

1号機 ペデスタルの状況を踏まえた今後の対応に関する 指示への対応状況について

2023年7月24日

The logo for TEPCO (Tokyo Electric Power Company) is displayed in red, bold, uppercase letters.

東京電力ホールディングス株式会社

- 2023年4月14日の第107回監視・評価検討会において、2023年3月に実施した1号機PCV内部調査で確認したペDESTALの状況、ペDESTALの耐震評価の進め方、及びペDESTALの支持機能が仮に喪失した場合に取り得る方策の検討について説明。

- 1号機ペDESTALの状況を踏まえた今後の対応に関して、2023年5月に原子力規制庁殿から以下の指示を受けた。
 - ① インナースカートを含むペDESTALの支持機能には期待できないという前提の下、圧力容器が沈下し、格納容器に主蒸気管相当の開口部が生じる場合も含めて、敷地境界におけるダスト飛散の影響を保守的な条件下で評価すること。なお、評価に当たっては、開口面積やダスト発生量等の条件を変化させて、複数のケースを考えること。
 - ② 評価の結果にかかわらず、取りうる対策についても検討すること。
 - ③ 支持機能が失われて圧力容器が沈下した場合の圧力容器及び格納容器等がどのような状態に至るか構造上の影響に関する評価についても別途並行して行うこと。
 - <指示事項③に関する指示内容の詳細（2023.6.15面談）>
 - i. ペDESTALの支持機能喪失に起因するインナースカート及びペネトレーション部等の構造への影響について、Ss900の地震動により生ずる応力に対する評価を行うこと。また、JEAG4601に準拠し、インナースカートの開口部も考慮した評価についても実施すること。
 - ii. 上部構造物の水平方向の移動について、周辺構造部材の強度や挙動に着目した評価を示すこと。また、仮に上部構造物の移動が拘束できないという評価に至った場合は、自由端とみなしての評価を実施すること。
 - iii. 事故の経緯等を踏まえ、異常な高温履歴を経ている鋼材の強度・性状の変化が、構造強度評価へ及ぼす影響について考察すること。

- 上記指示事項①②については、2023年6月及び7月の技術会合（第10回及び第12回）にて十分な議論をさせていただいた。
 - 指示事項①について、敷地境界におけるダスト飛散の影響を保守的な条件下で評価した結果、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る。
 - 指示事項②について、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、窒素封入停止策について、窒素封入を停止するトリガーとなる事象、対策の一連の具体的な流れ、及び実施計画における運転上の制限（LCO）との関係を検討・整理した。LCOの見直しについては別途議論。

- 上記指示事項③については、指示内容の詳細を踏まえ、準備ができた検討結果について7月より面談により順次回答。

-
1. ペDESTAL支持機能低下時ダスト被ばく評価（指示事項①）
 2. ダスト飛散抑制対策の検討（指示事項②）

1. ペDESTAL支持機能低下時ダスト被ばく評価

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(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

1-1. 被ばく評価結果まとめ（放出される核種を追加した場合の影響評価）

<2023年7月11日 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）資料2抜粋>

- 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考える。
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らと仮定
- 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

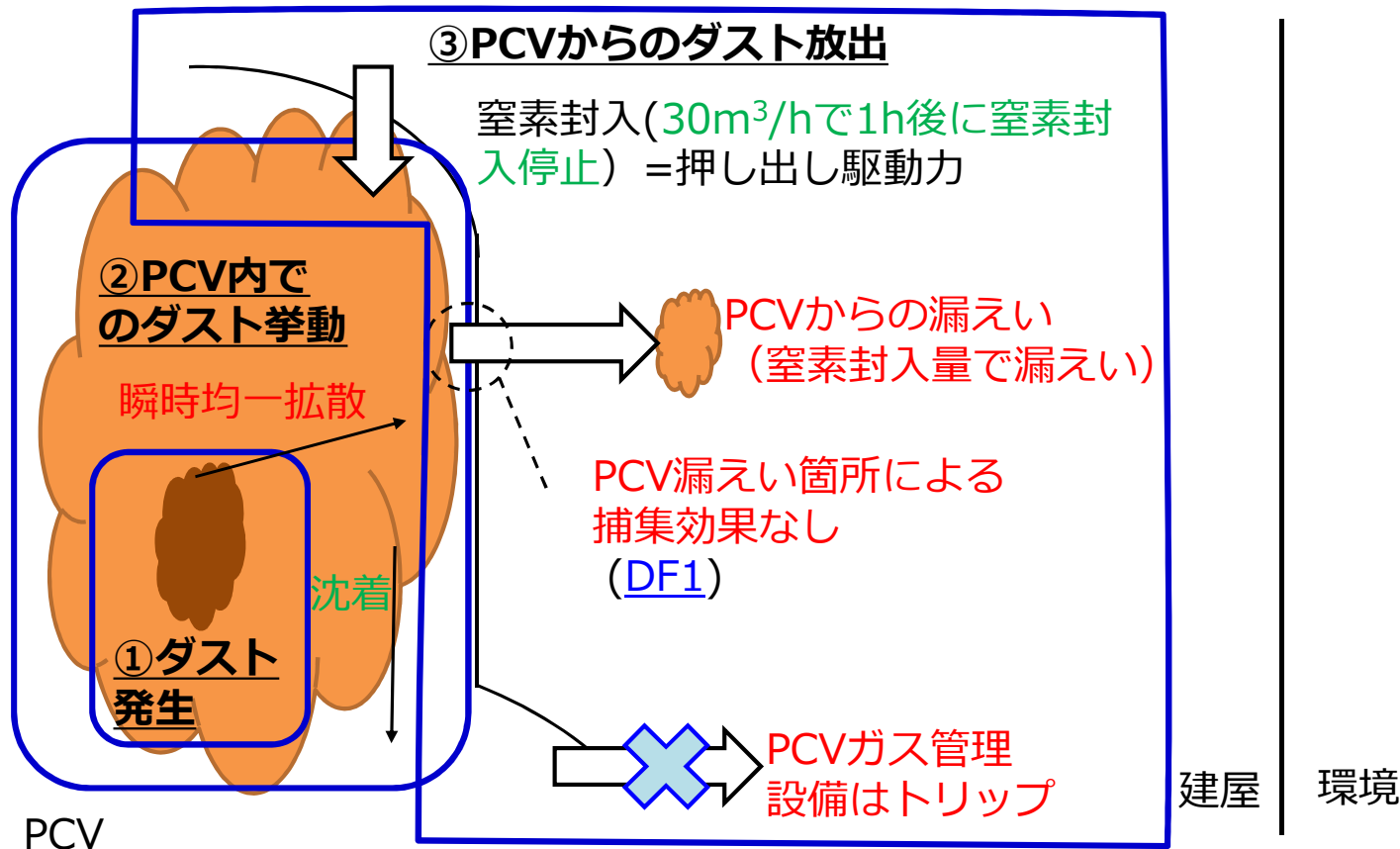
※1：1号機AWJの全β最大ピーク濃度（約2.7E-2Bq/cm³）を記録した際、α核種は検出されなかったが、その際の全α検出下限値（約4E-7Bq/cm³）を全α濃度と仮定し、それに相当する全α汚染密度をRPV外表面積に設定。

※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。

1-2. 被ばく評価（ダスト放出のプロセス1/2）

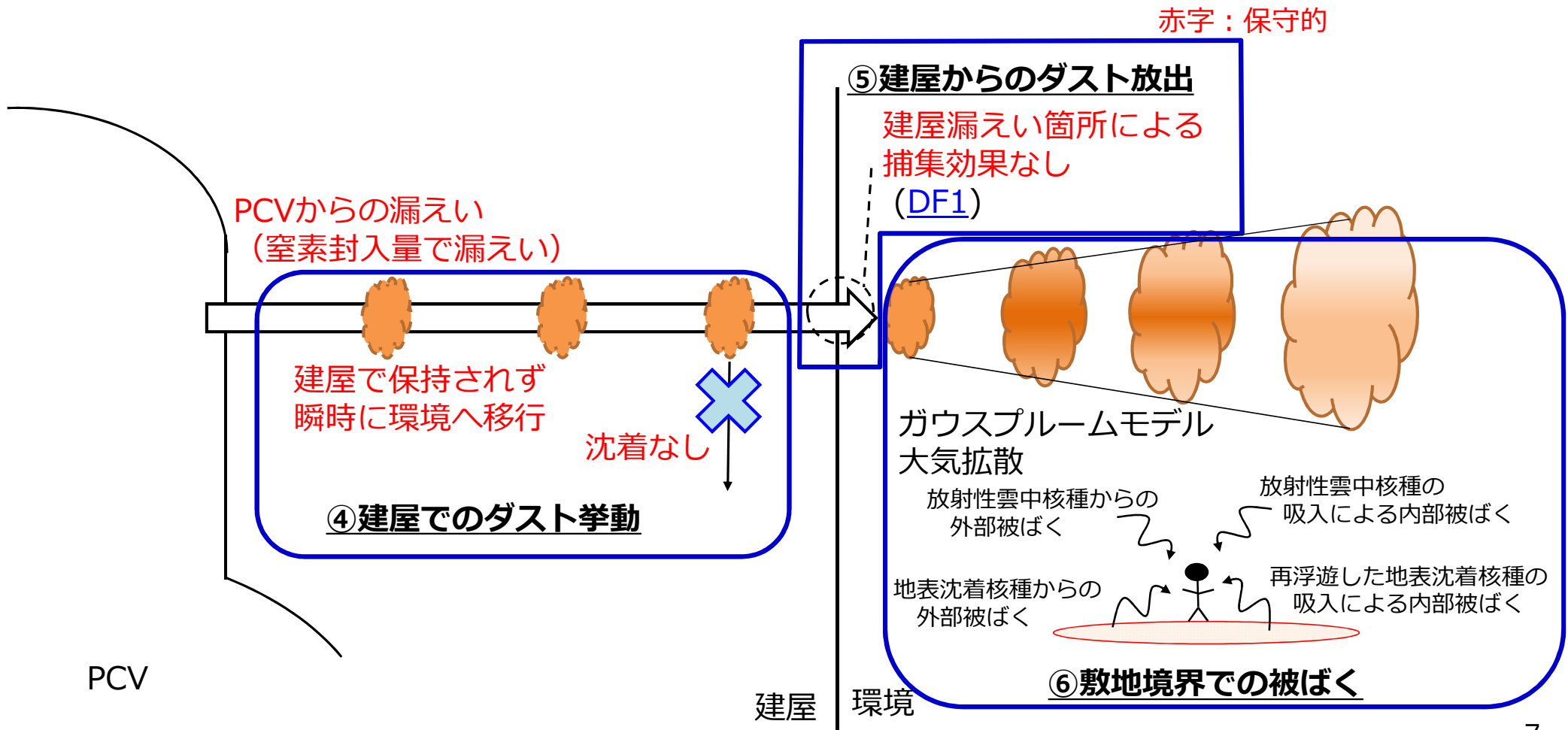
①ダスト発生	ダスト発生シナリオ（詳細後述）
②PCV内でのダスト挙動	ダストの拡散： PCV内に瞬時均一拡散 ダストの沈着： 考慮 （1号機AWJ時に確認したダストの低減率を適用）
③PCVからのダスト放出	ダスト押し出し駆動力 = 窒素封入（30m ³ /hで1h後に窒素封入停止） 放出経路： PCVからの漏えいのみ （窒素封入量で漏えい） PCVガス管理設備はトリップ 放出経路の捕集効果： なし （大開口を想定し漏えい箇所の捕集効果は期待しない）

赤字：保守的、緑字：現実的



1-2. 被ばく評価（ダスト放出のプロセス2/2）

④建屋でのダスト挙動	ダストの拡散：建屋の保持効果を考慮せず、瞬時に環境へ移行 ダストの沈着：考慮しない
⑤建屋からのダスト放出	建屋の捕集効果：なし（大開口を想定し漏えい箇所の捕集効果は期待しない）
⑥敷地境界での被ばく	放出後の挙動：ガウスプルームモデル大気拡散 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

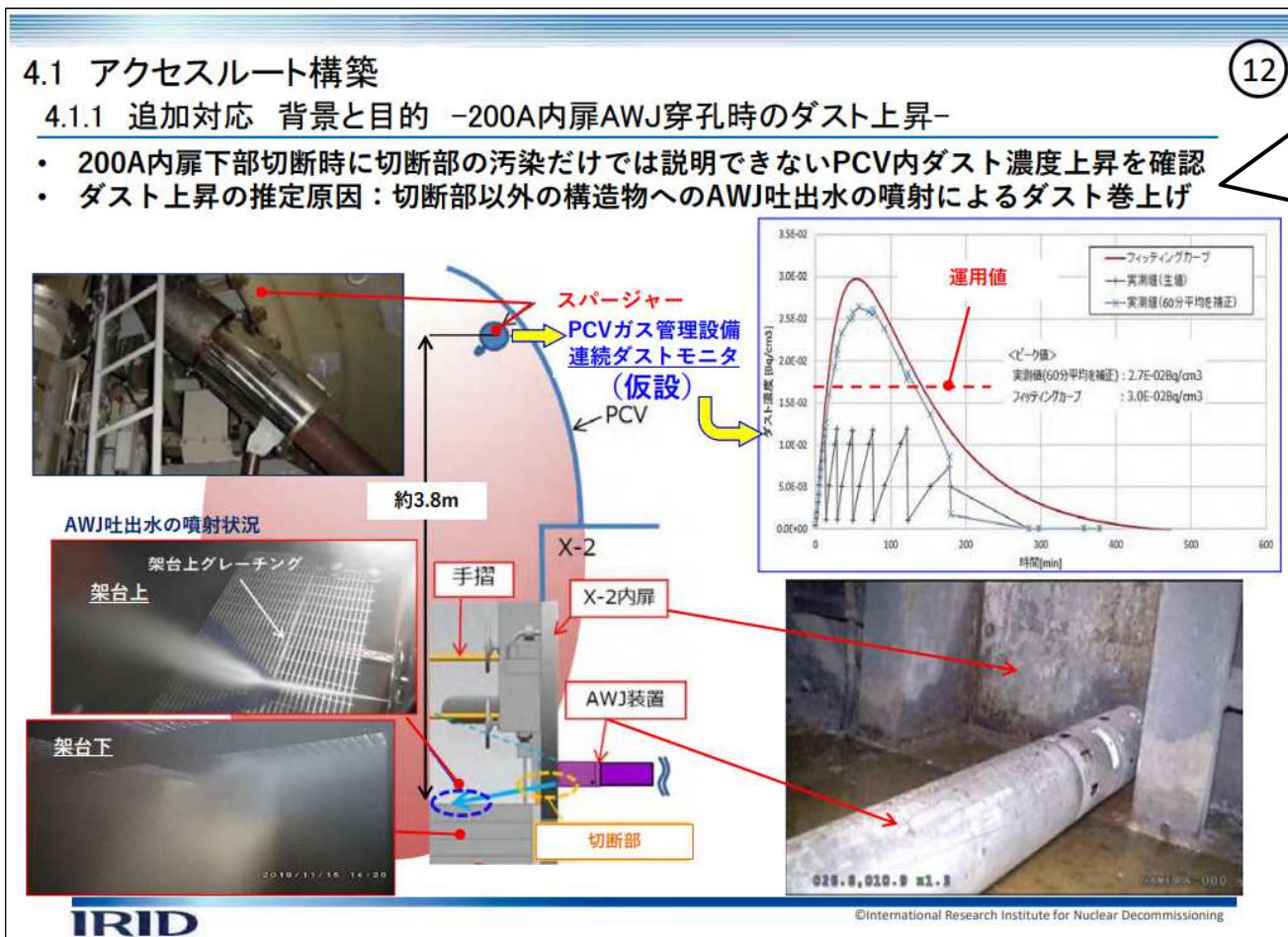


1-3. 被ばく評価（①ダスト発生想定：ケースA-1）

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



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

1-3. 被ばく評価（①ダスト発生想定：ケースB）

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**。
- **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**。

※1（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
 ※2近年の地震でPCV内でのダスト上昇も見られていないことから、脆化したものの落下が有意なダスト発生源になる可能性は低いと考えている。

ダスト発生想定

- RPVに残存・付着した燃料デブリとして、燃料11.2tonを設定(※1)
- その燃料デブリが全て数μmの粉状であると仮定し、全てが乾燥状態で存在すると仮定。
（座屈・沈下時に、炉内の脆化したものが落下することは想定していない。※2）
- 振動による粉体の飛散として、粉体の加振試験によるダスト飛散率を参照設定。

$$11.2\text{ton} \times 100\% \times 100\% \times 100\% \times 1\text{E-}4\% = 11.2\text{g}$$

推定値 全て燃料 全て粉状 全て乾燥 実験値

<想定状況>

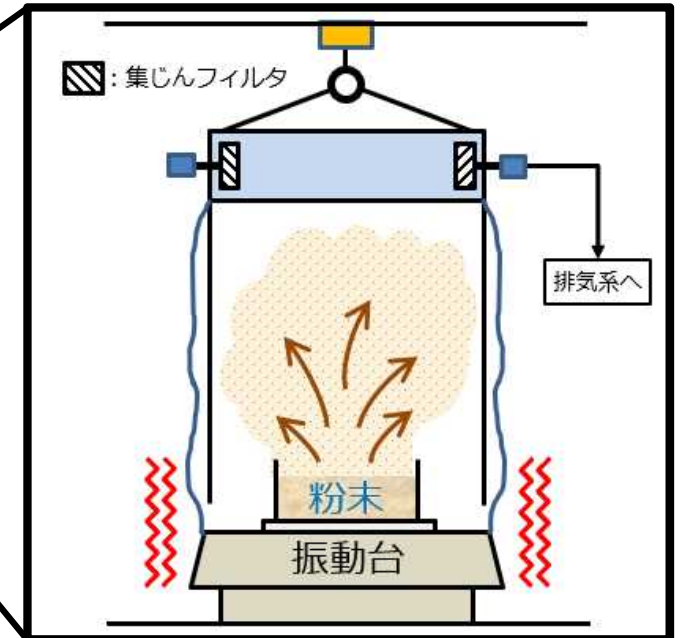
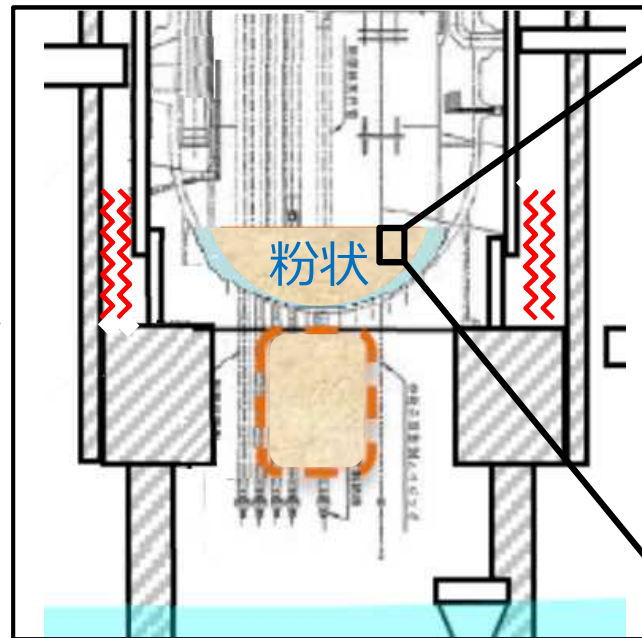
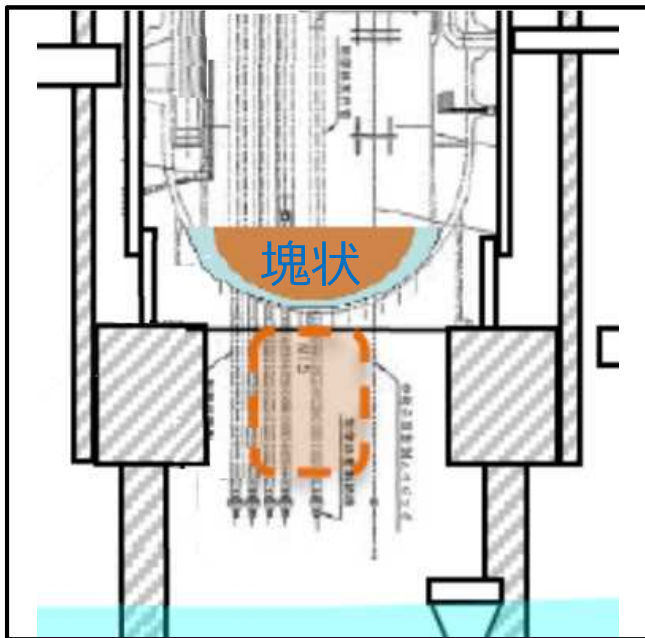
11.2tonの塊状の燃料デブリ
 全て燃料（Cs等も全て残存）

<評価のための変換>

燃料デブリは全て数μmの粉体
 全て乾燥状態で存在
 振動により浮遊

<評価に用いた飛散率>

粉体の加振試験結果 1E-4%

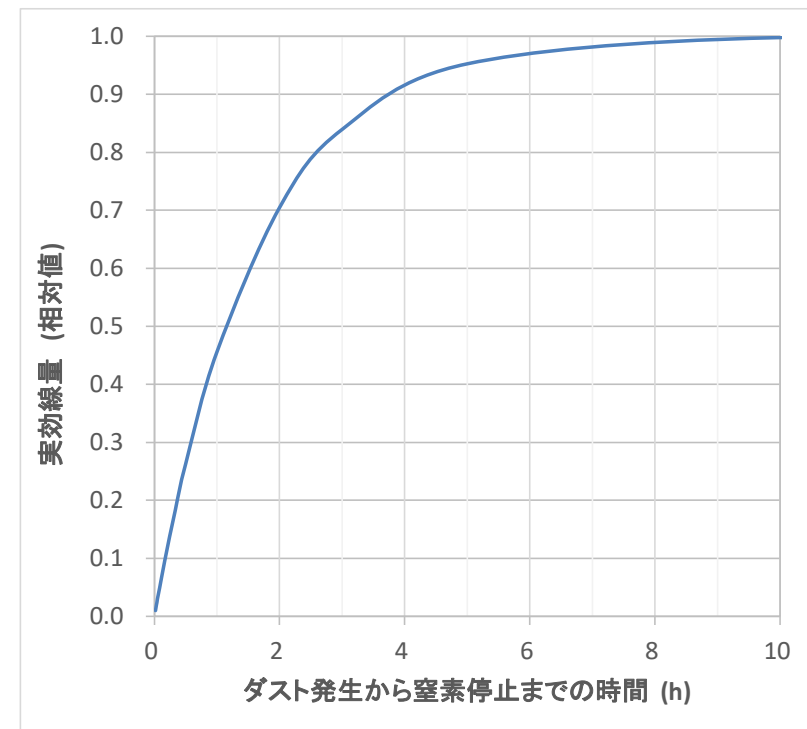


2. 窒素封入を停止した場合の被ばく低減効果

ダスト発生から窒素封入停止までの時間による被ばく線量：

- 窒素封入停止時間に対する敷地境界での実効線量の抑制効果（下の図表参照）
- 被ばく低減効果が得られるよう可能な限り窒素停止時間を早める方策を検討(ALARP)

ダスト発生から窒素封入停止までの時間		実効線量 (相対値)	被ばく低減効果
3 分	(= 0.05 h)	0.030	約 1/33
5 分	(= 0.08 h)	0.049	約 1/20
10 分	(= 0.17 h)	0.10	約 1/10
30 分	(= 0.50 h)	0.26	約 1/4
60 分	(= 1 h)	0.46	約 1/2
120 分	(= 2 h)	0.70	約 1/ 1.4
180 分	(= 3 h)	0.84	約 1/ 1.2
600 分	(= 10 h)	1.00	約 1/1



3-1. PCV大開口発生時の被ばく評価への影響

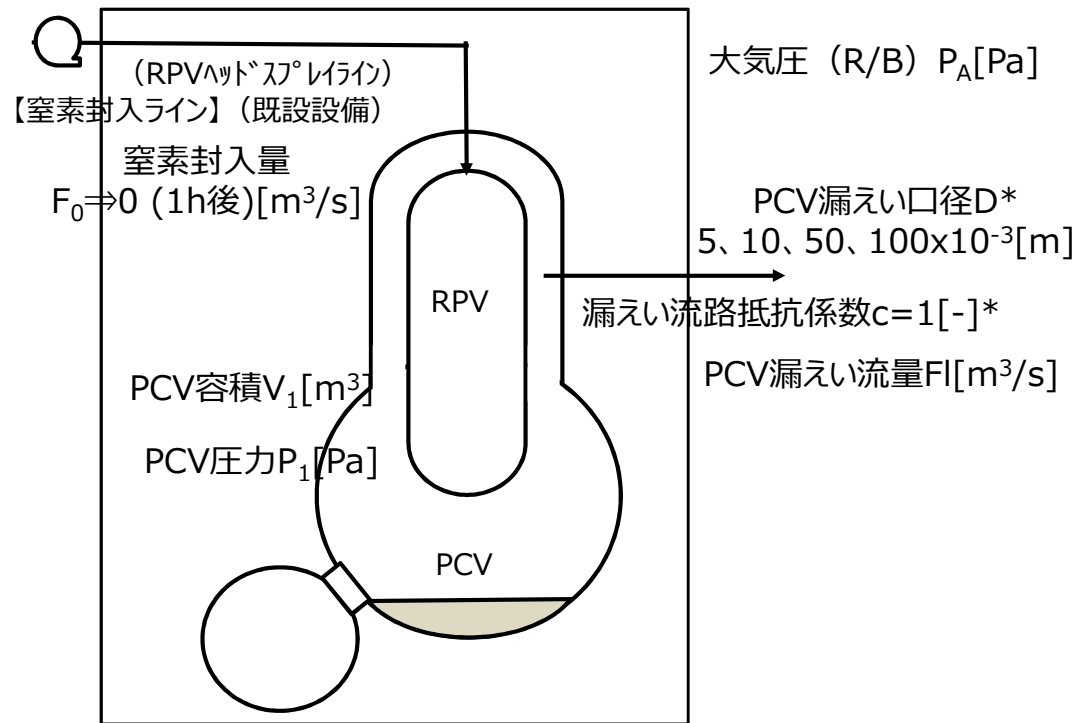
	小開口 ・正圧時に圧力が立つ状況	大開口 ・正圧時に圧力が立たない状況
気密性	あり	なし
漏えい箇所捕集効果*	考慮できる DF10	考慮しない DF1
容器による保持効果	考慮できる	考慮できる
被ばく評価への影響	0.1倍以下 (圧力依存の漏えい流量)	1倍 今回の被ばく評価の想定

※原子力発電技術機構、「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」、平成15年3月

3-2. PCV小開口時の被ばく評価への影響（1/2）

- PCV漏えい口径*を5～100mmと変化させ、事象発生後および1h後の窒素封入停止によるPCV圧力と漏えい流量の変化を確認した。
- PCV開口部が小さい場合、開口部からの漏えい流量は窒素封入によって加圧されるPCV圧力と、PCV外の圧力の差圧に起因した流量となる。

<評価モデル>



<支配方程式>

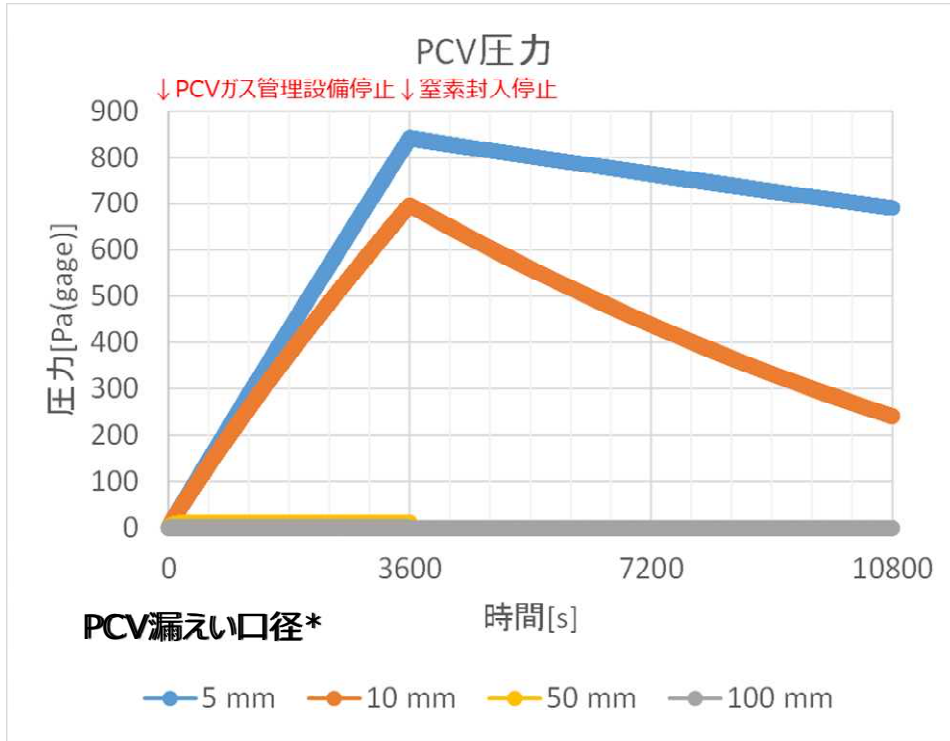
$$F_l(t) = c \cdot \pi \left(\frac{D}{2}\right)^2 \sqrt{\frac{2}{\rho} (P_1(t) - P_A)}$$

$$\Delta P_1(t) = \frac{\{F_0(t) - F_t(t)\} \Delta t}{V_1} P_1(t)$$

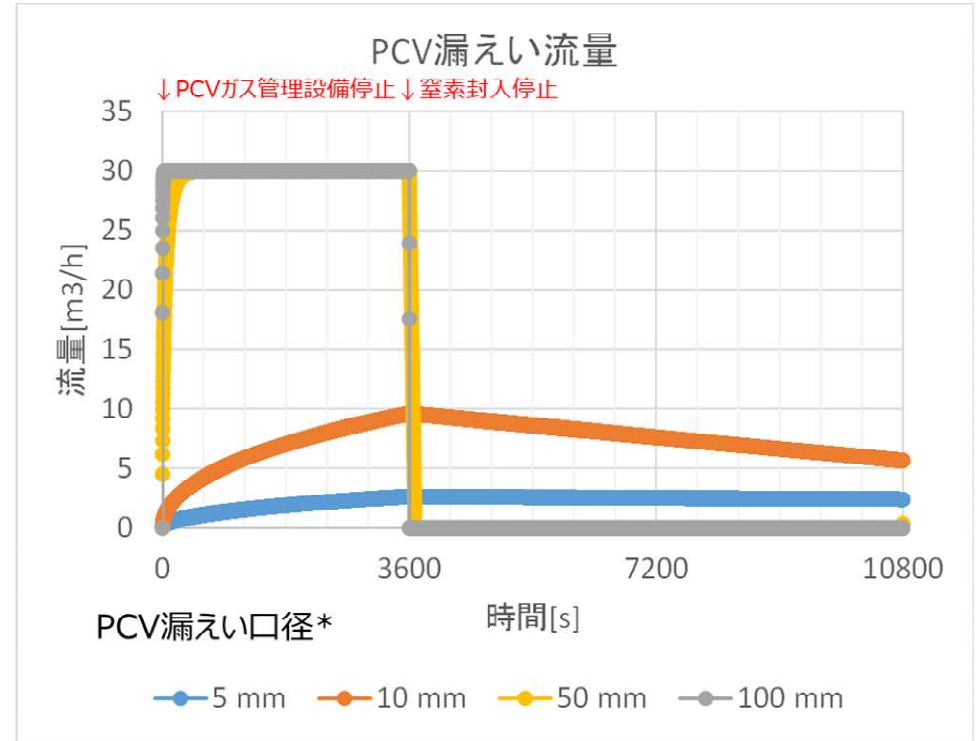
*今回の評価では、口径サイズに対するPCV圧力・漏えい流量の応答を見ることを目的としていることから、簡便のため流路抵抗 $c=1$ とした。従って、実際のPCVの圧力・流量や口径を評価している訳ではない。漏えい流量は大きめの評価となっている。

3-2. PCV小開口時の被ばく評価への影響（2/2）

<PCV圧力>



<PCV漏えい流量>



- ✓ PCV漏えい口径が比較的小さい場合は、PCVの加圧・減圧に時間を要し、大開口の場合と比較して事象初期の漏えい流量が小さくなる。
- ✓ PCV漏えい口径が比較的大きい場合は、PCVはほぼ加圧されず、大開口の場合と比較しても漏えい流量はほぼ同じ。

<時刻毎の漏えい総量と被ばく評価への影響>

PCV漏えい口径*[mm]	1h時点での漏えい総量[m3]	2h時点での漏えい総量[m3]	3h時点での漏えい総量[m3]
5	1.8	4.4	6.8
10	6.6	15.2	21.9
50	29.6	30.0	30.0
100	30.0	30.0	30.0
大開口	30	30	30

- ✓ 例えば、口径*5mm、2h時点での被ばく線量は、大開口時の評価の4.4/30倍となる見込み（PCVダスト濃度も低下する見込みであることから、保守的な想定）であり、漏えい口径が小さい場合には被ばく線量は小さくなると考えている。
- ✓ 漏えい箇所での捕集効果も加味すると、更に1/10倍の効果がある。

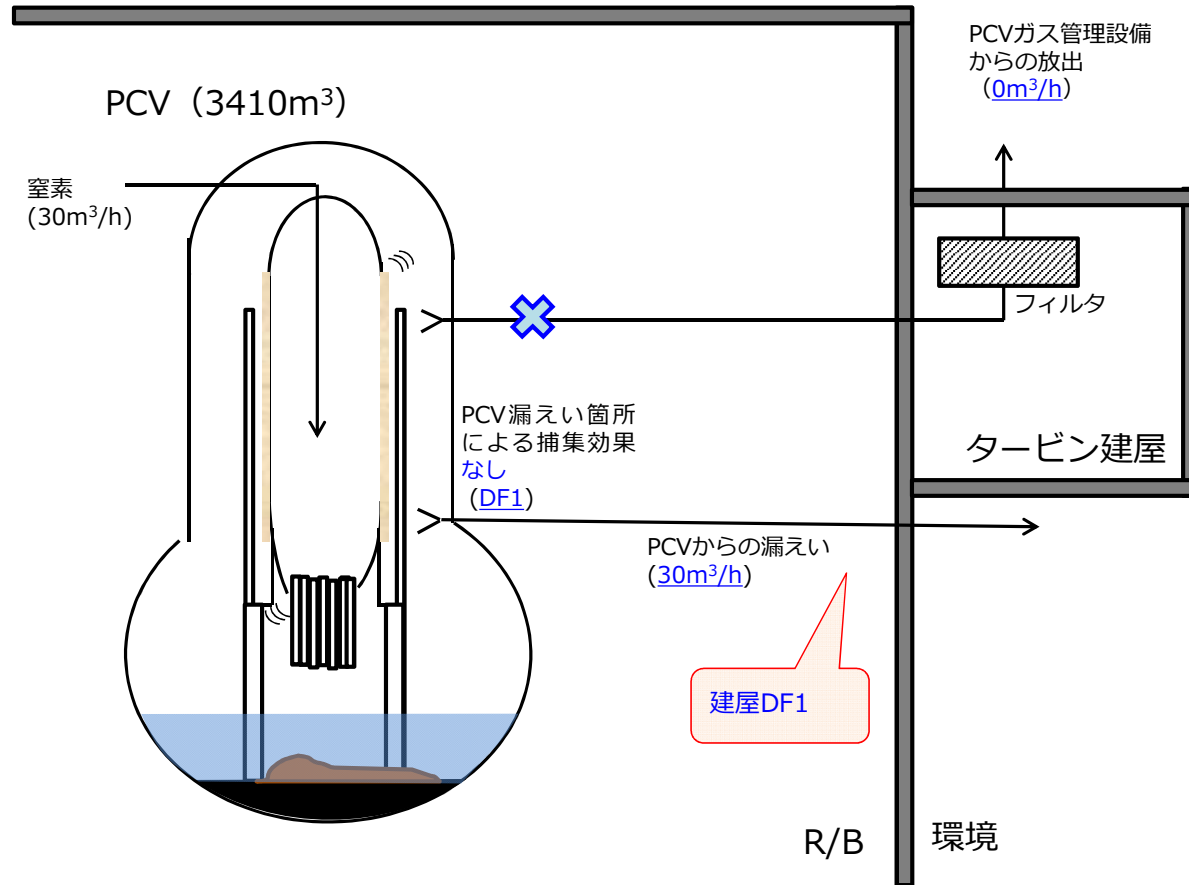
*今回の評価では、口径サイズに対するPCV圧力・漏えい流量の応答を見ることを目的としていることから、簡便のため流路抵抗 $c=1$ とした。従って、実際のPCVの圧力・流量や口径を評価している訳ではない。漏えい流量は大きめの評価となっている。

【参考】ケースA-0 <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、**表面湿潤状態**で**こすられて剥離**。

評価モデル

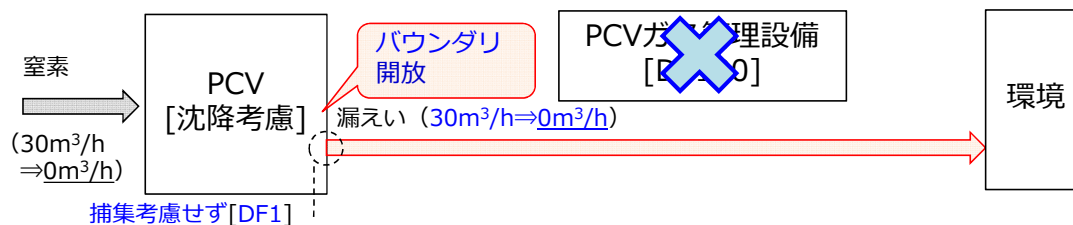


<PCV内のダスト飛散想定>

- ✓ PCV内は湿潤状態となっているため、PCV内のダスト濃度の増加は限定的※と考えられる。

※ 乾燥状態でのダスト飛散の実例として、2021年2月および2022年3月の地震（双葉町・大熊町：震度6弱）時の1・2号機の原子炉建屋および1～3号機のタービン建屋内のダスト濃度が、通常の変動幅より1桁程度の一時的な増加に留まったことを踏まえると、湿潤状態では同程度以下と想定。また、同地震時におけるPCVガス管理設備のダストモニタに有意な上昇がないことを確認。

給排気量収支 [窒素封入停止時間：1h]



【参考】ケースA-1 <評価条件>

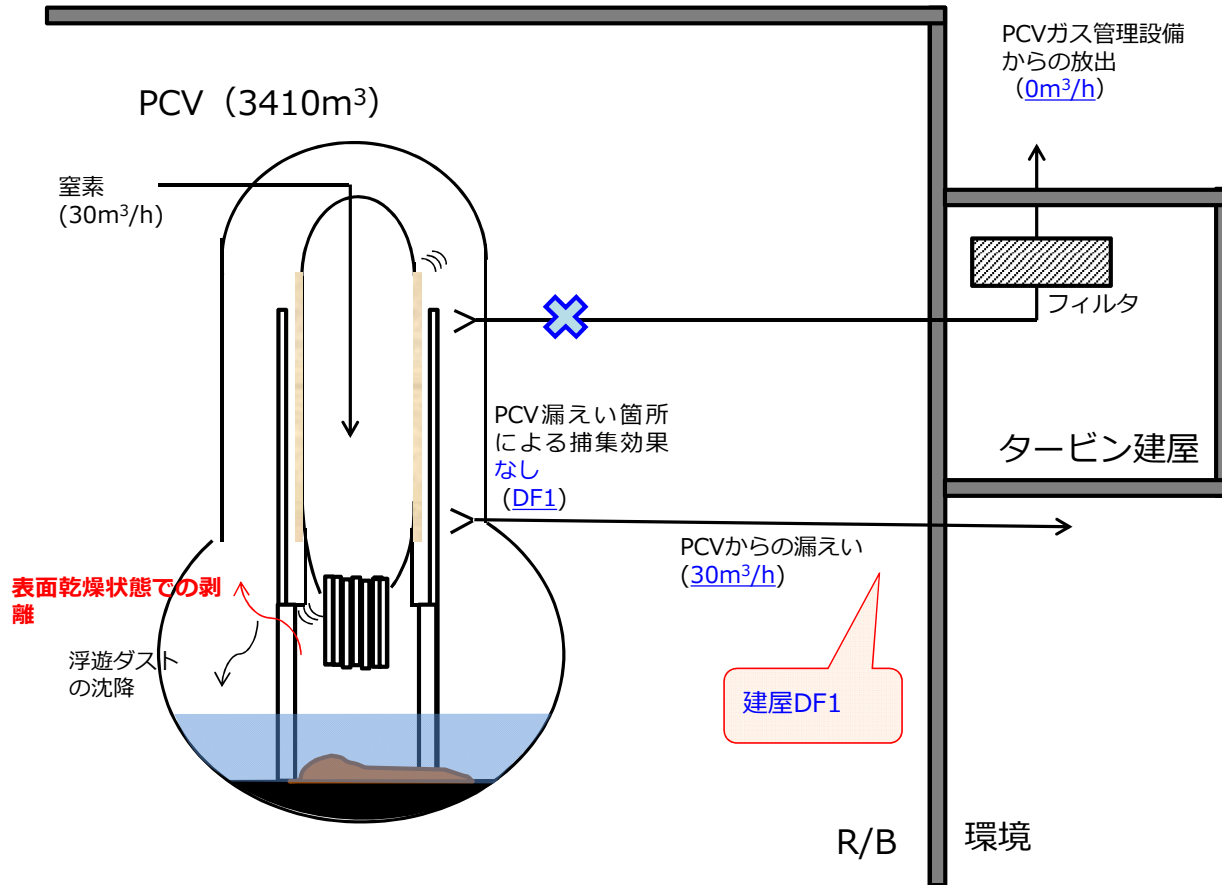
- ダスト発生源
 - 影響を想定する構造物表面の汚染密度
 - 1号機AWJの全β最大ピーク濃度（約 $2.7E-2Bq/cm^3$ ）を記録した作業箇所を基準として汚染密度を想定
（密度を特定することはできないので、作用面積に応じてダスト飛散を想定）
- 給排気条件
 - 窒素封入継続： $30m^3/h$ （1h）
 - PCVガス管理設備トリップ： $0m^3/h$ （バウンダリ開放）
- 低減効果
 - 漏えい箇所捕集効果DF1（バウンダリ開放により低減効果無し）
 - 放出経路での低減割合（PCV内ダスト沈着を考慮）
- 被ばく経路
 - 放射性雲中核種からの外部被ばく、吸入による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

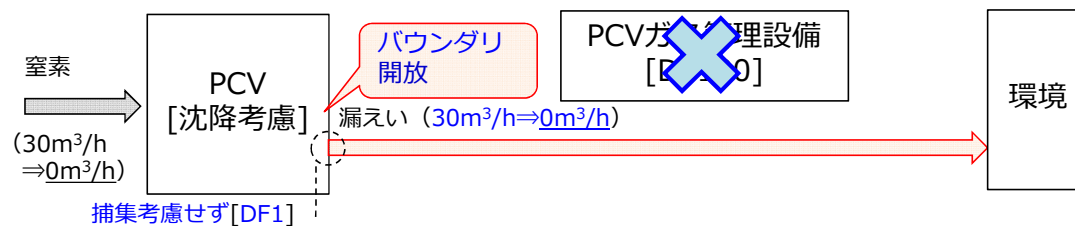
評価モデル



<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】ケースB <評価条件>

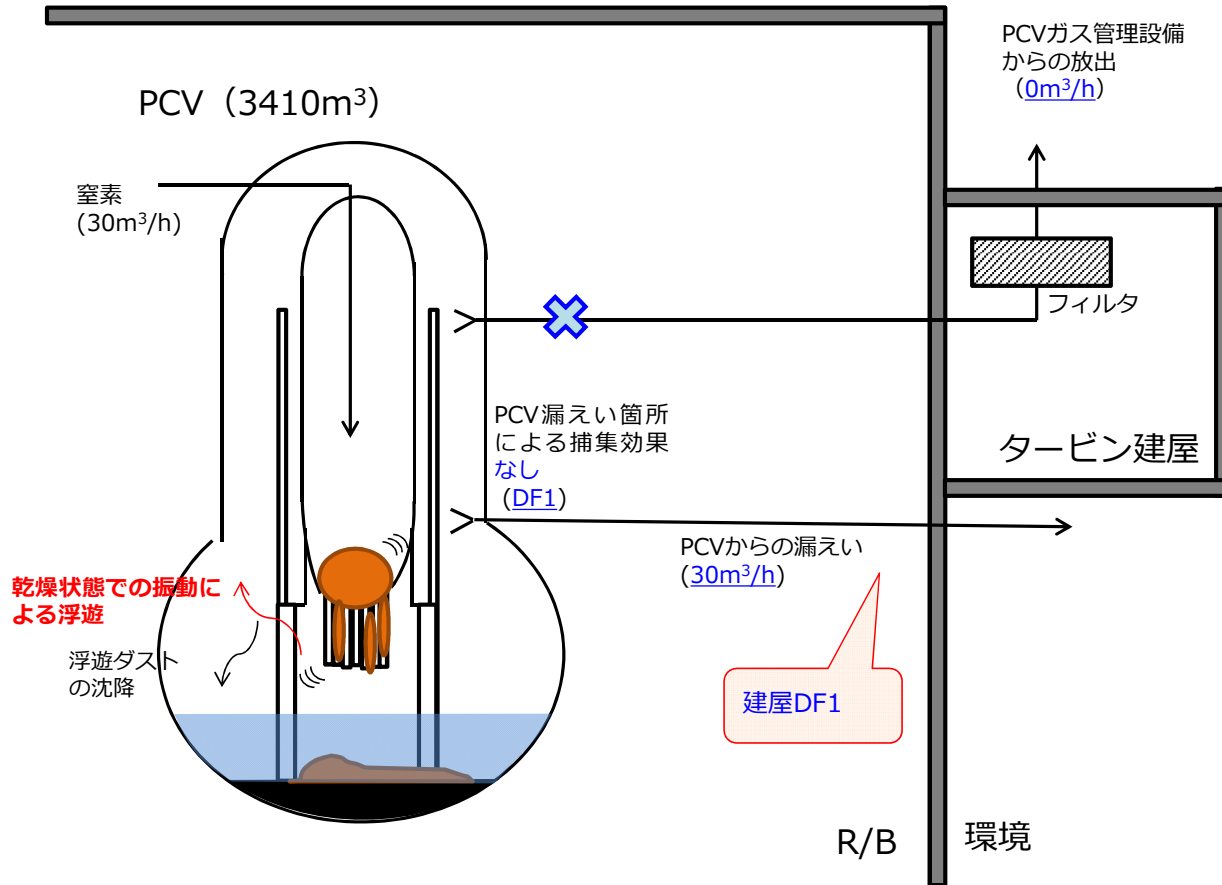
- ダスト発生源
 - 影響を想定する燃料デブリ
 - RPV下部およびCRDハウジングに残存・付着した燃料デブリ
→評価上は燃料**11.2ton**を想定（構造物等は含まない）
 - 燃料デブリの核種想定
 - 電力中央研究所廃止措置ハンドブック記載の55核種
（セシウム等の環境に放出された核種も保守的に全量残存しているものと想定）
 - 1号機平均燃焼度25.8GWd/t 12年減衰
- 給排気条件
 - 窒素封入継続：30m³/h（1h）
 - PCVガス管理設備トリップ：0m³/h（バウンダリ開放）
- 低減効果
 - 漏えい箇所捕集効果DF1（バウンダリ開放により低減効果無し）
 - 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B <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**。
- **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**。

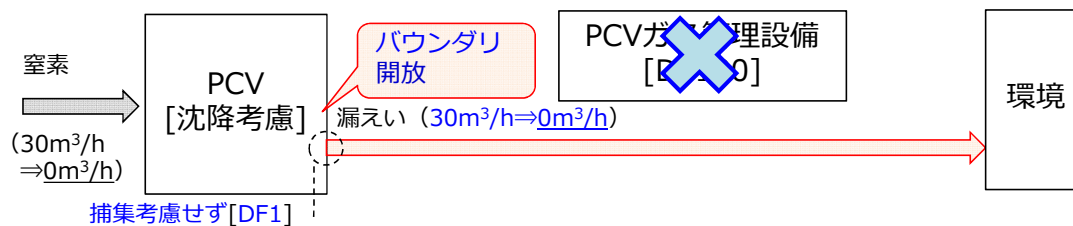
評価モデル



<PCV内のダスト飛散想定>

- ✓ 乾燥している箇所が存在していると仮定
- ✓ 乾燥箇所にRPVに残存・付着した燃料デブリが粉として存在しているものと仮定
- ✓ 振動による粉の飛散については、燃料デブリを想定した微粉末（数μm粒子程度）加振試験で得られた1E-4%を参照設定
- ✓ 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]



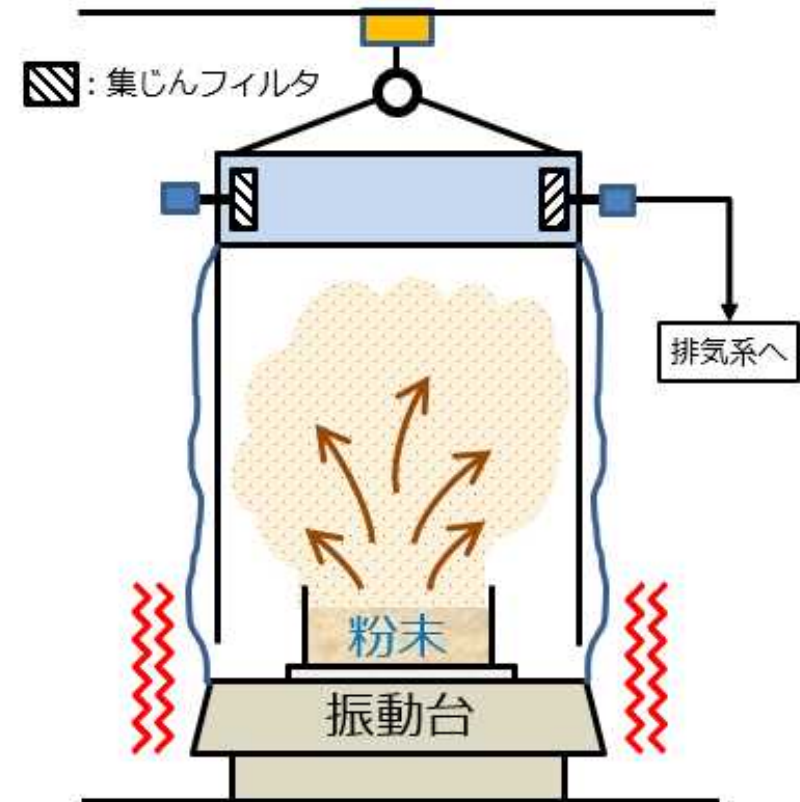
【参考】ケースB <飛散率>

粉状の燃料デブリを想定した粉体加振試験（自主試験）

静置された粉末について、微細振動を加えた際に粉末が気中に浮遊する割合を試験により確認。

振動

- 粒径 μm オーダーのアルミナまたは酸化タングステン粉末
- 水平または垂直に加振
（最大加速度約 11m/s^2 、周期 0.1s 前後）
- 空力等価径 $10\mu\text{m}$ 粒子の終端速度を上回る上昇流流速で回収
- 粉末堆積高さ 4cm
- 加振時間 250s



飛散率 (ARF x RF) を「フィルタ集じん重量/装荷粉体重量」と定義。
全てのケースで $1\text{E}-4\%$ 以下の飛散率となった。
垂直加振より水平加振の方が飛散率は高い傾向。
比重が小さく、粒径が小さいほど飛散率は高い傾向。

【参考】放出量の評価式 <ケースA-1、B>

- 事象発生から時間 t (h)までに、環境へ放出される放射エネルギー $Q_R(t)$ (Bq)：

$$Q_R(t) = A_0 \times \frac{\frac{F}{V_{PCV}}}{\lambda_d + \frac{F}{V_{PCV}}} \times \left\{ 1 - \exp\left(-\left(\lambda_d + \frac{F}{V_{PCV}}\right)t\right) \right\} \quad (\ast 1)$$

ここで、

- A_0 : 事象発生初期のPCV内浮遊ダストの放射エネルギー(Bq)
- V_{PCV} : PCV体積(m^3) . . . 3410 (m^3)
- F : 窒素封入量(m^3/h) . . . 30 (m^3/h)
- λ_d : ダスト低減率 (1/h) . . . 0.6 (1/h) ($\ast 2$)

($\ast 1$) 事象発生から時間 t (h)経過後のPCV内の浮遊ダスト放射エネルギー $A(t)$ (Bq)は、窒素封入による押し出し率(F/V_{PCV})とダスト低減率(λ_d)により減少し、以下の式で表す。

$$A(t) = A_0 \times \exp\left(-\left(\lambda_d + \frac{F}{V_{PCV}}\right)t\right) \quad \dots (1)$$

PCV内に浮遊したダスト放射エネルギー $A(t)$ が、窒素封入による押し出し率(F/V_{PCV})で環境へ放出されることから、単位時間あたりに環境へ放出される放射エネルギーの変化は、以下の式で表わされる。

$$\frac{Q_R}{dt} = \left(\frac{F}{V_{PCV}}\right)A(t) \quad \dots (2)$$

(2)式に(1)式を代入し、積分すると環境へ放出される放射エネルギー $Q_R(t)$ の式が得られる。

($\ast 2$) 1号機AWJ作業時のダスト濃度変化（3.5時間で1桁程度減少と評価）より設定

【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

【参考】PCV内浮遊ダスト濃度 <ケースB>

- 事象発生初期のPCV内浮遊ダスト濃度 (Bq/cm³)

No.	核種	ダスト濃度 (Bq/cm ³)
1	H-3	2.2E-02
2	Be-10	3.0E-10
3	C-14	8.4E-06
4	S-35	0.0E+00
5	Cl-36	0.0E+00
6	Ca-41	0.0E+00
7	Mn-54	0.0E+00
8	Fe-55	0.0E+00
9	Fe-59	0.0E+00
10	Co-58	0.0E+00
11	Co-60	0.0E+00
12	Ni-59	0.0E+00
13	Ni-63	0.0E+00
14	Zn-65	0.0E+00
15	Se-79	3.0E-05
16	Sr-90	4.8E+00
17	Zr-93	1.5E-04
18	Nb-94	1.2E-08
19	Mo-93	0.0E+00
20	Tc-99	1.1E-03

No.	核種	ダスト濃度 (Bq/cm ³)
21	Ru-106	8.5E-03
22	Ag-108m	1.1E-08
23	Cd-113m	1.2E-03
24	Sn-126	5.2E-05
25	Sb-125	2.8E-02
26	Te-125m	6.4E-03
27	I-129	2.6E-06
28	Cs-134	1.8E-01
29	Cs-137	6.5E+00
30	Ba-133	9.6E-07
31	La-137	0.0E+00
32	Ce-144	1.7E-03
33	Pm-147	5.9E-01
34	Sm-151	2.5E-02
35	Eu-152	1.4E-04
36	Eu-154	1.3E-01
37	Ho-166m	1.3E-07
38	Lu-176	0.0E+00
39	Ir-192m	0.0E+00
40	Pt-193	0.0E+00

No.	核種	ダスト濃度 (Bq/cm ³)
41	U-234	1.4E-04
42	U-235	3.5E-06
43	U-236	2.3E-05
44	U-238	3.4E-05
45	Np-237	2.1E-05
46	Pu-238	1.6E-01
47	Pu-239	2.8E-02
48	Pu-240	3.8E-02
49	Pu-241	5.1E+00
50	Pu-242	1.3E-04
51	Am-241	1.4E-01
52	Am-242m	5.0E-04
53	Am-243	1.1E-03
54	Cm-242	4.1E-04
55	Cm-244	8.5E-02

【参考】環境への放出量 <ケースB>

- 環境へ放出される放射能量(Bq)

No.	核種	放出量 (Bq)
1	H-3	4.8E+05
2	Be-10	6.7E-03
3	C-14	1.9E+02
4	S-35	0.0E+00
5	Cl-36	0.0E+00
6	Ca-41	0.0E+00
7	Mn-54	0.0E+00
8	Fe-55	0.0E+00
9	Fe-59	0.0E+00
10	Co-58	0.0E+00
11	Co-60	0.0E+00
12	Ni-59	0.0E+00
13	Ni-63	0.0E+00
14	Zn-65	0.0E+00
15	Se-79	6.8E+02
16	Sr-90	1.1E+08
17	Zr-93	3.4E+03
18	Nb-94	2.6E-01
19	Mo-93	0.0E+00
20	Tc-99	2.5E+04

No.	核種	放出量 (Bq)
21	Ru-106	1.9E+05
22	Ag-108m	2.4E-01
23	Cd-113m	2.7E+04
24	Sn-126	1.2E+03
25	Sb-125	6.3E+05
26	Te-125m	1.4E+05
27	I-129	5.8E+01
28	Cs-134	4.0E+06
29	Cs-137	1.5E+08
30	Ba-133	2.2E+01
31	La-137	0.0E+00
32	Ce-144	3.8E+04
33	Pm-147	1.3E+07
34	Sm-151	5.7E+05
35	Eu-152	3.2E+03
36	Eu-154	2.8E+06
37	Ho-166m	3.0E+00
38	Lu-176	0.0E+00
39	Ir-192m	0.0E+00
40	Pt-193	0.0E+00

No.	核種	放出量 (Bq)
41	U-234	3.1E+03
42	U-235	8.0E+01
43	U-236	5.1E+02
44	U-238	7.6E+02
45	Np-237	4.7E+02
46	Pu-238	3.6E+06
47	Pu-239	6.4E+05
48	Pu-240	8.5E+05
49	Pu-241	1.1E+08
50	Pu-242	2.8E+03
51	Am-241	3.2E+06
52	Am-242m	1.1E+04
53	Am-243	2.5E+04
54	Cm-242	9.3E+03
55	Cm-244	1.9E+06

【参考】線量の評価式 <ケースA-1、B>

- 放射性雲中の核種からの外部被ばく

$$H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_R \cdot 1000$$

H_{γ} : 放射性雲中の核種からの γ 線による外部被ばく実効線量[mSv]

K : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy] (=1)

E_{γ} : γ 線の実効エネルギー[MeV] (※1)

D/Q : 相対線量[Gy/Bq] (=6.1E-19)

Q_R : 放射性核種の大気放出量（各経路のDFを考慮した合計）[Bq]

- 地表沈着した核種からの外部被ばく

$$G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_R \cdot T \cdot 1000$$

G_{ex} : 地表沈着した核種からの γ 線による外部被ばく実効線量[mSv]

K_{ex} : 外部被ばく実効線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)] (※2)

V : 沈降速度[m/s] (=0.01)

f : 残存割合[-]

T : 被ばく時間[s] (=365×24×3600)

- 放射性雲中の核種の吸入による内部被ばく

$$H_I = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_R$$

H_I : 放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]

K_{in} : 内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq] (※1)

R_1 : 呼吸率[m³/s] (=1.2 [m³/h] /3600)

χ/Q : 相対濃度[s/m³] (=6.0E-5)

- 地表沈着した核種から再浮遊した核種の吸入による内部被ばく

$$G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_R \cdot T$$

G_{in} : 地表沈着した核種から再浮遊した核種の吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]

R_2 : 呼吸率[m³/s] (=22.2 [m³/d] / (24×3600))

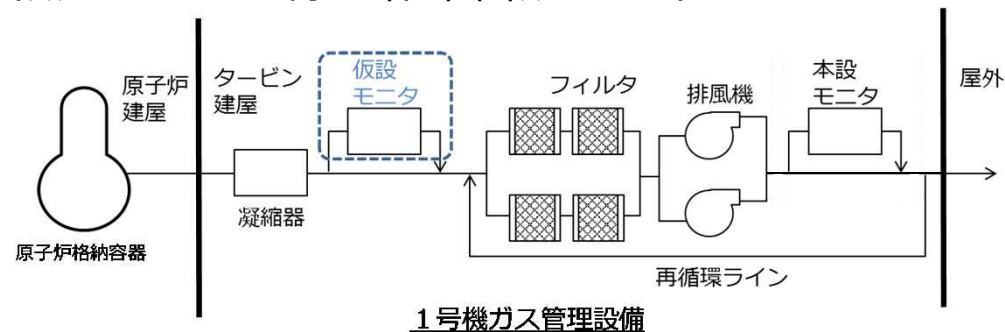
F : 再浮遊率[m⁻¹] (=1E-6)

(※1) (財) 電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」（平成19年3月）

(※2) EPA-402-R-93-081 「FEDERAL GUIDANCE REPORT NO. 12 EXTERNAL EXPOSURE TO RADIONUCLIDES IN AIR, WATER, AND SOIL」 Keith F. Eckerman and Jeffrey C. Ryman September 1993

【参考】ケースA-1a <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

【参考】PCV内浮遊ダスト濃度、環境への放出量

<ケースA-1a>



- 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エネルギー(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。

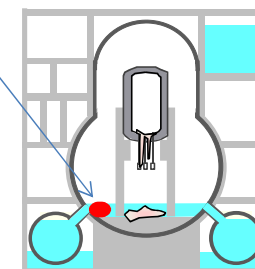
【参考】ケースA-1b <評価条件>

- 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



1号機

- 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

【参考】PCV内浮遊ダスト濃度 <ケースA-1b>



- 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

【参考】環境への放出量 <ケースA-1b>

- 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
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

【参考】 1号機格納容器堆積物の核種分析結果1/2 <ケースA-1b> **TEPCO**

- 「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



・放射能濃度は、減衰補正は未実施。・核種の下の括弧内は半減期。
・分析値の±の後の数値は、計数誤差。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

⇒ 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)

【参考】 1号機格納容器堆積物の核種分析結果2/2 <ケースA-1b> **TEPCO**

- 「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



・放射能濃度は、減衰補正は未実施。・核種の下の括弧内は半減期。
・分析値の±の後の数値は、計数誤差。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

⇒ 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)

【参考】α核種の低減効果 <ケースA-1b>



- 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

- サーベイ日: 2019年2月28日
- 表面線量率: 左下図の図中参照 [(γ): 1cm線量当量率, (β+γ): 70μm線量当量率]
- 表面汚染状態: 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^{-3}
- 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+γ)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)。

検出核種	Cs-137に対する存在比
Cp-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
Ba-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} (γ)	2019/2 全α計測 8×10^{-2} (γ)	-
②PCVガス管理設備フィルタ後サンプリング (α核種分析)**	2016/12 全α計測 10^{-2}	2017/5 全α計測 10^{-2}	2017/4 全α計測 -
③PCV内滞留水 (γ)	-	2013/8 α核種分析* 10^{-4}	2013/8-2015/10 α核種分析* 10^{-2}
④建屋1階瓦礫等 (γ)	2013/10-2015/11 α核種分析* $10^{-2} \sim 10^{-4}$	-	2014/3 α核種分析* $10^{-6} \sim 10^{-7}$
⑤オオフロ瓦礫等 (γ)	2015/10-2016/4 α核種分析* $10^{-3} \sim 10^{-4}$	2014/7-2014/5 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。既し測定箇所では、検出限界未満の値を測定値と見做して記載している訳ではない。

*α核種分析結果のPo-210, Pu-239+240, Am-241, Cm-244の合計値
**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

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. ペDESTAL支持機能低下時ダスト被ばく評価（指示事項①）
 2. ダスト飛散抑制対策の検討（指示事項②）

2. ダスト放出抑制対策の検討

2-1 ペデスタル支持機能低下時の対応の整理

- 仮にペデスタル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

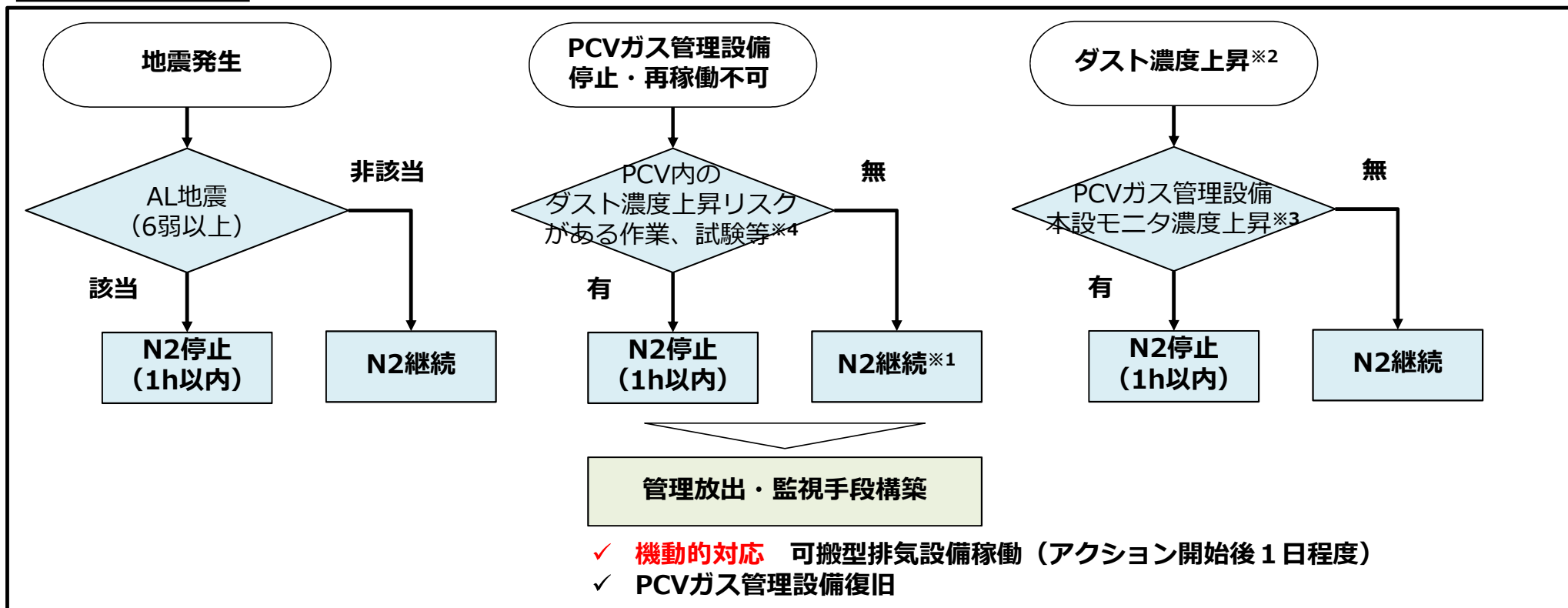
事象発生	喪失機能	機能喪失の想定	喪失状態が継続した場合に考えられる影響の特徴	対応の効果的なタイミング	対応の優先順位
ペデスタル支持機能低下	放出抑制	ダスト発生管理放出喪失	事象発生直後にダスト放出リスクが大きく、時間経過に従ってリスクは低下する。	事象発生 初期	①
	冷却	注水不良 冷却不足	事象発生後に直ちに影響が生じるものではない。 長時間機能喪失状態が継続したときに、温度やダスト濃度が上昇する可能性がある。 (無注水でも1℃/5日程度の上昇(1号機))	事象発生後、 長時間喪失状態が続く場合	② (湿潤化によってダストが浮遊しづらくなる効果があるため、準備が整い次第復旧することが望ましい)
	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



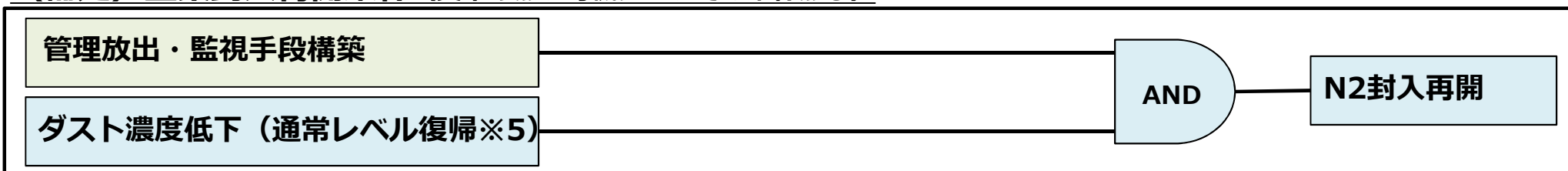
※1：長期のPCVガス管理設備の停止が見込まれる場合には、建屋ダストモニタ等の推移を確認し、万が一ダストの上昇が確認される場合にはN2封入量を低減する操作を検討する。

※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。

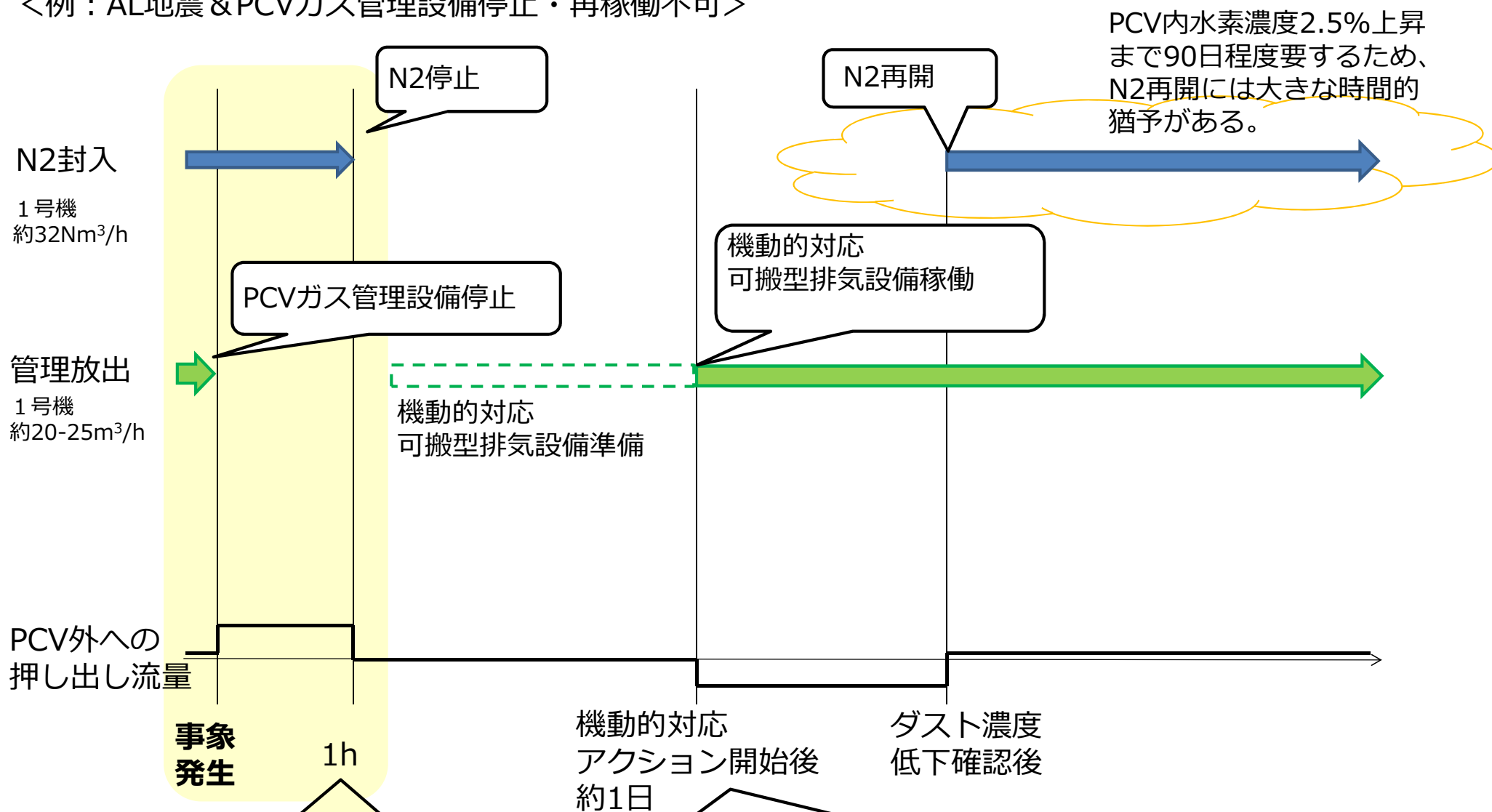
※6：実施計画記載のマニュアル【III特定原子力施設の保安第1編（1号炉,2号炉,3号炉及び4号炉に係る保安措置）第2章 品質保証 第3条（品質マネジメントシステム計画）】

→異常時対応手順（運転管理基本マニュアル※6の下位）に反映予定。

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） **TEPCO**

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。

＜実施計画見直しまでの対応＞

- PCVガス管理設備の停止中に窒素封入を停止すると、LCO逸脱となるが、その場合であっても、ダストの放出抑制を優先し、窒素封入を停止する対応を考えている。

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）

【参考】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）



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>