-90	Bq/L	4.29E+07	1.01E+08	8.29E+07	9.25E+07	2.43E+03
	H-3	Bq/L	2.94E+07	6.26E+07	6.37E+07	6.96E+07	1.50E+05
	全β	Bq/L	1.28E+10	2.88E+10	3.32E+10	3.40E+10	2.98E+06
	全α	Bq/L	<1.15E+04	2.14E+03	1.37E+03	1.74E+03	<1.82E+01
	pH※	—	6.2	6.2	5.9	5.9	7.6
	導電率※	μS/cm	8.8	19.0	18.0	19.0	1100
	Cl	mg/L	1800	3900	4000	3900	94
	Ca	mg/L	170	<100	<100	<100	69
	Mg	mg/L	130	200	220	200	5
	Na	mg/L	1000	2100	2200	2200	69
	SS	mg/L	<1000	<1000	<1000	<2000	340
	TOC	mg/L	<100	240	160	<100	247
	油分	mg/L	<300	<300	<300	<300	<3.0
発泡性※	—	なし	なし	なし	なし	あり	

3. 検討結果（観測事実との整合性）（3/3）

■ RCW系統の線量測定結果

- 線量率／放射能濃度の実機情報と整合を図った線量上昇／低下の推定メカニズムを下表に整理
- PCV内流体の流出経路（PCV～RCWサージタンク）から分岐するRCW-HxやRw/B 1階中央通路上部配管の線量率が高い理由は、分岐配管への汚染水流入後、水落ちや希釈が働かなかつたためと推定
- RCWサージタンク周辺やR/B 2階RCWヘッダ～RCW-Hxへの配管の線量率が比較的低い理由は、大部分の汚染水が水落ちしているためと推定（残留はRCWサージタンクのドレン配管など）

線量測定結果および放射能濃度推定を踏まえたRCW系統内の線量上昇／低下の要因

	線量率 [mSv/h]	放射能 濃度 [Bq/cm ³] (P.21,22参照)	線量上昇要因（放射性核種流入の形態）			線量低下要因	
			汚染水流入 あり	汚染水流入 なし (イオン拡散)	汚染水流入 なし (ガス流入)	水落ち	希釈
			濃度：大[*1]	濃度：中[*1]	濃度：低	濃度低下：大	濃度低下：小
R/B 2階 RCW-Hx	～1000[*3]	1.34E+07 (測定値)	○(淡水、海水) T1～T4,T6～	×	×	×	×
R/B 4階 RCWサージタンク	～300[*4]		○(淡水) T1～T4 ※PCV内流体の 流出経路	×	×	○ ※一部はドレン 配管に残留	×
Rw/B 1階 中央通路上部配管	～300[*5] (配管表面)	2.76E+07 (評価値)	○(海水) T6～	○ T1～T4	×	×	×[*2]
R/B 2階 北側上部配管	～20[*5] (配管表面)	4.61E+05 (評価値)	×	○ T1～T4,T6～	×	×	×
R/B 3階 FPC-Hx	～3[*3]		×	×	○ T1～T2	×	×

[*1] 配管保有水の放射能濃度評価結果は、汚染水流入と比較してイオン拡散による汚染が相対的に小さいことを示している。

[*2] 配管ルート上は当該配管とPCVの間には水落ちする箇所がなく、配管満水であれば現状のPCV保有水とのイオン拡散による希釈が働く。

しかし、今回の濃度評価結果から高濃度の保有水が滞留していると考えられることから、配管ハイポイントに放射線分解による水素等が滞留し、PCVとのイオン拡散が働かない状態にあると推定。

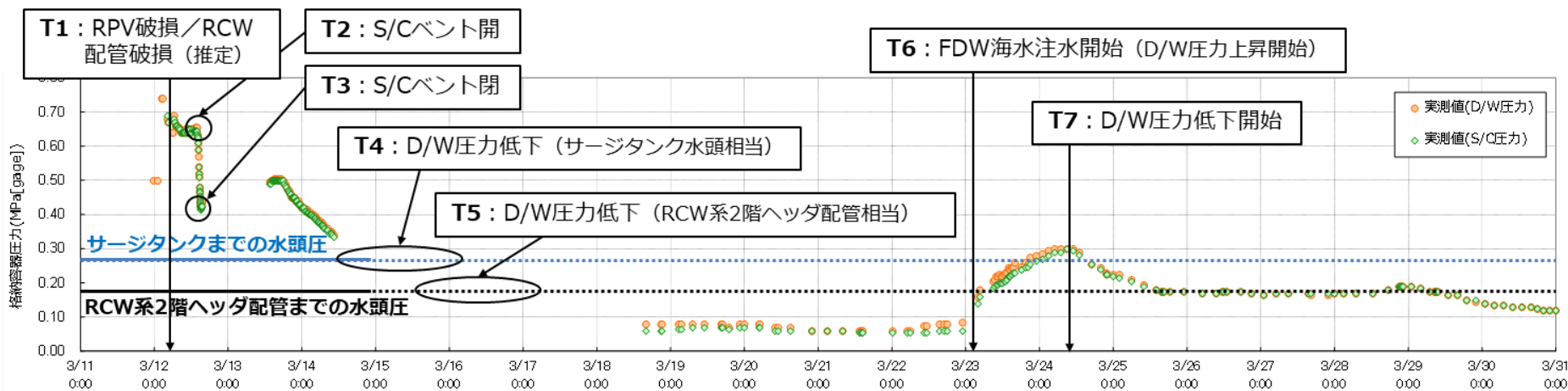
[*3]線量測定時期：2011年4月～2014年2月

[*4]線量測定日：2023年4月13日

[*5]線量測定日：2023年12月26日

■ 1号機RCW系統の汚染について、PCV圧力の時間変化・水頭・大気圧および注水履歴を考慮した汚染経路を推定

- RCW系系統の保有水が一度水落ち（T4～T6）した後に、FDW系からの海水注水が始まる（T6以降）したことにより、高濃度の汚染水がRCW系の広い範囲に拡大したものと推定



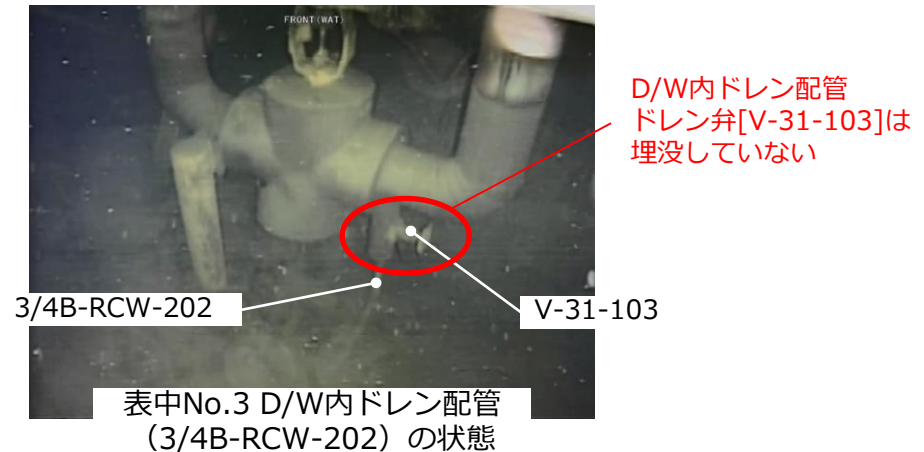
■ 推定した汚染拡大メカニズムについて、観測事実との整合を確認

観測方法	観測事実	対応するメカニズム	備考
RCW-Hx入口ヘッダ配管内滞留ガスサンプリング	希ガス(Kr-85)検出 水素検出(約72.0%) 酸素検出(約17.6%) 窒素濃度低(最大約10%(推定))	PCV由来のガスの流入(T5～T6) 系統内のガスの滞留(T7～) 放射線分解による水素・酸素生成(T7～)	参考資料(P.18)
RCW-Hx(C)内包水サンプリング	海水成分(塩化物イオン)の検出	RCW-Hxへの海水流入(T6～T7)	参考資料(P.19,20)
RCW系統の線量測定	高線量(RCW-Hx,Rw/B 1階配管)	当該部への高汚染海水の流入(T6～T7)	
	低線量(FPC-Hx)	当該部への高汚染海水の流入が無かった(T6～T7)	実機線量と整合するように海水流入高さを仮定

(参考) RCW損傷箇所の想定

- PCV内にはRCW配管が数多く敷設されており、低い箇所に敷設された配管には溶融燃料による損傷の可能性がある。
- RCW配管の損傷箇所としては、D/W機器ドレンサンプ冷却配管 [下表No.1] を主たる想定としているが、PCV内部調査にてPLRポンプ冷却配管（流量計周り） [下表No.2] も堆積物による埋没を確認。（いずれも配管径は50A）
- そのため、RCW損傷箇所としては50A配管が複数損傷するような状態も想定。

No.	RCW配管	損傷可能性 (推定)	備考
1	D/W機器ドレンサンプ冷却配管 (2B-RCW-139,140)	高	<ul style="list-style-type: none"> • ペDESTAL内サンプに敷設されており、最も損傷の可能性が高いと推定 • 格納容器内部調査画像にて、直接的な確認なし。（堆積物外では確認されておらず、埋没している可能性）
2	PLRポンプ冷却配管（流量計周り） (2B-RCW-121~124)	高	PCV内部調査画像にて、堆積物への埋没を確認
3	D/W内ドレン配管 (3/4B-RCW-202)	低	PCV内部調査画像にて、ドレン弁が埋没していないことを確認
4	その他	低	配管計画図面ではNo.3より高所に敷設



(参考) PCVからRCW配管への流量による影響

- D/W圧力が高い時間帯 (T1~T4) では、D/W内の損傷箇所からRCWサージタンクに向かっての流れが生じる。(図1)
- この際の流量の大小を起点として、RCW系統内/外の状態の変化を整理。(図2)
- PCVからRCW配管への流量と実機状態の関係を整理し、実機情報と比較により、RCW配管損傷開口部が小さい等の要因により、流量が小さかった可能性があると推定。

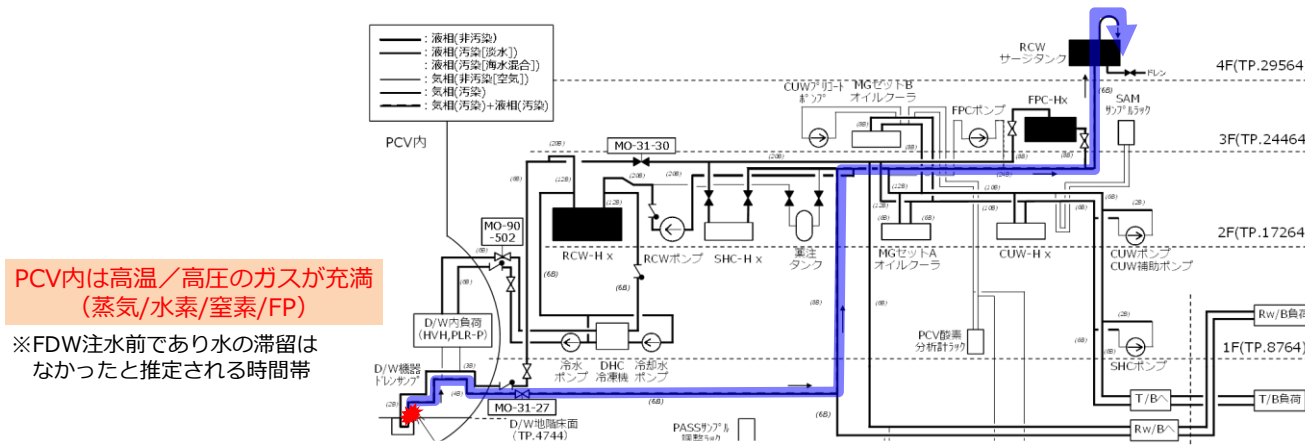


図1 PCVガスのRCW配管への流入経路 (時間帯:T1~T4)

①PCVからRCW配管への流量と実機状態の関係

※代表して流量増加の場合を記載。流量低下の場合は各変化の増減が逆となる。

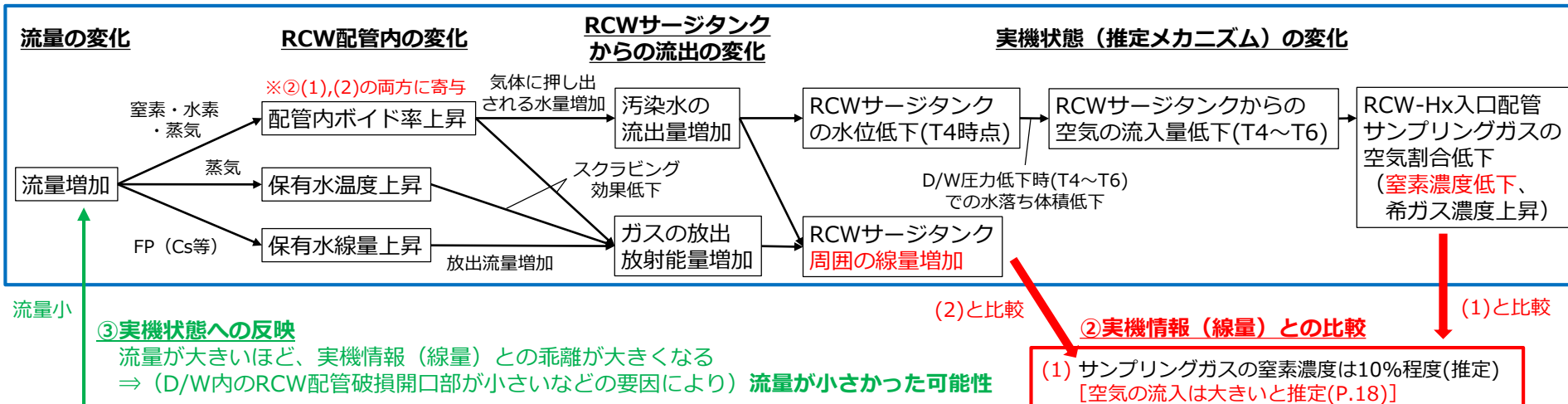


図2 RCW系統内/外の状態の変化 (時間帯:T1~T4)

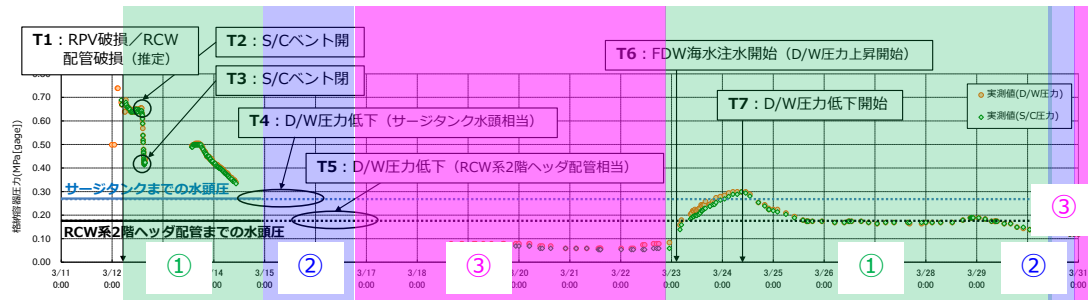
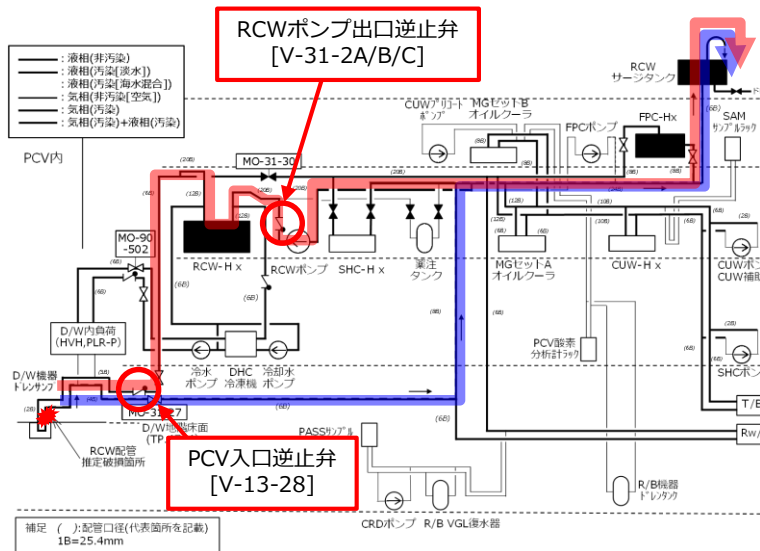
- (1) サンプリングガスの窒素濃度は10%程度(推定) [空気の流入は大きいと推定(P.18)]
- (2) RCWサージタンク周りでは、ドレン配管を除き、RCW-Hxのような高線量は確認されていない

(参考) 逆止弁のリークに関する検討 (1/2)

D/W圧力が高い状態（時間帯:T1~T4）でのPCVからRCW配管への流入経路は逆止弁のない経路（左図青）を想定しているが、逆止弁がリークしてる場合には別の経路（左図赤）が加わることになる。そのため、逆止弁のリークの可能性とリークの有無による挙動を検討。

■ 逆止弁周りの圧力状態とリークの可能性

- 一般に、逆止弁のシール性は、弁下流の圧力が高いほど向上し、弁前後の差圧が小さいときには低下する傾向となる。そのため、右図②,③の時間帯にリークまたは開する可能性が増加する。
（PCVからRCW配管への流入が大きいと考えられる時間帯は①であり、リークしにくい状態）
- また、左図赤の経路中にある2台の逆止弁のうち、RCWポンプ出口逆止弁[V-31-2A/B/C]はPCVから離れた場所にあるため、設計条件を超える環境になっていないと推定されることから、シール性の大幅な劣化の可能性は低いと考えられる。



- ① 逆止弁出口圧力大：D/W圧力が逆止弁上流の水頭より高く、逆止弁の前後差圧が大きいためリークが生じにくい状態。
- ② 逆止弁入口圧力大：逆止弁上流の水頭がD/W圧力より高く、逆止弁が開し系統保有水がD/Wに流れる状態。
- ③ 逆止弁前後差圧低：D/W圧力と逆止弁上流の水頭の差が小さく、リークが生じやすい状態。

PCVガスのRCW配管への流入経路（時間帯:T1~T4）

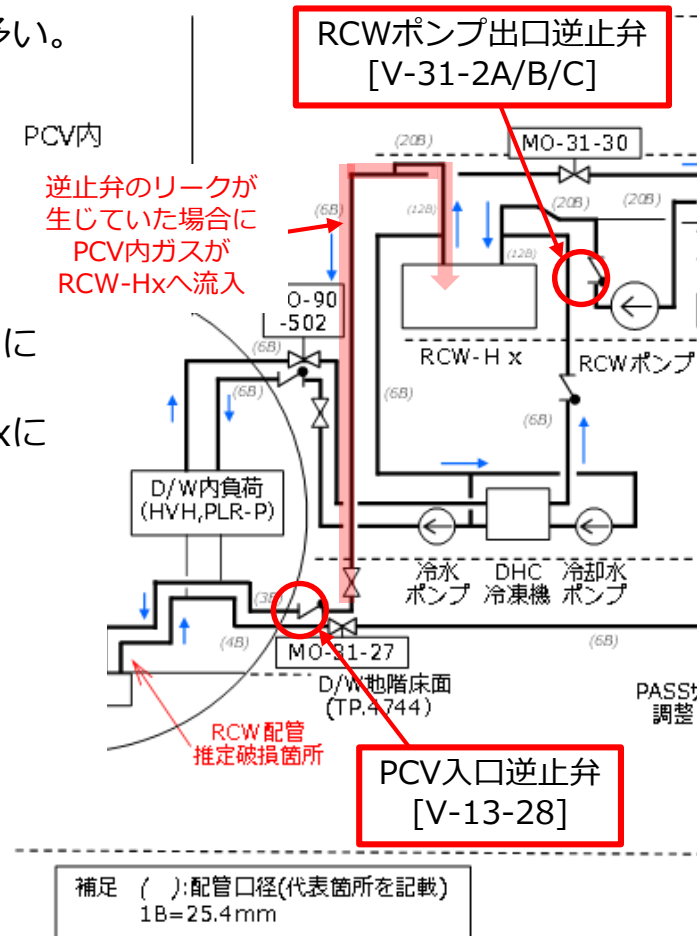
逆止弁前後差圧の変化

(参考) 逆止弁のリークに関する検討 (2/2)

- 逆止弁が所定のシール性能を有していた場合の挙動
 - D/W冷却水供給ラインに設置されたPCV入口逆止弁[V-13-28]の出荷基準は以下。
 - 弁座許容漏えい量 = 10mL/h (圧力: 1.0MPa、流体: 水)
 - 逆止弁の漏えい量が上記値である場合には、D/W内のRCW配管内保有水が逆止弁を抜けきらないため、PCV内ガスのPCV外流出にはつながらない。
 - なお、一般に出荷試験では有意な漏えいが確認されないことが多い。

- 逆止弁のリークが生じていた場合の挙動

- PCV入口逆止弁[V-13-28]とRCWポンプ出口逆止弁[V-31-2A/B/C]にシール性の大幅な劣化 (出荷基準の数10倍以上の漏えい量) が生じていた場合には、時間帯:T1~T4においてPCVからRCW-HxにPCV内ガスが流入することになる。
 - RCW-Hx周りに流入するガスの組成は時間帯によって異なる。
 - T1~T4: PCV内ガス ※逆止弁リーク時
 - T5~T6: PCV内ガス + 空気
- ⇒ガス組成に関する検討 (P.18) の結果、空気に対するPCV内ガスの割合は小さいと推定されるため、逆止弁のリークが生じた可能性は低いと推定。



- RCW-Hx入口配管のガスのサンプリング結果について、流入ガス [下表(a)~(c)] との組成・体積に着目して考察。

項目	サンプリング結果	(a)PCV内ガス ^{〔*1〕}	(b)空気	(c)放射線分解ガス
水素	約72.0%	86%	—	67%
窒素	約10.4%以下 ^{〔*2〕}	14%	79%	—
酸素	約17.6%	—	21%	33%
体積	—	約1m ³ ^{〔*3〕}		～約36m ³ ^{〔*4〕}

- 全体的なガスの混合割合 ※表中「体積」欄
RCW-Hx保有水サンプリング結果を用いた「(c)放射線分解ガス」の発生量評価から、事故直後の流入ガス[(a),(b)]は 現状は大部分が「(c)放射線分解ガス」で満たされていると推定される。〔推定1〕
- 窒素
サンプリング結果 (約10.4%以下) が放射線分解ガスによる希釈 (～10倍) 後の値であることから、時間帯:T5の流入ガス [(a),(b)] の混合比率は(b)が支配的であった可能性が考えられる。〔推定2〕
これは、D/W圧力がRCWサージタンク水頭まで低下した状態 (時間帯:T4) はRCW系統内は満水に近い状態 [「(a)PCV内ガス」の滞留は少なかった] ということになる。
- 水素・酸素
サンプリング結果と放射線分解ガスの組成には差があるが、推定1, 2を踏まえると大きな矛盾はないと考える。
酸素は溶出や酸化等による低下があった可能性も想定。
- 希ガス
「(a)PCV内ガス」に含まれる希ガスは、推定1、2のそれぞれで1桁程度の希釈がされることで、PCV内のガス濃度より2桁以上低下した可能性もある。

〔*1〕 事故解析の不確さを含む値。

「2022年11月10日 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項の調査・検討結果 ～第6回進捗報告～」より
水素発生量：約1900kg、D/W容積：3410m³ (事故前に約1気圧の窒素で充填) を使用。

〔*2〕 直接の分析値ではなく、水素・酸素を除いた分を窒素と仮定した場合の参考値

〔*3〕 RCW-Hx入口配管ヘッダ概算容積。

〔*4〕 RCW-Hxの放射能濃度：3.20x10⁷Bq/cm³、保有水量：18m³、G値=0.45、RCW-Hx入口側への移行割合を50%と仮定した場合の評価値。

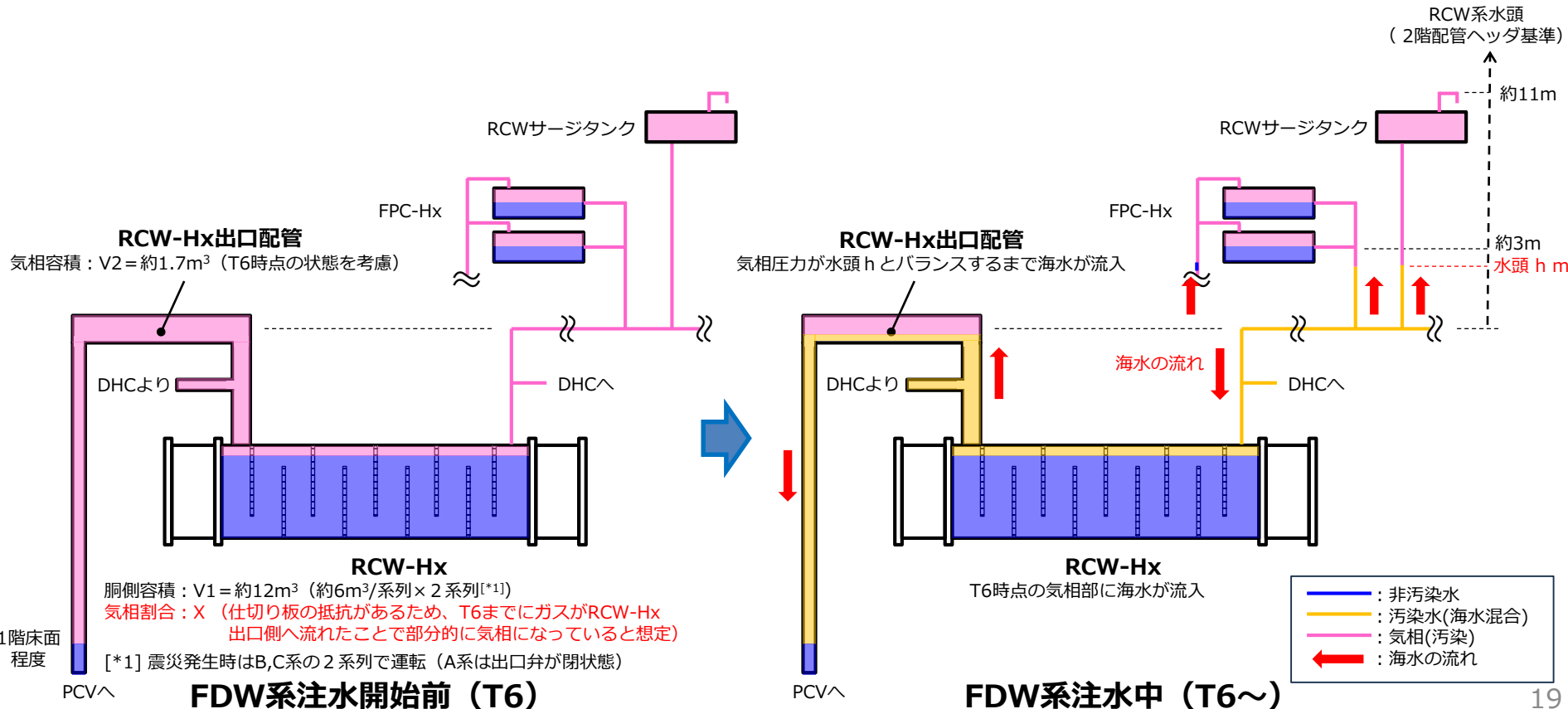
(参考) 塩化物イオン濃度に関する検討 (1 / 2)

- FDW海水注水による圧力上昇（時間帯：T6～T7）に伴い、RCW-Hxに海水が流入したと推定。
- RCW-Hxの保有水のサンプリング結果では海水由来と考えられる塩化物イオン濃度は海水の約2割程度。
- サンプリング結果と推定メカニズムの比較のため、海水流入の状態（下図）を踏まえた濃度を評価。

RCW-Hx(C)本体の内包水サンプリング結果

測定項目	単位	入口配管 (2023年2月22日採取)	熱交換器 - 上部 (2023年6月21日採取)	熱交換器 - 中部 (2023年7月6日採取)	熱交換器 - 下部 (2023年6月29日採取)	参考:R/B3階床面雨水 (2023年4月17日)
Cl	mg/L	1800	3900	4000	3900	94

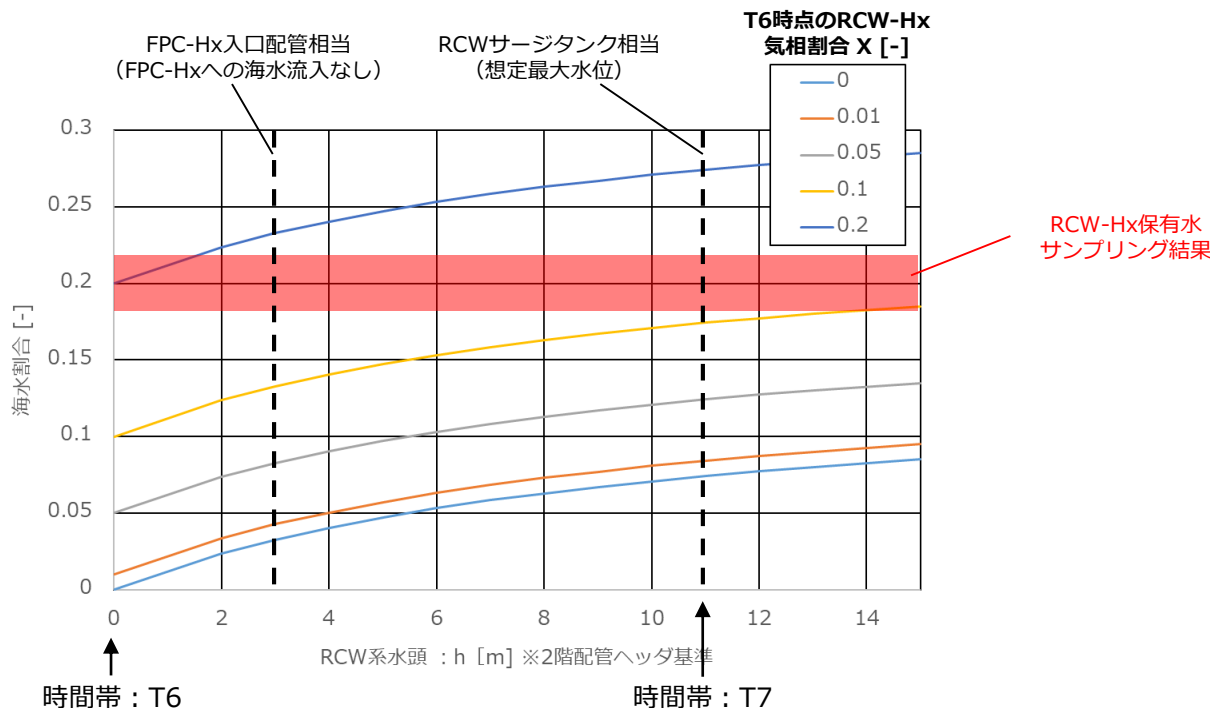
熱交換器内の濃度は、概ね海水の2割程度



■ 評価条件

- 推定メカニズムにおいては、『T6時点のRCW-Hx気相割合：x』と『海水注入中のRCW系水頭：h』の情報が不透明であることから、これらを変数としてRCW-Hxの海水割合を評価。
- 海水注入により、RCW-Hxの気相が液相と入れ替わると仮定

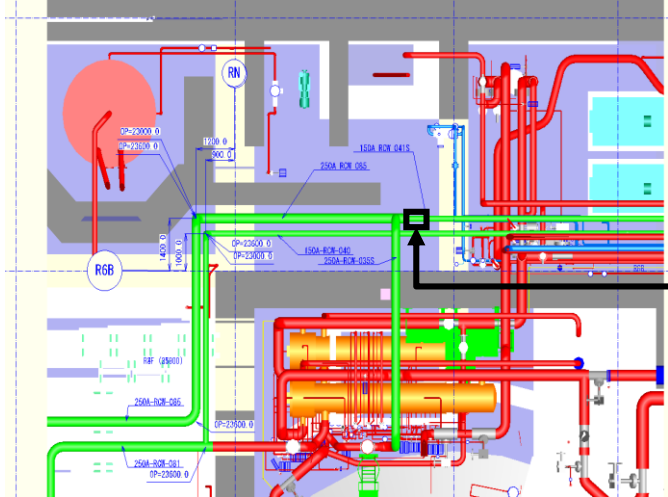
$$\begin{aligned}
 \text{海水割合 [-]} &= \frac{\text{海水流入量[m}^3\text{]}}{\text{RCW-Hx液相容積[m}^3\text{]} + \text{海水流入量[m}^3\text{]}} = \frac{\text{気相容積低減量[m}^3\text{]}}{\text{RCW-Hx液相容積[m}^3\text{]} + \text{気相容積低減量 [m}^3\text{]}} \\
 &= \frac{(V1[\text{m}^3] \times X[-] + V2[\text{m}^3]) \times \{1 - 1 \div (10[\text{m}] + h[\text{m}])\}}{V1[\text{m}^3] \times (1 - X[-]) + (V1[\text{m}^3] \times X[-] + V2[\text{m}^3]) \times \{1 - 1 \div (10[\text{m}] + h[\text{m}])\}}
 \end{aligned}$$



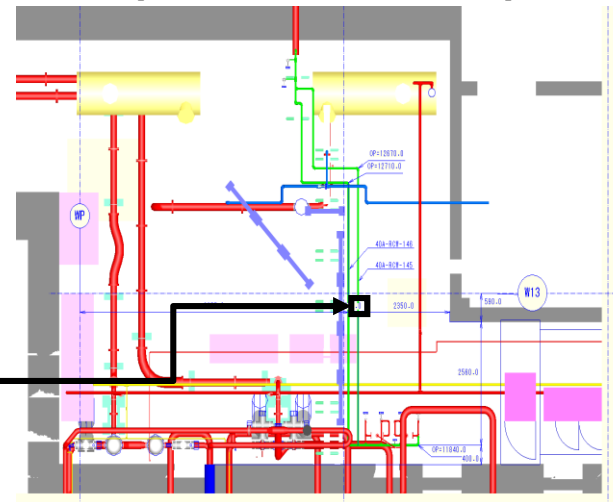
- RCW-Hxの海水濃度は、時間帯:T6時点でRCW-Hxに溜まっている気相割合が大きく依存。
- T6時点でのRCW-Hxの2割程度が気相となることで、サンプルング結果と概ね整合
 ⇒海水注入により、RCW-Hxの気相が海水と入れ替わる仮定は観測事実と大きな矛盾はない

■ 評価点

R/B 2階 北側通路上部配管
(150A-RCW-041系統)



Rw/B 1階 中央通路上部配管
(40A-RCW-145系統)



評価点

■ 評価結果

評価位置	線量率※[mSv/h] @配管表面	線量率※[mSv/h] @配管表面から1m	Cs-137放射能濃度 (Bq/cm ³)
R/B (150A-RCW-041系統)	18.5	5.0	4.61E+05
Rw/B (40A-RCW-145系統)	255.0	32.0	2.76E+07
RCW-Hx入口配管			1.34E+07 (測定値)

※線量率測定日：2023年12月26日

- R/Bの放射能濃度は熱交換器より一桁程度下回ると推定
- Rw/Bの放射能濃度は熱交換器と同等程度と推定

■ 評価条件

- 平行に走る2本の配管の線源強度が同等であると仮定
- 配管内保有水の放射能濃度が均質であると仮定
- 配管の口径・肉厚によって「保有水の放射能濃度と線量の関係」および「配管からの距離と線量の関係」が変化することを考慮
- 線量率測定結果はRCW配管保有水だけでなくバックグラウンド (BG) の影響を受けることを考慮

■ 評価方法

- ① 基準とするRCW-Hx保有水の放射能濃度(A_0 [Bq/m³])を設定し、以下を解析により評価 (右下図)

保有水の放射能濃度と線量の関係 $D_{\text{計算(表面)}} \div A_0 = C1 \quad \dots(1)\text{式}$

配管からの距離と線量率の関係 $D_{\text{計算(1m)}} \div D_{\text{計算(表面)}} = C2 \quad \dots(2)\text{式}$

※ $D_{\text{計算(表面)}}$ [mSv/h]: 配管表面における線量率

※ $D_{\text{計算(1m)}}$ [mSv/h]: 配管表面から1mの距離における線量率

※ $C1, C2$: 配管口径・肉厚により固有の定数

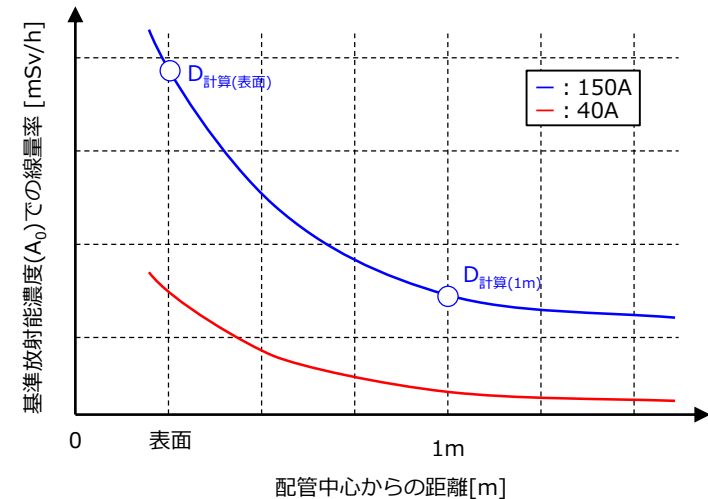
- ② 求める保有水濃度 A_x とすると、(1)式,(2)式より実機の線量測定値は以下の式となり、

$$D_{\text{測定(表面)}} = A_x \times C1 + BG \quad \dots(3)\text{式}$$

$$D_{\text{測定(1m)}} = A_x \times C1 \times C2 + BG \quad \dots(4)\text{式}$$

ここで、(3),(4)式より、(5)式で表される。

$$A_x = \frac{D_{\text{測定(表面)}} - D_{\text{測定(1m)}}}{C1 - C1 * C2} \quad \dots(5)\text{式}$$



参考資料

「1号機RCW系統の汚染経路推定に係る検討および
RCW熱交換器(C)のサンプリング結果について」 (抜粋)
(2023年9月12日第39回検討会資料)

1. これまでの当社の見解および現状の認識

■ 1号機RCW系統の汚染に対するこれまでの当社の見解

- RCW系統の汚染原因として、RPVペデスタルへ落下した溶融燃料により、ペデスタル内側にある機器ドレンサンプを冷却するRCW配管が損傷し、放射性物質が系統内に移行した可能性が高いと推定（“福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心状態について”；2011年）
- RCW系統の主な汚染経路として、PCV圧力上昇に伴いサージタンク側に移行した放射性物質が、PCV圧力低下に伴いRCW熱交換器（以下、「RCW-Hx」という）側にも移行したと推定し、サージタンクやRCW-Hx付近で高線量率が観測された事実との整合を確認（“未説明問題に関する検討”添付資料1-9；第4回進捗報告；2015年）

■ 現状の認識

- RCW-Hx(C)のサンプリング作業や現場調査（NRAによる調査を含む）において確認された新たな観測事実・論点等※について、PCV圧力変化に伴うサージタンク側からの放射性物質の移行のみでは説明できない点が確認されている



新たな観測事実等と整合するような汚染経路を改めて整理・検討することが必要

※新たな観測事実・論点等

- サージタンク側からRCW-Hxへ移行する水量とRCW-Hxの汚染（線量率）との整合性
- RCW-Hx入口ヘッダ配管内滞留ガスの組成（窒素割合が最大約10%（推定）；大気より低濃度）との整合性
- PCV圧力の変化とRCW系統内への放射性物質の移行挙動（サイフォンブレイク等を含む）との整合性
- サージタンク側からの移行以外に考えられる移行経路（逆止弁からのリークの可能性等）

2. 検討方針（案）

■ 1号機RCW系統の汚染経路推定にあたり、以下のステップで検討を行う

① 検討に必要な情報の整理

- RCW系統の詳細な配管ルートやRCW系統に関連する線量測定結果等の情報を整理

② RCW系統内の流れ／水位／ガス蓄積／放射能濃度の評価

- 事故分析検討会での議論も踏まえ、RCW系統内の物質の挙動を簡易的に評価
- 事故進展に伴うPCV圧力変化の時期により、汚染経路が変化する可能性を考慮
- 以下条件での系統圧力に基づく流れ（サイフォンブレイク等も含む）に、凝縮・溶解・拡散を加味して評価を実施

分類	検討条件
固定	PCV圧力 / RCW配管ルート / 弁開閉状態
ケース/ パラメータ スタディー	PCVからRCW配管への流量
	RCW損傷箇所の数（1箇所 or 2箇所以上）
	RCW系統PCV入口逆止弁のシール性（リークの有無、リークした場合の割合）

③ 線量測定結果を踏まえたRCW系統内の放射能濃度の推定

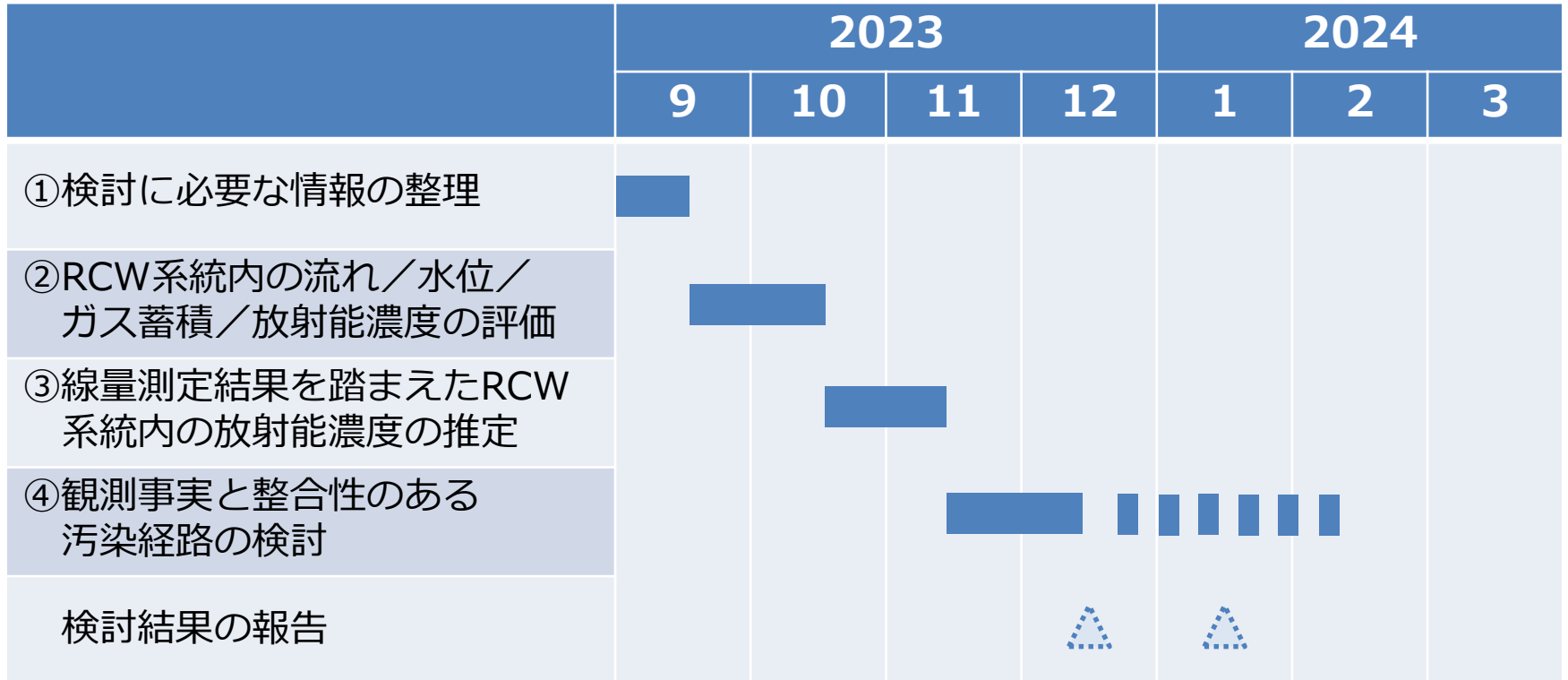
- RCW-Hx等をモデル化し、線量測定結果から系統内の放射能濃度を推定

④ 観測事実と整合性のある汚染経路の検討

- ②、③の結果を踏まえ、これまで確認された観測事実と整合するような汚染経路を検討
- 検討結果を踏まえて②、③にフィードバックする

3. 検討スケジュール（案）

- 検討結果がまとまり次第、事故分析検討会にて報告



参考資料

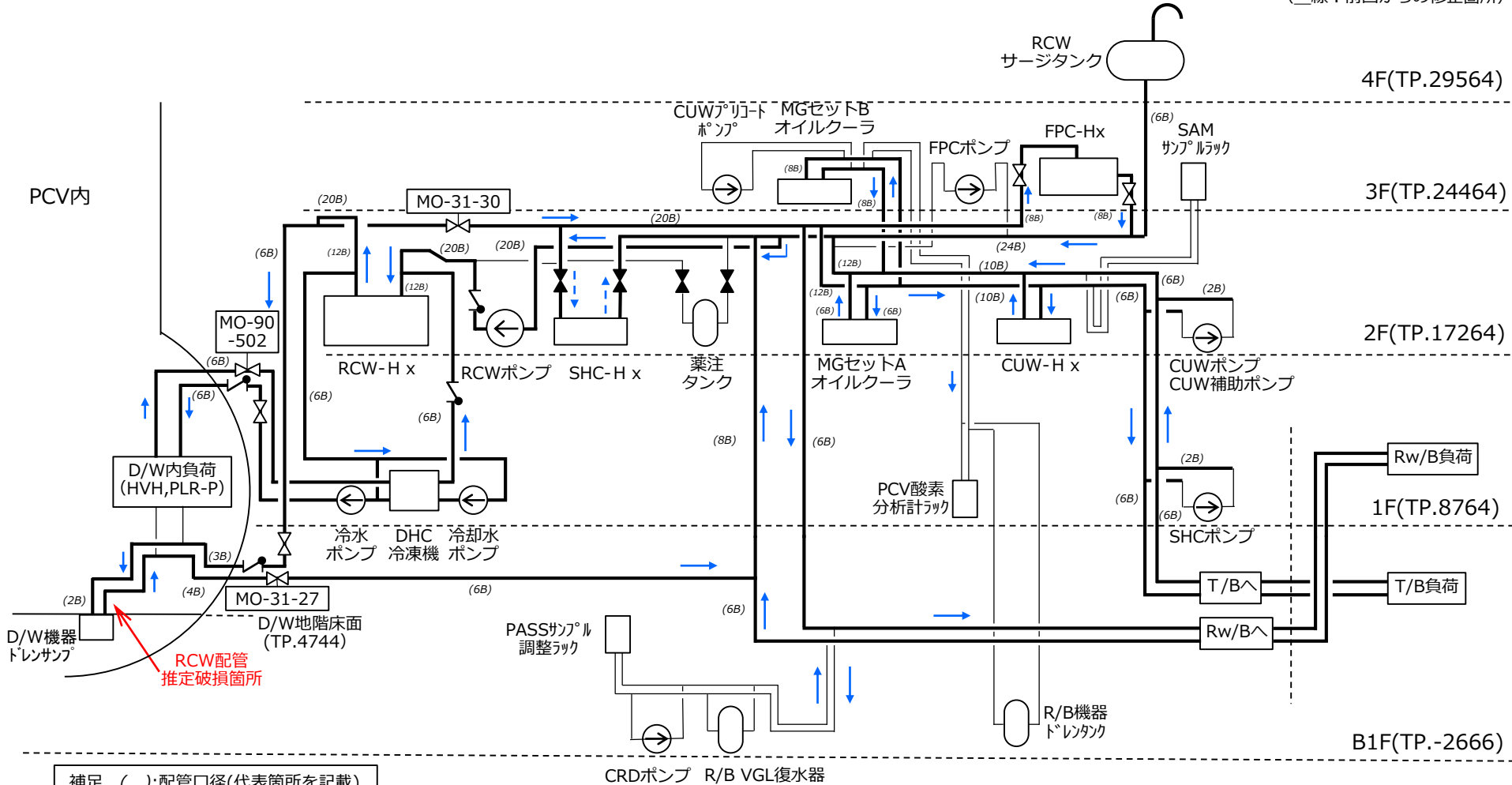
「1号機RCW系統の汚染経路とRCW熱交換器(C)の
サンプリングについて」（抜粋）

（2023年6月22日検討会資料）

1. 事故前(通常時)のRCW系統状態[更新]

- RCW系はPCV内のD/W、R/B、Rw/B及びT/B内に設置されている原子炉補機へ冷却水を供給し、各補機がその機能を維持できるようにするものである。
- RCW系はサージタンク、ポンプ、熱交換器等と必要な配管及び計装類で構成されており、RCW熱交換器で海水と熱交換された冷却水は多くの分岐を経て各補機へ到達し、各補機を冷却して温められた冷却水は再びRCW熱交換器へ戻って熱交換されて冷やされ、再び各補機へ供給される系統構成となっている。

(—線：前回からの修正箇所)



補足 ():配管口径(代表箇所を記載)
1B=25.4mm

2. RCW系統の汚染経路（事故時PCV圧力が高い時）[更新]

- PCV 圧力が高い状態時に、損傷箇所と想定されるD/W機器ドレンサンプでのPCV圧力は、RCWサージタンクの高低差等を考慮した圧力よりも高いため、PCVからRCW配管内へ放射性物質は移行。

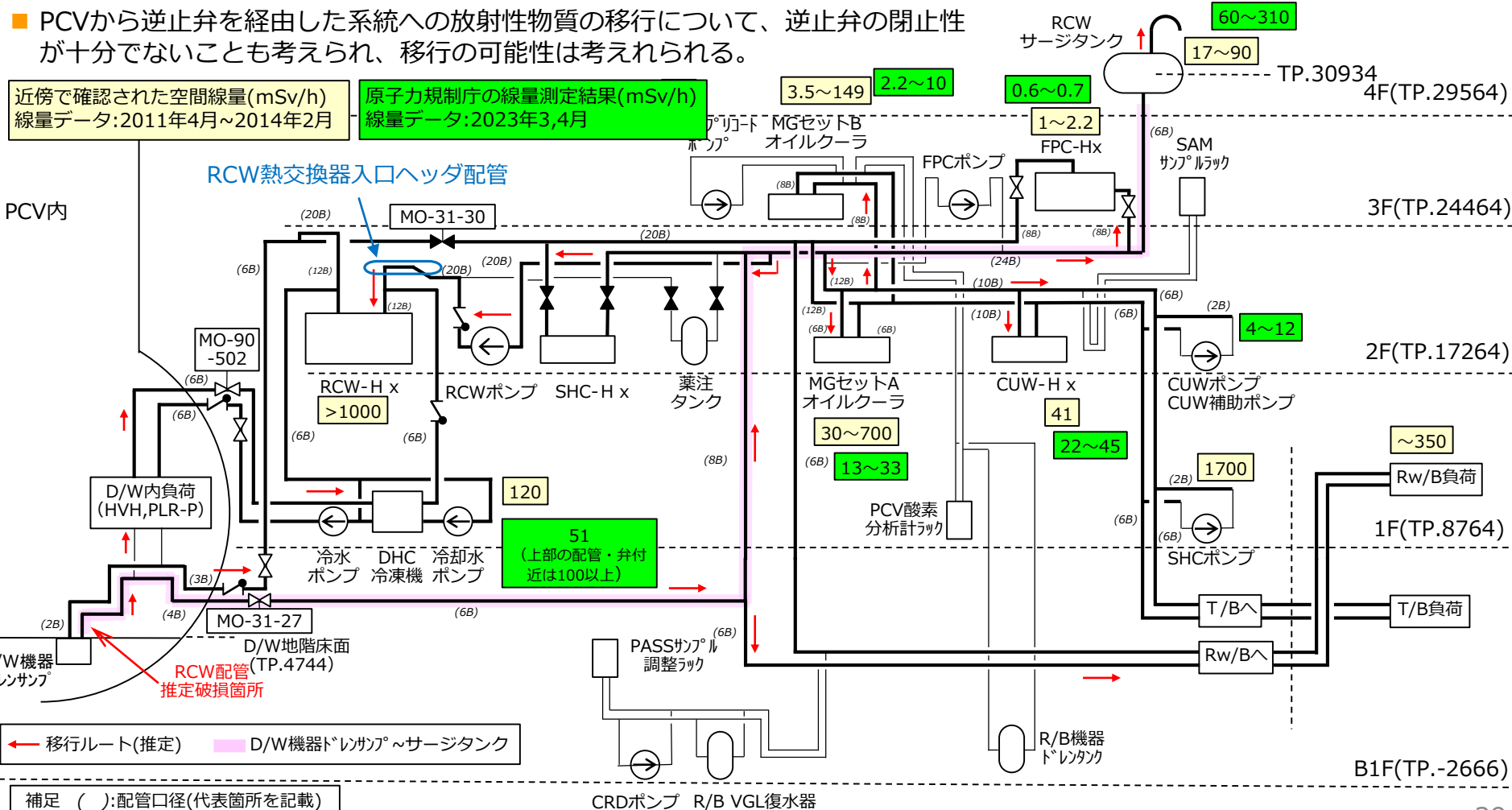
RCWサージタンク中央からD/W機器ドレンサンプまでの水頭圧：約0.26MPa

(TP.30934(RCWサージタンク中央)-TP.4744(D/W地階床面)=26190mm)

- RCW系統には多くの分岐があるが、サージタンク側への分岐については、ほぼ大気圧とみなすことができるため、サージタンクへの分岐方向に放射性物質はより移行しやすい状況にあったと推定。他の分岐については、各補機へ到達するまでの配管距離や経路、放射性物質が移行しやすいサージタンクとの位置関係の影響によると考えられる。
- PCVから逆止弁を経由した系統への放射性物質の移行について、逆止弁の閉止性が十分でないことも考えられ、移行の可能性は考えられる。

近傍で確認された空間線量(mSv/h)
線量データ:2011年4月~2014年2月

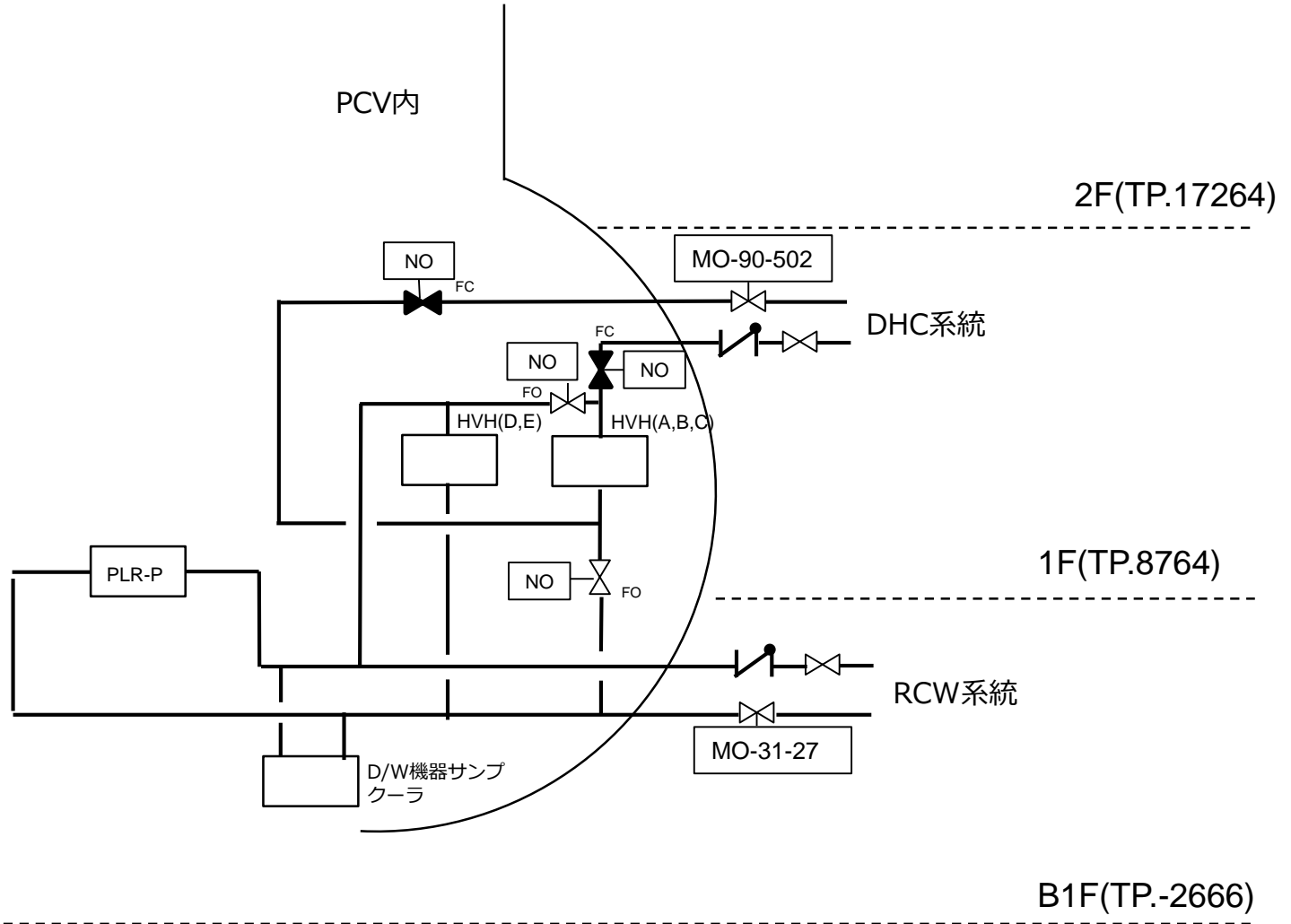
原子力規制庁の線量測定結果(mSv/h)
線量データ:2023年3,4月



補足 ():配管口径(代表箇所を記載)
1B=25.4mm

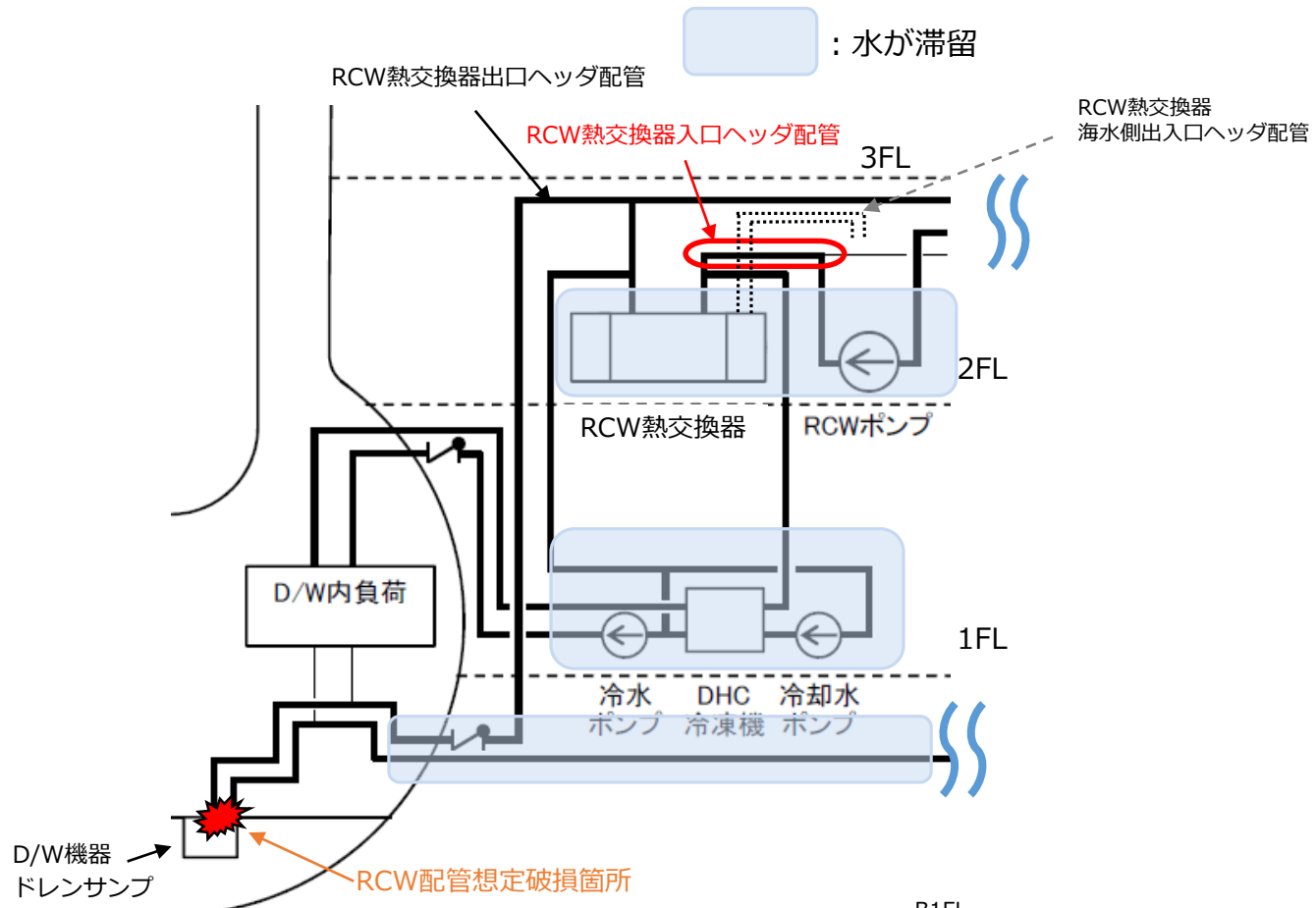
3. D/W内経路の詳細図（事故時）

- D/W内経路の詳細図（事故時）を下図に示す。



4. RCWシステムの汚染経路（RCW熱交換器への移行）

- PCV圧力が高い状況にあった時にサージタンク側へ移行した放射性物質は、圧力が低下するとPCV圧力とバランスする高さまで下方へ移行。
- サージタンクに滞留していた放射性物質がRCW配管を經由してRCW熱交換器側へ移行。RCW熱交換器は構造物表面積が大きいので放射性物質が多く沈着することが考えられる。
- 放射性物質を含んだ系統内包水の一部は、PCV側へ移行するとともに、系統構成上U字構造となる部分に滞留される。また、内包水が上部にある配管気相部を水封して、ガスが滞留したと推定。
- PCV圧力低下時のPCVから逆止弁を經由した系統への放射性物質の移行について、系統内の水位状況によるが、PCV圧力がRCW系統の水頭圧を上回るような場合、また、逆止弁の閉止性が十分でない場合、移行の可能性は考えられる。



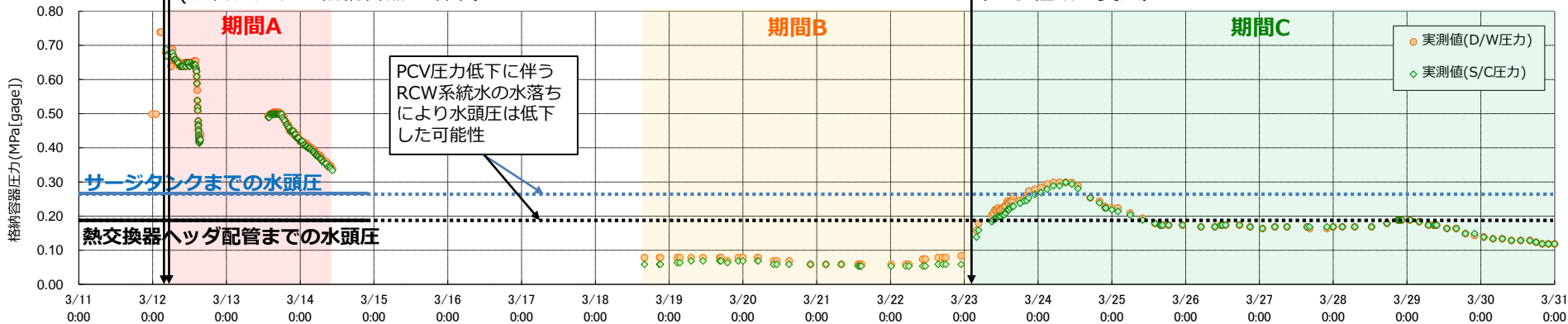
5. RCW系統への放射性物質の移行に関する検討

- 1号機の事故進展や運転操作の記録等をふまえて、RCW系統内への放射性物質の移行について、移行シナリオの検討に必要な情報を整理。
- たとえば、期間Cでは、PCV圧力が熱交換器ヘッド配管までの水頭圧を上回る期間は、PCV圧力がサージタンクまでの水頭圧を上回る期間と比較して多いため、移行の程度に差が生じた可能性も考えられる。（ただし、系統内の水位状況等による）

3/12 4:00頃
消火系から原子炉への注水開始（以降断続的に実施）

3/12 6:00頃
原子炉圧力容器底部が損傷した可能性
（燃料デブリが格納容器に落下）

3/23 2:30頃
給水系から原子炉への注水開始
（注水経路の変更）



期間	A (3/12 6:00~3/14 10:30)	B (3/18 16:00~3/23 2:30)	C (3/23 2:30~)
圧力の 大小関係	PCV圧力 > サージタンクまでの水頭圧 PCV圧力 > 熱交換器ヘッド配管までの水頭圧	PCV圧力 < サージタンクまでの水頭圧 PCV圧力 < 熱交換器ヘッド配管までの水頭圧 (水落ちにより「=」に近づく可能性)	PCV圧力と、サージタンクおよび熱交換器 ヘッド配管までの水頭圧の大小関係は 時間とともに変化
放射性物質の 移行形態 (推定)	PCVから：主に気体 (放射性物質を含む水蒸気はRCW系統内 で凝縮した可能性)	PCVから：主に気体 (放射性物質を含む水蒸気はRCW系統内で 凝縮した可能性)	PCVから：気体/液体両方の可能性
移行の可能性 (推定)	熱交換器：可能性あり(PCVから) サージタンク：可能性あり(PCVから)	熱交換器：可能性あり(サージタンクから) サージタンク：可能性低	熱交換器：可能性あり(PCVから) サージタンク：可能性あり(PCVから)