

3号機 RHR配管で確認した滞留ガスに関わる対応について

2022年2月14日

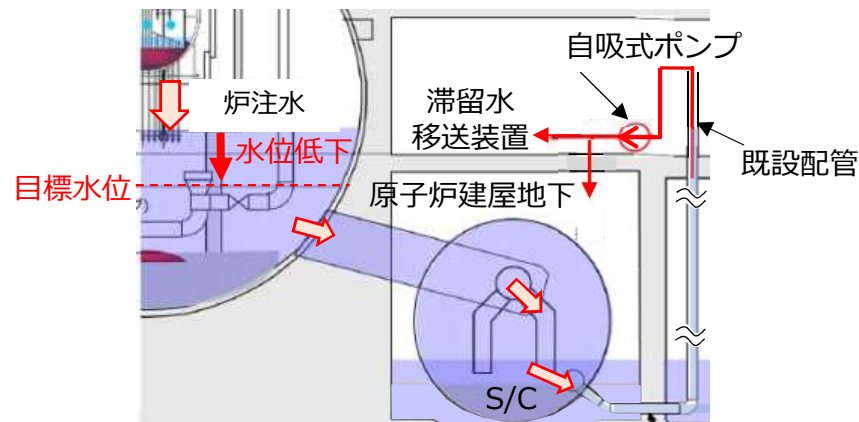
TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

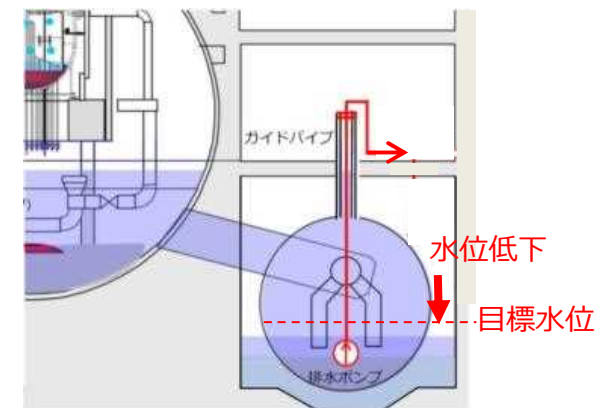
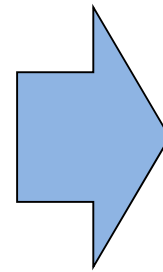
- 現状、耐震性向上策としてPCV(S/C)水位低下を行うため、以下の通り段階的に水位を低下することを計画。
- ガイドパイプ設置等（ステップ2）に先立ち、現状水位（R/B1階床上約1m）をR/B1階床面以下に低下（ステップ1）する。
- ステップ1では、S/C下部に接続する既設配管を用いて自吸式ポンプによる取水を計画。

ステップ1（目標水位：R/B1階床面以下）



既設配管を用いたS/C内包水の取水イメージ

ステップ2（目標水位：S/C下部）

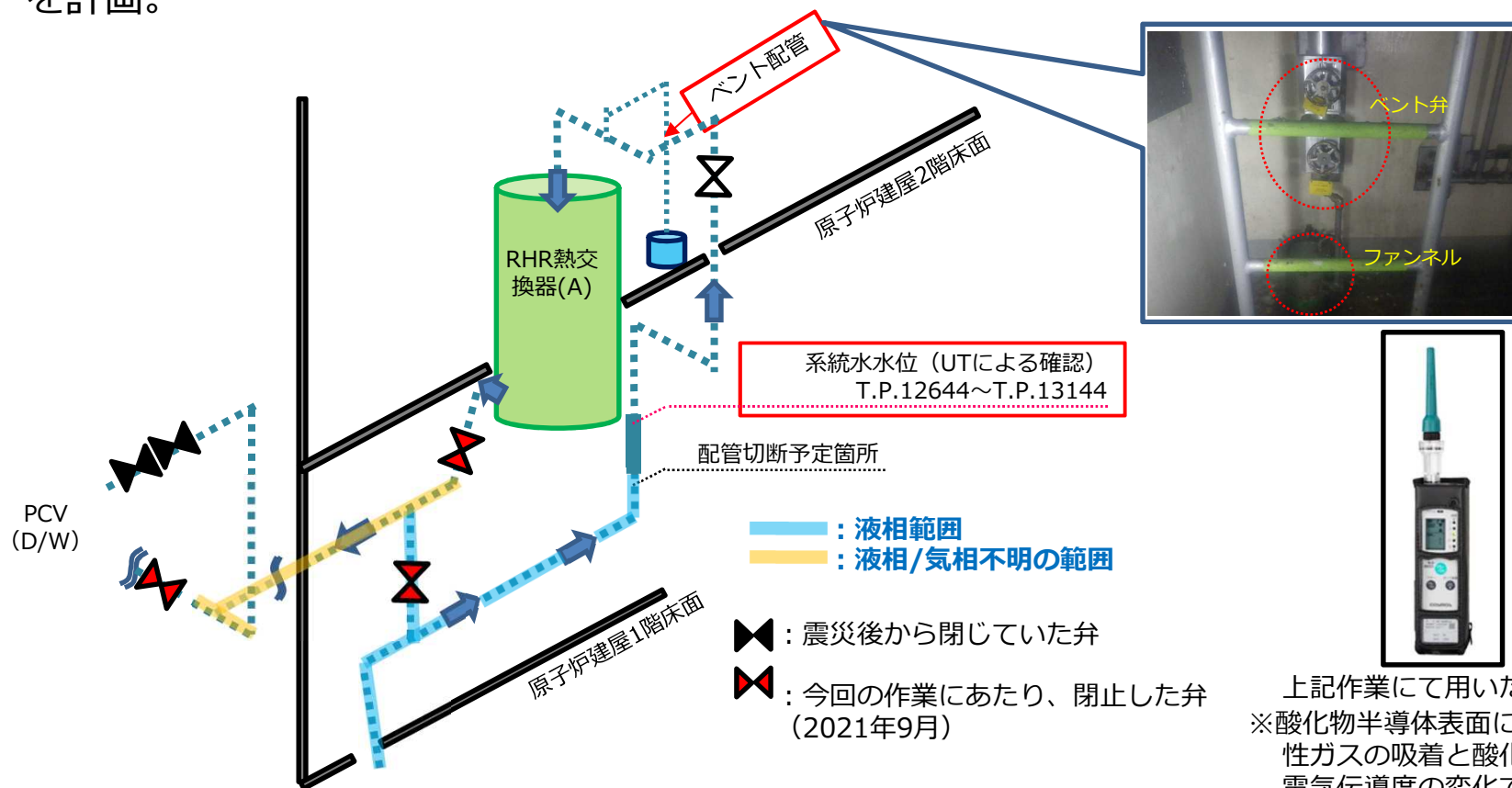


ガイドパイプによるPCV(S/C)からの取水イメージ

PCV：原子炉格納容器
S/C：圧力抑制室
R/B：原子炉建屋

2. 経緯

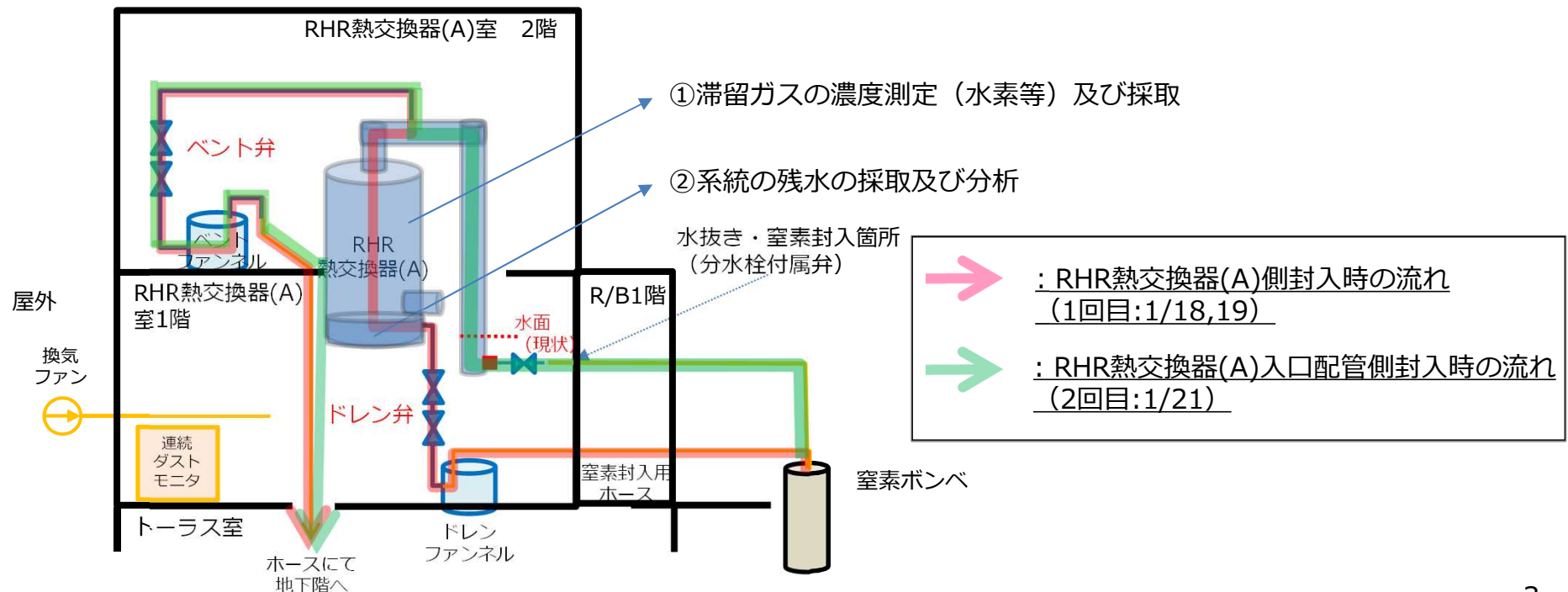
- 既設配管に取水点を構築するための準備作業として、残留熱除去系（以下、「RHR」という。）熱交換器(A)廻りのベント弁の開操作を実施したところ、接続ファンネル出口にて可燃性ガスを検出※。また、ガスを採取・分析した結果、事故由来の長半減期核種であるKr-85を検出。
- PCVとの連通が想定される弁は事前に閉止していることから、現在、PCVからのガスの供給はないと想定。
- RHR熱交換器(A)ドレン弁から窒素を封入し、RHR配管ベント弁から配管内ガスを排出することを計画。



上記作業にて用いた検知器
※酸化物半導体表面における可燃性ガスの吸着と酸化反応に伴う電気伝導度の変化で検出。

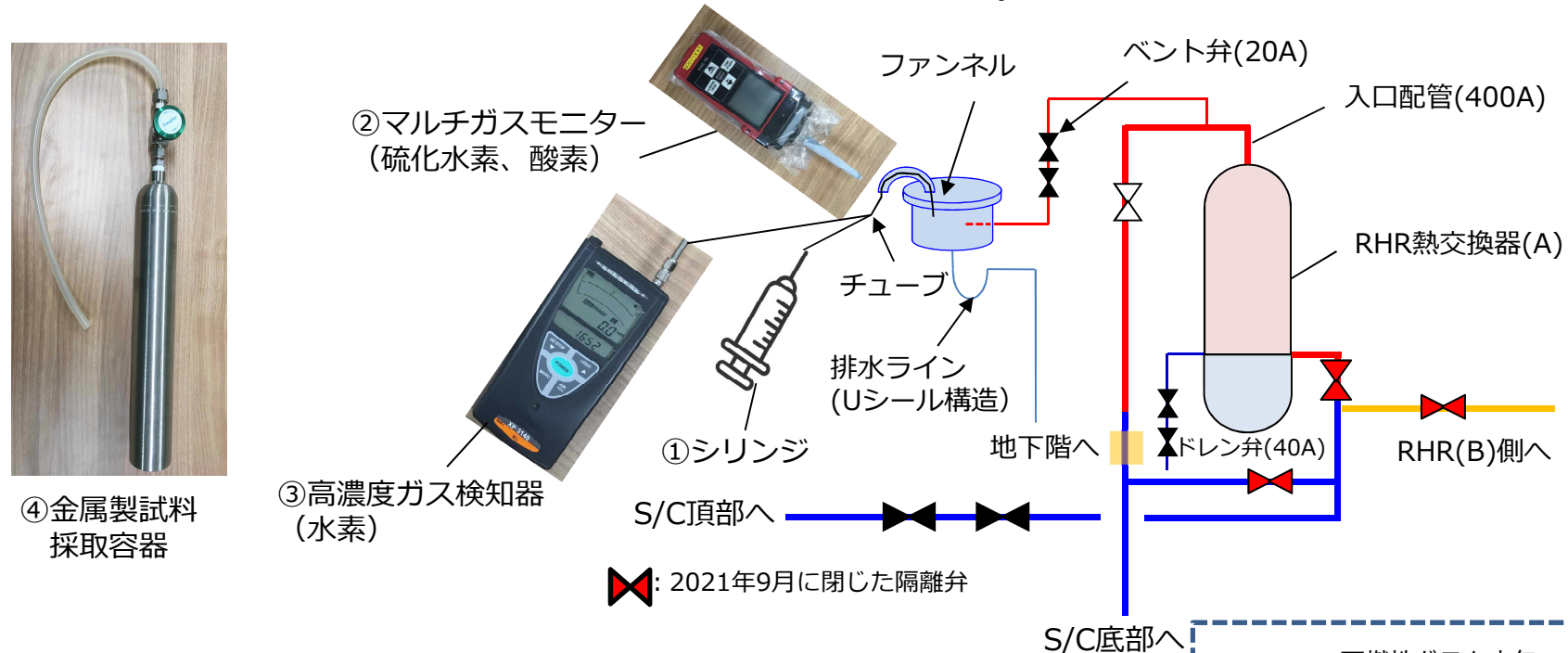
3. 滞留ガスのパージ作業について

- パージ作業前に、①滞留ガスの濃度測定（水素等）、採取及び②系統の残水の採取、分析を実施（結果を次頁以降に記載）。
- RHR熱交換器(A)側および入口配管側の滞留ガスのパージ作業（窒素封入）を環境等への影響を考慮し、3日に亘り実施。排出される滞留ガスの濃度が低下したことを確認。
（水素：約20%→0%、硫化水素：約20ppm→0ppm）。
- 作業中のガス等の測定、分析を行い、環境等への影響がないことを確認。
 - 排気先の地下階および1階（RHR熱交換器(A)室）のガスを測定、分析し、酸素濃度に異常が無く、水素濃度が0%であること、およびKr-85濃度が検出限界値未満（5.0Bq/cm³未満）であることを確認。
 - 連続ダストモニタにより、ダスト濃度に変化がないことを確認。

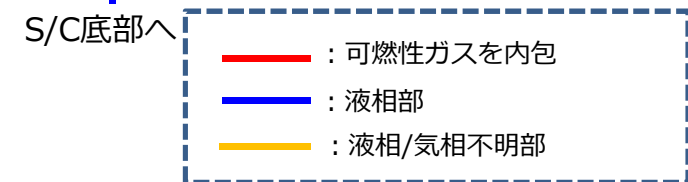


3－①． 滞留ガスの濃度測定（水素等）及び採取の結果

- ベント弁接続ファンネル出口より排出される滞留ガスの水素濃度等の測定及び試料採取を実施。（手順及び結果については下記参照）



- ①シリンジによる採取・分析
Kr-85 $2.64 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ (ゲルマ分析)
- ②マルチガスモニターによる測定
酸素濃度0%、硫化水素濃度約20ppm
- ③高濃度ガス検知器による測定
水素濃度が約20%まで上昇し安定
- ④金属製試料採取容器による採取・保管
金属製試料採取容器(約500cm³)



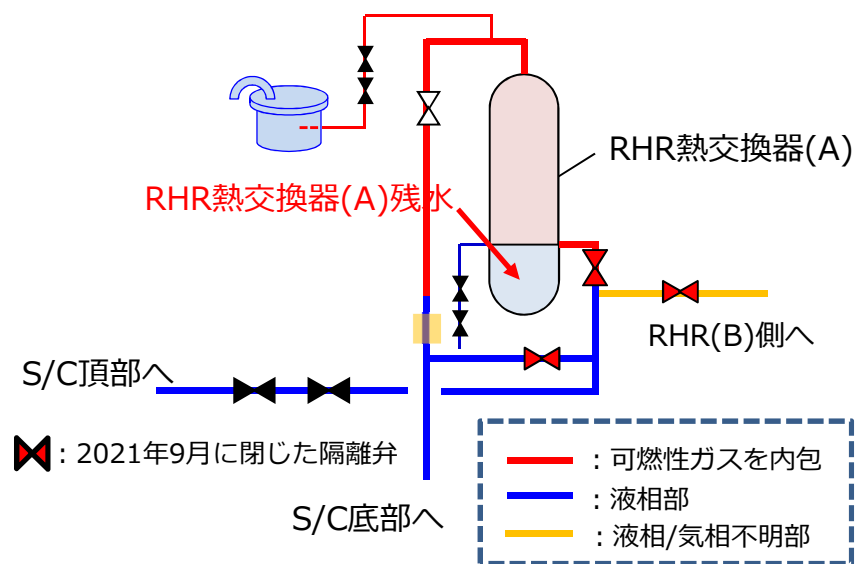
RHR配管の系統概略イメージ

3－②．系統の残水の採取及び分析結果

■ 系統の残水（RHR熱交換器(A)残水）を採水・分析。

・ 1回目(採取日:2021.12.15)

分析項目	分析結果	分析項目	分析結果
Cs-134	2.46E+04 Bq/L	pH	3.8
Cs-137	7.38E+05 Bq/L	塩素	2.40E+04 mg/L
Co-60	2.07E+05 Bq/L	カルシウム	2.50E+02 mg/L
H-3	7.69E+04 Bq/L	マグネシウム	1.10E+03 mg/L
全β放射能	8.47E+05 Bq/L	ナトリウム	8.00E+03 mg/L
全α放射能	5.09E+00 Bq/L	SS（浮遊物質）	8.4E+01 mg/L



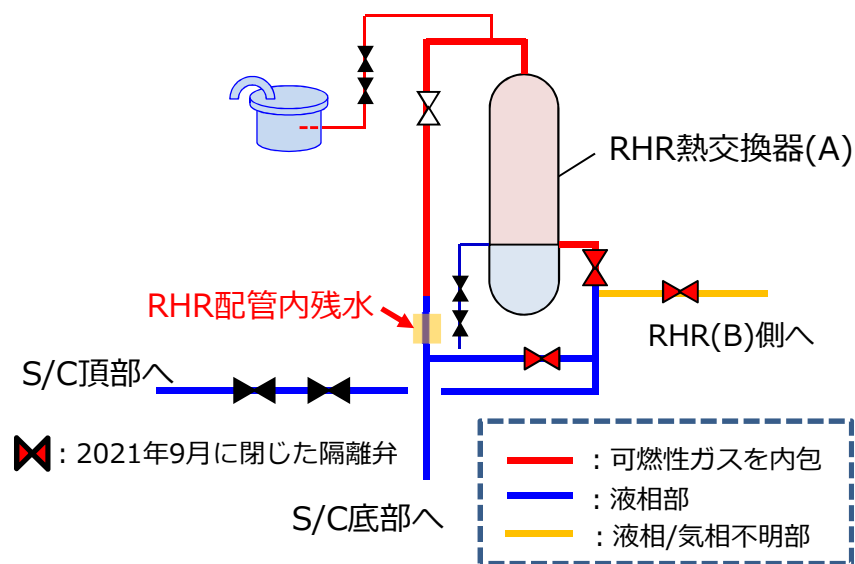
RHR配管の系統概略イメージ

・ 2回目(採取日:2022.1.17)

分析項目	分析結果	分析項目	分析結果
Cs-134	1.87E+04 Bq/L	pH	6.1
Cs-137	5.23E+05 Bq/L	塩素	1.90E+04 mg/L
Co-60	1.37E+03 Bq/L	カルシウム	3.70E+02 mg/L
H-3	3.41E+06 Bq/L	マグネシウム	1.10E+03 mg/L
全β放射能	5.20E+05 Bq/L	ナトリウム	9.70E+03 mg/L
全α放射能	<3.36E+00 Bq/L	SS（浮遊物質）	4.8E+01 mg/L

3－②．系統の残水の採取及び分析結果

- 系統の残水（RHR配管内残水）を採水・分析。



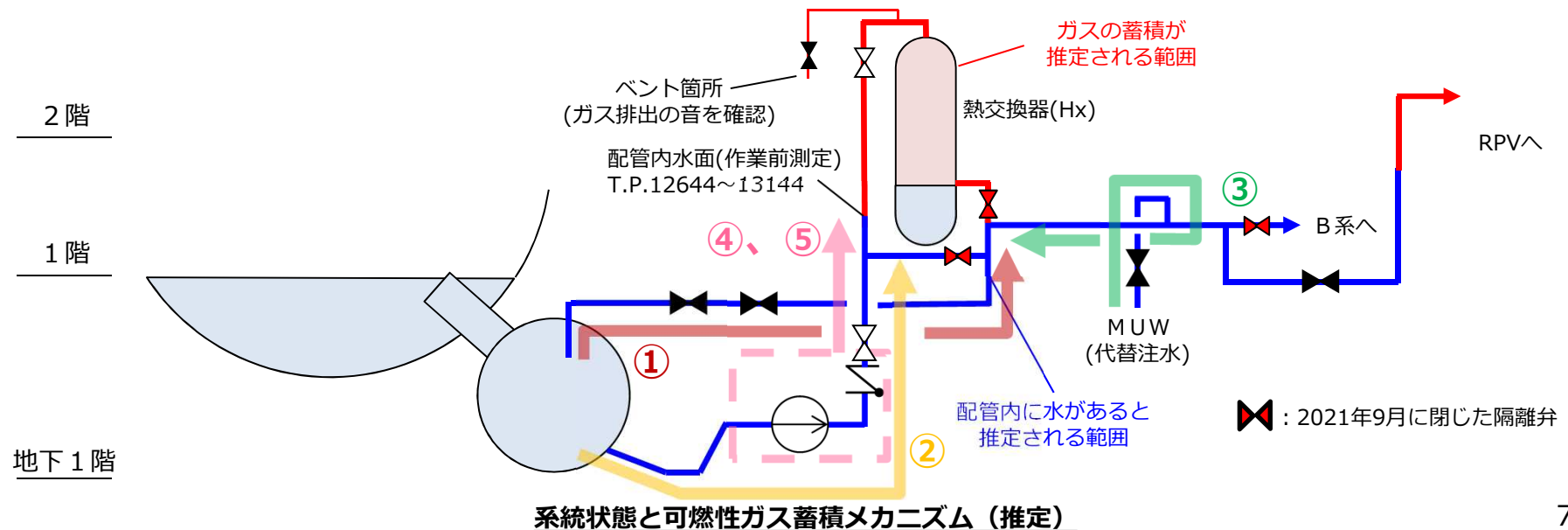
分析項目	分析結果	分析項目	分析結果
Cs-134	9.59E+04 Bq/L	pH	9.4
Cs-137	2.90E+06 Bq/L	塩素	5.00E+03 mg/L
Co-60	<5.99E+02 Bq/L	カルシウム	8.40E+01 mg/L
H-3	9.80E+04 Bq/L	マグネシウム	3.10E+02 mg/L
全β放射能	2.98E+06 Bq/L	ナトリウム	2.80E+03 mg/L
全α放射能	<2.66E+00 Bq/L	SS（浮遊物質）	4.3E+00 mg/L

RHR配管の系統概略イメージ

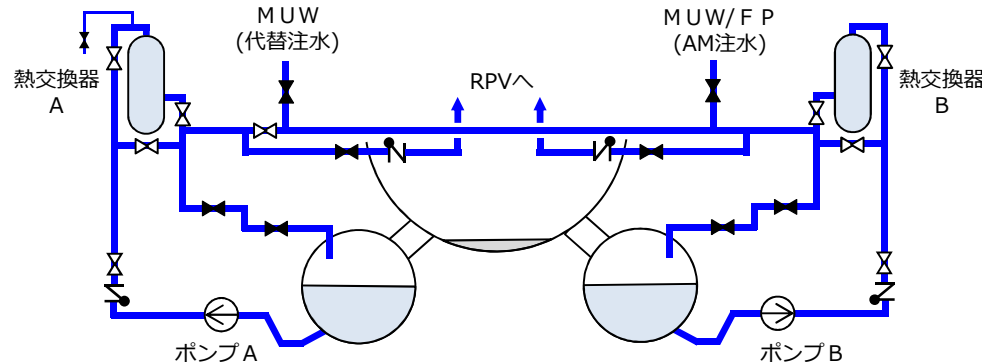
【参考】RHR熱交換器廻りのガス蓄積のメカニズム推定

- RHR熱交換器周りの概略構成と、想定されるガス流入のメカニズムを以下に示す。
- 今後、得られた知見については、1Fにおける事故の分析に係わる検討会にも情報共有していく。

No.	要因	ガス流入のタイミング	説明
①	事故時のガス流入 (事故時操作起因)	震災直後	・ 事故時の操作に伴い、PCV内に充満したガスが流入。
②	事故時のガス流入 (S/C水位低下起因)	震災直後	・ S/C水位が低下し、PCV内に充満したガスが流入。
③	注水時の空気流入	震災直後	・ 事故時の注水に用いたホース内の空気が流入。
④	保有水の放射線分解	震災～現在	・ 配管内の水が、放射線による分解で、水素等が発生。
⑤	海水成分の影響	震災～現在	・ 事故時に注入した海水成分の影響によりガスが発生。



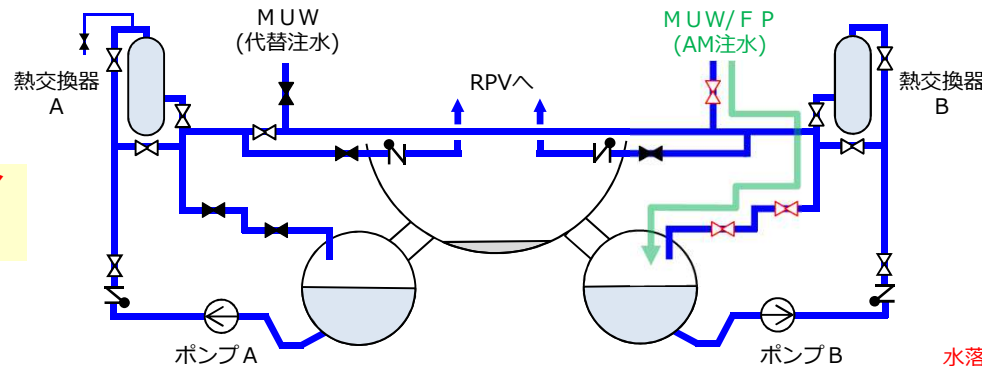
STEP 1 : 震災前



- 震災前は、系統内は満水待機。

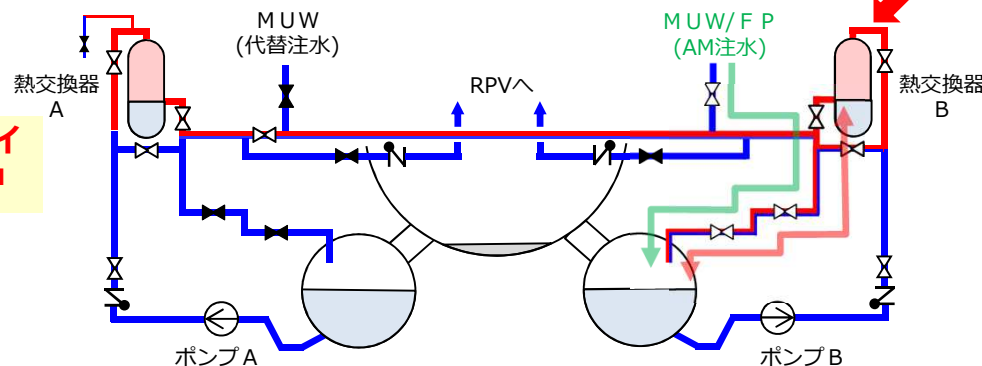
STEP 2 : 代替S / Cスプレイ（ディーゼル駆動消火ポンプ、淡水）

スプレイ
開始時



- 2011年3/12 12:06～3/13 7:43まで断続的に代替S/Cスプレイを実施。

スプレイ
実施中

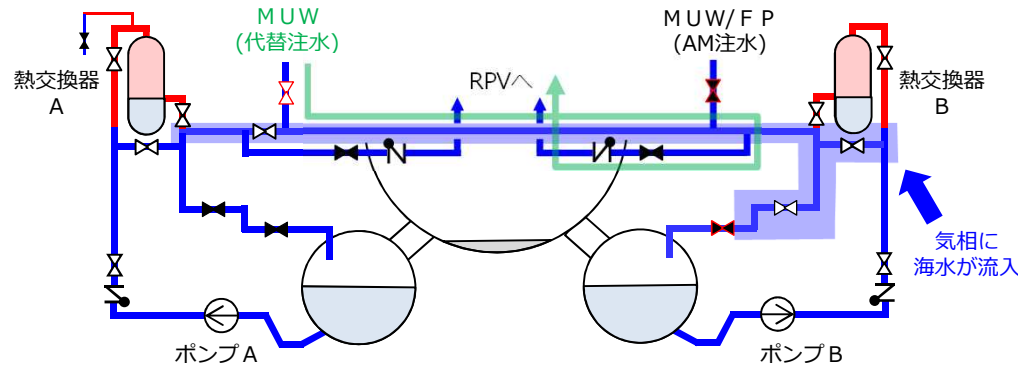


- 代替S/Cスプレイ実施中から、徐々に系統保有水が水落ちし、**S/C^[*1]あるいはD/W^[*2]からのガスが流入。**

[*1]代替S/Cスプレイでの流量は、RHRによるスプレイ流量より小さく、ガスの流入が発生したと想定。

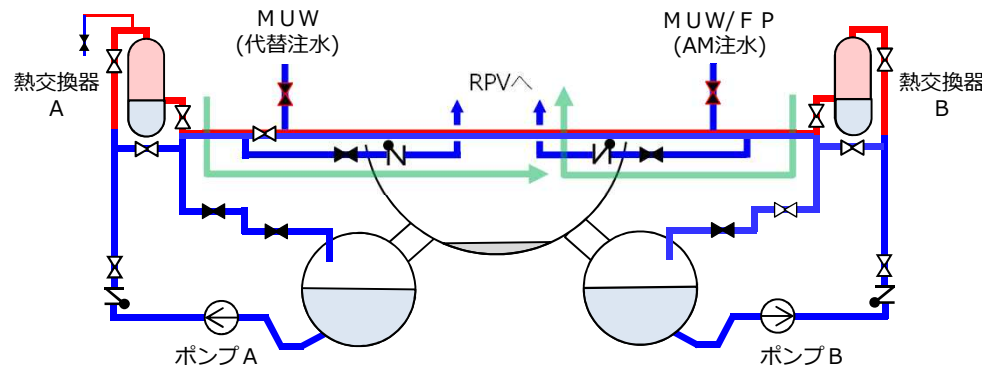
[*2]代替D/Wスプレイも実施しており、いずれかのタイミングで流入した可能性を想定。

STEP 3 : 代替注水時（消防車、海水）



- 消防車からの代替注水により**海水**が流入。
(ハッチング部が海水に置換)

STEP 4 : 安定化以降



- 系統内のガスは、RPVの減圧と共に徐々にRPVに排出。
- ガス圧力も、RPV減圧と共に低下。
- 系統内の水位は、タイライン近傍で安定。