

1号機RCWの水素滞留事象を踏まえた対応 について

2023年3月14日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

【指示事項】

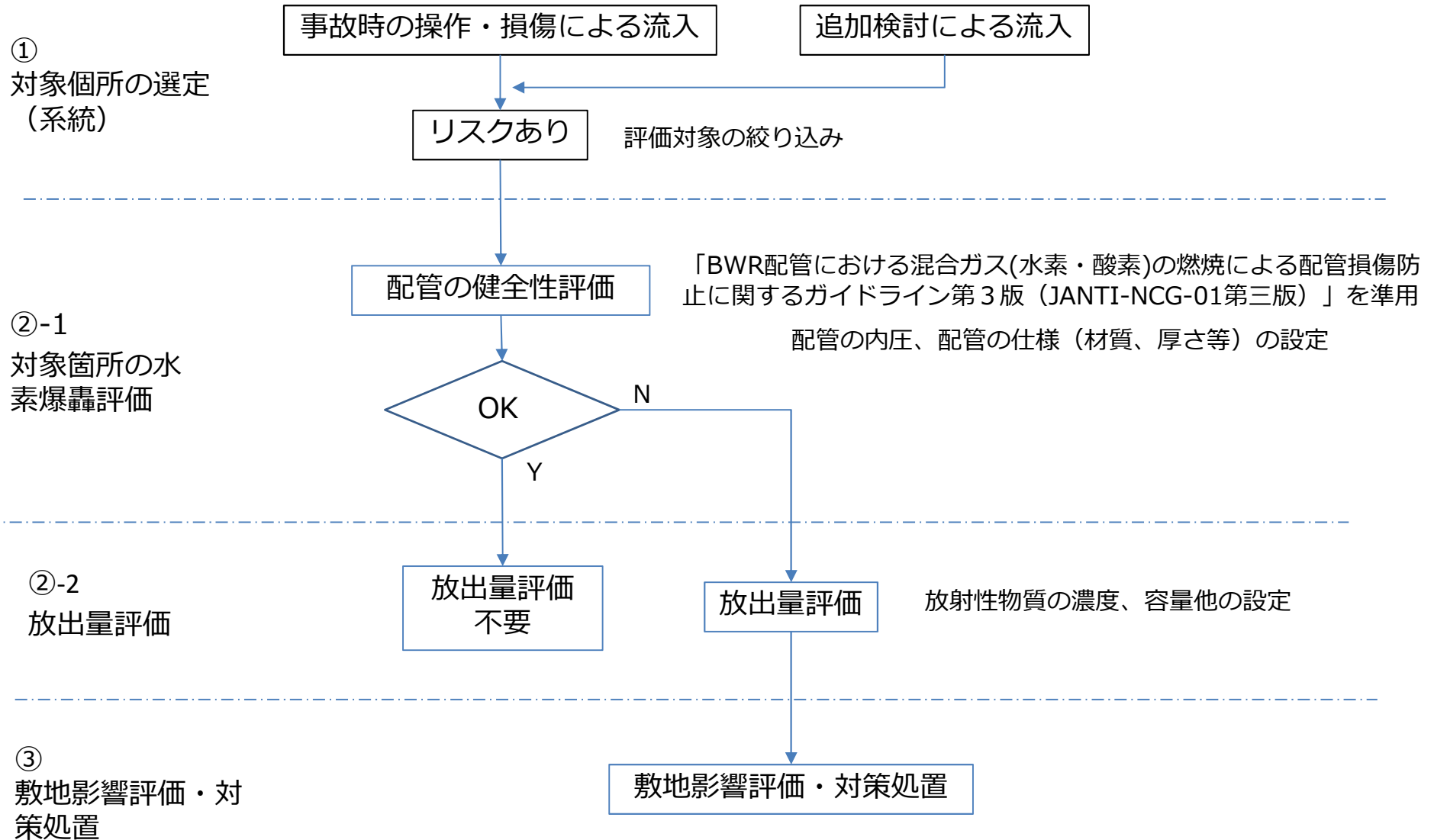
(1) 水素及び酸素の滞留が考えられる箇所を選定と影響評価

- 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

【相談事項】

- 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 放出量評価

1. 評価の流れ (案)



2. 対象箇所の水素爆轟評価（案）

■ 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、水素ガスが燃焼した際の構造健全性評価を実施。

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・容器の板厚

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^[引用文献]で算出した反射圧力比である。

- 評価用圧力と系統設計圧力の比較

評価用圧力 < 系統設計圧力ならば、評価を省略。

- 概略評価として、代表となる包絡条件を設定して実施。
NGの結果になったものを個別に詳細評価（評価式は同じ、上記の条件を別途設定）

■ 概略評価の条件設定

- 配管内圧力の設定について

配管内圧力を「PCV気相部圧力+水頭圧」=約0.134kPa

	気相部圧力	温度	PCV水位 (最低部との水位差)
1号機	~0.8kPa程度	~30℃	T.P.5、900(約8m)
2号機	~4.0kPa程度	~30℃	T.P.2、000(約6m)
3号機	~0.5kPa程度	~30℃	T.P.8、900(約13m)

- 設計降伏点について

⇒代表的材料STS410相当で245MPa

■ 配管・容器の板厚について

PCV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。

■ RCW系は、PCV内に開放せず防食剤入り水を使用しており、熱交換器まわりの配管肉厚はPCV接続配管としては肉薄であるため、個別に評価を実施する。

○ 計算条件

配管仕様

ヘッダ 500A×9.5t/SB46 (OD 508/9.5t)
 Hx出入 300A×Sch.40/STPG42 (OD 318.5/10.3t)
 DHC 150A×Sch.40/STPG42 (OD 165.2/7.1t)
 管内圧力 10kPa(入口側初期圧力)
 水頭圧 3m(最大高低差) : 0.03MPa
 Hx取合い配管の高さを考慮し、
 0.03MPaと設定する。
 検討内圧 0.04MPa
 腐食量 考慮しない※1

○降伏応力

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

$$P2 = (2 \cdot t \cdot S_y \cdot \eta) / (d_0 - 0.8 \cdot t)$$

500A : 9.30MPa
 300A : 16.27MPa
 150A : 21.81MPa

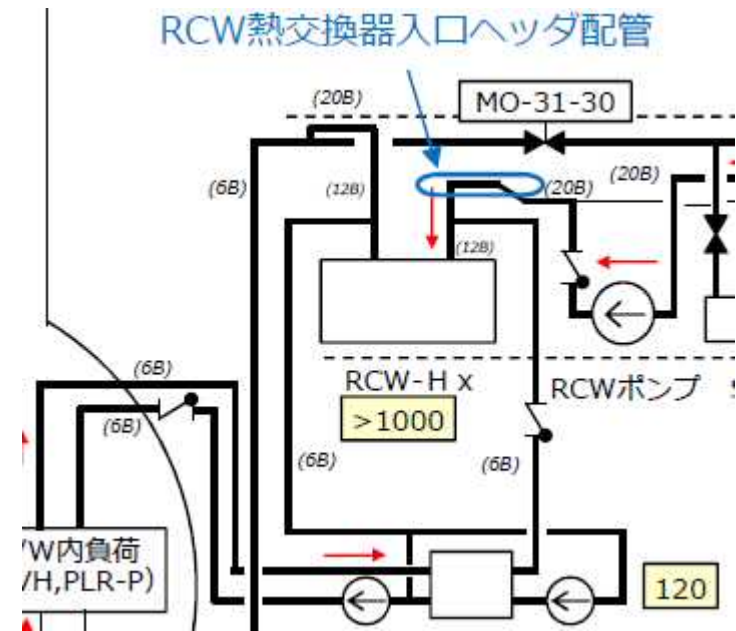
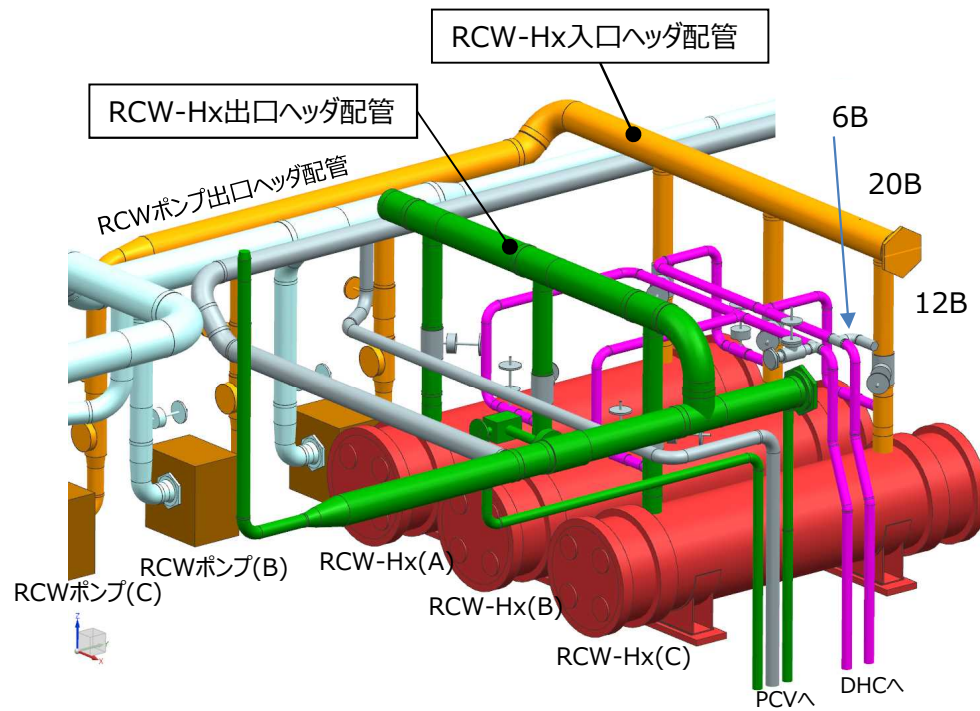
許容応力 > 評価用応力 となり、
 配管は水素爆発時も弾性変形域にとどまる。

○ 結果

RCW-Hx出口ヘッダ及び接続配管内の水素が爆発した場合にも、配管は弾性変形内に収まり健全性は維持される。

※1： RCW-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、防食剤入りの水を異様している系統であることから、腐食減肉を考慮しない。

参考3. 1号機RCW熱交換器周辺の配管



3. 対象箇所の選定の見直し

■ 対象個所の選定

- 水素滞留の可能性が高いとして選定した対象個所は、事故時の操作や損傷により開口し、水封された箇所として抽出したものの。→区分1・4は有効
- これまでの調査や作業において、隔離弁からの放射性物質の漏えいや水素が確認された経緯がある。
 - 再確認
 - PCVの一次バウンダリとして、弁(逆止弁含む)があるもので、滞留の可能性が低いとしたもの。(区分3に該当するもの)

	適用の考え方	水素滞留の可能性	選定フローで抽出された系統	対応の方針
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	1号機：IC(A) 3号機：RHR(B)	(再確認)
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	—	再確認
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	1号機：RCW(DHC) 1～3号機：CRD(HCU)	
区分⑤	PCVに窒素注入を継続(対策として実施)	少ない	—	

4. 放出量評価／実施状況

■ 放出量評価

選定された対象箇所での放出量評価を行う上で、以下の条件設定が必要。

- 配管等内部に滞留している気体の放射能濃度
- 容量や配管内圧の設定。
- 放出のシナリオ（爆発の影響）

■ 実施状況

影響評価の進め方として、従前の選定フローで対象となった系統について、先行的に実施する方針。

- 水素爆轟評価について、上記の系統について着手中（考え方の整理、各系統の評価）。
- 並行して、選定箇所の見直し（追加）や放出量評価の課題の対応中。

1号機 R C W熱交換器内包水サンプリングについて (RCW熱交換器(C)入口配管のサンプリング結果)

※ R C W : 原子炉補機冷却系

2023年3月14日

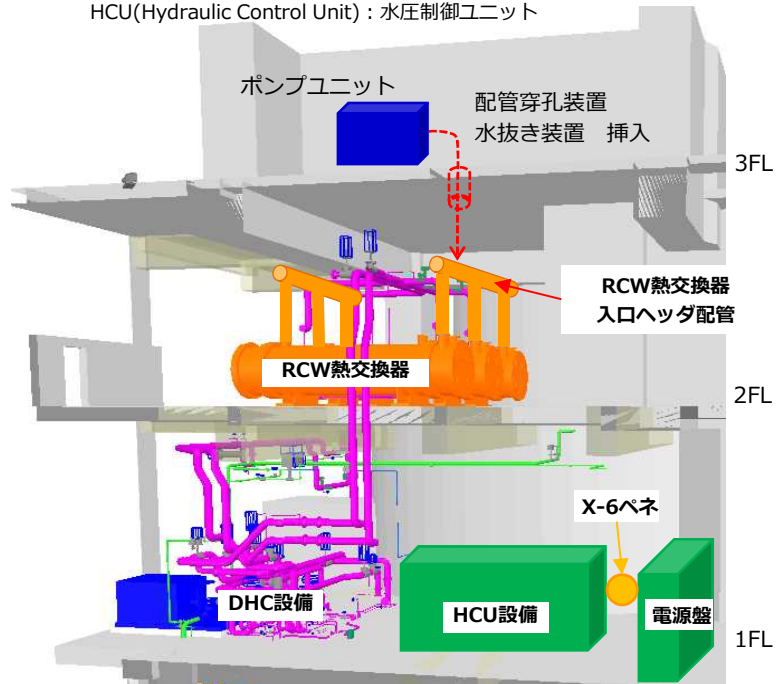
TEPCO

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ジ（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3/9)。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）。

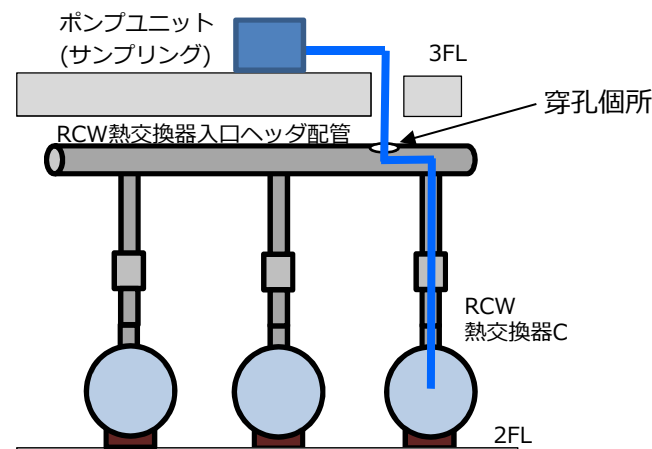
RCW(Reactor Building Cooling Water System)：原子炉補機冷却系
DHC(Drywell Humidity Control System)：ドライウェル除湿系
HCU(Hydraulic Control Unit)：水圧制御ユニット



1号機R/B 1～3階南側 断面

作業ステップ(概略)

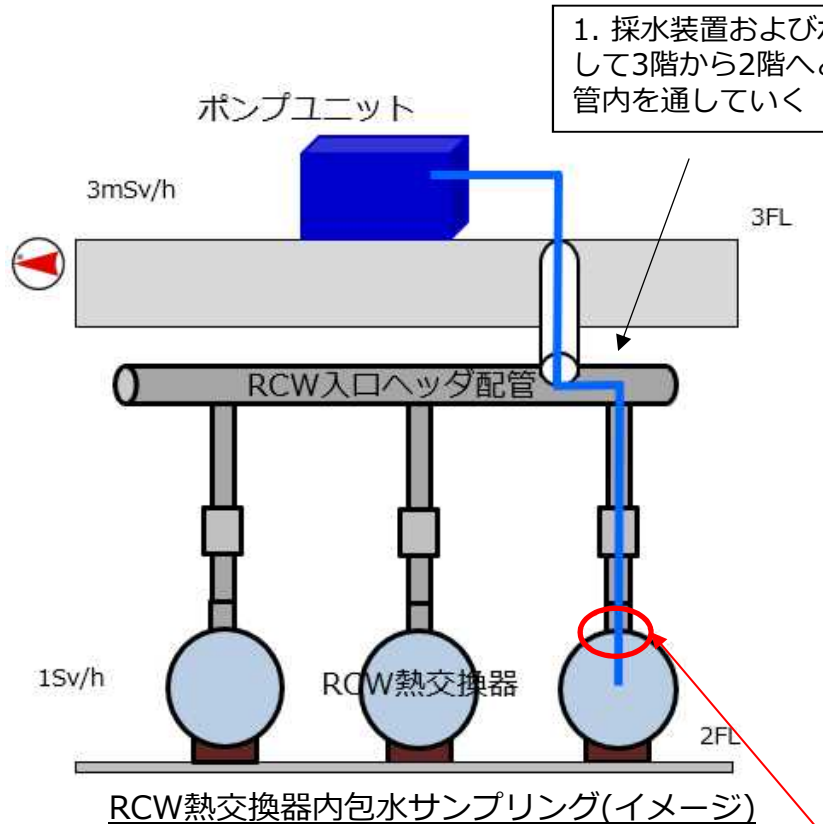
- ①RCW熱交換器入口ヘッダ配管上面を穿孔する。
 - ・電解穿孔^{※1}による微小な孔を設け、配管内水素ガスの確認^{※2}を行う。
 - ・水素ガスがないことを確認後、穿孔作業(機械式)を行う。
- ②配管穿孔箇所サンプリング用ホースをRCW熱交換器の内部まで挿入する。
- ③サンプリング用ポンプユニットで採水する。



※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、水素ガスパージ（窒素封入）を行う。

2. サンプルング作業

1. 内包水サンプリング・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

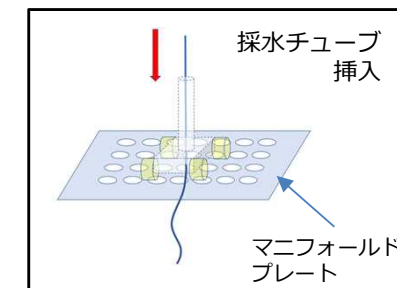


1. 採水装置およびホースの挿入に際して3階から2階へとクランク状の配管内を通していく



2. RCW-Hx(A),(B),(C),RCWポンプ出口ヘッダ配管内包水のサンプリングに際して、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。

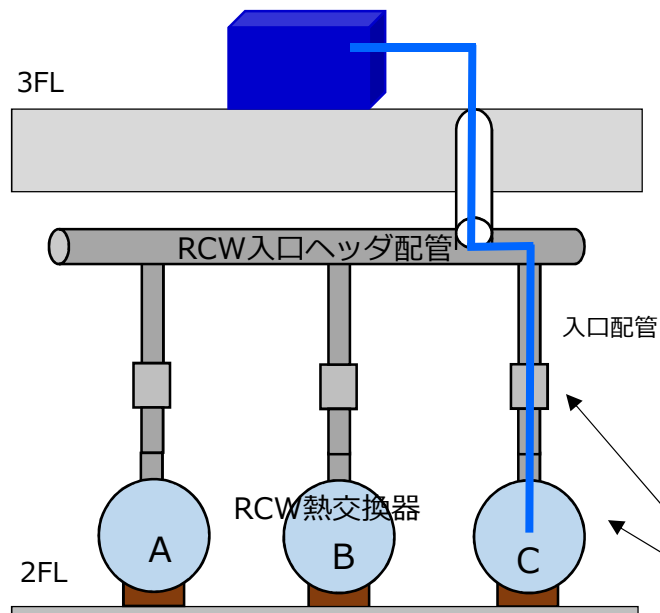
採水チューブを熱交換器内の細管隙間を通すため、使える孔に制限がある



3. サンプル箇所・分析項目

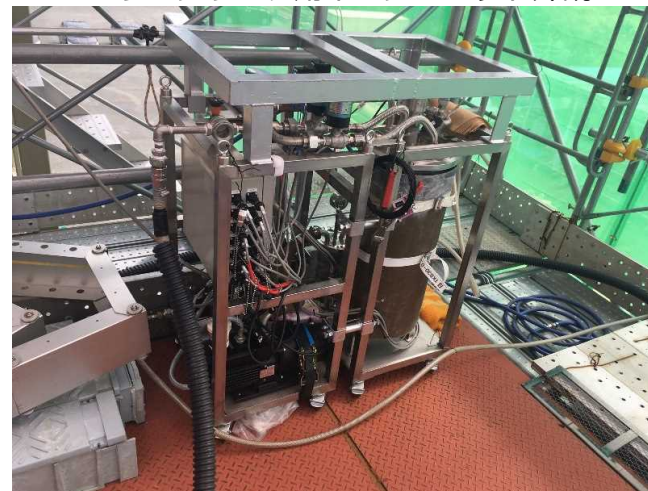
- 内包水のサンプリングは、RCW熱交換器（C）の入口配管、熱交換器内の3カ所（上・中・下）を予定。（熱交換器内の水位によっては変更の可能性あり）

サンプリング用ポンプユニット



RCW熱交換器からのサンプリングイメージ図

サンプリング用ポンプユニット外観



サンプリング箇所

(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

4. R C W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

5. 1号機RCW熱交換器内包水の放射能

- 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

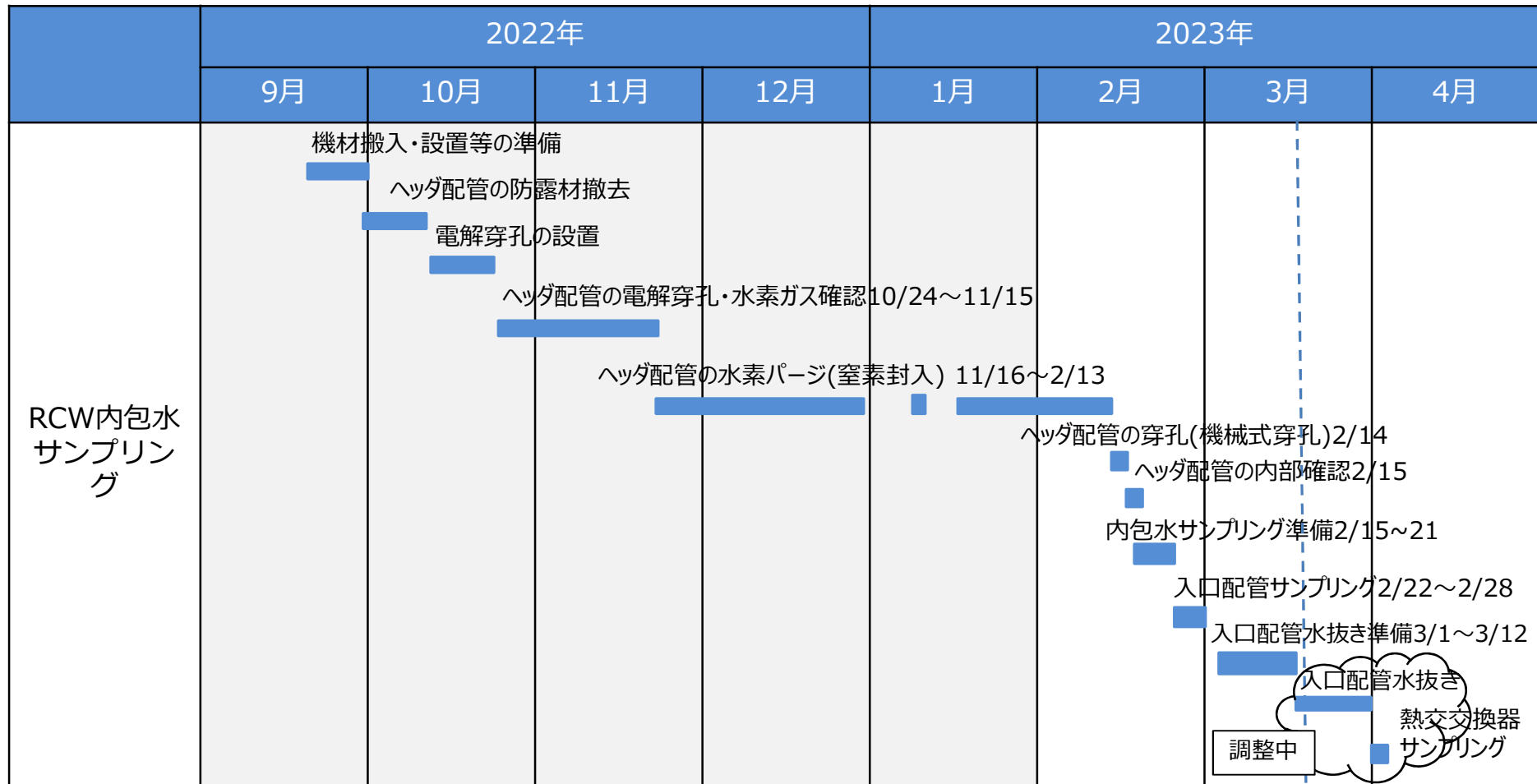
RCW熱交換器(3基)の放射能：約0.27PBq

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

- 補足
 - ・ 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。

6. 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(希釈・排水)後、熱交換器内包水のサンプリングを予定。なお、入口配管の水(約100L)は、建屋内に設置した希釈タンク内で、RO処理水により約100倍程度に希釈し、建屋内地下階に排水。
- 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。



現在

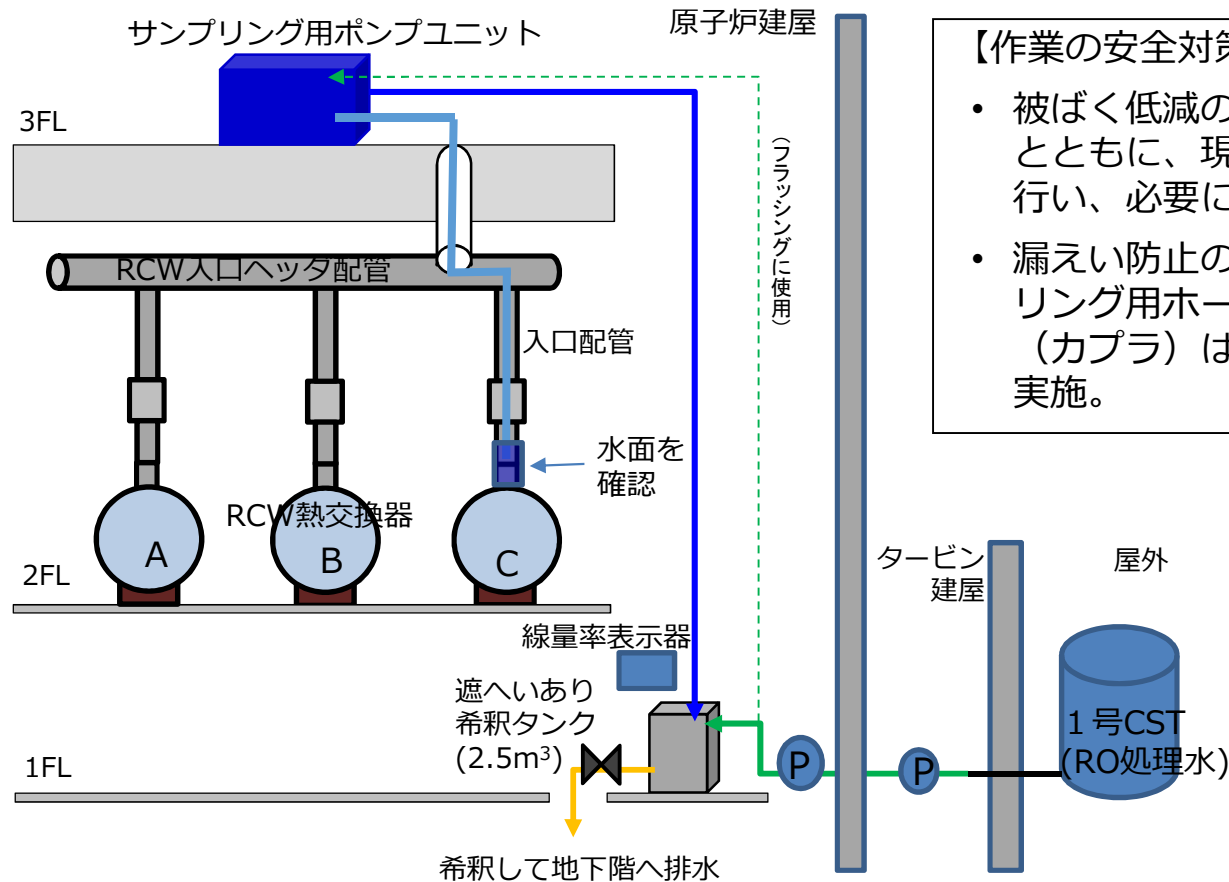
【参考2】RCW熱交換器(C)入口配管の水抜き・排水作業（概要）

- RCW熱交換器（C）のサンプリング前に入口配管の水抜き（約100L）を実施。
- 水抜き、排水作業は下記のSTEPを繰り返し実施。

STEP1:入口配管の水を少量（約20L）水抜き、希釈タンクへ排水。

STEP2:RO処理水（1号CST）で100倍に希釈。

STEP3:希釈後、地下階に排水（約2m³）



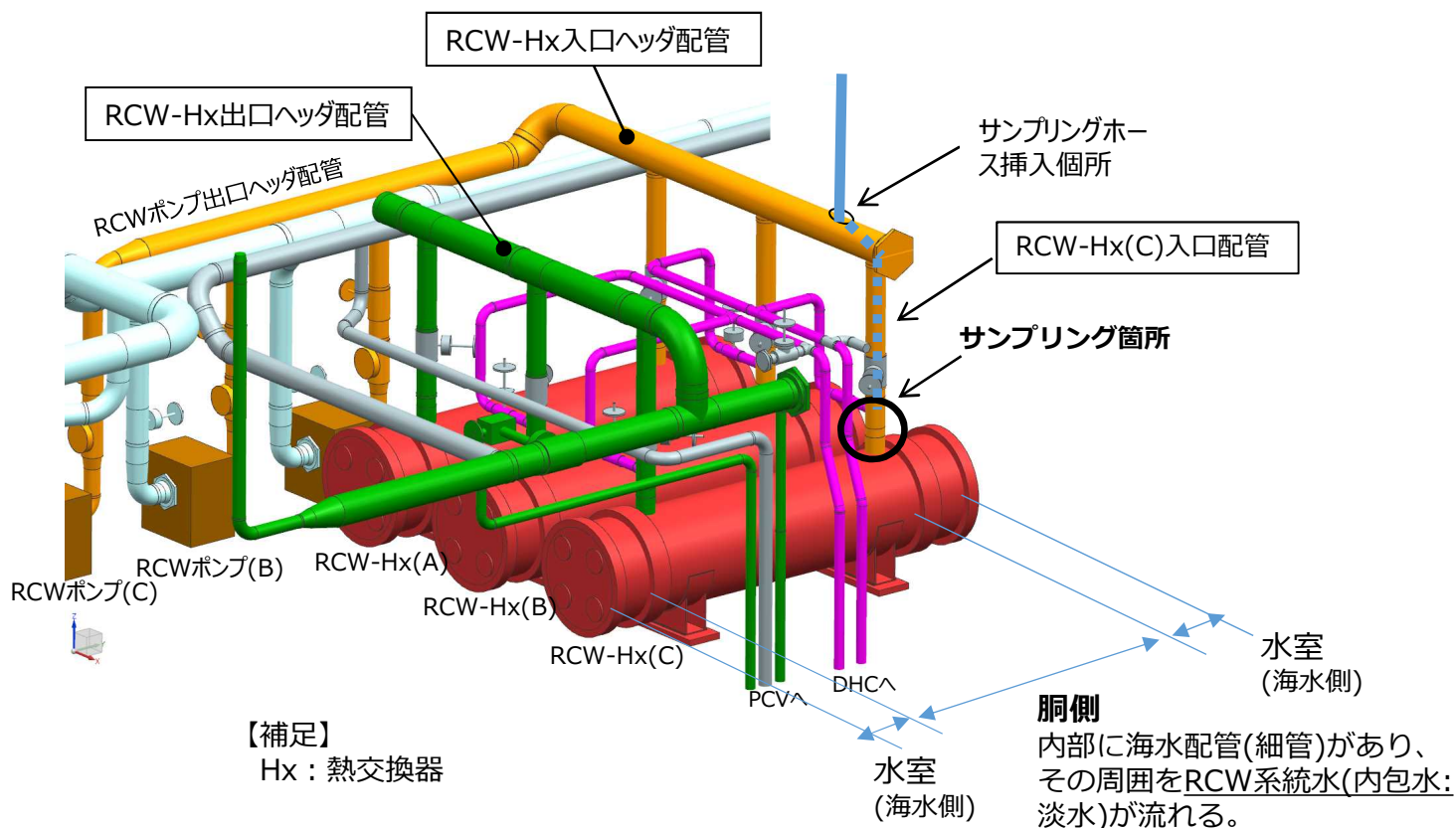
【作業の安全対策】

- 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、二重ホース（サンプリング用ホースを除く）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。

7. 今後のRCW熱交換器の作業について

-
- 分析結果を踏まえ、今後採取する試料については、外部の分析機関等での実施も検討する。
 - 今後のRCW熱交換器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。

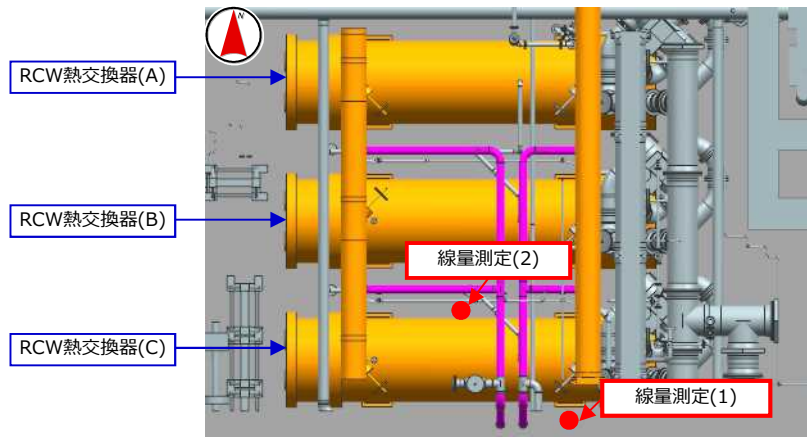
【参考3】 RCW熱交換器(C)入口配管サンプリング箇所



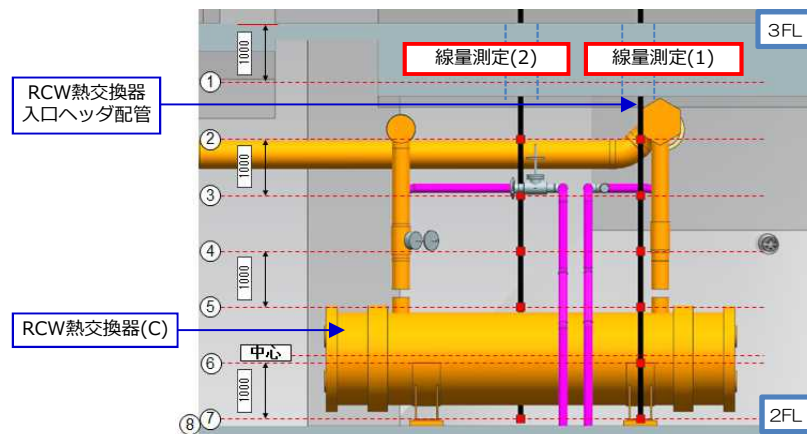
【参考4】 2階RCW熱交換器エリア 調査結果

□ 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。



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)

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

長期的な視点でのPCV閉じ込め強化の方針について

2023年3月14日



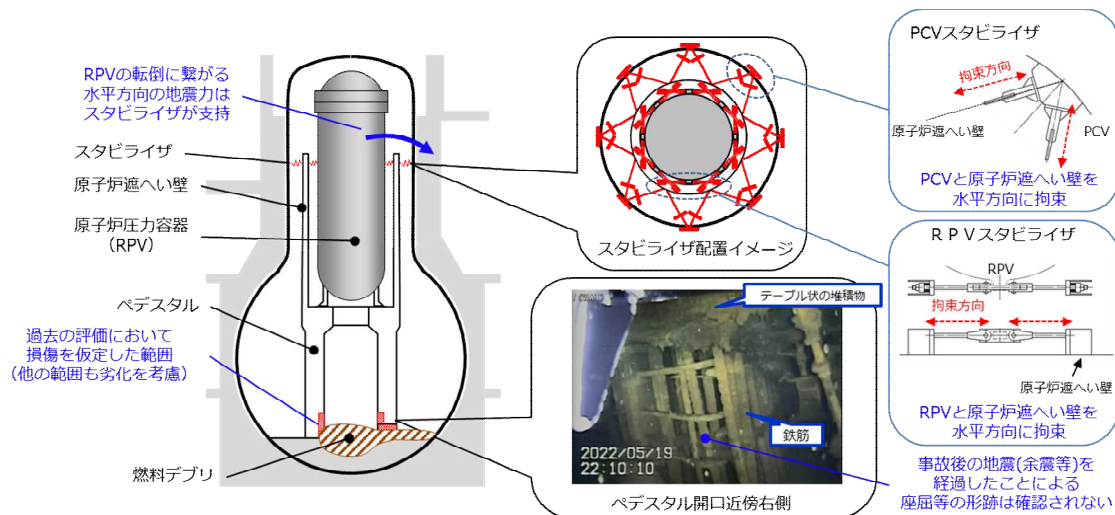
東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

■ 1号機格納容器内部調査におけるペDESTAL外面の確認状況を踏まえ、以下の考察を第100回 特定原子力施設監視・評価検討会（2022年6月20日）にて提示

✓ 原子炉圧力容器の支持機能への影響

- 補助事業（IRID）成果よりペDESTALの一部が劣化、損傷した状態において、支持機能を維持することを確認
- ペDESTAL損傷により想定されるRPV等の水平方向への移動、衝突についてはスタビライザ等により拘束されており、鉛直方向への落下についてはRPV重量の軽減に加えペDESTALの支持機能喪失を示す形跡（露出する鉄筋の座屈等）はみられないことから、大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定
- 今後の内部調査結果を踏まえ、知見の拡充、評価を実施していく。



✓ 支持機能が低下した場合に起こり得る原子力安全上の影響

仮にペDESTALの支持機能が低下しRPV等が傾斜、沈下した場合の安全上の影響として、燃料デブリの冷却、ダスト飛散、臨界の影響について考察を行い、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えられる。

2. 長期的な視点でのPCV閉じ込め強化の方針

現状のPCV閉じ込め状況（補足1）

- 水素爆発防止のため、PCV（RPV）への窒素封入とPCV圧力の微正圧を維持。

長期的な視点でのPCV閉じ込め強化の方針

- PCV閉じ込めは、PCV内ダスト濃度の上昇が想定される状況（燃料デブリ取り出し作業や地震等に起因する事故事象）に対し、その規模に応じて強化していくことが合理的。
 - ◆ 現状（作業なし）～小規模取り出し（段階的な取り出し規模の拡大）までは、PCV微正圧でも敷地境界線量は合算1 mSv/年未満（通常時）、5mSv/事象未満(事故時)となる見通し。
 - ◆ より大きなダスト濃度上昇が想定される状況においては、PCV閉じ込め強化が必要となる可能性もある。
- PCV閉じ込め強化方策として、PCV負圧化、建屋（orカバー）追設、異常時窒素封入停止による放出抑制等がある。

- **建屋（orカバー）追設、異常時窒素封入停止による放出抑制**については検討を進めていく。

- PCV負圧化は、以下の課題があることから、まずは**PCV均圧化**を実施し、閉じ込め強化を図る。

- ✓ 負圧化の場合、大気流入によりPCV内酸素濃度が上昇し、腐食による劣化や水素爆発、燃料デブリ等の性状変化の観点でリスクあり
- ✓ 負圧化のため大流量の給排気とする場合、PCV内ダスト濃度の上昇やPCV内の沈降効果を阻害するリスクあり

（補足2）

- ◆ 小規模取り出し（2号機）では、PCV微正圧でも敷地境界線量は低い見通しだが、大規模取り出し（取り出し規模の更なる拡大）の際の適切なPCV閉じ込めを確立するため、PCV均圧化の効果を確認しておくことが必要。その経験を大規模取り出し（3号機、1号機）にフィードバックしていく。（負圧化は均圧化による酸素濃度の確認等をしたうえで判断）
- ◆ 大規模取り出しでは、小規模取り出しまでの知見拡充や腐食、水素蓄積等のリスクも考慮し、適切なPCV閉じ込めを確立していく。

3. 地震等に備えたPCV閉じ込め強化の方針

< 1号機ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた具体的な対応方針 >

1号機RPV等の傾斜・沈下に対するPCV閉じ込め強化検討について

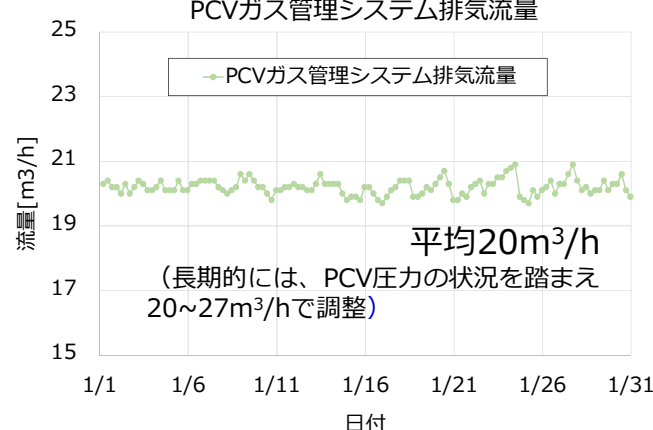
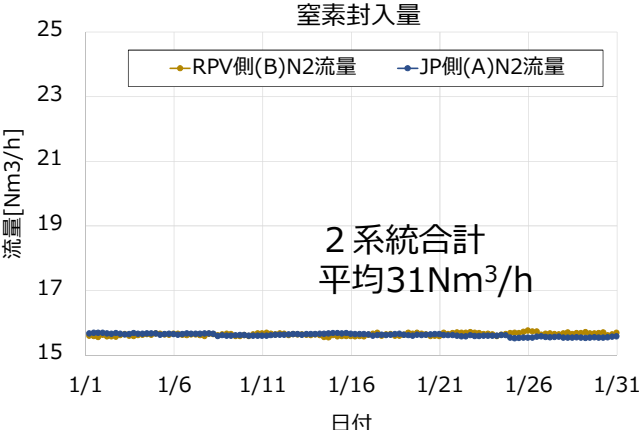
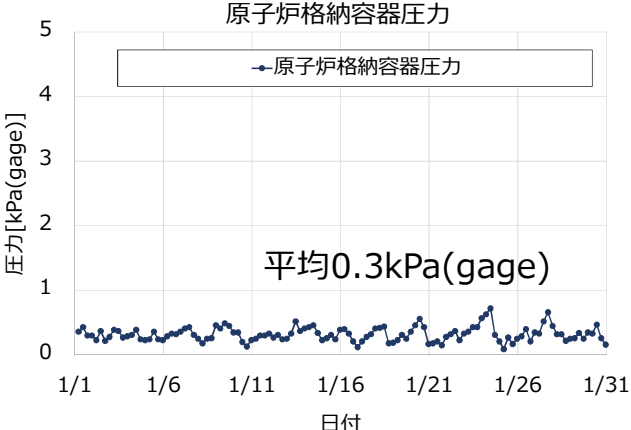
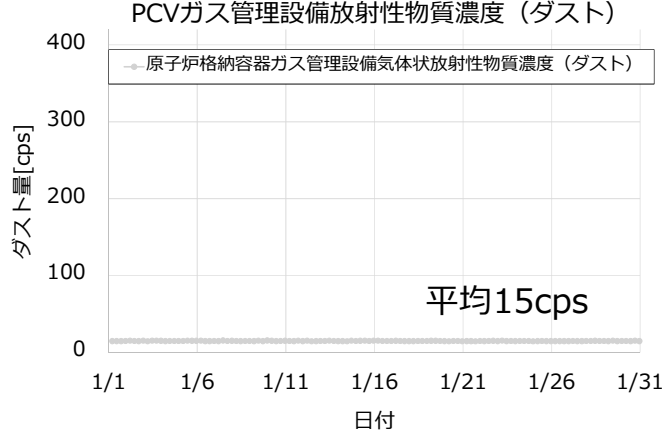
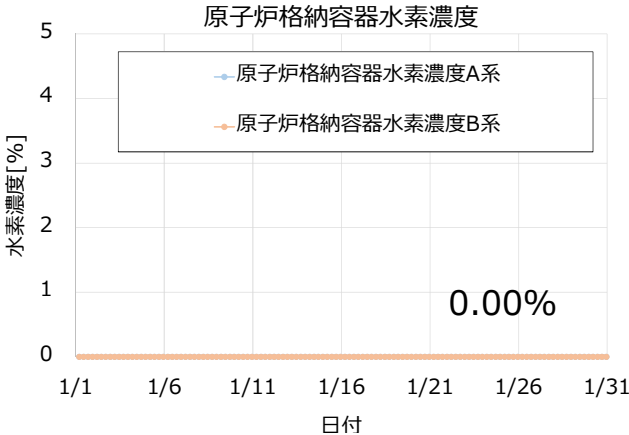
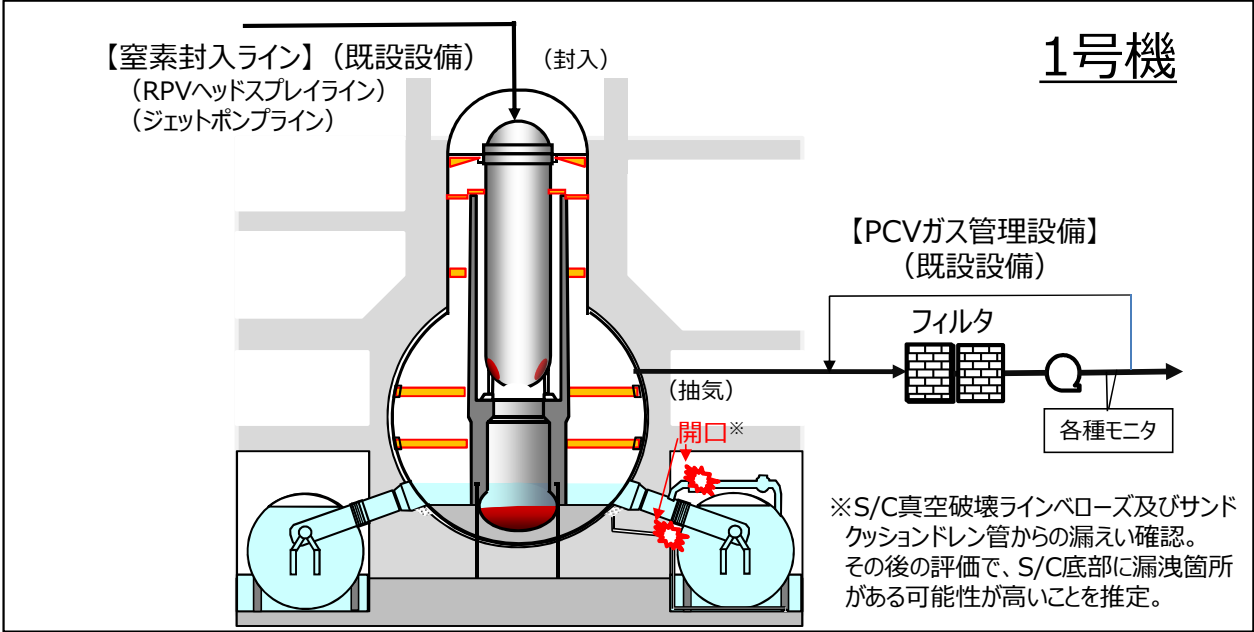
- 地震等により大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定しており、仮にRPV等の傾斜・沈下が生じても周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えしているが、更なる安全上の措置※も用意している（第100回 特定原子力施設監視・評価検討会）。（※補足3）
- これに加えて、長期的な強化方針と同様に、以下の方策を具体化していく。
 - ① **PCV圧力を極力大気圧**に近づける（均圧化）
（負圧化は均圧化による酸素濃度の確認等をしたうえで判断）
 - ② 地震等による**異常の確認時、窒素封入停止**により放出リスクを抑制

なお、1号機はペDESTALの強度低下が懸念されるため、**使用済燃料取り出しに向けた大型カバー**の設置によるダスト飛散抑制機能の確保を検討

(補足1) 現状のPCV閉じ込め状況

■ PCVの閉じ込めはこれまで以下の考え方で対応

- ◆ PCVガス管理設備でPCV内気体を抽気、フィルタを介して排気し、環境へ放出される放射性物質量を抑制
- ◆ 水素爆発防止のため、PCV (RPV) への窒素封入とPCV圧力の微正圧を維持
- ◆ 現状、PCV内の水素濃度、ダスト濃度は低い



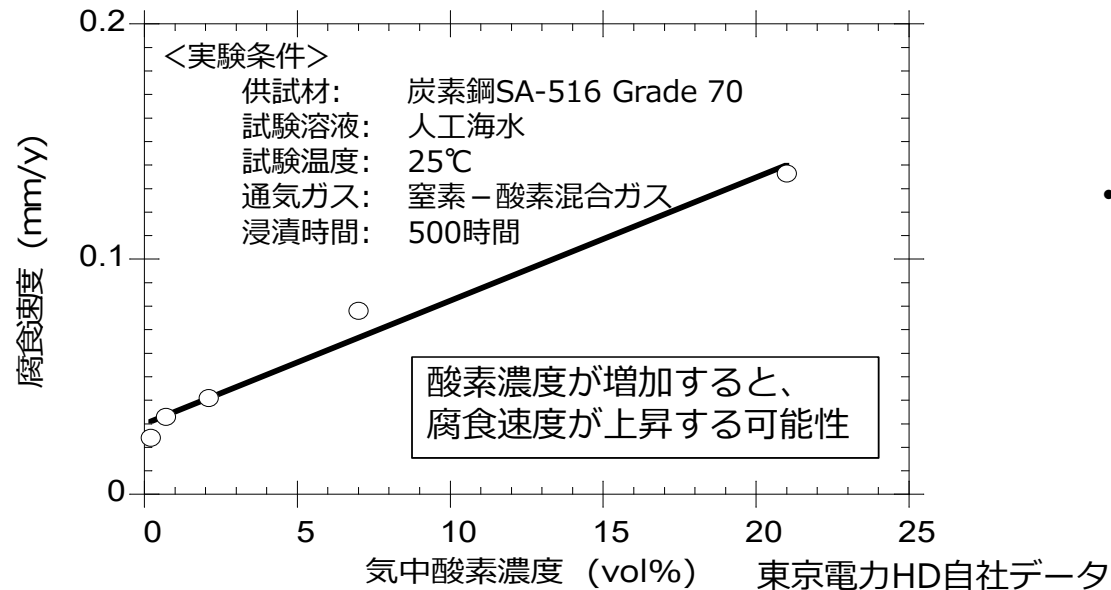
(補足2) PCV負圧化についての課題

- 1Fのプラント状況では、PCVの負圧化は、大気流入による**PCV内酸素濃度の上昇**が不可避であり、以下のプラント安全や経年劣化リスクを考慮することが必要。

- ◆ PCV腐食の加速：構造健全性（耐震強度等）への影響※1
- ◆ 水素爆発 ⇒可燃限界を超えない管理が必要※2
- ◆ 燃料デブリ等の性状変化リスク：酸化による微粒子化

※1 構造材腐食：

- 腐食工学において、炭素鋼の腐食速度は溶存酸素濃度に比例するものとされている。[腐食防食協会編（昭和63年）金属の腐食・防食Q&A. 丸善.]
(溶存酸素濃度と比例関係にある気中酸素濃度にも比例)
- 当社試験でも、比例関係にあることを確認した（下図）。



腐食速度と気相部酸素濃度の相関

※2

- 水の放射線分解で発生した水素は、窒素封入により拡散されている。
- PCV接続配管等に溜まった水素がPCVに流入した場合のリスクを想定。この場合も、PCVに流入した水素は、PCV内空間部で拡散されるため、直ちに水素爆発に至る可能性は低いと想定される。

(補足)

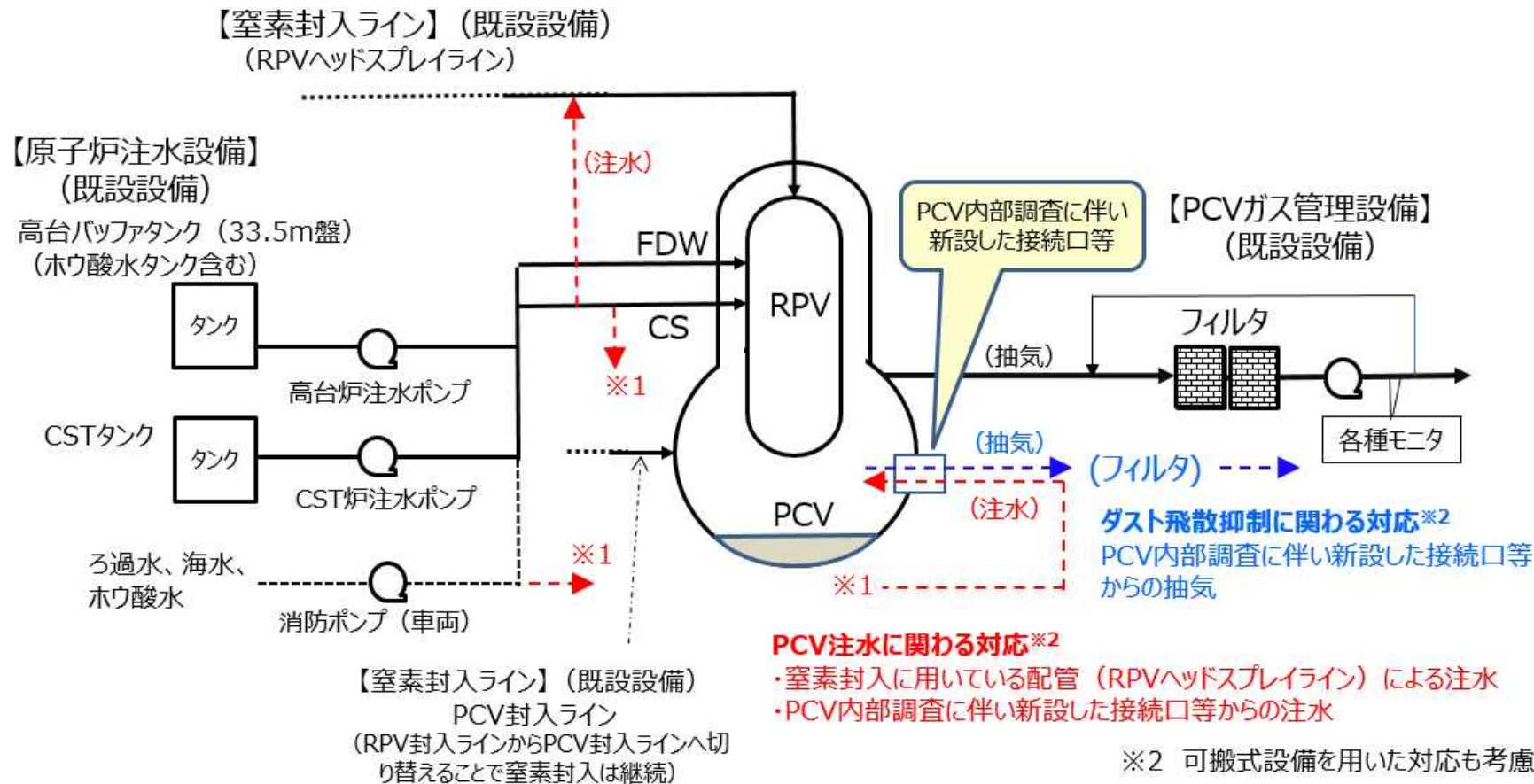
- PCV内で切削を行う際は金属粉じんが発生しうるが、RPV等の傾斜・沈下事象では金属粉じんは発生しないため、粉じん爆発が生じることはない（粉じん爆発を考慮する必要がある場合には、酸素濃度管理が必要となる可能性あり）。

- 負圧化のため大流量の給排気とする場合、PCV内ダスト濃度の上昇やPCV内の沈降効果を阻害するリスクあり。

5. ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について 支持機能が低下した場合に起こり得る原子安全上の影響について



更なる措置に関わる対応イメージ



ALPSスラリー安定化処理設備設置における検討状況

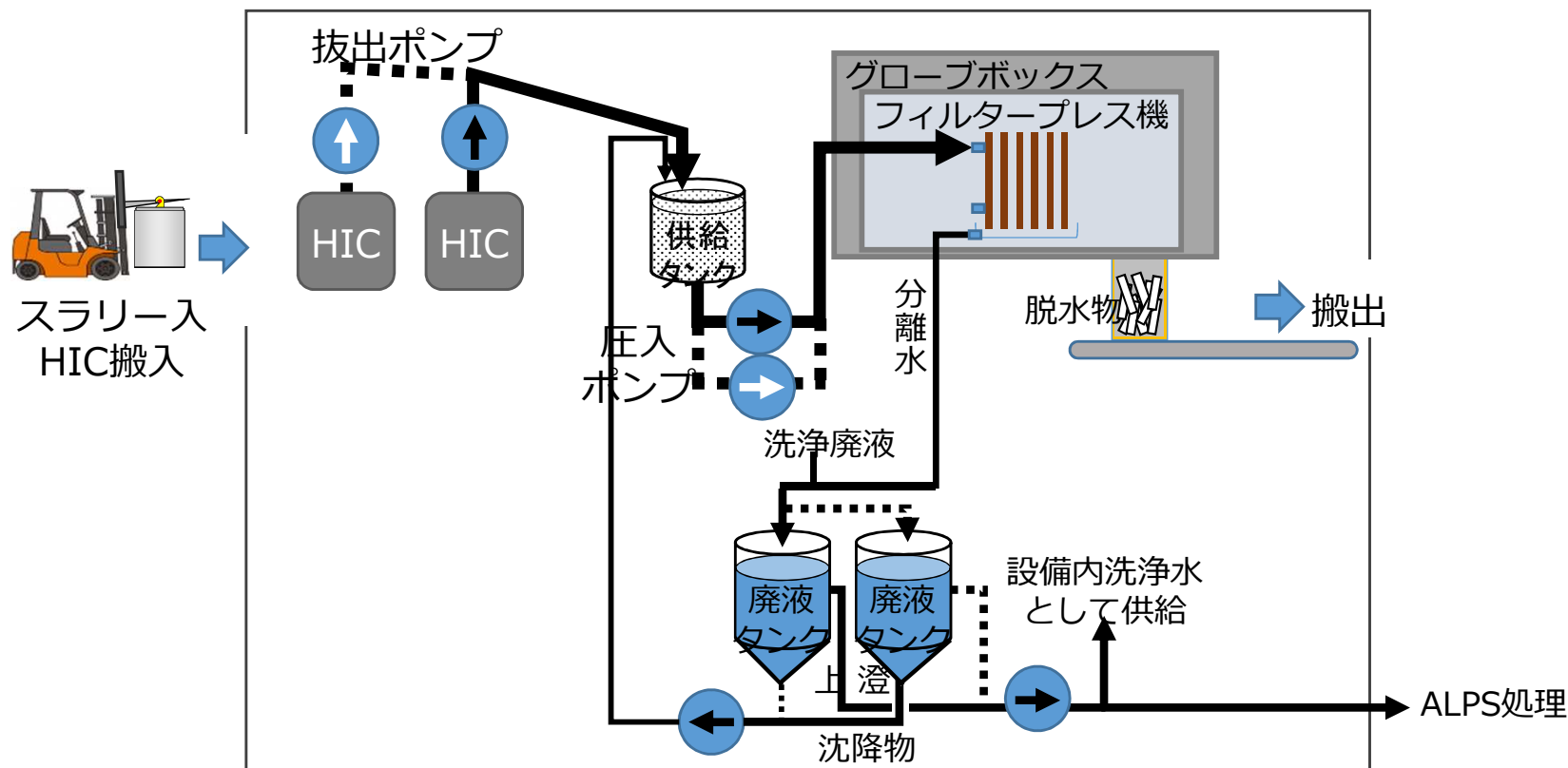
2023年 3月 14日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

■ 設置目的・設備概略図

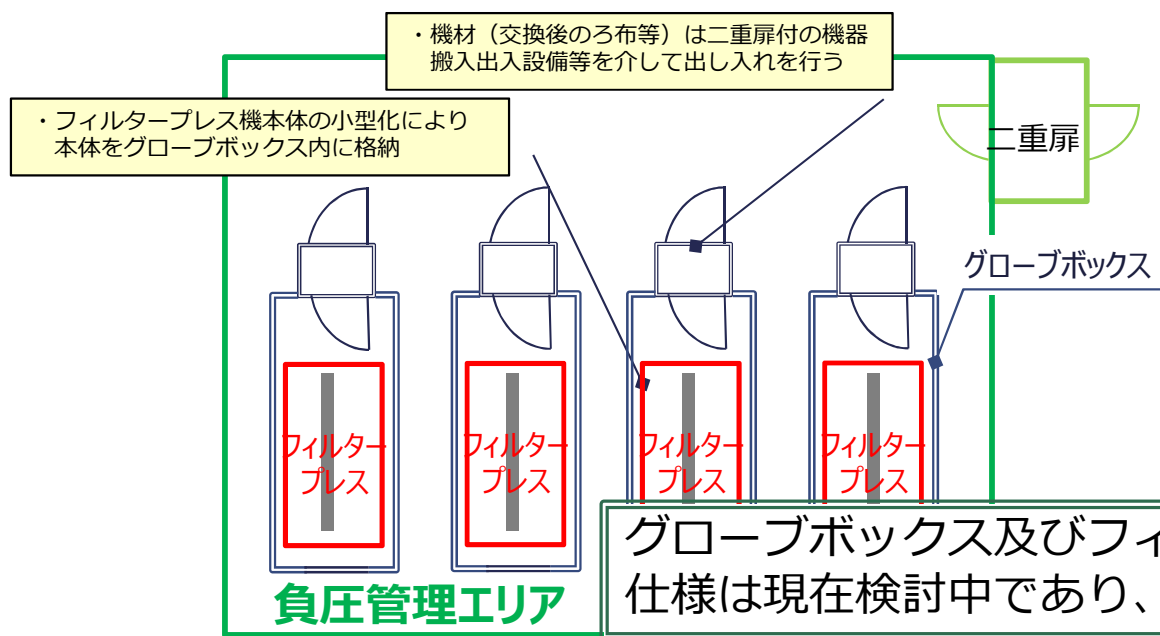
- 既設多核種除去設備及び増設多核種除去設備（以下「ALPS」という）等にて発生したスラリーは、高性能容器（以下「HIC」という）に収納し使用済セシウム吸着塔一時保管施設に保管している。
- スラリー安定化処理設備は、HIC内からスラリーを抜き出し・脱水を行い、スラリー漏えいリスクを低減することを目的とする。
- グローブボックス採用に伴いフィルタープレス機本体の小型・簡素化等を検討している所であるが、処理性能についてはこれまでの設計方針（処理量：約600基/年，脱水物の含水率：含水率50～60%）を踏襲し、設計を進める計画としている。



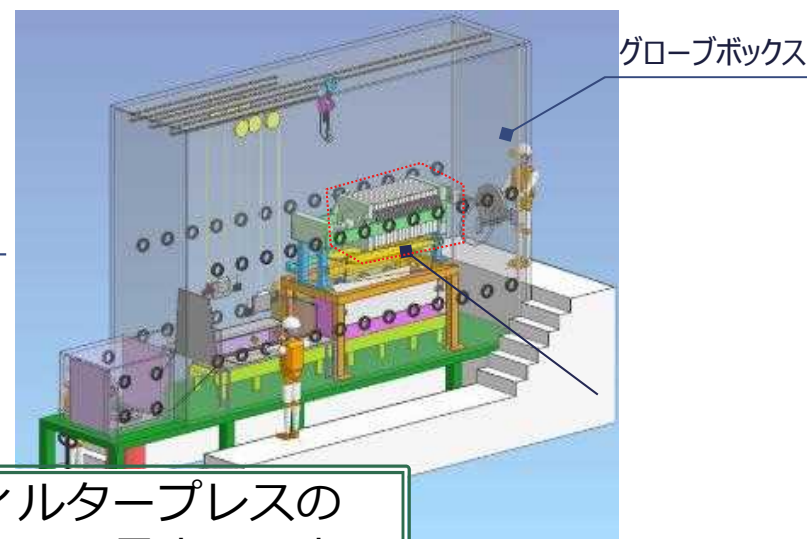
第103回 特定原子力施設監視・評価検討会（2022.10.26）資料抜粋・一部加筆

- 高レベル液体放射性物質の漏えい・水素放出リスクを低減することを目的として、乾燥減容・遠心分離・加圧ろ過（フィルタープレス）の各脱水方式について評価。
- 放射性ダストの発生を抑制するため、一定量の含水率が保持可能で、且つ、処理容量の優位性の観点より、フィルタープレス方式を採用。
- 日々発生するH I Cに対しての容量を踏まえると、設計当初のフィルタープレス機ではセルもしくはグローブボックスによる遠隔メンテナンス作業が困難であることが判明。
- 設備を長期に使用することを踏まえると、メンテナンス時の被ばくリスクを考慮した設備構成とする必要があり、グローブボックス内で取扱えるフィルタープレス機本体の小型・簡素化へ設計方針を変更。

フィルタープレス機エリア配置（イメージ）



小型フィルタープレス機（イメージ）



グローブボックス及びフィルタープレスの仕様は現在検討中であり、図は見直し予定

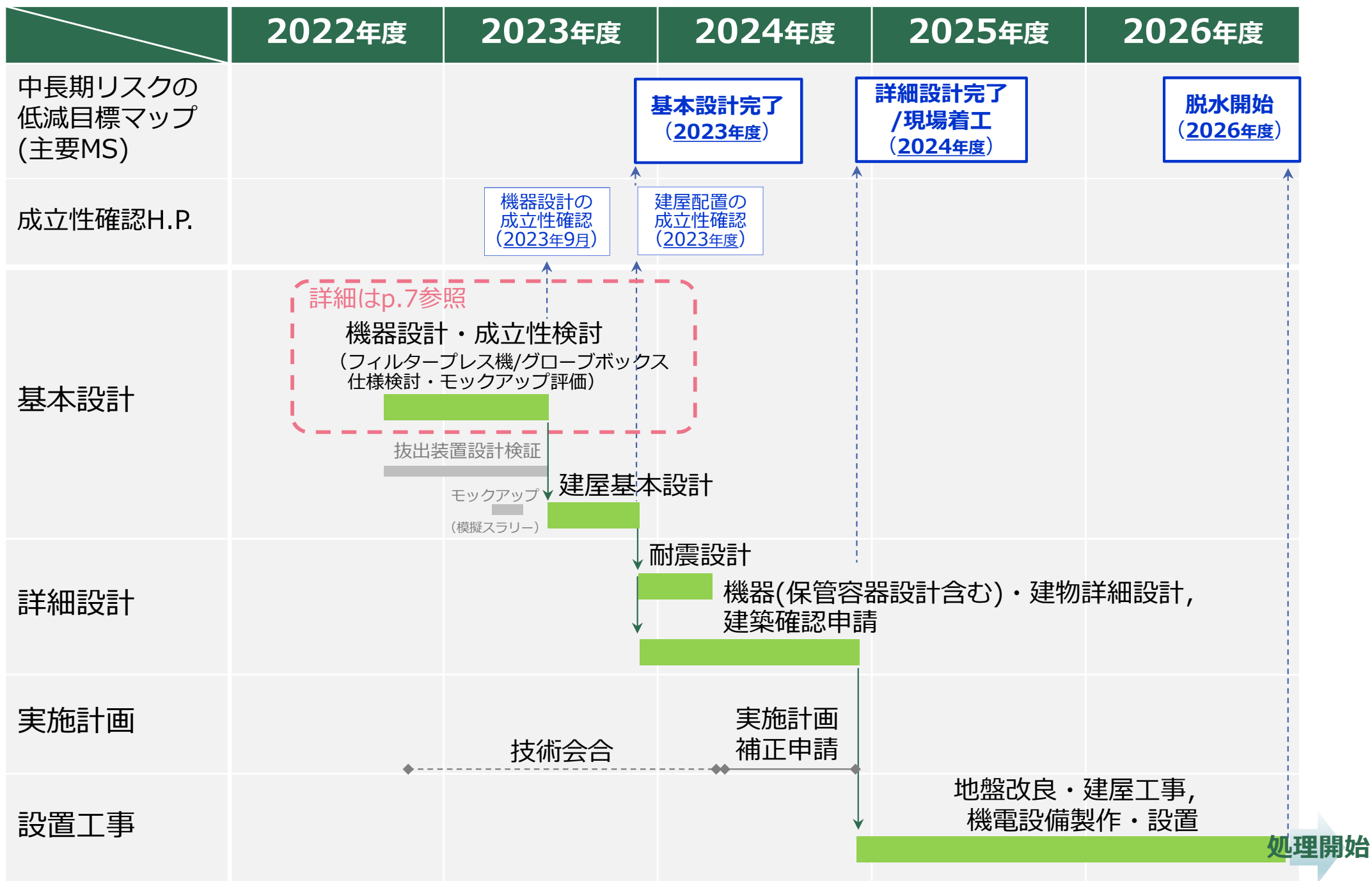
1. ALPSスラリー安定化処理設備の建設工程

- ALPSスラリー安定化処理設備は、設備を長期に使用することを踏まえると、メンテナンス時の被ばくリスクを考慮した設備構成とする必要があり、グローブボックス内で取扱えるフィルタプレス機本体の小型・簡素化へ設計方針を変更することとした。
(第103回 特定原子力施設監視・評価検討会)

【今回 ご説明内容】

- グローブボックス採用に伴う、フィルタプレス機本体の小型・簡素化に際し、機器設計ならびに成立性の検討を実施中。
- 設備の設計見直しに必要となる期間を踏まえた工程の見直し内容をご説明。

ALPSスラリー安定化処理設備設置における目標工程



■グローブボックス採用に伴う、フィルタプレス機本体の小型・簡素化に際し、機器設計ならびに成立性の評価を実施する。

● 基本仕様検討

<具体的検討事項>

- ✓ 模擬スラリー※を用いた実機フィルタプレス機による性能評価試験

※実機フィルタプレスの脱水性能を確認するため、“粒子径”ならびに“粘度”について、スラリーの分析結果を元に、模擬スラリーを元に作成。

- ✓ グローブボックス内で取り扱う機器の構成ならびに配置検討

● グローブボックス遮へい・構造設計

- ✓ スラリー脱水物からの線量影響ならびに組み合わせ試験結果を踏まえ、グローブボックスの遮へい設計ならびに構造強度設計を実施

● 組み合わせ試験（モックアップ）

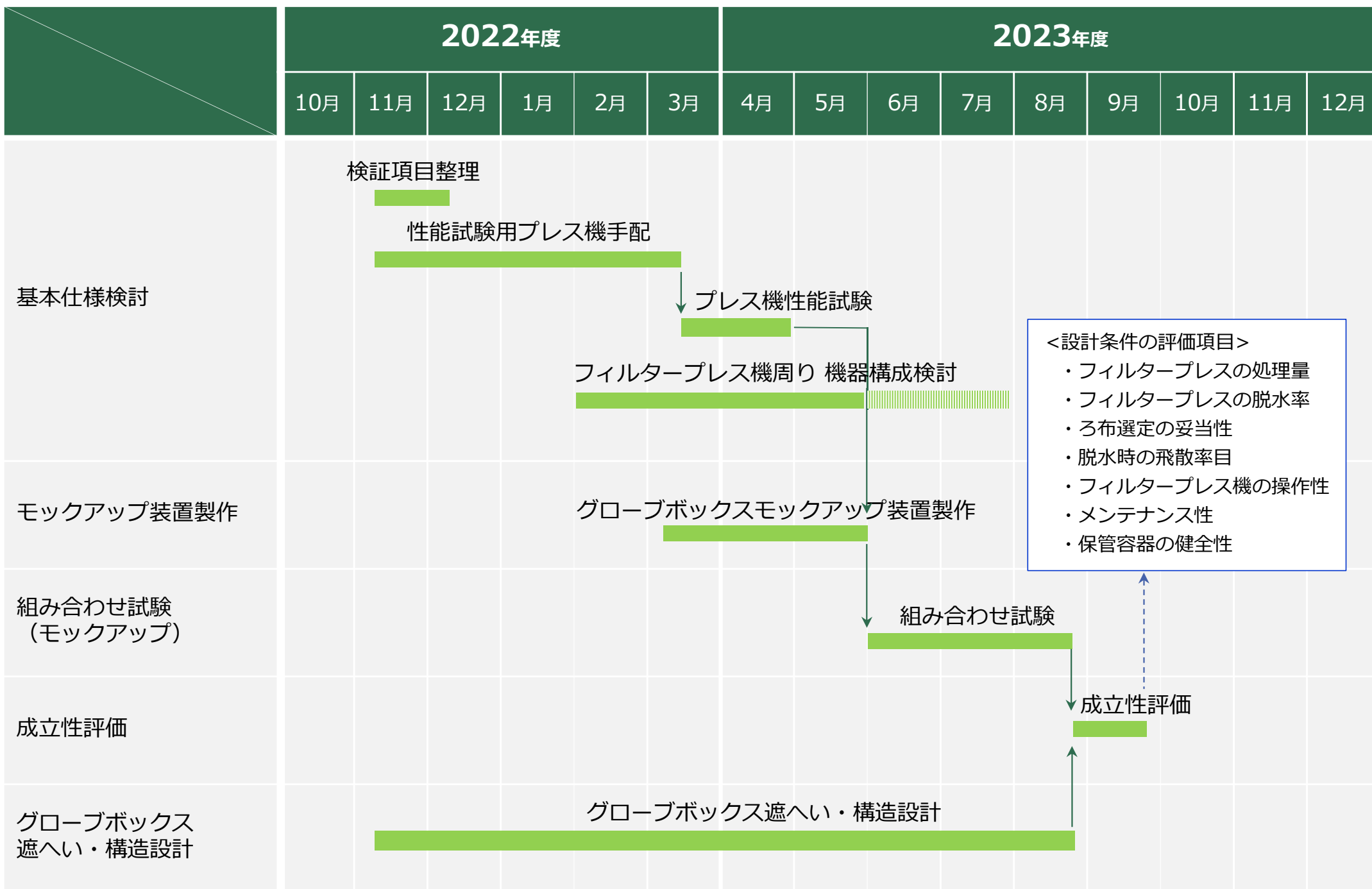
- ✓ グローブボックスとフィルタプレス機の組み合わせ試験を実施し、処理量や脱水率等を確認しながら、基本仕様や遮蔽設計へのフィードバックを行い、設計条件を設定する。

● 成立性評価

- ✓ 設計条件への適合性を確認し、成立性評価を行う。
- ✓ 設計条件を確定し、基本仕様並びに遮へい設計について、建屋基本設計および詳細設計へのアウトプットとする。

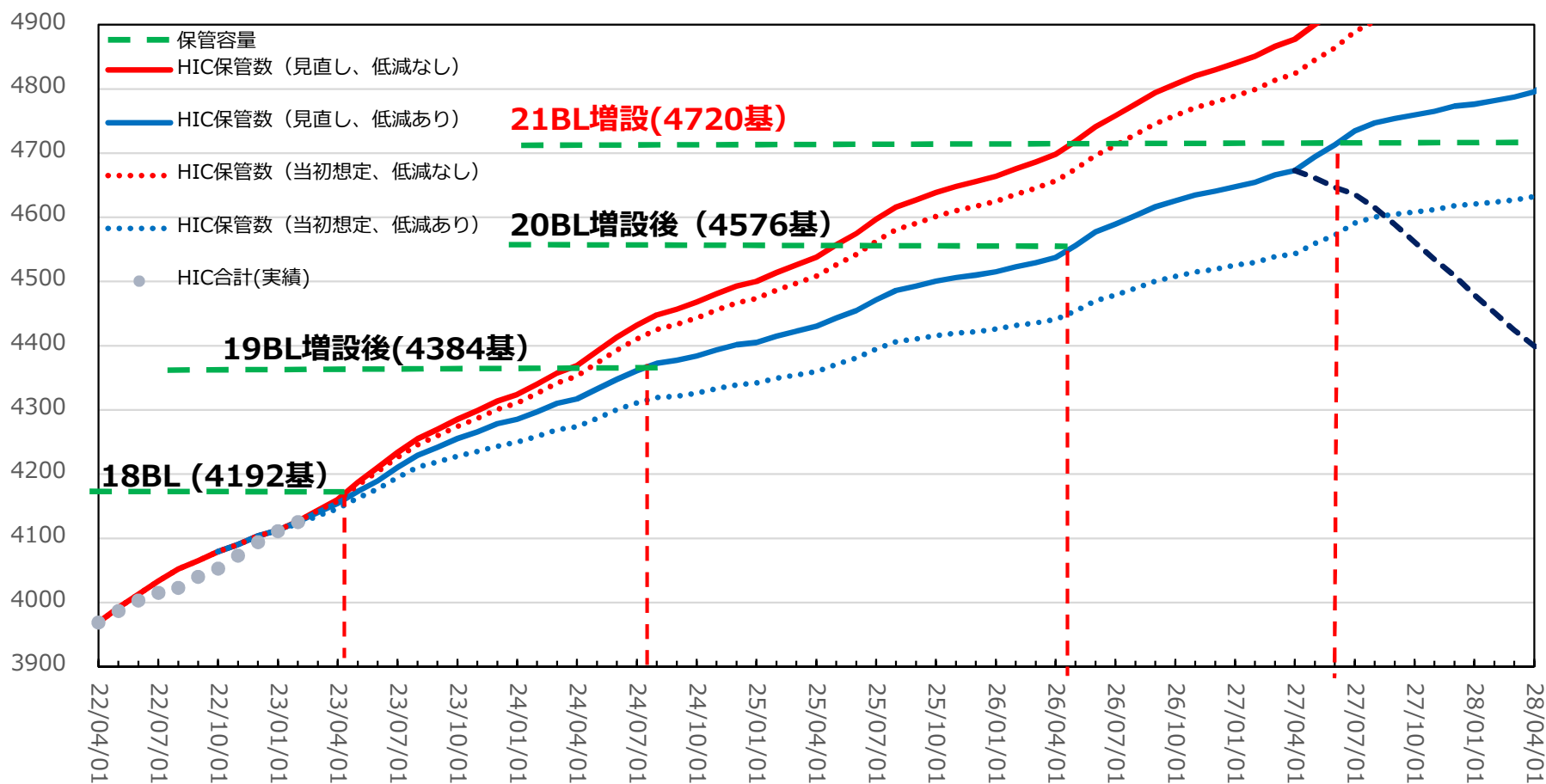
<設計条件の評価項目>

- | | |
|--------------|------------------|
| ・フィルタプレスの処理量 | ・フィルタプレス機の操作性 |
| ・フィルタプレスの脱水率 | ・遠隔操作におけるメンテナンス性 |
| ・ろ布選定の妥当性 | ・保管容器の健全性 |
| ・脱水時の飛散率 | ・機器配置、動線確保の妥当性 |

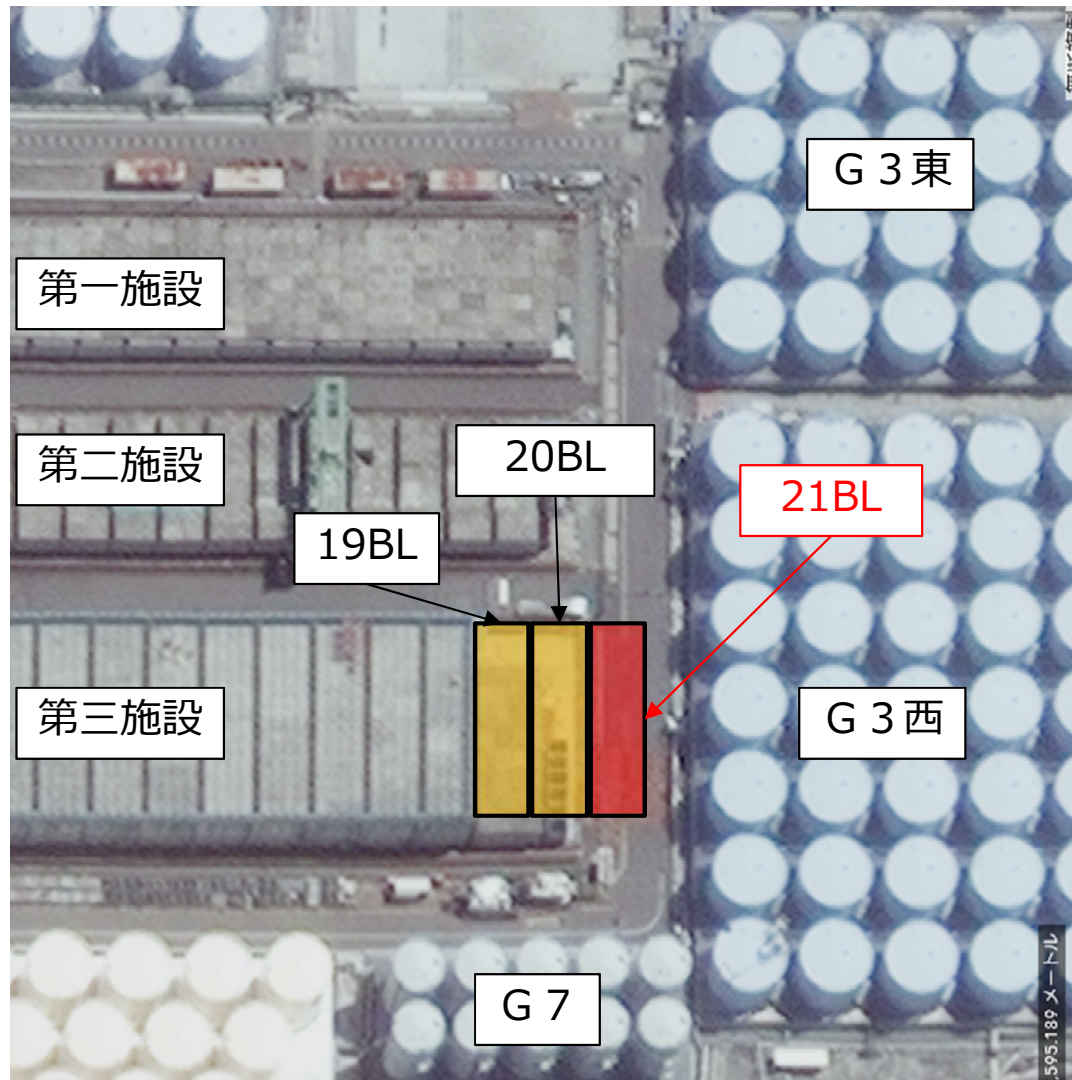


スラリー安定化処理開始時期までに必要となるHIC保管容量

- HIC保管容量は、使用済みセシウム吸着塔一時保管施設の増設【20ブロック（BL）目迄】により4576基目までの確保を計画済み。
- スラリー安定化処理の開始時期（2026年度末）までに必要となるHIC保管容量について、HIC発生量を保守的に見直ししたうえで評価。
 - ①既設/増設ALPSからのHIC発生量が従来実績に対し10%上振れした場合を想定
 - ②発生量低減対策である低線量HICの再利用による低減効果を75%から40%に変更（p10参照）
- 見直し後の予測に基づくと、4576基では保管容量が不足することから、4720基目までの保管容量の増設（144基分）を新たに計画。



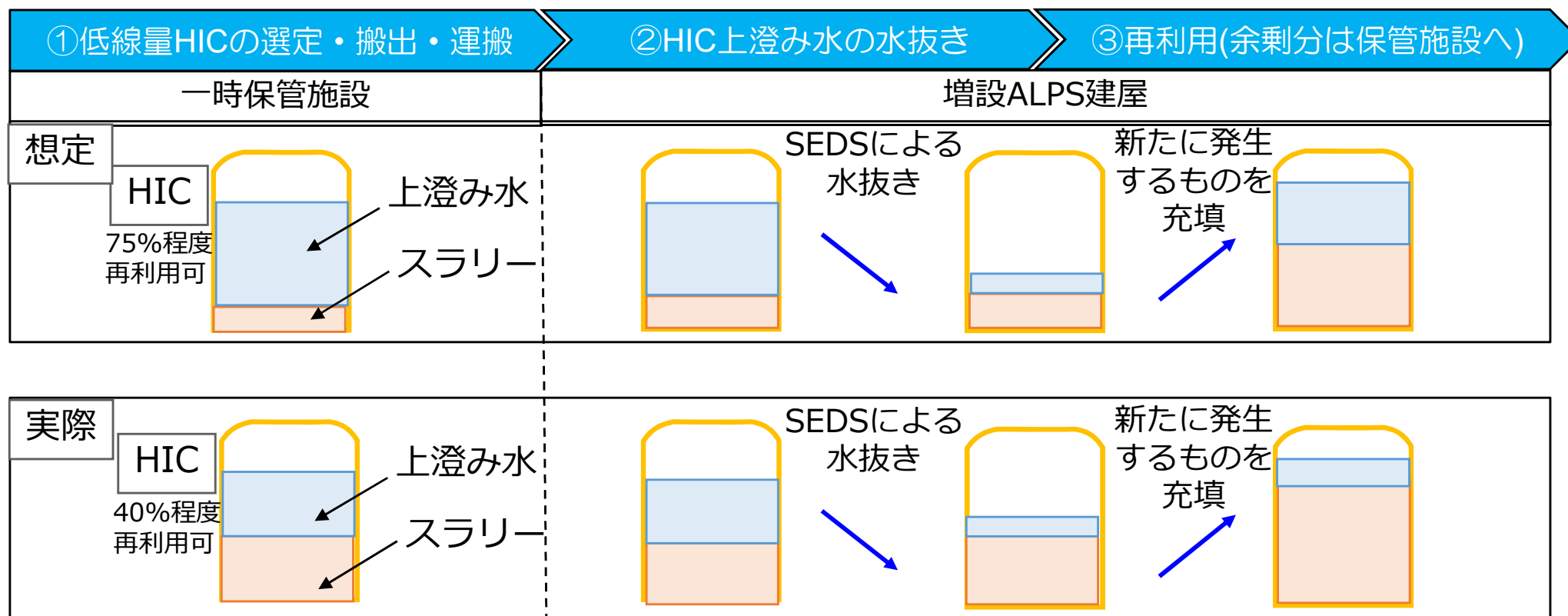
使用済みセシウム吸着塔一時保管施設 エリア概略



Product(C)[2020] DigitalGlobe, Inc., a Maxar company.

(参考) 低線量HICの再利用

- セシウム吸着塔一時保管施設に保管中の表面線量の低いHIC 約400基程度を対象に、スラリーを吸い込まない高さまで上澄み水を抜き、空き容量分を再利用する。
- 上記により、約300基分の新規HICの発生を抑制できると想定。
- 増設多核種除去設備建屋にて実施し、1~2基/週ペースの水抜きを目標とする。
- 実作業を開始したところ、想定よりもスラリー高さが高いことが判明し、低減効率が75%⇒40%とおおよそ半減となった。



- 監視・評価検討会におけるコメント事項への回答内容は以下の通り。

なお、「スラリー安定化処理設備に関する審査上の論点※」については、基本設計ならびに耐震設計内容が固まり次第、説明予定。

※審査上における論点

論点1.スラリー安定化処理の実現性, 論点2.HIC保管容量のひっ迫, 論点3.耐震クラス分類, 論点4.放射線業務従事者の被ばく管理

	監視・評価検討会におけるコメント事項	回答内容
1	<p>スラリー安定化設備に係る閉じ込め等の安全設計について、根拠を示した上で考え方を説明するとともに、提出された実施計画変更認可申請において不足している内容については、速やかに補正を提出すること。 (第88回)</p>	<p>2021年4月15日に実施計画変更認可申請（一部補正）を提出済み。スラリー安定化設備に係る閉じ込め等の安全設計や「1F 耐震設計における地震動とその適用の考え方」を踏まえた耐震設計の見直しを実施中。 基本設計ならびに耐震設計内容が固まり次第、補正申請の対応を進める。 なお、全体工程については資料P3参照。</p>
2	<p>スラリー移し替え作業から得られた情報を整理・検討した上で ①スラリーの抜き出しの実現性（下部スラリーが抜き出せない場合の洗浄による抜き出しの実現性を含む） ②上澄み水と下部スラリーに分離している場合のフィルタープレス機による脱水の実現性について説明すること。 また、コールドのモックアップ試験を含めて具体的な時期（いつ何をするか、いつ資料が提出できるのかなど）を明確に説明すること。その際、試験の試料がスラリーの実性状を適切に模擬できていることを示すこと。（第102回）</p>	<p>①および②に関しては、第103回会合において説明済み。 抜き出し装置のモックアップの工程は、HIC底部スラリーの固化有無の確認を現在実施しており、その結果を踏まえ、モックアップ試験計画を2023年度1Qに説明予定。</p>
3	<p>2022年度内を目途にグローブボックス化案として示す全体工程には、運転開始までに必要な事項を含んだ全体工程を示すこと、その際には成立性を見極めについてホールドポイントを示すとともに、建屋内での配置等も早期に確認すること。 (第103回、第104回)</p>	<p>全体工程については資料P3参照。</p>

2. 3/27 技術会合資料（案）

1. 設備概要

- 設置目的・系統概略図
- 設置位置

2. 措置を講ずべき事項の該当項目

- 技術会合説明内容

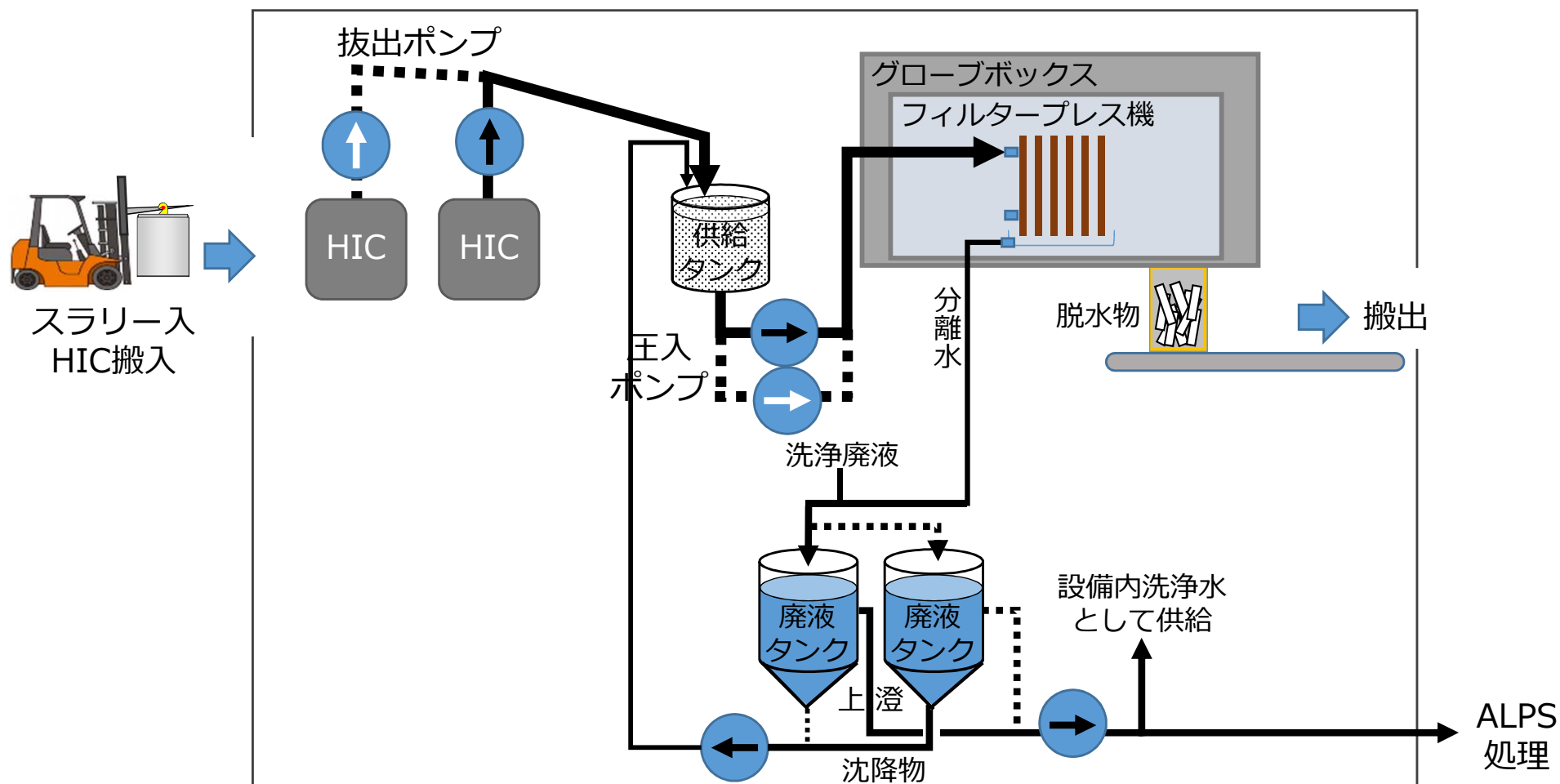
3. 耐震クラス設定方針について（論点①）

- 1-①：インベントリに基づく評価結果
- 1-②：現実的な評価
- 2：施設・設備の特徴に応じた評価
- 換気空調設備の耐震クラスについて
- スラリー安定化処理設備耐震クラス一覧

4. スラリー閉じ込め機能について（論点②）

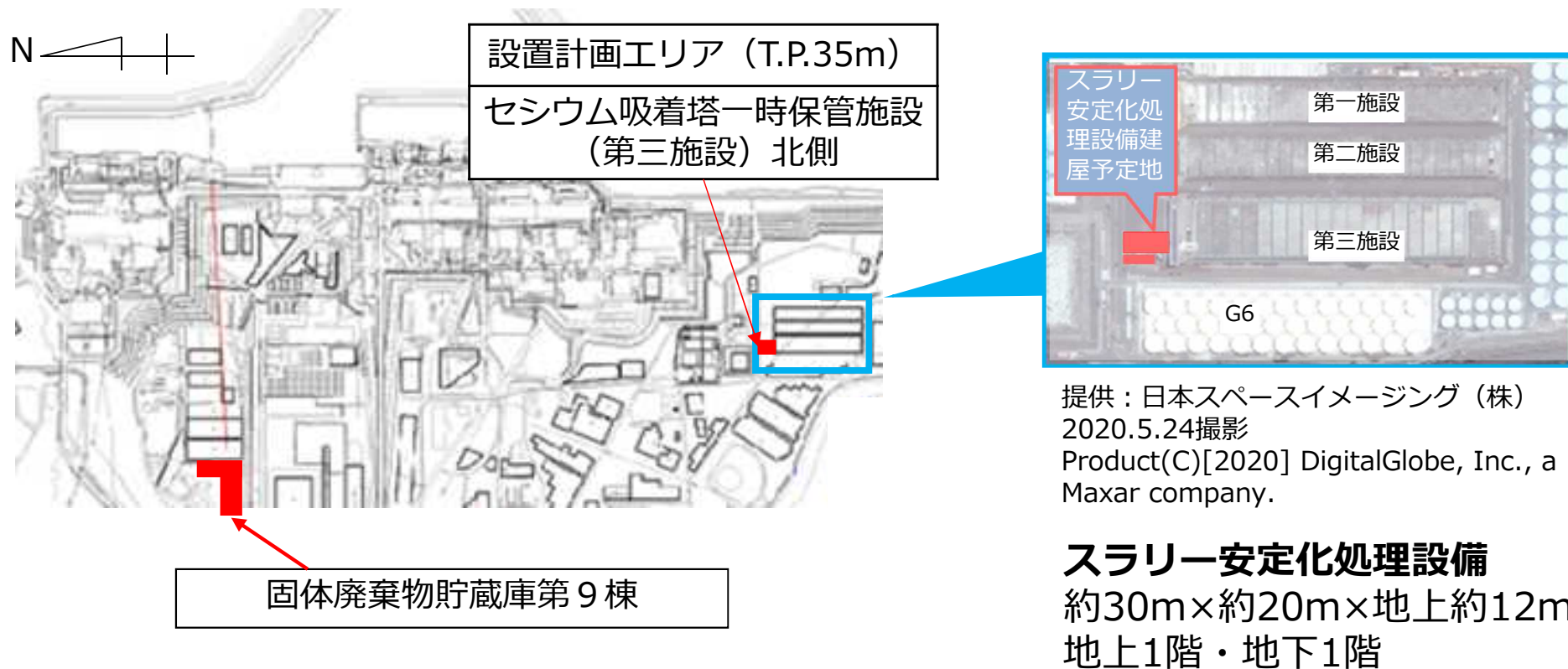
■ 設置目的・設備概略図

- 既設多核種除去設備及び増設多核種除去設備（以下「ALPS」という）等にて発生したスラリーは、高性能容器（以下「HIC」という）に収納し使用済セシウム吸着塔一時保管施設に保管している。
- スラリー安定化処理設備は、HIC内からスラリーを抜き出し・脱水を行い、スラリー漏えいリスクを低減することを目的とする。



■ 設置位置

- スラリー安定化処理設備はHICの保管場所（セシウム吸着塔一時保管施設）近傍に新設し、安定化処理した脱水物は、固体廃棄物貯蔵庫に保管する。



提供：日本スペースイメージング（株）
2020.5.24撮影
Product(C)[2020] DigitalGlobe, Inc., a
Maxar company.

スラリー安定化処理設備
約30m×約20m×地上約12m
地上1階・地下1階

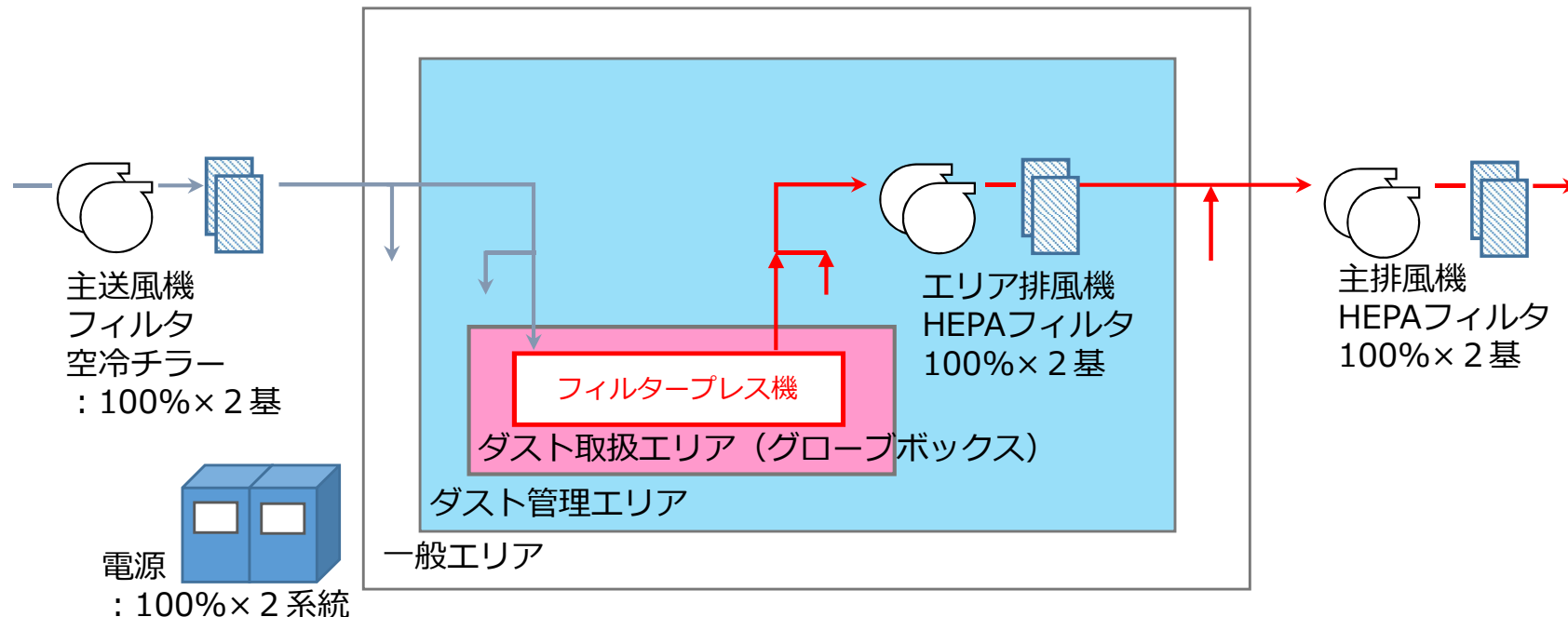
2. 措置を講ずべき事項の該当項目

措置を講ずべき事項に該当する項目	状況	ご説明内容/予定
Ⅱ. 設計、設備について措置を講ずべき事項		
8. 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理	説明中	遮へい対策、保管先の容量等について審査面談にて説明中。
9. 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理	説明中	漏えい防止対策・汚染拡大防止策等について、審査面談にて説明中。
10. 放射性気体廃棄物の処理・管理 今回説明	説明中	換気空調設備の機器仕様、系統設計を踏まえた3段階の閉じ込め対策および負圧管理、基準等への準拠状況を審査面談にて説明中。 今回、技術会合において論点②として説明予定。
11. 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等	説明中	運転中の設備による敷地境界線量への影響および設備からの排気による敷地境界線量への影響について審査面談にて説明中。
12. 作業員の被ばく線量の管理等 次回以降説明予定	説明中	ダスト取り扱いエリア・ダスト管理エリアの雰囲気線量について説明中。具体的な作業内容、被ばく線量について審査面談にて説明中。
13. 緊急時対策	説明予定	対応方針および通信連絡設備・手段について、今後の審査面談にて説明予定。
14. 設計上の考慮 ①準拠規格及び基準	説明中	設計、材料の選定、製作及び検査について適切と認められる規格及び基準に 対する基本方針審査面談にて説明中。
②自然現象に対する設計上の考慮 今回説明	説明中	事故時の公衆被ばく線量評価に応じた耐震クラスの設定方法、評価方法および 評価結果について審査面談にて説明中。 今回、技術会合において論点①として説明予定。
③外部人為事象に対する設計上の考慮	説明予定	設備への不法な接近等に対して講じる措置について今後の審査面談にて説明予定。
④火災に対する設計上の考慮	説明中	設備の主要構造部材の選定に関する基本方針を説明中。
⑤環境条件に対する設計上の考慮 次回以降説明予定	説明中	設備の運転期間での経年劣化に対する方針および保管容器の耐久性について審査面談にて説明中。
⑦運転員操作に対する設計上の考慮	説明中	設備の運転時の誤操作防止措置、誤操作時のインターロック等について審査面談にて説明中。
⑧信頼性に対する設計上の考慮	説明中	設備の安全機能を達成するために講じる措置について、審査面談にて説明中。
⑨検査可能性に対する設計上の考慮	説明中	供用前の健全性確認、機能および能力を確認できる設備であることを審査面談にて説明中。
Ⅲ. 特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項	説明中	廃棄物管理および気体廃棄物管理に関する内容について審査面談にて説明中。

■ 技術会合説明内容

- スラリー安定化処理設備は、特定原子力施設として原子力規制委員会が示す、『特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について（以下：措置を講ずべき事項）』に則り設備を設計する事としている。
- その上で、スラリー安定化処理設備の閉じ込め機能等については、『使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則』に準じた設計とすることで検討を進めている。
- 今回の技術会合では耐震クラス分類（論点①）と、閉じ込め機能（論点②）を中心に説明する。

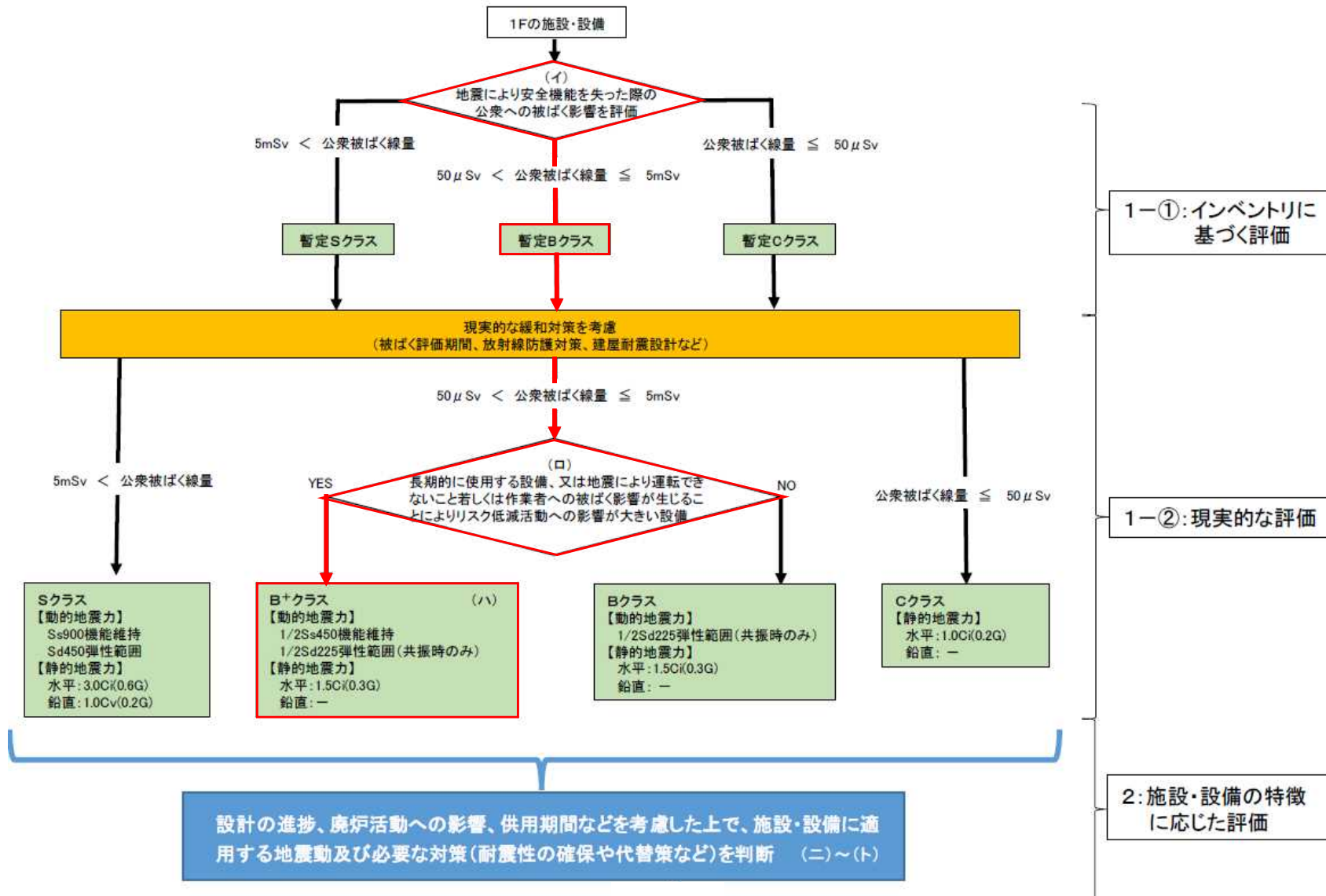
＜参考＞ 換気空調設備の概略系統図



3. 耐震クラス設定方針について（論点①）

- 第51回原子力規制委員会において了承された「東京電力福島第一原子力発電所における耐震クラス分類と地震動の適用の考え方」に基づくフローに従って耐震クラスの設定を行う。

耐震クラス分類と施設・設備の特徴に応じた地震動の設定及び必要な対策を判断する流れ



設計の進捗、廃炉活動への影響、供用期間などを考慮した上で、施設・設備に適用する地震動及び必要な対策(耐震性の確保や代替策など)を判断 (二)~(ト)

3. 耐震クラス設定方針について（論点①）

- 第51回原子力規制委員会において了承された「東京電力福島第一原子力発電所における耐震クラス分類と地震動の適用の考え方」に基づくフローに従って耐震クラスの設定を行う。

【(イ)： 地震により安全機能を失った際の公衆被ばく影響】

- 核燃料施設等の耐震クラス分類を参考にして、地震による安全機能喪失時の公衆被ばく線量により、S、B、Cを分類する。液体放射性物質を内包する施設・設備にあっては、液体の海洋への流出のおそれのない設計を前提とした線量評価によるものとする。

【(ロ)： 通常のBクラスよりも高い耐震性が求められるB+クラスの対象設備の要件】

- 「運転できないこと若しくは作業者への被ばく影響が生じることによりリスク低減活動への影響が大きい設備」の具体例は以下のとおり。
 - ・ 建屋滞留水・多核種除去設備などの水処理設備、使用済燃料をプールからより安定性の高い乾式キャスクへ移動させるために必要な燃料取出設備等。
 - ・ 閉じ込め・遮へい機能喪失時の復旧作業における従事者被ばく線量が1日当たりの計画線量限度を超える設備等。

【(ハ)： B+クラスの1/2Ss450機能維持】

- 1/2Ss450に対して、運転の継続に必要な機能の維持や閉じ込め・遮へい機能の維持を求める。
- 令和4年3月16日の福島県沖地震の地震動が1/2Ss450を上回った周期帯に固有振動数を有する施設・設備は、当該地震動による施設・設備の機能への影響を評価する。

【(ニ)： 耐震性の確保】

- 地震力の算定に際しては、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせる。

【(ホ)： 耐震性の確保に対する代替策】

- 耐震性の確保の代替策として、耐震性の不足に起因するリスクを早期に低減させるための対策を講ずるとしてもよい。具体例は以下のとおり。
例：中低濃度タンクや吸着塔一時保管施設等の耐震性の不足に起因するリスクを早期に低減させる対策として、耐震性の高い建屋やタンクへの移替え及び移管、スラリー安定化処理設備や海洋放出設備による処理等を早期に行うことを想定。

【(ヘ)： 上位クラスへの波及的影響】

- 上位クラスへの波及的影響がある場合、原則上位クラスに応じた地震動を念頭に置くが、耐震クラス分類の考え方と同様に、下位クラスによる波及的影響を起因とする敷地周辺の公衆被ばく線量も勘案し、適切な地震動を設定する。

【(ト)： 液体放射性物質を内包する設備】

- 多核種除去設備等で処理する前の液体等、放出による外部への影響が大きい液体を内包する設備については、Ss900に対して、海洋に流出するおそれのない設計とすることを求める（滞留水が存在する建屋、ALPS処理前の水や濃縮廃液を貯留するタンクの堰等）。これ以外の液体を内包する設備については、上位クラスの地震動に対する閉じ込め機能の確保又は漏えい時の影響緩和対策を求める[※]。

※：設備自体を耐震CクラスからBクラスに格上げ、周囲の堰等に上位クラスの地震動に対して閉じ込め機能を維持する、漏えい時に仮設ホースによる排水等の機動的対応を講ずる等により、海洋への流出を緩和する措置を想定。

3. 耐震クラス設定方針について（論点①）

■ 1 – ①：インベントリに基づく評価結果

- 地震による安全機能（遮蔽機能・閉じ込め機能）を失った際の公衆被ばく影響が、1週間（7日間）継続した際の公衆被ばく線量を算出する。
- 公衆被ばく線量は直接線・スカイシャイン線、大気拡散による合算値とする。
- 下表の評価値は、フィルタープレス機を小型化しグローブボックス内に据え付ける設計に見直す前の設計値より評価しているため暫定値であるが、設計の見直しにより評価値は下がる見込みである。

評価項目	敷地境界線量値（暫定値）
直接線及びスカイシャイン線による影響	2.0E-02mSv/事象※1
大気拡散による影響	7.6E-01mSv/事象※1
公衆被ばく線量	7.8E-01mSv/事象

※1
評価の詳細は
補足1を参照

50μSv < **0.78mSv** ≤ 5mSvとなり、耐震クラス分類は『暫定Bクラス』となる。

■ 1 – ②：現実的な評価

- 現実的な緩和対策を考慮
 - 被ばく評価期間：考慮せず
 - 放射線防護対策：考慮せず
 - 建屋耐震設計：考慮せず
- 長期的に使用する設備、又は地震により運転できないこと若しくは作業員への被ばく影響が生じることによりリスク低減活動への影響が大きい設備
 - スラリー安定化処理設備は、多核種除去設備等から発生するスラリーの処理を継続的に行うことから、『長期的に使用する設備』に該当すると考えている。

上記により、スラリー安定化処理設備の耐震クラス分類は『**B+クラス**』となる。

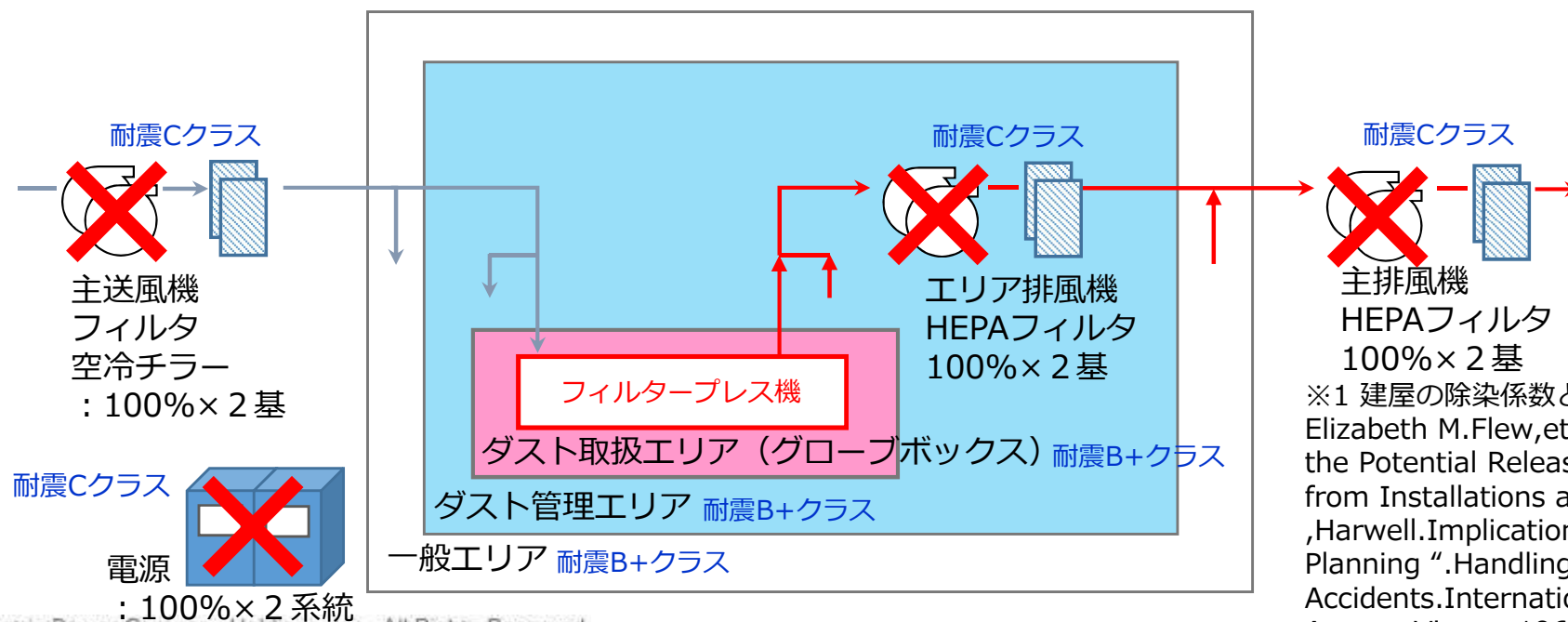
■ 2：施設・設備の特徴に応じた評価

- 設計の進捗、廃炉活動への影響、供用期間などを考慮した上で、施設・設備に適用する地震動及び必要な対策（耐震性の確保や代替策など）を判断（二）～（ト）
 - （二）：耐震性の確保
 - ✓ 地震力の算定に際しては、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせる。
 - （ホ）：耐震性の確保に対する代替案
 - ✓ 該当せず
 - （へ）：上位クラスへの波及的影響
 - ✓ スラリー安定化処理設備内において、『B+クラス』設備と『Cクラス』設備が混在する事になるが、下位クラスが破損した場合においても上位クラスに波及的影響が無い様に設計する。
 - （ト）：液体放射性物質を内包する設備
 - ✓ スラリー安定化処理設備は、海洋から離れた箇所に設置することとしている。
 - ✓ また、本設備でスラリー及び分離水を取扱う機器は、漏えい拡大防止堰内に設置するとともに堰内には漏えい検知器を設置し、漏えいが発生した場合には仮設ホースによる排水等の機動的対応を講ずる。

3. 耐震クラス設定方針について（論点①）

■ 換気空調設備の耐震クラスについて

- 耐震クラス判定フローに基づいて評価した結果、スラリー安定化処理設備の遮蔽機能や閉じ込め機能を担う建屋及び主要設備については、耐震クラスは「B+」クラスと考えている。
- 一方、換気空調設備については、当該設備の機能喪失による放射線影響の程度により、耐震クラスを設定する。
- 換気空調設備停止時の公衆被ばく影響評価方法
 - 電源の計画外停止または換気空調設備の故障により、換気空調設備が全停する事象を想定し、放出されるインベントリでの大気拡散による影響を評価する。
 - 換気空調設備全停により、ダスト取扱エリア（グローブボックス）空気中のインベントリ全量がダスト管理エリアへ流出し、そのうち1/10^{*1}が屋外へ放出されることを想定する。（建屋内は無風状態のため、経時的に空気中へ移行する放射性物質は考慮しない。）
 - なお、換気空調設備のうち一部のファンのみが運転を続ける事象を避けるため、フィルタの差圧、各エリアの負圧等を監視し、基準値を外れる場合には換気空調設備を全停するインターロックを設ける。



※1 建屋の除染係数として10を考慮。
Elizabeth M.Flew, et al. "Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning ". Handling of Radiation Accidents. International Atomic Energy Agency. Vienna, 1969, IAEA-SM-119/7

3. 耐震クラス設定方針について（論点①）

- 以下の評価より、事象発生時の公衆の被ばく線量は約0.09 μ Sv/事象である。

評価項目	敷地境界線量値（暫定値）
公衆被ばく線量（大気拡散による影響）	8.1E-02 μ Sv/事象

50 μ Sv以下となるため、耐震クラス分類は『Cクラス』となる。

<ダスト管理エリアの濃度>

- グローブボックス内の空気中のインベントリ全量が、ダスト管理エリアへ流出し、均質に拡散することを想定する。グローブボックスは実際には容易に漏れいしない構造であるが、ここでは全量が流出すると想定する。
- 評価の結果、ダスト管理エリア空気中のSr-90濃度は8.0E-02Bq/cm³に上昇する。（評価の詳細は補足2表1参照）

<公衆の被ばく線量評価>

- ダスト管理エリア空気中のインベントリの1/10が屋外へ流出することを想定する。
- 評価の結果、公衆の被ばく線量は8.1E-02 μ Sv（約0.09 μ Sv）である。（評価の詳細は補足2表2参照）

<作業者の被ばく線量評価>

- ダスト管理エリア空気中のSr-90濃度8.0E-02Bq/cm³は、電動ファン式全面マスクの着用にて応急対策程度の作業が実施可能な濃度である。（評価の詳細は補足2表3参照）
- ただし、被ばく線量低減の観点から、可搬式のファン・HEPAフィルタ・発電機によりダスト管理エリアの浄化を行う。なお、ダスト管理エリア／一般エリア間の壁面に仮設ダクトを接続するための取り口を設置する。

<非常用電源の設置>

- 換気空調設備の停止時においても、公衆への著しい放射線被ばくのリスクが小さいことから非常用発電機は設置しない。

3. 耐震クラス設定方針について（論点①）

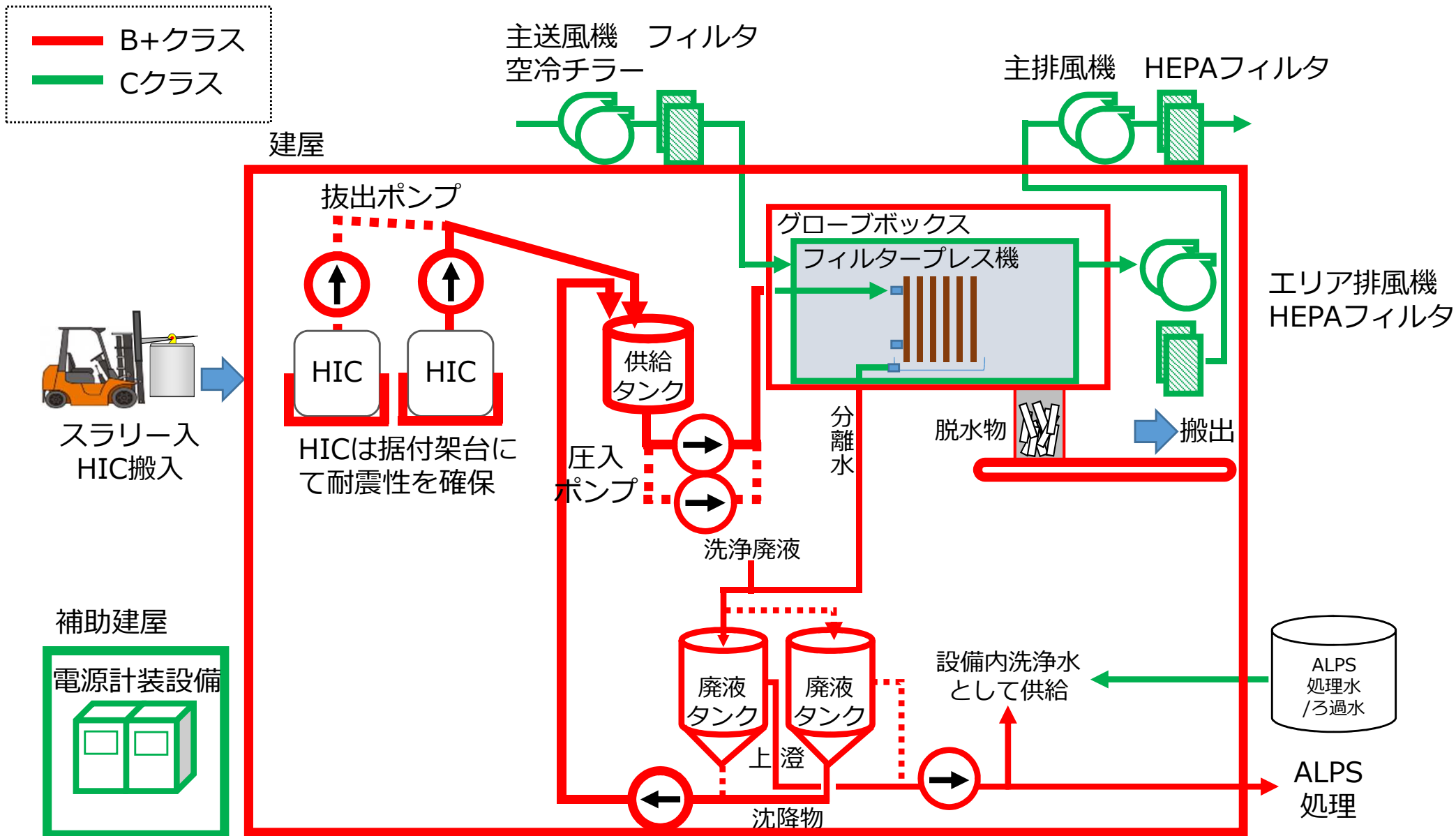
■ スラリー安定化処理設備耐震クラス一覧

➤ スラリー安定化処理設備を構成する各設備の耐震クラスは以下の通り設定する。

設備名称	安全機能	耐震クラス	理由
建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・遮蔽機能 ・閉じ込め機能 ・漏えい拡大防止機能（建屋床） 	B+	公衆被ばく評価結果は $50\mu\text{Sv} < 0.78\text{mSv} \leq 5\text{mSv}$ であり、長期的に使用することから耐震クラス分類は『B + クラス』とする。
スラリー及び圧搾水を扱う配管、タンク、ポンプ等	<ul style="list-style-type: none"> ・遮蔽機能 ・閉じ込め機能 	B+	同上。
グローブボックス	<ul style="list-style-type: none"> ・閉じ込め機能 	(B+)	グローブボックスが破損した場合についても公衆被ばく評価（約 $0.09\mu\text{Sv}$ ）は、軽微であり『Cクラス』と考えるが、主要設備への波及的影響を踏まえ『B + クラス』とする。
脱水物保管容器	<ul style="list-style-type: none"> ・遮蔽機能 ・閉じ込め機能 	(B+)	グローブボックスと接続時に波及的影響を踏まえ『B + クラス』とする。
換気空調設備	<ul style="list-style-type: none"> ・閉じ込め機能 	C	公衆被ばく評価結果は約 $0.09\mu\text{Sv} < 50\mu\text{Sv}$ であることから耐震クラス分類は『Cクラス』とする。
フィルタープレス	(スラリー圧搾機能)	C	閉じ込め機能・遮へい機能等の要求がなく、公衆被ばくに直接影響しない機器の耐震クラス分類は、『Cクラス』とする。
電源・計装設備	(電源供給機能) (計測機能)	C	同上。
その他、安全機能に関わらない設備	(圧縮空気供給機能) (ろ過水供給機能)	C	同上。

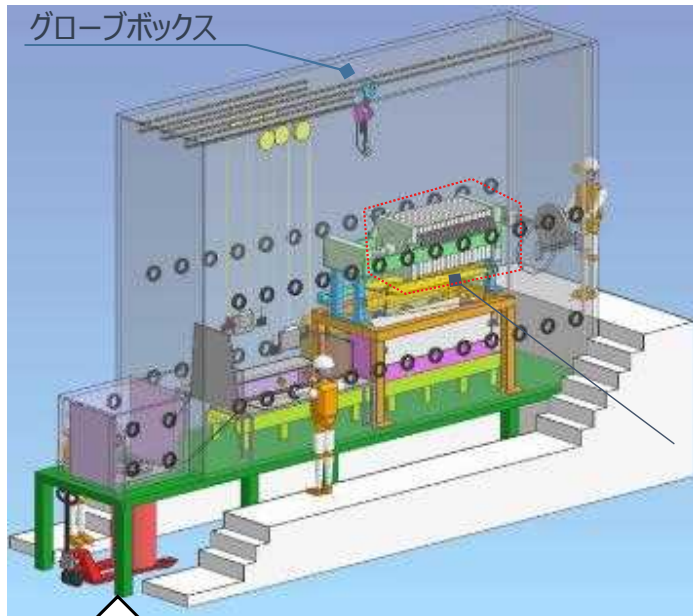
3. 耐震クラス設定方針について（論点①）

- スラリー安定化処理設備を構成する各設備の耐震クラスを下図に示す。



4. スラリー閉じ込め機能について（論点②）

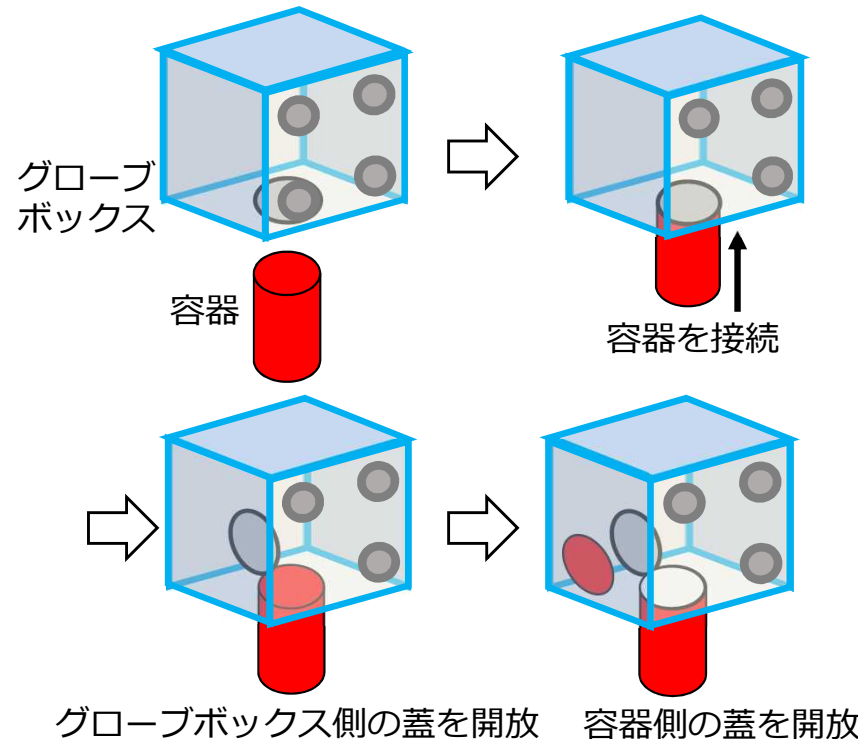
- スラリーをダスト取扱エリアに閉じ込めるため、フィルタプレス機はグローブボックス内に設置する。
 - グローブボックスに給気・排気ラインを接続して負圧管理を行い、放射性物質のグローブボックス外への漏出を防止する。
 - スラリー、洗浄水等のグローブボックス内への供給、排水等のグローブボックス外への排出は配管を通じて行う。負圧管理の妨げとならないよう配管がグローブボックスを貫通する箇所は気密処理を行うとともに、配管には逆止弁、U字部等を設ける。
 - フィルタプレス機から発生する脱水物は、容器とグローブボックスがバウンダリを確保したまま脱着できる設計（ダブルドア式）とすることにより、グローブボックス外の空気に触れずに搬出を行う。
 - フィルタプレス機の清掃、ろ布・ろ板交換等のメンテナンスはグローブボックス内で実施する。なお、道工具、消耗品、ろ布・ろ板等のグローブボックスへの搬出入にはバッグイン・バッグアウト操作を行う。詳細は今後、実機を用いた適用性・成立性検証を行い確認する。



容器

グローブボックスの設計は今後の適用性・成立性検証を踏まえて見直し予定。

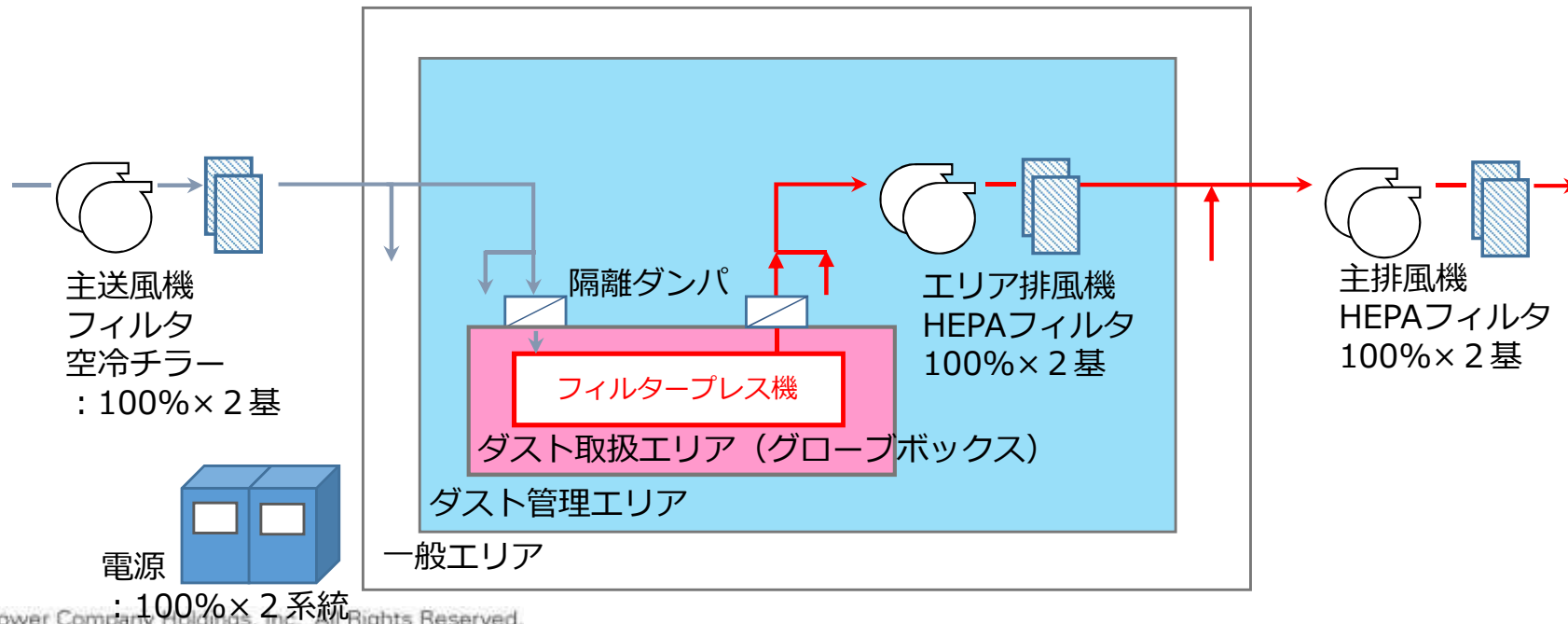
■ グローブボックスと容器の接続手順



※取り外しは逆の手順で行う

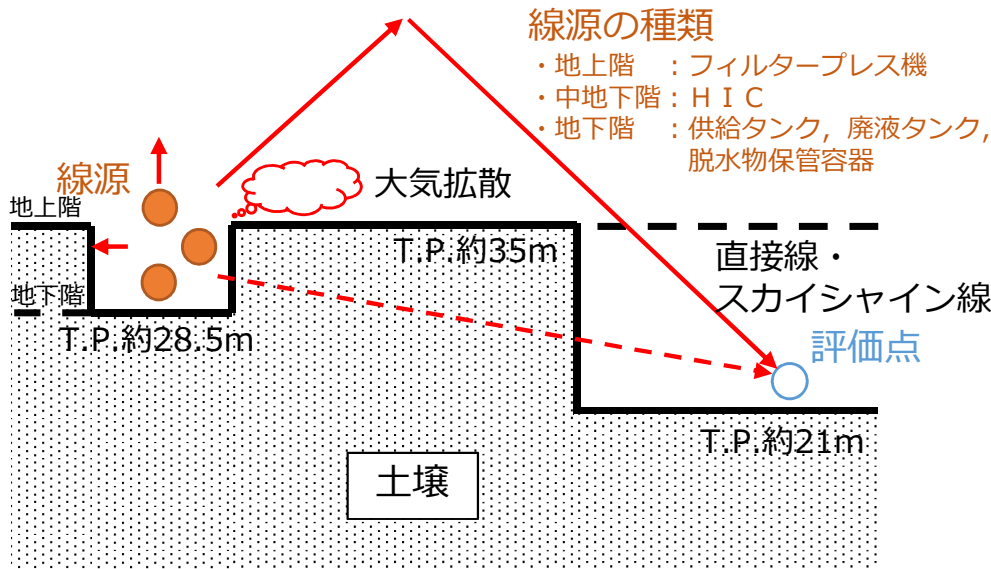
4. スラリー閉じ込め機能について（論点②）

- スラリーの閉じ込めを多重的に行うため、ダスト取扱エリア（グローブボックス）以外にダスト管理エリア、一般エリアも負圧管理を行い、一般エリア、ダスト管理エリア、ダスト取扱エリアの順に負圧を低くする設計とする。（規則解釈2条四、2条八②）
 - 換気空調設備は異なる二系統の常用電源から受電できる構成とし、片系停止時においても受電元の切替えが可能な設計とする。
 - ダスト取扱エリアの給気・排気ラインには隔離ダンパを設置し、送排風機が停止した場合は隔離ダンパが自動閉止される設計とし、建屋外と隔離する。
 - 一般エリアーダスト取扱エリアが直接接続される配管等の貫通部は設けず、ダスト管理エリアを経由して接続する設計とする。
 - シャッター等の開閉により、エリア間に圧力差を維持出来ない場合は、事前にダストモニタで空気中放射性物質濃度の有意な上昇がないことを確認の上で開閉する。



＜補足 1＞ 安全機能（遮蔽・閉じ込め機能）喪失時の公衆被ばく影響評価

- 設備の設置位置、評価点について
 - 設備の設置標高はT.P. 約35m(地上階) とし、敷地境界での評価点は本設備から最も近いBP7とし、本設備からの距離約250m、評価点高さはT.P.約21mとした。
- 評価モデル
 - 建屋及び機器が消失し、線源となる機器がその設置位置で遮へい機能を喪失したものと評価。
 - 土壌による遮へい効果を考慮して評価。
- 線源強度
 - スラリーのSr-90(Y-90)濃度は $1.4E+7Bq/cm^3$ 。
- 評価結果
 - 直接線・スカイシャイン線の線量は1週間（7日間）あたり $2.0E-02mSv/事象$ 。（暫定値。詳細は下表参照）
 - 本評価は、フィルタープレス機を小型化しグローブボックス内に据え付ける設計に見直す前の設計値より評価しているが、設計の見直しにより評価値は下がる見込みである。



線源	基数	体積	敷地境界線量
	[基]	[m ³]	[mSv]
供給タンク	1	13	2.5E-03
廃液タンク	2	18	5.4E-03
H I C	2	6.05	2.7E-03
フィルタープレス機	1	1.05	4.8E-03
脱水物保管容器	1	6.73	3.7E-03
合計	-	-	2.0E-02

- 公衆被ばく線量の算出に用いたインベントリ
 - 設備の運転状態を考慮し、スラリー安定化処理設備の保有するスラリーの体積を下表の通り20m³に設定。
 - スラリーのSr-90(Y-90)濃度を 1.4E+7Bq/cm³に設定し、Sr-90(Y-90)インベントリ量は2.80E+14Bqとする。
- 設備の設置位置、評価点について
 - 設備の設置標高はT.P. 約35m(地上階)とし、評価点の位置は本設備の中心から各陸側10方位内における敷地境界の最至近点とした。
- 放出期間・放出量
 - 放出期間は第103回監視評価検討会資料3-1にて示されている7日間として設定した。
 - 放出量は五因子法を用いて算出した。（次頁参照）
- 被ばく経路
 - 被ばく経路は「グラウンドシャインによる外部被ばく」「クラウドシャインによる外部被ばく」「クラウド吸入による内部被ばく」の3種類とした。

線源	基数[基]	体積[m ³]	備考
供給タンク	1	8.63	運用上、供給タンクの液位が低になり、F P 機での脱水が終了するまで次のHIC 2 基はスラリー安定化設備建屋へ搬入しないことから、供給タンク液位低での保有量(2.58m ³) + H I C 2 基(6.05m ³)の体積を設定する。
フィルタープレス機	1		
H I C	2		
廃液タンク	2	0	当該タンクはスラリーをフィルタープレス機に通した後のろ液を溜める設備であることから、保有する放射性物質量はHIC及び脱水物保管容器にて計上し、廃液タンクでは計上しない。
脱水物保管容器	1	6.73	保管先での線量制限値より、表面線量が30mSv/hとなる脱水物体積を設定し、これをスラリー体積に換算。
合計	—	15.36	切り上げて20m ³ とする。

■ 気象データ

- 原子炉設置変更許可申請書（6号原子炉施設の変更）添付書類6に記載の気象データである「1979年4月1日～1980年3月31日（1979年度）」の気象データを使用した。

■ 放出量

- 放出量の算出はDOE、NRCにおいても標準的な評価手法（DSA、ISA）として採用されており、実施計画変更申請においても既に評価を適用している「五因子法」により評価した。
- 放出量は保守的に放出期間（7日間）における静置時の飛散率も考慮した。

項目	記号	単位	値	備考
放射性物質質量	MAR	Bq	2.80E+14※1	
MARのうち事故の影響を受ける割合	DR	-	1	保守的に1と設定する。
霧困気中に放出され浮遊する割合	ARF	-	5.00E-05	落下時の飛散率（事象当たり）※2
	ARR	-	4.00E-07	静置時の飛散率（時間当たり）※2
肺に吸入され得る微粒子の割合	RF	-	1	保守的に1と設定する。
環境中へ漏れ出る割合	LPF	-	1	保守的に1と設定する。
五因子法による放射性物質放出量	ST	Bq	3.29E+10※1	$MAR \times DR \times (ARF + (ARR \times 7d \times 24h)) \times RF \times LPF$

※1：暫定値

※2：U.S. Department of Energy, AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES, Volume I - Analysis of Experimental Data, DOE-HDBK-3010-94 December 1994

- 安全機能（閉じ込め機能）喪失時の大気拡散の評価結果は以下の通り。

【評価結果】

- 大気拡散による影響は $7.6E-01$ mSv/事象。（暫定値）
- 本評価は、フィルタプレス機を小型化しグローブボックス内に据え付ける設計に見直す前の設計値より評価しているが、設計の見直しにより評価値は下がる見込みである。

	評価値[mSv]
クラウドシャインによる外部被ばく	7.6E-06
グランドシャインによる外部被ばく	3.3E-01
クラウドの吸入による内部被ばく	4.3E-01
合計	7.6E-01

◆ 雰囲気中に放出され浮遊する割合

■ 拡散係数ARFの適用性について

- 放射性物質の空中放出に関する実験データの集積知として、米国エネルギー省、米国規制庁にて採択の実績がある「DOE HANDBOOK AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES DOE-HDBK-3010-94」（以後DOE HANDBOOK）から引用した。
- DOE HANDBOOKでは、放射性物質の各形態（固体、液体、スラリー等）における、実験データを基にしたこぼれ、火災、地震等の一般的な災害・事故を想定した放射性物質落下時の飛散率ARFと呼吸取込率RFの記載がある。
- 本事象は地震による機器破損における内包スラリーの漏えい事象であることから、DOE HANDBOOK中3.1項のスラリーの自由落下液滴事象(Free-fall spills of slurries)での以下のARFとRFを参照し、ARFを5E-5と設定した。なおRFはDOE HANDBOOK上では0.8であるが保守的に1.0と設定した。

- Free-fall spills of slurries, 3-m fall distance, <40% solids.

Median

ARF 2E-5/RF 0.7

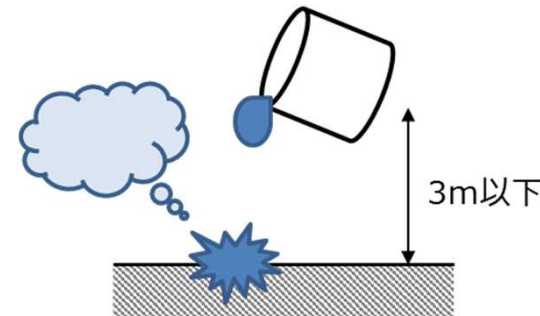
Bounding

ARF 5E-5/RF 0.8

(DOE HANDBOOK Page3-4抜粋)

- ◆ 雰囲気中に放出され浮遊する割合
- 拡散係数ARFの適用性について(続き)
 - ここで、DOE HANDBOOK中3.1項のスラリーの自由落下液滴事象の適用条件として、以下2条件が記載されている。

- ✓ 液滴落下高さ：3m
- ✓ 固形分濃度：40w%未満



本設備の場合、スラリーは全てタンク等の機器内にあり、スラリーの3m以上の自由落下は想定されないことから、適用条件の液滴落下高さ3mを下回る。またスラリー脱水物の含水率は50～60%としており、適用条件の固形分濃度40w%未満から逸脱するが、固形分濃度が上がれば脱水物の粘度が増加し、飛散が押さえられる方向となることから、保守側の設定となっている。

◆ 雰囲気中に放出され浮遊する割合

■ 拡散係数ARRの適用性について

- DOE HANDBOOKでは、放射性物質の各形態（固体、液体、スラリー等）における、実験データを基にしたこぼれ、火災、地震等の一般的な災害・事故を想定した放射性物質が漏えい後屋外での滞留時の飛散率ARRと呼吸取込率RFの記載がある。
- 本事象は地震による機器破損における内包スラリーの漏えい事象であることから、DOE HANDBOOK中3.1項のスラリーの屋外の低風速状態での滞留時の風による巻き込み放出事象(Aerodynamic Entrainment and Resuspension)での以下のARRとRFを参照し、ARRを4E-7/hr、RFは1.0と設定した。
 - Indoors, on heterogeneous surface (stainless steel, concrete), low airspeeds up to normal facility ventilation flow; Outdoors, pool for low windspeeds.

Bounding

ARR 4E-7/hr; RF 1.0

(DOE HANDBOOK Page3-5抜粋)

- ◆ 霧囲気中に放出され浮遊する割合
- 拡散係数ARRの適用性について(続き)
 - ここで、DOE HANDBOOK中3.1項の液体としての屋外の低風速状態での滞留時の風による巻き込み放出事象の適用条件として、3.2.4.5項に以下の条件が記載されている。

Even the
spray release from large outdoor pond values would not exceed a value of $4E-7/hr$ for 5m/s
windspeed, and would be expected to be considerably less.

本設備での取り扱い物質はスラリー状であることから液体よりも粘性は高く、実際の飛散率は液体としての飛散率より低くなると考えられるため、本数値を適用することは保守的であると考えます。

また、屋外設備周辺で常時5m以上の風速が保たれるとは考えられないため、適用条件は満たされる。

＜補足 2＞ 換気空調設備停止時の公衆被ばく影響評価

- グローブボックス内の空気中のインベントリ全量が、ダスト管理エリアへ流出した場合の空間濃度は8.0E-02Bq/cm³。（暫定値）

表1：ダスト管理エリア空気中のSr-90濃度（換気空調設備停止時）

項目	単位	値	備考
スラリー中のSr-90濃度【A】	Bq/cm ³	1.40E+07	
FPのスラリー格納容量【B】	m ³	5.00E-02	保有量50Lを想定
FPのSr-90保有量【C】	Bq	7E+11	A×B×10 ⁶
グローブボックスの容積【D】	m ³	2.43E+01	幅4.5m×奥行1.35m×高さ4mを想定
雰囲気中に放出され浮遊する割合【E】	-	5.00E-05	出典※1より
グローブボックス瞬間最大空間濃度【F】	Bq/cm ³	1.44E+00	C×E/(D×10 ⁶) 表外に補足を記載※2
ダスト管理エリアへ流出する割合【G】	-	1.00E+00	全量漏えいを想定
ダスト管理エリアへ流出するSr-90量【H】	Bq	3.50E+07	D×F×10 ⁶ ×G
ダスト管理エリアの容積【I】	m ³	4.40E+02	幅12.1m×奥行7.40m×高さ6mを想定。 グローブボックス4基の容積は除外。
ダスト管理エリアの空間濃度【J】	Bq/cm ³	7.95E-02	H/(I×10 ⁶)

※1：U.S. Department of Energy, AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES, Volume I - Analysis of Experimental Data, DOE-HDBK-3010-94 December 1994

※2：この値は瞬間最大値のため実際には低減するが保守的に一定とする。また、複数のFPで同時に脱水物を落下させることは発生し難いこと、グローブボックス内空間濃度は瞬間最大値を用いていることから、フィルタープレス機/グローブボックスは1基として本評価を実施している。

- グローブボックス内の空気中のインベントリ全量が、ダスト管理エリアへ流出し、その1/10が屋外へ流出することを想定した場合の公衆の被ばく線量は8.1E-02μSv/事象。（暫定値）

表2：公衆の被ばく線量評価（換気空調設備停止時）

項目	単位	値	備考
ダスト管理エリアの容積【A】	m ³	4.40E+02	表1のIより
ダスト管理エリアの空間濃度【B】	Bq/cm ³	7.95E-02	表1のJより
屋外へ流出する割合【C】	-	1.00E-01	出典※1より
屋外へ流出するSr-90量【D】	Bq	3.50E+06	A×B×10 ⁶ ×C
公衆の被ばく線量【E】	μSv	8.1E-02	施設全体の閉じ込め機能喪失評価（系外放出3.29E+10Bqにて7.6E-01mSv）より線形補間にて算出

※1 建屋の除染係数として10を考慮。

Elizabeth M.Flew, et al. "Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning". Handling of Radiation Accidents. International Atomic Energy Agency. Vienna, 1969, IAEA-SM-119/7

- ダスト管理エリアのSr-90空間濃度の想定最大値にて、電動ファン式全面マスクの着用で作業可能な時間は27時間。（暫定値）

表3：電動ファン式全面マスク着用での作業可能時間

項目	単位	値	備考
ダスト管理エリアの空間濃度【A】	Bq/cm ³	7.95E-02	表1のJより
電動ファン式全面マスクの防護係数【B】	-	1.00E+03	JIS T 8150 呼吸用保護具の選択、使用及び保守管理方法より電動ファン付き呼吸用保護具の値
実効線量係数【C】	mSv/Bq	7.7E-05	核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示より
呼吸量【D】	cm ³ /h	1.2E+06	出典※1より成人活動時の呼吸率
作業者の呼吸域とサンプリング位置との空气中放射性物質濃度比【E】	-	10	被ばく線量の測定・評価マニュアル2000（原子力安全技術センター）より
記録レベル(3カ月あたり2mSv)を超過しない作業時間【F】	h	27	実効線量の評価式より算出 実効線量(2mSv) = A×C×D×作業時間×E/B

※1 E. F. Keith, L. W. Richard, N. B. Christopher, P. S. Jerome, R. C. Allan, "Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides," FEDERAL GUIDANCE REPORT NO. 13, 1999.

◆ 屋外へ流出する割合の適用性について

- IAEA文書では、放射性物質の放出量を見積もるための手法を記載しており、見積もるための係数として建屋からの放出割合を記載している。
- 本事象は建屋が健全な状況で換気空調設備が停止することを想定していることから、屋外へ流出する割合は0.1と設定した。

表：建物から放出されて浮遊する物質の割合

建物の条件	係数(factor)
ガスの放出(建屋の損傷状態を問わない)	1.0
揮発性および微粒子のエアロゾルの放出(建屋は深刻に損傷し、無いに等しい状態)	—
爆発による場合	1.0
火事による場合(係数に温度上昇を見込む)	0.1
揮発性および微粒子のエアロゾルの放出(建屋は損傷無しまたは若干損傷)	0.1
フィルターを通過して放出される微粒子	0.01

『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（2回目）』に
関する当社の認識について

2023年3月14日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 第105特定原子力施設監視・評価検討会（2/20）に提示した当社意見との相違点について

【当社意見との相違点】

➤ 大型廃棄物保管庫耐震補強完了（①）

当社意見：目標時期 「2025年度」から「今後の更なる目標（2026～2034年度）」へ変更
3月1日原子力規制委員会です承された内容：目標時期「2025年度」に設定（1回目より変更なし）

⇒「大型廃棄物保管庫耐震補強完了」は、現在、建屋の耐震補強範囲や補強方法の検討を進めている状況。建屋の補強の検討には、課題が多く、補強工事完了までに相応に時間を要することが想定されるため、一部の吸着塔受入開始時期の前倒しの検討を進めながら、現段階では2026年度の補強工事完了を目指している。

➤ 脱水処理・回収物の保管施設設計完了/固化処理計画策定（②）

当社意見：項目名称 「脱水処理・回収物の保管施設設計完了/固化処理計画策定」から、
「脱水処理・回収物の保管施設設計完了」へ変更

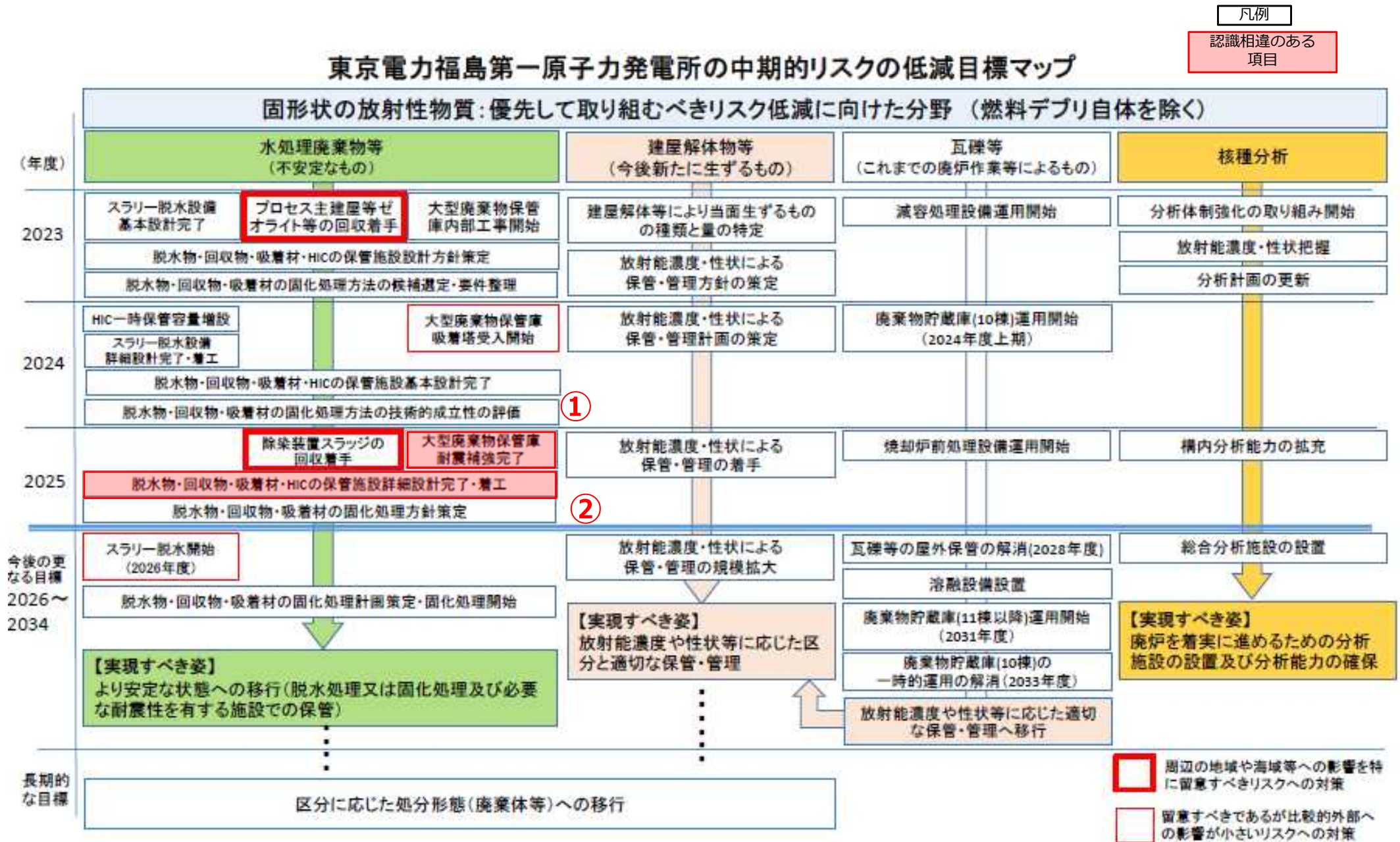
3月1日原子力規制委員会です承された内容：項目名称

「脱水処理・回収物・吸着材：HICの保管施設詳細
設計完了・着工」

⇒今後新たに必要となる脱水処理・回収物の保管施設の設計は、2023年度に設計方針を策定、2024年度に基本設計を行い、詳細設計は2025年度末頃までかかる見込みである。その後、実施計画変更認可申請を行い、認可後に着工予定であるため、着工は、2026年度以降になる見込みである。

- 当社意見との相違はあるものの、リスクマップに掲げられた目標達成に向けて取り組んでいく。

参考. 中期的リスクの低減目標マップの改訂 (2回目)



参考. 中期的リスクの低減目標マップの改訂 (1回目)

凡例

認識相違のある項目

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

固形状の放射性物質: 優先して取り組むべきリスク低減に向けた分野 (燃料デブリを除く)



 周辺の地域や海域等への影響を特に留意すべきリスクへの対策
 留意すべきであるが比較的外部への影響が小さいリスクへの対策