

1号機 PCV内ペデスタルの状況を踏まえた対応状況 (コメント回答)

2023年7月27日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

No.	実施日	指摘事項	回答内容
1	2023.6.5 技術会合	被ばく評価について、過去の調査でPCV内の汚染度合いとして、α核種による汚染も確認されたデータがあるので、これまでに認められた事実に基づき評価すること。	本資料「1.」で説明。
2	2023.6.5 技術会合	大型カバーでどの程度直接放出量を低減ができるのかを示すこと。	本資料「3.」で説明。
3	2023.6.5 技術会合	RPVペDESTAL支持機能低下における機動的対応で示された「影響の緩和措置」は、具体的に何をどのくらいの時間で行うのか整理すること。	本資料「2.」で説明。
4	2023.6.5 技術会合	万が一のRPV等の傾斜・沈下によるダスト飛散に対する影響緩和策として、最も有効であると思われる、窒素封入の停止について、今後以下を示すこと。 ・窒素封入を停止するトリガーとなる事象。 ・窒素封入停止をする時間、窒素封入停止後ダスト濃度の低下を確認し、窒素封入を再開する手順等の対策の一連の具体的な流れ。 ・実施計画における運転上の制限(LCO)との関係の整理。	本資料「2.」で説明。
5	2023.6.5 技術会合	次回以降、ペDESTALの支持機能が失われた場合のRPV、PCVの構造上への影響を技術会合で議論するので検討を進めること。	準備ができた検討結果について7月頃より順次説明。
6	2023.6.5 技術会合	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)について、1号機の優先度は高く、試験のタイミングはなるべく早くすべき。引き続き、試験の時期・意義について検討すること。	本資料「4.」で説明。
7	2023.6.5 技術会合	PCVの鋼材に対する腐食の進展の影響について、局所的な腐食の懸念を次回以降の会合で具体的な説明をすること。	本資料「5.」で説明。

1. ダスト飛散による影響の追加評価
 - 1-1 放出される核種を追加した場合の影響評価

2. ダスト放出抑制対策の検討
 - 2-1 ペDESTAL支持機能低下時の対応の整理
 - 2-2 窒素封入停止策の検討状況

3. 大型カバーによるダスト放出抑制効果

4. 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況

5. PCV内の局所的な腐食の懸念

1. ダスト飛散による影響の追加評価

1-1 放出される核種を追加した場合の影響評価

- 第10回技術会合で示したケースA-1（RPV支持構造物が座屈。接続配管等を引っ張りながらRPVが沈下。PCVに大開口が発生。構造物の表面汚染物が表面乾燥状態でこすられて剥離。）では、1号機AWJ時にダストモニタにてα核種が検出されなかった実績より、Cs汚染を想定して敷地境界での実効線量を評価。
- 過去のPCV内部調査等で回収された試料からα核種が確認されていることを踏まえ、ケースA-1から更に想像を広げ、構造物の表面汚染物にもα核種が含まれ、放出されることを想定したケーススタディを実施。
- 本想定を追加しても事故時の基準5mSv/事象を下回ることから、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないとする。

ダスト汚染の想定と敷地境界での実効線量

ケース	前回	今回	
	A-1	A-1a	A-1b
ダスト発生対象	RPV外表面積で剥離すると仮定		
ダスト汚染の想定	Cs汚染	Cs汚染 + 全α検出限界濃度※1 より設定したα汚染	Cs汚染 + 試料分析結果※2 より設定したα汚染
実効線量	約0.03mSv/事象	約0.03mSv/事象	約0.03mSv/事象
(α核種の寄与)	(-)	(約0.00009mSv/事象)	(約0.00008mSv/事象)

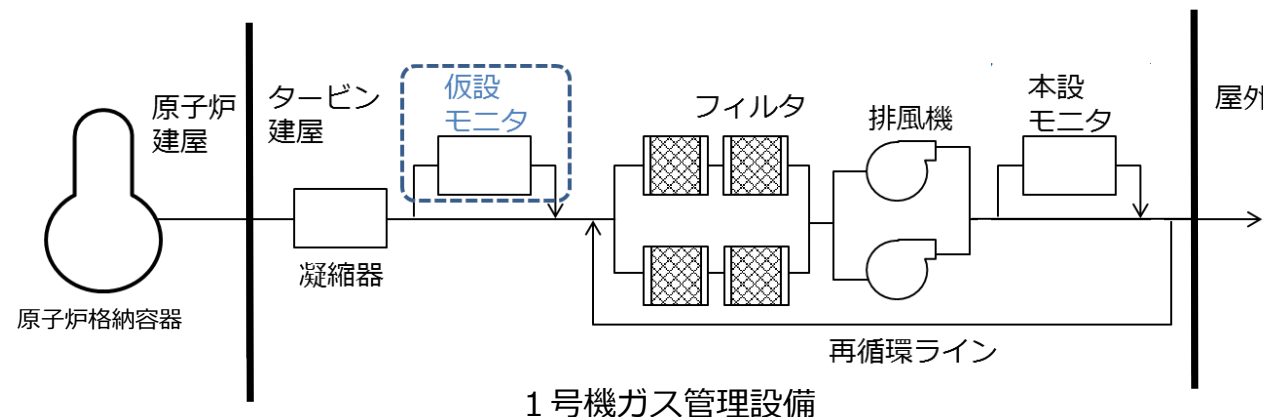
<ダスト発生シナリオと被ばく評価条件の保守性>

- インナースカートは座屈に至らないと判断しているが、万が一座屈が生じたと仮定
- 上部構造物（RPV/RSW/ペDESTAL他）が1.3m程度沈下した場合でもペネ部の構造健全性（PCV閉じ込め機能）は維持されると考察しているが、PCVに大開口が発生すると仮定
- PCV内は湿潤状態でダストは飛散し難い環境だが、乾燥状態を仮定
- PCV内で発生したダストは、PCV内で時間の経過とともに拡がるが、瞬時に拡がると仮定
- PCVから漏えいするダストは、PCVからの漏えい箇所の一部が捕集され、残りのダストは建屋内に滞留して沈着・沈降により減少し、建屋からの漏えい箇所ですらに捕集されて減少する見込みだが、PCVや建屋からの漏えい箇所での捕集効果、建屋での沈着・沈降効果がないと仮定

※1：1号機AWJの全β最大ピーク濃度（約2.7E-2Bq/cm³）を記録した際、α核種は検出されなかったが、その際の全α検出下限値（約4E-7Bq/cm³）を全α濃度と仮定し、それに相当する全α汚染密度をRPV外表面積に設定。

※2：「廃棄物試料の分析結果（1～3号機原子炉建屋内瓦礫）」平成31年4月25日、IRID/JAEAより、1号機格納容器堆積物の核種分析結果を代表に、α核種/Cs-137の組成比を求め、前回示したRPV外表面積に設定したCs汚染密度(Cs-137)に乗じてα核種の汚染密度を設定。

- ダスト発生源
 - 影響を想定する構造物表面の汚染密度
 - 1号機AWJの全β最大ピーク濃度（約 $2.7E-2Bq/cm^3$ ）を記録した作業箇所を基準としてCs汚染密度を想定。
（密度を特定することはできないので、作用面積に応じてダスト飛散を想定）
 - 仮設モニタ(下図)において上記の全β最大ピーク濃度を記録した際にα核種は検出されなかったが、過去の調査でPCV内でのα核種の汚染が確認されていることから、α汚染を設定。上記の全β最大ピーク濃度を記録した際の全α検出下限値（約 $4E-7Bq/cm^3$ ）を全α濃度と仮定し、その際の作業箇所を基準として全α汚染密度を想定。



- 給排気条件
 - 窒素封入継続： $30m^3/h$ （1h）
 - PCVガス管理設備トリップ： $0m^3/h$ （バウンダリ開放）
- 低減効果
 - 漏えい箇所捕集効果DF1（バウンダリ開放により低減効果無し）
 - 放出経路での低減割合（PCV内ダスト沈着を考慮）
- 被ばく経路
 - 放射性雲中核種からの外部被ばく、吸入による内部被ばく
 - 地表沈着核種からの外部被ばく、再浮遊した核種の吸入による内部被ばく

- 事象発生初期のPCV内浮遊ダスト濃度 (Bq/cm³)

核種	ダスト濃度 (Bq/cm ³)
Cs-134	1.1E+01
Cs-137	7.5E+01
全α	1.3E-03

} ケースA-1に同じ

- 環境へ放出される放射能量(Bq)

核種	放出量 (Bq)
Cs-134	2.4E+08
Cs-137	1.7E+09
全α	2.8E+04 [※]

} ケースA-1に同じ

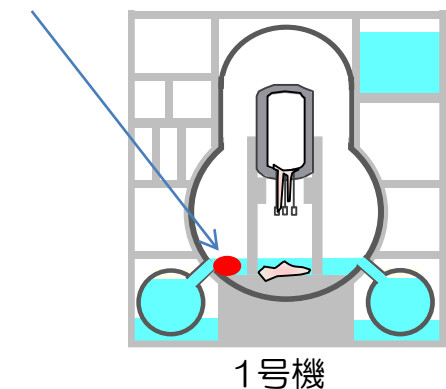
※線量評価の際は、評価結果が保守的になるように、全αの放出量(Bq)に対して、被ばく経路別に最も大きなα核種の線量換算係数及びγ線実効エネルギーを適用。

- ダスト発生源
 - 影響を想定する構造物表面の汚染密度
 - 1号機AWJの全β最大ピーク濃度（約 $2.7E-2Bq/cm^3$ ）を記録した作業箇所を基準としてCs汚染密度を想定。
（密度を特定することはできないので、作用面積に応じてダスト飛散を想定）
 - 1号機格納容器堆積物の核種分析結果※1からα核種/Cs-137の組成比を代表的に求め、上記Cs汚染密度(Cs-137)に乗じてα核種の汚染密度を想定。

※1：「廃棄物試料の分析結果（1～3号機原子炉建屋内瓦礫）」平成31年4月25日、IRID/JAEA

- 給排気条件
 - 窒素封入継続： $30m^3/h$ （1h）
 - PCVガス管理設備トリップ： $0m^3/h$ （バウンダリ開放）

PCV底部堆積物



- 低減効果
 - 漏えい箇所捕集効果DF1（バウンダリ開放により低減効果無し）
 - 放出経路での低減割合（PCV内ダスト沈着を考慮）
 - α核種はPCVから放出されるまでに $1/100$ ※2

※2：α核種はCs137に比べて、気相中に浮遊し続けることが難しく、PCV外に放出されにくい傾向があることを分析データから確認し、実施計画（2号機原子炉格納容器内部詳細調査 アクセスルート構築作業時の影響評価について）では、α核種はPCVから放出されるまでに $1/100$ 倍に低減されることを考慮した被ばく評価条件としている。本評価においても、PCV内の分析データから設定したα核種がPCV外に放出するまでに $1/100$ の低減が得られるものと想定。

- 被ばく経路
 - 放射性雲中核種からの外部被ばく、吸入による内部被ばく
 - 地表沈着核種からの外部被ばく、再浮遊した核種の吸入による内部被ばく

- 事象発生初期のPCV内浮遊ダスト濃度(Bq/cm³)

核種	ダスト濃度 (Bq/cm ³)
Cs-134	1.1E+01
Cs-137	7.5E+01
U-234	3.7E-05
U-235	7.5E-07
U-236	5.8E-06
U-238	8.9E-06
Np-237	4.9E-06
Pu-238	5.6E-02
Pu-239	5.4E-03
Pu-240	8.9E-03
Pu-242	4.7E-05
Am-241	3.3E-02
Cm-242	2.3E-04
Cm-244	4.2E-02

ケースA-1に同じ

α核種：分析結果※に記載のα核種

ダスト濃度：分析結果※から求めたα核種/Cs-137の組成比をCs137ダスト濃度に乗じて設定

※「廃棄物試料の分析結果（1～3号機原子炉建屋内瓦礫）」平成31年4月25日、IRID/JAEAにおける1号機格納容器堆積物の核種分析結果

- 環境へ放出される放射エネルギー(Bq)

核種	放出量 (Bq)
Cs-134	2.4E+08
Cs-137	1.7E+09
U-234	8.4E+00
U-235	1.7E-01
U-236	1.3E+00
U-238	2.0E+00
Np-237	1.1E+00
Pu-238	1.3E+04
Pu-239	1.2E+03
Pu-240	2.0E+03
Pu-242	1.0E+01
Am-241	7.3E+03
Cm-242	5.2E+01
Cm-244	9.4E+03

} ケースA-1に同じ

- 「廃棄物試料の分析結果（1～3号機原子炉建屋内瓦礫）」平成31年4月25日、IRID/JAEA

原子炉建屋瓦礫(格納容器堆積物, TIP配管閉塞物) 核種分析結果(1/2)

試料名	放射能濃度[Bq/試料]					
	⁵⁵ Fe (約2.7年)	⁶⁰ Co (約5.3年)	⁶³ Ni (約100年)	⁵⁴ Mn (約312日)	⁹⁰ Sr- ⁹⁰ Y (約29年)	⁹³ Zr (約1.5 × 10 ⁶ 年)
1号機格納容器堆積物	(1.7±0.1) × 10 ⁴	(1.1±0.1) × 10 ⁴	(6.6±0.1) × 10 ³	—	(6.1±0.1) × 10 ⁴	(1.6±0.1) × 10 ⁰
2号機TIP配管閉塞物	(7.7±0.1) × 10 ⁵	(9.5±0.1) × 10 ⁵	(1.7±0.1) × 10 ⁵	(5.2±0.1) × 10 ²	(2.0±0.1) × 10 ³	(3.9±0.3) × 10 ⁻¹

試料名	放射能濃度[Bq/試料]					
	^{93m} Nb (約16年)	⁹⁴ Nb (約2.0 × 10 ⁴ 年)	⁹³ Mo (約4.0 × 10 ³ 年)	⁹⁹ Tc (約2.1 × 10 ⁵ 年)	¹⁰⁶ Ru- ¹⁰⁶ Rh (約374日)	^{110m} Ag (約250年)
1号機格納容器堆積物	(2.6±0.1) × 10 ¹	(3.4±0.7) × 10 ⁻¹	<2 × 10 ⁰	(4.6±0.2) × 10 ⁰	(7.7±0.1) × 10 ²	(1.1±0.1) × 10 ²
2号機TIP配管閉塞物	(1.2±0.1) × 10 ²	(2.1±0.1) × 10 ⁰	(8.3±1.9) × 10 ⁻²	<3 × 10 ⁻¹	<8 × 10 ⁰	—

試料名	放射能濃度[Bq/試料]					
	^{121m} Sn (約55年)	¹²⁶ Sn (約2.3 × 10 ⁵ 年)	¹²⁵ Sb (約2.8年)	¹³⁴ Cs (約2.1年)	¹³⁷ Cs (約30年)	¹⁴⁴ Ce (約285日)
1号機格納容器堆積物	(1.6±0.1) × 10 ³	(9.7±0.2) × 10 ⁰	(7.3±0.2) × 10 ⁴	(2.4±0.1) × 10 ⁵	(3.2±0.1) × 10 ⁶	(1.4±0.2) × 10 ³
2号機TIP配管閉塞物	(1.1±0.2) × 10 ¹	<3 × 10 ⁻¹	(1.6±0.1) × 10 ²	(2.9±0.2) × 10 ³	(3.1±0.1) × 10 ⁴	<5 × 10 ⁰

⇒ a核種/Cs-137の組成比算出では、分析値(計数誤差除く)を使用 (赤枠□が参照値)

- 「廃棄物試料の分析結果（1～3号機原子炉建屋内瓦礫）」平成31年4月25日、IRID/JAEA

原子炉建屋瓦礫(格納容器堆積物, TIP配管閉塞物) 核種分析結果(2/2)

試料名	放射能濃度[Bq/試料]					
	¹⁵² Eu (約14年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)	¹⁵⁵ Eu (約4.8年)	²³⁴ U (約2.5 × 10 ⁵ 年)	²³⁵ U (約7.0 × 10 ⁸ 年)	²³⁶ U (約2.3 × 10 ⁷ 年)
1号機格納容器堆積物	<5 × 10 ¹	(3.8 ± 0.1) × 10 ³	(1.7 ± 0.1) × 10 ³	(1.6 ± 0.2) × 10 ⁰	(3.2 ± 0.1) × 10 ⁻²	(2.5 ± 0.1) × 10 ⁻¹
2号機TIP配管閉塞物	<3 × 10 ⁰	(5.0 ± 0.2) × 10 ¹	(2.2 ± 0.1) × 10 ¹	(9.9 ± 2.2) × 10 ⁻⁵	(1.5 ± 0.3) × 10 ⁻⁶	(3.3 ± 0.8) × 10 ⁻⁶

試料名	放射能濃度[Bq/試料]					
	²³⁸ U (約4.5 × 10 ⁹ 年)	²³⁷ Np (約2.1 × 10 ⁶ 年)	²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹ Pu (約2.4 × 10 ⁴ 年)	²⁴⁰ Pu (約6.6 × 10 ³ 年)	²⁴¹ Pu (約14年)
1号機格納容器堆積物	(3.8 ± 0.1) × 10 ⁻¹	(2.1 ± 0.1) × 10 ⁻¹	(2.4 ± 0.1) × 10 ³	(2.3 ± 0.1) × 10 ²	(3.8 ± 0.1) × 10 ²	(3.9 ± 0.1) × 10 ⁴
2号機TIP配管閉塞物	(1.8 ± 0.1) × 10 ⁻⁵	<6 × 10 ⁻⁵	(6.4 ± 1.2) × 10 ⁻²	(1.4 ± 0.3) × 10 ⁻²	(5.0 ± 1.0) × 10 ⁻³	<5 × 10 ⁻²

試料名	放射能濃度[Bq/試料]			
	²⁴² Pu (約3.7 × 10 ⁵ 年)	²⁴¹ Am (約4.3 × 10 ² 年)	²⁴² Cm (約163日)	²⁴⁴ Cm (約18年)
1号機格納容器堆積物	(2.0 ± 0.1) × 10 ⁰	(1.4 ± 0.1) × 10 ³	(1.0 ± 0.1) × 10 ¹	(1.8 ± 0.1) × 10 ³
2号機TIP配管閉塞物	<2 × 10 ⁻⁶	(4.0 ± 0.3) × 10 ⁻²	(2.9 ± 1.3) × 10 ⁻³	(3.8 ± 0.5) × 10 ⁻²

⇒ α核種/Cs-137の組成比算出では、分析値(計数誤差除く)を使用 (赤枠□が参照値)

- 2020年10月13日面談資料「2号機原子炉格納容器内部詳細調査アクセスルート構築作業時の影響評価について」

1. PCV内ダスト浮遊量

X-6ペネ内堆積物のWJによる洗浄・落下による浮遊

ダスト浮遊量[Bq]
=放射能濃度[Bq/g]×堆積物量[g]×気相移行率[-]

<放射能濃度> (α核種, β核種の考慮)

- α核種として, 2号機ガイドパイプシールリングのスミアの結果に基づき, Am-241/Cs-137放射能比を1と設定。
- PCV外へ放出されるまでに1/100に低減されると想定。
- β核種として, PCVガス管理システムにおける過去のPCVガス濃度測定結果に基づき, Sr-90をCs-137の放射能比25倍に設定。

【参考】 2号機PCV内部調査装置のサーベイ結果

TEPCO

➢ サブリアゲ日 : 2019年2月28日

➢ 表面線量率 : 左下図の図中参照 [(y) : 1cm線量当量率, (β+y) : 70μm線量当量率]

➢ 表面汚染密度 : フロントシール部をスミアサンプリングした試料のγ線核種分析および全α計測を実施

- 全α/Cs-137存在比 : 8×10^{-1}
- γ線核種分析の検出核種 : 右下表参照

・備考 : スミアの表面線量率(β+y)が高いため, サーベイ員や分析員の被ばく低減を考慮してスミアを別のスミアで再サンプリングし, 相対濃度[存在比]を評価した(スミアをスミアでサンプリングする際の採取効率を設定できないため, 定量評価はできない)。

スミアサンプリング

シール部

調査装置

フロントシールおよび調査装置の養生保管の様子

検出核種	Cs-137に対する存在比
Co-60	4×10^{-1}
Ru-106	1×10^0
Rh-106	1×10^0
Sb-125	5×10^{-1}
Cs-134	9×10^{-2}
Cs-137	-
Ce-144	5×10^{-1}
Eu-154	1×10^0
Eu-155	6×10^{-1}
Am-241	8×10^{-1}

PCV内外部のα核種の広がりに関するデータ

TEPCO

<Cs-137に対するα核種の存在比>

	1号機	2号機	3号機
①PCV内汚染物	2017/4 α核種分析* 6×10^{-2} [2]	2019/2 全α計測 8×10^{-1} [1]	-
②PCVガス管理設備 フィルタ前サンプリング [1] (乾式フィルタ) **	2016/12 全α計測 10^{-4}	2017/5 全α計測 10^{-3}	2017/4 全α計測 -
③PCV内滞留水 [1]	-	2013/8 α核種分析* 10^{-4}	2013/8-2015/9 α核種分析* 10^{-3}
④建屋1階瓦礫等 [1]	2013/10-2015/10 α核種分析* $10^{-7} \sim 10^{-9}$	-	2014/7 α核種分析* $10^{-6} \sim 10^{-7}$
⑤オペアロ瓦礫等 [1]	2015/10-2016/4 α核種分析* $10^{-7} \sim 10^{-8}$	2014/1-2014/5 α核種分析* $10^{-4} \sim 10^{-7}$	-

注 : α核種が検出されたことのあるデータを示す。同じ測定箇所でも、検出線量限界を超える濃度が検出されている訳ではない。

*α核種分析結果のPu-238, Pu-239+240, Am-241, Cm-244の各算出
**PCVガス管理設備フィルタ後の全α計測結果は1~3号機すべてNO

[1]東京電力HD分析データ, http://www.tepco.co.jp/decommission/data/daily_analysis/index.html

[2]東京電力HD, "1~3号機原子炉格納容器内部調査装置サンプリング等の分析結果" 塵埃・汚染水対策チーム報告/事務局会議(第54回)より抽出。

[3]JAEA分析データ, <https://trans-db.jaea.go.jp/FRANDLV/>

図 シールリングスミア結果とα核種の広がり傾向 (参考資料1参照)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

⇒ α核種はPCVから放出されるまでに1/100に低減するものと想定 (赤枠□が参照箇所)

1-1. 被ばく評価結果まとめ

- これまでのペDESTAL強度評価結果等から、大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定しているが、シナリオ想定に保守性を持たせケーススタディを実施。
- 想像を広げたシナリオにおいても、事故時の基準5mSv/事象を下回ることから、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ている。
- 上記の通り、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ているが、万が一の事態に備え今後の方策(閉じ込め強化、機動的対応)を検討している。

ダスト発生シナリオと敷地境界での実効線量

ケース	A-0	A-1	B	
ダスト発生シナリオ	事象	RPV支持構造物が 座屈 。 接続配管等を引っ張り ながらRPVが 沈下 。 PCVに 大開口 が発生。		
	発生モード	構造物の表面汚染物が、表面湿潤状態 でこすられて剥離。	構造物の表面汚染物が、表面乾燥状態 でこすられて剥離。	RPVに残存・付着した燃料デブリ が、 乾燥状態 で 振動により浮遊 。
	発生対象	なし。 (PCV内は湿潤環境となっているため、PCV内のダスト濃度の増加は限定的)	1号機AWJ最大ダスト濃度を記録した汚染表面の比例倍。 (RPV外表面積で剥離すると仮定)	燃料デブリ11.2ton ※ (燃料の全てが粉状と仮定)
実効線量	極めて軽微	約0.03mSv/事象	約0.04mSv/事象	

<ダスト発生シナリオと被ばく評価条件の保守性>

- ・インナースカートは座屈に至らないと判断しているが、万が一座屈が生じたと仮定(ケース共通)
- ・上部構造物(RPV/RSW/ペDESTAL他)が1.3m程度沈下した場合でもベネ部の構造健全性(PCV閉じ込め機能)は維持されると考察しているが、PCVに大開口が発生すると仮定(ケース共通)
- ・PCV内は湿潤状態でダストは飛散し難い環境だが、乾燥状態を仮定(ケースA-1、B)
- ・RPVに残存・付着した燃料デブリは塊状になっているものも混在しているが、燃料の全てが粉状と仮定(ケースB)
- ・PCV内で発生したダストは、PCV内で時間の経過とともに拡がるが、瞬時に拡がると仮定(ケースA-1、B)
- ・PCVから漏えいするダストは、PCVからの漏えい箇所の一部が捕集され、残りのダストは建屋内に滞留して沈着・沈降により減少し、建屋からの漏えい箇所ですらに捕集されて減少する見込みだが、PCVや建屋からの漏えい箇所での捕集効果、建屋での沈着・沈降効果がないと仮定(ケースA-1、B)

既往最大のダスト濃度を計測した1号機AWJ実績に基づく、**表面汚染物からのダスト飛散**を想定したシナリオ。

燃料デブリからダストが発生することを仮定したシナリオ。

2021年2月、2022年3月の地震(双葉町・大熊町：震度6弱)でも、構造物の表面汚染物や燃料デブリに力が加わった可能性はあるが、**PCV内ダスト濃度上昇として検知されるほどのダスト追加発生は確認されていない。その観測事実は考慮せず、当該状況が発生し、ダスト追加発生があるものと仮定**したシナリオ。

※ 以下の参考文献から、RPV底部およびRPV下部CRDハウジングに付着した燃料デブリに含まれる燃料(UO₂)として、11.2tonとした。(参考)平成26年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金「事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化」、IRID

1-3. 被ばく評価 (①ダスト発生想定：ケースA-1)



ダスト発生シナリオ

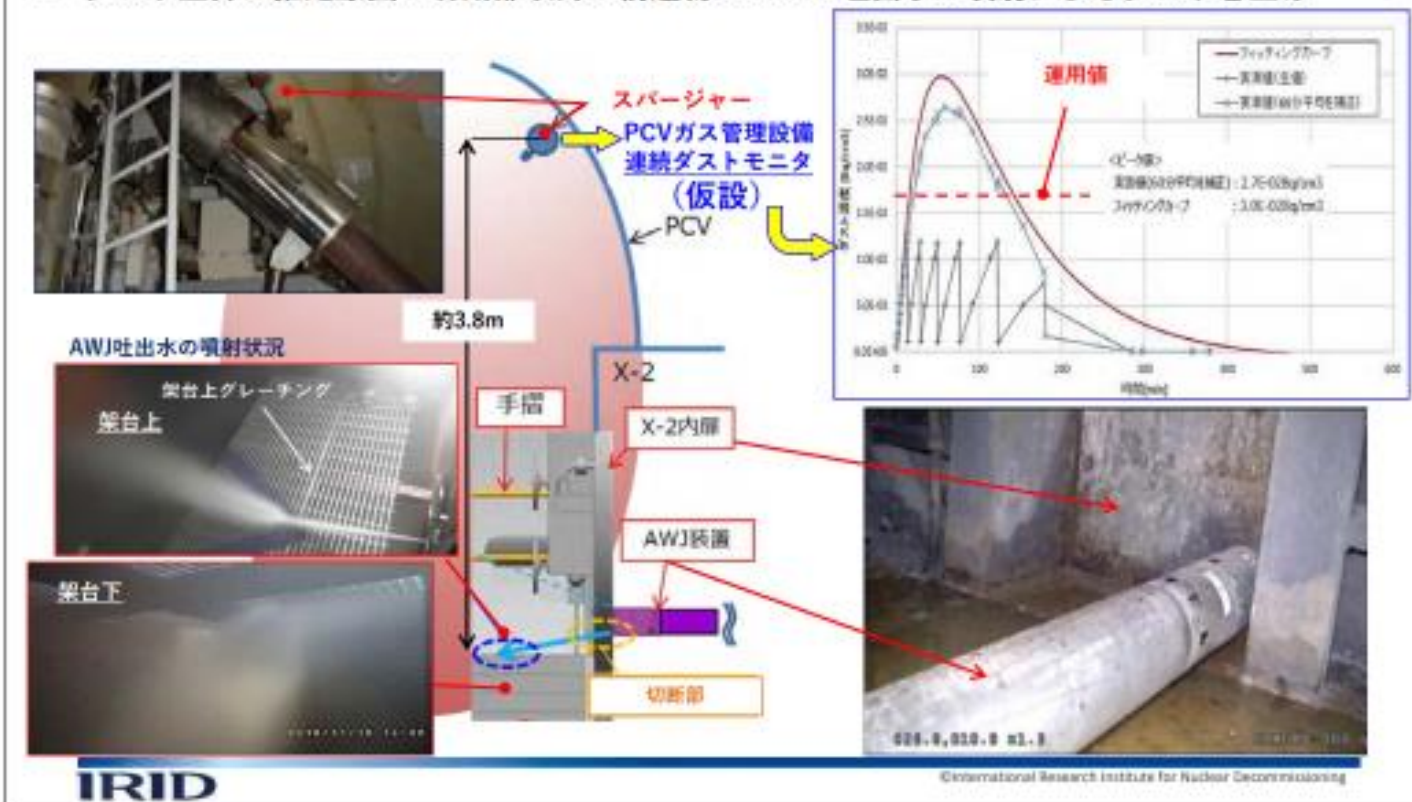
- RPV支持構造物が**座屈**。接続配管等を**引っ張り**ながらRPVが**沈下**。
- **構造物の表面汚染物**が、**表面乾燥状態**で**こすられて剥離**。

ダスト発生想定

4.1 アクセスルート構築

4.1.1 追加対応 背景と目的 -200A内扉AWJ穿孔時のダスト上昇-

- 200A内扉下部切断時に切断部の汚染だけでは説明できないPCV内ダスト濃度上昇を確認
- ダスト上昇の推定原因：切断部以外の構造物へのAWJ吐出水の噴射によるダスト巻き上げ



⑫ 全β最大ピーク濃度約2.7E-2Bq/cm³を確認した2019年6月4日作業において、AWJ吐出水が作用したと考えられる推定面積を基準に、作用面積に対するピーク濃度を評価。
(注)

作用面積にRPV外表面を設定し、AWJ吐出水が作用したと考えられる推定面積の比例倍としてダスト飛散を評価。
なお、全βとしてCs134+137を設定。

(注) PCVガス管理設備ラインに設置した仮設モニタにおいてダスト濃度の上昇は確認されているが、PCVガス管理設備の本設モニタや建屋のモニタに有意な変動は確認されていない。

平成29年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(堆積物対策を前提とした内部詳細調査技術の現場実証) 平成31年度・令和元年度実施分成果報告
令和2年8月 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

【参考】ケースA-1 <評価条件>

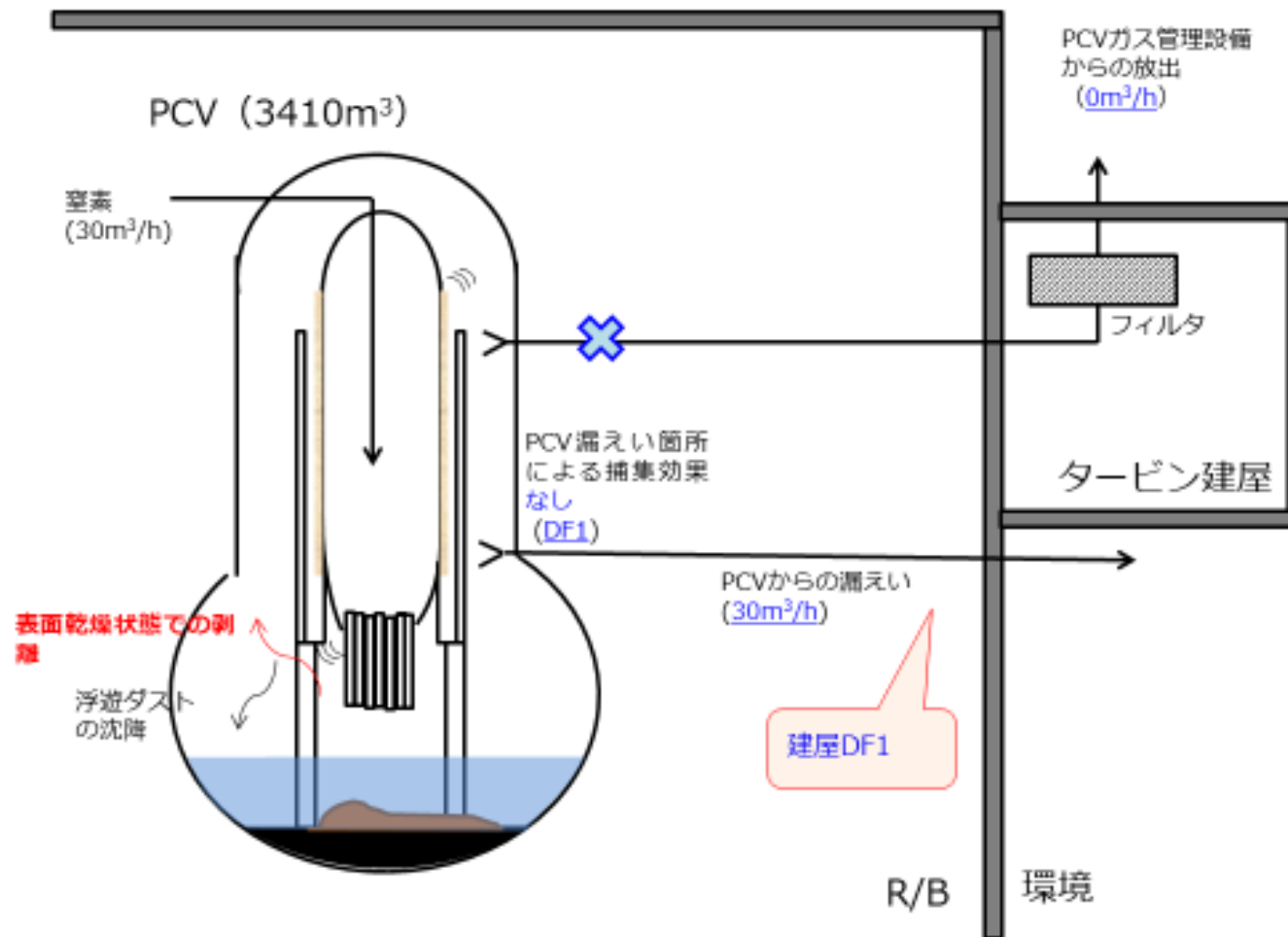
- ダスト発生源
 - 影響を想定する構造物表面の汚染密度
 - 1号機AWJの全β最大ピーク濃度（約 $2.7E-2Bq/cm^3$ ）を記録した作業箇所を基準として汚染密度を想定
（密度を特定することはできないので、作用面積に応じてダスト飛散を想定）
- 給排気条件
 - 窒素封入継続： $30m^3/h$ （1h）
 - PCVガス管理設備トリップ： $0m^3/h$ （バウンダリ開放）
- 低減効果
 - 漏えい箇所捕集効果DF1（バウンダリ開放により低減効果無し）
 - 放出経路での低減割合（PCV内ダスト沈着を考慮）
- 被ばく経路
 - 放射性雲中核種からの外部被ばく、吸入による内部被ばく
 - 地表沈着核種からの外部被ばく、再浮遊した核種の吸入による内部被ばく

【参考】ケースA-1 <評価体系>

ダスト発生シナリオ

- RPV支持構造物が**座屈**。**接続配管等を引っ張り**ながらRPVが**沈下**。
- **構造物の表面汚染物**が、**表面乾燥状態**で**こすられて剥離**。

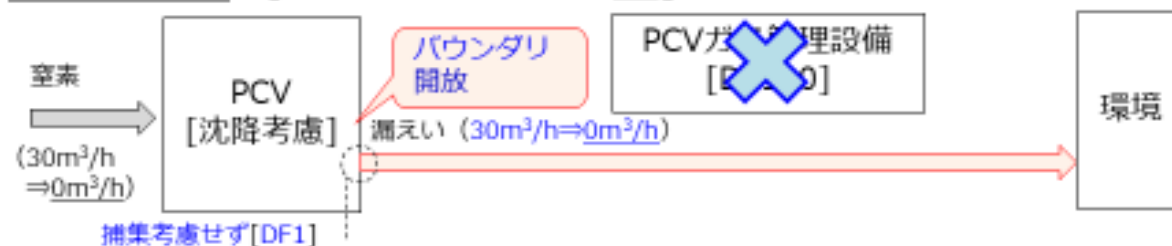
評価モデル



<PCV内のダスト飛散想定>

- ✓ 1号機AWJ時の最大ピーク濃度を基準に、作用面積に応じてダスト飛散を想定
- ✓ 発生したダストは、瞬時にPCV内に均一拡散するものと仮定

給排気量収支 [窒素封入停止時間: 1h]



【参考】PCV内浮遊ダスト濃度、環境への放出量 <ケースA-1>

- 事象発生初期のPCV内浮遊ダスト濃度 (Bq/cm³)

核種	ダスト濃度 (Bq/cm ³)
Cs-134	1.1E+01
Cs-137	7.5E+01

- 環境へ放出される放射エネルギー(Bq)

核種	放出量 (Bq)
Cs-134	2.4E+08
Cs-137	1.7E+09

2. ダスト放出抑制対策の検討

2-1 ペDESTAL支持機能低下時の対応の整理

- 仮にペDESTAL支持機能が低下した場合でも、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ている。
- 更なる安全上の措置として、機動的対応やPCV閉じ込め機能の強化の検討を進めている。
- 事象発生後の対応は、より効果を得られるように、機能喪失状態が継続した場合に考えられる影響の特徴を考慮したものとする。

機能喪失状態が継続した場合に考えられる影響の特徴と対応の優先順位

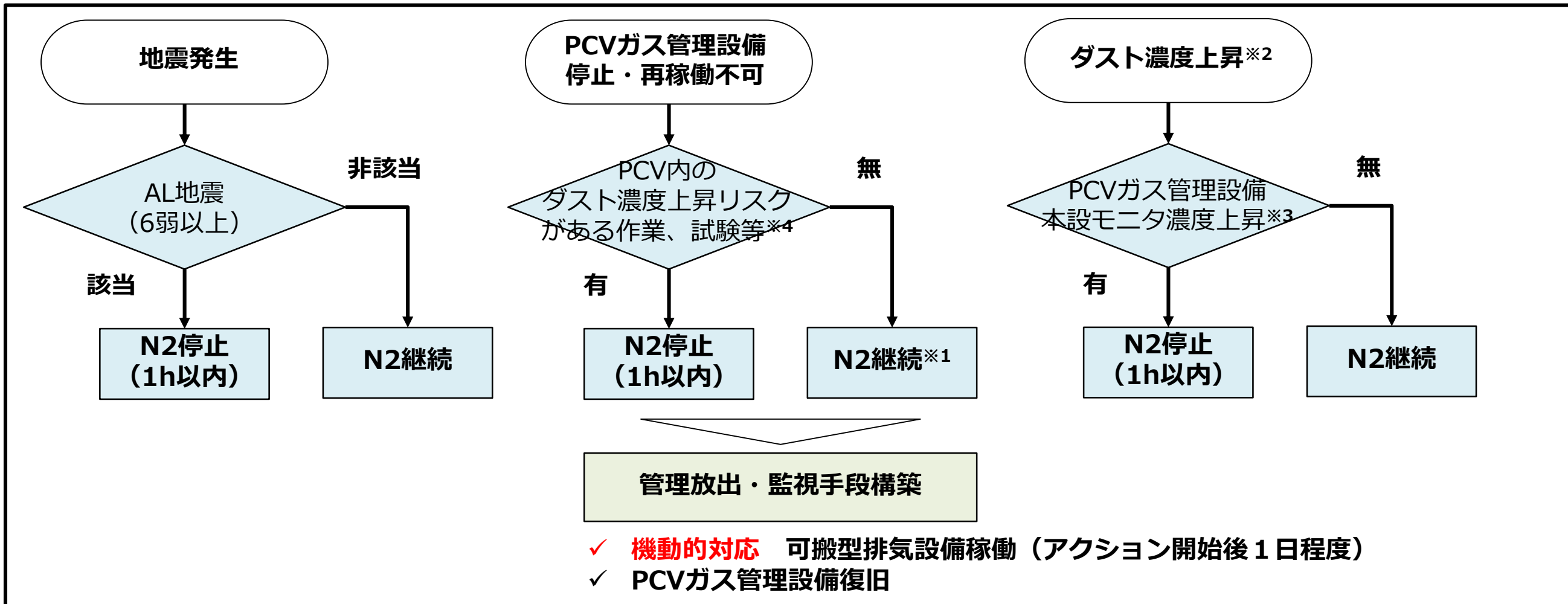
事象発生	喪失機能	機能喪失の想定	喪失状態が継続した場合に考えられる影響の特徴	対応の効果的なタイミング	対応の優先順位
ペDESTAL 支持機能低下	放出抑制	ダスト発生 管理放出喪失	事象発生直後にダスト放出リスクが大きく、時間経過に従ってリスクは低下する。	事象発生 初期	①
	冷却	注水不良 冷却不足	事象発生後に直ちに影響が生じるものではない。 長時間機能喪失状態が継続したときに、温度やダスト濃度が上昇する可能性がある。 (無注水でも1℃/5日程度の上昇(1号機))	事象発生後、 長時間喪失状態が続く場合	② (湿潤化によってダストが浮遊しづらくなる効果があるため、準備が整い次第復旧することが望ましい)
	不活性雰囲気維持	窒素封入配管損傷 (閉塞・狭窄)	事象発生後に直ちに影響が生じるものではない。 長時間機能喪失状態が継続したときに、水素濃度が上昇する可能性がある。 (PCV内水素濃度2.5%上昇まで90日)	事象発生後、 長時間喪失状態が続く場合 ただし、ダスト濃度が低下する前に窒素封入を再開することは、ダスト放出リスク低減と相反することに留意	③ (ただし、ダスト濃度が十分低下するまでは窒素封入再開待機)

事象発生初期に効果の大きい放出抑制への対応を優先して実施する。

➔ 「窒素封入量 < PCVガス管理設備排気量」への移行により、非管理放出を抑制することを基本とする。
(次ページ) 起因事象毎に対応手順を整理。

2-2 窒素封入停止策の検討状況

放出抑制フロー



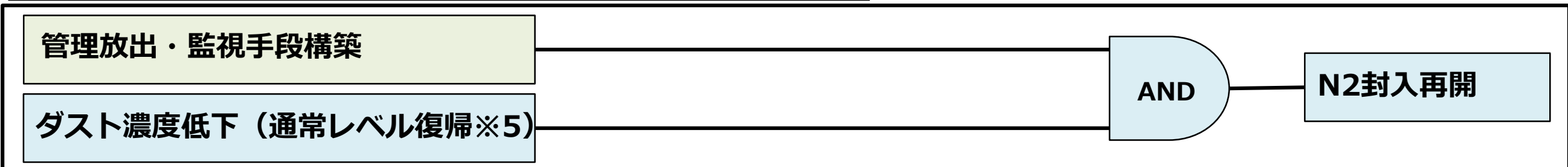
※1：長期のPCVガス管理設備の停止が見込まれる場合には、建屋ダストモニタ等の推移を確認し、万が一ダストの上昇が確認される場合にはN2封入量を低減する操作を検討する。

※2：廃炉を進めるための一時的なリスク上昇を伴う取り組み（PCV内作業や試験等）を実施している間は、この限りではない。

※3：明らかな異常が確認された場合（例：B.G.の10倍（実施計画3章2.2線量評価で想定した放出量と比べて桁違いに小さいレベル）等）

※4：※3相当のPCV内のダスト濃度上昇リスクがある作業や試験等

（補足）窒素封入再開条件（異常の無い号機については条件無し）

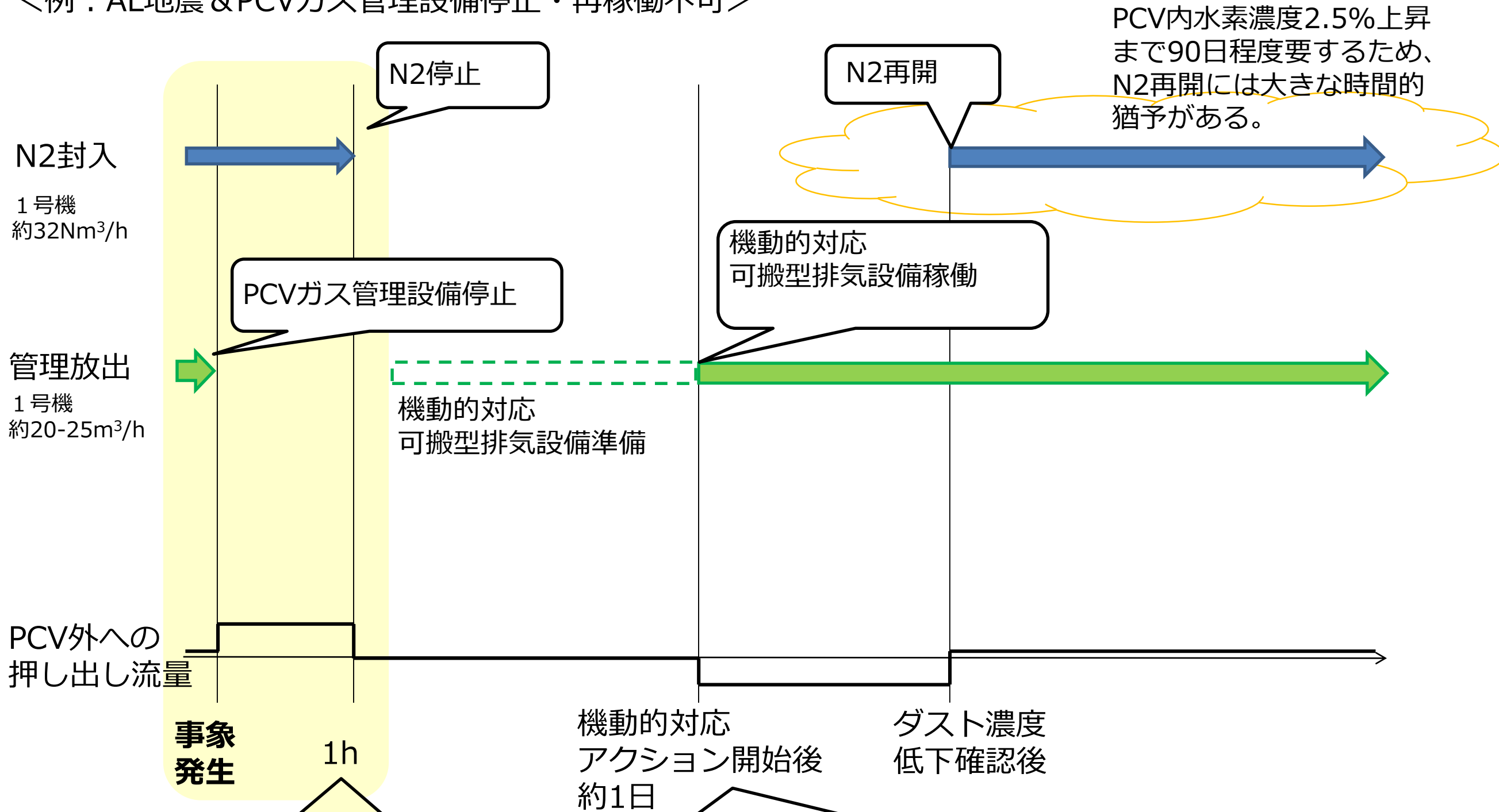


※5：基本的には事象発生前と同等レベルに下がる状態を想定。1号機AWJ時の実績に基づけば、1日以内には復帰する見通し。

2-2 窒素封入停止策の検討状況

タイムラインイメージ

<例：AL地震&PCVガス管理設備停止・再稼働不可>



放出抑制に効果的なN2停止は、プラント状況やサイト被災状況によらず操作できる見通し。

機動的対応等のその後の対応は、PCV外への押し出しが抑制された状態にあることから、状況を確認しながら順次対応していく。

2-2 窒素封入停止策の検討状況（実施計画Ⅲ第1編第25条のLCOとの関係）

実施計画Ⅲ第1編第25条では、水の放射線分解で発生する水素の拡散を目的に、必要な窒素封入量が確保されていることを毎日1回確認し、必要な窒素封入量を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が求められている。一方、現状、水の放射線分解で発生する水素の量は小さく、窒素封入を停止しても直ちに安全上の問題とならない状況。ダスト濃度上昇時の窒素封入停止を行うにあたっては、以下の通り、LCOの見直しが必要と考えており、今後、規制庁殿と面談等で確認していく。

- 現行の実施計画には、除外規定として「窒素封入設備の点検、電源停止等のために計画的に窒素封入設備を一時停止し、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する場合は、運転上の制限を満足しないとはみなさない。」との記載がある。よって、PCVガス管理設備が運転中で水素濃度の確認が可能な状況では、あらかじめダスト飛散抑制対策の対応手順を定め、ダスト濃度上昇時に計画的に窒素封入を停止する場合は、現行の条文の中で対応が可能と考えられる。
- 一方、PCVガス管理設備の停止中（水素濃度確認不可）に窒素封入を停止する場合は、現行の条文において窒素封入停止時に要求される1時間に1回の水素濃度の確認が出来なくなる。現状、窒素封入を停止しても直ちに安全上の問題とならないことを踏まえて、新たな除外規定の追加等、条文を見直すことが必要。

実施計画Ⅲ 第1編 第25条（格納容器内の不活性雰囲気維持機能（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。

検討中

現状採り得る対応（現行の実施計画25条の除外規定の中で対応）

- LCO適用除外規定は、その設備の状態が安全上許容できる場合において、必要な条件をあらかじめ定め、実施することでLCO逸脱とは見なさないとするもの。
- 本条文については、水の放射線分解で発生する水素により、格納容器内の水素濃度が実施計画の運転上の制限（2.5%）に至る時間余裕を踏まえ、窒素封入設備の点検、電源停止等のために、計画的に窒素封入設備を一時停止する場合は、水素濃度を1時間に1回確認することを条件に、窒素封入停止を許容している。
- 仮に地震等によりPCV内ダスト濃度が上昇した場合でも、沈降等によりダスト濃度が低下し窒素封入再開までは、長くても数日程度※と想定されるが、窒素封入停止時に水素濃度が実施計画の運転上の制限（2.5%）に到達する時間は、PCVの容積では90日程度（保守的にRPVの容積とした場合でも10日以上）あり、十分時間的が余裕がある。
- よって、あらかじめダスト飛散抑制対策のための窒素封入停止の手順を定めて、ダスト濃度上昇時に窒素を停止する場合には、適用除外規定を適用可能と考えられる。

※ 1号機AWJ時の実績に基づけば、PCV内のダスト濃度は1日以内には低下する見通し。

実施計画Ⅲ 第1編 第25条（格納容器内の不活性雰囲気維持機能）

格納容器内の不活性雰囲気維持するにあたって、原子炉格納容器内窒素封入設備（以下「窒素封入設備」という。）は、表25-1で定める事項を運転上の制限とする。また、格納容器内の水素濃度の監視として、格納容器内水素濃度は表25-1で定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号炉、2号炉及び3号炉のみ適用される。ただし、以下の場合は、窒素封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。

（1）窒素封入設備の点検、電源停止等のために、計画的に窒素封入設備を一時停止し、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する場合。

（2）運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において、速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお、窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては、当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する。

（省略）

検討中

今後採るべき対応（実施計画第25条の見直し）

- ・PCVガス管理設備の停止時においては現行のLCO適用除外規定は適用不可となる。
- ・窒素封入を停止しても直ちに安全上の問題とならないことを踏まえて、実施計画第25条を見直す。
第18条(原子炉注水系)を参考に、LCO適用除外規定に窒素封入停止許容時間を設定。

現状	変更案
<p>(格納容器内の不活性雰囲気維持機能) 第25条 (省略) ただし、以下の場合、窒素封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。</p> <p>(1) 窒素封入設備の点検、電源停止等のために、計画的に窒素封入設備を一時停止し、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する場合。</p> <p>(2) 運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において、速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお、窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては、当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する。 (省略)</p>	<p>(格納容器内の不活性雰囲気維持機能) 第25条 (省略) ただし、以下の場合、窒素封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。</p> <p>(1) 運転中の窒素ガス分離装置の停止等、窒素封入が停止した時点から〇日間以内に窒素封入を再開した場合。</p> <p>=(2) 運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において、速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお、窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては、当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する。 (省略)</p>

1. ダスト飛散抑制対策の検討

- これまでも2022年3月の地震など強い地震を経験しているが、ペDESTALの支持機能は維持されている
- しかしながら、これまでの経験や耐震評価の結果をもって、支持機能に問題はないとするのではなく、仮に支持機能を喪失したとしても、その際に取り得る方策については検討を進めている

<万が一の事態に備えて以下の方策を検討>

- RPV等の傾斜・沈下によるダスト飛散に対する方策
 - **ダスト飛散抑制に関わる機動的対応**（地震でPCVガス管理設備機能喪失した時の可搬式設備を用いたPCV排気）
 - **PCV閉じ込め強化**：PCV均圧※1、窒素封入停止策※1、2、大型カバーによるPCVからの直接放出量の低減

※1 技術会合において議論を行う「PCVの閉じ込め機能の維持に関する論点」に沿って検討中

※2 窒素封入設備 A、B号機は、遠隔による停止が可能。C号機については、現在、遠隔操作機能の改造を計画。改造までは速やかに現場での停止を行うこととする。

2. RPVペDESTAL支持機能低下における機動的対応

■ RPVペDESTAL支持機能低下により想定される影響に対する機動的対応

- ペDESTAL支持機能が低下した場合でも、PCVへの水・ガスの流路が完全に喪失することは考え難いが、万一の可能性として、既存のRPV注水設備・PCVガス管理設備・窒素封入設備(以下、冷却設備)による燃料デブリの冷却やPCVのダスト飛散の抑制機能が喪失すると想定。
- それらの代替として、冷却設備の復旧までPCV内環境を維持できるよう、機動的対応として、可搬式設備やPCVへの新たな注水口・吸込口等を整備。
なお、機動的対応として、現在の冷却設備の運用状況と同程度の機能になるよう想定。

■ 機動的対応の現場展開

- 事象発生後、まずは「影響の緩和措置」を実施。その後、「機動的対応」に展開。
 - ・ 機動的対応は、「冷却設備を使用する場合」「可搬式設備を使用する場合」の2通りを想定。
 - ・ 機動的対応の現場展開に約1日程度での対応を想定。
- 高線量エリアである原子炉建屋内での作業になることから、予め専用の接続口や配管・ホース等を敷設することが必要。

■ 機動的対応の準備状況

- 現在、必要な資機材(可搬式設備含む)、工事の検討中。
 - ・ 新しい接続口の選定・バウンダリ構築(冷却設備含む)・配管等の敷設ルートの設定(既存設備の軽微な改造が発生)
 - ・ 可搬式設備(PCVガス管理設備相当)の仕様、モニタリング機能の扱い(設備付け)
- 資機材を先行取得して対応整備→追加工事で対応の向上を図る。
主たる資機材の抽出を終え、現在整備中(2023年12月末完了予定)。
(補足) 上記の専用機材の整備まで、応急的対応として構内資機材(準備済)の活用。

【参考】RPV・PCV冷却設備の機動的対応（1）

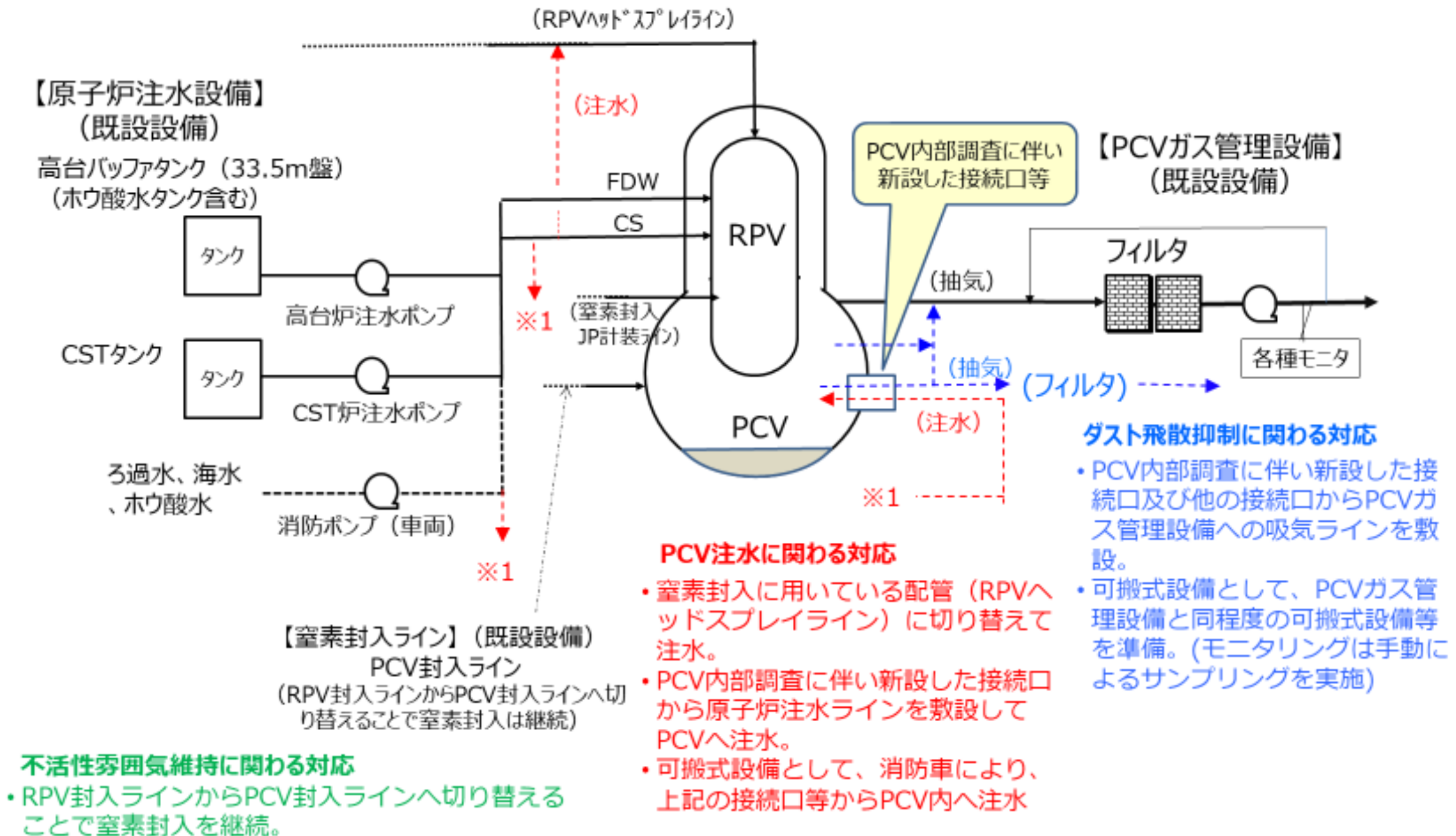
【RPVペDESTAL支持機能低下により想定される影響に対する機動的対応】

想定される影響		影響緩和策	機動的対応	状況(資機材)
燃料デブリの冷却	原子炉注水設備 RPV等の傾斜、沈下により既設配管（CS系、FDW系）の損傷し、燃料デブリの冷却が阻害される。	PCV内でRPVへの直接配管が損傷(破断)した場合、PCV内への注水は継続される。	<ul style="list-style-type: none"> 窒素封入に用いている配管（RPVヘッドスプレイライン）に切り替えて注水。 PCV内部調査に伴い新設した接続口(X-2(φ200※1)から原子炉注水ラインを敷設してPCVへ注水。 注水は原子炉注水設備(CS系ラインを活用)または可搬式設備による。 可搬式設備として、消防車を使用。 	<ul style="list-style-type: none"> RPVヘッドスプレイ切替資機材について整備済 新設の接続口の取付治具を整備中 ラインとなるホース、消防車は整備済
ダスト飛散の抑制	<p>PCVガス管理設備 RPV等の傾斜、沈下にペDESTAL内、PCV底部の一部の燃料デブリの粉砕によるダスト飛散や、衝撃、振動による構造材に付着しているダストが舞い上がる。</p> <p>PCV内は湿潤環境となっているため、PCV内のダスト濃度の増加は限定的と考えられる。</p> <p>PCVガス管理設備の吸込口は、PCV内のCCSスプレイとしているため、損傷の可能性は低い。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ダストが舞い上がったとしても、PCVガス管理設備のフィルタを介した排気流量の増加により、ダスト濃度上昇の影響の緩和を行う。 フィルタ差圧が上昇した場合、待機系統への切替及びフィルタの交換を行う。 <p>窒素封入量の低下・停止操作によるPCVからの漏えい抑制により、ダスト濃度上昇の影響の緩和を行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> PCV内部調査に伴い新設した接続口(X-2(φ250※1))及び他の接続口から排気ラインを敷設。 敷設した排気ラインをPCVガス管理設備または可搬式設備に取付、排気。 可搬式設備として、PCVガス管理設備と同程度のファン・フィルタ等を準備。 <p>(モニタリングは可搬式設備に設置、または手動によるサンプリングを実施)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 新設の接続口の取付治具・ホース、可搬式設備を準備中 <p>上記の専用機材の整備まで、応急的対応として構内の下記資機材の活用(ダクトホース、局所排風機(フィルタ付)準備済)</p>
不活性雰囲気維持	窒素封入設備 RPV等の傾斜、沈下により既設配管（RVH系、JP計装系）の損傷し、RPV内の不活性雰囲気の維持が阻害される。	RPV封入ラインからPCV封入ラインへ切り替えることで窒素封入を継続・再開（ダスト飛散時は窒素封入量の低下・停止となる）	<ul style="list-style-type: none"> RPV封入ラインからPCV封入ラインへ切り替えることで窒素封入を継続・再開。 	整備済

※1 現場状況や操作性により変更の場合あり

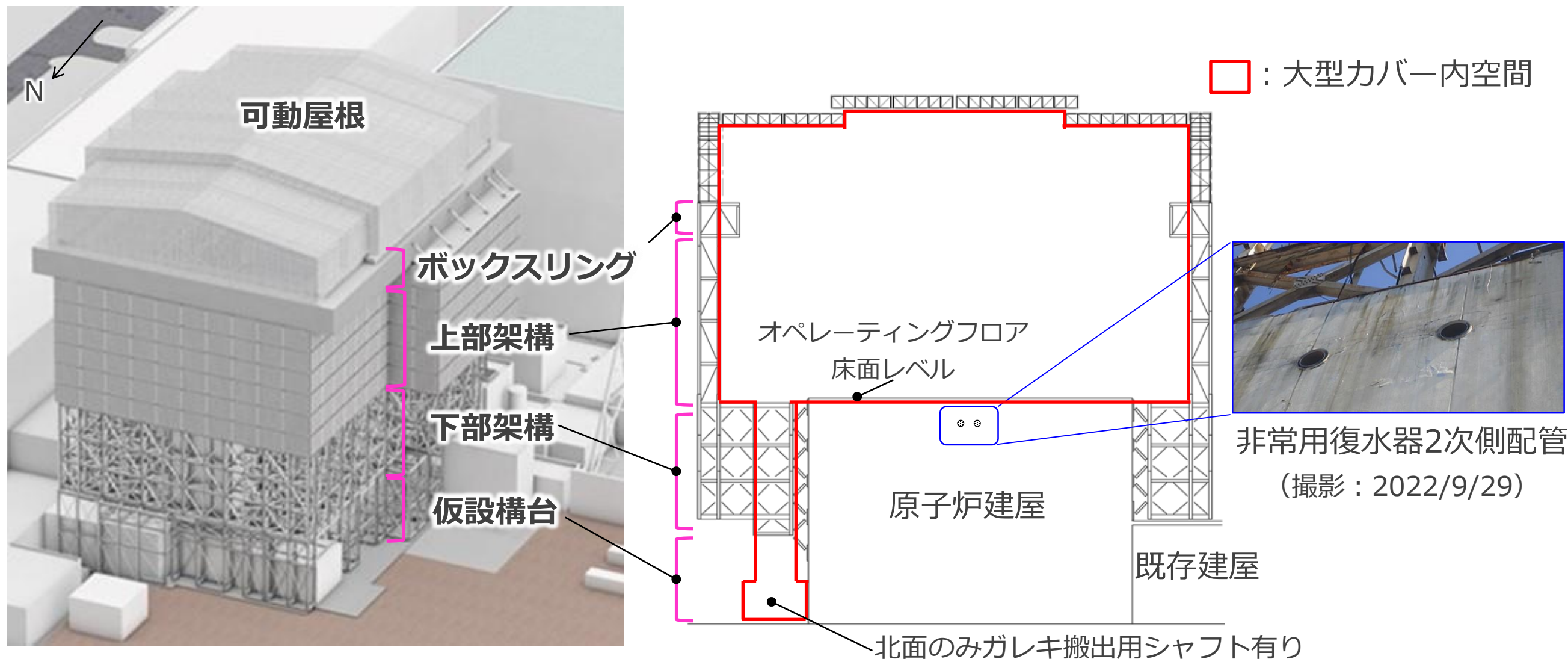
【参考】RPV・PCV冷却設備の機動的対応（2）

機動的対応イメージ 【窒素封入ライン】（既設設備）



3. 大型カバーによるダスト放出抑制効果（1号機大型カバーの概要）

- 1号機の燃料取り出しにあたり、ダスト飛散対策の信頼性向上等の観点から原子炉建屋を覆う大型カバーを設置し、その中でガレキ撤去を行う計画である。
- 大型カバーは、オペレーティングフロア及びガレキ搬出を行うシャフト部を覆い、その中で発生するダストの飛散抑制を図るため、可能な限り隙間が少ない構造としている。
- 非常用復水器2次系配管は、大型カバーの外側に位置している。当該配管は個別に閉鎖する計画である。



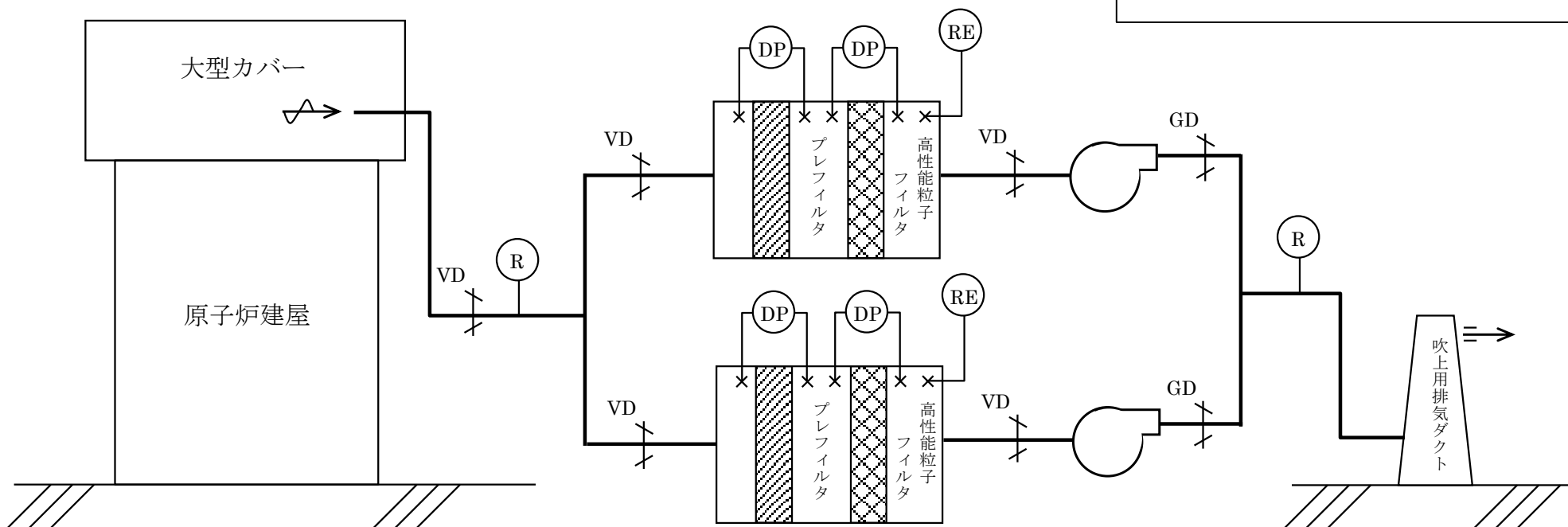
大型カバー全体の概要図

3. 大型カバーによるダスト放出抑制効果（1号機大型カバー換気設備の概要）

- 大型カバー内で発生する放射性物質を含むダストの大気への放出を抑制するため、フィルタを含む換気設備を設置する。
- 排風機及び排気フィルタユニットは、換気風量約30,000m³/hのユニットを2系列（うち1系列は予備）設置し、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。
- 換気設備は耐震Cクラスとして設計している。なお、大型カバー架構は、基準地震動Ss900に対し、崩壊しないことを確認しているため、換気設備が損傷した場合においても、一定のダスト放出抑制効果があると想定。

＜換気設備の構成・性能＞

- 排風機：2台（内1台予備）
- プレフィルタ：2台（内1台予備）
- 高性能粒子フィルタ：2台（内1台予備）
- 換気風量：30,000m³/h
- フィルタ効率：97%



凡例

- ⊗ (R) : 放射性物質濃度測定器
- ⊗ (RE) : フィルタ線量計
- ⊗ (DP) : フィルタ差圧計
- GD : 逆流防止ダンパ
- VD : 風量調整ダンパ

※ 2台設置（連続運転）

大型カバー換気設備系統図

4. 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（1号試験工程）

特定原子力施設の実施計画の審査等に
係る技術会合（第12回）2023年7月11日



○1号PCV閉じ込め機能強化試験 工程

		2023年							2024年			
号機	実施内容	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	
1号機	試験内容・手順検討、試験前準備 (保安運営委員会、PTW作成、仮設計器設置等)	■										
	試験実施 (PCV水位低下前)					■						
	試験結果整理							■				
	PCV水位低下								■	■	■	
	試験実施 (PCV水位低下後)										■	

検討中
(他関連作業の進捗により、
変更可能性あり)

○1号試験時期

・PCV水位低下前：

試験内容等※検討、規制庁殿への十分な説明を踏まえると、
早くても10月以降になる見込み

※ 試験に必要な計器設置検討・設置

PCV封入・排気バランス変更時のPCV温度上昇の対応検討 等

・PCV水位低下後：

新設PCV水位計設置後のPCV水位低下の時期を踏まえて検討

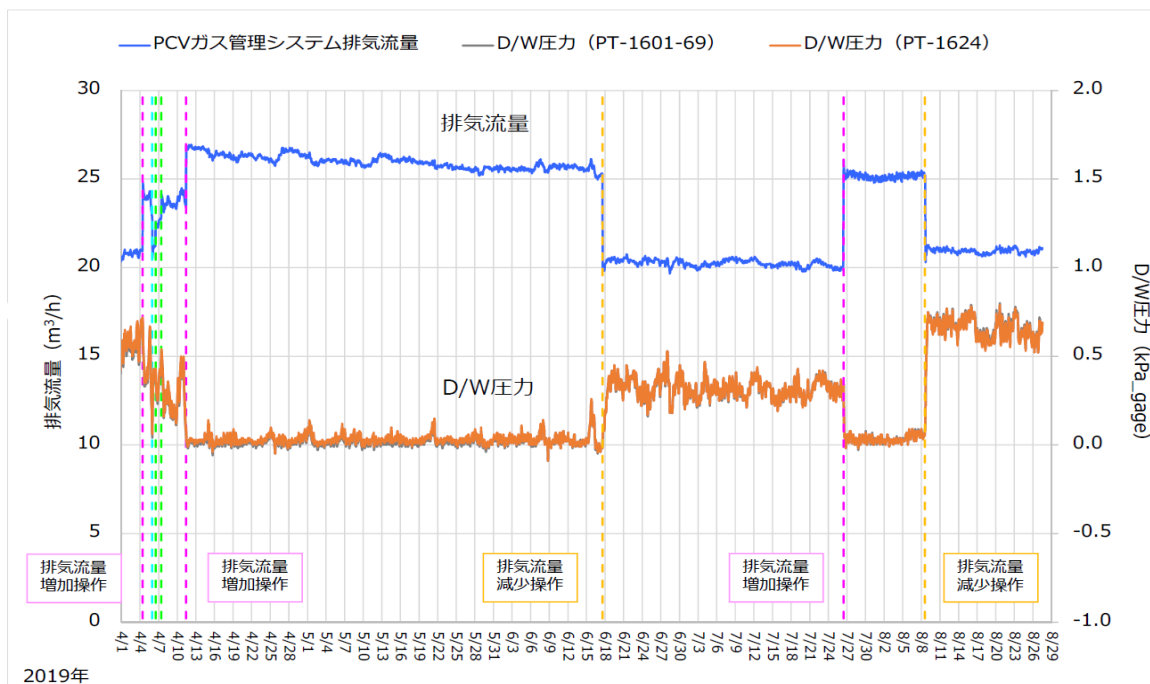
4. 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（PCV水位低下前に1号試験を実施する意義）

検討中

○1号PCV閉じ込め機能強化試験 PCV水位低下前に実施する意義

目的	試験内容
<p>①ペDESTAL損傷を踏まえ、現状でダスト抑制操作に必要なデータ採取</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・差流量管理試験(均圧・負圧) ・窒素封入停止試験 <p>⇒ 現状、閉じ込め強化のために、封入量減少、N2停止フローを整理中であり、主な運転パターンの確認を行う。</p>
<p>②将来(PCV水位低下後)の差流量管理運用に向けたデータ確認</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・差流量管理試験(均圧・負圧) <p>⇒ 例えば、現状で負圧達成出来ない場合は、水位低下後(漏洩口露出)負圧管理は難しいと想定されることから、水位低下後の試験内容の検討および運用管理に向けたデータを取得。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PCVガス管理設備ファン(A)(B)の性能差確認 <p>⇒ 現状のファン(A)(B)に性能差(同程度のPCV圧力を達成するための ファン(A)(B)の排気流量の差)があることが確認されている。 PCV水位低下後(漏洩口露出)はPCV圧力が0kpa程度になり、PCV圧力によるファンの流量調整できないことから、水位低下前に負圧状態でのファンの性能差を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ガスバランス変更時の一部PCV温度計の上昇確認 <p>⇒ 実施計画18条の監視温度計として選定している一部のPCV温度計については、窒素封入・排気のガスバランス変更時に温度の上昇が確認されており、今後の差流量管理等の運用を行う場合に、LCO逸脱の可能性がある。そのため、ガスバランス変更時の当該温度計の温度上昇の程度とPCV内のダスト濃度の上昇の有無を確認し、実施計画18条の監視温度計の設定の見直し等を検討するためのデータを取得する。</p> <p>なお、試験においては、実施計画Ⅲ第1編第32条を適用し、「必要な安全措置」※を講じた上で冷却状態に問題ないことを確認しながら試験を実施することを検討中。</p> <p>※ 注水の継続、その他の温度計等のプラントパラメータの監視、PCVガス管理設備のダスト濃度の監視等</p>

(参考) 1号機PCVガス管理設備の排気流量とPCV圧力

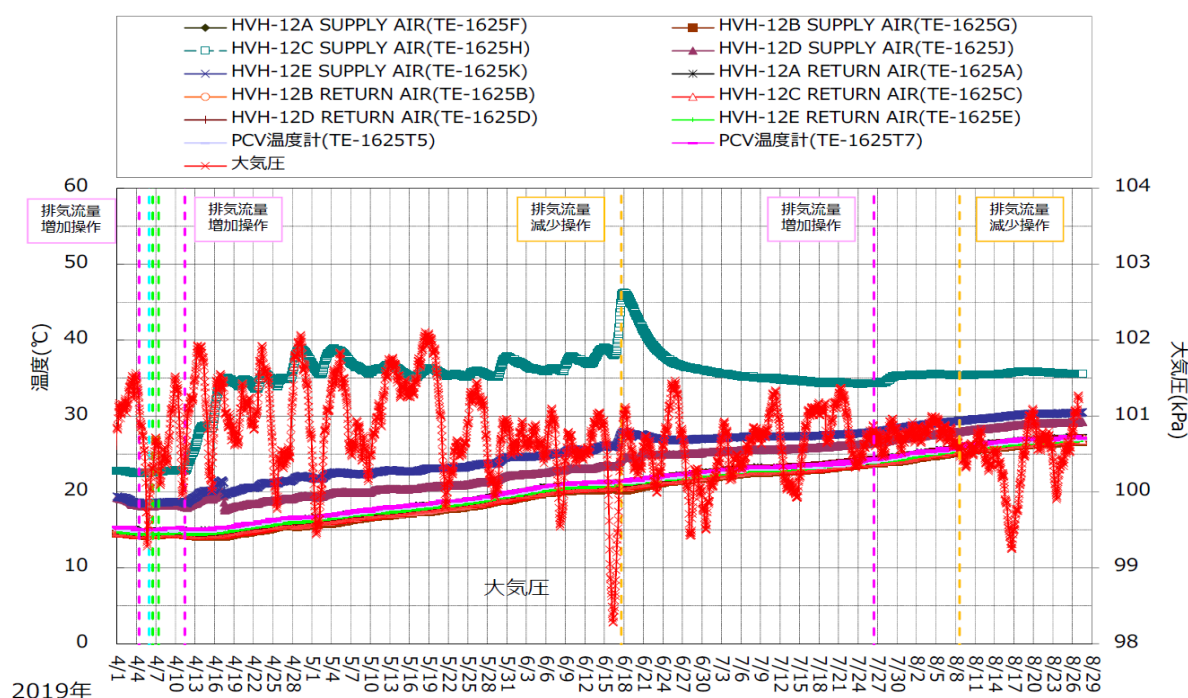


13

- 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

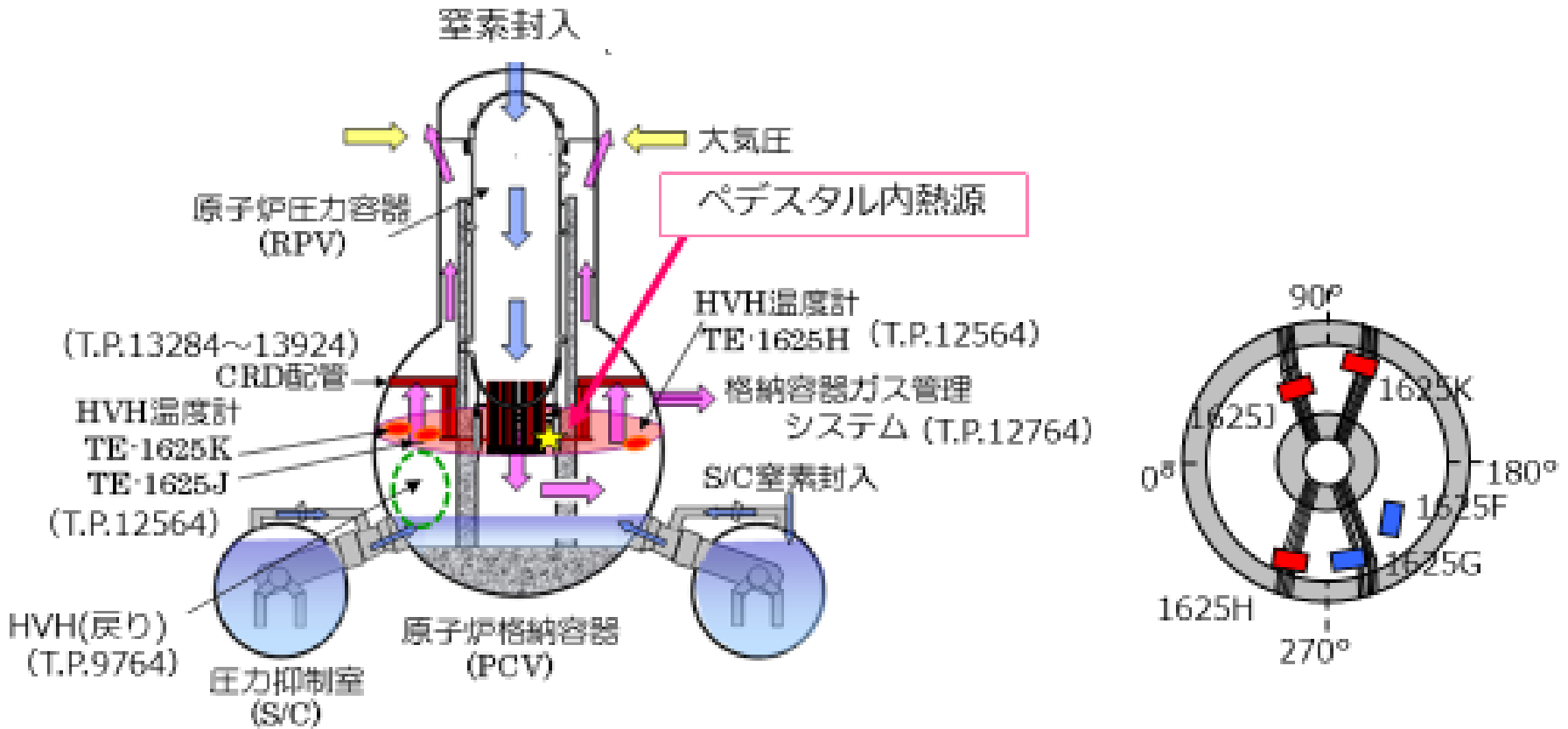
(参考) 1号機 大気圧変動とPCV内温度の上昇



12

【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



- 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。

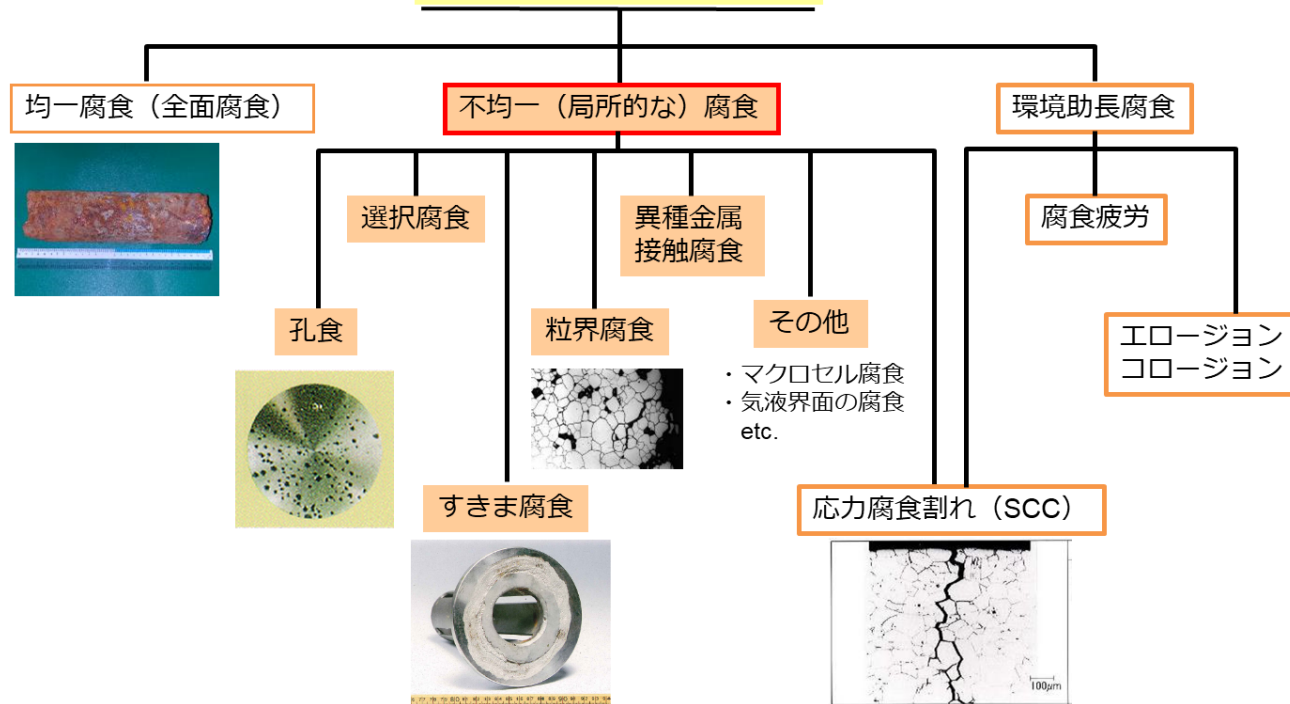
5. PCV内の局所的な腐食の懸念

- 既往知見より、事故時及び経年的な劣化（炭素鋼の全面腐食）を考慮しても、PCV内主要構造物が所定の耐震性を有していることを報告（第10回技術会合）。
- 一方、PCV閉じ込め機能強化に伴い、酸素濃度上昇が長期間継続する場合、全面腐食以外の不均一（局所的な）腐食の懸念を否定できないことについても報告。局所的な腐食は、対象金属に係る条件（水質、材料、環境等）が不均一もしくは不連続な箇所では電池が形成された結果、局所的に腐食が進展する事象であり、例としてすきま腐食や異種金属接触腐食、気液界面の腐食などが挙げられる。
- 局所的な腐食のメカニズムは複雑であり、温度やpH、電気導電率、放射線量率等、様々な要因によっても腐食速度が変化することが分かっているが、酸素濃度の上昇は腐食速度を増加させる傾向にあり、PCV負圧化により酸素濃度が上昇することによる、PCV内構造物の腐食への影響を否定できない。
- そのため、PCV閉じ込め強化に向けた差流量管理試験時のPCV関連パラメータ（圧力、温度、酸素濃度等）を確認したうえで、ダスト濃度上昇リスクがない状態では、酸素濃度を極力抑える運用※を検討した上で対応する。

※：水素爆発/火災防止の観点からも同様な運用が必要

放射線環境下での腐食データベースの構築より
(英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業)

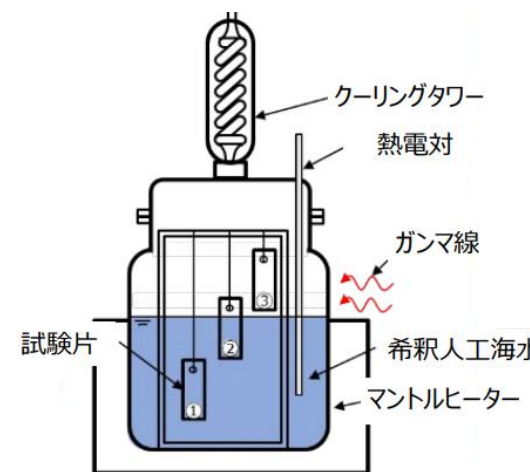
腐食形態の分類(湿食)



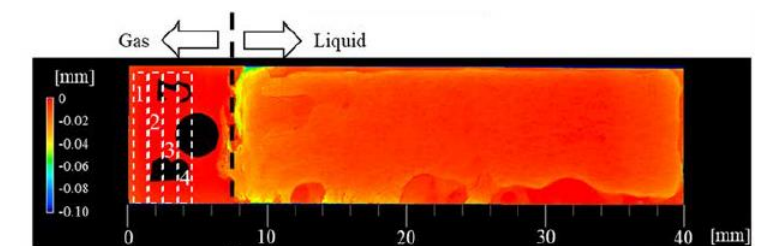
腐食形態の分類

気液界面の腐食

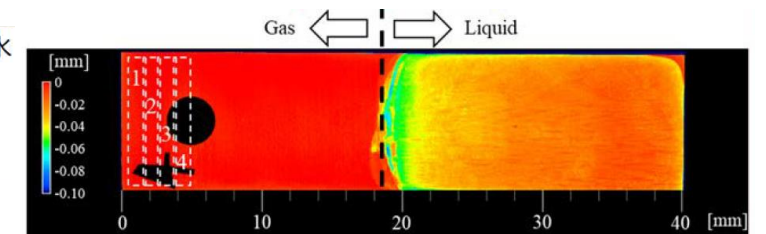
加速条件下（大気開放）で、試験片の気液界面で大きな腐食速度を観測。さらに放射線（γ線）環境下では約2倍の腐食速度増加を確認。



試験概要



0kGy/h, 336h, 大気開放



2.11kGy/h, 336h, 大気開放