

1 号機RCWの水素滞留事象を踏まえた対応について (水素滞留事象の影響評価)

2023年6月5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

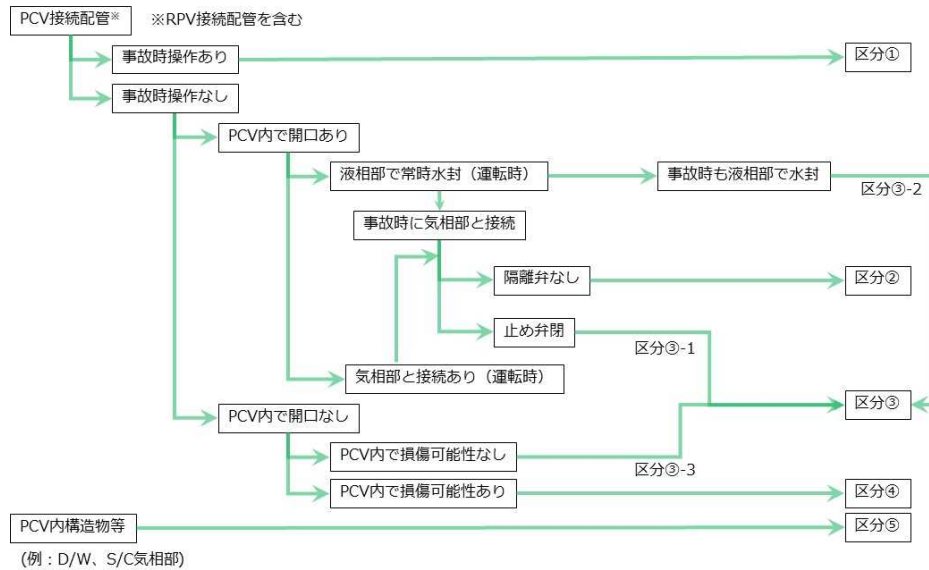
- 事故時の操作や損傷による開口からの流入・水封されたと考えられる系統（既報告）
- 上記に加え、再検討の反映や廃炉作業の進捗に応じ、水素の滞留が想定される系統（既報告）
- 過去の隔離弁からの漏えい等を踏まえ、PCVと連通しており、滞留を想定した系統（新たに追加）

	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	

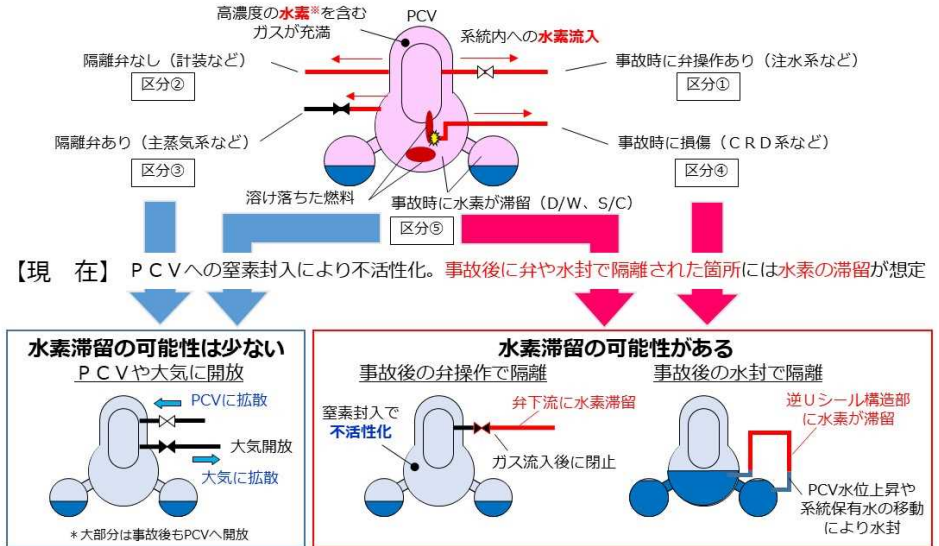
【補足】 PCV内に開口している系統やPCV内の系統は対象外（MS、FDW、PLR）
CRD、CUW、RHR系統の熱交換器を含む。ポンプは内部に水が浸水しているものとして評価の対象外とした。

参考 1. 対象系統の選定

■ 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。



【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



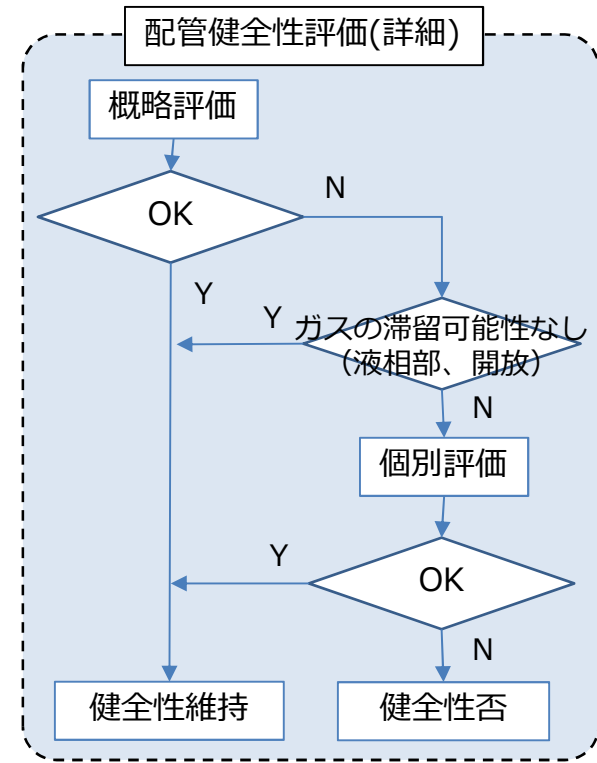
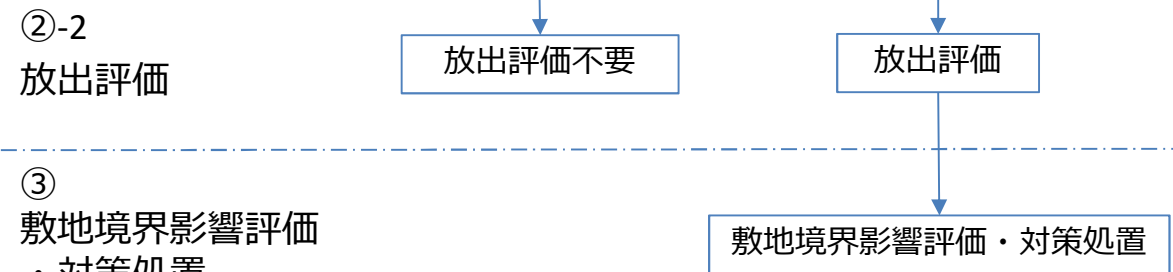
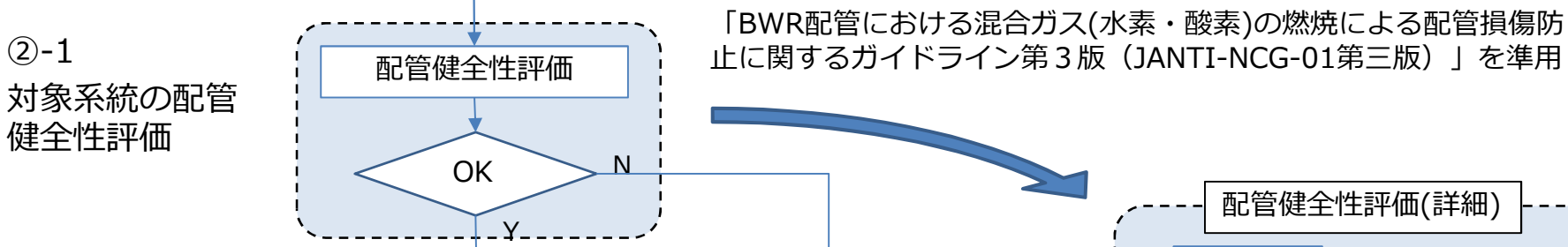
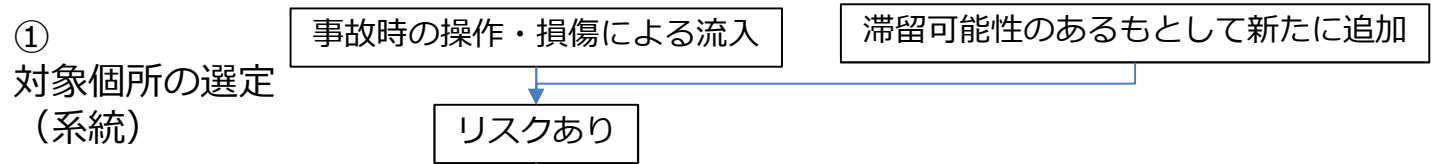
【現在】PCVへの窒素封入により不活性化。事故後に弁や水封で隔離された箇所には水素の滞留が想定

*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。

	区分の考え方	水素滞留の可能性	影響評価の対象
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のあるもの	あり	対象
区分②	PCV内に開口があり、PCV内の窒素と置換が進んでいると考えられるもの	少ない	—
区分③	RPV/PCVと気相で直接繋がっていないもの(弁等による)	少ない	対象(過去の隔離弁からの漏えい等を踏まえ、今回の評価で追加)
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	あり	対象
区分⑤	PCVに窒素注入を継続(対策として実施)	少ない	—

3. 影響評価の流れ

■ 影響評価の流れ



- 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

- 「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 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 3.3-3 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^[3]で算出した反射圧力比である。

■ 概略評価の条件設定

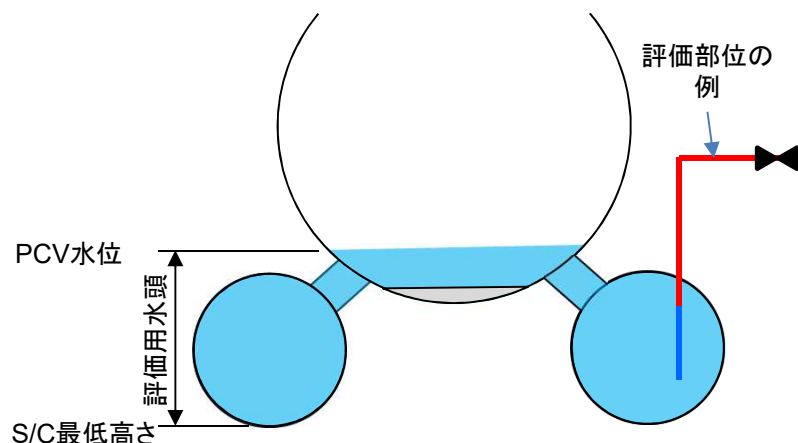
共通的・包絡的な条件を設定

- 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
- 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)

補足：PCV水位は、2023年3月上旬の水位値を参照

■ 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)

⇒ 「炭素鋼配管の口径300A未満の系統」及び「ステンレス鋼配管の口径250A未満の系統」については、水素爆轟が発生したとしても、弾性変形範囲に収まる。

■ 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 2. 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	α	β	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	α	β	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

※ : 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	

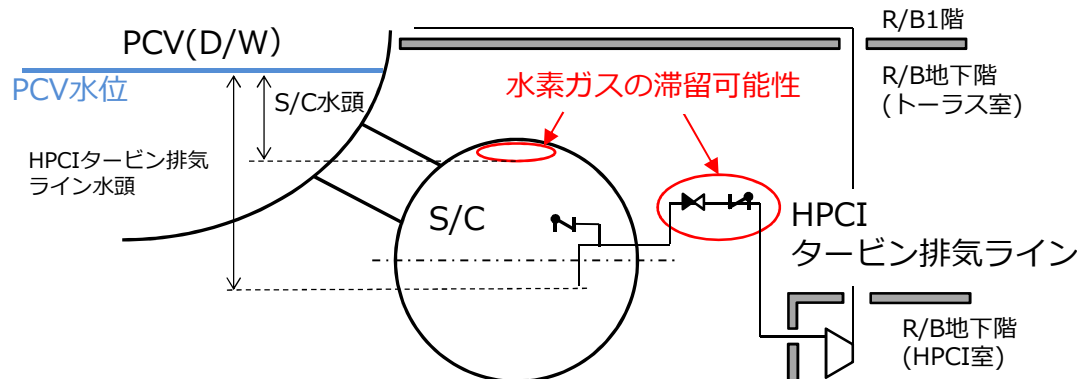
10. 3号機 S/C、HPCIタービン排気ラインの配管健全性の評価結果



- 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る結果となった。
- ただし、S/Cについては、S/C内に滞留水がないものとして評価した結果であり、実際、S/C内部はほぼ滞留水で満たされているので、水素爆発の影響は滞留水によって減衰され小さくなると推定。

※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260m³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 (SGV480相当)	265	15.72	4.56	0.5	4.52	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	9.26	8.938	
		500	STD	508.0	9.5	SM41B	245	8.22	9.39	0.5	9.26	8.033	
		600	STD	609.6	9.5	STS42	245	8.22	9.39	0.5	9.26	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

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、塑性変形する過程を経た後に破断に至るので、評価応力の超過が直ちに配管の破断に至ることは考え難いが、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環境へ放出※と想定。 ※建屋を考慮しない条件として評価
 - 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。
 - 配管の放射性物質が放出された想定として、3号機RHR配管内から採取した滞留ガスの分析結果 (Kr 濃度) ※1を適用
 - 配管内に付着した放射性物質が剥離・放出された想定として、1号機PCV内AWJ作業に確認されたダスト濃度 (Cs 濃度) ※2を適用。
- ※1 第97回特定原子力施設監視・評価検討会 資料4-1 3号機RHR配管で確認した滞留ガスに関する対応について
 ※2 廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議 (第67回) 資料3-3 1号機X-2ペネトレーションからの原子炉格納容器内部調査
- 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)	
		評価に適用した滞留ガス	
		3号機RHR配管の希ガス濃度	1号機AWJ作業時のPCVダスト濃度
3号機 S/C	260Nm ³	約1.1×10 ⁻⁵	約1.3×10 ⁻⁴
3号機 HPCIタービン排気ライン	22Nm ³	約9.2×10 ⁻⁷	約1.1×10 ⁻⁵

【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、4×10⁻⁵mSv未滿 (2023年3月)

- また、S/C、HPCIタービン排気ライン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：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、R/Bの連通がない場合、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 装置準備・訓練		調整中 調査・パージの実施		RCW熱交換器水抜き (C→B→A)	
3号機	S/C 調査・パージ作業						RCW系統の滞留ガス調査はRCW熱交換器の水抜き後に計画	

参考 4

特定原子力施設監視・評価検討会
(第69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

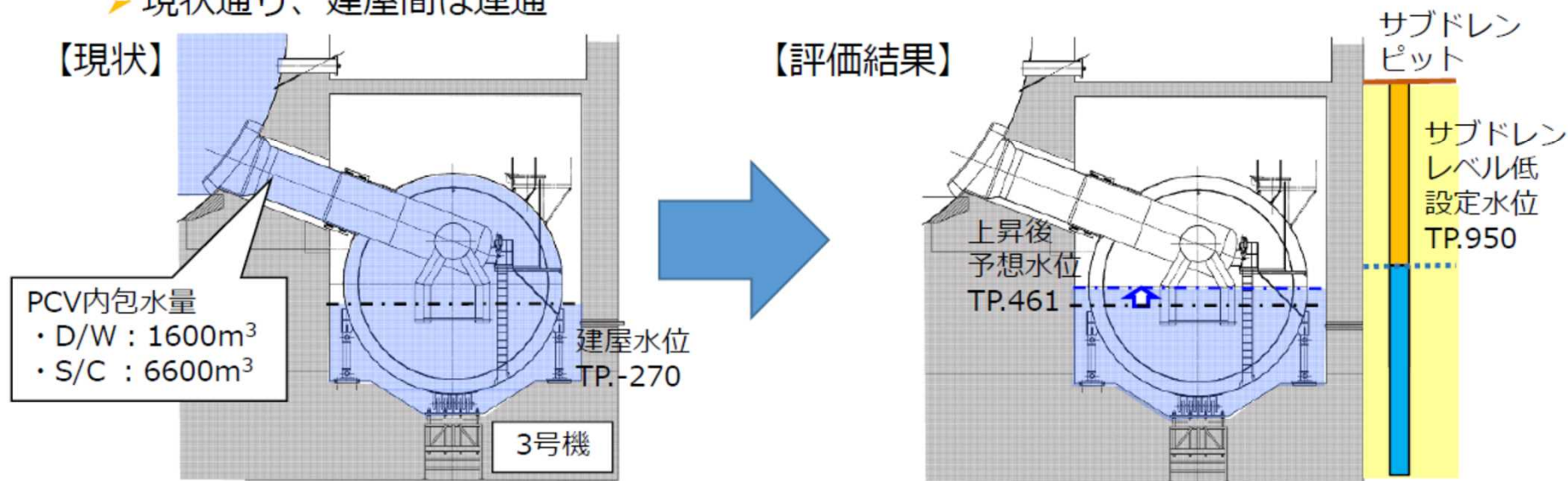
2019年3月18日

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



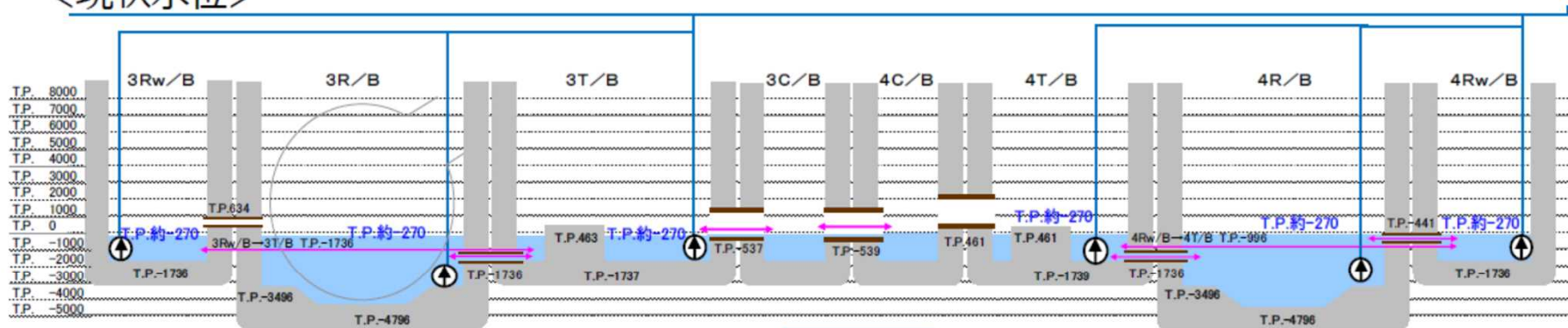
現時点*の建屋水位	TP.-270
上昇後の予想水位	TP.461 : 3号R/B,T/B,Rw/B,4号C/B TP.130 : 4号R/B,T/B,Rw/B
サブドレンレベル低設定水位	TP.950

※2019.2.28時点の水位で評価

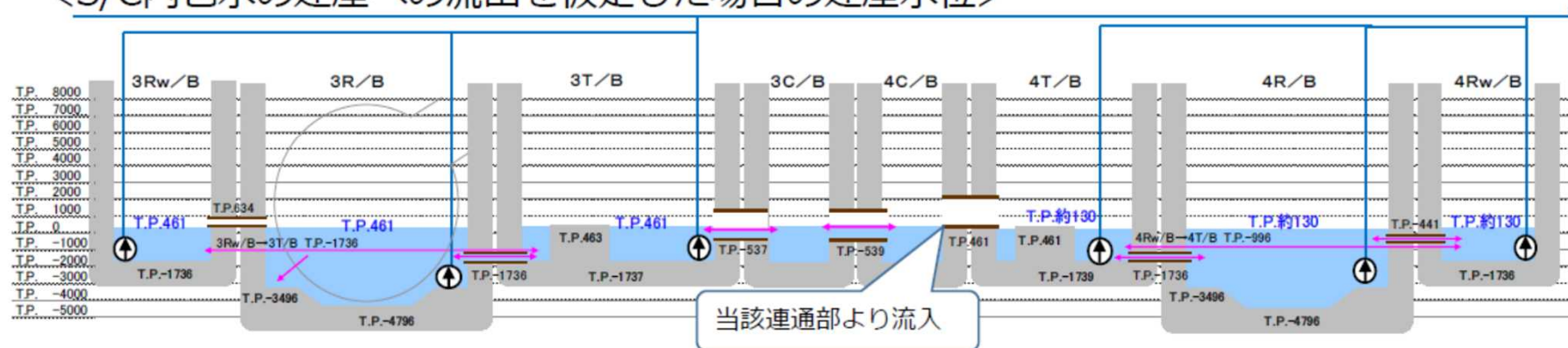
2. 建屋水位変化イメージ

- 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>

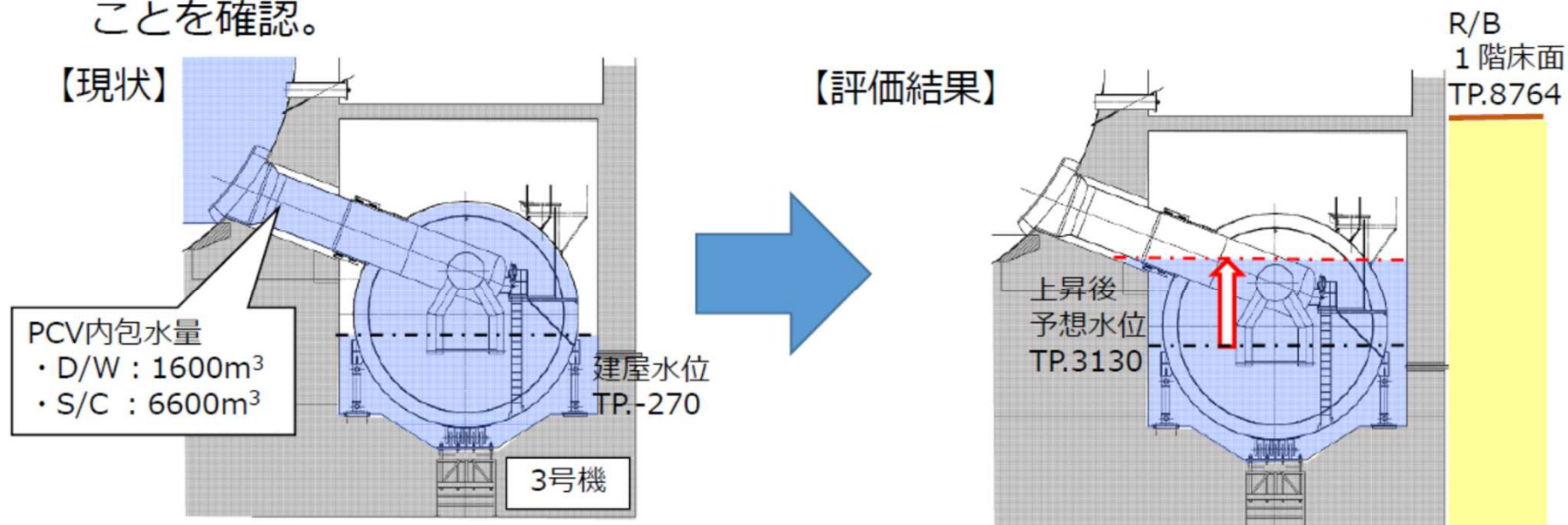


<S/C内包水の建屋への流出を仮定した場合の建屋水位>



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。

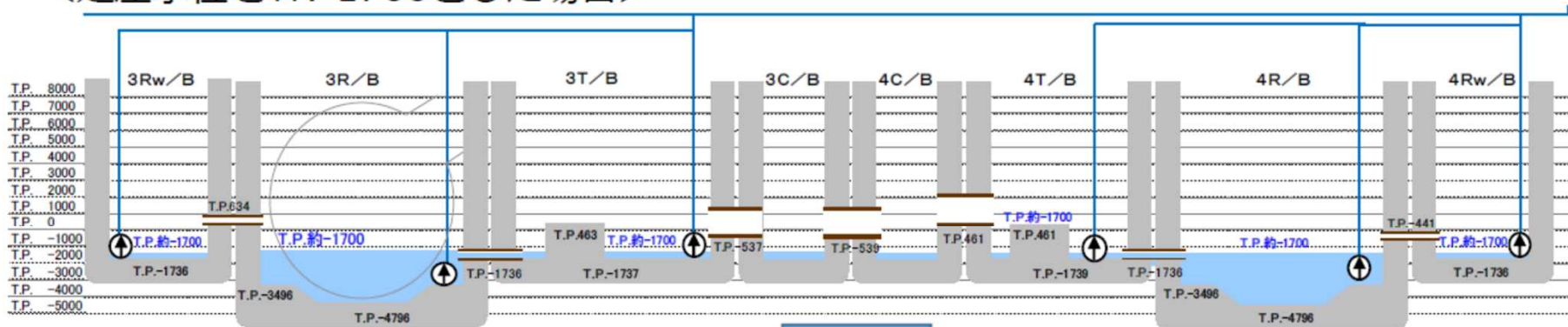


現時点*の建屋水位	TP.-270
上昇後の予想水位	TP.3130 (3号R/B)
原子炉建屋 1 階床面	TP.8764

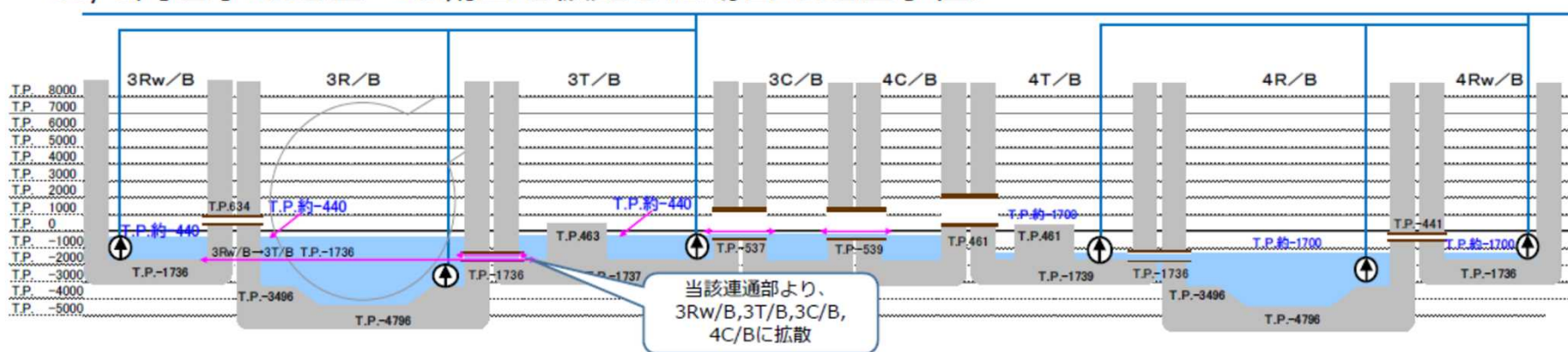
【参考】今後の建屋水位低下について

- 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

- 1F-1～3号機の水素滞留が想定される箇所の水素爆発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。
 - ・ 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

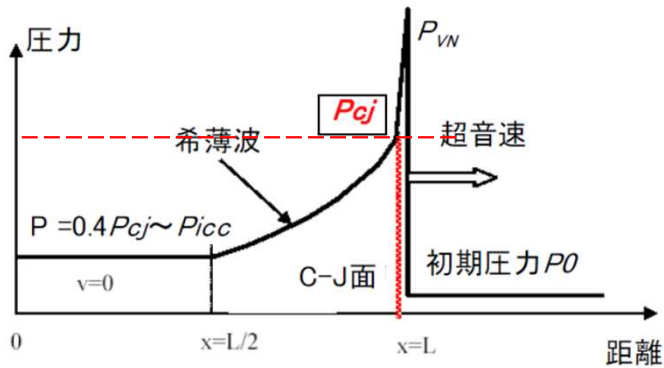
初期圧力が低い状態（ゼロ近傍）において、ガイドラインの簡易評価式から算出する評価圧力が、他の評価結果や一般的な考え等を参考とした「初期圧力から求められる爆轟圧力」と比較して、保守性（安全側）であれば良いものとする。

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"> 初期圧力(abs)の10倍※ 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"> 初期圧力(abs)の約7.9～9.3倍
爆轟圧力	爆轟波のピーク圧力(Pcj) <ul style="list-style-type: none"> 初期圧力(gage)の20倍 初期圧力(7Mpaの場合)の22倍 	大気圧で爆轟した時の静的圧力 (左記のPcjに相当) <ul style="list-style-type: none"> 大気圧(初期圧力(abs))の25倍 	<ul style="list-style-type: none"> 初期圧力(abs)の20倍※
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"> 100気圧まで増加 	—
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

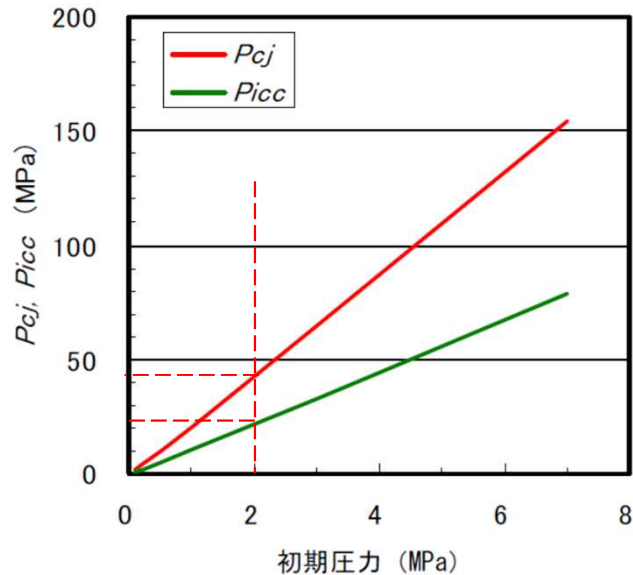


付録図 6.1-5 爆轟波のモデル

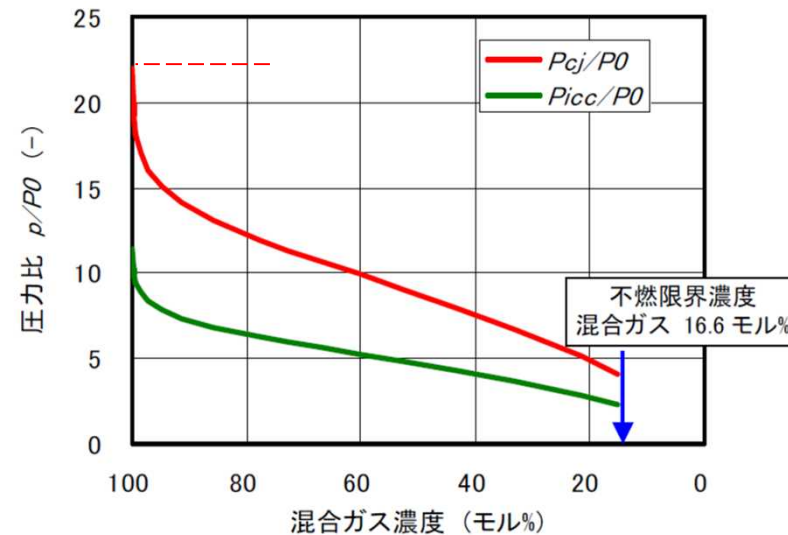
■ ガイドライン 付録6(P89より) (2)燃焼と爆轟のピーク圧力の比較 付録より

- 水素:酸素が2:1の混合ガス100%(最も保守的な条件)での評価
- Pvn : von Neumannスパイク 配管応答に影響しない
- Pcj : 爆轟波のピーク圧力 NDF委託での静的圧力と想定
- Picc : 断熱等容燃焼圧力 燃焼終了時

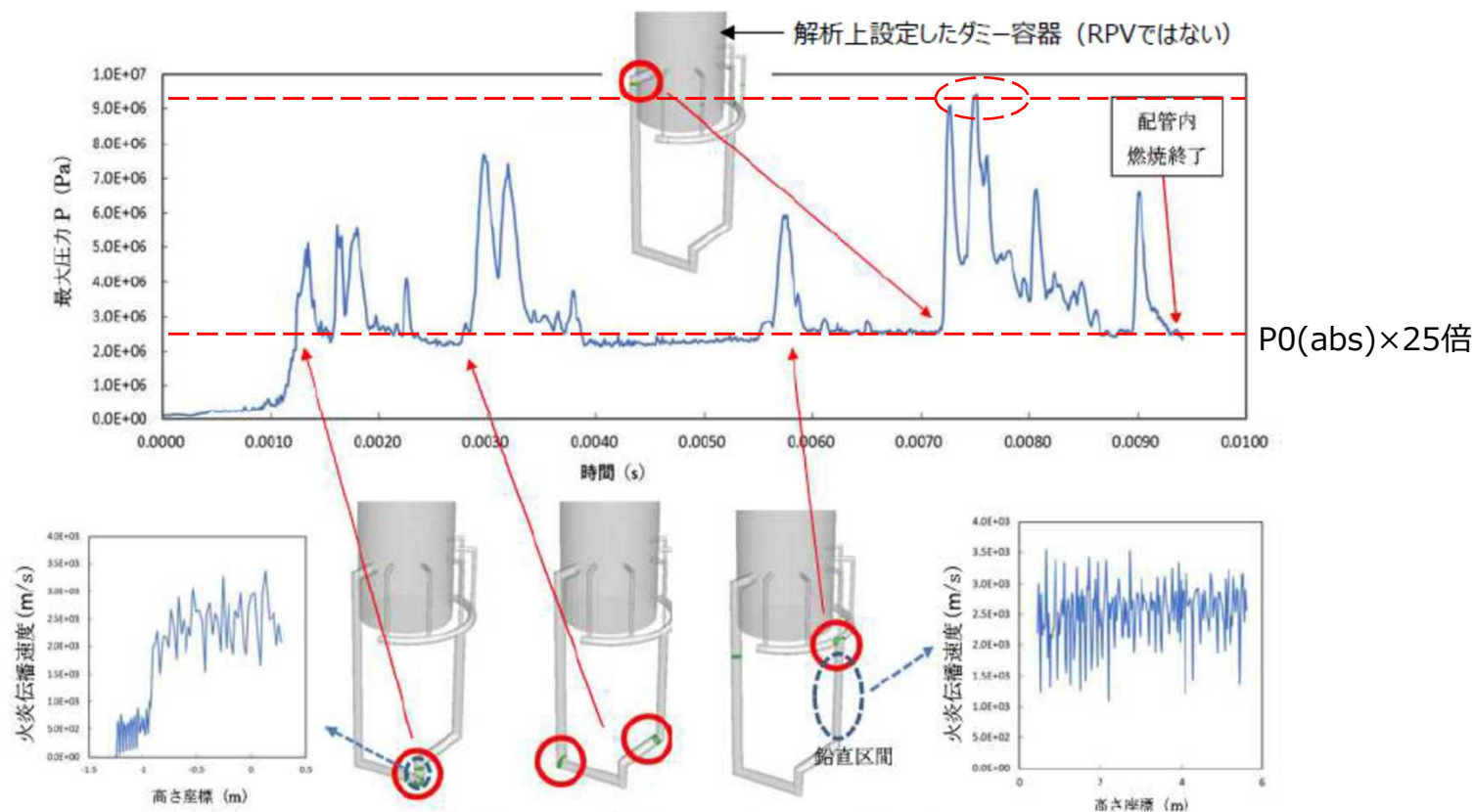
と規定されており、付録図 6.1-6 Pcj, Piccの初期圧力依存性グラフから、Pcjは初期圧力の約20倍, Piccは約10倍となる。また、付録図 6.1-7では、初期圧力が7MPaではあるが、混合ガス濃度100%での圧力比は約22倍と、絶対圧力ベースで考えた場合にNDF殿委託の静的圧力（大気圧で爆轟した場合、25気圧の静的圧力となる）とほぼ整合すると考えられる。



付録図 6.1-6 Pcj, Piccの初期圧力依存性 (混合ガス濃度 100モル%, 初期温度 293K)



付録図 6.1-7 Pcj, Piccのガス濃度依存性 (初期圧力 7MPa)



- 「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_vnは発生するがすぐにP_cj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_cjの圧力であると推察。
 - P_cj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 : $2 \times \text{H}_2(\text{mol}) + \text{O}_2(\text{mol}) = 2 \times \text{H}_2\text{O}(\text{mol}) + 284(\text{kJ/mol}) \times 2$
 - H_2 : 2(g/mol)
 - O_2 : 32(g/mol)
 - H_2O : 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
 - H_2O 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 : $\{284(\text{kJ/mol}) \times 2(\text{mol}) - 44(\text{kJ/mol}) \times 2\} / 4.184(\text{Cal/J}) = 480(\text{kJ}) = 114.72(\text{kCal})$

H_2O 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。

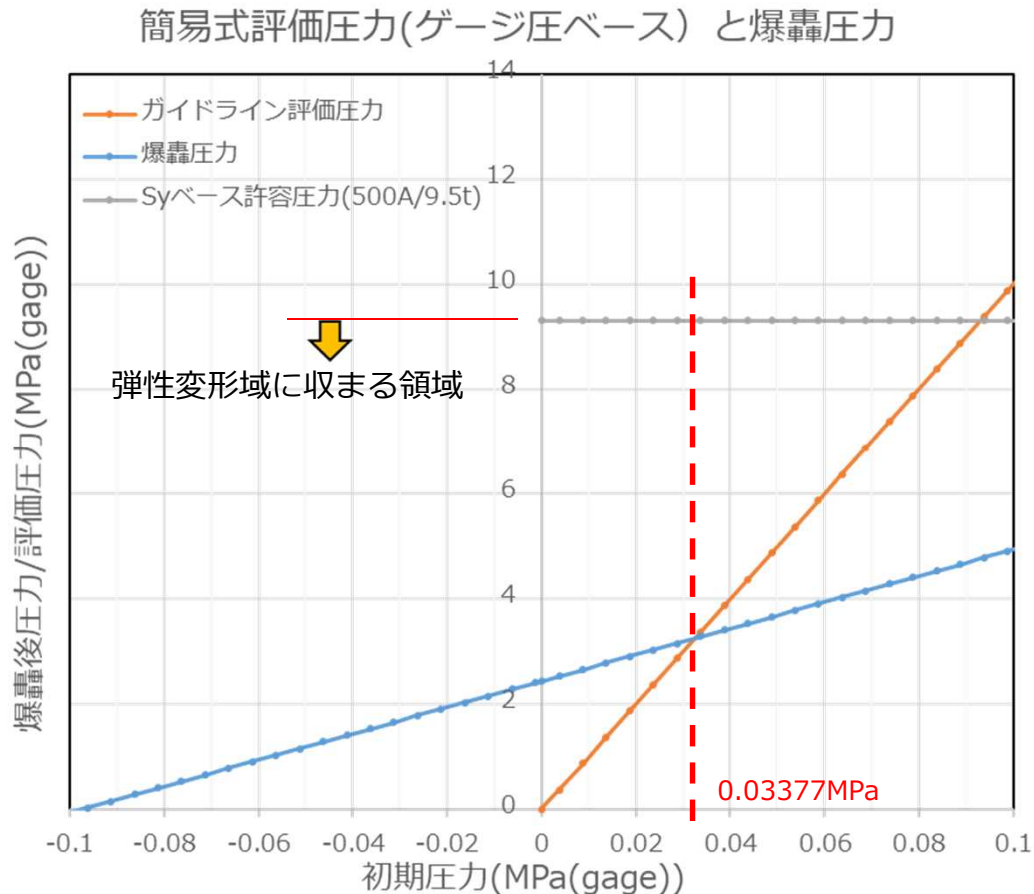
- 一般的な文献※では、燃焼圧力(abs)は初期圧力(abs)の約10倍、爆轟圧力(abs)は初期圧力(abs)の約20倍とされている。

※ 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 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 3.3-3 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^[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
- 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(S_y)

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

○ 計算結果

評価用圧力

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

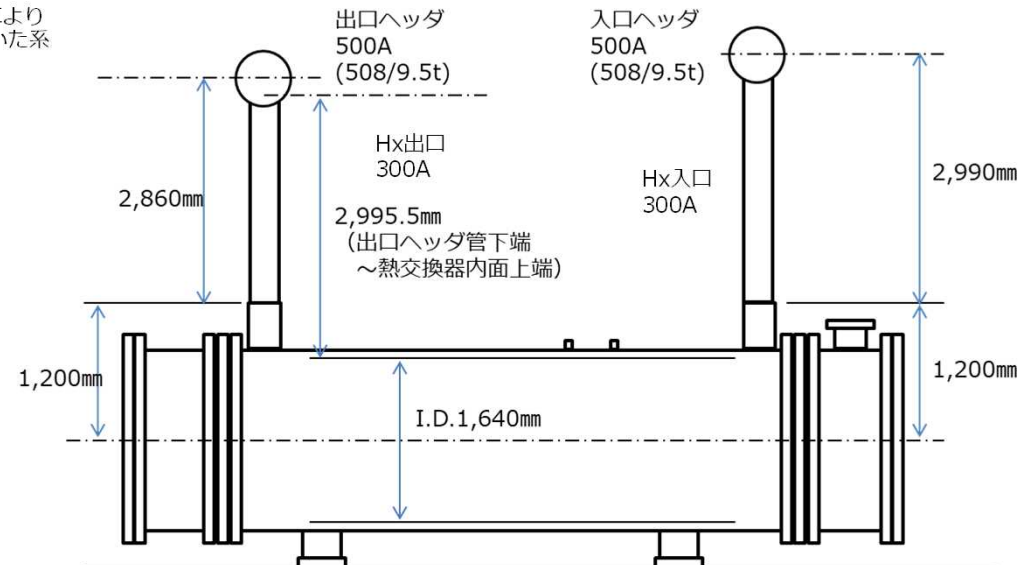
許容応力

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

- 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から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

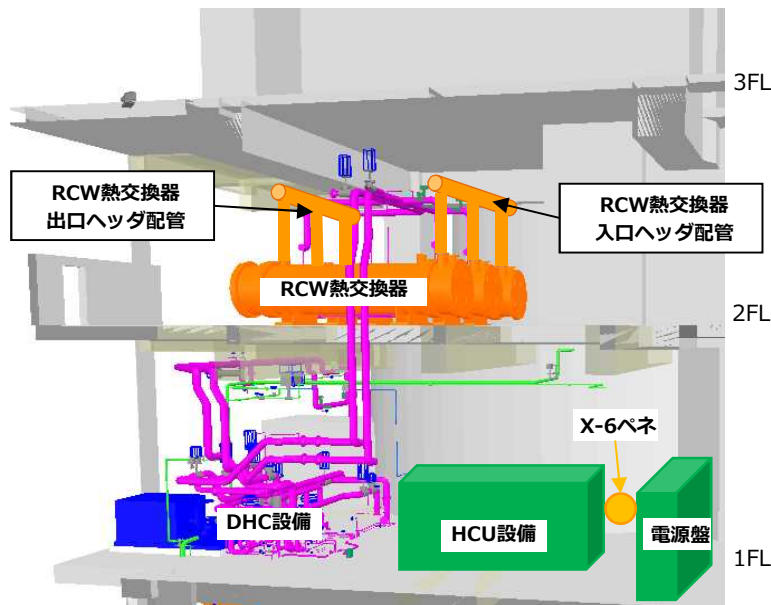
- ガイドラインの簡易評価式における水素燃焼や爆轟について、NDF評価等比較しても、初期圧力に対する爆轟圧力の相対的な考え方に相違はない。
- ゲージ圧力が低圧な状況において、ガイドラインの簡易評価式による評価圧力は、他の評価方法による評価圧力と比べ下回ることが確認されたが、他の評価方法による評価圧力についても、ガイドラインの許容圧力は満足していることから、ガイドラインの簡易評価式による評価圧力は問題とないと考えられる。
- ただし、評価圧力は、初期圧力を0.04MPa以上（水頭4m相当）として、評価を行うものとする。
- また、ゲージ圧が低圧な状況下において、爆轟に至るか分からないが、ガイドラインは水素・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

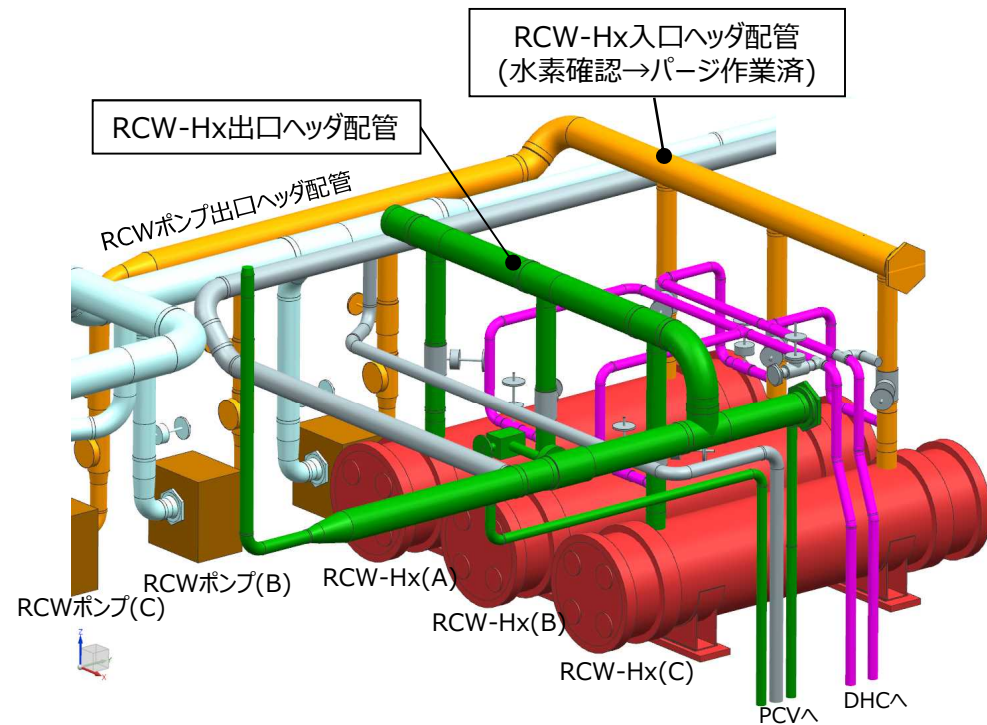
1. RCW熱交換器出口ヘッダ配管について

- 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

- 出口ヘッダ配管の滞留ガスの調査やパージ作業の実施において、入口ヘッダ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"> • 入口ヘッダ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。 • 出口ヘッダ配管は、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。 	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	出口ヘッダ配管の接近性	出口ヘッダ配管の上部近傍(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。	出口ヘッダ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、入口ヘッダ配管と同様、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。

