

1号機RCW熱交換器サンプリング及び水素滞留事象 の対応について (RCW熱交換器(C)入口配管のサンプリング結果)

※RCW：原子炉補機冷却系

2023年3月20日

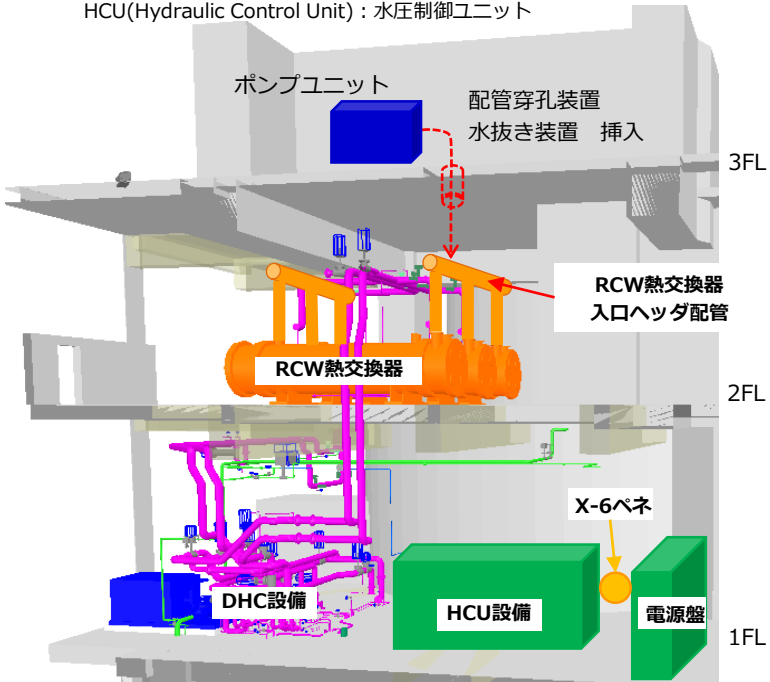
TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要（経緯）

- 1号機原子炉建屋（R/B）内の高線量線源であるRCWについて、線量低減に向けた内包水サンプリングに関する作業を10月より実施中。
- サンプリング作業で使用するRCW熱交換器入口ヘッダ配管について、電解穿孔にて配管貫通を行い、滞留ガスの確認をしたところ、水素(約72%)を検出。また、当該配管内のエア分析の結果、事故由来の核種と考えられるKr-85(約4Bq/cm³)を検出。
- 作業の安全確保に向け、当該配管の滞留ガスのパーズ（窒素封入）を実施し、水素濃度が可燃性限界未満(4%)になったことを確認した上、サンプリングや水抜きのための穿孔作業を実施。穿孔作業後、穿孔箇所は大気開放としているが、ダストモニタやPCVパラメータ等に異常がないことを確認。
- 現在、内包水サンプリング作業を実施中。なお、穿孔作業後、配管内の水素濃度が0%であること確認(至近3/15)。今後も配管内の水素ガスを確認する（傾向を確認しながら、一定期間）。

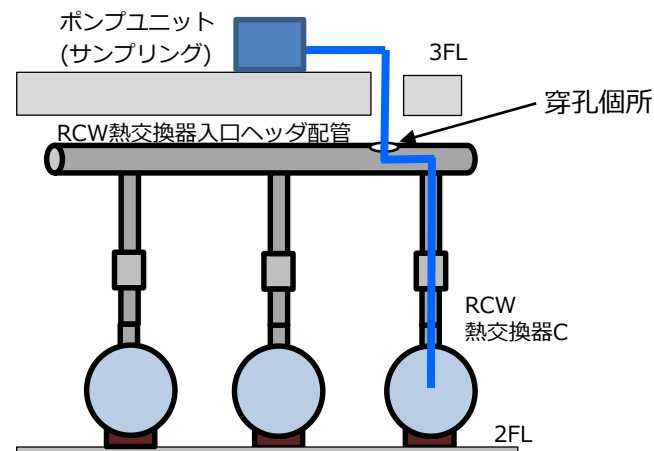
RCW(Reactor Building Cooling Water System)：原子炉補機冷却系
DHC(Drywell Humidity Control System)：ドライウェル除湿系
HCU(Hydraulic Control Unit)：水圧制御ユニット



1号機R/B 1～3階南側 断面

作業ステップ(概略)

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



※1：火花を発生させず穿孔が可能。本工法は特許出願もしており、合わせてモックアップにて火花が発生しないことを確認済み。

※2：水素ガスが確認された場合は、気体のサンプリング・分析を行った後、水素ガスパーズ（窒素封入）を行う。

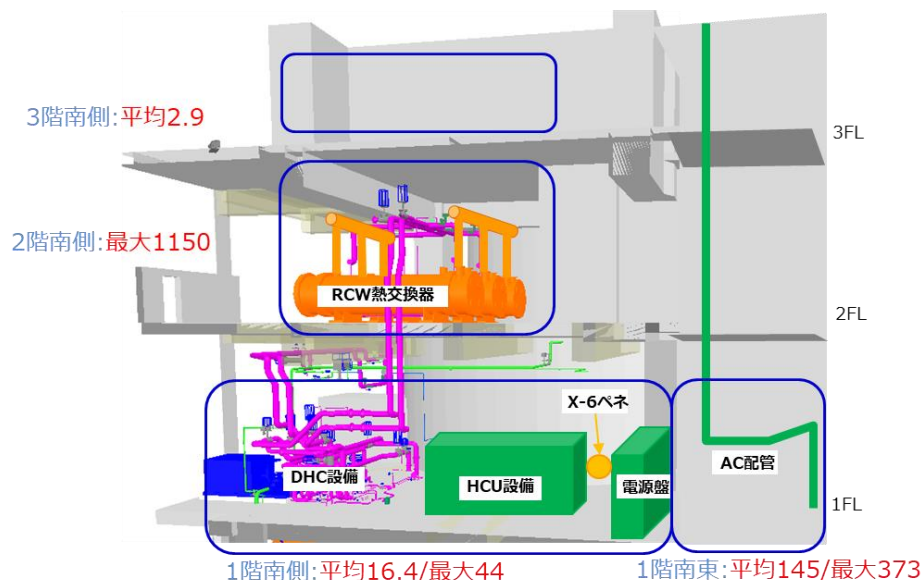
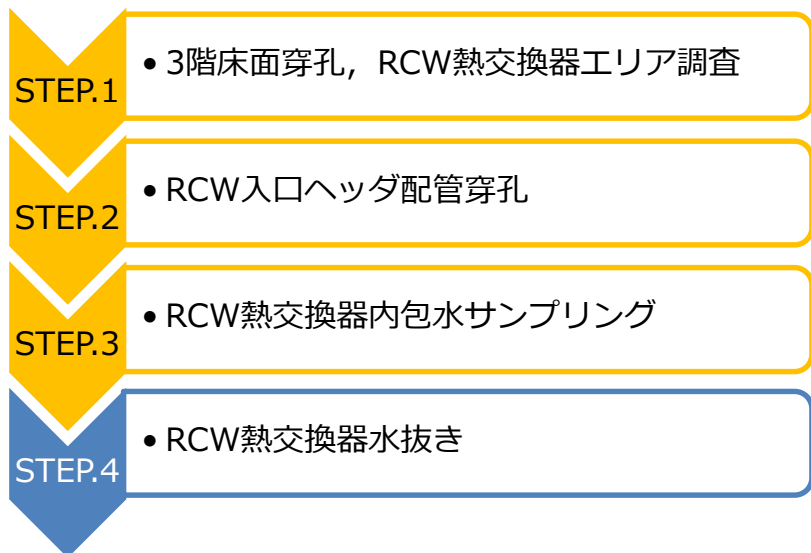
1号機原子炉建屋の環境改善

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

RCW系統線量低減

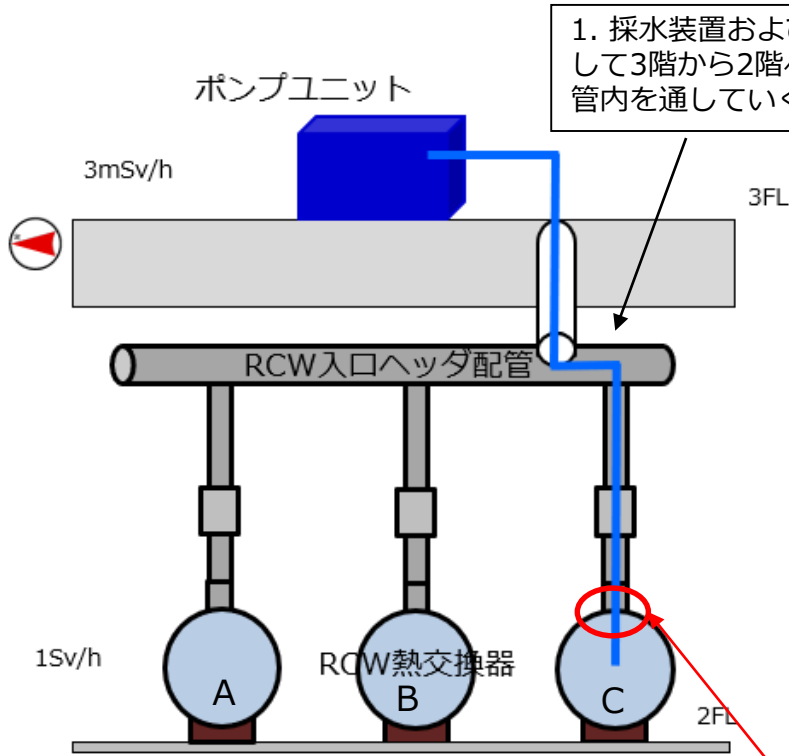
- RCW系統の内包水が高汚染であると推測されることから、RCW熱交換器の水抜きを実施し線量低減を行う。
- 高線量である2階での作業を避け、3階床面に穴をあけてRCW熱交換器にアクセスする。

(2階の線量測定結果(2020年9～10月実施)より、内包水の放射能濃度は約 $1.8E+10$ Bq/Lと推定)



3. サンプルング作業

1. 内包水サンプルング・水抜きの為、RCW-Hx入口ヘッダ配管へ採水装置の挿入
2. 採水装置→給排水ポンプユニットによるサンプルングの実施



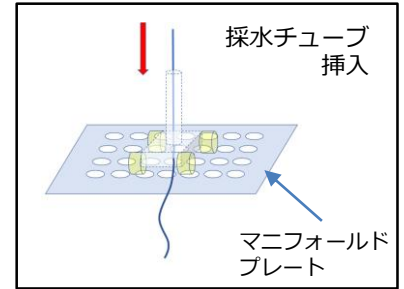
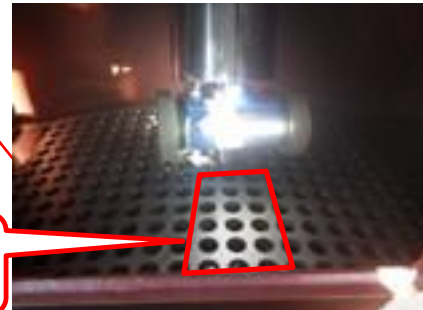
1. 採水装置およびホースの挿入に際して3階から2階へとクランク状の配管内を通していく



RCW熱交換器内包水サンプルング(イメージ)

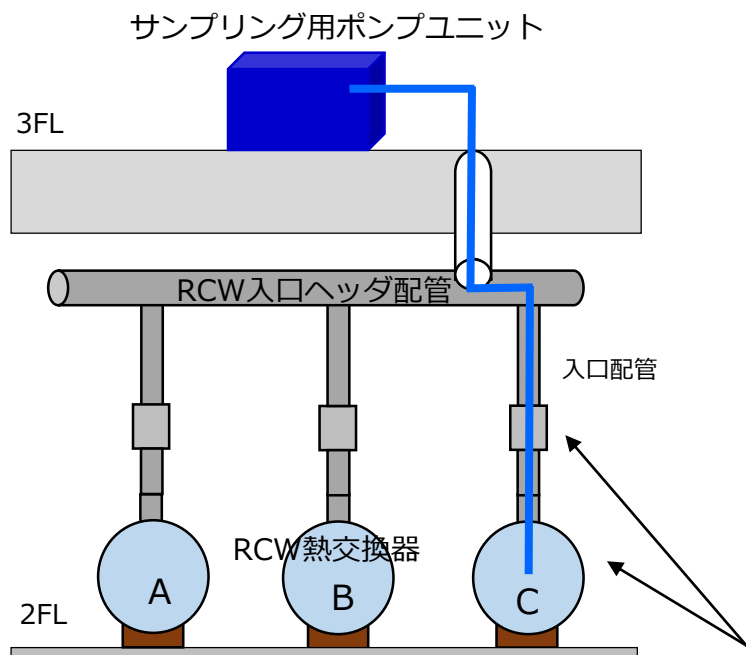
2. RCW-Hx(A),(B),(C),RCWポンプ出口ヘッダ配管内包水のサンプルングに際して、マニフォールドプレートの小口径(Φ16mm)の穴に採水チューブ(Φ12mm)を通していく。なお、RCW-Hxの下部まで通せる穴は一行のみ。

採水チューブを熱交換器内の細管隙間を通すため、使える孔に制限がある

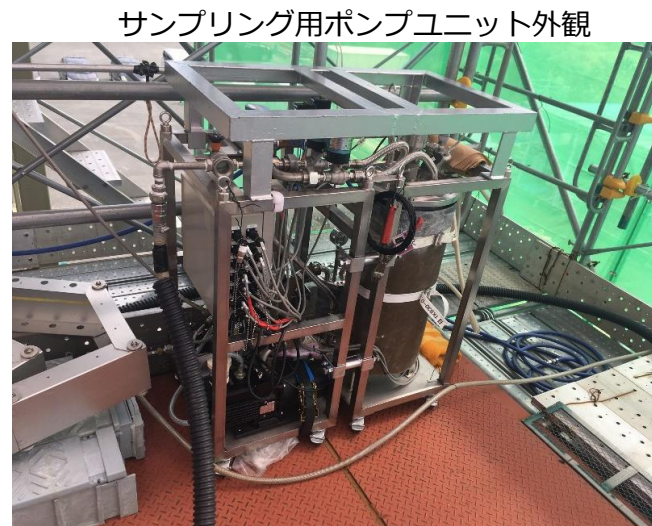


4. サンプルング箇所・分析項目

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



RCW熱交換器からのサンプルングイメージ図



サンプルング箇所
(熱交換器は上・中・下の3カ所)

- RCW熱交換器(C)内包水の分析項目

試料	目的	分析項目	採取量(予定)
RCW熱交換器(C)内包水※1	RCW熱交換器の内包水は、線量が高いことが想定される。今後計画している水抜き作業の安全な方法・手順(希釈・移送等)の検討のため。	Cs-134、137 塩素 H-3 全α、全β 他	10mL未満

5. RCW熱交換器(C)入口配管の内包水サンプリング結果

排水作業のための分析項目

測定項目	濃度	
Cs-134	2.85E+08	Bq/L
Cs-137	1.34E+10	Bq/L
Sr-90	4.29E+07	Bq/L
H-3	2.94E+07	Bq/L
全β	1.28E+10	Bq/L
全α	<1.15E+04	Bq/L
pH※	6.2	—
導電率※	8.8	μS/cm
Cl	1800	mg/L
Ca	170	mg/L
Mg	130	mg/L
Na	1000	mg/L
SS	<1000	mg/L
TOC	<100	mg/L
油分	<300	mg/L
発泡性※	なし	—

事故調査のための分析項目

測定項目	濃度	
Co-60	<4.05E+06	Bq/L
Ru-106	<1.60E+08	Bq/L
Sb-125	<8.73E+07	Bq/L
Eu-154	<1.07E+07	Bq/L
Am-241 (γ)	<4.08E+07	Bq/L
I-129 (γ)	<4.54E+08	Bq/L
Ag-108m	<2.82E+07	Bq/L
Ba-133	<3.14E+07	Bq/L

補足)

- 事故調査のための分析項目について、Cs濃度が高すぎるため、他の核種の検出限界が高くなり、検出限界以下になったと考えられる。
- 試料(約1mL)は、ラボ持ち込み線量基準1mSv/hを満足するため、約1000倍希釈したうえで分析。
左表の値(※以外)は、割戻りしたもの。
また、※については、希釈水(精製水)の影響あり。
(約1000倍の希釈)

建屋滞留水におけるCs-137, H-3濃度

測定項目		採取場所	濃度 (Bq/L)	採取日
Cs-137	過去建屋内で 確認された 高濃度汚染水 の濃度	2号機R/B トレンチ最深部	3.37E+09	2019/5/21
		1号機R/B 北西三角コーナー	2.92E+09	2011/5/27
	至近の 汚染水濃度	1号機R/B トラス室	2.05E+07	2023/1/31
H-3	至近の 汚染水濃度	1号機 R/B トラス室	5.52E+05	2023/1/31

PCV内包水におけるCs-137, H-3濃度

測定項目	採取場所	濃度 (Bq/L)	採取日
Cs-137	1号機 D/W内包水	3.47E+07	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	2.04E+08	2022/11/11
H-3	1号機 D/W内包水	1.43E+06	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	3.30E+06	2022/11/11

- 1号機RCW熱交換器周辺は高い雰囲気線量が確認されていたことから、RCW熱交換器に高い汚染濃度を想定。
- 現在、RCW熱交換器(C)について、線量低減に向けた熱交換器内包水のサンプリング作業を実施中。熱交換器側のサンプリングに先立ち、入口配管のサンプリングを実施し、Cs-137の濃度を確認。

RCW熱交換器(C)入口配管のCs-137濃度： 1.34×10^{10} Bq/L

- 上記の結果から、1号機RCW熱交換器の放射能について、以下の条件にて算出。
 - ・ RCW熱交換器(C)入口配管のCs-137濃度： 1.34×10^{10} Bq/L
(熱交換器本体のサンプリングは未実施だが、入口配管と同等と想定)
 - ・ RCW熱交換器(淡水側)：1基 約 6m^3
 - ・ RCW熱交換器内包水：約 20m^3
熱交換器3基(満水) + 出入口配管の滞留水を加味し算出

RCW熱交換器(3基)の放射能：約0.27PBq

$$1.34 \times 10^{10} \text{ (Bq/L)} \times 20 \text{ (m}^3\text{)} \times 10^3 \text{ (L/m}^3\text{)} = 2.68 \times 10^{14} = 0.27 \text{ PBq (0.027京Bq)}$$

「原子力規制庁 東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ（2022年3月版）、放射性物質(主にCs-137)の所在状況」において、1Fの総放射能は約515PBq(51.5京Bq)相当と評価。今回確認された放射能は総放射能に対し僅かである。

- 補足
 - ・ 1号機RCW熱交換器内のH-3について同様な試算をしたところ、約0.59兆Bqの放射能と評価。1F発電所構内タンクのH-3の総放射能:約780兆Bq(2021年4月1日時点)に対し僅かである。
 - ・ RCW熱交換器の入口配管の水質(速報)を踏まえた、RCW系統のCsインベントリー評価値(速報)である。
 - ・ 今後、RCW熱交換器内部から内包水をサンプリングする予定であり、インベントリー評価値は、変わる可能性がある。

7. RCW熱交換器(C)入口配管の水抜き作業（概要）

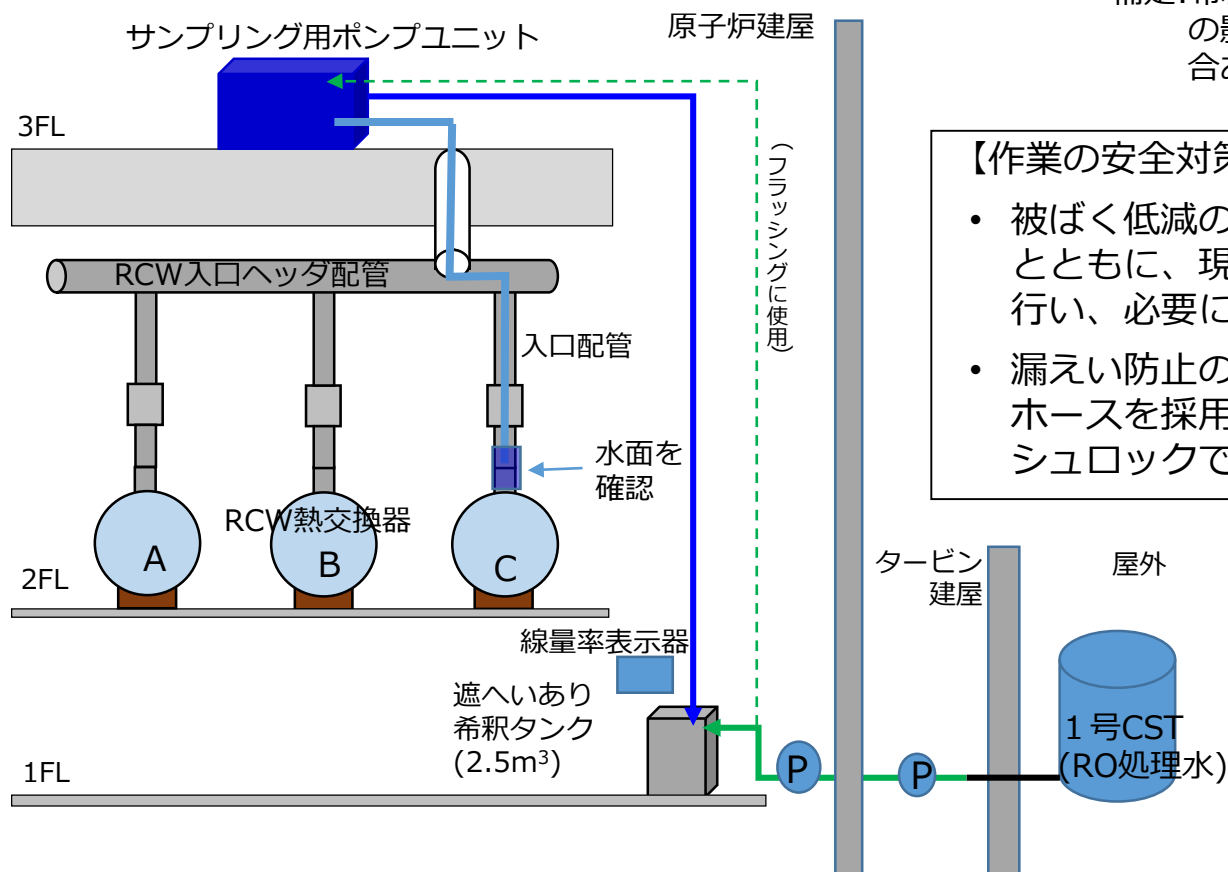
■ RCW熱交換器（C）のサンプリング前に入口配管の水抜きを実施し、希釈を行った上、分析を行っていく。

■ 水抜き作業は、下記の順で実施。

STEP1:入口配管の水を少量（約20 L）水抜き、希釈タンクへ移送。

STEP2:RO処理水（1号CST）で100倍程度を目安に希釈、その後分析。

補足:希釈で使用するRO処理水濃度等の影響により希釈量は変更する場合があります。

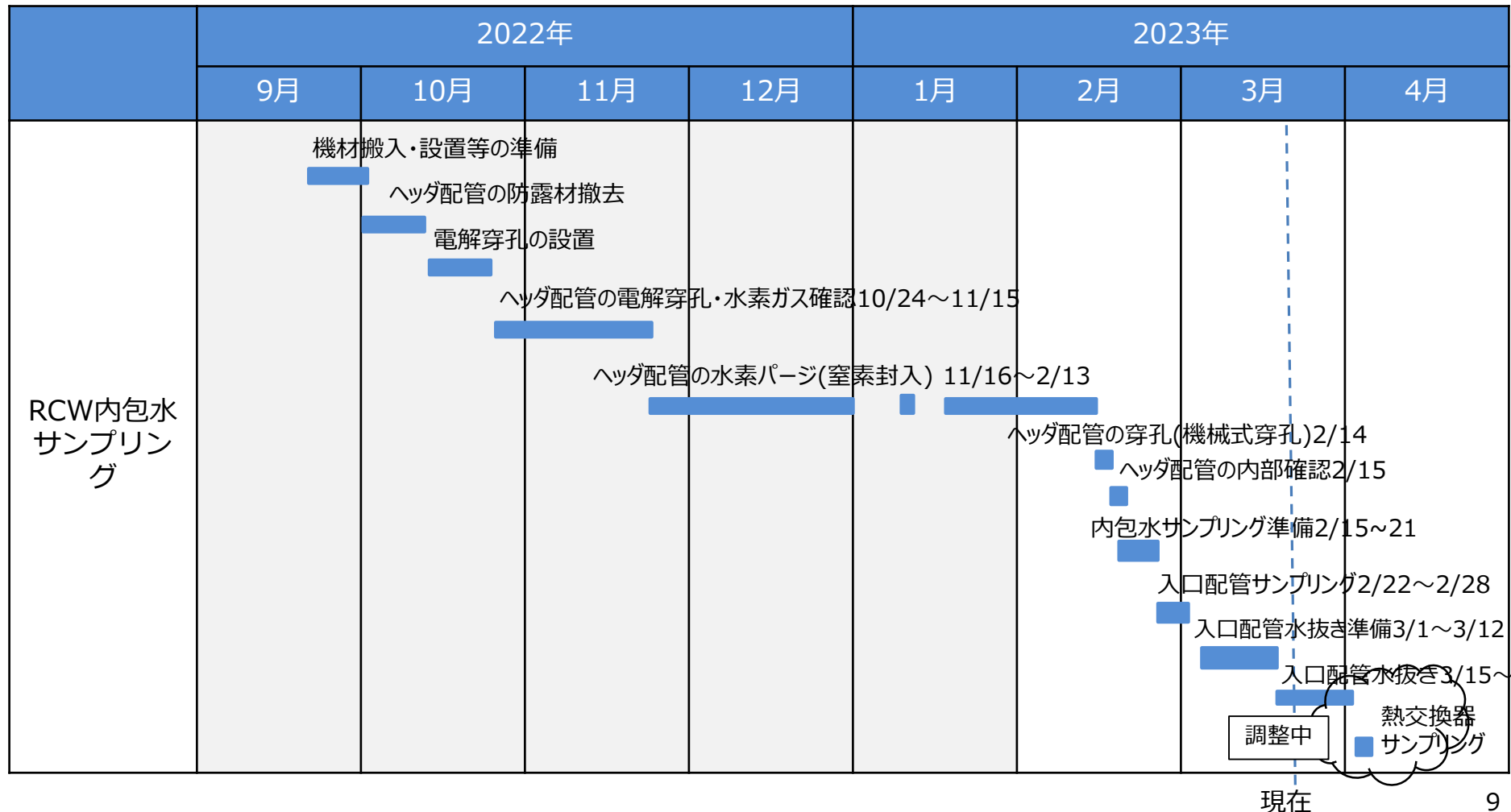


【作業の安全対策】

- 被ばく低減の観点から、遠隔にて作業を行うとともに、現場の雰囲気線量を確認しながら行い、必要に応じてフラッシングを実施。
- 漏えい防止の観点から、移送ラインは二重ホースを採用し、接続部（カプラ）はインシュロックで固縛、養生を実施。

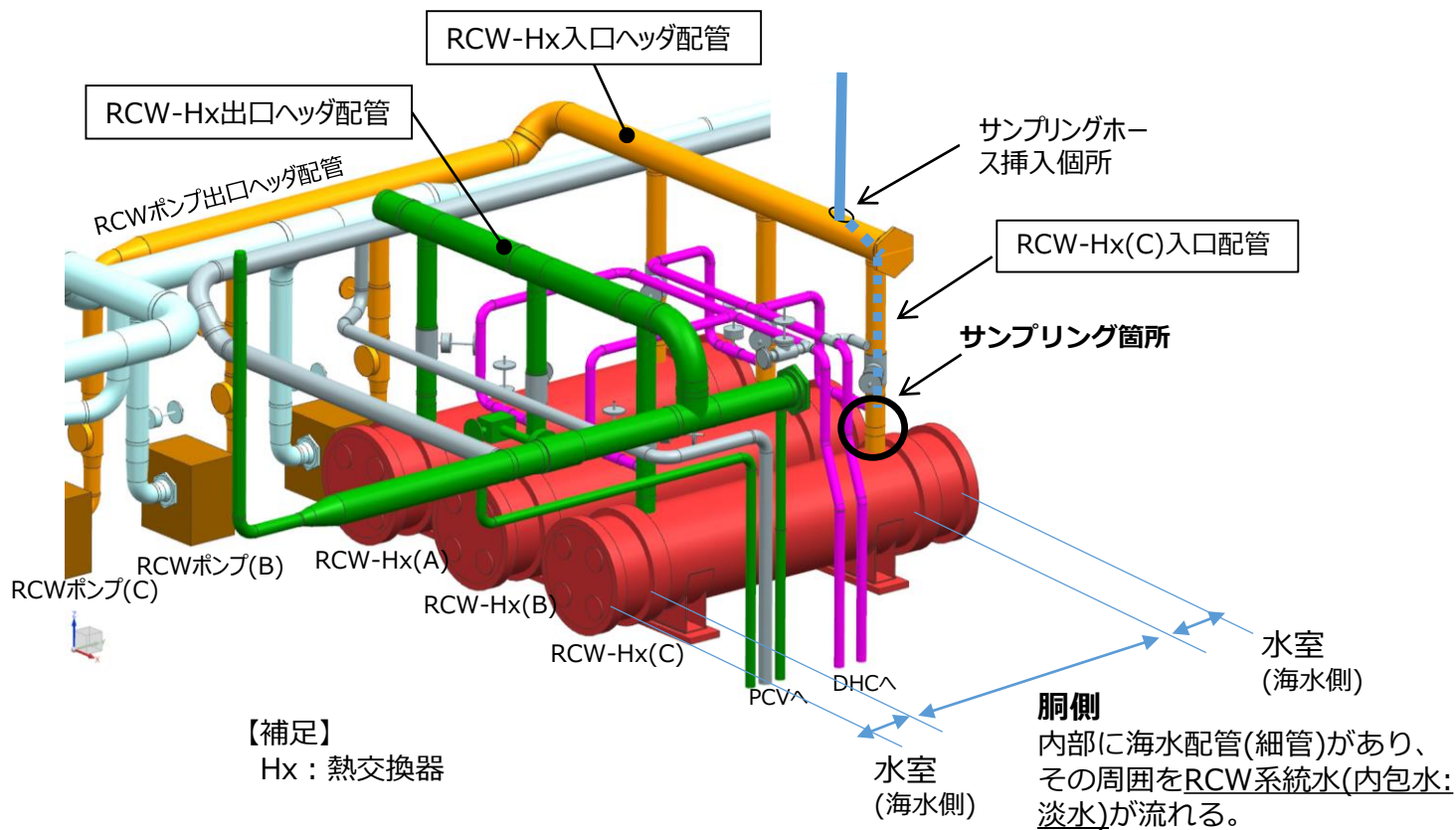
8. 今後の工程について

- 現在、入口配管のサンプリングが完了。今後、入口配管の水抜き・分析後、熱交換器内包水のサンプリングを予定。
- 入口配管の内包水サンプリング結果を踏まえ、水抜き作業を行うにあたり、内包水の漏えい防止や被ばくを抑える対応を行い、作業は慎重に実施していく。



9. 今後のRCW熱交換器の作業について

- 入口配管の分析結果を踏まえ、今後採取する熱交換器本体側の試料については、外部の分析機関等での実施も検討する。
- RCW熱交換器(C)の内包水のサンプリング結果をもとに、今後の熱交換器の水抜き手順等を検討する。また、入口ヘッダ配管内に滞留ガスとして水素が確認されたことから、滞留が想定される出口ヘッダ配管の調査や水素パージ作業等を検討する。
- 今後のRCW熱交換器(C)内包水のサンプリング・分析も含め、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。



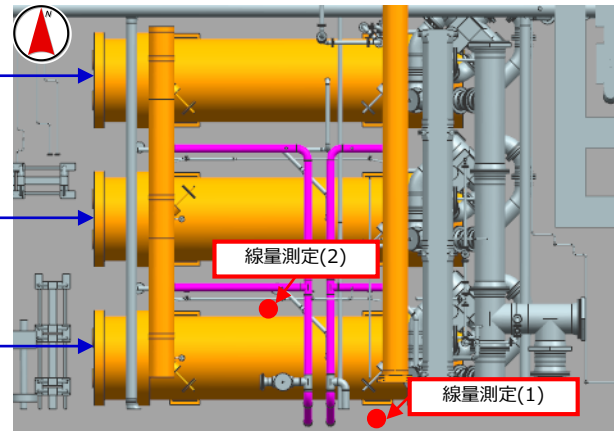
【参考3】 2階RCW熱交換器エリア 調査結果

□ RCW熱交換器エリアの線量測定結果(2020年9～10月実施)

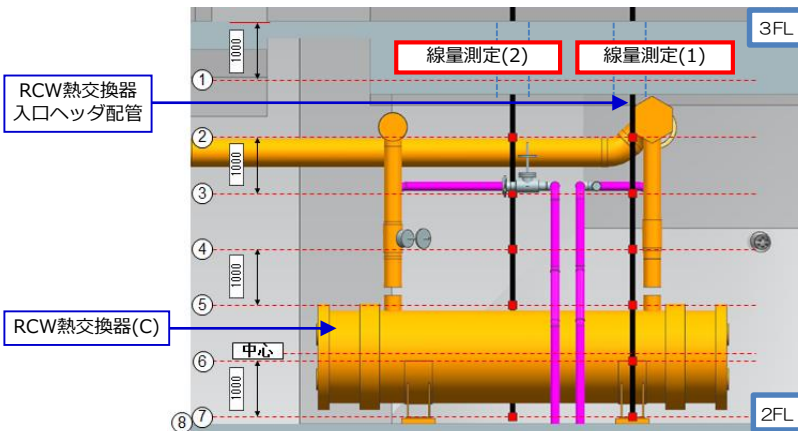
- 3階床面の調査用穿孔部より線量測定を実施。RCW熱交換器中心付近が高線量となっていることから、熱交換器が線源と推定される。
- 線量調査結果より内包水の放射能濃度は約 $1.8E+10$ Bq/Lと推定される。

単位：mSv/h

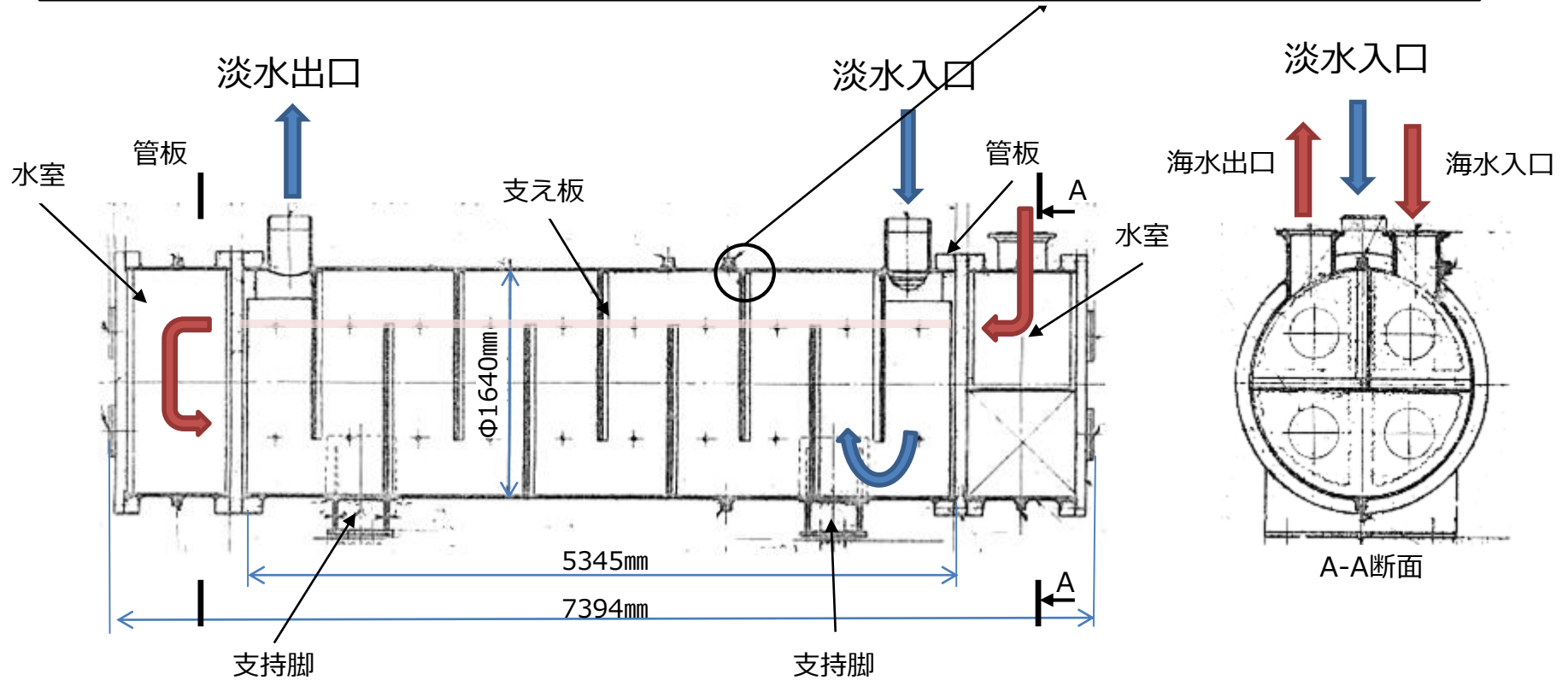
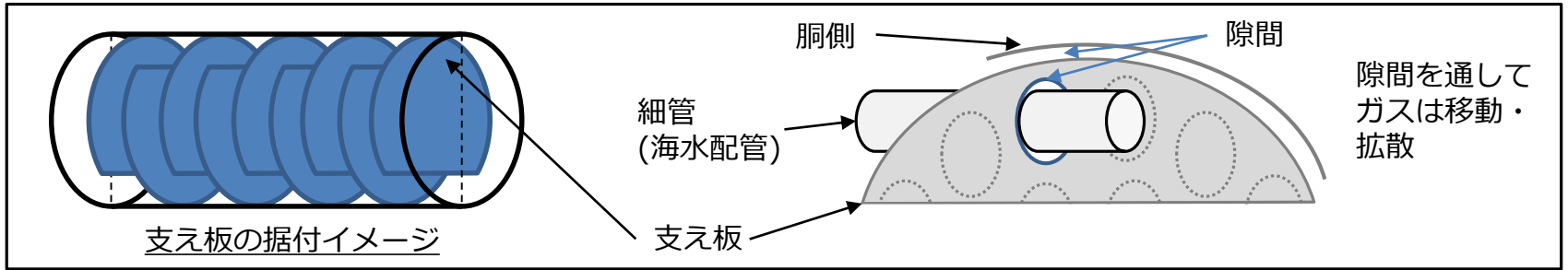
測定位置	線量測定(1)	線量測定(2)
①3階床面から1000mm下	9.7	47
②3階床面から2000mm下	58	205
③3階床面から3000mm下	103	410
④3階床面から4000mm下	207	560
⑤3階床面から5000mm下	380	790
RCW熱交換器中心 (3階床面から5950mm下)	550	1150
⑥3階床面から6000mm下	490	1040
⑦3階床面から7000mm下	215	590
⑧3階床面から7200mm下(2階床面)	225	320



線量測定位置(3階からみた2階平面図)



線量測定位置(3階-2階断面図)



内部に海水配管(細管)があり、その周囲をRCW系統水(内包水:淡水)が流れる。

1号機RCW熱交換器構造図

■ 第105回特定原子力施設監視・評価検討会の指示事項

1 号機RCW の水素滞留事象を踏まえた東京電力ホールディングス株式会社に対して求める対応

(1)水素及び酸素の滞留が考えられる箇所の選定と影響評価

- ① これまでに判明している3号機RHR、1号機RCWのほか、水素が滞留している可能性のある箇所について、東京電力は、令和4年5月13日開催の第9回福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議等において、対象箇所の選定の考え方を提示しているが、東京電力が過去自ら行った1/2号機原子炉建屋上部階調査において、事故時に使用していない配管内面に汚染が認められていることや格納容器隔離弁が事故時の温度・圧力の影響で変形し、格納容器隔離弁下流側にD/Wの気体が漏出した可能性に言及していることも踏まえ、改めて対象箇所を選定すること。
- ② ①で選定した箇所において、現実的な条件の下で水素爆発が発生すると仮定した際、選定箇所に関する閉じた系統から液状の放射性物質が流出又は気体・粒子状の放射性物質が放出され、その結果、建屋外へ流出・放出される可能性を評価すること
- ③ ②の評価の結果、敷地外への影響が大きい場合（例えば、措置を講ずべき事項に定める実効線量の評価値を大きく超えるような場合）は、その箇所について水素パーージ及び水素の供給源の除去、又は流出・放出抑制等の必要な措置を講じること。
- ④ ③に該当しない箇所は、当該箇所における線量環境等を考慮の上で実施可能であれば、次の(2)に掲げる方法で作業を行うこと

■ 影響評価を進めるにあたり

従前の選定の考え方である事故時の操作や損傷による開口からの流入に着目した選定方法で抽出した系統について、先行的に実施する方針。

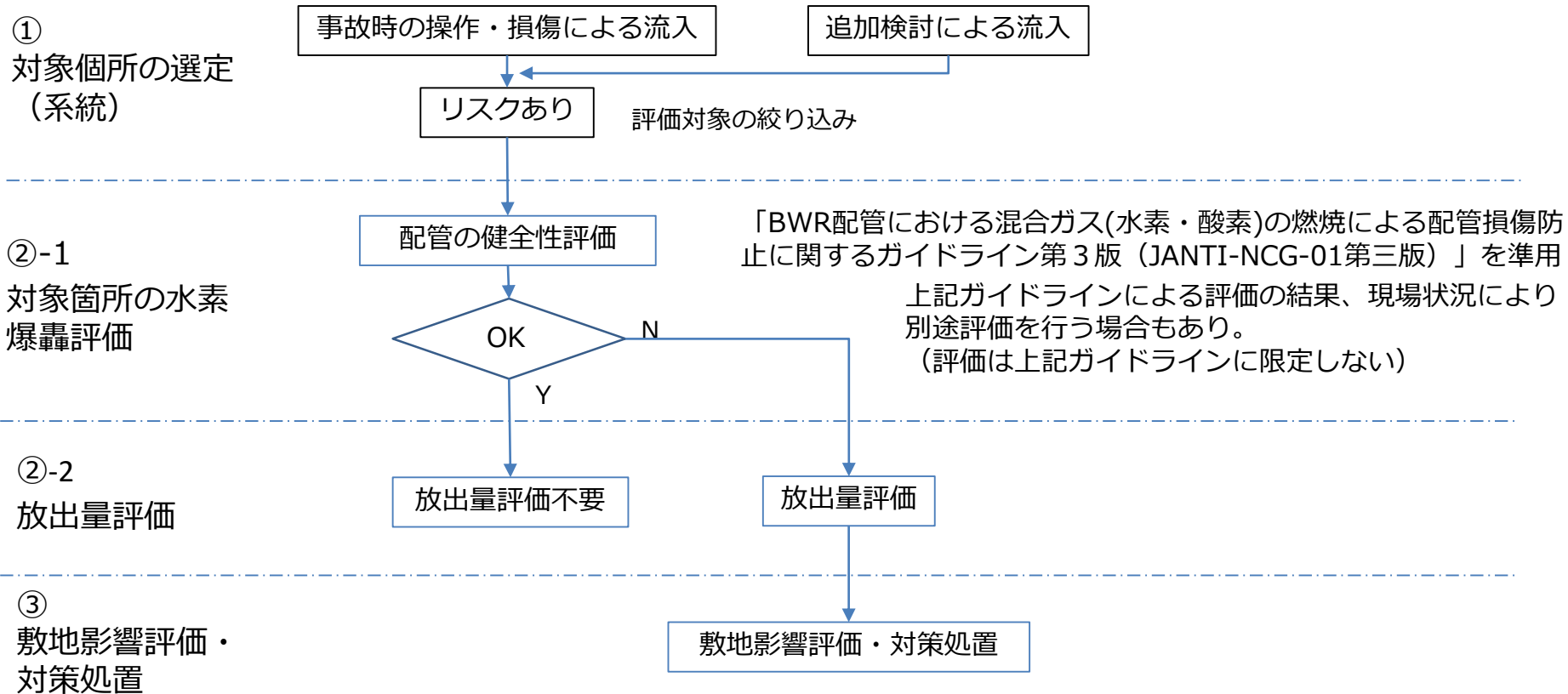
■ 上記の対応事項(赤枠)に関し、以下の項目について、検討を進めているところ。

- ① 対象個所の選定(見直し)、②-1 対象箇所の水素爆轟評価、②-2 流出・放出の評価

対象系統が多岐に渡り、水素の滞留箇所や配管の内圧や水の有無が不明。

→水素爆轟評価や流出・放出の評価において、評価方法や条件設定が課題。

■ 影響評価の流れ



■ 課題：対象系統が多岐に渡り、水素の滞留箇所や配管の内圧や水の有無が不明

■ 配管の健全性評価の進め方(②-1)

STEP1: 共通的・包絡的な条件を設定し評価 [概略評価]

STEP2: 問題となる箇所について、必要に応じ個別毎の条件で評価 [個別評価※]

(※評価は上記ガイドラインに限定しない)

1 2. 対象箇所の水素爆轟評価

「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン第3版 (JANTI-NCG-01第三版)」(以下「水素損傷防止ガイドライン」)を準用した際の評価。

3.2.2 配管の構造強度評価 (2) 評価手順2(簡易評価(弾性)) を準用 強度の検討

評価用圧力 $P1 = \alpha \cdot \beta \cdot P$

ここで α : 動的応答効果であり、2.0とする。

β : 運転圧力に対する爆轟応答比 (解説表3.3-3による : 50)

P : 運転圧力 (配管内圧力)

許容圧力 $P2 = (2 \cdot t \cdot Sy \cdot \eta) / (d_0 - 0.8 \cdot t)$: 設計建設規格 PPC-3411

ここで t : 配管・容器の厚さ

Sy : 材料の使用温度における設計降伏点

η : 長手継ぎ手の効率 : 設計建設規格 PVC-3130

d_0 : 配管・容器の外径

配管・容器の健全性として、以下の成立を確認。

$$P1 \leq P2$$

解説表 33-3 運転圧力に対する爆轟の反射圧力比 β (圧力-温度の関係)

混合ガス 温度 (°C)	運転圧力 (MPa)			
	~0.4	0.4~1.3	1.3~3.0	3.0~7.0
20~39	50	52	54	55
40~59	46	48	50	51
60~79	43	45	47	48
80~99	39	42	44	45
100~119	34	39	41	42
120~139	27	35	38	40
140~159	—	31	35	37
160~179	—	25	31	34
180~199	—	—	27	32
200~219	—	—	22	29
220~239	—	—	—	25
240~259	—	—	—	21
260~279	—	—	—	14

— : 不燃限界濃度範囲であるため、記載していない。

表中の数値は、STANJAN コード^{引用文献[3]}で算出した反射圧力比である。

概略評価の条件設定

共通的・包絡的な条件を設定

- 配管内圧 : 「PCV気相部圧力+水頭圧」
対象の多くがRPV/PCVバウンダリに繋がり、系統内にガスが滞留・水封された場合にもPCV水位による圧力を超えないと想定。
→1~3号機のPCV圧力とPCV水位を考慮して設定
- 配管・容器の板厚 : 炭素鋼については腐食量を考慮。
- 材料の設計降伏点 : 原子力プラントで代表的に使用されている材料から設定
(STS410/STGP410/SB450/SM400B = 245MPa)

■ 1号機 RCW熱交換器(Hx)出口ヘッダ配管他の個別評価。

○ 計算条件

配管仕様

- ①出口ヘッダ 口径500A/厚さ9.5t/材質SB46 (外径 d_0 508)
- ②Hx出口 口径300A/厚さ10.3t(Sch.40)/材質STPG42 (外径 d_0 318.5)

管内圧力 10kPa(入口側初期圧力)
水頭圧 3m(最大高低差)：0.0294MPa

Hx取合い配管の高さを考慮し、
0.0294MPaと設定する。

検討内圧 0.04MPa

腐食量 考慮しない※1

※1RCW-Hx入口ヘッダの肉厚測定結果から、公称板厚より大きな値が出ていること、防食剤入りの水を内包していた系統であることから、腐食量を考慮していない。

○降伏応力(S_y)

SB46(SB450相当) 245MPa
STPG42 (STPG410相当) 245MPa

○ 計算結果

評価用圧力

$$P1 = \alpha \cdot \beta \cdot P = 2 \times 50 \times 0.04 (\text{MPa}) = \underline{4.0 (\text{MPa})}$$

許容応力

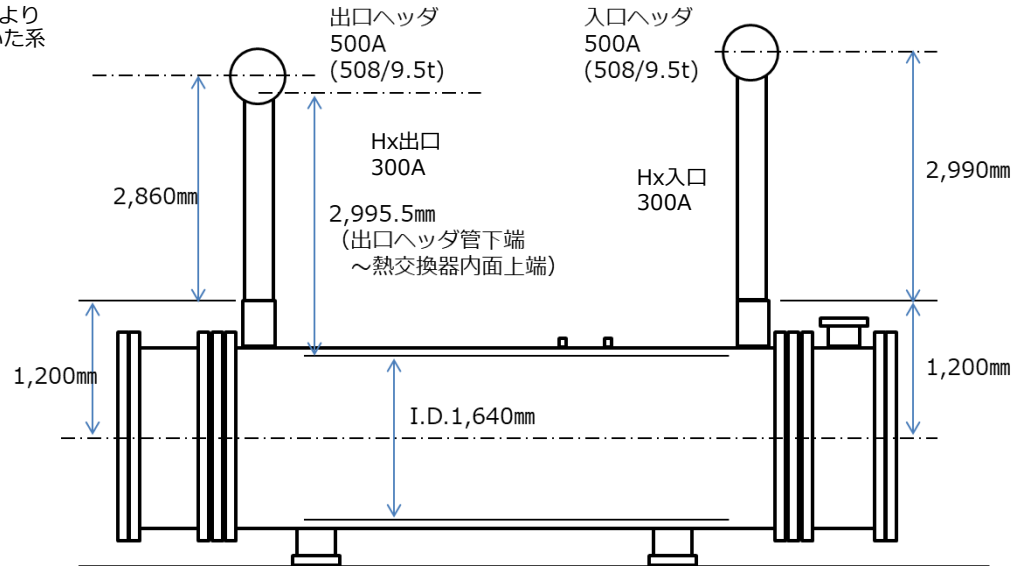
$$P2 = (2 \cdot t \cdot S_y \cdot \eta) / (d_0 - 0.8 \cdot t) \quad \text{※}\eta=1$$

①500A： 9.31MPa

②300A： 16.27MPa

許容応力 > 評価用応力 となり、
配管は水素爆発時も弾性変形域にとどまる。

RCW出口ヘッダ配管にかかる水頭圧の考え方
出口ヘッダ管内面下端高さと同熱交換器胴部内面上端との高さの差を水頭圧とした。
差異 約3m (2995.5mm)



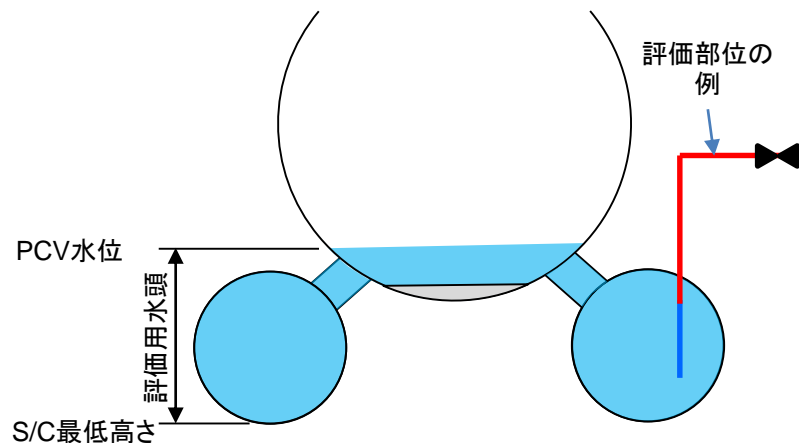
○ 結果

RCW-Hx出口ヘッダ及び接続配管は弾性変形内に収まり健全性は維持される。

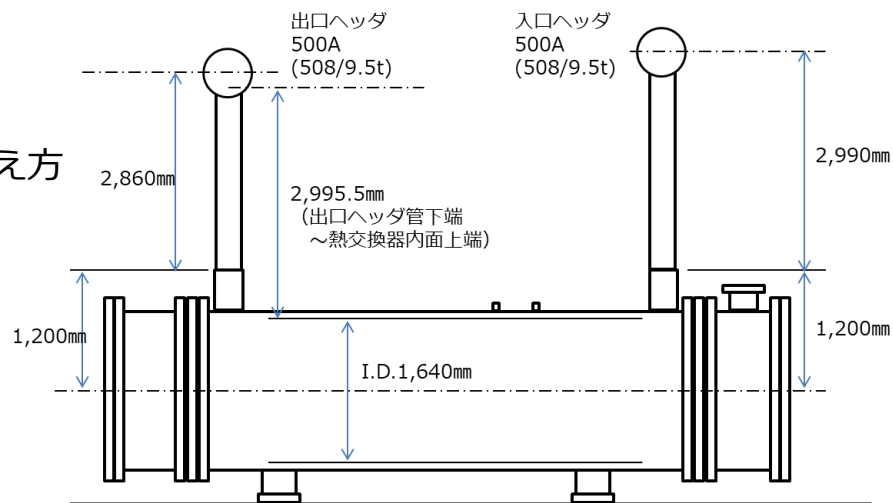
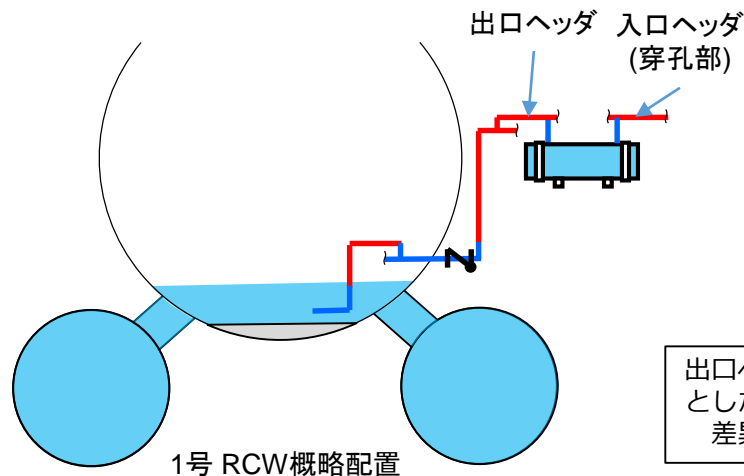
■ 評価用圧力の考え方⇒配管内圧力の設定について

➤ 概略評価：配管内圧力を「PCV気相部圧力+水頭圧」=0.132MPa

	気相部圧力	温度	PCV水位 (SC最低部との水位差)	水頭圧/ 評価用圧力 (MPa)
1号機	~0.8kPa程度	~30℃	T.P.5,900(約8m)	0.080
2号機	~4.0kPa程度	~30℃	T.P.2,000(約6m)	0.063
3号機	~0.5kPa程度	~30℃	T.P.8,900(約13m)	0.128
包絡	4.0kPa	~30℃	(約13m)	評価用圧力 0.132 (0.004+0.128)



➤ 個別評価：RCW出口ヘッダ配管にかかる水頭圧の考え方



1号 RCW熱交換器とヘッダ間の位置関係

出口ヘッダ管内面下端高さと同RCW熱交換器胴部内面上端との高さの差を水頭圧とした。
差異 約3m (2995.5mm)

- 既に水素滞留箇所が想定されている対象箇所(系統) について、影響評価を先行的に進めていく。
- 並行して、対象となる選定箇所の見直しや放出量評価等の条件設定について検討を進めていく。