

# 水素滞留事象の影響評価について

2023年5月19日

**TEPCO**

---

東京電力ホールディングス株式会社

# 1. NRA指示事項、水素滞留事象の影響評価

## ■ 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を選定と影響評価

- 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、対象箇所を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



## ■ 影響評価について

- 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や、過去の調査結果等を踏まえPCVに連通する系統を対象系統として追加。
- 水素爆発が発生したと仮定した時の影響確認として、対象系統の配管の健全性評価を実施。  
配管の健全性評価として、「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)」を準用
- 配管の健全性評価のうち、健全性が維持できないものについて、滞留水・滞留ガスの流出・放出による影響評価を実施。

## 2. 影響評価の対象系統

### ■ 対象系統

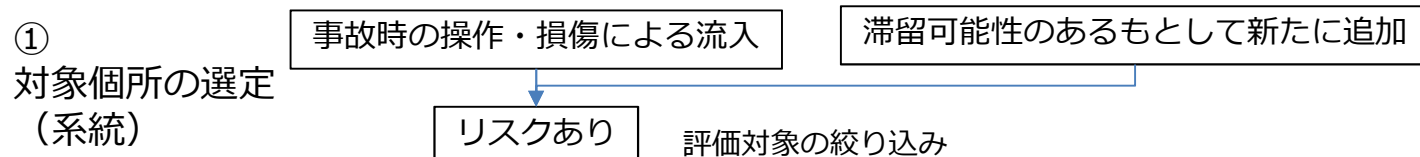
- 事故時の操作や損傷による開口からの流入・水封されたと考えられる系統（既報告）
- 上記に加え、再検討の反映や廃炉作業の進捗に応じ、水素の滞留が想定される系統（既報告）
- 過去の隔離弁からの漏えい等を踏まえ、PCVと連通しており、滞留を想定した系統（新たに追加）

	1号機	2号機	3号機	備考
滞留の可能性が高い (既報告)	IC(A) 原子炉隔離時復水系 CRD(HCU) 制御棒駆動系水圧1 コット RCW 原子炉補機冷却系	CRD(HCU) 制御棒駆動系水圧1 コット	CRD(HCU) 制御棒駆動系水圧1 コット	操作や損傷箇所から流入
	CUW 原子炉冷却材浄化系 (S/C接続)	RHR(A/B) 残留熱除去系 AC 不活性ガス系	RHR(B) 残留熱除去系 S/C 圧力抑制室	
滞留の可能性のあるものとして新たに追加	PLR 原子炉再循環系 (パージライン対象) SLC ほう酸水注入系 CUW 原子炉冷却材浄化系  CCS 格納容器冷却系 CS 炉心スプレイ系 HPCI 高圧注水系 FCS 可燃性ガス処理系 SAM 試料採取系 AC 不活性ガス系 SHC 停止時冷却系 RW 放射性廃棄物処理系	PLR 原子炉再循環系 (パージライン対象) SLC ほう酸水注入系 CUW 原子炉冷却材浄化系 RCIC 原子炉隔離時冷却系  CS 炉心スプレイ系 HPCI 高圧注水系 FCS 可燃性ガス処理系 SAM 試料採取系  RW 放射性廃棄物処理系	PLR 原子炉再循環系 (パージライン対象) SLC ほう酸水注入系 CUW 原子炉冷却材浄化系 RCIC 原子炉隔離時冷却系  CS 炉心スプレイ系 HPCI 高圧注水系 FCS 可燃性ガス処理系 SAM 試料採取系 AC 不活性ガス系  RW 放射性廃棄物処理系	

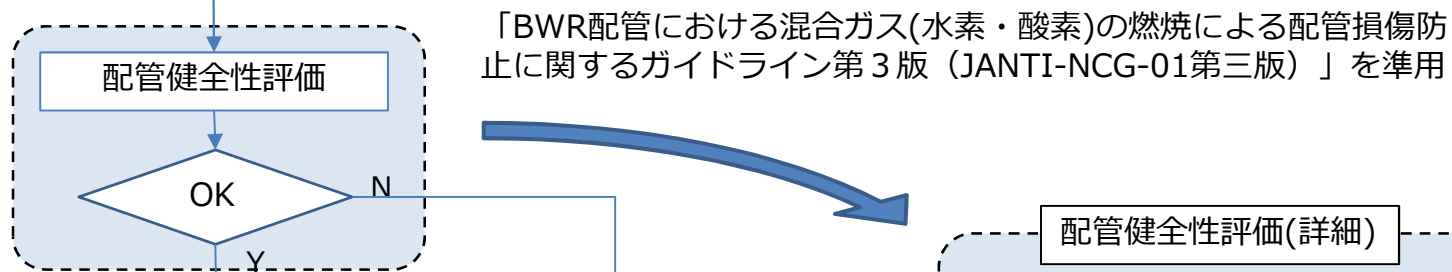
【補足】 PCV内に開口している系統やPCV内の系統は対象外（MS、FDW、PLR）  
CRD、CUW、RHR系統の熱交換器を含む。ポンプは内部に水が浸水しているものとして評価の対象外とした。

### 3. 影響評価の流れ

#### ■ 影響評価の流れ



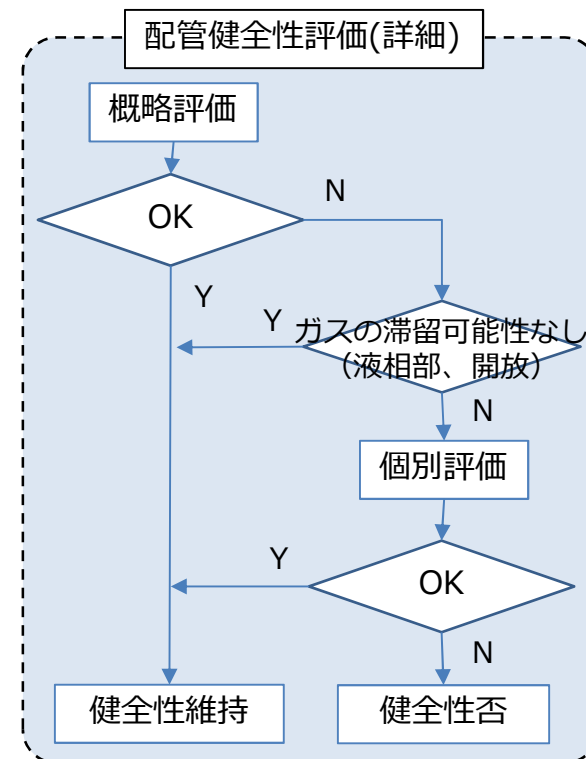
②-1 対象系統の配管健全性評価(水素爆轟評価)



②-2 放出評価



③ 敷地境界影響評価・対策処置



- 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: 問題となる個所について、必要に応じ個別毎の条件で評価 [個別評価]

## 4. 対象システムの配管健全性評価（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「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  $\alpha$  : 動的応答効果であり、2.0とする。

$\beta$  : 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

$\eta$  : 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 3.3-3 運転圧力に対する爆轟の反射圧力比  $\beta$  (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<sup>[3]</sup>で算出した反射圧力比である。

### ■ 概略評価の条件設定

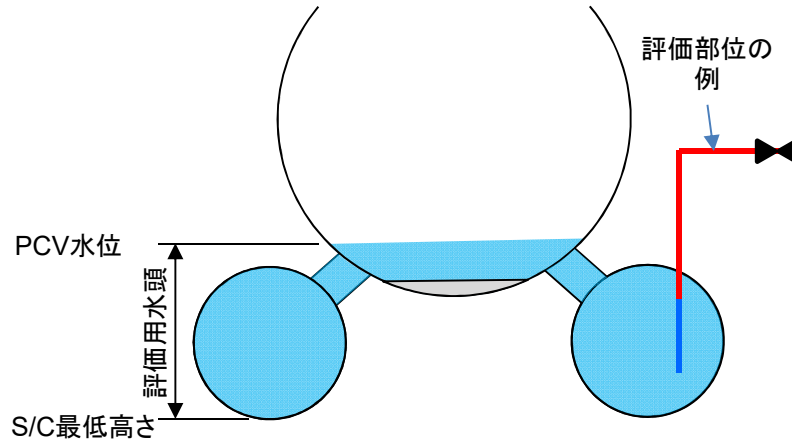
共通的・包絡的な条件を設定

- 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
- 水素・酸素ガスの濃度比  
ガイドラインでは、水素・酸素ガスの濃度比2：1の混合ガスが約100%滞留として設定。

## 5. 概略評価の条件設定

### ■ 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)

### ■ 設計降伏点について

代表的材料 炭素鋼配管：STS410/STGP410/SB450/SM400B 降伏点 245MPa

ステンレス鋼配管：SUS316LTP 降伏点 175MPa

(参考：SUS304TPも一般的に使用されるが、その降伏点は205MPa)

### ■ 配管・容器の板厚について(配管(炭素鋼)の腐食量について)

想定腐食量は、補助事業「平成25年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金

圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発 研究報告書(最終報告)」の震災15年後のS/C腐食量を採用。

概略評価条件として、1.5mmを採用。

(個別評価条件として、1号機:1.36mm、2号機:1.5mm、3号機:1.28mm)

## 6. 概略評価から個別評価への展開

### ■ 概略評価の結果

	水素爆轟時に配管が弾性変形範囲に収まる配管口径 (評価応力(P1) < 許容応力(P2)となる配管口径)	
配管肉厚	炭素鋼配管(Sy:245MPa設定)	ステンレス鋼配管(Sy:175MPa設定)
Sch.80	650A以下のものが弾性変形範囲を満足	650A以下のものが弾性変形範囲を満足
Sch.40	500A以下のものが弾性変形範囲を満足 (550A以上のものが弾性変形範囲を逸脱)	200A以下のものが弾性変形範囲を満足 (250A以上のものが弾性変形範囲を逸脱)
STD	250A以下のものが弾性変形範囲を満足 (300A以上のものが弾性変形範囲を逸脱)	200A以下のものが弾性変形範囲を満足 (250A以上のものが弾性変形範囲を逸脱)

### ■ 個別評価への展開

概略評価の結果、弾性変形範囲を超えるものは、ガスの滞留可能性を評価した上、個別評価を実施。  
個別評価では、各号機の腐食量や対象箇所毎の水頭圧等を設定し評価を実施。

### ■ 計装配管の扱い

計装配管については、以下の理由から対象外とする。

- 計装配管はPCVへ開口しており、事故から長期間経つことから滞留の可能性は低いと考えられること。  
(液相部は勾配上溜まらない)
- 計装配管は震災前からPCVバウンダリの位置づけでなく、破断しても外部への影響が低いと考えられること。
- 計装配管は、ステンレスチューブ材を使用しており、配管減肉を考慮する必要は無く、弾性変形内に収まる結果であるため。

# 参考 1 . 概略評価 (代表例)



## ■ 概略計算結果(肉厚 STDのケース)

計算条件  
 PCV内圧力 4 kPa  
 PCV検討水位 13 m  
 材料降伏点 245 MPa  
 腐食量 1.5 mm

炭素鋼配管 肉厚 STDのケース

口径	外径	肉厚	内径	評価用肉厚	温度	圧力	$\alpha$	$\beta$	評価用圧力 P1 (MPa) $\alpha \beta P$	許容圧力 P2 (MPa)
(A)	(mm)	(mm)	(mm)	(mm)	~39 (°C)	~0.4 (MPa)				
6	10.5	1.7	7.1	0.2	39	0.132	2	50	13.20	9.478
8	13.8	2.2	9.4	0.7	39	0.132	2	50	13.20	25.906
10	17.3	2.3	12.7	0.8	39	0.132	2	50	13.20	23.529
15	21.7	2.8	16.1	1.3	39	0.132	2	50	13.20	30.833
20	27.2	2.9	21.4	1.4	39	0.132	2	50	13.20	26.304
25	34	3.4	27.2	1.9	39	0.132	2	50	13.20	28.664
32	42.7	3.6	35.5	2.1	39	0.132	2	50	13.20	25.085
40	48.6	3.7	41.2	2.2	39	0.132	2	50	13.20	23.015
50	60.5	3.9	52.7	2.4	39	0.132	2	50	13.20	20.075
65	76.3	5.2	65.9	3.7	39	0.132	2	50	13.20	24.720
80	89.1	5.5	78.1	4	39	0.132	2	50	13.20	22.817
90	101.6	5.7	90.2	4.2	39	0.132	2	50	13.20	20.949
100	114.3	6	102.3	4.5	39	0.132	2	50	13.20	19.919
125	139.8	6.6	126.6	5.1	39	0.132	2	50	13.20	18.413
150	165.2	7.1	151	5.6	39	0.132	2	50	13.20	17.073
200	216.3	8.2	199.9	6.7	39	0.132	2	50	13.20	15.564
250	267.4	9.3	248.8	7.8	39	0.132	2	50	13.20	14.635
300	318.5	9.5	299.5	8	39	0.132	2	50	13.20	12.560
350	355.6	9.5	336.6	8	39	0.132	2	50	13.20	11.226
400	406.4	9.5	387.4	8	39	0.132	2	50	13.20	9.800
450	457.2	9.5	438.2	8	39	0.132	2	50	13.20	8.696
500	508	9.5	489	8	39	0.132	2	50	13.20	7.815
600	609.6	9.5	590.6	8	39	0.132	2	50	13.20	6.499

計算条件  
 PCV内圧力 4 kPa  
 PCV検討水位 13 m  
 材料降伏点 175 MPa  
 腐食量 0 mm

ステンレス配管 肉厚 STDのケース

口径	外径	肉厚	内径	評価用肉厚	温度	圧力	$\alpha$	$\beta$	評価用圧力 P1 (MPa) $\alpha \beta P$	許容圧力 P2 (MPa)
(A)	(mm)	(mm)	(mm)	(mm)	~39 (°C)	~0.4 (MPa)				
6	10.5	1	8.5	1	39	0.132	2	50	13.20	36.082 ※
6	10.5	1.2	8.1	1.2	39	0.132	2	50	13.20	44.025 ※
6	10.5	1.7	7.1	1.7	39	0.132	2	50	13.20	65.098
8	13.8	2.2	9.4	2.2	39	0.132	2	50	13.20	63.953
10	17.3	2.3	12.7	2.3	39	0.132	2	50	13.20	52.070
15	21.7	2.8	16.1	2.8	39	0.132	2	50	13.20	50.360
20	27.2	2.9	21.4	2.9	39	0.132	2	50	13.20	40.796
25	34	3.4	27.2	3.4	39	0.132	2	50	13.20	38.043
32	42.7	3.6	35.5	3.6	39	0.132	2	50	13.20	31.642
40	48.6	3.7	41.2	3.7	39	0.132	2	50	13.20	28.374
50	60.5	3.9	52.7	3.9	39	0.132	2	50	13.20	23.789
65	76.3	5.2	65.9	5.2	39	0.132	2	50	13.20	25.229
80	89.1	5.5	78.1	5.5	39	0.132	2	50	13.20	22.727
90	101.6	5.7	90.2	5.7	39	0.132	2	50	13.20	20.559
100	114.3	6	102.3	6	39	0.132	2	50	13.20	19.178
125	139.8	6.6	126.6	6.6	39	0.132	2	50	13.20	17.172
150	165.2	7.1	151	7.1	39	0.132	2	50	13.20	15.578
200	216.3	8.2	199.9	8.2	39	0.132	2	50	13.20	13.684
250	267.4	9.3	248.8	9.3	39	0.132	2	50	13.20	12.521
300	318.5	9.5	299.5	9.5	39	0.132	2	50	13.20	10.695
350	355.6	9.5	336.6	9.5	39	0.132	2	50	13.20	9.555
400	406.4	9.5	387.4	9.5	39	0.132	2	50	13.20	8.338
450	457.2	9.5	438.2	9.5	39	0.132	2	50	13.20	7.395
500	508	9.5	489	9.5	39	0.132	2	50	13.20	6.645

数値データについて精査中

※ : SUS管チューブ(Sch.5s/10s)



## 7. 1号機 配管健全性の評価結果

- 配管健全性評価（概略・個別評価）の結果、滞留ガスの存在が想定され、且つ、弾性変形範囲を超えた個所はなかった。

	系統	配管口径 (A:mm)	配管健全性の評価 (水素滞留+弾性変形範囲超え)	備考
滞留の可能性が高い	IC(A)	300A以下 復水器1010mm	なし	対策検討中
	CRD(HCU)	250A以下	なし	対策検討中
	RCW(DHC)	600A以下	なし	実施中
	CUW(S/C接続)	400A	なし	計画中(2023年度)
滞留の可能性のある ものとして追加	PLR(パージライン対象)	25A以下	なし	
	SLC(爆破弁まで)	40A以下	なし	
	CUW	400A以下 熱交 再826mm/非再774mm	なし	
	CCS	450A以下	なし	
	CS	300A以下	なし	
	HPCI	500A以下	なし	
	FCS	150A以下	なし	
	SAM	25A以下	なし	
	AC	500A以下	なし	
	SHC	400A以下 熱交974mm	なし	
	RW(隔離弁まで)	80A以下	なし	

## 8. 2号機 配管健全性の評価結果

- 配管健全性評価（概略・個別評価）の結果、滞留ガスの存在が想定され、且つ、弾性変形範囲を超えた個所はなかった。

	系統	配管口径 (A:mm)	配管健全性の評価 (水素滞留+弾性変形範囲超え)	備考
滞留の可能性が高い	CRD(HCU)	300A以下	なし	対策検討中
	RHR(A/B)	750A以下 熱交1464mm	なし	対策検討中
	AC	500A以下	なし	対策検討中
滞留の可能性のあるものとして追加	PLR (パージライン対象)	25A以下	なし	
	SLC(爆破弁まで)	40A以下	なし	
	CUW	250A以下 熱交406.4mm	なし	
	RCIC	250A以下	なし	
	CS	450A以下	なし	
	HPCI	600A以下	なし	
	FCS	150A以下	なし	
	SAM	25A以下	なし	
	RW(隔離弁まで)	80A以下	なし	

## 9. 3号機 配管健全性の評価結果

- 配管健全性評価（概略・個別評価）の結果、滞留ガスの存在が想定され、且つ、弾性変形範囲を超えた個所はについて、以下の2ヶ所を抽出。
  - S/C（S/C内に滞留水がない条件として評価）
  - HPCIタービン排気ライン（トーラス室内）

	系統	配管口径 (A:mm)	配管健全性の評価 (水素滞留+弾性変形範囲超え)	備考
滞留の可能性が高い	CRD(HCU)	350A以下	なし	対策検討中
	RHR(B)	750A以下 熱交1514mm	なし	対策検討中
	S/C	8900mm	あり	計画中(2023年度)
滞留の可能性のあるものとして追加	PLR（パージライン対象）	25A以下	なし	
	SLC(爆破弁まで)	40A以下	なし	
	CUW	250A以下 熱交406.4mm	なし	
	RCIC	300A以下	なし	
	CS	450A以下	なし	
	HPCI	600A以下	あり（タービン排気ライン）	
	FCS	150A以下	なし	
	SAM	25A以下	なし	
	AC	500A以下	なし	
RW(隔離弁まで)	80A以下	なし		

数値データについて精査中

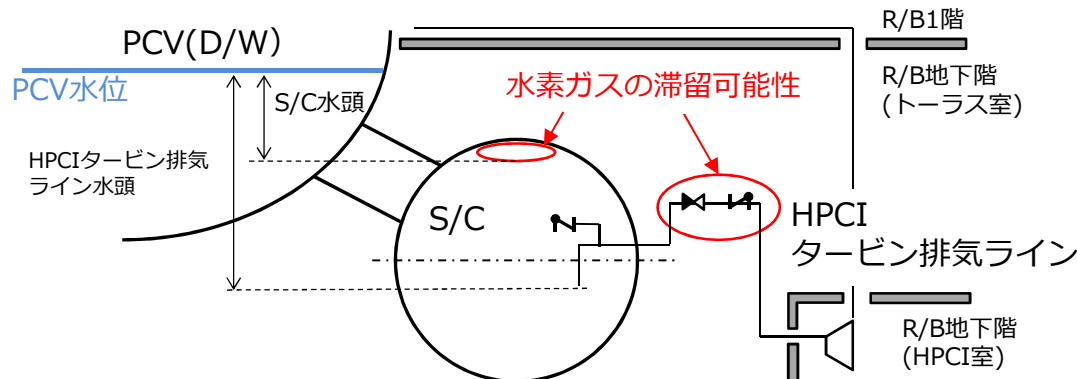
# 10. 3号機 S/C、HPCIタービン排気ラインの配管健全性の評価結果



- S/C、HPCIタービン排気ラインの個別評価の結果、評価用圧力(P1)が許容圧力(P2)を上回り、弾性変形範囲を超えていることを確認。
- ただし、S/Cについて、S/C内部の滞留ガスは一部と想定※され、水素爆轟の影響は評価より小さくなると推定。

※廃炉汚染水対策事業費補助金「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（平成30年度研究成果報告）」において、S/C内部には約260m<sup>3</sup>の水素ガスの滞留を想定

系統	対象配管	口径 (A)	肉厚 sch	配管 外径 (mm)	肉厚 (mm)	材質	降伏点 (MPa)	評価用 肉厚 (mm)	水頭 (m)	気相部 圧力 (kPa)	評価用 圧力 P1 (MPa)	許容 圧力 P2 (MPa)	備考
S/C	—	8900	—	8934	17.0	ASME SA516 Gr70 (SGV48 0相当)	265	15.72	4.56	0.5	4.47	0.934	S/C内に滞留水がない条件で評価
HPCI	タービン排気-SC まで	450	STD	457.2	9.5	SM41B	245	8.22	9.39	0.5	9.21	8.938	
		500	STD	508.0	9.5	SM41B	245	8.22	9.39	0.5	9.21	8.033	
		600	STD	609.6	9.5	STS42	245	8.22	9.39	0.5	9.21	6.679	



- S/C内部の多くは、滞留水で満たされており、上層部に水素ガスの存在を想定。
- HPCIタービン排気ラインの内部については、浸水している可能性もある

数値データについて精査中

3号機 S/C、HPCIタービン排気ライン系統構成（イメージ）

## 1 1 . 放出及び敷地境界への影響

- 配管健全性の評価結果、滞留ガスの存在が想定され、且つ、弾性変形範囲を超えたものについて、健全性が損なわれたものと見なし、配管内の放射性物質の放出及び敷地境界への影響について評価を実施。
  - ・ 配管内の気相部が損傷、配管内の滞留ガス全量が配管外へ放出（瞬時）と想定。
  - ・ 滞留ガスの濃度は、過去の廃炉作業で確認されたものを参考に設定。
- S/C及びHPCIタービン排気ラインからの放出について、敷地境界における実効線量を評価した結果、当該値は低い値に留まるため、周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは極めて小さいと考えられる。

対象	(滞留ガスの容量)	敷地境界の被ばく線量 (mSv)	
		滞留ガスの条件	
		3号機RHR配管のガス	1号機AWJ作業時のPCVダスト濃度
3号機 S/C	260m <sup>3</sup>	約3.7×10 <sup>-6</sup>	約2.5×10 <sup>-5</sup>
3号機 HPCIタービン排気ライン	22m <sup>3</sup>	約3.2×10 <sup>-7</sup>	約2.1×10 <sup>-6</sup>

【参考】 1～4号機原子炉建屋からの追加的放出による年間の敷地境界における被ばく線量は、 $4 \times 10^{-5}$  mSv未滿（2023年3月）

- また、S/C等から滞留水が漏えいした場合、PCV(S/C)水位の低下が想定されるが、建屋内に収まり建屋外への影響は低いと考えられる。

### 3号機S/C、HPCIタービン排気ラインからの滞留水漏えいについて

- 【第69回特定原子力施設監視・評価検討会 資料2-2】
  - S/C内包水がR/Bトーラス室に流出した場合のR/B等の水位について評価。  
(2019.2.28時点のPCV内包水(S/C含む)やR/B等の建屋内水位)
  - R/Bの連通がない場合(瞬時漏えい)：R/B内の水位上昇は、R/B1階床面を下回り、R/B建屋外に流出しない。
  - R/Bの連通がある場合：3号機R/B、T/B、Rw/B、C/B、4号機T/B、R/B、Rw/Bに流入。建屋外に流出しない。
  
- 2023.5月現在、3号機PCV水位及びR/B水位は、2019年2月時点より低下しており、S/C内包水が流出しても、建屋外に流出しない。

## 1 2. 今後の対応

### ■ 3号機S/C、HPCIタービン排気ラインの対応について

当該設備は現在の状態が維持されている限り、水素爆発の可能性は低いと考えられる。また、当該設備はR/B地下階にあることから、万一発生した場合において、作業員の安全確保に対する直接的な影響は低いこと、敷地境界での被ばく等外部への影響は低いことが考えられるが、当該設備について、以下の対応を行う。

#### ▶ S/C について

2023年度内(中頃)目途に調査やパージ作業を計画中。

#### ▶ HPCIタービン排気ラインについて

- 当該配管はR/B地下階トラス室にあり、容易に接近できない状況にある。調査やパージ作業を直ちに行うことは難しいと考えられるが検討を行う。
- 今後、PCVの水位低下を計画しており、PCV水位低下の際、当該ラインはPCV内に開放されると推定される。配管内の滞留ガスの容量は、PCV全体の容量に比べ小さいことから、その影響は低いと考えられる。

### ■ 滞留ガスが想定される系統（過去の検討で選定した系統）

既に調査・パージ作業等の計画の対象となっているものについて、引き続き、作業に向けた検討を進める。

### ■ 作業安全について

今回の水素滞留の影響評価として、評価対象となった系統の配管等で作業を行う際、この結果を活用するとともに、これまで通り、水素爆発が起きないように安全を優先に作業を慎重に進めて行く。

# 1 3. 滞留ガスに関する至近の作業計画



	2023年度				2024年度			
	上期		下期		上期		下期	
1号機	CUW(S/C)配管の調査・パージ作業		RCW熱交換器出口ヘッダ配管の調査・パージの検討		調整中		RCW熱交換器水抜き (C→B→A)	
			調査・パージの実施				RCWシステムの滞留ガス調査はRCW熱交換器の水抜き後に計画	
3号機	S/C 調査・パージ作業							



## 参考 3

特定原子力施設監視・評価検討会  
(第 6 9 回)  
資料 2 - 2

### 3号機S/C内包水が流出した際の影響評価について

2019年3月18日

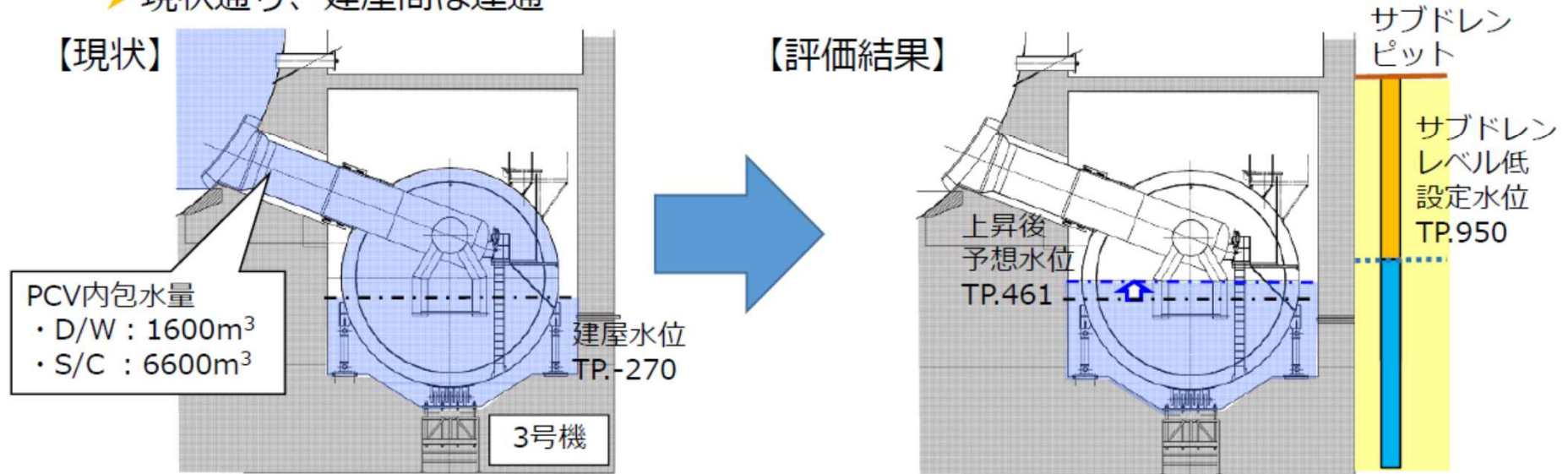
**TEPCO**

---

東京電力ホールディングス株式会社

# 1. S/C内包水の建屋への流出を仮定した場合の影響評価について

- 3号機において、S/C内包水（D/W含む）がR/Bトーラス室内に流出した場合を仮定し、R/B等の水位がどのように変化するかを評価。
- 現時点の建屋水位に対し、以下の条件で評価した結果、建屋水位は、サブドレンレベル低設定水位を下回り、建屋周辺への流出はないことを確認。
  - 保守的に、建屋滞留水の移送停止、かつ、S/C内包水の瞬時の流出を仮定
  - 現状通り、建屋間は連通



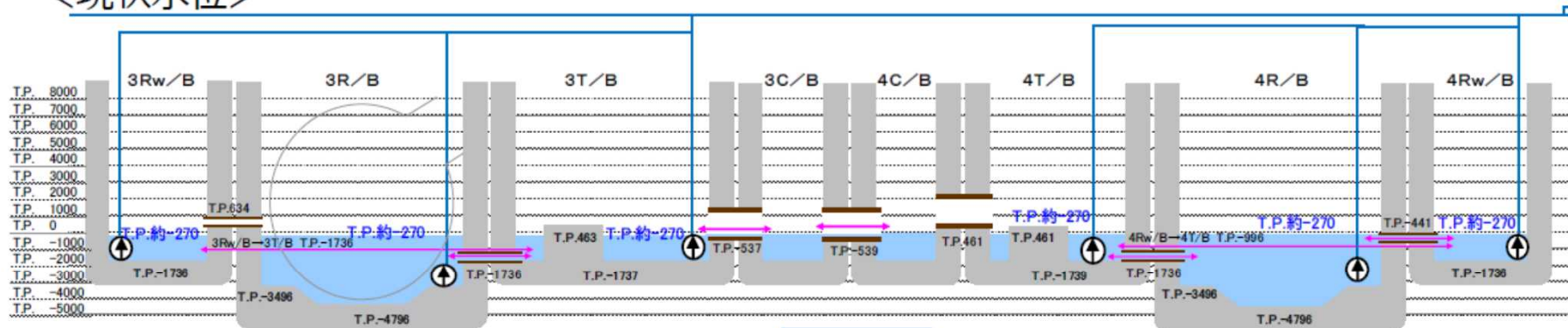
現時点*の建屋水位	TP.-270
上昇後の予想水位	TP.461 : 3号R/B,T/B,Rw/B,4号C/B TP.130 : 4号R/B,T/B,Rw/B
サブドレンレベル低設定水位	TP.950

※2019.2.28時点の水位で評価

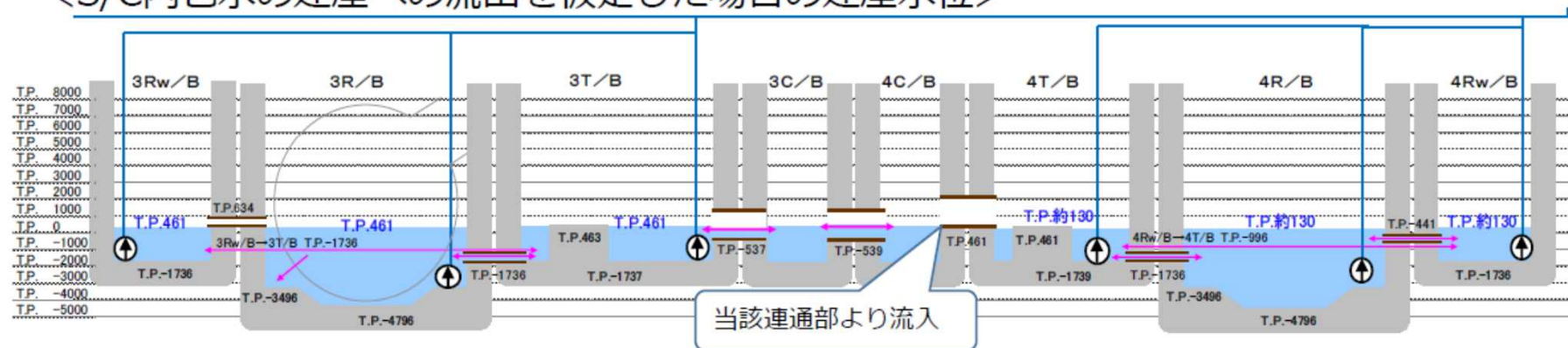
## 2. 建屋水位変化イメージ

- 3号R/B、T/B、Rw/B、C/B及び4号C/Bの建屋水位が上昇し、4号C/Bと4T/Bの連通（TP.461）を介して4号T/B、R/B、Rw/Bに流入。

<現状水位>

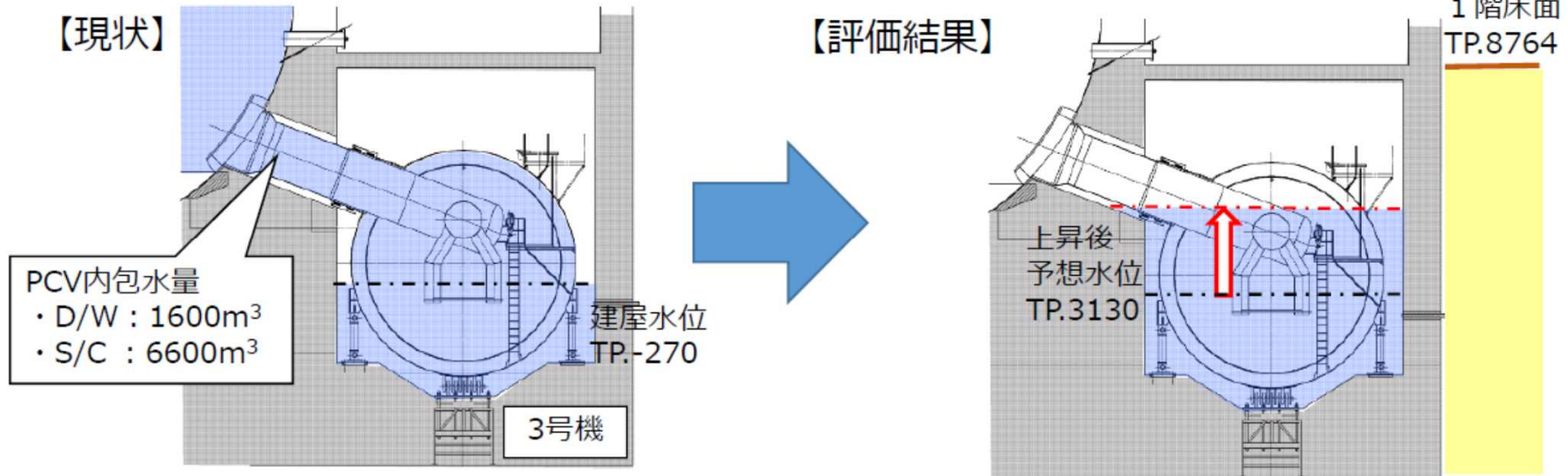


<S/C内包水の建屋への流出を仮定した場合の建屋水位>



### 3. 建屋間の連通がないことを仮定した影響評価について

- 現時点の建屋水位に対し、建屋滞留水の移送停止、かつ、S/C内包水の瞬時の流出という仮定に加え、仮に、建屋の連通がなく、R/B内のみで水位上昇する条件で評価した結果、R/B 1階床面レベルを下回り、建屋外に直接流れ出ないことを確認。

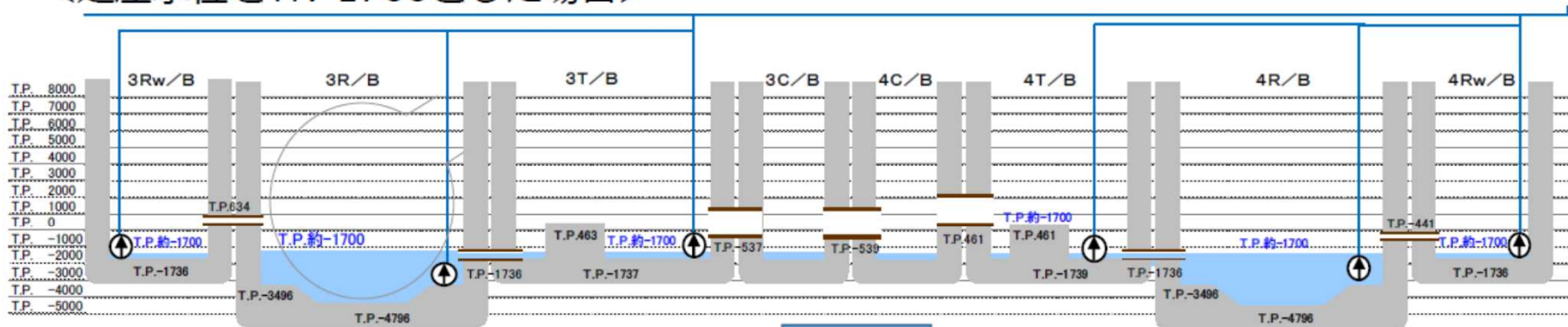


現時点*の建屋水位	TP.-270
上昇後の予想水位	TP.3130 (3号R/B)
原子炉建屋 1 階床面	TP.8764

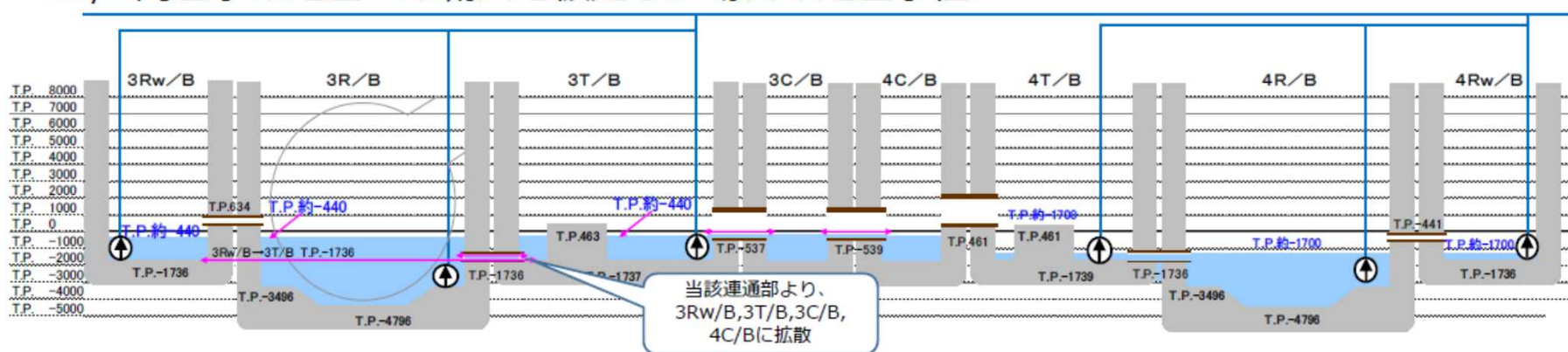
## 【参考】今後の建屋水位低下について

- 建屋水位を低下することは、建屋内で水を受ける容量を増加させる意味で有効。
- 仮に、3号R/B水位をTP.-1700とした場合、S/C内包水が流出することを仮定すると、建屋水位の最大高さはTP.約-440となる。

＜建屋水位をTP.-1700とした場合＞



＜S/C内包水の建屋への流出を仮定した場合の建屋水位＞



# ガイドラインの適用について

# 1. 概要

- 1F-1～3号機の水素滞留が想定される箇所の水素燃焼による爆轟を想定した配管健全性評価(容器含む)として、以下のガイドラインを適用し評価を実施中。
  - ・ JANTIガイドライン「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）」（平成22年3月 JANTI-NCG-01）（以下「ガイドライン」とする。）
- 3.2.2 配管の構造強度評価（2）評価手順2(簡易評価(弾性))
- ガイドラインの簡易評価式では、JSME 設計建設規格の評価式を用いて、配管の許容圧力を算出しているため、評価圧力にも初期圧力（ゲージ圧）に係数をかけて評価圧力を算出している。  
その場合、初期圧力がゼロ近傍では評価圧力が立たず、評価圧力が妥当である分らない可能性がある。
- 「初期圧力から求められる爆轟圧力」と「ガイドラインの簡易評価式の評価圧力」とを比較し、ガイドライン簡易評価式の適用の妥当性について考察する。

### ガイドライン簡易評価式の適用の妥当性

初期圧力が低い状態（ゼロ近傍）において、ガイドラインの簡易評価式から算出する評価圧力が、他の評価結果や一般的な考え等を参考とした「初期圧力から求められる爆轟圧力」と比較して、保守性（安全側）であれば良いものとする。

## 2. 水素ガスの燃焼・爆轟の考え方の比較

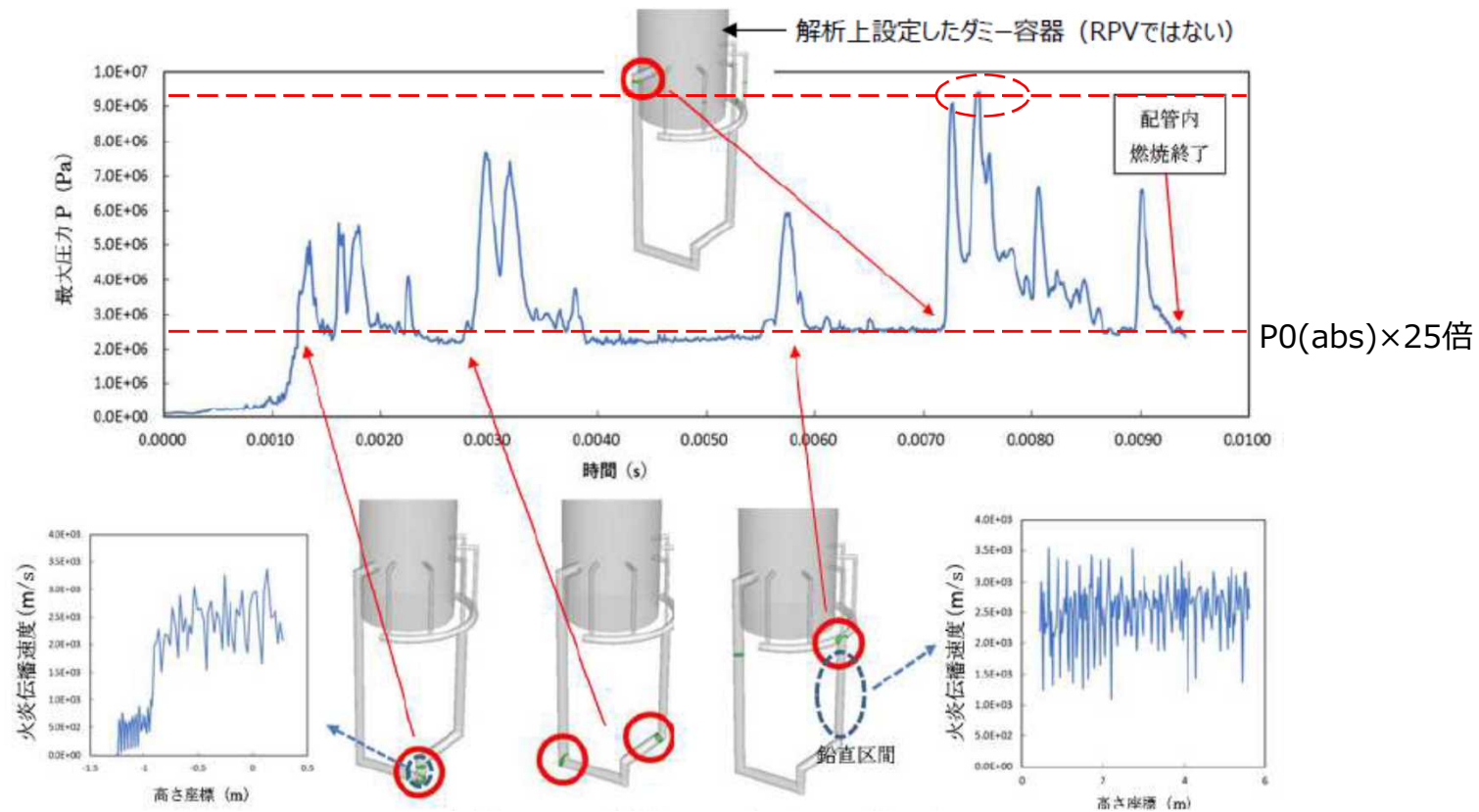
	ガイドライン	NDF評価 (PLR系統)	他 (文献)
水素・酸素濃度比	2:1の混合ガス100% (最も保守的な条件)	同左	—
燃焼圧力	初期圧力(gage)の10倍	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>初期圧力(abs)の10倍※</li> </ul> 参考：ボイルシャルル法則による燃焼反応時の圧力算出 <ul style="list-style-type: none"> <li>初期圧力(abs)の約7.9～9.3倍</li> </ul>
爆轟圧力	<b>爆轟波のピーク圧力(Pcj)</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>初期圧力(gage)の20倍</li> <li>初期圧力(7Mpaの場合)の22倍</li> </ul>	<b>大気圧で爆轟した時の静的圧力 (左記のPcjに相当)</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>大気圧(初期圧力(abs))の25倍</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>初期圧力(abs)の20倍※</li> </ul>
爆轟圧力の(スパイク)ピーク	上記のピーク圧力(Pcj)を超えるスパイク状ピーク。配管応答に影響しない(短時間)	短時間であり配管の損傷に影響しない(RPV冷却材バウンダリ) <ul style="list-style-type: none"> <li>100気圧まで増加</li> </ul>	—
配管の評価圧力	初期圧力(gage)の100倍 (低圧)	— (配管健全性評価は対象外)	—

- 水素ガスの爆轟圧力は、概ね、初期圧力に対して20～25倍程度の増加。
- ガイドラインでの爆轟圧力の考え方も同様であり、ほぼ整合すると考えられる。

※ 水素エネルギーシステム Vol22No2(1997)、水素の爆発と安全性







- 「NDFが実施した水素燃焼評価（2023/3/27）」より抜粋
  - NDF評価では、燃焼火炎伝搬面の圧力をグラフ化している。（定位置の圧力変化ではない。）  
定位置の圧力変化は、ガイドライン付録図6.1-5となると想定する。（P<sub>v</sub>nは発生するがすぐにP<sub>c</sub>jとなる）
  - 形状不連続部（エルボ、ティ等の分岐）では圧力の上昇がみられ、ライザヘッダの閉止部による反射波も考慮されていると推定される。
  - 直管部分は、初期圧力（絶対圧ベース）の約25倍で推移し、爆轟時のP<sub>c</sub>jの圧力であると推察。
  - P<sub>c</sub>j以上となる圧力ピークは、ガイドライン上もごく短時間のスパイク状に発生することから、配管の構造強度には影響しないと記載されている。

## 参考3. ボイルシャルルの法則による燃焼反応時の圧力の概略検証

### ■ 水素が燃焼する際に断熱膨張する圧力を算出し、ガイドラインの内容を検証する。

- 反応式 :  $2 \times \text{H}_2(\text{mol}) + \text{O}_2(\text{mol}) = 2 \times \text{H}_2\text{O}(\text{mol}) + 284(\text{kJ/mol}) \times 2$ 
  - $\text{H}_2$  : 2(g/mol)
  - $\text{O}_2$  : 32(g/mol)
  - $\text{H}_2\text{O}$  : 18(g/mol)
  - 1(Cal)=4.184(J) : 1(Cal)は1gの水を1(°C)上昇するのに必要な熱量
  - $\text{H}_2\text{O}$ の蒸発潜熱 : 44(kJ/mol)
- 水素2(mol)が燃焼した際の生成水の温度上昇
  - 蒸発潜熱を考慮しない場合 :  $284(\text{kJ/mol}) \times 2(\text{mol}) / 4.184(\text{Cal/J}) = 568(\text{kJ}) = 135.76(\text{kCal})$
  - 蒸発潜熱を考慮する場合 :  $\{284(\text{kJ/mol}) \times 2(\text{mol}) - 44(\text{kJ/mol}) \times 2\} / 4.184(\text{Cal/J}) = 480(\text{kJ}) = 114.72(\text{kCal})$

$\text{H}_2\text{O}$  2(mol) : 36(g)の温度上昇は、それぞれ

蒸発潜熱を考慮しない場合 :  $135.76(\text{kCal}) / 36(\text{g}) = 3770.98(^\circ\text{C})$ の上昇

蒸発潜熱を考慮する場合 :  $114.72(\text{kCal}) / 36(\text{g}) = 3186.74(^\circ\text{C})$ の上昇

初期温度を20(°C)とすると、3206.74(°C)~3790.98(°C)に上昇する。

- 水素 : 酸素が2 : 1で満たされているときの内部圧力の変化は、ボイルシャルルの式 ( $PV = nRT$ )より、 $P_1 \times V_1 / (n_1 \times T_1) = P_2 \times V_1 / (n_2 \times T_2) = R$ (一定)とすると、容積 $V_1$ が一定の場合  $P_2 = P_1 \times (n_2 \times T_2) / (n_1 \times T_1)$ となる。
  - $P_1$  : 初期内圧 0.1013(MPa(abs)) = 0 (MPa(gage))
  - $n_1$  : 反応前モル数 3 (mol)
  - $n_2$  : 反応後モル数 2 (mol)
  - $T_1$  : 反応前温度 20(°C) = 293.15(K)
  - $T_2$  : 反応後温度(断熱時) 3206.74(°C)~3790.98(°C) = 3479.89(K)~4064.13(K)
  - $P_2 = 0.1013 \times (2 \times 3479.89 \sim 4064.13) / 3 \times 293.15 = 0.80167 \sim 0.93626(\text{MPa(abs)}) = 0.70037 \sim 0.83496(\text{MPa(gage)})$

これを初期圧力0.1013(MPa(abs))で割ると、初期圧力(MPa(abs))の約7.9~9.3倍の圧力となる。

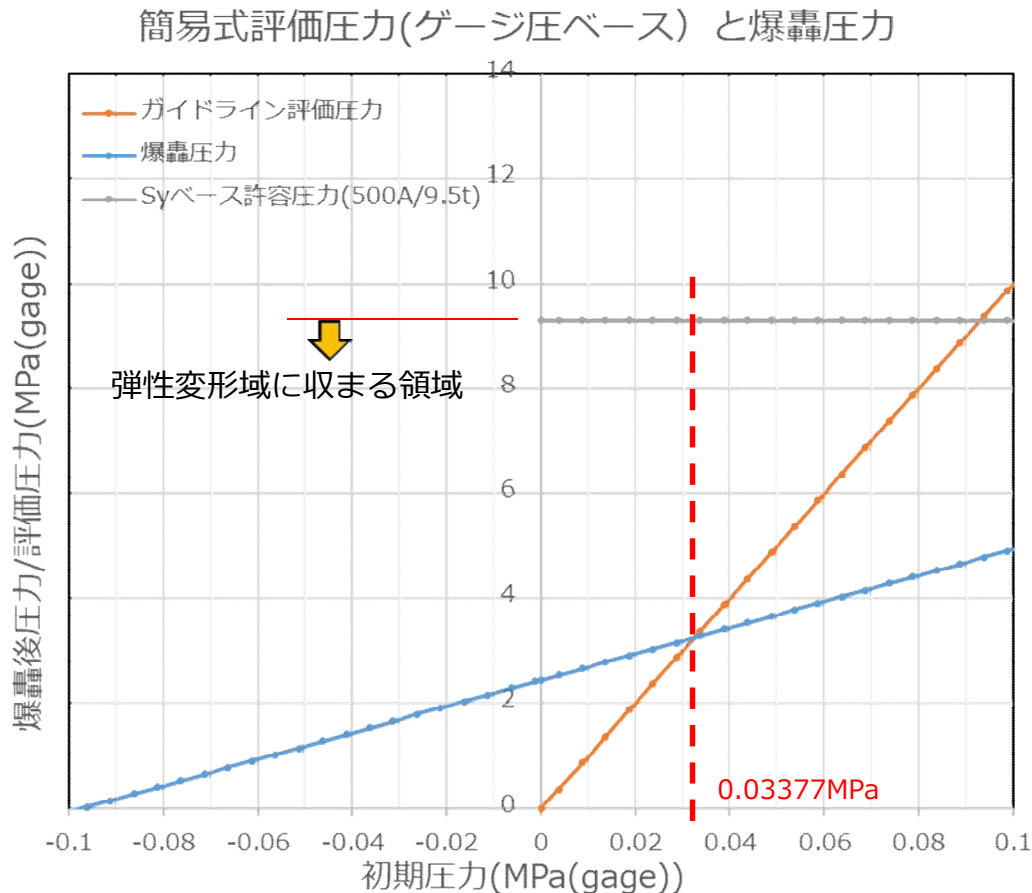
- 一般的な文献※では、燃焼圧力(abs)は初期圧力(abs)の約10倍、爆轟圧力(abs)は初期圧力(abs)の約20倍とされている。

※ 水素エネルギーシステム Vol22No2(1997)、水素の爆発と安全性

## 4. ガイドライン簡易評価式(ゲージ圧)と爆轟圧力(Pcj)との比較

### ■ 検証

- 「ガイドラインの簡易評価式(ゲージ圧)による初期圧力毎の評価圧力」と「爆轟圧力(初期圧力(絶対圧力))×圧力比(25倍:Pcj相当)」の比較
  - 500A/STD (腐食量0mm:SB46(SB450相当)の許容圧力(降伏応力)をプロットしたものを下図に示す。



### ■ 比較結果

- ガイドラインの簡易評価式線 (ゲージ圧) とPcj評価線 (初期圧力  $P_0 \times 25$ ) とは、0.03377MPa (ゲージ圧) で交わる。  
※: 水頭 約 3.44m相当。
- 例:RCW出口ヘッダ配管  
RCW出口ヘッダの水頭は、約3mであるため、**ガイドライン簡易評価式 (ゲージ圧)** では、Pcjによる評価圧力を下回る。
- 500A/std管(O.D.508/ 9.5t : SB46)によるガイドラインの許容圧力は9.3MPaであり、何らかの原因により配管内の可燃性ガスに着火した場合にも、配管破断には至らないものと判断する。

## 参考4. 対象箇所の水素爆轟評価（配管健全性確認）

- 「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  $\alpha$  : 動的応答効果であり、2.0とする。

$\beta$  : 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

$\eta$  : 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 3.3-3 運転圧力に対する爆轟の反射圧力比  $\beta$  (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<sup>[3]</sup>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
- 水素・酸素ガスの濃度比  
ガイドラインでは、水素・酸素ガスの濃度比2：1の混合ガスが95~100%として設定。

# 参考5. 1号機 RCW熱交換器出口ヘッダ配管他の評価

## ■ 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)
- ② Hx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(Sy)

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

### ○ 計算結果

#### 評価用圧力

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

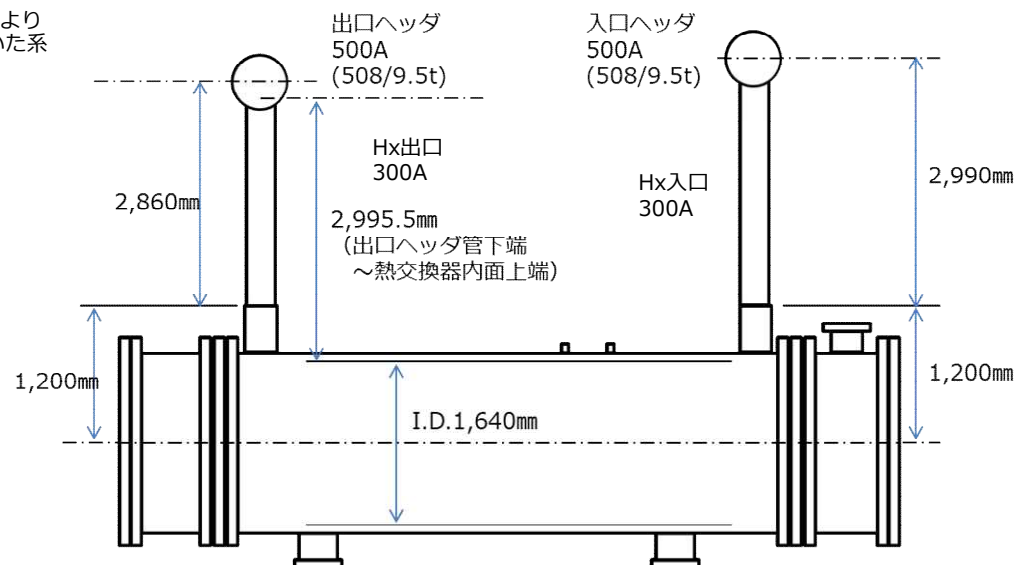
#### 許容応力

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

- ① 500A : 9.31MPa
- ② 300A : 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して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)



### ○ 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。

## 5. 考察

- ガイドラインの簡易評価式における水素燃焼や爆轟について、NDF評価等比較しても、初期圧力に対する爆轟圧力の相対的な考え方に相違はない。
- ゲージ圧力が低圧な状況において、ガイドラインの簡易評価式による評価圧力は、他の評価方法による評価圧力と比べ下回ることが確認されたが、他の評価方法による評価圧力についても、ガイドラインの許容圧力は満足していることから、ガイドラインの簡易評価式による評価圧力は問題とないと考えられる。
- ただし、評価圧力は、初期圧力を0.04MPa以上（水頭4m相当）として、評価を行うものとする。
  
- また、ゲージ圧が低圧な状況下において、爆轟に至るか分からないが、ガイドラインは水素・酸素濃度比が2：1として、爆轟を前提とした評価であることから、ガイドラインの簡易評価は保守的（安全側）と考えられる。
  
- 以上の結果、水素を含んだ滞留ガスによる爆発が発生すると仮定した際の影響評価において、配管健全性評価として、上記ガイドラインを適用することに問題はないと考えられる。

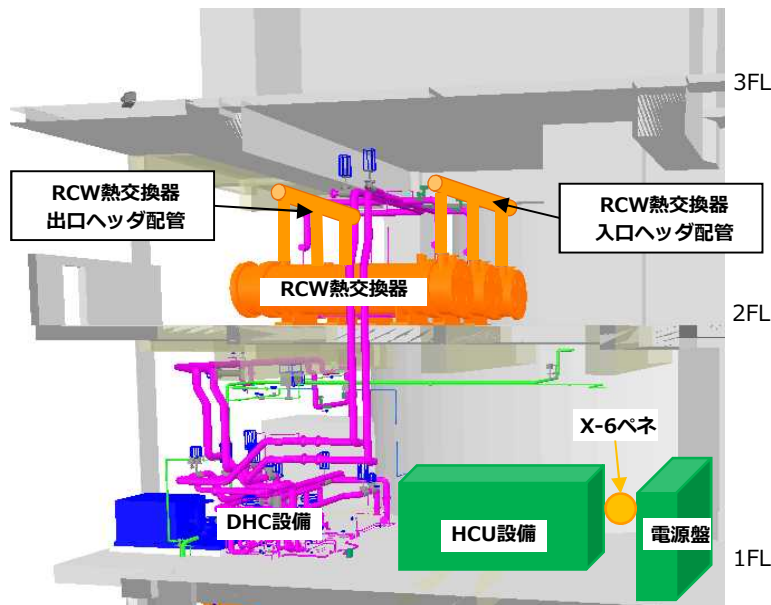
# 1号機 R CW熱交換器出口ヘッダ配管 の滞留ガス対応について



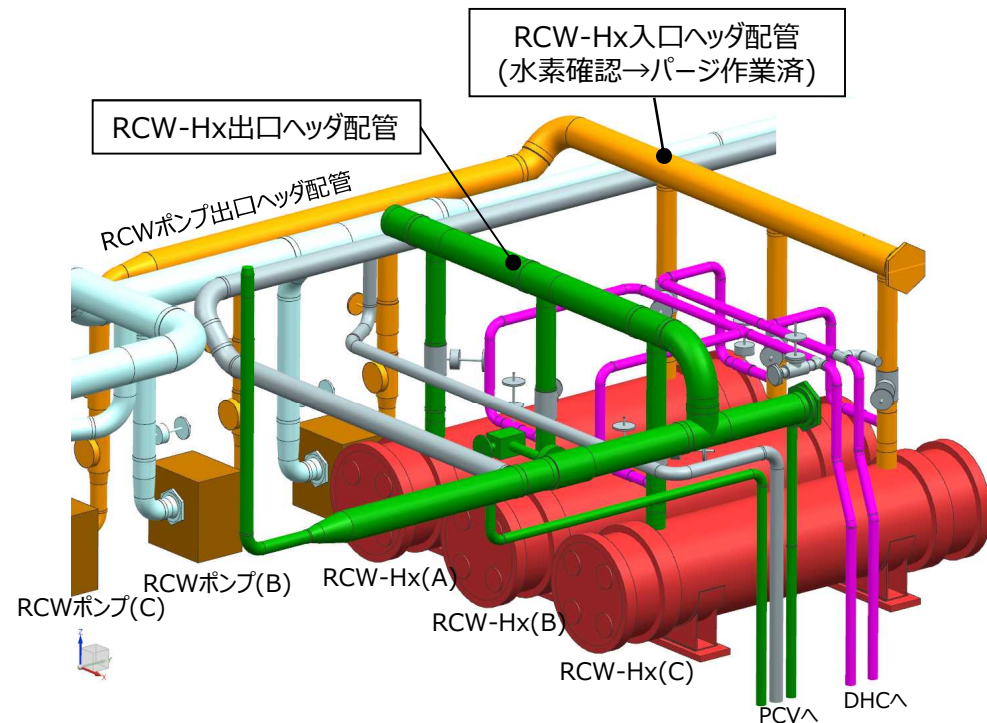
# 1. RCW熱交換器出口ヘッダ配管について

- 1号機原子炉建屋（R/B）内の高線量線源であるRCW系統の線量低減に向けた内包水サンプリングに関する作業において、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を穿孔したところ、水素(約72%)を含んだ滞留ガスを確認した。
- 現在、当該配管の水素ガスはパーシ作業により配管内に滞留していない状況(大気開放中)である。
- RCW熱交換器入口ヘッダ配管内に水素を含んだ滞留ガスが確認されたことから、同様に滞留が想定される出口ヘッダ配管の滞留ガスの調査やパーシ作業等を検討中。

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



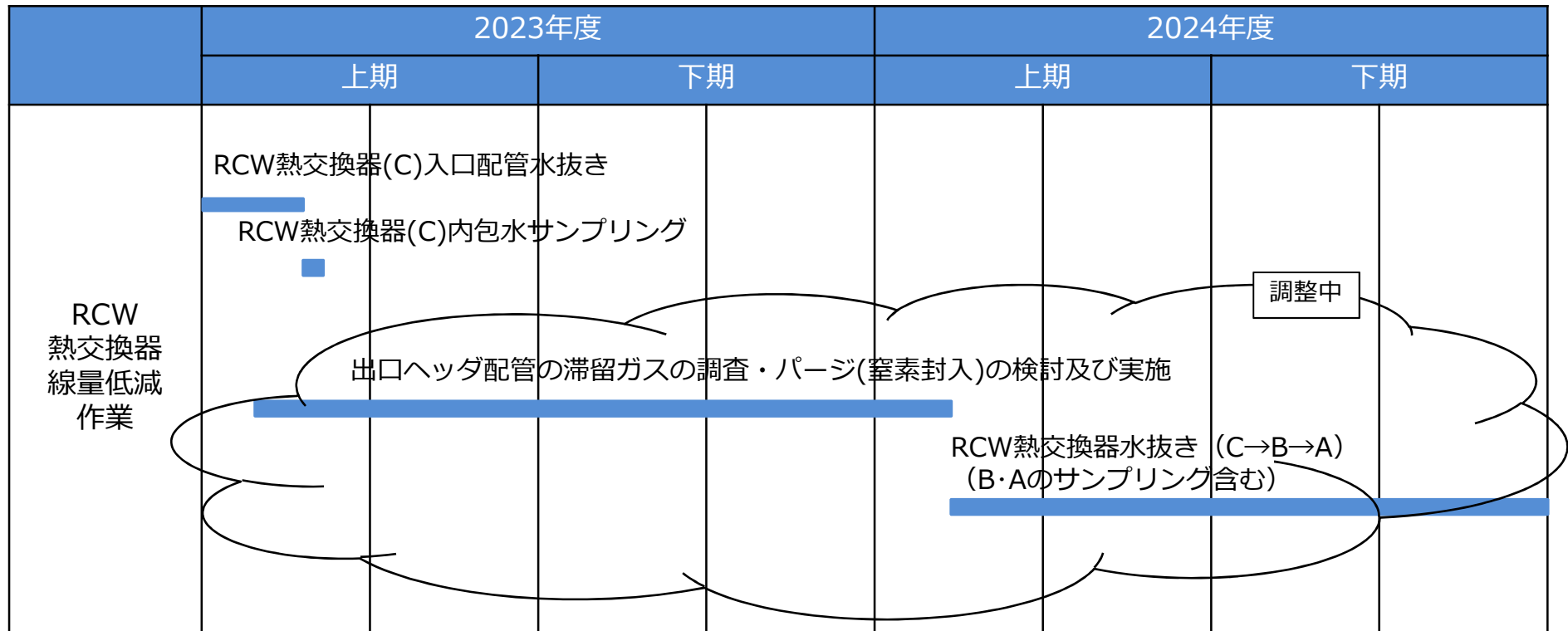
## 2. 作業における課題

- 出口ヘッド配管の滞留ガスの調査やパージ作業の実施において、入口ヘッド配管で実施した電解穿孔法も含め、対応を検討中。
- 実施にあたり、以下の課題がある。

	課題	内容	対応
①	パージ範囲の設定	<ul style="list-style-type: none"><li>• 入口ヘッド配管の滞留ガスのパージ作業では、滞留ガスの排出・窒素の封入が同一箇所(1箇所)であったため、パージ作業に時間を費やした。</li><li>• 出口ヘッド配管は、他に接続する配管があるため、<u>パージ範囲が広く</u>、パージ作業に時間がかかる。</li></ul>	窒素の封入箇所と滞留ガスの排出箇所を別々としたパージ範囲の検討。
②	出口ヘッド配管の接近性	出口ヘッド配管の上部近傍(2階天井部)に構造物があること、また、作業エリアと想定される3階では、壁近傍の作業になることから、配管の上頂部に接近できない可能性がある。	出口ヘッド配管の穿孔作業等の成立性を検討。
③	作業員の被ばく低減	想定される作業エリアは高線量であることから、配管の穿孔作業やパージ作業等については、入口ヘッド配管と同様、可能な限り遠隔化を適用。	実績のある電解穿孔の適用・改造または他の工法の検討。

### 3. 今後の予定

- RCW熱交換器の出口ヘッダ配管の滞留ガスの調査やパージ作業等は、RCW熱交換器の水抜き前に実施する予定。



# 「PCVの閉じ込め機能の維持に関する論点」に係る説明概要について

2023年5月19日



東京電力ホールディングス株式会社

# 1. 技術会合で議論する論点と説明方針案

「PCVの閉じ込め機能の維持に関する論点」について、順次説明

課題	論点	説明方針
<p>「水素爆発⇒可燃限界を超えない管理が必要」 (以降「水素爆発」と呼ぶ)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ PCVを負圧化した場合の水素・酸素の流入量の評価と流入に伴う水素爆発リスク</li> <li>■ 今後予定しているS/C水位低下によって水封が解かれ、S/Cに接続している配管から水素を含む気体が逆流する可能性</li> <li>■ 空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 各号機の状態を踏まえたPCVの水素爆発リスクの評価</li> <li>● 接続配管等に滞留した水素がPCVに流入する可能性</li> <li>● 各号機のPCV状態の整理等を踏まえた、閉じ込め強化のための試験計画（試験内容・工程）の検討状況</li> </ul> <p>⇒<u>早々にPCV給排気差流量管理の実現性を確認するための試験を進める計画であることを示す（ただし、水封状態が変わって水素を含む気体が逆流する可能性もあるためs/c水位低下と試験は並行させない）</u></p>
<p>「PCV腐食の加速：構造健全性（耐震強度等）への影響」 (以降「PCV腐食」と呼ぶ)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 負圧化した場合の酸素流入量と流量管理から想定されるPCV内の酸素濃度</li> <li>■ 酸素濃度に伴うPCV及びRPVを支持する鋼材その他安全を確保する上で必要な鋼材の腐食進展評価</li> <li>■ それらの鋼材の強度に対する具体的な影響評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 過去の補助事業における、PCVの事故時及び経年的な劣化（腐食）も踏まえた評価による、酸素濃度変化に伴うPCV内部の鋼材への腐食影響</li> <li>● PCV内部調査において、既往評価の前提と相違する状況（ペDESTALコンクリート部の消失）を確認した1号機の取り扱い</li> </ul> <p>⇒<u>1号機はペDESTALの強度評価を進めているところであり慎重な対応が必要であることを示す（2, 3号機を含めPCV給排気差流量管理の実現性を確認するための試験を進める計画）</u></p>
<p>「デブリ等の性状変化リスク：酸化による微粒子化」 (以降「デブリ微細」と呼ぶ)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 負圧化した場合の酸素流入量と流量管理から想定されるPCV内の酸素濃度</li> <li>■ 酸素濃度に伴うデブリの酸化進展評価</li> <li>■ デブリの酸化による廃炉作業への影響</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● デブリ経年変化に関する酸素の影響についての既存知見に基づく、負圧管理で想定される酸素分圧上昇による1Fの燃料デブリ性状に与える影響</li> </ul> <p>⇒<u>調査は継続するものの、現時点で負圧化に対して大きな課題にはならないと考えていることを示す</u></p>

### <PCVの水素爆発リスク>

- 現状、PCV内の水の放射線分解で発生する水素は、窒素封入により拡散できている。
- 閉空間の滞留水素がPCVの状態変化（水封の状況等）により、PCVへ流入することが想定

### <試験計画>

- 各号機のPCVの状態を踏まえた将来のPCV閉じ込めの管理の見通しを検討
- 試験の内容（検討中）
  - 閉じ込め強化策の実現性・影響を確認するために、各号機共に以下の試験を実施
    - ①PCV均圧試験
    - ②給排気差流量管理試験（負圧も含む）
    - ③窒素封入停止試験
  - 課題等（1号機）
    - ✓ 窒素封入、排気のバランスを変更すると、一部（複数）の既設PCV温度計（LCO監視対象）に上昇がみられることが分かっている。試験では、注水を継続すること、また、その他プラントパラメータを監視し、冷却状態に問題がないことを確認しながら試験を継続する等、検討していく。
    - ✓ なお、PCV内部調査で確認されたペDESTAL下部鉄筋の酸素濃度の影響は、短期間の試験であり、軽微と想定。
- 試験の工程（検討進捗に応じて提示）

### 3. 説明概要 (PCV腐食) : PCV内の腐食に関わる評価

- 過去に実施した補助事業でPCVの事故時及び経年的な劣化(腐食)も踏まえた評価を実施し、PCV内主要構造物は一定の裕度(強度)を有していることを確認。
- 当該評価から、酸素濃度変化に伴うPCV内部の鋼材への腐食影響は許容可能。

評価設備: 図参照  
 評価条件: 耐震条件 : Ss波 (SS600相当)  
 評価温度 : 50°C  
 供用状態 : Ds  
 評価結果: 腐食減肉量 : 右記表参照

1号機 ドライウェル推定減肉量(片面) (mm)

事故後	10年	15年	40年
推定減肉量	2.15	2.44	3.40

①-1 D/Wシェル(評価部位:サンドクッション部)  
 一次応力評価結果(腐食量両面考慮)

腐食年数(年)	応力強さ (MPa)		許容値 (MPa)	裕度	
	設計用	RG		設計用	RG
10	-	122	423	-	3.46
15	143	140	423	2.95	3.02
40	-	167	423	-	2.53

⑤ PCVスタビライザ(シアラグ)(評価部位:シアラグ取付部)  
 一次応力評価結果

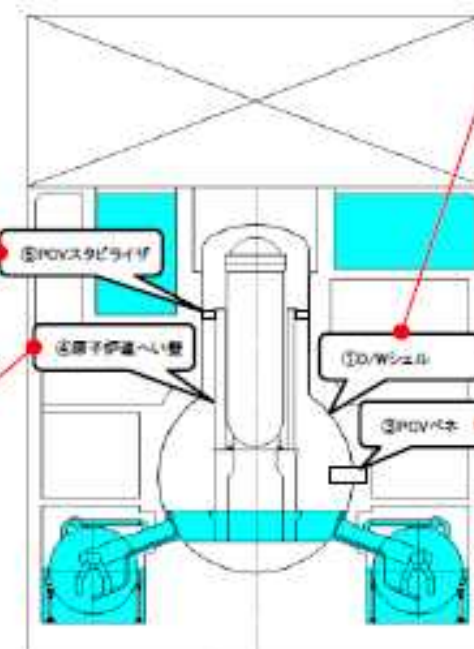
腐食年数(年)	応力強さ (MPa)		許容値 (MPa)	裕度	
	設計用	RG		設計用	RG
10	-	107	423	-	3.95
15	105	104	423	4.02	4.06
40	-	118	423	-	3.58

③ PCVベネ<機器ハッチ>(評価部位:補強板と格納容器胴との接合部)  
 一次応力評価結果

腐食年数(年)	応力強さ (MPa)		許容値 (MPa)	裕度	
	設計用	RG		設計用	RG
10	-	47	423	-	9.00
15	52	48	423	8.13	8.81
40	-	57	423	-	7.42

④ 原子炉送へい壁(評価部位:胴基部)  
 一次応力評価結果

腐食年数(年)	応力強さ (MPa)		許容値 (MPa)	裕度	
	設計用	RG		設計用	RG
10	-	111	235	-	2.11
15	127	123	235	1.85	1.91
40	-	168	235	-	1.39



**【評価条件】**

この腐食量は、事故当初の高温腐食量とその後の酸素濃度(21%)による腐食量を合算したものである。現状では、窒素を封入してPCV内を不活性化していること考えると、この評価(通常時の大気中酸素濃度21%)は保守的と言える。

注)建設時設計用:鋼製減衰1%  
 RG(レギュラトリーガイド):鋼製減衰4%

図1 PCV構造健全性評価結果(ケース;1F-1、気中)

### 3. 説明概要 (PCV腐食) : 事故に伴うPCV内部状況の変化 (不確定要素) **TEPCO**

	既往評価	評価
温度分布イメージ	<p>ペDESTAL外側</p> <p>1200 mm 600 mm インナースカートの位置</p> <p>600°C 約600°C 1000°C 1200°C 約200mm</p> <p>1000°Cを超える内側部分の強度はほぼ0のため、消失と同等とみなせる</p> <p>ペDESTAL内側</p>	<p>600°C 約600°C 消失 600mm</p>
支持範囲	<p>消失角度：97° 強度喪失：200mm (全高)</p> <p>200mm 30° 67°</p> <p>■ : 支持範囲 ■ : 消失範囲 ■ : 強度喪失範囲</p>	<p>消失角度：64° 内側消失：600mm 消失高さ：1000mm</p> <p>600mm 17° 47°</p> <p>■ : 支持範囲 ■ : 消失範囲</p>
設定方法	<p>事故解析結果より、消失角度として97°、温度分布として内側1200°C外側600°Cを設定し伝熱解析により温度分布を設定。</p>	<p>既往評価の温度分布条件に対して、調査結果である消失角度64°、内側消失600mm (内側消失高さ1000mm) を考慮。</p>
地震動	・旧Ss600gal地震動	・旧Ss600gal地震動

- 1号のPCV内部調査では、既往の評価の内容と相違する状況(ペDESTALコンクリート部の消失)を確認し、再評価中。
- ペDESTAL内部の縦鉄筋は残存しており、支持機能に対して一定の寄与があると想定されるが、その寄与度を評価することは難しく、腐食等の劣化に対し、可能な限り慎重な対応を採りたい。



写真1.ペDESTAL内壁面部(上部)



写真2.ペDESTAL内壁面部(下部)

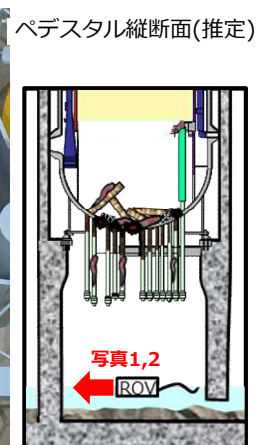
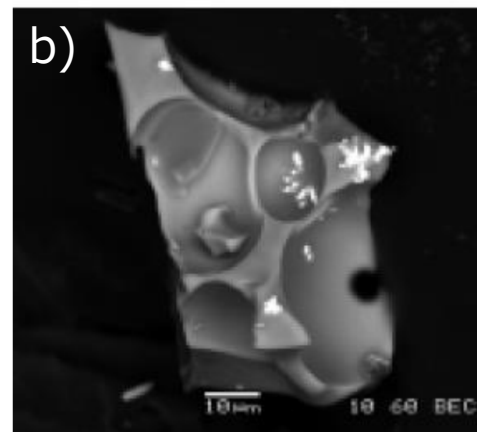


図2 1号機 原子炉格納容器内部調査状況(ペDESTAL内)

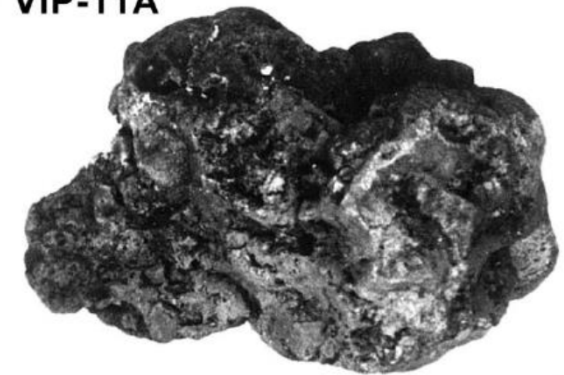


### チヨルノービリFCM、TMI-2 デブリと1 F 燃料デブリ

- 微細化が生じたチヨルノービリFCMは、溶融燃料に多量の蛇紋岩、砂およびコンクリートが混ざって溶融したガラス質を主体とするデブリ（反応物が大気、水と接触）
- 通常のMCCIはチヨルノービリFCMと異なり、コンクリート上に溶融デブリが落下し、反応が進行
- 事故進展状況の推定に基づくと、2号機、3号機ではMCCIの発生量は限定的で、チヨルノービリFCMのうちの破砕したガラス質デブリのようなものは少ないと推定
- MCCIを生じていないTMI-2 デブリは、酸化物デブリも金属相を含むデブリも微細化は生じていない



(a) VIP-11A



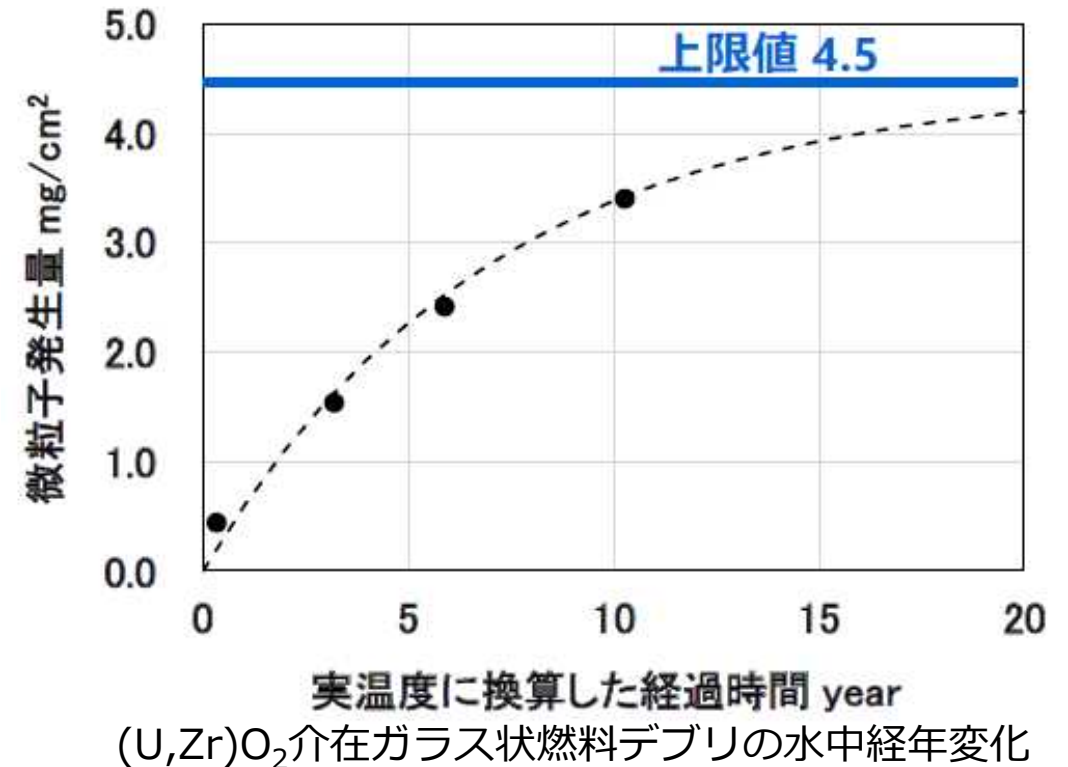
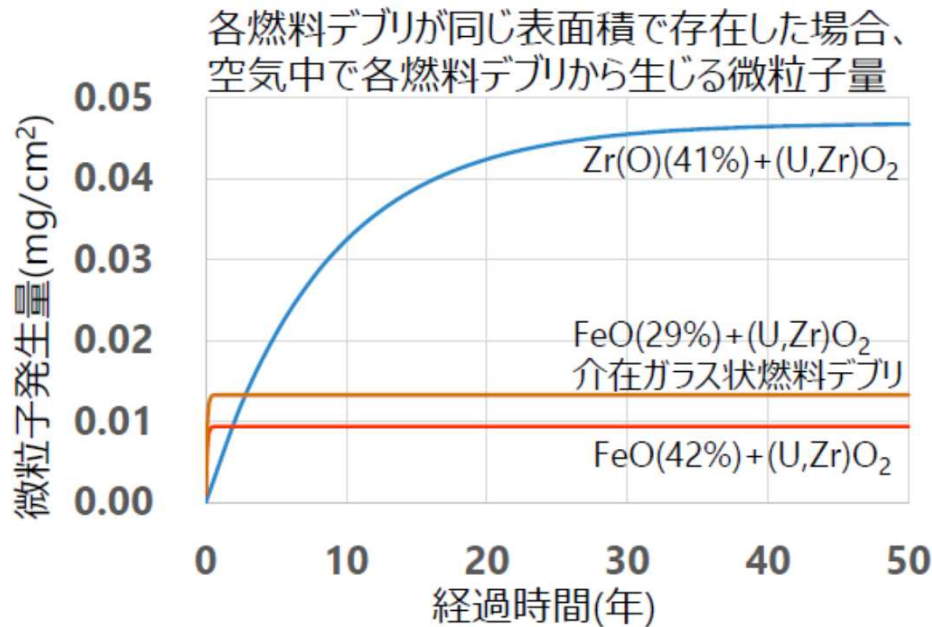
TMI-2 燃料デブリの外観写真<sup>1</sup>

チヨルノービリ燃料デブリ、a)自己崩壊したサンプルおよびb)微粒子の電子顕微鏡写真<sup>1</sup>

1. 廃炉・汚染水対策事業補助金「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発）」2020年度最終報告、東芝エネルギーシステムズ株式会社、2021年11月

## 4. 説明概要（デブリ微細）：燃料デブリ経年変化についての考え方（2/2）

- RPV内に残存する燃料デブリは、TMI-2デブリと同様で、微細化しないと考えられる
- ペDESTALへ落下した燃料デブリのうち、コンクリートと反応していない燃料デブリはTMI-2デブリと同様であり、微細化しないと考えられる
- ペDESTALへ落下した燃料デブリのうち、コンクリートと反応したデブリについて、模擬燃料デブリを用いた試験結果を参考に微細化について評価（主に1号機）
  - 介在物が存在するガラス質模擬デブリの水中経年変化試験結果から、平衡気中酸素濃度の増加に伴い微細化量が増加、時間とともに微粒子生成速度は低下し、微粒子の総生成量は一定値に近づく
  - 試験結果によると、長期間における微細化は数 $\text{mg}/\text{cm}^2$ で、デブリ表層の数~十数 $\mu\text{m}$ 程度に相当（気中では2桁少ない）



# PCVの閉じ込め機能強化に関する検討状況について (PCV内の水素爆発)

2023年5月19日

---

**TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

# 概要

- 第106回監視評価・検討会において、原子力規制庁より示された「福島第一原子力発電所におけるPCVの閉じ込め機能の維持に関する論点」の内、水素爆発に関する以下の2点について、検討状況を報告する。
  - ① PCVを負圧化した場合の水素・酸素の流入量の評価と流入に伴う水素爆発リスク
  - ② 空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定

## 福島第一原子力発電所におけるPCVの閉じ込め機能の維持に関する論点（抜粋）

106回監視評価検討会 資料3-2 （原子力規制庁）

- 「水素爆発→可燃限界を超えない管理が必要」
  - [PCVを負圧化した場合の水素・酸素の流入量の評価と流入に伴う水素爆発リスク](#)
  - 今後予定しているS/C水位低下によって水封が解かれ、S/Cに接続している配管から水素を含む気体が逆流する可能性
  - [空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定](#)
- 「PCV腐食の加速：構造健全性（耐震強度等）への影響」
  - 負圧化した場合の酸素流入量と流量管理から想定されるPCV内の酸素濃度
  - 酸素濃度に伴うPCV及びRPVを支持する鋼材その他安全を確保する上で必要な鋼材の腐食進展評価
  - それらの鋼材の強度に対する具体的な影響評価
- 「デブリ等の性状変化リスク：酸化による微粒子化」
  - 負圧化した場合の酸素流入量と流量管理から想定されるPCV内の酸素濃度
  - 酸素濃度に伴うデブリの酸化進展評価
  - デブリの酸化による廃炉作業への影響

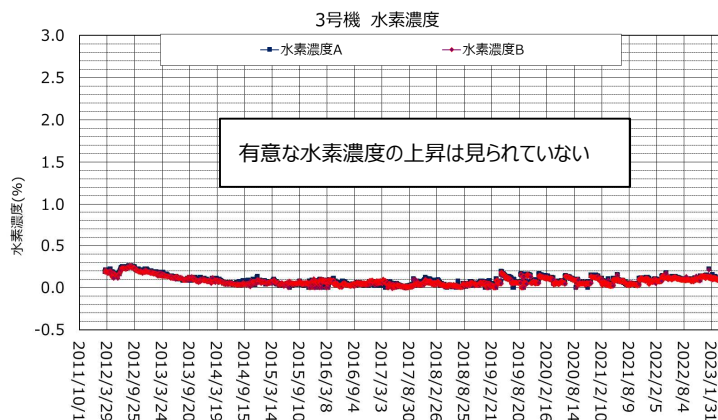
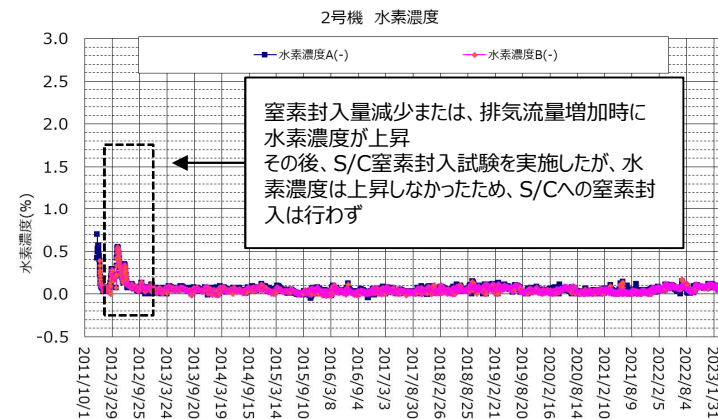
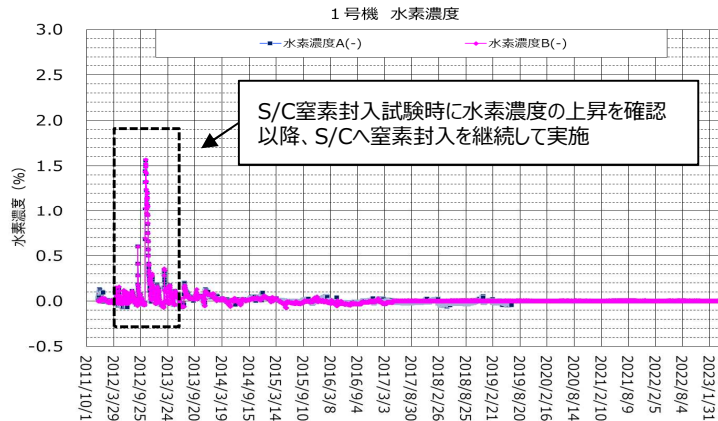
- 
1. PCVを負圧化した場合の水素・酸素の流入量の評価と流入に伴う水素爆発リスク
    - ① PCV内の水の放射線分解で発生する水素の拡散の状況と滞留水素のリスク
    - ② 滞留水素によるPCV内の水素濃度の上昇リスク
  
  2. 空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定
    - ① 各号機のPCVの状態を踏まえた負圧可否や将来の管理の見通しと試験の課題
    - ② 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（検討中）
      - ・ 試験の内容
      - ・ 試験を実施する上での課題等
      - ・ 試験の優先度、タイミング
  
  3. まとめ

（参考） 1～3号機のPCVの状態とガスバランスの状況

# 1. ① PCV内の水の放射線分解で発生する水素の拡散の状況と滞留水素のリスク

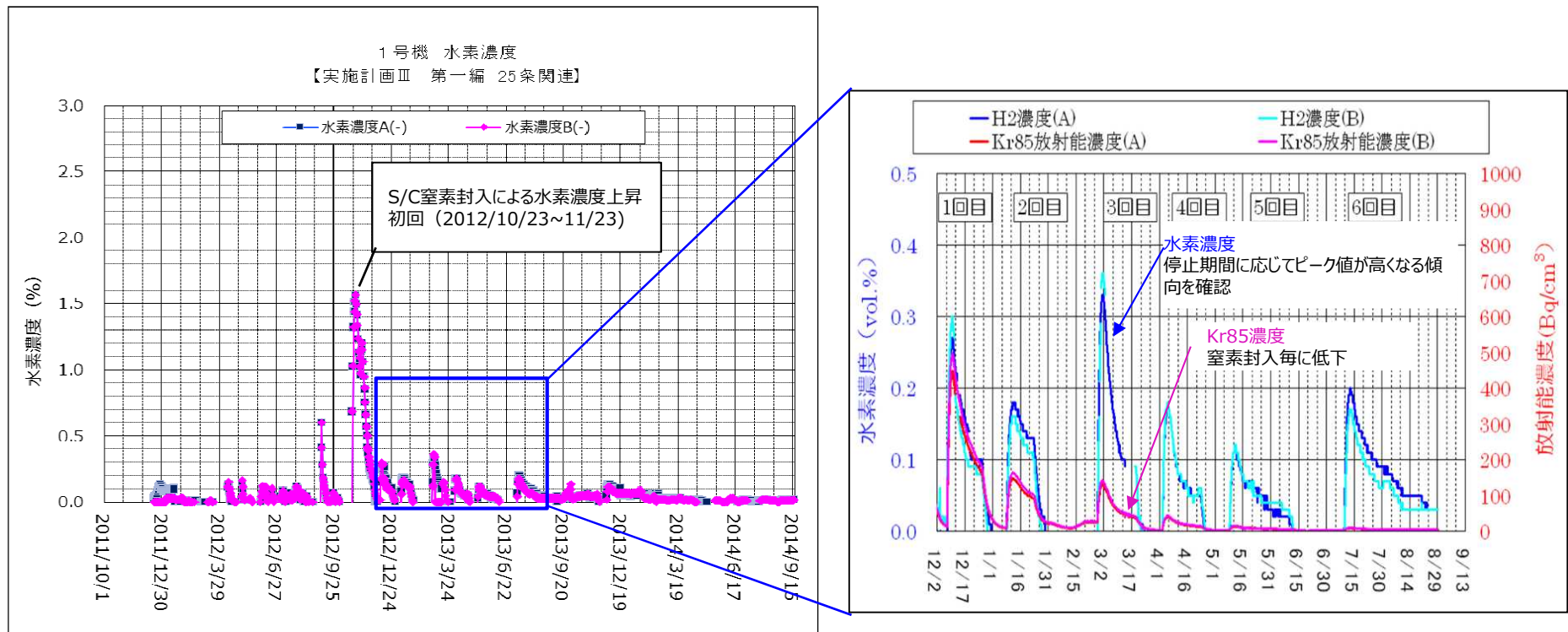
PCVガス管理設備で測定している水素濃度の長期的なトレンドを以下に示す。

- 1, 2, 3号機共に、現状の水素濃度は0.2%程度以下であり、長期間有意な変動は見られていない。
  - **現状、PCV内で水の放射線分解にて発生する水素は、窒素封入により拡散できている。**
- 事故後初期は、1号機はS/C窒素封入時に、また、2号機は窒素封入量減少または排気流量の変更時に、水素濃度の上昇を確認している。この際、Kr85も同時に検出されていることから、事故初期に滞留した水素が流れてきたものと考えられる。
- その後、PCVの水素濃度の上昇は見られていないが、3号機RHR配管内、1号機RCW熱交換器内のガスから水素、Kr85を確認。
  - **PCVの水素爆発の観点では、閉空間の滞留水素（事故時の水素、または水の放射性分解で発生する水素）がPCVの状態変化（水封の状況等）により、PCVへ流入することが想定。**



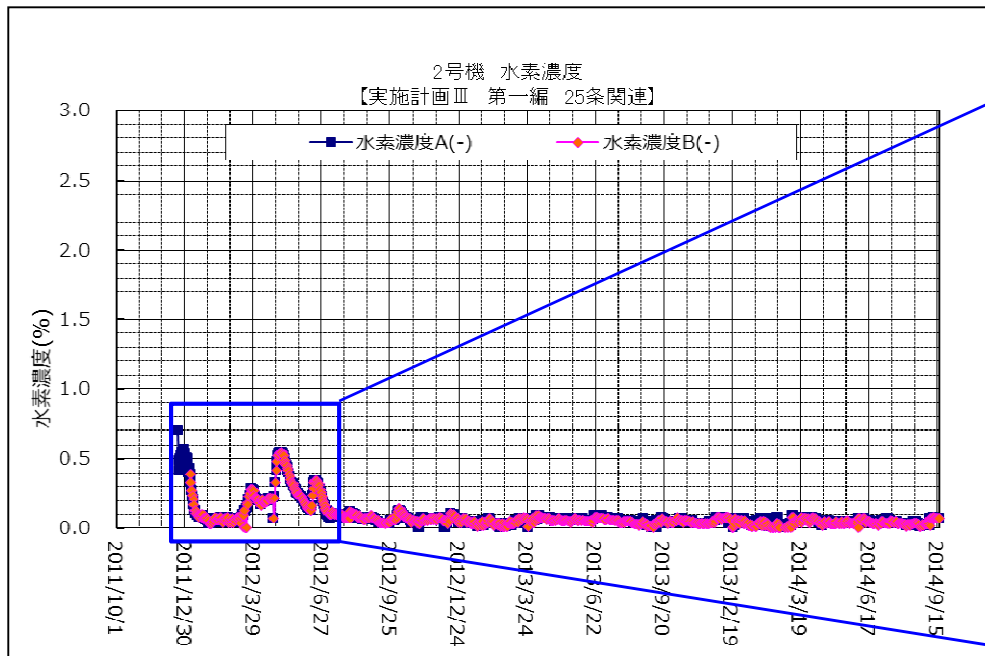
## (参考) 1号機 水素濃度上昇の実績 (2012~2013年)

- 2012年に、水素濃度の一時的な上昇が見られたことから、S/C窒素封入を実施した結果、PCVガス管理設備の水素濃度およびKr85濃度の上昇を確認 (S/C内のガスがPCVを經由して検出されたものと推定)
- また、複数回、窒素封入・停止を行った結果、窒素の停止期間に応じて水素濃度が上昇したことから、水素が発生している可能性も考慮し、現在までS/Cの窒素封入を継続実施中

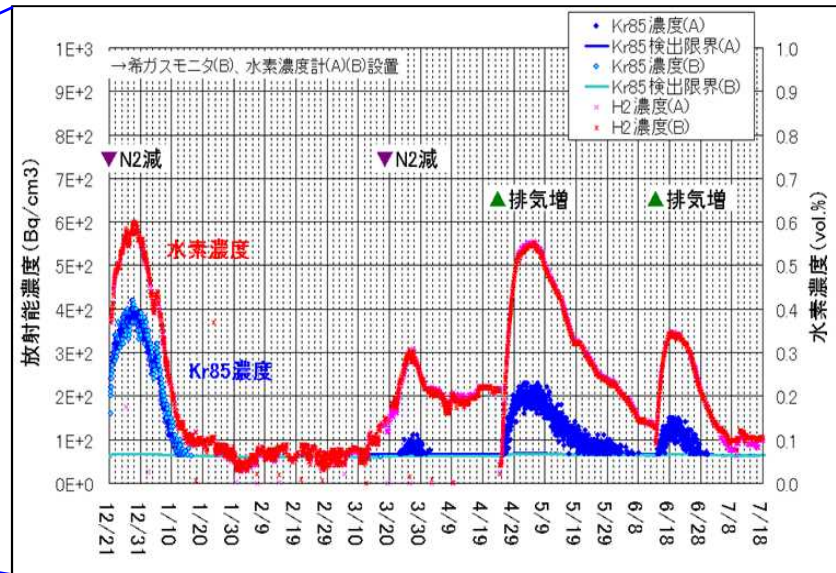


## (参考) 2号機 水素濃度上昇の実績 (2011~2012年)

- 2011年から2012年にかけて、窒素封入量の減少、または排気流量の増加時に、PCVガス管理設備において、水素濃度およびKr85濃度の上昇を確認
- このため、1号機同様にS/Cの窒素封入試験を実施



公開資料「2号機 S/Cへの窒素封入の実施について (平成24年12月25日)」(抜粋)





# (参考) 2号機S/C窒素封入試験の結果

- 2011~2012年の水素濃度上昇を受けて、S/Cの窒素封入試験（2回）を実施
- その結果、PCVガス管理設備において水素濃度の上昇がみられなかったことから、S/C内からの水素の追加放出は無いと判断、S/C窒素封入は実施しないこととした。

## 福島第一・2号機 S/C水素パーシのための 窒素封入試験（2回目）の実施状況について （結果）

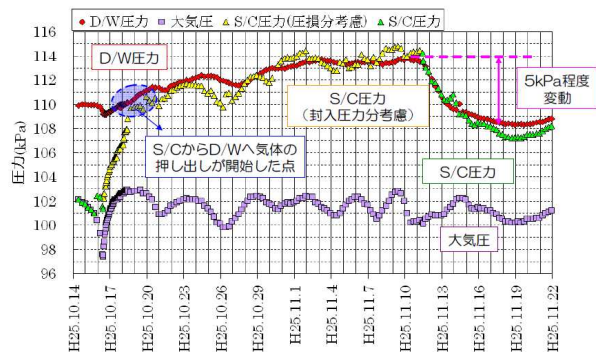
東京電力株式会社

平成25年12月26日



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

### S/CからD/Wへの気体の押し出しについて



- S/CからD/Wへの気体の押し出しがあることを確認。
- S/C圧力(封入圧力分考慮<sup>※</sup>)の上昇率が低下しD/W圧力の上昇率が増加している圧力の変化点、およびS/C圧力(封入圧力分考慮<sup>※</sup>)とD/W圧力が同等となった点。

※：封入圧力分(約16kPa)を考慮しS/C圧力から差し引いた圧力



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

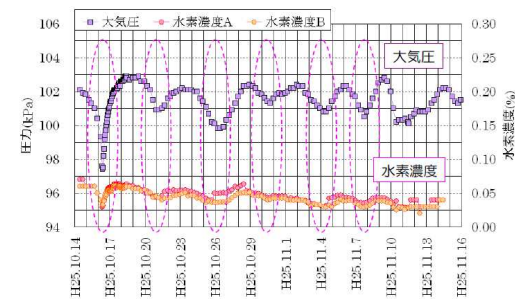
2

### 本試験の目的と結果

目的：S/C内に滞留していると想定される事故初期の水素をD/Wへ全量押し出すこと

- 1回目のS/C窒素封入において、D/W圧力の上昇は確認できたが、水素濃度の変化は確認できず。(H25.5に実施)
  - ◆ S/C内の水素の有無は確認できず。
- 2回目のD/WおよびS/C窒素封入において、S/Cへ封入した窒素と同量の気体がD/Wへ押し出されたと評価し、本試験による水素濃度の変化も無いことを確認。(H25.7とH25.11に実施)
  - ◆ S/C内の水素濃度は0%であると評価。
- 過去に確認された水素濃度上昇については、S/C由来の滞留水素であり、現在S/C内の水素濃度0%であることが妥当と評価。
- S/C内における水素の追加放出は無いと評価。
- 今後、基本的にS/Cへの窒素封入は実施せず、PCVからのアウトリーク量低減に向けた対応を検討。

### 水素濃度の変動について



- 本試験の影響による水素濃度の変動は無いと評価。
- D/W内の水素濃度は一定であったと評価。
- 水素濃度変動は大気圧の変化と連動しており酸素のインリークが影響<sup>※</sup>。

※：水素濃度計は熱伝導式であり、酸素の影響により水素濃度を高めに指示。(H25.3の測定結果より、D/W内水素濃度が0%であることを確認)



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

4

# 1. ② 滞留水素によるPCV内の水素濃度の上昇リスク

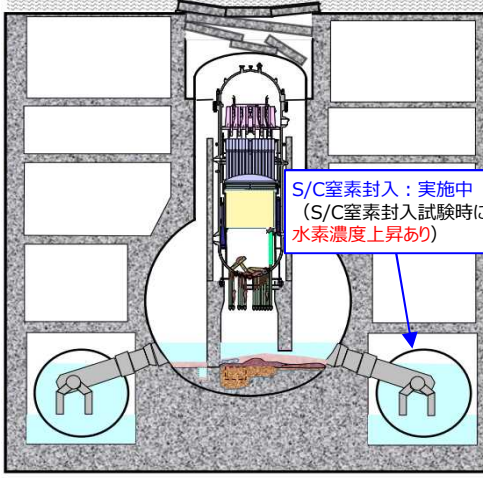
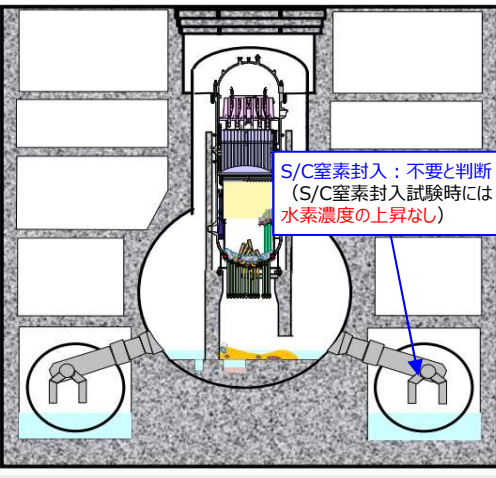
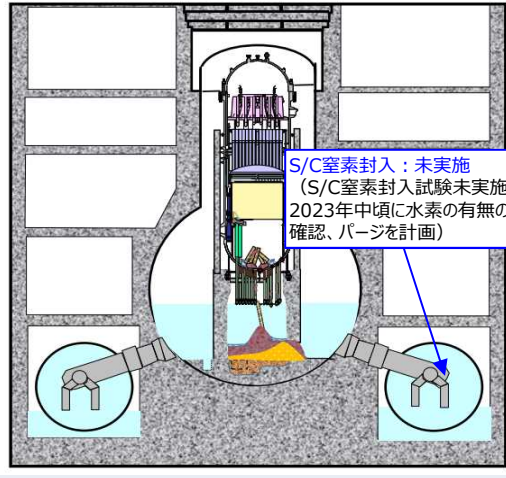
## 1号機および3号機

- PCV水位が高く、事故初期の水素や水の放射線分解による水素が水封されている可能性がある。
- 3号機は、S/Cの窒素封入が出来ておらず、S/Cへ水素が溜まっている可能性がある。（2023年度中頃にS/C内の水素の滞留の有無の確認および必要に応じてパージを実施予定）

## 2号機

- 過去のS/Cの水位測定やS/Cの窒素封入試験、PCV水位などから、S/Cの水位は低く、滞留水素がPCVへ流出する可能性は低いと考えられるものの、現時点では、滞留水素が無いとは断定できていない。

→PCV内の水素爆発防止の観点では、1～3号機共に酸素濃度を水素の可燃限界（5%）未満に管理することが必要。  
 また、PCV内で水素の着火源となる可能性のある作業では、PCVに滞留水素が流入するリスクを防止する観点から、PCV水位低下等の作業は並行して実施しない等の配慮が必要。

水素の滞留が想定される箇所	1号機	2号機	3号機
	・PCV、S/Cの配管の内、水封されている箇所	・PCV、S/Cの配管の内、水封されている箇所	・PCV、S/Cの配管の内、水封されている箇所 ・S/C
推定図※			

※ 出典：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～  
 (添付資料4) 炉心・格納容器内の状態推定に関連する調査

## 1. ② 滞留水素によるPCV内の水素濃度の上昇リスク

- 滞留水素がPCVに流入し、一定時間かけて一様に拡散した場合を想定して、PCV内の水素濃度が可燃限界（4%）になるために必要な滞留水素の体積を概算した。その結果、保守的な評価であるが、1号機は77m<sup>3</sup>程度、また、2, 3号機は、106m<sup>3</sup>程度の滞留水素で水素が可燃に至る可能性がある。
- ただし、滞留水素のPCV内へ流入を考えた場合、流入経路の水素濃度は、局所的には可燃限界（4%）を上回ると想定。
  - 水素の可燃リスクを踏まえると、滞留水素の体積に限らず、酸素濃度を水素の可燃限界に至らないよう管理しておくことが必要。

PCV内の水素濃度が可燃限界（4%）に到達するための滞留水素の体積の概算  
 （PCV内に一様に水素の拡散を想定、局所的な濃度に着目した評価ではない）

		1号機	2号機	3号機
PCV気相部体積 (m <sup>3</sup> )※		約1,900	約2,600	約2,600
PCVの水素濃度が可燃限界（4%）に至るために必要な滞留水素の体積 (m <sup>3</sup> )	滞留水素濃度67% (水の放射線分解を想定)	約118	約161	約161
	滞留水素濃度100% (事故初期の水素を想定)	約77	約106	約106

※ 評価条件

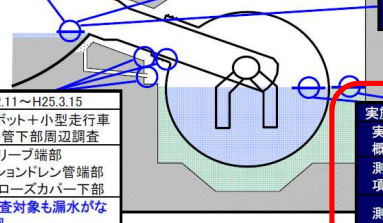
PCV水位が赤道付近と想定した場合の保守的な評価  
 「実施計画 II 特定原子力施設の設計, 設備 2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備 添付資料 - 5  
 表-1 原子炉格納容器及び原子炉圧力容器気相部体積について」より引用  
 特に1,2号機の水位は、現状、上記よりも低く、保守的な条件である。

# (参考) 2号機のS / C水位測定結果 (2014年)

- 2014年にS/Cの水位測定を実施した結果、S/C水位とS/C室の滞留水の水位差は、1～3 cm程度と同等であった。
- 調査時の水位より下において、S/CまたはS/Cにつながる配管等から、漏洩していると推定できる。

【参考】これまでの2号機原子炉格納容器調査結果等について

<b>実施日</b> H26.6.5～H26.6.6 <b>実施概要</b> PCV(格納容器)内監視計器設置および滞留水水位測定 <b>実施項目</b> ・PCV滞留水の水位確認 ・PCV内温度測定 ・PCV内水位確認 <b>実施結果</b> PCV水位:PCV底部より約300mm,底部より350mm未満であることを確認 PCV内温度:33.4～35.6℃	<b>実施日</b> H25.8.7 <b>実施概要</b> PCV貫通部からの滞留水採取 <b>実施項目</b> PCV滞留水採取 <b>実施結果</b> pH:7.4, 導電率:25 μS/cm, 塩素:2.9ppm, Cs134:2.14E+03Bq/cm <sup>3</sup> , Cs137:4.38E+03Bq/cm <sup>3</sup>	<b>実施日</b> H24.3.26～H24.3.27 <b>調査概要</b> PCV(格納容器)貫通部からの工業用内視鏡等の挿入によるPCV滞留水水位等の調査 <b>調査項目</b> ・PCV滞留水の水位確認 ・PCV滞留水の水温測定 ・PCV内雰囲気量測定 <b>調査結果</b> PCV水位:PCV底部より約600mm 滞留水水温:48.5～50.0℃ 雰囲気量:31.1～72.9Sv/h
--	--	--



<b>実施日</b> H24.12.11～H25.3.15 <b>調査概要</b> 4足歩行ロボット+小型走行車によるベント管下部周辺調査 <b>調査対象</b> ・ベント管スリーブ端部 ・サンドクッションレン管端部 ・ベント管ベローズカバー下部 <b>調査結果</b> いずれの調査対象も漏水がないことを確認。	<b>実施日</b> H26.1.14～H26.1.16 <b>実施概要</b> S/C(圧力抑制室)内水位測定装置によるS/C内水位測定 <b>測定項目</b> ・S/C内滞留水水位 ・トラス室滞留水水位 <b>測定結果</b> S/C内水位: 約OP.3150 トラス室水位: 約OP.3160 <b>水位差: 約10mm</b>
---	---

公開資料「2号機PCV内監視計器再設置の作業結果について(平成26年6月27日)」(抜粋)

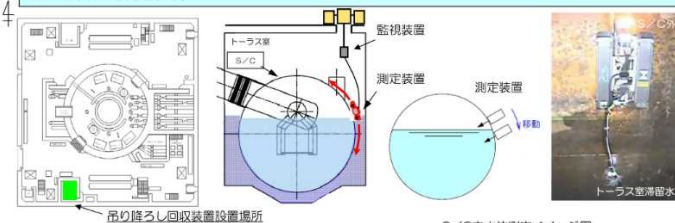
公開資料「福島第一原子力発電所 2号機S/C(サブプレッションチェンバ)内水位測定結果(平成26年1月21日)」(抜粋)

福島第一原子力発電所 2号機S/C(サブプレッションチェンバ)内水位測定結果

＜参考配布＞平成26年1月21日 東京電力株式会社

### 1. 測定方法

「S/C内水位測定WG(主査:芝浦工大 松田稔教授)」にて開発支援された水位測定装置を用いて、トラス室へ貫通しているRHR熱交換器(B)室の床下から、水位測定装置をS/C外表面に吊り降ろし、S/C内水位を測定する。



吊り降ろし回収装置設置場所 (2号機原子炉建屋1階 RHR熱交換器(B)室) S/C内水位測定イメージ図

【補足】資源エネルギー庁の「円筒容器内水位測定のための遠隔基礎技術の開発」にて開発した測定装置の実証試験として、2号機のS/Cの水位測定を実施。

	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21
実績		測定準備	測定	測定	測定	測定	測定	測定	測定	測定	測定	測定	測定

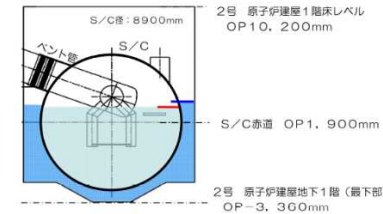
(参考) 実績工程

## 2. 測定結果

測定データ採取は、水位特定の信頼性を上げるため複数ライン(複数経度)を1月14～16日の3日間で実施。1月14、15日のデータは一連のデータ採取作業の途中で得られたもの。

測定日	1月14日	1月15日	1月16日
S/C内水位	約OP.3, 210 mm	約OP.3, 160 mm	約OP.3, 150 mm
トラス室滞留水水位(参考)	約OP.3, 230 mm	約OP.3, 190 mm	約OP.3, 160 mm
水位差	約20mm	約30mm	約10mm
測定方法	水中構造物の直接距離計測		

【補足】S/C内の水位は、トラス室滞留水水位の変化の影響を受けると考えられる。



S/C内水位の測定結果については、今後の原子炉格納容器(PCV)止水工法の検討に活用していく。

- 
1. PCVを負圧化した場合の水素・酸素の流入量の評価と流入に伴う水素爆発リスク
    - ① PCV内の水の放射線分解で発生する水素の拡散の状況と滞留水素のリスク
    - ② 滞留水素によるPCV内の水素濃度の上昇リスク
  
  2. 空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定
    - ① 各号機のPCVの状態を踏まえた負圧可否や将来の管理の見通しと試験の課題
    - ② 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（検討中）
      - ・ 試験の内容
      - ・ 試験を実施する上での課題等
      - ・ 試験の優先度、タイミング

### 3. まとめ

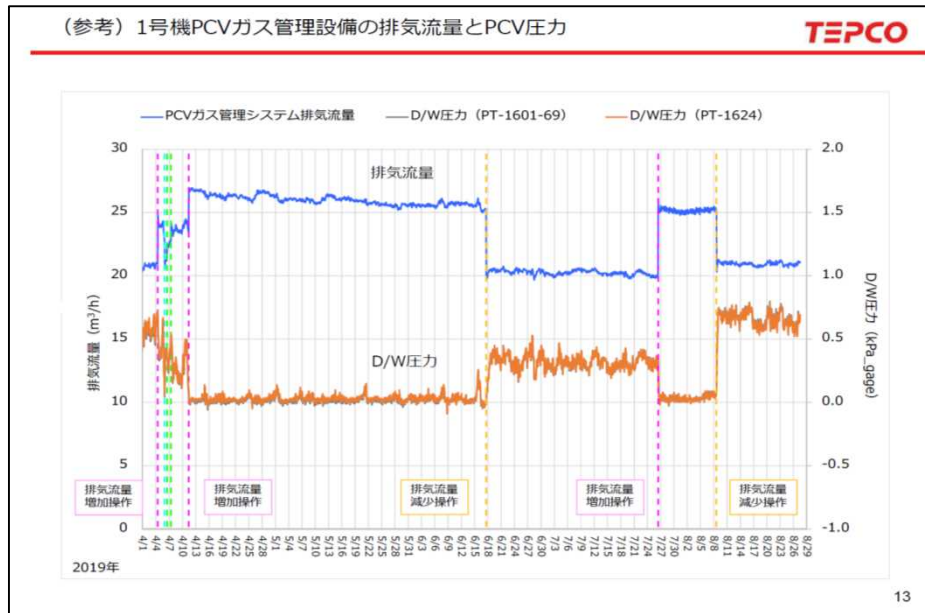
（参考） 1～3号機のPCVの状態とガスバランスの状況

## 2. ①各号機のPCVの状態を踏まえた負圧可否や将来の管理の見通しと試験の課題

- PCV給排気差流量の管理により、PCV内のダストが環境へ直接放出することを抑制出来ると考えている。一方、PCV内に大気が流入することで酸素濃度上昇の影響も考えられる。
- 各号機の状態を踏まえたPCV給排気差流量管理の実現性を確認するため、試験実施のための課題を整理し、試験の内容、実施時期について検討を進めている。
- 試験は短期間を想定していることから、酸素濃度の上昇による「PCV腐食の加速」、「燃料デブリ等の性状変化リスク」の影響は軽微であると考ええる。

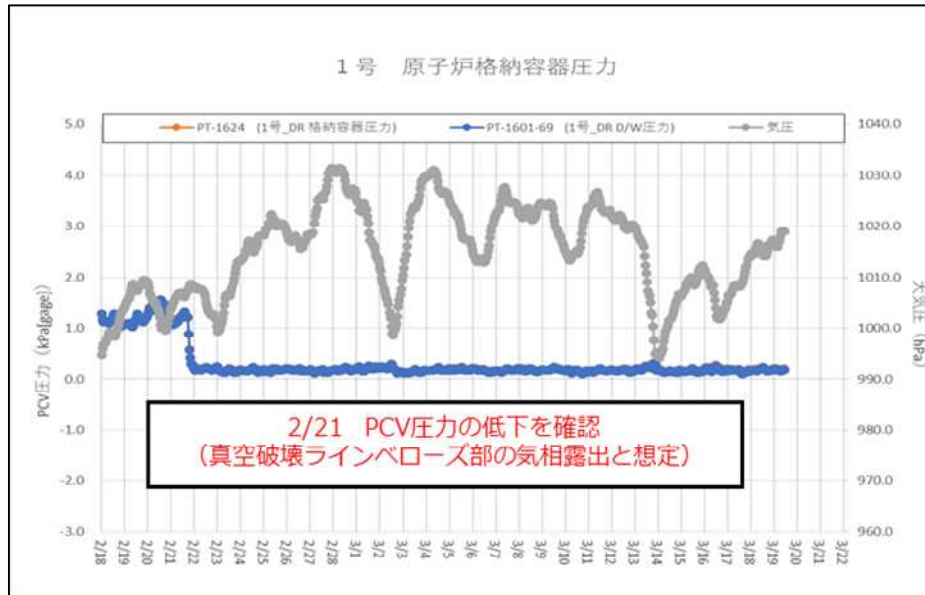
		1号機	2号機	3号機
PCV閉じ込めの管理の見通し	給排気差流量管理（負圧） <small>(窒素封入 &lt; 排気)</small>	△：難しい（試験で確認）	○：現状では対応可能	△：難しい（試験で確認）
	給排気差流量管理 <small>(窒素封入 &lt; 排気)</small>	○：対応可能	○：対応可能	○：対応可能
	PCV均圧管理 <small>(窒素封入 ≒ 排気)</small>	○：対応可能	○：対応可能	○：対応可能
理由 (詳細は次項以降参照)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PCV減圧試験によりPCV水位が真空破壊ラインベローズ（TP.6494：中心高さ）より高い状態では、維持可能であった。</li> <li>・PCV水位が真空破壊管ベローズ付近を下回るとPCV圧力は1 kPaからほぼ0kPaに低下したことを確認。この時のガスバランスの状況から、酸素濃度が可燃限界の範囲内で負圧化の達成は、難しいと想定。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2020年7月のPCV減圧時に、一時的に負圧を達成。ただし、地下滞留水の水位低下時には、漏洩箇所が露出し、気層部の開口面積が拡大する可能性も想定される。</li> <li>・当時と比較してPCV圧力挙動に有意な変化がなく、現状も気層部の開口面積は維持されていると想定。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・日々のPCV圧力は、2号機のような大気圧力の変動は見られず、2019年に実施した数時間のガス管停止でも、有意な圧力変動がなかった。</li> </ul>	
試験実施のための検討事項 (課題)	PCV内部調査で確認されたペDESTAL下部鉄筋の酸素濃度の影響（短期間の試験であり、影響は軽微と想定）	特になし	特になし	<ul style="list-style-type: none"> <li>・S/Cの滞留水素の可能性（滞留水素の体積が大きい可能性があることから、水素濃度の確認および必要に応じて窒素パージ後に試験を実施）</li> </ul>
	閉じ込め強化に向けた窒素と排気の流量のバランスや設備上の制約（モニタ関連の仕様上の制約）を踏まえ、流量の目標設定と試験内容を検討			
試験時の懸念	<ul style="list-style-type: none"> <li>・窒素封入、排気のバランスを変更すると、PCV温度の指示が上昇する恐れあり。（実施計画Ⅲ 第1編 18条のPCV温度に関するLCOが逸脱する可能性あり）</li> </ul>	特になし	特になし	特になし

# (参考) 1号機のPCV閉じ込めの管理の見通しの根拠



- PCV減圧試験 (2019年 AWJ作業関連) において、0kPaを達成 (PCV水位：真空破壊管ベローズを上回っている状態)

廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 (第69回)  
1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業について  
2019年8月29日より



- PCV水位が真空破壊管ベローズを下回るとPCV圧力は0kPa程度となる状況を確認

<この時のガスの流量バランス>

- ・窒素封入 35m<sup>3</sup>/h (PCV 30m<sup>3</sup>/h+S/C 5m<sup>3</sup>/h)
- ・排気流量 (A)25m<sup>3</sup>/h、(B)20m<sup>3</sup>/h)

⇒ 上記から、窒素封入量より排気流量を10~15m<sup>3</sup>/h程度上昇させても負圧化が達成できないと想定。また、その時の酸素濃度は、水素の可燃限界 5%付近 (4.6~6.3%※) になると想定。

※ 評価条件

- ・窒素封入量：35m<sup>3</sup>/h
- ・排気流量：45m<sup>3</sup>/h(大気インリーク：10m<sup>3</sup>/h)  
50m<sup>3</sup>/h(大気インリーク：15m<sup>3</sup>/h)
- ・大気中の酸素濃度：20.9%

廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 (第88回)  
1・3号機PCV水位低下に関わる対応について 2021年3月25日より

# (参考) 2号機のPCV閉じ込めの管理の見通しの根拠

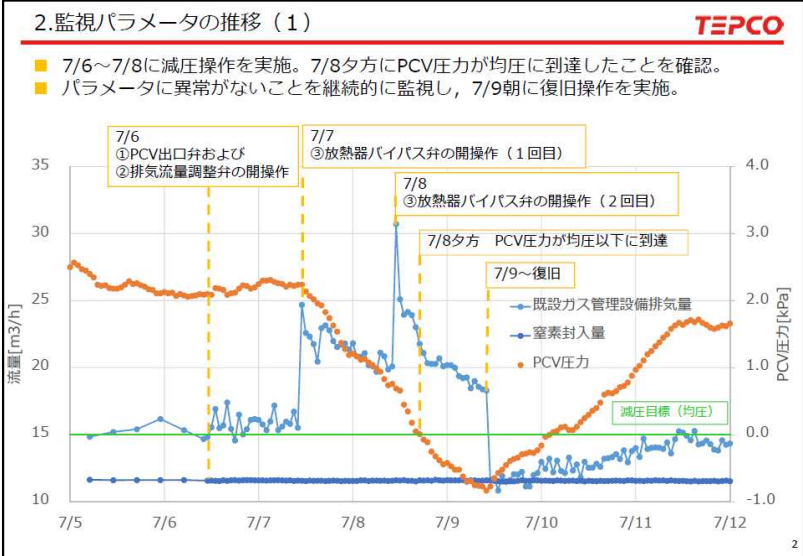
## ■ 2020年7月のPCV減圧機能確認において一時的に負圧を達成

廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第80回）資料抜粋

2号機 原子炉格納容器(PCV)の減圧機能確認の結果について

2020年7月30日

東京電力ホールディングス株式会社



### 1.減圧機能確認の概要

【目的】

- 2021年に予定している2号機試験的取り出し(PCV内部調査)に向け、PCV外へのダスト移行抑制を目的として、PCVを減圧することを検討中。本作業により、既設ガス管理設備を用いたPCV減圧可否を確認。

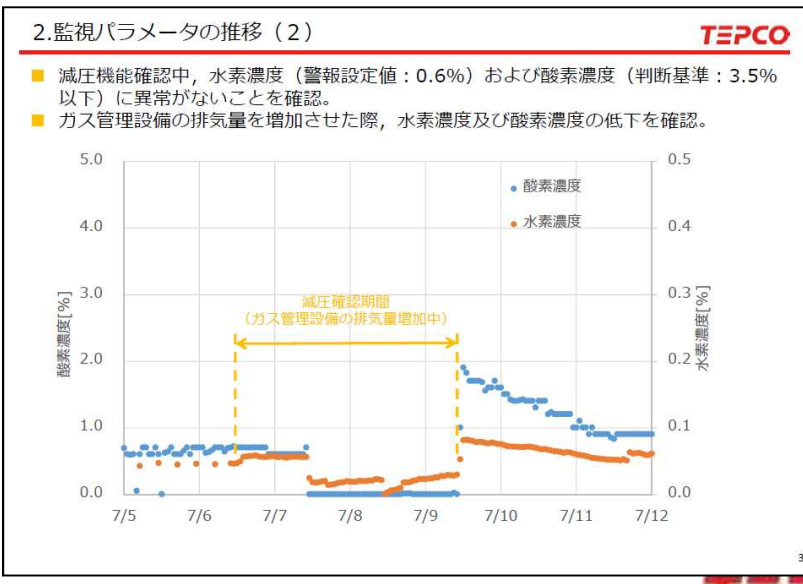
【実施内容】

- ガス管理設備の弁操作(①～④)を段階的に実施し、排気量を増加することで、PCV圧力を大気圧との均圧まで低減(均圧以下となることを確認した時点で終了)。

【実施結果】

- 放熱器バイパス弁(③)の調整開にすることで、均圧まで減圧可能であることを確認。
- 7/6～7/8に機能確認を実施し、7/9に復旧。
- 減圧機能確認中、監視パラメータに異常がないことを確認。

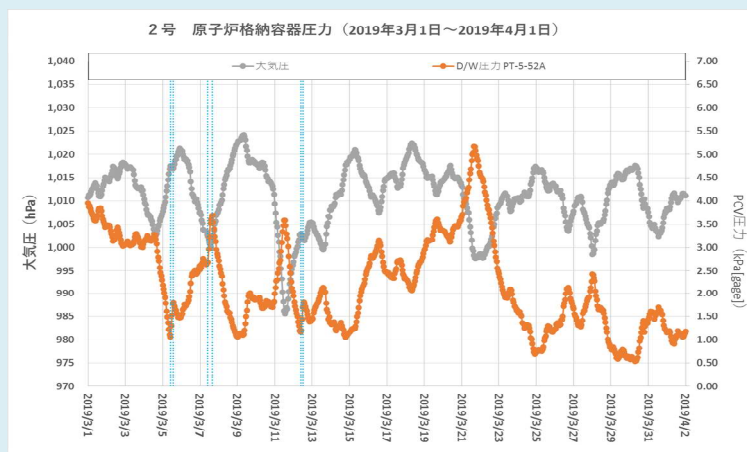
※1 水素濃度計, 酸素濃度計, ダストモニタ, 希ガスモニタ  
 ※2 減圧機能確認時, 仮設計器にて監視



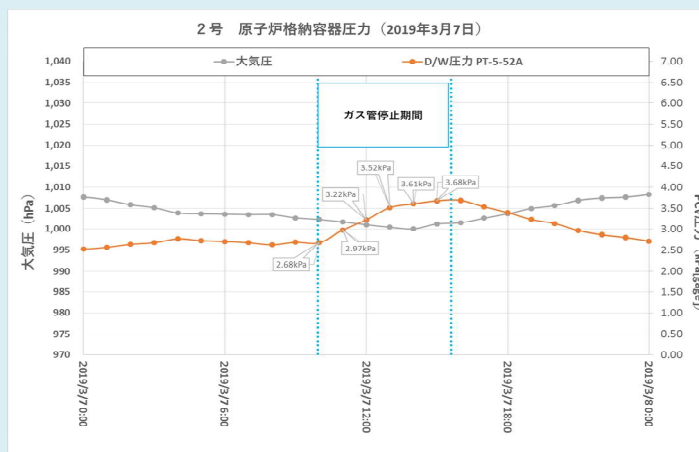


## (参考) 3号機のPCV閉じ込めの管理の見通しの根拠

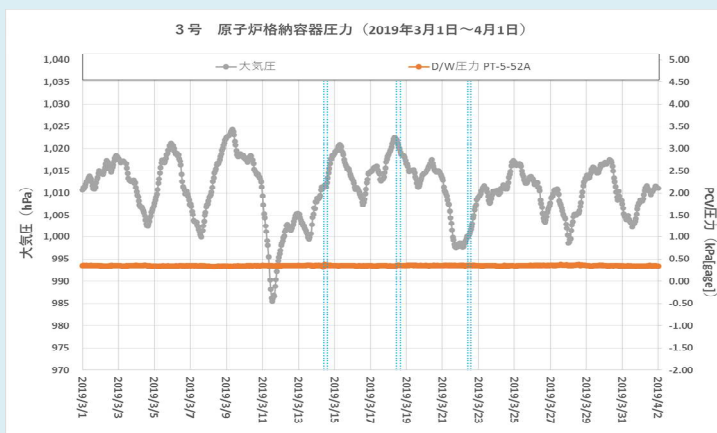
- 2019年にPCVガス管理設備を作業のために一時的に停止
- 2号機はPCV圧力の上昇がみられたものの、3号機は上昇が確認できなかった。
- また、PCV圧力の長期のトレンドから、2号機はPCV圧力に応じて変動しているが、3号機は、PCV圧力に応じた変動がみられないことから、2号機と比較して3号機のPCVの気密性は低いことがわかる。



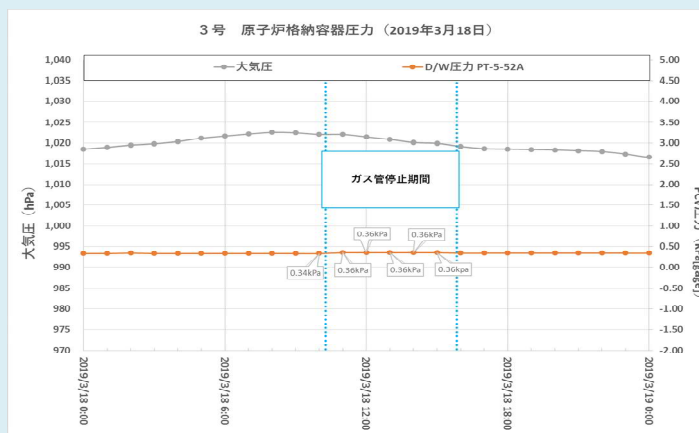
2号機 PCV圧力 (長期)



2号機 PCV圧力 (ガス管理設備停止時)



3号機 PCV圧力 (長期)



3号機 PCV圧力 (ガス管理設備停止時)

## 2. ② 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（内容）（検討中）

### ■ 試験の内容

- ・閉じ込め強化策の実現性・影響を確認するために、各号機共に、以下の①～③の試験を検討中。
- ・ガスバランス調整時の酸素濃度、プラントパラメータの影響（特にガス管理設備の状態やモニタへの影響）を確認予定。

	項目	試験概要
①	PCV均圧試験	窒素封入 ≒ 排気（実排気）
②	給排気差流量管理試験 （負圧も含む）	窒素封入 < 排気（実排気）
③	窒素封入停止試験※	PCVガス管理設備を起動した状態で窒素封入を停止

※ 実施計画Ⅲ第1編 25条（格納容器内の不活性雰囲気維持機能）について、実施計画Ⅲ第1編第3 2条を適用し、「必要な安全措置」を講じた上で試験を実施する。

#### 実施計画Ⅲ 第1編 25条（格納容器内の不活性雰囲気維持機能）の運転上の制限（抜粋）

2. 窒素封入設備及び格納容器内水素濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 安全・リスク管理GMは、格納容器の状態に応じ、必要な窒素封入量を評価し、当直長に通知する。
- (2) 当直長は、窒素ガス分離装置を運転するとともに、必要な窒素封入量が確保されていることを毎日1回確認する。なお、必要な窒素封入量が確保できていない場合は速やかに所定の封入量に戻すこと。

## 2. ② 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（試験を実施する上での課題等）

### ■ 試験を実施する上での課題、監視設備の準備等

1号機のみ：窒素封入と排気のバランスを変更すると、一部（複数）の既設PCV温度計（LCO監視対象）に上昇がみられることが分かっている。試験では、注水を継続すること、また、その他プラントパラメータを監視し、冷却状態に問題ないことを確認しながら試験を続行する等、検討していく。

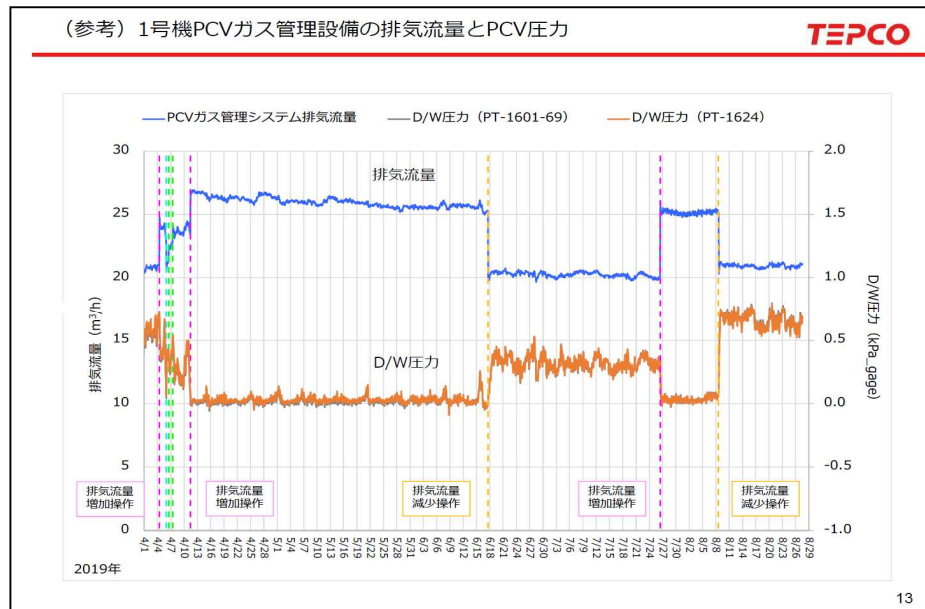
号機共通：監視設備（酸素濃度計（2,3号機）の追設）を調整中

#### 実施計画Ⅲ 第1編 18条（原子炉注水）の運転上の制限（LCO）抜粋

表18-1

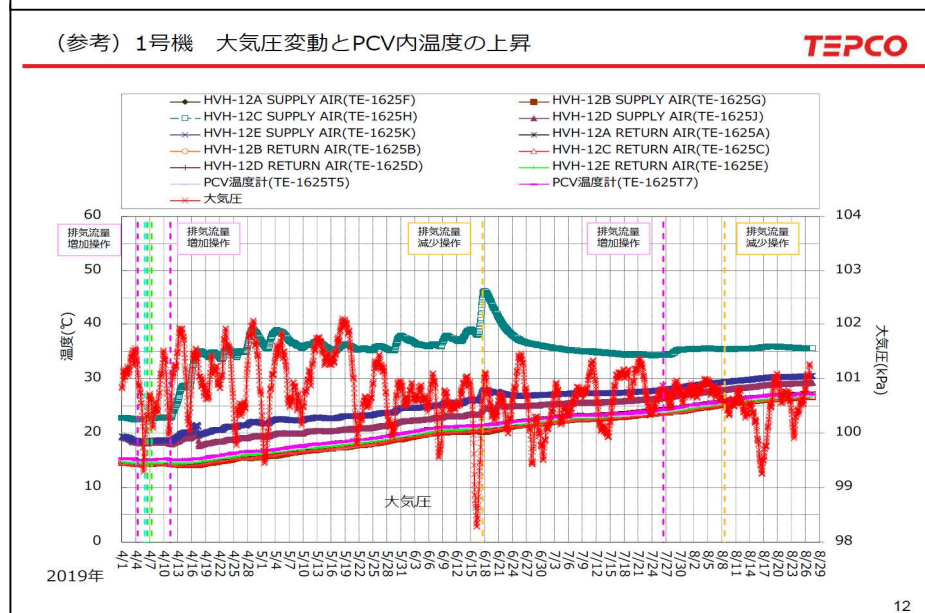
項目	運転上の制限
原子炉压力容器底部温度	80℃以下 <sup>※2</sup>
格納容器内温度	全体的に著しい温度上昇傾向 <sup>※2</sup> がないこと
運転中の原子炉注水系	原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること
待機中の原子炉注水系	1系列が動作可能であること <sup>※3</sup>
任意の24時間あたりの注水量増加幅	3.0m <sup>3</sup> /h以下 <sup>※4</sup>

# (参考) 1号機 窒素封入と排気のバランス変更時の既設PCV温度計の上昇



- PCV減圧試験（2019年 AWJ作業関連）において、0kPaとするため、排気流量を増加した際、一部の既設PCV温度計（複数）の上昇を確認
- また、気圧の変動に応じて変動する傾向も確認

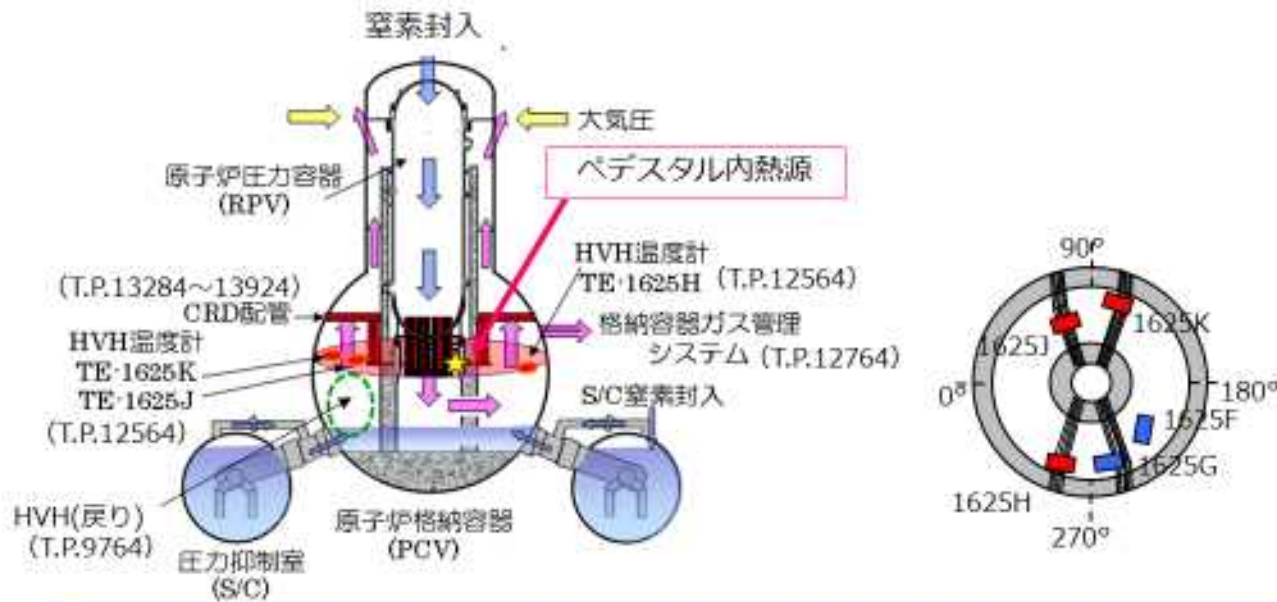
廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第69回）  
1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業について  
2019年8月29日より



(参考) 1号機 窒素封入と排気のバランス変更時の既設PCV温度計上昇の推定メカニズム

(参考) 温度計の設置位置関係と推定メカニズム

TEPCO



- ペDESTAL内のCRD配管近傍に熱源が存在し、熱伝達、熱伝導によりCRD配管周辺が加熱と推定。
- 大気圧の上昇時にPCVからのアウトリークが減少することから、ペDESTAL外のCRD配管周辺の流れが滞りHVH温度計指示値が上昇すると推定。
- ペDESTAL外のCRD配管周辺の流れが増加・安定すると、温度が高い領域が小さくなり、HVH温度計の指示値が安定すると推定。

14

## 2. ② 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（試験の優先度、タイミング）（検討中）

---

### ■ 試験の優先度の考え方

1号機：PCV内部調査で確認されたペDESTAL損傷を踏まえ、万一の際にダスト放出を抑制する観点から優先度が高い

2号機：デブリ取り出し作業時のダスト放出を抑制する観点から優先度が高い

3号機：デブリ取り出し作業まで時間余裕があること、PCV内部の損傷度合いは1号機よりも小さいと想定されることから優先度は低い

### ■ 試験のタイミング

1号機：PCV水位低下前・後（2023年度下期～2024年度上期）

2号機：内部調査・試験的取り出し前の、関連作業がない時期

3号機：PCV水位低下後（2024年度）

- 
1. PCVを負圧化した場合の水素・酸素の流入量の評価と流入に伴う水素爆発リスク
    - ① PCV内の水の放射線分解で発生する水素の拡散の状況と滞留水素のリスク
    - ② 滞留水素によるPCV内の水素濃度の上昇リスク
  
  2. 空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定
    - ① 各号機のPCVの状態を踏まえた負圧可否や将来の管理の見通しと試験の課題
    - ② 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（検討中）
      - ・ 試験の内容
      - ・ 試験を実施する上での課題等
      - ・ 試験の優先度、タイミング

### 3. まとめ

（参考） 1～3号機のPCVの状態とガスバランスの状況

### 3. まとめ

---

#### 1. PCVを負圧化した場合の水素・酸素の流入量の評価と流入に伴う水素爆発リスク

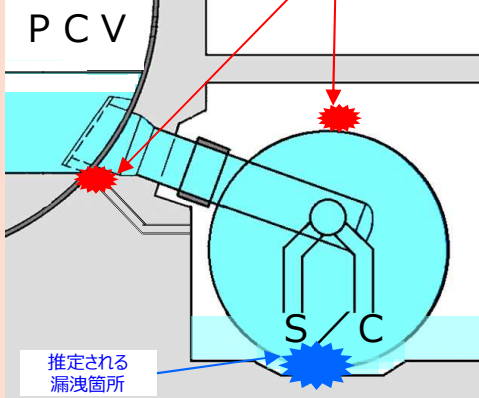
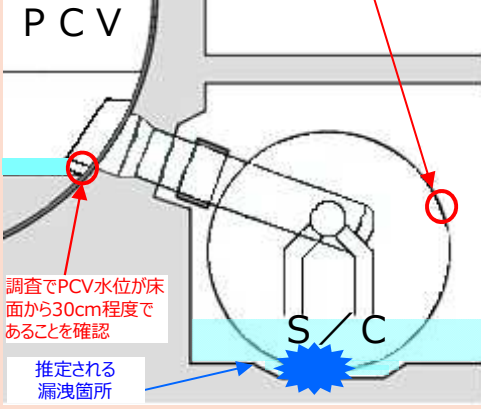
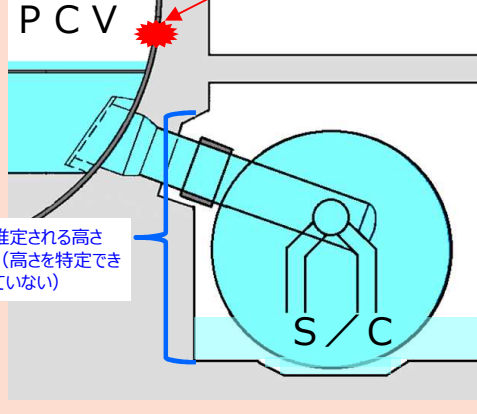
- 現状、PCV内で水の放射線分解にて発生する水素は、窒素封入により拡散できており、**PCVの水素爆発の観点では、閉空間の滞留水素（事故時の水素、または水の放射線分解で発生する水素）がPCVの状態変化（水封の状況等）により、PCVへ流入することが想定**
- 滞留水素がPCV内へ流入し、一様に混合した場合、PCVが可燃限界（4%）に達するためには、1号機は77m<sup>3</sup>程度、また、2, 3号機は、106m<sup>3</sup>程度の滞留水素が必要であるが、**滞留水素のPCV内へ流入を考えた場合、流入経路の水素濃度は、局所的には可燃限界（4%）を上回ると想定。**
  - 水素の可燃リスクを踏まえると、滞留水素の体積に限らず、酸素濃度を水素の可燃限界に至らないよう管理しておくことが必要。また、水素の着火源となる可能性のある作業では、PCVに滞留水素が流入するリスクを防止する観点から、PCV水位低下等の作業は並行して実施しない等の配慮が必要。

#### 2. 空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定

- 各号機の優先度、各号機の作業（1, 3号機のPCV水位低下、2号機のデブリの試験的取り出し等）、試験を行う上での課題を踏まえ、スケジュールを検討していく。



## (参考) 1～3号機のPCVの状態とガスバランスの状況

PCV関連状況	1号機	2号機	3号機
漏洩箇所 (推定)	<p>調査で確認された漏洩箇所 (今後のPCV水位低下により開口部が露出)</p>  <p>調査でS/C水位が建屋 滞留水水位と同程度で あることを確認</p> <p>調査でPCV水位が床 面から30cm程度で あることを確認</p> <p>調査で確認された漏洩箇所</p> <p>推定される高さ (高さを特定でき ていない)</p> <p>推定される 漏洩箇所</p> <p>推定される 漏洩箇所</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ S/C真空破壊ペントライン及びサンドクッションドレンラインからの漏洩を確認 (カメラ調査)</li> <li>■ S/C底部付近に漏洩箇所があると推定 (PCV水位と注水量等から評価)</li> </ul>	<p>調査でS/C水位が建屋 滞留水水位と同程度で あることを確認</p>  <p>調査でPCV水位が床 面から30cm程度で あることを確認</p> <p>推定される 漏洩箇所</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ PCV水位は床面から30cm程度であることを確認 (カメラ調査)</li> <li>■ S/C水位が建屋滞留水水位と同程度であることを確認 (ロボット調査)</li> <li>■ PCV水位や建屋滞留水高さ、PCV圧力、注水量等からS/C底部 (水没部) に開口有と推定</li> </ul>	<p>カメラ調査で確認 された漏洩箇所</p>  <p>推定される高さ (高さを特定でき ていない)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ MS配管ベローズからの漏洩確認 (カメラ調査)</li> <li>■ R/B 1F以下 (水位計L1以下) に新規漏洩が発生と推定 (PCV水位と注水量等から評価)</li> </ul>
D/W圧力※1	0～0.8 kpa	1.0～4.0 kpa	0.43～0.48 kpa
N2封入量※1	約30 Nm <sup>3</sup> /h S/C：約1Nm <sup>3</sup> /h	約13 Nm <sup>3</sup> /h	約16 Nm <sup>3</sup> /h
PCVガス排気量※1	A系運転時 約26 m <sup>3</sup> /h B系運転時 約20 m <sup>3</sup> /h	約12～20 m <sup>3</sup> /h (ファン軸封部から大気のインリークがあり、 インリークが含まれた流量)	約20～24 m <sup>3</sup> /h (ファン軸封部から大気のインリークがあり、 インリークが含まれた流量)

※1 2023.2.1～2023.4.29 運転データ

# インナースカート及びペネトレーション部応力評価 (1号機ペデスタル)

2023年5月19日

---

**TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

# 1. ペDESTALの支持機能喪失時の影響考察に関する補足説明

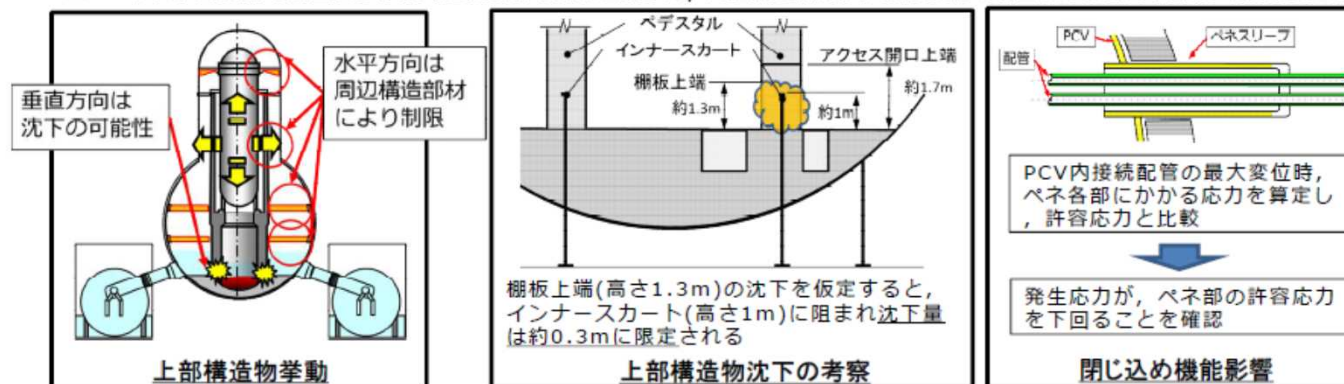
- 特定原子力施設監視・評価検討会（第107回）でお示した、1号内部調査結果を踏まえたペDESTAL機能喪失時の影響考察の内、以下の項目に関する補足説明を行う。
  - ① 上部構造物（RPV / RSW / ペDESTAL他）の沈下を仮定した場合、インナースカートに阻まれ沈下量が限定されること  
→上部構造物の沈下を想定した際にインナースカートが支持に必要な構造強度を有すること
  - ② 上部構造物の沈下に伴うPCV閉じ込め機能への影響が小さい（ペネ部の損傷に至らない）こと

## 【参考】ペDESTALの支持機能喪失時の影響考察



- 支持機能喪失時の上部構造物（RPV/RSW/ペDESTAL他）の挙動
  - **水平方向の移動**は周辺構造部材（バルクヘッド等）に制限\*され**限定的な傾斜**に留まる見込み
  - **垂直方向の移動**は周辺構造部材による支持ができず、**沈下の可能性**は否定できない
- PCV内部調査結果を踏まえた上部構造物の沈下の考察
  - 鉄筋露出の範囲が大きいアクセス開口部近傍で、鉄筋に目立った**たわみ変形が無く**、**これまでの地震**に対し**ペDESTALの支持機能は維持**されている
  - インナースカートに有意な変形が確認されていないことから、**上部構造物の沈下を仮定した場合でもインナースカートに阻まれ沈下量は限定される**
- ペDESTALの支持機能喪失時の閉じ込め機能への影響
  - 上部構造物接続配管取合部（PCVペネトレーション（以下、ペネ））は沈下に伴う接続配管の変位により影響を受ける可能性あり
  - ペネ部及び接続配管の簡易応力評価より、沈下に伴う接続配管の変位により**ペネ部の損傷（閉じ込め機能の喪失）には至らない**見込み

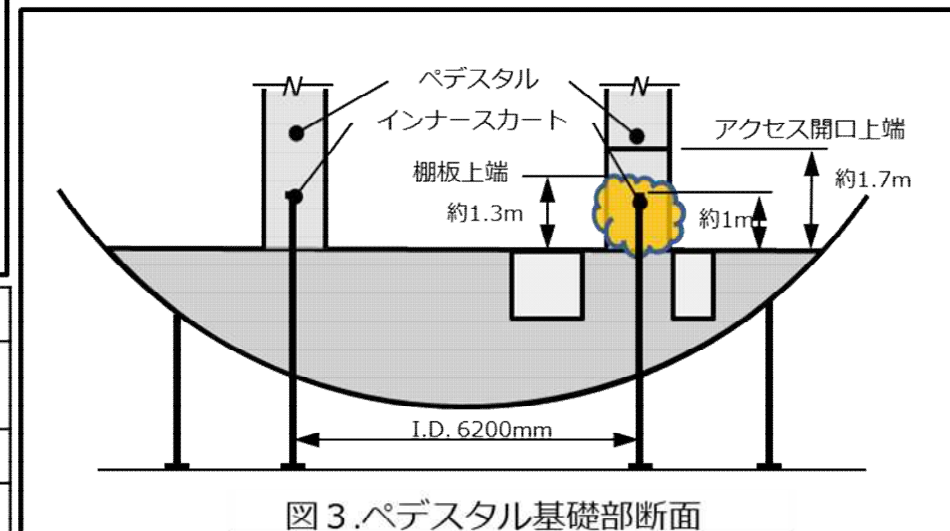
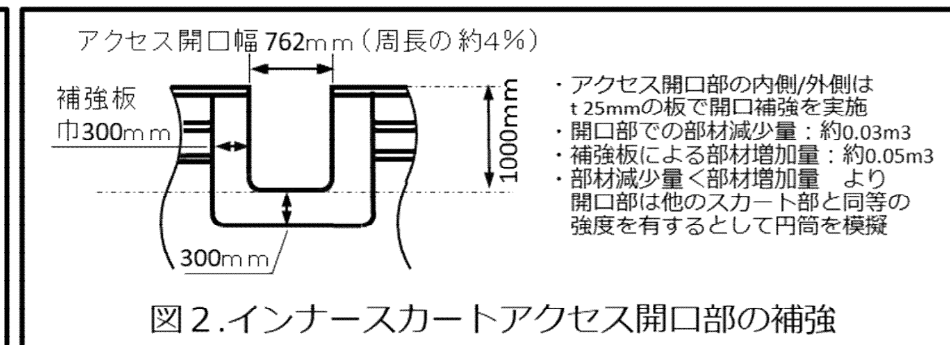
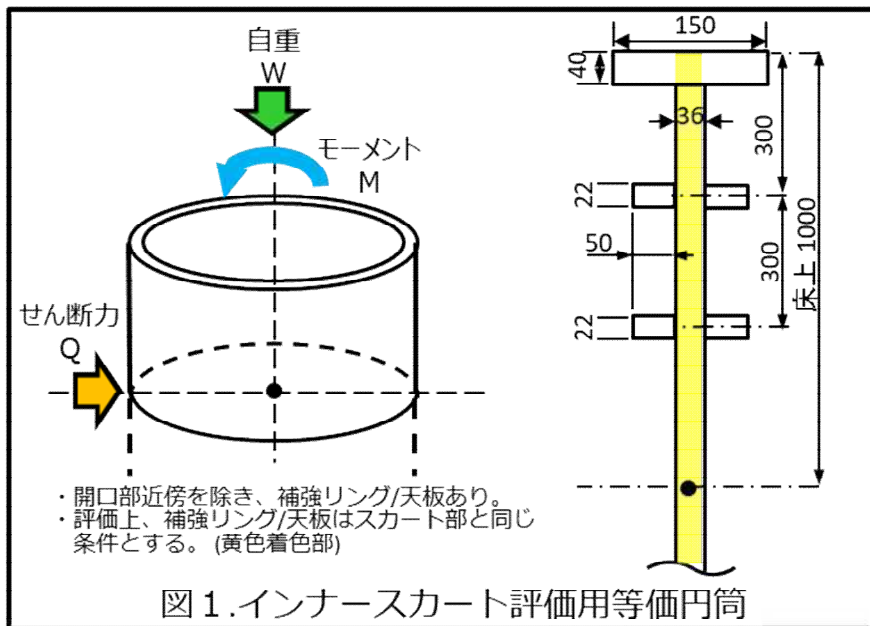
\* ペDESTAL外部の調査及び事故時温度解析の結果を踏まえ、周辺構造部材に大規模変形等は生じず移動の制限は可能な見込み



17

## 2-1. ペDESTALの沈下を想定したインナースカート構造強度の概略評価

- 上部構造物に作用する荷重がインナースカートに負荷されることを想定し構造強度を評価。
- 評価にあたっては、以下を考慮。
  - インナースカートに負荷する荷重の範囲は、ペDESTAL上部構造物の自重、曲げモーメント、せん断力が対象。検討にあたって、曲げモーメント/せん断力はIRID評価におけるSs600相当値※1を採用。
  - コンクリート・鉄筋等は考慮せず、インナースカート単体で荷重を受けることを想定。
  - インナースカートの板厚は事故時の腐食量※1を保守的に考慮。
  - 上記仕様を基に、構造上インナースカートと等価となる円筒を模擬し、構造強度を評価。
  - 地震等により発生する「曲げ」、「垂直」、「せん断」、「座屈」応力を評価対象として許容値との比較を実施。



荷重の種類	荷重の大きさ
自重(デブリ落下分考慮)	1,776t (落下分：水100t+燃料デブリ200t)
基礎部曲げモーメント※1	74,800 kN・m
基礎部せん断力※1	7,550kN

※1 出典 平成26年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金圧力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発  
平成28年度成果報告技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (IRID) [https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20160000\\_11.pdf](https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20160000_11.pdf)

## 2-2：インナースカート構造強度の概略評価結果

- 上部構造物の重量に対し地震等により発生する応力（「曲げ」「垂直」「せん断」）を導出し、インナースカート単体の構造部材の許容応力（降伏応力及び許容せん断応力）を下回ることを確認。
- インナースカートの座屈が発生する荷重は、構成部材の降伏応力を上回っており、座屈には至らないと判断。  
 なお、実際にはインナースカート単体で上部構造物荷重を支持する訳ではなく、残留している鉄筋・コンクリートによる荷重の負担もあることから、ペデスタルは支持機能損失には至らないと考察。

表1. インナースカートの概略評価結果

	許容応力※1	発生応力	許容応力比 (発生応力/許容応力)
①曲げ( $\sigma_M$ )	235 MPa (Sy)	80 MPa	0.34
②垂直( $\sigma_W$ )※2	235 MPa (Sy)	43 MPa	0.18
③せん断( $\tau$ )	135 MPa (Sy/ $\sqrt{3}$ )	25 MPa	0.19
④座屈	$4.87 \times 10^6$ MPa (座屈評価基準値)	—	座屈評価基準値は十分に大きく、座屈しない
⑤組み合わせ※3	235MPa(Sy)	130 MPa	0.55

※1：許容応力として、曲げ・自重・せん断には、降伏応力 Syを適用。

運転していないことから、内圧/温度は常圧/常温として評価を実施。

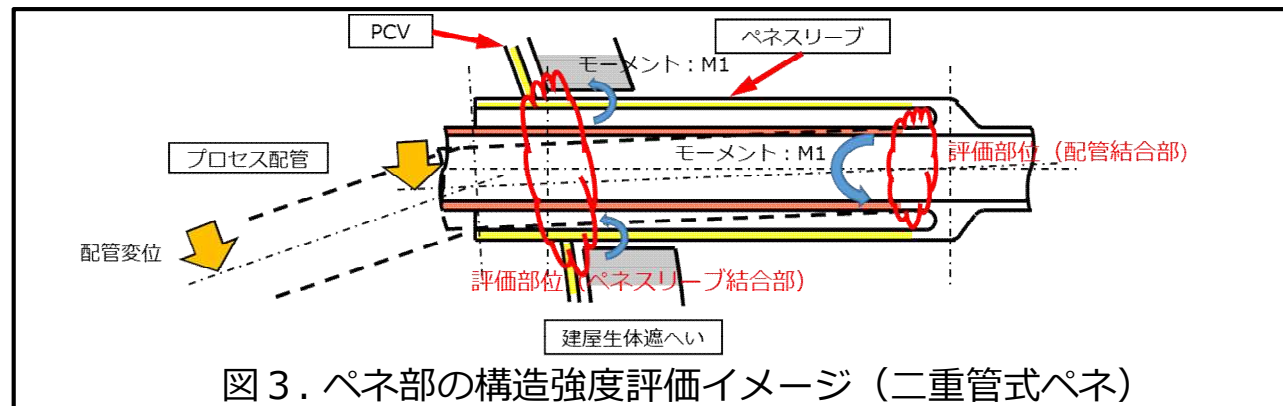
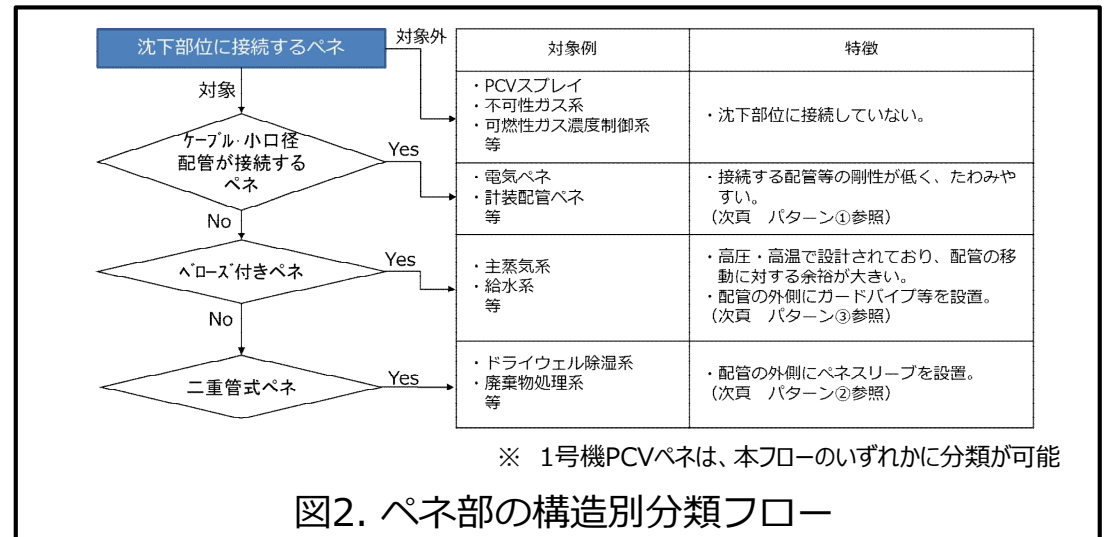
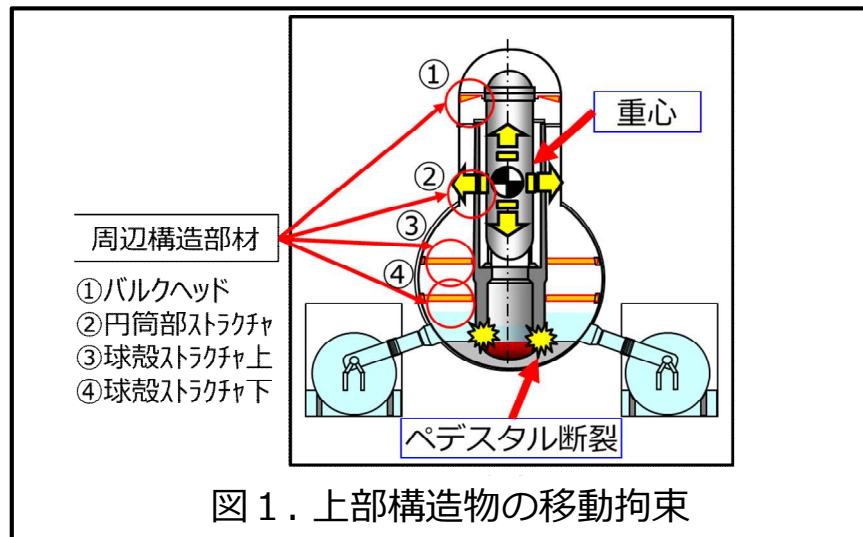
※2：自重には、地震時鉛直加速度を考慮して評価を実施。

※3：評価上厳しくなる圧縮応力側の組み合わせ応力として、以下の式を適用。

$$\text{組み合わせ応力} = ((\sigma_M + \sigma_W)^2 + 3\tau^2)^{0.5}$$

### 3 - 1 : PCV閉じ込め機能への影響の概略評価

- ペDESTALが損傷して支持機能を喪失した際の影響として、以下の2ケースを想定。
  - 上部構造物の倒壊等により、PCVバウンダリを直接損傷させるケース
  - 上部構造物に接続する配管等が変形、移動し、PCVバウンダリ（ペネ部）を損傷させるケース
- 上部構造物の水平方向移動は構造部材により拘束され倒壊等によるPCV直接損傷には至らない見込み。
- 上部構造物沈下時のペネ部の損傷有無を評価し、PCV閉じ込め機能への影響を確認。
  - 接続配管等のPCVペネ部のパターンを調査・分類し、各パターンで配管変位時の応力を評価。
  - 上部構造物の沈下量はインナースカートに阻まれ0.3m程度と考えられるが、万が一インナースカートに支持されない場合を仮定して、棚板上端が底部まで沈下（1.3m程度）する際の検討を実施。



## 3-2: 上部構造物沈下時のペネトレーションへの影響の概略評価結果 TEPCO

- ペネスリーブ内でプロセス配管が最大限に変位した際に発生する曲げモーメントを評価部位に負荷し、発生応力を評価。
- 上部構造物の大規模な変位を想定した場合でも、ペネスリーブ内プロセス配管の変位は上記の最大値に留まると想定。  
(最大値を超えて上部構造物が変位する場合はPCV内の配管に変形/損傷が生じる見込み)
- 各パターンにおける評価結果よりペネ部の構造健全性 (PCV閉じ込め機能) は維持されるものと考察。
  - パターン①及びパターン②  
ペネスリーブに発生する応力が許容応力を下回ることを確認。一部プロセス配管で変形/損傷が生じる見込み。
  - パターン③  
プロセス配管がベローズを介してペネスリーブに接続しており、直接ペネスリーブには荷重がかからない構造となっている。  
プロセス配管で変形/損傷が生じる見込み。

表1. ペネトレーションの構造別の検討結果(例)

	イメージ図	対象ペネ	想定変位	配管に発生する応力	ペネスリーブに発生する応力	備考
パターン①		X-30	182mm (最大)	410 Mpa 許容値Su : 520 MPa 外径 : 34mm 厚さ : 4.5mm	10 Mpa 許容値Su : 415 MPa 外径 : 267.4mm 厚さ : 15.1mm (配管6本考慮)	ケーブル、小口径配管が接続
パターン②		X-23	36mm (最大)	410 Mpa 許容値Su : 415 MPa 外径 : 165.1mm 厚さ : 7.1mm	77 Mpa 許容値Su : 415 MPa 外径 : 267.2mm 厚さ : 15.1mm	二重管式 主に中口径配管が接続
パターン③		X-7	97mm (参考)	481 MPa 許容値Su : 480 MPa 外径 : 406.4mm 厚さ : 21.4mm	-	ベローズ付き 主に大口径配管が接続

※ ペネスリーブの許容応力として最小引張り強さSuを採用

## 【参考】インナースカート の 構造強度の概略評価内容

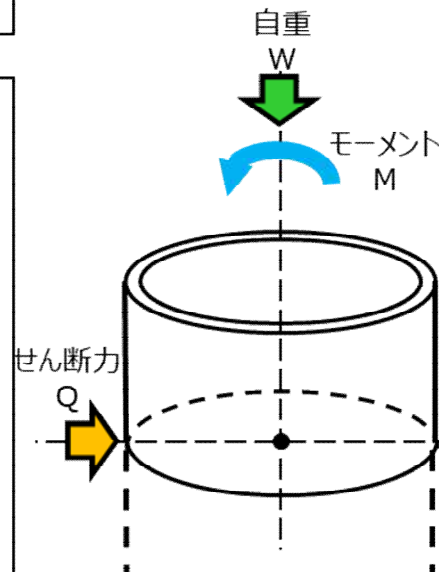
- 地震等により、上部構造物が直接応力が負荷された状態で、インナースカートの構造強度を評価。
- 評価にあたっては、以下を考慮。
  - インナースカートに負荷する荷重の範囲は、ペDESTAL上部構造物の自重、モーメント、せん断力が対象。
  - コンクリート・鉄筋等はないものとみなし、インナースカート単体での支持可否を評価。
  - インナースカートの板厚は、事故時の腐食量を保守的に考慮。
  - 上記仕様を基に、構造上、インナースカートと等価となる円筒を模擬し、構造強度を評価。
  - 構造強度の比較は、地震による「曲げ」、「自重」、「せん断」、「座屈の有無」を対象として実施。

### ○ 検討用重量・モーメント・せん断力

- ・ペDESTAL基礎上部重量  $W$  : 1,776 ton = 17416.6kN  
(工認重量 2,076t - 落下重量 300t ※<sup>1</sup> = 1,776t)
- ・ペDESTAL基礎部モーメント  $M$  : 74,800 kN・m ※<sup>2</sup>
- ・ペDESTAL基礎部せん断荷重  $Q$  : 7,550 kN ※<sup>2</sup>

### ○ インナースカートの検討条件

- ・インナースカート材質 : SM41A (SM400A相当)
- ・材料降伏応力  $S_y$  : 235MPa (板厚36mm)
- ・材料縦弾性係数  $E$  : 203,000MPa
- ・平均半径  $r$  :  $r = 3,118\text{mm}$
- ・インナースカート板厚  $t$  :  $t = \text{公称寸法} - (\text{腐食量} 2.44 \times 3 \times 2)$
- ・インナースカート外直径  $Do$  :  $Do = 2 \times r + t$
- ・インナースカート内直径  $Di$  :  $Di = 2 \times r - t$
- ・断面積  $A$  :  $A = \pi \times (Do^2 - Di^2) / 4$
- ・断面係数  $Z$  :  $Z = \frac{\pi \times (Do^4 - Di^4)}{32 \times Do}$
- ・断面二次モーメント  $I$  :  $I = \frac{\pi \times (Do^4 - Di^4)}{64}$
- ・断面二次半径  $kt$  :  $kt = ((Do^2 + Di^2) / 16)^{0.5}$
- ・露出高さ (座屈距離)  $L$  : 1,000mm
- ・開口補強されているため、円筒の形状として検討を実施



### ■ 構造強度の検討

インナースカートを円筒構造物とし機械工学便覧の式より

① 曲げ (モーメント) による応力

・曲げ (モーメント) による応力  $\sigma_M$  :  $\sigma_M = \frac{M}{Z}$

② 自重 (地震鉛直加速度0.5g考慮) による応力

・自重による応力  $\sigma_w$  :  $\sigma_w = \frac{W \times (1 + 0.5)}{A}$

③ せん断応力

・せん断応力  $\tau$  :  $\tau = a \times Q / A$

ここで  $a = \frac{4 \times (Do^2 + Do \cdot Di + Di^2)}{3 \times (Do^2 + Di^2)}$

④ 座屈に至る応力

オイラーの式から、座屈に至る応力は  
両端固定 ( $n=0.5$ ) として

・座屈に至る応力  $\sigma_t$  :  $\sigma_t = n \times \pi^2 \times (E / (L / kt)^2)$

※<sup>1</sup> デブリ落下分として水100t+燃料デブリ200tを考慮

※<sup>2</sup> モーメント・せん断力はIRID H28-2-4より : SS600相当

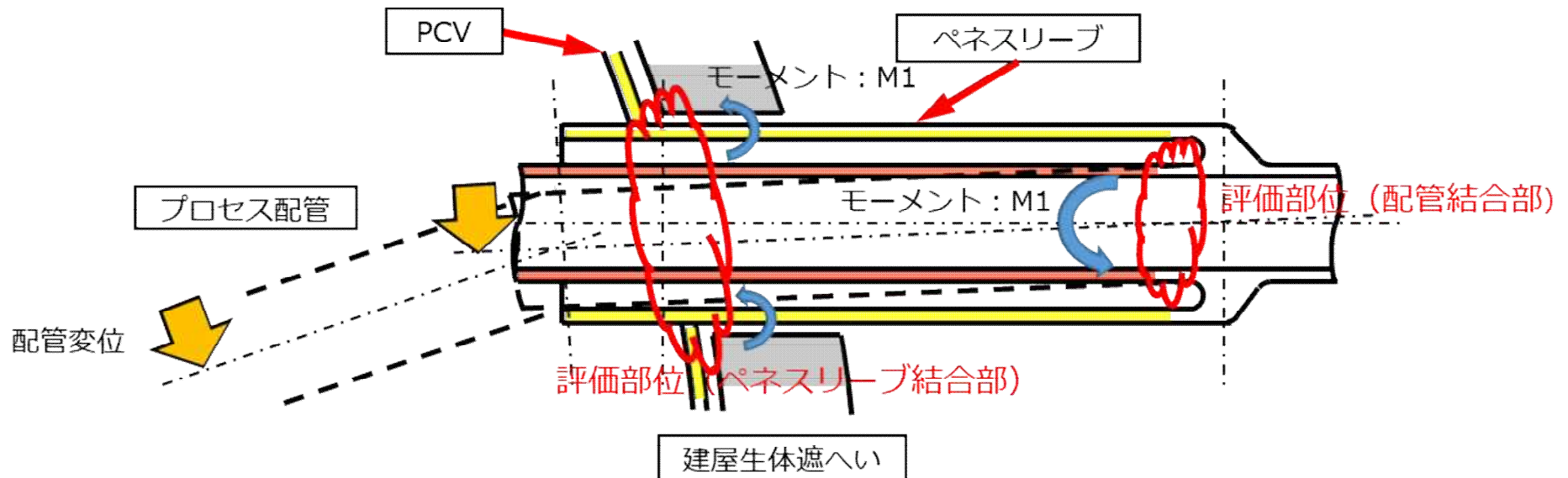
※<sup>3</sup> 腐食量はIRIDによる炭素鋼の腐食試験結果を使用



## 【参考】 上部構造物沈下時のペネトレーションへの影響の概略評価内容

バウンダリとなるペネスリーブに発生する応力の導出を以下の2 STEPで実施。

- ペDESTAL上部構造物の変位に伴いプロセス配管に加わる曲げモーメントに対する評価
  - プロセス配管のペネトレーション内で取り得る最大変位量から配管結合部のモーメント $M_1$ を算出
  - プロセス配管の断面係数 $Z_1$ より曲げ応力 $\sigma_{M1}$ を導出
 
$$\text{モーメントによる応力 } \sigma_{M1} : \sigma_{M1} = M_1 / Z_1$$
- プロセス配管のモーメント $M_1$ がペネ端板を經由してスリーブに加わるとしてペネスリーブ付け根部を評価
  - ペネスリーブの断面係数 $Z_2$ より曲げ応力 $\sigma_{M2}$ を導出し、許容応力を下回ることを確認
 
$$\text{モーメントによる応力 } \sigma_{M2} : \sigma_{M2} = M_1 / Z_2$$



ペネ部の変形イメージ (例 パターン②)

## ○検討用モーメント

・検討用のモーメントを、ペネトレーション内の配管の最大変位量から求める。

プロセス配管外直径/内直径： $Do_1/Di_1$

ペネトレーションスリーブ外直径/内直径： $Do_2/Di_2$

とした場合に、プロセス配管の最大変位  $\epsilon_1$  は

$$\text{最大変位 } \epsilon_1 = (Di_2 - Do_1) / 2$$

プロセス配管を最大変位させる際の配管にかかる力Fは

$$\text{荷重 } F = (3 \times E \times I \times \epsilon_1) / L^3$$

の式で導かれる。ここで、

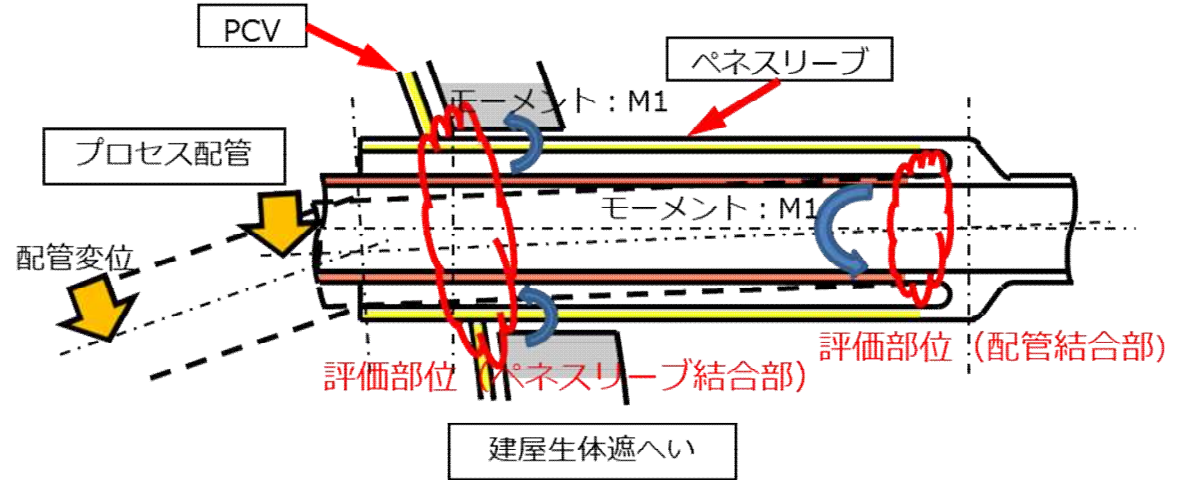
縦弾性係数 E：203,000 MPa

配管の断面二次モーメント  $I_1 = \pi \times (Do_1^4 - Di_1^4) / 64$

配管検討長さ L：2,100 mm以上で想定

検討用モーメント  $M_1$  は

$$\text{検討用モーメント } M_1 = L \times F \quad \text{となる。}$$



## ○プロセス配管結合部に発生する曲げ応力

・検討用のモーメントより、プロセス配管に発生する応力を求める。

プロセス配管外直径/内直径： $Do_1/Di_1$

とした場合に、プロセス配管の断面係数  $Z_1$  は、

$$\text{断面係数 } Z_1 = \pi \times (Do_1^4 - Di_1^4) / (32 \times Do_1)$$

プロセス配管を最大に変位させた際に発生する応力は

$$\text{配管曲げ応力 } \sigma_{M1} = M_1 / Z_1$$

## ○ペネスリーブ結合部に発生する曲げ応力

・検討用のモーメントが直接ペネスリーブに作用したと仮定した場合のペネスリーブ結合部に発生する応力を求める。

ペネスリーブ外直径/内直径： $Do_2/Di_2$

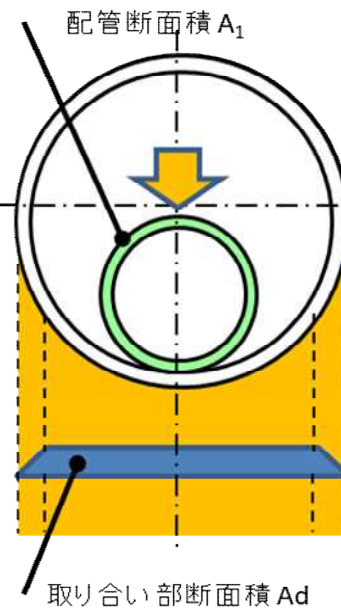
とした場合に、ペネスリーブの断面係数  $Z_2$  は、

$$\text{断面係数 } Z_2 = \pi \times (Do_2^4 - Di_2^4) / (32 \times Do_2)$$

プロセス配管を最大に変位させた際に発生する応力は

$$\text{配管曲げ応力 } \sigma_{M2} = M_1 / Z_2$$

$Z_2 > Z_1$  となるように設計されているので、配管破断時にもペネスリーブは破壊に至らない。



## ○配管がPCV取り付け部より先に破壊する理由

・プロセス配管の断面積  $A_1$ ： $A_1 = \pi \times (Do_1^2 - Di_1^2) / 4$

配管材料が破損する引張応力を  $Su$  とする。

配管材料が破損するせん断応力  $S\tau$  は、 $S\tau = Su / (3^{0.5})$  とする

引張力による破断荷重  $F_t$ ： $F_t = Su \times A_1$

せん断力による破断荷重  $F_r$ ： $F_r = S\tau \times A_1 = 0.58 Su \times A_1$

ペネスリーブを通じて、PCVのペネ取り付け部にかかる

力を、ペネ下側の部分で受けるとした場合には、

ペネ取り付け部板厚  $Td$ ：

とすると、受圧面積  $Ad$  は、 $Ad = Do_2 \times Td$

PCV取り付け部が損傷に至る応力を  $Su$  とすると

$Su = \text{損傷荷重 } Fd / Ad$  より

損傷荷重  $Fd = Su \times Ad$

配管を押し下げる荷重とPCV取り付け部を圧縮する荷重は

等しいため、配管破断時のペネ取り付け部圧縮応力  $\sigma d$  は

$$F = Su \times A_1 = \sigma d \times Ad$$

$A_1 < Ad$  となるように設計されており、損傷に至る応力  $Su$  が

同じであれば、 $\sigma d$  は  $Su$  より小さい値となる。

よって、せん断または引張により配管が先行して損傷に至る。