

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 (他系統、他号機の滞留箇所の検討)

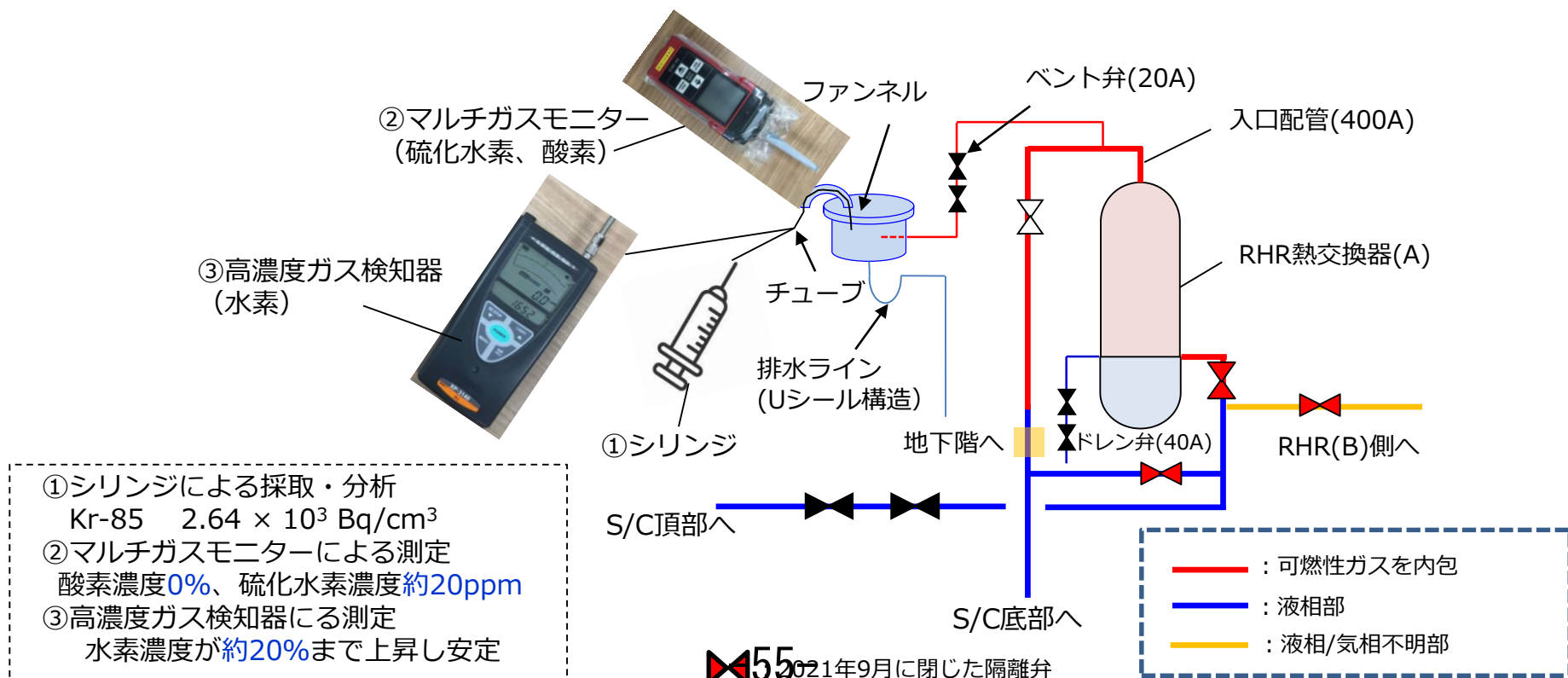
2022年5月13日



東京電力ホールディングス株式会社

1. 3号機RHR系で確認した滞留ガスについて

- 3号機の原子炉格納容器（以下、PCV）の水位低下を目的とした取水設備の設置工事において、準備作業として残留熱除去系（以下、RHR）熱交換器(A)廻りのベント弁の開操作を実施した際、系統内の加圧と滞留ガスを確認。
- ガスの採取・分析を行った結果、事故由来の長半減期核種のKr-85や水素等を確認し、事故時にPCVからガスが流入し、滞留したものと推定。なお、当該滞留ガスは窒素によるパーズを完了し、取水設備設置に関わる作業を継続。

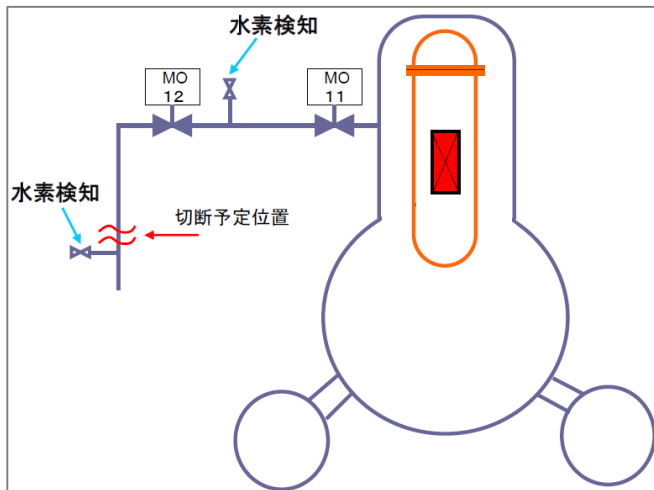


RHR配管の系統概略イメージ

2. これまでの水素ガスに関わる対応について

- 事故後、PCV内には窒素ガスを封入しており、事故時に発生した水素は、既に大部分が大気拡散していると想定。
- これまでの廃炉作業においては、上記対策によらず、水素の残留を想定した上で、慎重に作業を進めてきており、これまで水素滞留を確認した設備については、窒素パージを行う※1等の措置を実施。
- 今回、3号RHR配管で系統内に滞留した水素ガスを確認したことを踏まえ、今後の廃炉作業計画への影響や対策の要否を検討することを目的に、水素ガスが滞留する可能性のある箇所への抽出を実施。

＜水素滞留を確認したPCV接続配管等の例＞



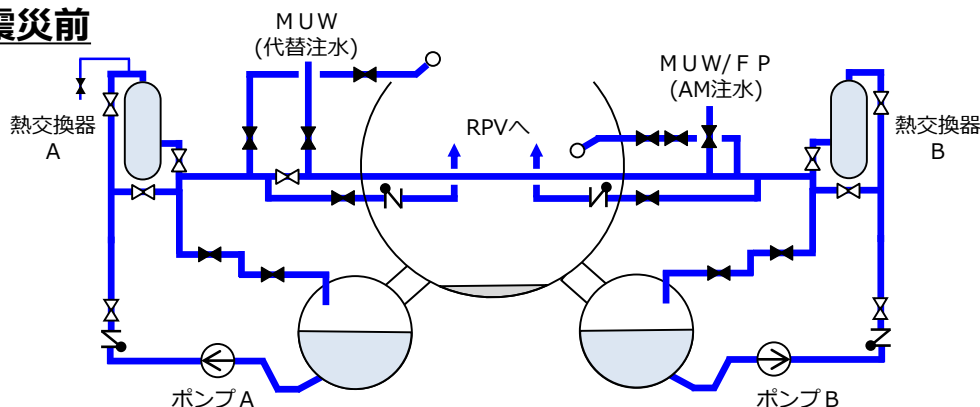
1号機 格納容器スプレイ系配管の水素滞留の例
(PCVガス管理設備設置工事、2011年)

時期	水素滞留を確認した場所※2
2011年9月	1号機 格納容器スプレイ系配管
2011年10月	2号機 可燃性ガス濃度制御系配管
2012年～2013年	1・2号機 圧力抑制室
2021年12月	3号機 残留熱除去系配管

- ※1 実施計画Ⅱ 2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備
- ※2 いずれも窒素封入によるパージ等を実施済み

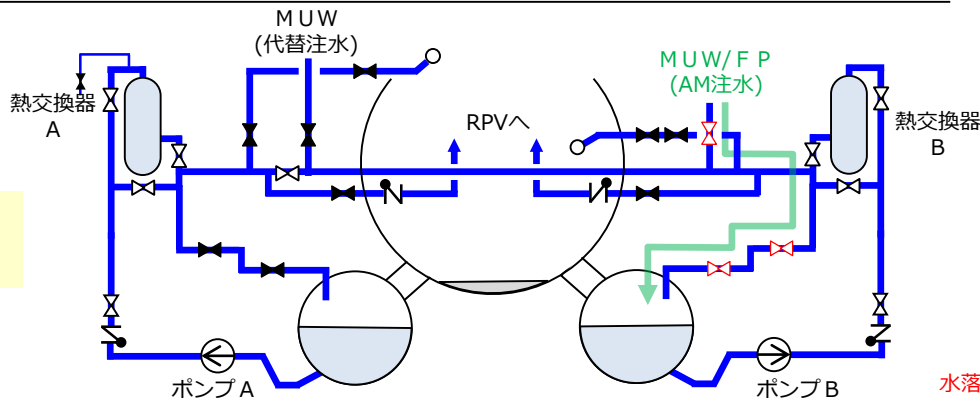
3. 3号RHR配管の水素滞留メカニズムの推定 (1/2)

1 : 震災前



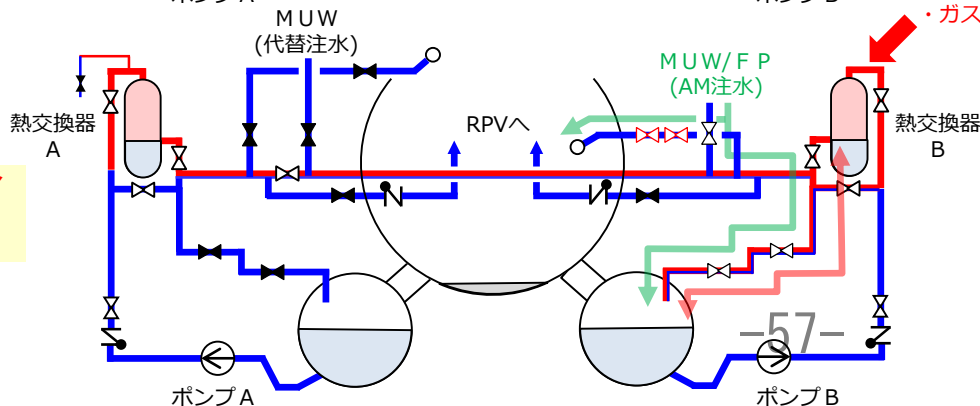
- 震災前は、系統内は満水待機。

2 : 代替S/Cスプレィ (ディーゼル駆動消火ポンプ、淡水)



スプレィ
開始時

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



スプレィ
実施中

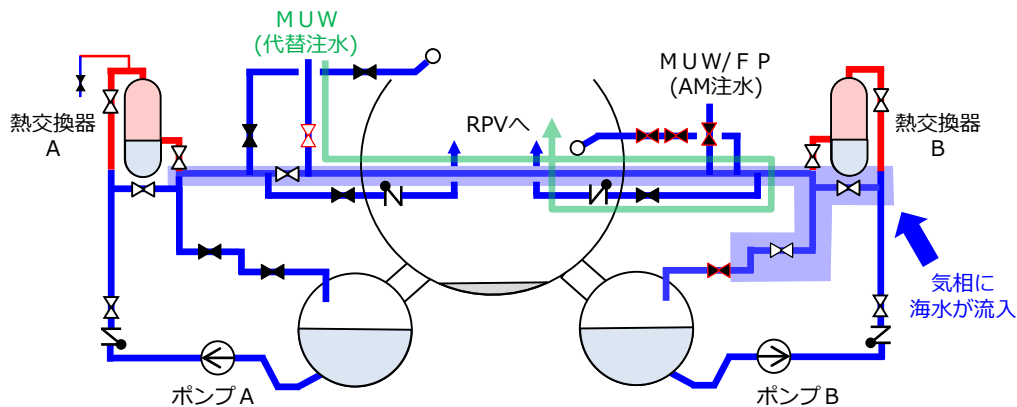
水落ち
・ガス流入

- 代替S/Cスプレィ実施により、系統保有水がPCV側に抜け落ち、**S/C** [*1] **あるいはD/W** [*2] **からのガスが流入。**

[*1] 代替S/Cスプレィでの流量は、RHRによるスプレィ流量より小さく、ガスの流入が発生したと想定。
 [*2] 代替D/Wスプレィも実施しており、いずれかのタイミングで流入した可能性を想定。

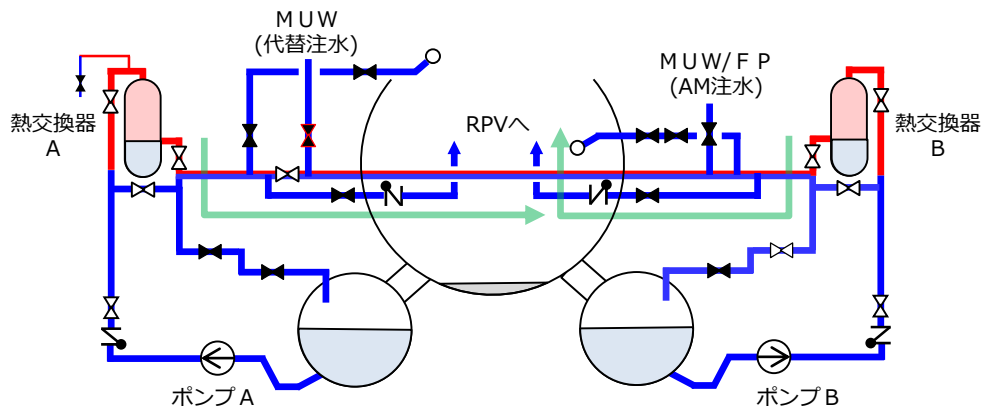
3. 3号RHR配管の水素滞留メカニズムの推定 (2/2)

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)

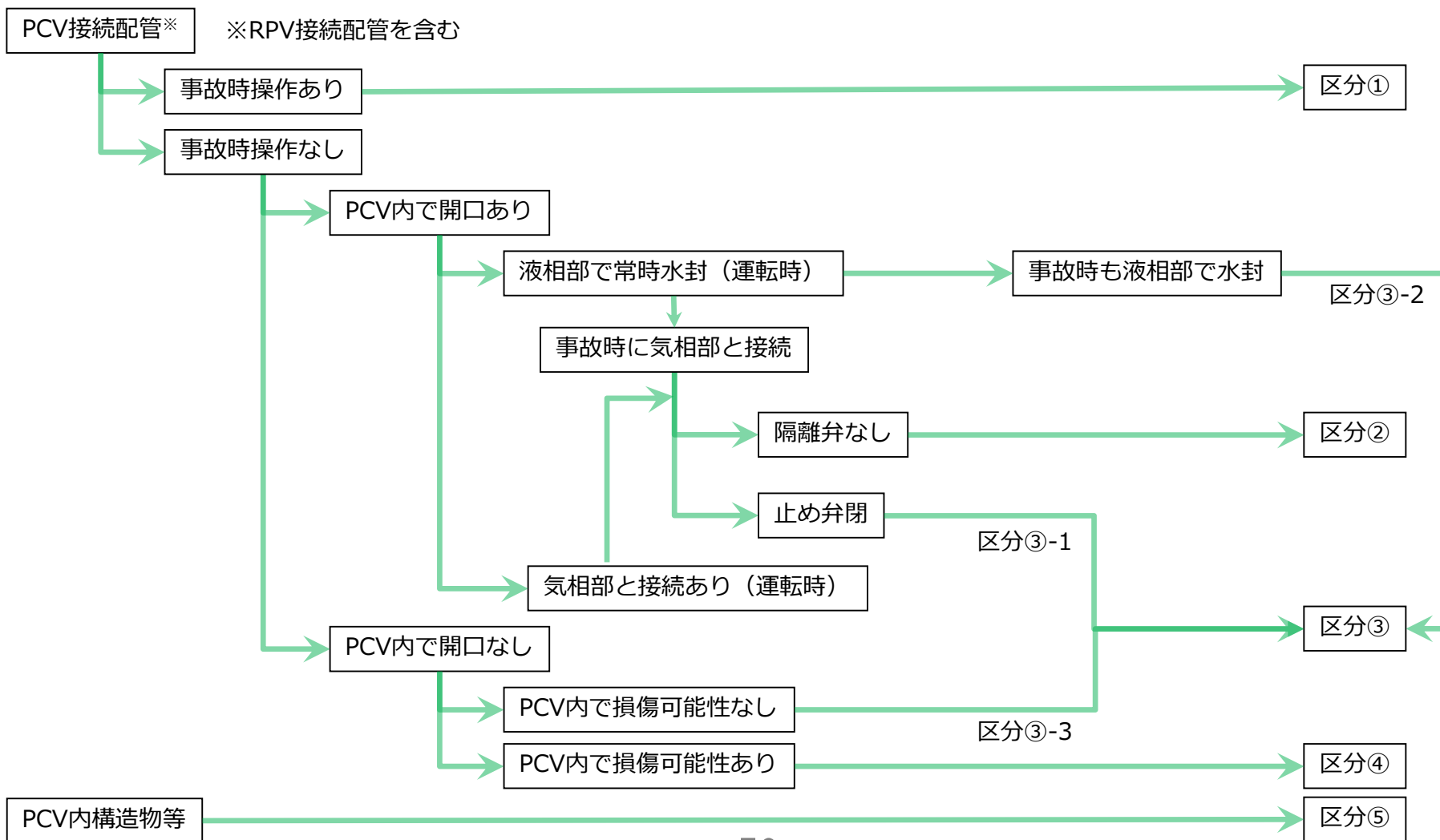
4 : 安定化以降



- 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。

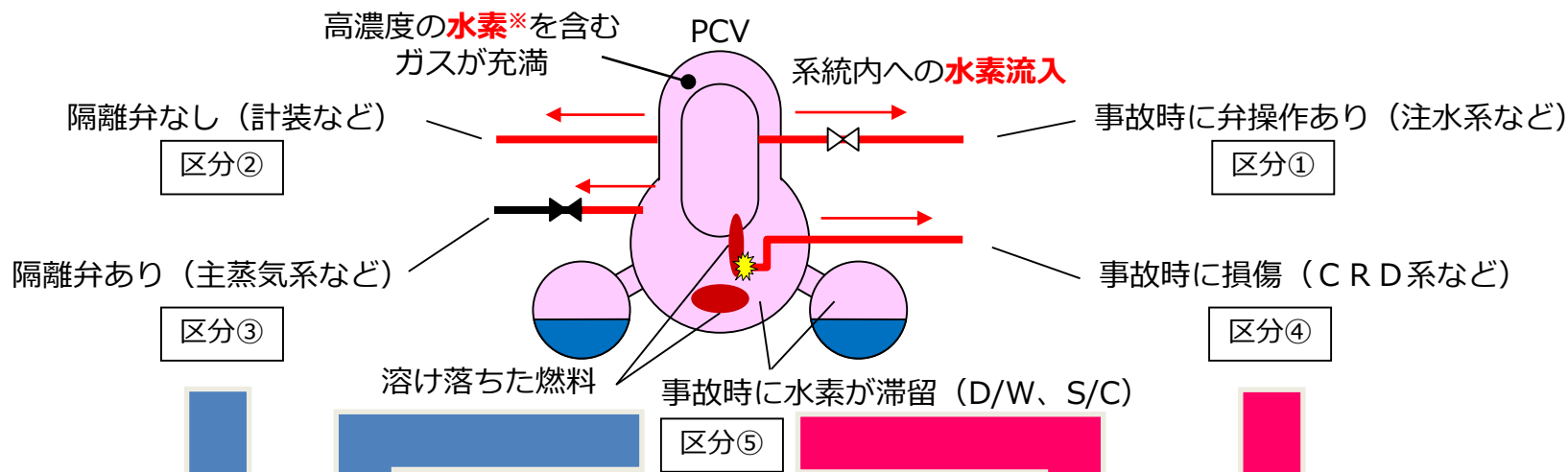
4. 水素滞留の可能性；検討対象となる系統の抽出（1/2）

■ 水素が滞留する可能性のある箇所として、図に示す抽出区分で検討対象となる系統を抽出。

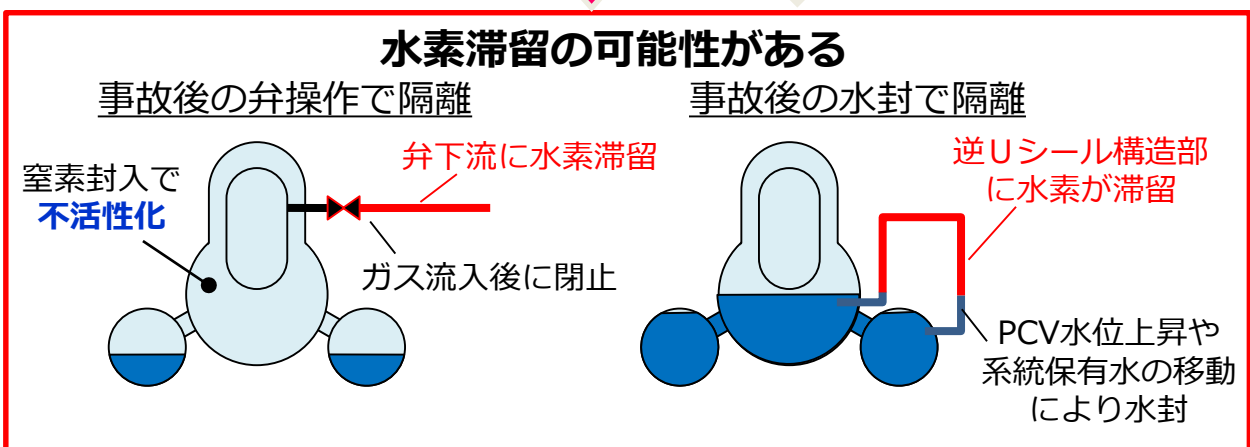
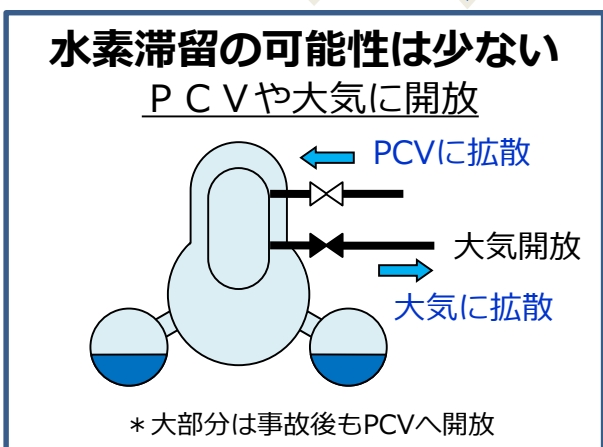


4. 水素滞留の可能性；検討対象となる系統の抽出 (2/2)

【事故時】PCVの気相部に対して開放がある系統内へ、高濃度の水素※を含むガスが流入



【現在】PCVへの窒素封入により不活性化。事故後に弁や水封で隔離された箇所には水素の滞留が想定



-60- ※事故時の水-ジルコニウム反応によって発生した水素。水の放射線分解は水素の発生量が少ないことからここでは除外。

5. 区分①の評価について

区分①：事故時に使用した系統／配管について水素滞留の可能性を検討

「福島原子力事故調査報告書（2012年6月20日公表）」及び「福島第一原子力発電所事故発生後の原子炉圧力容器内・格納容器内の状態推定について（2021年7月9日公表）別紙1～3」より、地震発生からの時系列において運転員の操作履歴を確認



炉心損傷後（水素発生後）に弁操作等を行い、使用した系統を抽出（5. 1 参照）



現在の状態でも水素が残留している可能性を評価し、以下のカテゴリ分けを実施（5. 2 参照）

- ◆ 水素滞留リスクあり
- ◆ 情報不足により判断困難（保守的にリスクありとした）
- ◆ 水素滞留リスク低

5. 1 炉心損傷後に使用した系統

号機	系統	作動／操作時間
1号機	非常用復水器 [IC(A)]	3/11 14:52～15:34 (この間、間欠的に運転) 3/11 18:18～18:25 3/11 21:30～
	非常用復水器 [IC(B)]	3/11 14:52～15:03
	格納容器冷却系 [CCS(A)]	3/11 15:10～15:37
	格納容器冷却系 [CCS(B)]	3/11 15:05～15:37
	不活性ガス系／非常用ガス処理系 [AC/SGTS]	3/12 10:17、10:23、10:24 S/Cベント弁(小弁)開操作 3/12 14:00頃～14:30 S/Cベント弁(大弁)開操作 (3/12 10時台のベント操作は成功していない可能性。一方、14時台の操作は成功と推定)
	消火系(ディーゼル駆動消火ポンプによる注水) 消防車注水(消防車→消火系→復水補給水系→炉心スプレイ系→原子炉圧力容器)	3/11 20:50～3/12 1:48 3/12 4:00～ (以降断続的に注水 のちに連続運転に移行)
2号機	原子炉隔離時冷却系 [RCIC]	3/11 14:50～14:51 3/11 15:02～15:28 3/11 15:39～3/14 9:00頃
	残留熱除去系 [RHR(A)]	S/C冷却:3/11 15:07～15:25 S/Cスプレイ:3/11 15:25～15:37
	不活性ガス系／非常用ガス処理系 [AC/SGTS]	3/13 11:00 S/Cベント弁(大弁)開操作 3/14 21:00頃 S/Cベント弁(小弁)開操作 (上記操作を実施しているものの、弁は開いていないものと推定) 3/15 0:01 D/Wベント弁(小弁)開操作 (上記操作を実施しているものの、弁は開いていないものと推定)
	消防車注水(消防車→消火系→復水補給水系→残留熱除去系→原子炉圧力容器)	3/14 19:54～
3号機	原子炉隔離時冷却系 [RCIC]	3/11 15:05～3/11 15:25 3/11 16:16～3/12 11:36
	高圧注水系 [HPCI]	3/12 12:35～3/13 2:42
	消火系(ディーゼル駆動消火ポンプによる注水、残留熱除去系を經由)	S/Cスプレイ: 3/12 12:06～3/13 3:05 3/13 5:08～3/13 7:43 D/Wスプレイ: 3/13 7:39～3/13 8:40(～9:10) 原子炉注水: 3/13 8:40(～9:10)～
	不活性ガス系／非常用ガス処理系 [AC/SGTS]	3/13 8:41 S/Cベント弁(大弁)開操作 (ベントは9:00過ぎに成功したものと推定) 3/13 12:30 S/Cベント弁(大弁)開操作(ベントは成功したものと推定) ... (以降もベント弁の開操作を行っているものの、ベントは成功していないものと推定)
	消防車注水(消防車→消火系→復水補給水系→残留熱除去系→原子炉圧力容器)	3/13 9:25～ (以降に中断期間あり)



炉心損傷後に使用した系統

水素滞留リスクあり

- 1号機IC(A) :
事故後にPCV内外の隔離弁の状態について調査した結果等から、炉心損傷後に隔離弁が開いていた可能性あり。蒸気の凝縮水がRPVに戻り切らず、水素が伝熱管内等で水封され滞留している可能性がある。
- 3号機PCVスプレイ配管 :
今回水素滞留が確認された系統であり、同様にRHR(B)系も水素が滞留している可能性が高い。

情報不足により判断困難（保守的にリスクありとした）

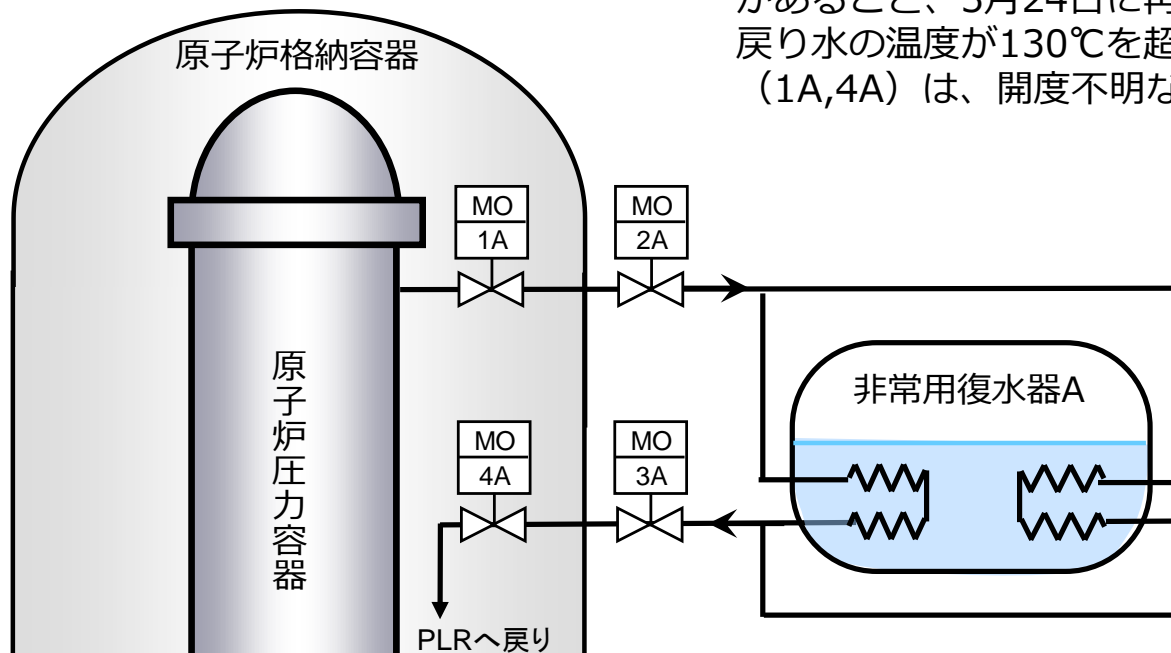
- 1～3号機の消防車注水に使用した系統 :
消防車による注水は、他系統へのバイパス流によって低圧力、低流量であった可能性があることから、系統内に水素が流入した可能性が否定出来ない。また、事故当時の記録から弁操作（開閉の）履歴を全て把握することは困難であり、保守的にリスクありと評価した。

水素滞留リスク低

- 1、3号機ベント配管 :
S/Cベント弁が閉じて以降、ベント弁の上流（PCV側）はPCVに開放され、ベント弁の下流（排気筒側）は大気に開放されているため、水素滞留の可能性は低いと考える。なお、SGTSフィルタトレインから原子炉建屋へ繋がる配管（ベントガスの逆流の影響）も同様に水素滞留の可能性は低いと考える。

1号機 IC(A)

- 事故後の弁開度調査で、PCV外側隔離弁（2A,3A）の開を確認（内側は開度不明）
- ICタンク内の残水記録から津波到達以降に水を消費した可能性があること、3月24日に再開した温度計測で、ICからRPVへの戻り水の温度が130℃を超えていたことから、PCV内側隔離弁（1A,4A）は、開度不明ながら炉心損傷後に開いていた可能性



➡ 系統は現在窒素置換をしているRPVと繋がっているものの、伝熱管内等で凝縮水により水封された場合、水素が滞留している可能性がある。

6. 区分④の評価について

区分④：圧力容器から落下した燃料デブリ等により系統の配管／機器が損傷し、系統内に水素が流入した可能性を検討

「福島第一原子力発電所事故発生後の原子炉圧力容器内・格納容器内の状態推定について（2021年7月9日公表）」および、これまで実施された建屋内線量調査や各設備の状態確認の結果から、燃料デブリ等による損傷箇所を想定



燃料デブリによって損傷を受けた可能性のある系統の抽出と事故時に水素の流入やその後の水封等による水素滞留の可能性を評価（6. 1 参照）



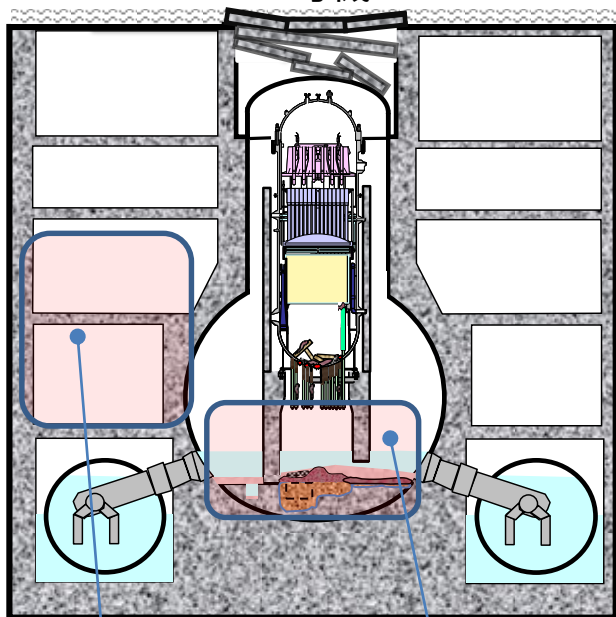
現在の状態でも水素が残留している可能性を評価し、以下のカテゴリ分けを実施（6. 2 参照）

- ◆ 水素滞留リスクあり
- ◆ 情報不足により判断困難（保守的にリスクありとした）
- ◆ 水素滞留リスク低

6. 1 区分④ 燃料デブリ等による損傷評価

各号機状態に違いはあるものの1～3号機ともRPV底部が損傷し、燃料がPCV床に落下したものと推定。燃料の落下経路上にある系統や、PCV床近傍にある系統が損傷を受ける可能性がある。

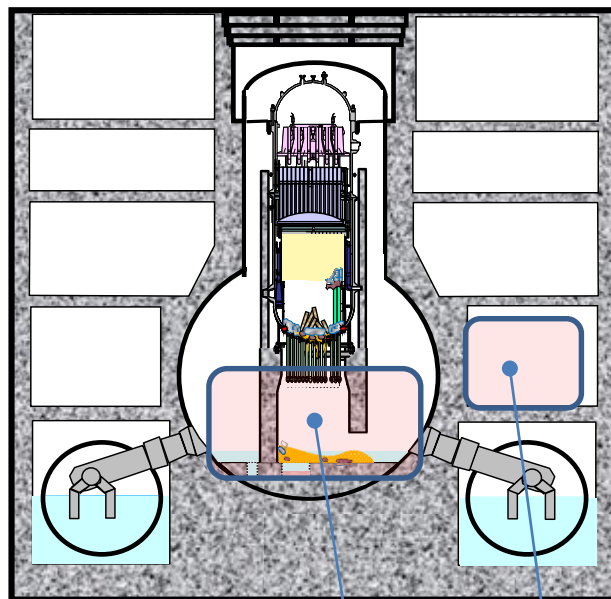
1号機



PCV内部調査

RCW（原子炉補機冷却系）
DHC（ドライウェル除湿系）の線量等

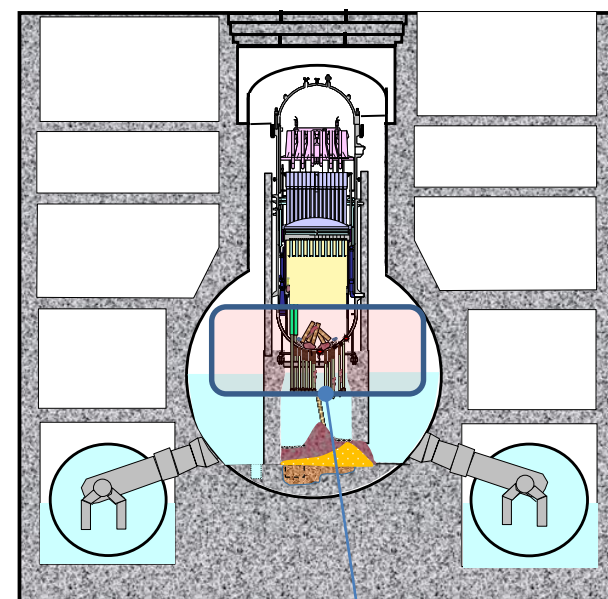
2号機



PCV内部調査

TIP（移動式炉内計装系）調査

3号機



PCV内部調査

各プラントの損傷状況予測や内部調査等のデータから燃料デブリによって損傷を受けた可能性がある系統を抽出



RCW（原子炉補機冷却系）、DHC（ドライウェル除湿系）、CRD（制御棒駆動水圧系）、
TIP（移動式炉内計装系）

水素滞留リスクあり

- 事故後の状況が不明確であり、明確に水素滞留リスクありと判断できる系統は抽出されなかった。

情報不足により判断困難（保守的にリスクありとした）

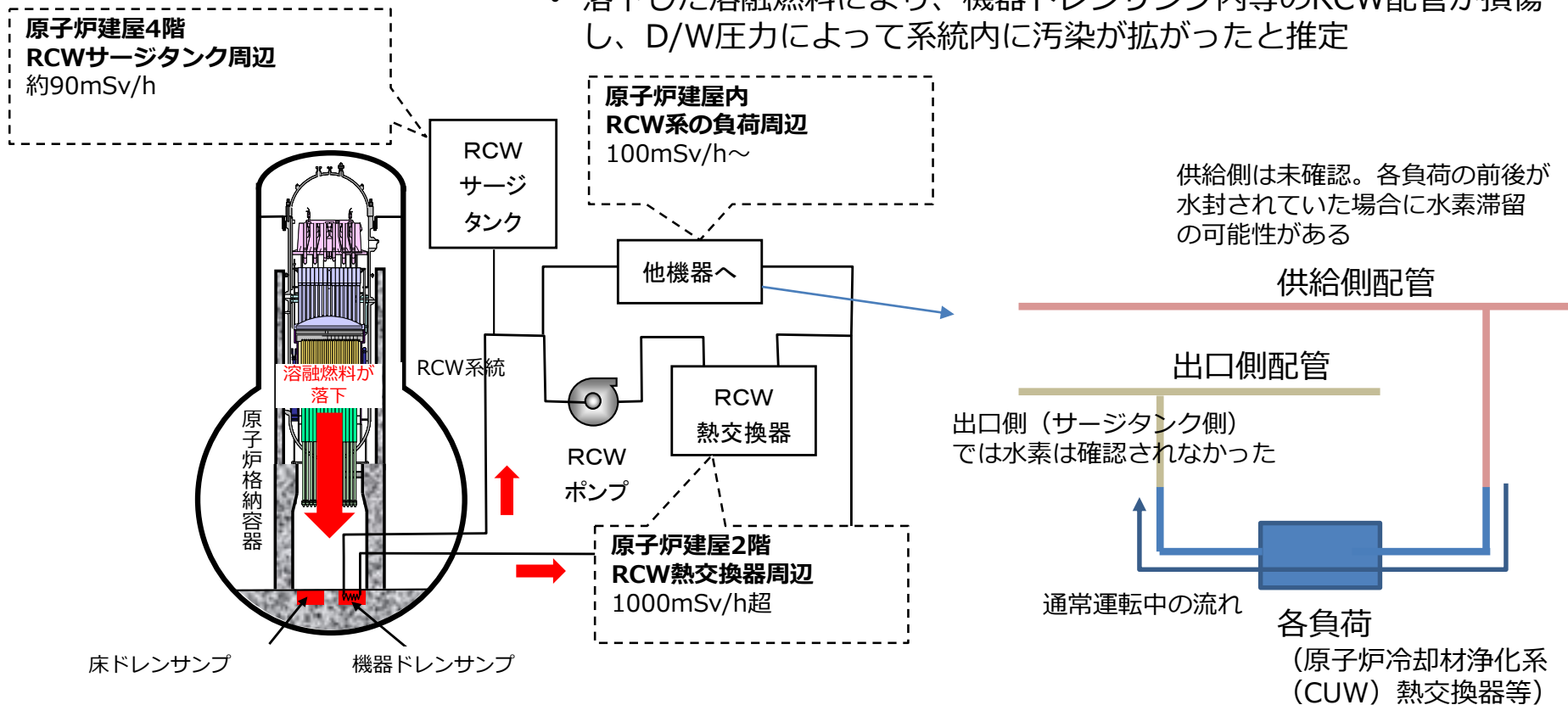
- 1号機RCW系（DHC系）：
系統全体が高線量であり、D/W内機器の損傷によって、事故時のD/W内の水あるいはガスが系統に流れ込んだことを想定している。各負荷からの戻り側のラインには水素は確認されなかったが各負荷への供給側のラインは未確認であり、各負荷での水封により、水素が滞留している可能性がある。
- 1～3号機 CRD（HCU）系：
炉心下部に位置し、CRD系への水素流入が生じた場合はHCU（水圧制御ユニット）系にも流入した可能性がある。また、HCUは事故後の冷却水等の流れ込みも考えられることから系統内での水封により、水素が滞留している可能性がある。

水素滞留リスク低

- 1～3号機TIP系：
炉心部、炉心下部に位置し、2号機の調査では案内管の途中で閉塞していることが確認されている。閉塞物のサンプル調査では核燃料物質は確認されなかったが、炉心損傷とともに損傷している可能性が高い。しかしながら、当該の損傷はD/W内で発生すると想定されるため、水素が流入した場合でもD/W内に放出されているものと推測される。

■ 区分④：1号機 RCW

- 1号機原子炉建屋内の、RCW配管／機器の周辺で高線量率を観測
- RCWはPCVに対して開放部を持たない閉ループの設計で、本来は高線量率が観測されるはずのない系統
- 落下した溶融燃料により、機器ドレンサンプ内等のRCW配管が損傷し、D/W圧力によって系統内に汚染が広がったと推定



RCW配管／機器に水素が流入した可能性がある。

現在、線量低減のためRCW系統の水抜きを計画中。その過程でサージタンク（タンク上部にて大気解放）に繋がる部分に水素の滞留がないことを確認~~68~~。ただし、その他箇所でも系統内に水封された水素が滞留している可能性は残る。

7. まとめ

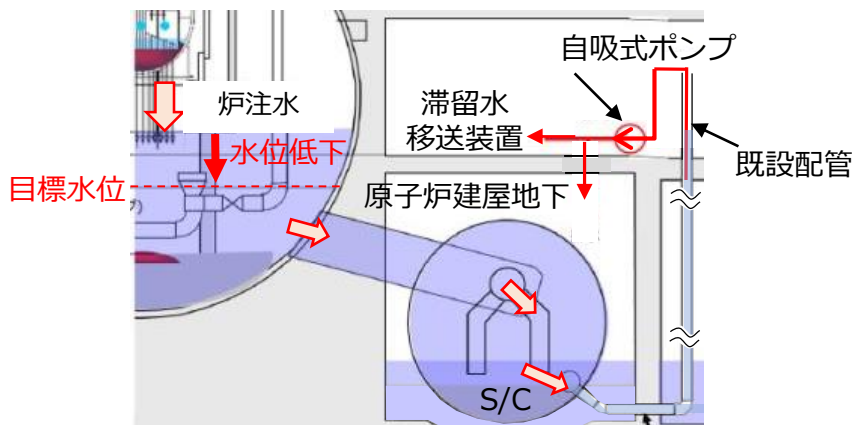
- これまで福島第一原子力発電所では、事故時における水素ガス発生対策として、PCV内への窒素ガス封入等を実施。また、これら対策の実施後も水素ガス残留の可能性を考慮し作業計画を立案するなどを実施。
- 2021年12月に3号RHR配管で水素ガスを確認したことを踏まえ、同様なケース（事故時の弁操作、水封）を中心とした評価を実施し、水素ガスが残留している可能性を再度検討した。
- 今回の評価では、外気（酸素）と接したAC系（ベント系）などの系統も抽出されたが、現在は大気あるいはPCVに開放されているなど、水素ガス滞留の可能性は低いものと評価した。従って緊急の対策が必要な、酸素が混入し閉塞されている箇所は無いものと評価した。
- 一方、水素ガス残留の可能性のある系統が一部抽出されたことから、今後、現場調査を行うとともに作業計画を立案する。なお、今回抽出された系統は高線量箇所等も含まれることから、被ばく防止等の作業安全を考慮した計画としていく。
- また、今回抽出されない箇所であっても、これまでと同様に水素滞留の可能性を考慮した作業計画を立案し、廃炉作業に万全を期すものとする。

以下、参考資料

【参考1】 3号機 PCV (S/C) 水位低下に関わる計画について **TEPCO**

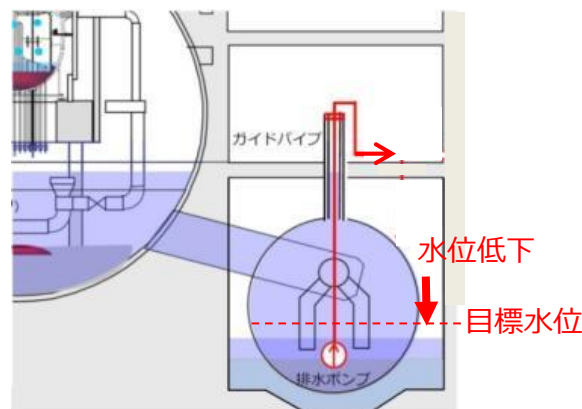
- 現状、耐震性向上策としてPCV(S/C)水位低下を行うため、以下の通り段階的に水位を低下することを計画。
- ガイドパイプ設置等（ステップ2）に先立ち、現状水位（R/B1階床上約1m）をR/B1階床面以下に低下（ステップ1）する。
- ステップ1では、S/C下部に接続する既設配管を用いて自吸式ポンプによる取水を計画。

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）

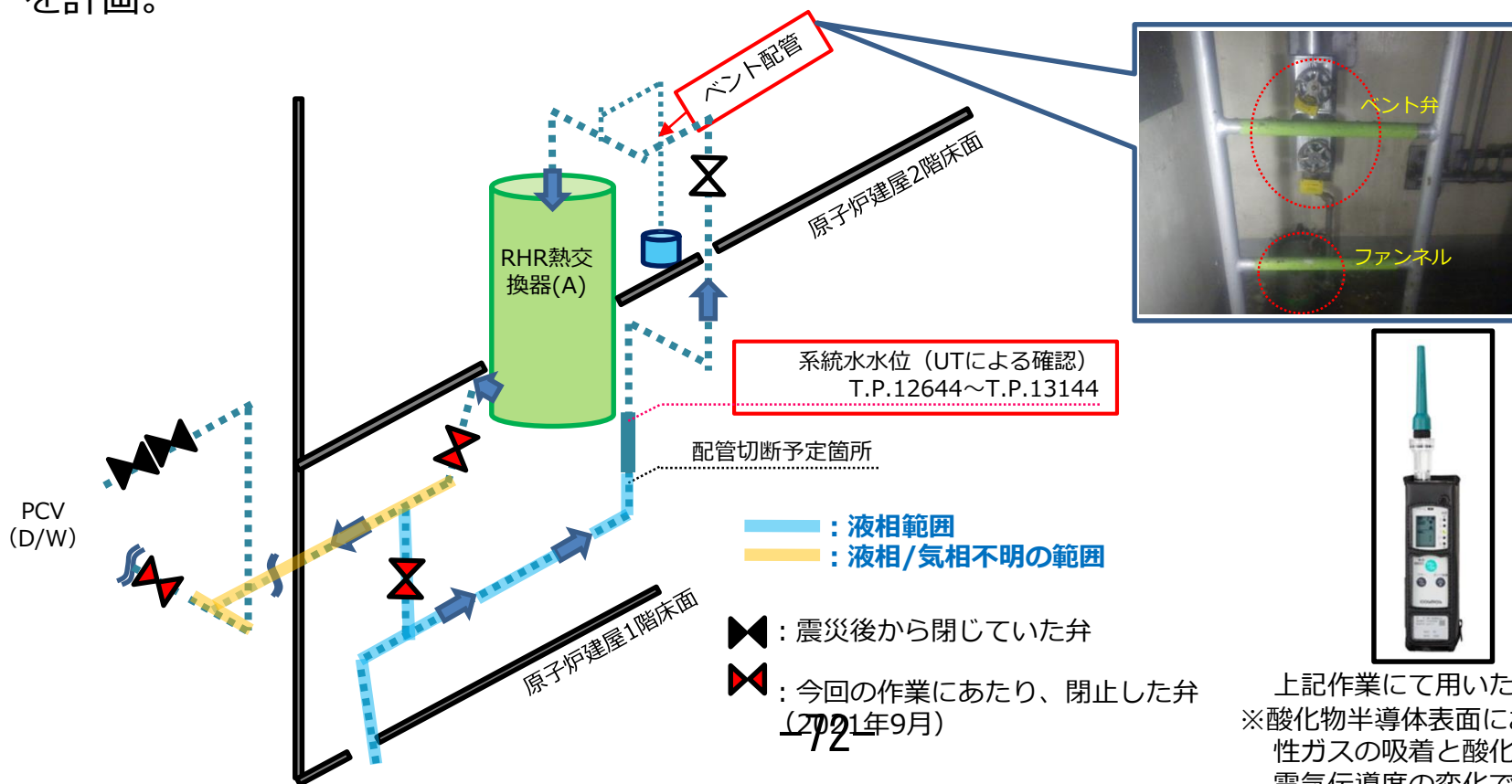


ガイドパイプによるPCV(S/C)からの取水イメージ

PCV：原子炉格納容器
S/C：圧力抑制室
R/B：原子炉建屋

【参考2】 3号機 滞留ガスのパーズに関わる経緯について

- 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。

【参考3】 3号機 滞留ガスのパーズ作業について

- パーズ作業前に、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。
- RHR熱交換器(A)側および入口配管側の滞留ガスのパーズ作業（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。

