

ALPSスラリー安定化処理設備設置に係る指摘事項に対する回答

2024年7月25日



東京電力ホールディングス株式会社

■ 第109回 特定原子力施設監視・評価検討会（2023.10.5）

- 原子力規制庁より下記見解が示されている。
 - ✓ スラリーを保管するHICの保管容量がひっ迫していることから、本件は着実に進める必要があり、特に設計に大きな影響のある耐震クラスとその考え方、閉じ込めの考え方、非常用電源に対する考え方を早急に示すことを求める。
 - ✓ 高線量HICの移替え時に判明した、従来の装置では下部スラリーを抜き出すことが難しい点については、新たな抜出装置の実スラリーを使用したモックアップ試験が施設設計と並行して行われる予定であることから、モックアップ試験での確認内容及びその設計への反映については審査の中で確認する。
 - ✓ 脱水物の保管の安全性については、審査の中で、保管容器で担保する対策、耐用年数とともに、保管場所に対する耐震クラス評価とその考え方を確認する。
- その為、今後は下記5項目について技術会合で回答していく。
 - ✓ **耐震クラスとその考え方（今回回答）**
 - ✓ 閉じ込めの考え方（2024.5.27 第19回技術会合において回答）
 - ✓ 非常用電源に対する考え方
 - ✓ **新たな抜出装置について（今回回答）**
 - ✓ **脱水物の保管の安全性について（今回回答）**

ALPSスラリー安定化処理設備の設計方針に係る確認事項（2023.3.29）に対する

今回の回答事項

No.	指摘事項	回答	関連頁
1	公衆被ばく影響評価条件の線源となるスラリー、上澄水、脱水物等それぞれの根拠を示すこと。また、Sr (Y) 以外の核種は、評価上どのように考慮しているのか示すこと。	スラリーのSr90放射能濃度の分析結果からインベントリを設定し、各機器における放射性物質の保有量から性状毎の放射性物質の体積を求める。 Sr (Y) 以外の核種の考え方については別途示す。	p7
2	設備全体の耐震クラスの設定に向けた安全機能喪失時の線量評価において、廃液タンク内のインベントリ（約18m ³ ）を「0」としているが、これも全体のインベントリに合算して計算すること。廃液タンク内の放射性物質濃度についても示すこと。	廃液タンク内に含まれる放射性物質についても公衆被ばく影響評価に加える。ろ液に含まれる放射性物質濃度についても示す。	p7
3	安定化処理設備内では、スラリー状のものと水溶液状のものが混在するため、DOEハンドブックの係数がそれらの性状に応じて設定されていることを示すこと。	ALPSスラリーはDOEハンドブックで試験に用いたスラリーよりも粘度が高いことから、『スラリー(5.0E-05)』を参照する。ろ液については『溶液』『スラリー』『粘性溶液』の中で最も飛散率の高い『溶液(2.0E-4)』を参照する。 脱水物については飛散率試験の結果より、『スラリー(5.0E-05)』を参照する。	p10～11
4	DOEハンドブックでは適用条件が40w%「未満」とあるが、それを超えるスラリーに対して何故この基準が適用できるのか示すこと。（仮に粘度のみで議論できるのであれば「以上」と書かれているはずであり、むしろ模擬スラリーで実験することも含めて考え方を整理すること。）	模擬スラリーから生成した脱水物を使用した飛散率試験を実施し、DOEハンドブックに記載の数値を使用することが妥当であることを確認した。	p17～22
5	ダスト管理エリアへ流出した場合の空間濃度の算出において、FPのスラリー格納容量【B】及びGBの容積【D】の値の根拠について示すこと。また、これらの値が設計見直し後にどのように変更されるのか示すこと。（例えばGBの容積【D】については（P.2から）4台考慮されることになるが、その場合は運転操作（バッチ処理の手順）が示されないことと妥当性を判断できないことから運用面も含めて示すこと。）	各機器における放射性物質の保有量を示す。 なお、スラリー・ろ液については系統に保有可能な最大量を用いて放射能量を評価する。 脱水物については充填容器を建屋内に仮置きすることから、保有し得る最大量を用いて放射能量を評価する。	p7
6	電動ファン式全面マスク着用での作業可能時間の算出において、線源となる核種の想定がなぜSrだけなのか、なぜ内部被ばくだけ考慮して外部被ばくを考慮しないのか示すこと。また、作業によっては等価線量も考慮する必要があると考えられるが、その要否についても示すこと。	Sr (Y) 以外の核種の考え方、作業時被ばくの評価について別途示す。	-

耐震クラスとその考え方

■ 耐震クラスの評価について

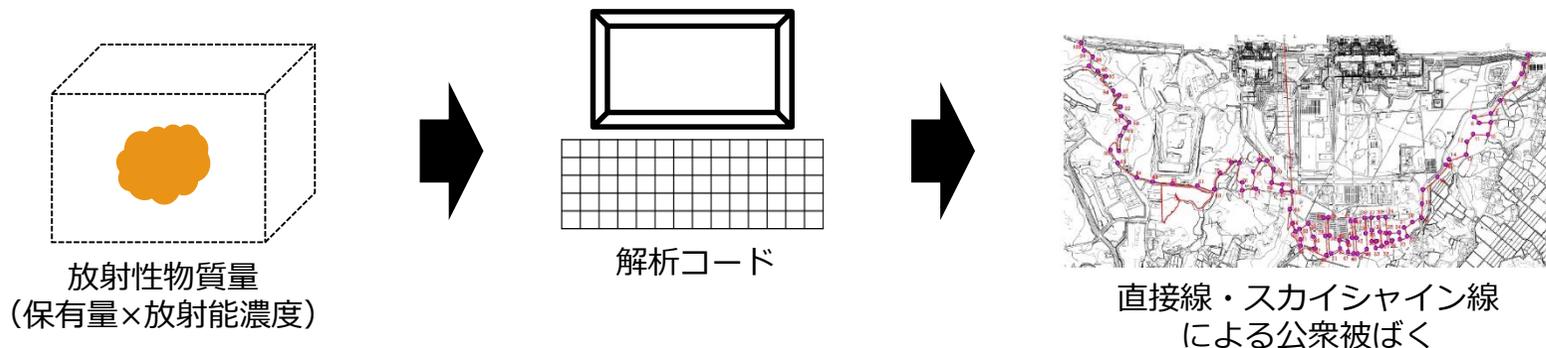
- 耐震クラスの分類は、地震による安全機能喪失時の公衆被ばく線量により『S・B・C』を分類する。
- スラリー安定化処理設備は成立性検討が完了し、設置候補地を見直すことから新しい設計情報に基づき耐震クラスの検討を行う。
- 公衆被ばく線量は、『直接線・スカイシャイン線による公衆被ばく』及び『大気拡散による公衆被ばく』を合算して算出する。

■ 地震による安全機能喪失時の公衆被ばく線量について

- 直接線・スカイシャイン線による公衆被ばく評価
- 大気拡散による公衆被ばく評価
 - ✓ クラウドシャインによる外部被ばく
 - ✓ グランドシャインによる外部被ばく
 - ✓ クラウドの吸入による内部被ばく

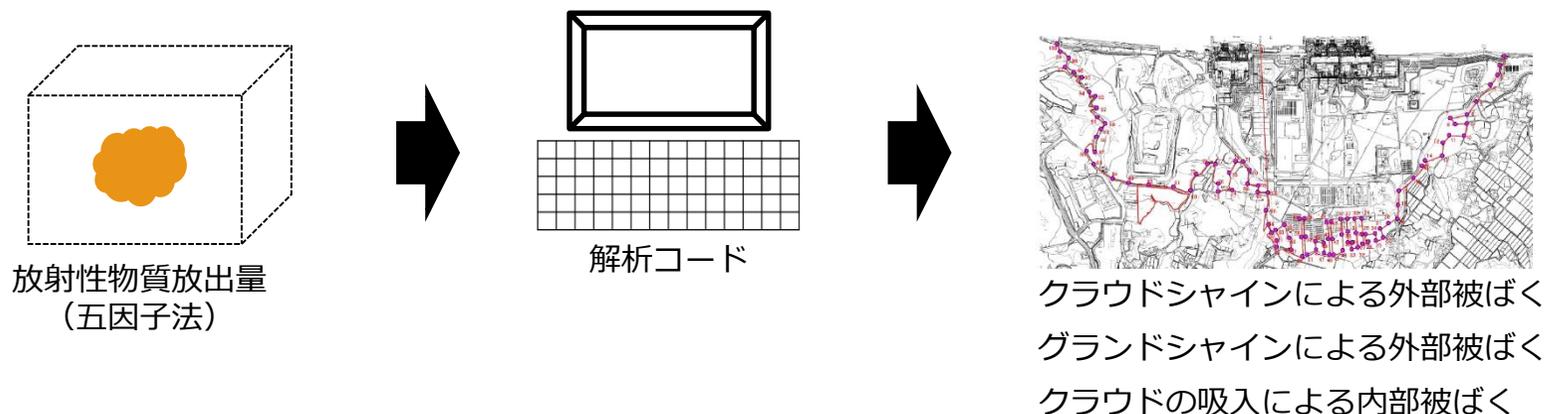
■ 直接線・スカイシャイン線による公衆被ばく評価

- 線源としては、建屋内に残存する放射性物質の保有量・濃度から放射性物質量を算出し、建屋・容器の遮蔽を考慮せずに計算する。



■ 大気拡散による公衆被ばく評価

- 放射性物質放出量は五因子法を用いて算出し、建屋・容器を考慮せずに計算する。



■ 放射性物質放出量について

➤ 放射性物質放出量は五因子法※¹に基づき、以下の式により求める。

$$✓ \text{放射性物質放出量[Bq]} = \text{MAR} \times \text{DR} \times (\text{ARF} + (\text{ARR} \times 7\text{d} \times 24\text{h})) \times \text{RF} \times \text{LPF}$$

※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する。

記号	説明	単位
MAR	放射性物質質量	Bq
DR	MARのうち事故の影響を受ける割合	-
ARF	霧困気中に放出され浮遊する割合（落下時）	-
ARR	霧困気中に放出され浮遊する割合（静置時）	-
RF	肺に吸入され得る微粒子の割合	-
LPF	環境中へ漏れ出る割合	-

➤ このうち,DR,RF,LPFは保守的に1と設定する。

➤ 放射性物質質量（MAR）については、設備で取り扱う放射性物質の性状毎に求めて設定する。

$$\text{MAR} = \text{放射能濃度} \times \text{体積}$$

➤ ARF/ARRについては、取り扱う放射性物質の性状毎に文献※²により設定する。

※1：五因子法とは、核燃料サイクル施設の事故解析ハンドブック（NUREG/CR-6410）に記載された簡易的に放射性物質の放出量を評価する手法である。

※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

1.4 放射性物質質量（MAR）の評価

- HIC内スラリーの分析結果等から性状毎の放射能濃度を算出し、これにスラリー安定化処理設備の各機器が保有可能な最大量に乗じて、放射性物質質量（MAR）を設定する。

※機器容量は今後の設計で変更となる可能性があるが、設定した余裕の範囲内に抑える。

性状	Sr-90放射能濃度 [Bq/cm ³]	最大 保有量 [m ³]	MAR [Bq]	最大保有量の設定根拠※
高線量 スラリー	1.38E+07	20	2.8E+14	HIC1基(約3m ³)、スラリー抽出タンク(約3m ³)、供給タンク(約6m ³)、フィルタープレス機(0.5m ³ 以下)に余裕を加えて設定。
高線量 ろ液	2.28E+04	100	2.3E+12	ろ液・廃液回収タンク(約7m ³)、廃液タンク(約10m ³ ×2)、ろ液タンク(約20m ³)に余裕を加えて設定。
高線量 脱水物	7.52E+07	1	7.5E+13	脱水物充填容器に収容する脱水物の容量は、搬出までの間一時保管するものを含め1m ³ 以内に管理するため。
低線量 スラリー	2.46E+05	40	9.8E+12	低線量処理系は2系列設けることから高線量処理系の体積×2により設定。
低線量 ろ液	6.32E+02	200	1.3E+11	低線量処理系は2系列設けることから高線量処理系の体積×2により設定。
低線量 脱水物	2.39E+06	2	4.8E+12	低線量処理系は2系列設けることから高線量処理系の体積×2により設定。

1.5 霧状気中に放出され浮遊する割合（ARF/ARR）の評価

- ARF/ARRは放射性物質の性状毎に異なるが、文献値※を用いて下表の通り設定する。

表：各性状におけるARF/ARRの設定値

	性状	飛散率	補足
ARF	スラリー	5.0×10^{-5}	スラリーの粘度を鑑みると3.2.3.2 Slurriesを参照することが適切であることから、表に記載がある3m落下試験結果の最大値を使用する。
	ろ液	2.0×10^{-4}	液体の中で最も飛散率の高い3.2.3.1 Solutionsを参照し、表に記載がある3m落下試験結果の最大値を使用する。
	脱水物	5.0×10^{-5}	後述の飛散率試験により 4.3×10^{-6} の結果が得られたが、保守側にスラリーの値に合わせる。
ARR	スラリー	$4.0 \times 10^{-7}/\text{hr}$	3.2.4 Aerodynamic Entrainment and Resuspensionに記載の屋外池，風速5m/sでの値。
	ろ液	$4.0 \times 10^{-7}/\text{hr}$	3.2.4 Aerodynamic Entrainment and Resuspensionに記載の屋外池，風速5m/sでの値。
	脱水物	$4.0 \times 10^{-7}/\text{hr}$	後述の飛散率試験により 3.0×10^{-7} の結果が得られたが、保守側にスラリーの値に合わせる。

※：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

1.6 放射性物質放出量の算出

- 得られたMAR,ARF/ARRの設定値に基づき、7日間/1事象として五因子法により放射性物質放出量を算出する。

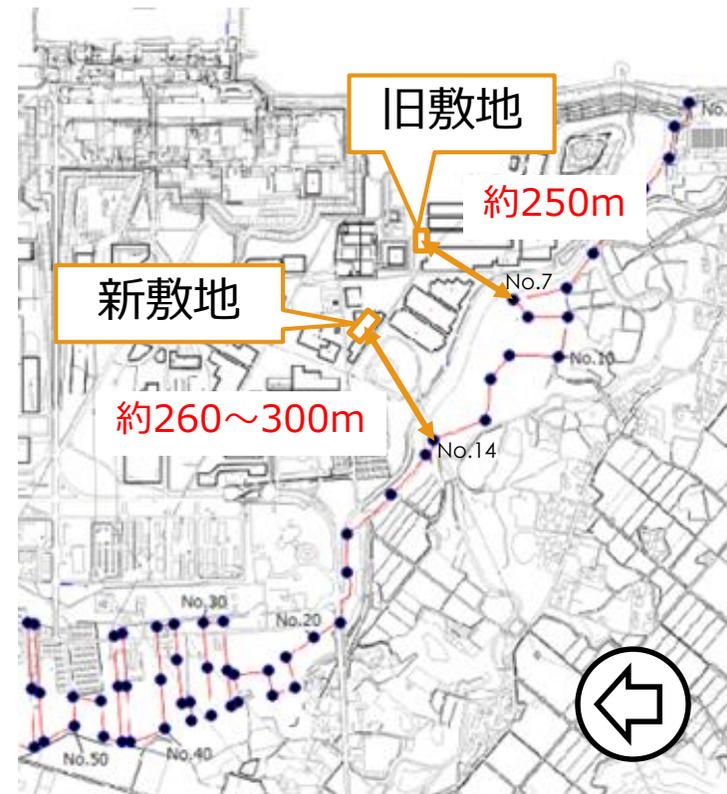
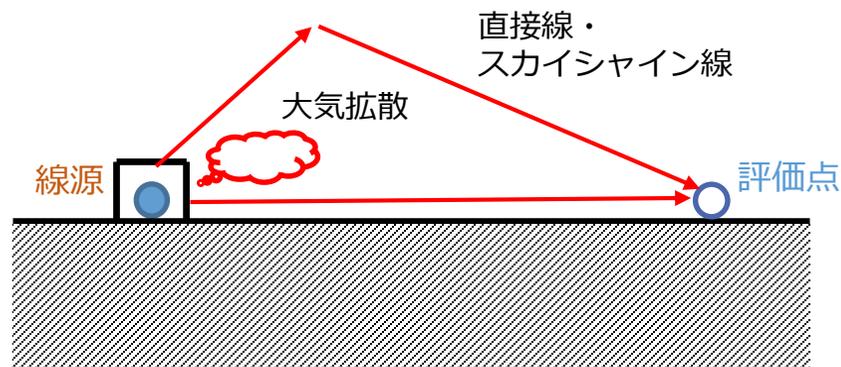
$$\text{放射性物質放出量[Bq]} = \text{MAR} \times \text{DR} \times (\text{ARF} + \text{ARR} \times 7\text{d} \times 24\text{h}) \times \text{RF} \times \text{LPF}$$

表：算出された放射性物質放出量

性状	MAR [Bq]	DR	ARF	ARR	RF	LPF	放射性物質放出量 [Bq]
高線量スラリー	2.8E+14	1	5.0E-05	4.0E-07	1	1	3.28E+10
高線量ろ液	2.3E+12	1	2.0E-04	4.0E-07	1	1	6.15E+08
高線量脱水物	7.5E+13	1	5.0E-05	4.0E-07	1	1	8.79E+09
低線量スラリー	9.8E+12	1	5.0E-05	4.0E-07	1	1	1.15E+09
低線量ろ液	1.3E+11	1	2.0E-04	4.0E-07	1	1	3.47E+07
低線量脱水物	4.8E+12	1	5.0E-05	4.0E-07	1	1	5.63E+8
合計の放射性物質放出量							4.40E+10

1.7 大気拡散による公衆被ばく線量の評価（概算値）

- 以前計画していた設置場所における大気拡散による公衆被ばく線量の評価を用い、放射エネルギーの比例換算により概算値の評価を行う。なお、新計画の設置場所の方が敷地境界までの距離は長い。



1.8 耐震クラス設定について

■ 耐震クラスについて

- 公衆被ばく線量評価（概算値）は以下の通り。

（下記評価は、Sr-90+Y-90を線源とした旧敷地での評価であるが、評価結果は、大きく変わらず5mSv/事象以内に収まると考えている。なお、本概算評価は制動放射線による影響を含んでいる。）

敷地境界線量	評価値[mSv/事象]
直接線・スカイシャイン線	1.17E-02
大気拡散－クラウドシャイン	3.29E-05
大気拡散－グランドシャイン	1.61E+00
大気拡散－クラウドの吸入	2.04E+00
合計	3.66E+00

- Sr-90・Y-90が直接線・スカイシャイン線の値に影響を与える要因は制動放射線が主であり、制動放射線が敷地境界へ直接到達するものと空気中の水等で散乱しながら到達するものを評価している。
- 現時点で、 $50\mu\text{Sv} < \text{公衆被ばく線量} \leq 5\text{mSv}$ となっており、耐震クラス分類は、暫定『B』が適当。当該設備の供用期間は、『長期的』に使用することを見込んでいることから『B+』として検討を進めている。
- またSs900に対して海洋に流出するおそれのない設計についても検討を進めており、今後提示する。

※なお、地表沈着の再浮遊による被ばく評価については今後、新敷地における詳細評価を行うが、再浮遊による被ばく影響は概算評価値で0.025mSv（Sr-90+Y-90単体での評価の場合も同様）であり、公衆被ばく線量は3.70mSv/事象となる見込みである。

■ スラリーのARF

- DOEハンドブックの3.2.3ではSolutions (溶液) Slurries (スラリー) Viscous Solutions (粘性溶液) の3つに分類して落下時の飛散率を整理している。
- DOEハンドブックでは飛散率は、『個体』 > 『溶液』 > 『スラリー』 > 『粘性溶液』 となっており、『溶液』 『スラリー』 『粘性溶液』 においては粘度が高くなるほど飛散率が低くなる傾向を示している。
- DOEハンドブックで試験に用いたスラリーの粘度は『1.3~4.91mPa*s』、粘性溶液の粘度は『7.9~46.0mPa*s』である。
- 一方でALPSスラリーを模擬して製作したスラリーの粘度は『150mPa*s以上』であり、DOEハンドブックで試験に用いたスラリーよりも粘度が高いことから、『スラリー(5.0E-05)』を参照する。

■ ろ液のARF

- ろ液については『溶液』 『スラリー』 『粘性溶液』 の中で最も飛散率の高い『溶液(2.0E-4)』を参照する。

■ 脱水物のARF

- 脱水物については飛散率試験の結果より、『スラリー』の飛散率より低く『粘性溶液』に近い飛散率であったこと、当社で実施した試験結果も『E-06オーダー』とDOEハンドブックの試験結果よりも低い飛散率であることを確認したことから、保守的に『スラリー(5.0E-05)』を参照する。

■ 模擬スラリーの作製について

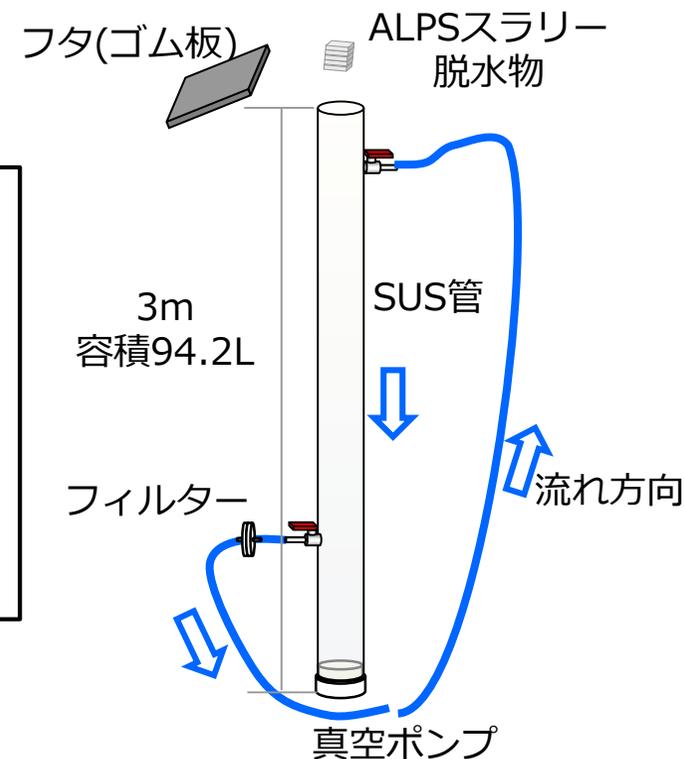
- ALPSスラリーを模擬したスラリー（以下、模擬スラリー）を作製し、飛散率試験を行う。
- 模擬スラリーの作製については、実際のスラリー粒径（3.62～7.40 μm ）よりも細かく作製（1.17～1.99 μm ）し、飛散率試験として保守的な結果となる様にしている。
- フィルタープレス機の脱水により、含水率が約40%となるが、含水率が約30%の物も作製し試験を実施した。

■ 飛散率試験方法について

- ALPSスラリー脱水物をパイプに投入し、上端をフタして真空ポンプにて、空気を20分循環し、浮遊ダストをフィルターで回収する。
- ダストの回収量は、フィルタの試験前後の重量差から算出することにしており、フィルタは、事前に約80℃で乾燥させてから設置し、ダスト回収後も約80℃で乾燥させてから測定を実施する。(フィルタが吸湿し、適切な試験を行えないため。)
- 落下時の飛散状況と比較する目的で最初からALPSスラリー脱水物を底部に設置した試験も実施する。

■ 飛散率試験条件について

- 落下高さ：DOEハンドブックと同様 (3m)
- 試験管：直径：20cm、高さ：100cm×3本
- 脱水物：円形：直径10cm
- 換気回数：パイプ内空気を約12回循環 (20分間)
- フィルタ：試験前に約80℃で乾燥させて実施



■ 落下時飛散率試験結果について

- 落下試験は、落下の有無に関わらずE-06オーダーのダスト回収率となった。
- 含水率40%『落下有』の試験においては、フィルタ試験前後で乾燥させ条件を合わせているものの乾燥により試験前よりもフィルタ重量が軽くなったことから回収量がマイナスとなったものと推定している。
- また、含水率30%の試験においては、『落下有』の試験結果と『落下無』の試験結果が同程度となった。
- 上記試験結果を踏まえるとALPSスラリー脱水物の落下時の飛散は、E-06オーダー程度と考えられる。

表:落下時飛散率試験結果

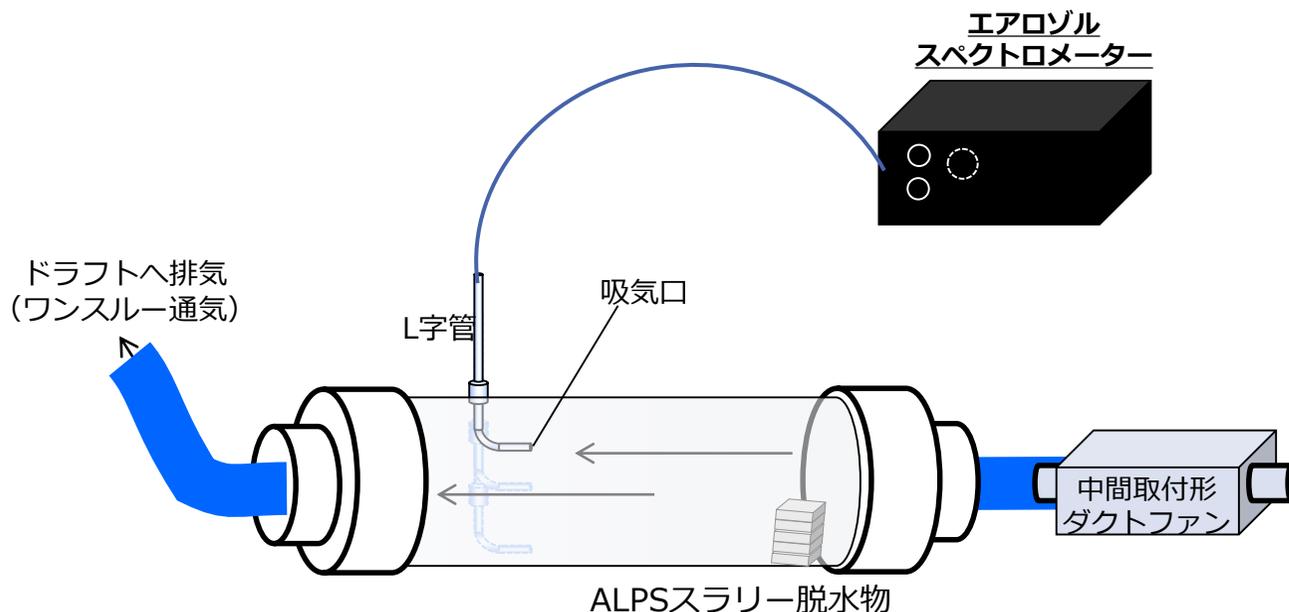
試験対象	落下有無	重量(g)	回収量(g)	ダスト回収率
含水率40%	有	995.23	-0.00244	—
	無	1227.64	0.00466	3.8E-06
含水率30%	有	929.32	0.00395	4.3E-06
	無	1170.23	0.00710	6.1E-06

■ 飛散率試験方法について

- ALPSスラリーをパイプ下部に設置し、ダクトファンを用いて約3.7m/sの風速で1時間通風する。エアロゾルスペクトロメーターの測定結果よりダスト回収量を算出した。

■ 飛散率試験条件について

- 試験管 : 直径 : 20cm、長さ : 50cm
- 脱水物 : 円形 : 直径10cm
- ファン : 約3.7m/s (1 Fの代表風速3.1m/sを考慮)



【エアロゾルスペクトロメーター】

- ・ 粒子数、体積、表面積等の粒径分布や統計値などの計測データをリアルタイムで確認することができる。
- ・ 粒径は、最小0.2 μ mから測定可能であり、ALPSスラリーの最小粒径よりも小さい値から測定が可能である。
- ・ 今回は粒子数、体積にALPSスラリーの比重を乗算し回収量を算出する。

■ 静置時飛散率試験結果について

- 静置試験のダスト捕集率は、E-06~-07オーダーの結果となった。
- これらのダスト捕集率は、スラリーからの飛散のみでは無く、空気中のダストも回収量として含めているため、バックグラウンド時の回収量を測定し、減算する事により飛散率を求める。
- その結果、含水率40%の試験において『3.0E-07』の飛散率を得た。

含水率30%については、バックグラウンド時の平均回収量の方が大きくマイナスとなった。

試験対象	No,	(a) 重量(g)	(b) 回収量(g)	(b/a) ダスト捕集率	(c)平均 重量(g)	(d)平均 回収量(g)	(c/d) 飛散率※
含水率40%	1	995.19	0.00091	9.14E-07	998.95	0.00142	3.00E-07
	2	1000.72	0.00208	2.08E-06			
	3	1000.94	0.00128	1.28E-06			
含水率30%	1	927.92	0.00036	3.88E-07	932.15	0.00054	-6.22E-07
	2	924.78	0.00086	9.30E-07			
	3	943.75	0.00040	4.24E-07			
バックグラウンド	1	—	0.00018	—	—	0.00112	—
	2	—	0.00229	—			
	3	—	0.00089	—			

※飛散率は、バックグラウンド時の平均回収量を減算して算出

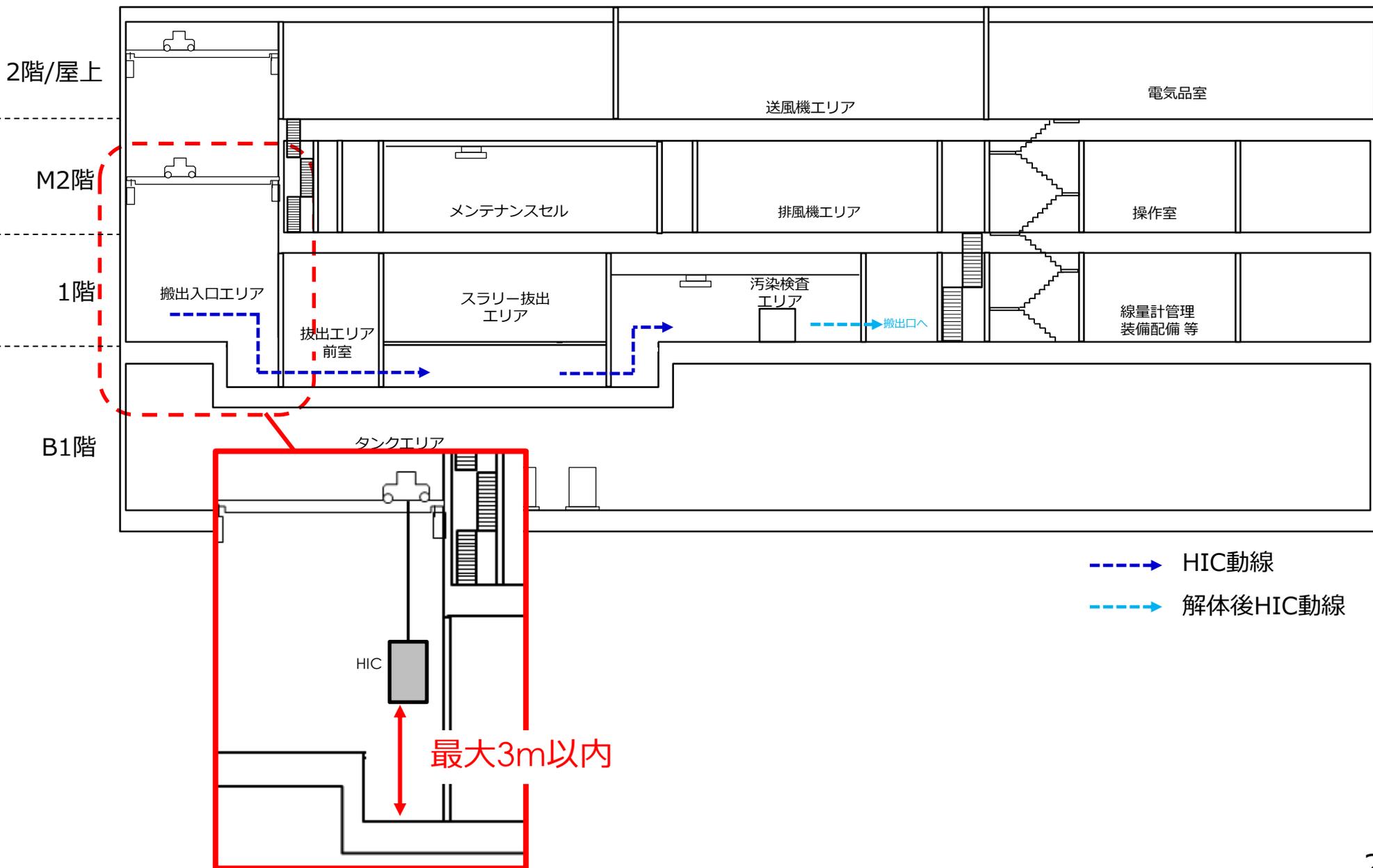
■ 飛散率試験について

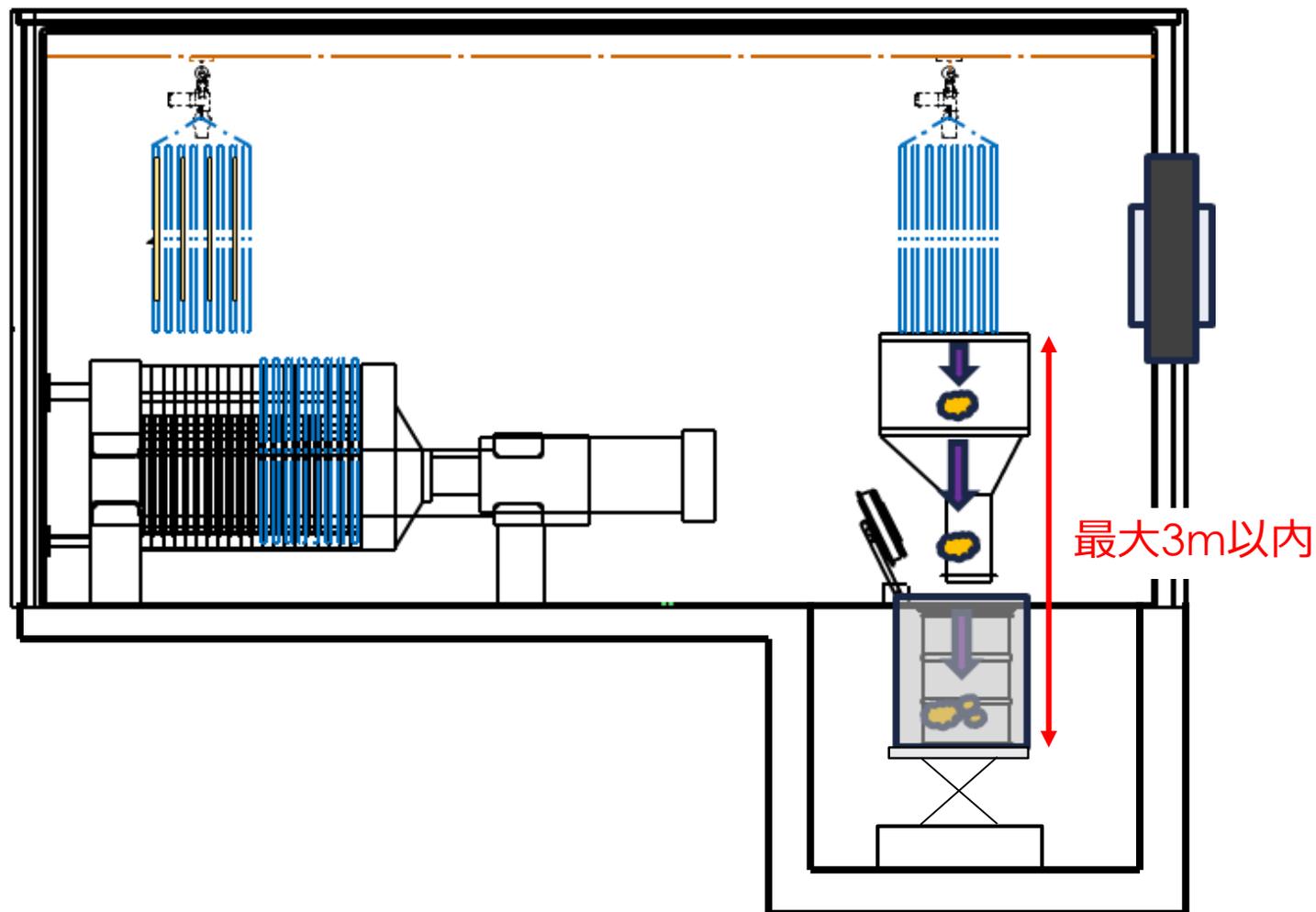
- 模擬のALPSスラリー脱水物を用いて『落下時』『静置時』における飛散率試験を実施したところ、下記結果を確認した。
 - ✓ 落下時 : $4.3E-06$ (文献 : $5.0E-05$)
 - ✓ 静置時 : $3.0E-07$ (文献 : $4.0E-07$)

- いずれの試験も、文献に記載の値よりも小さく、含水率により飛散率は大きく変わらないとの結果となった。(脱水物は、約40%の含水率となる想定であるが、文献は含水率60%以上を対象としている。)

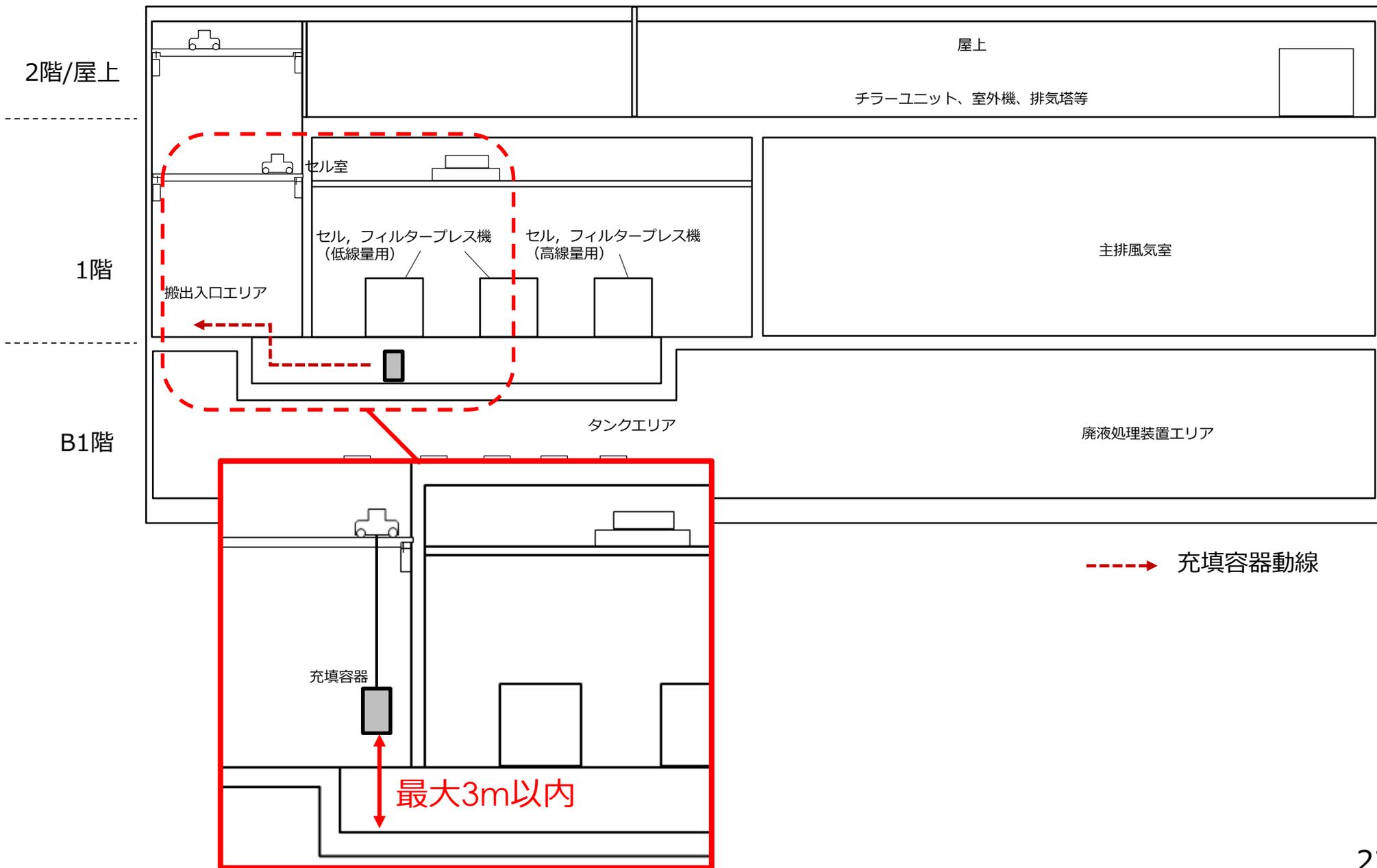
- よって、耐震クラス設定に用いるARF/ARRとしては、文献 (DOE-HDBK-3010-94) に記載の値を使用する。

(参考) H I C搬入時における吊上げ高さ



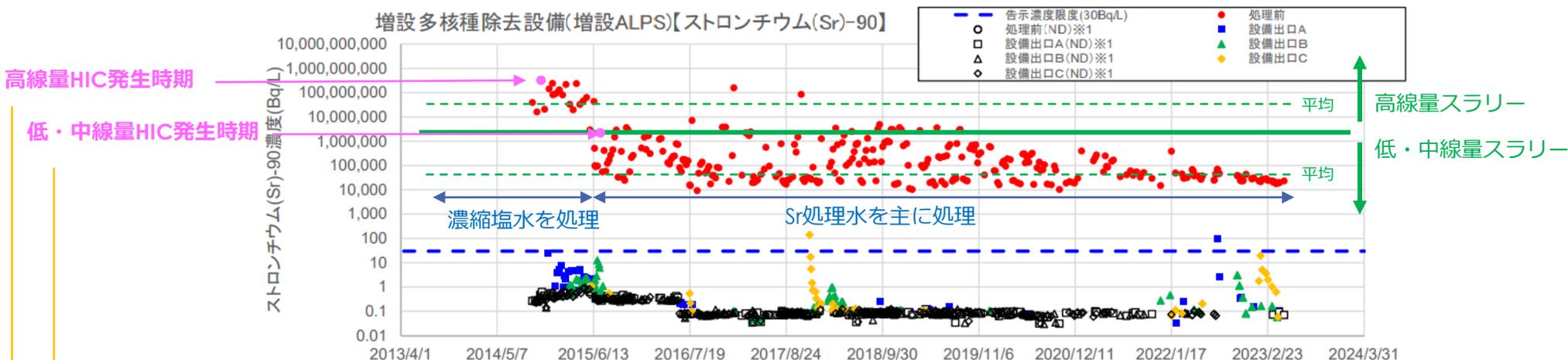


(参考) 充填容器搬出時における吊上げ高さ



(参考) Sr-90放射能濃度の設定_スラリーの分析

- これまでALPSで処理した汚染水の放射能濃度は分布の範囲が広いから、スラリー単位重量あたりに含まれる放射能濃度についてもHICの個体によって大きく異なることから、図の緑線で示す汚染水の放射能濃度を閾値とし、高線量スラリーと低・中線量スラリーを分類する計画である。
- 最も高い放射能濃度の汚染水を処理した際に発生したスラリーを採取し、SS成分および上澄水に含まれる単位重量あたりのSr-90放射能濃度を分析、性状毎の放射能濃度の評価に用いる。
- 低・中線量スラリーとして分類した中で最も高い放射能濃度の汚染水を処理した際に発生したスラリーを採取し、SS成分および上澄水に含まれる単位重量あたりのSr-90放射能濃度を分析、性状毎の放射能濃度の評価に用いる。



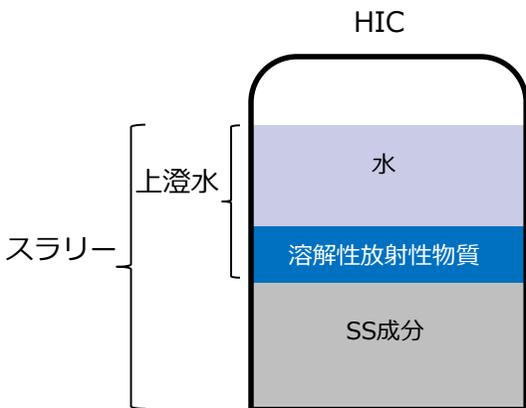
図：増設ALPS入口水の放射能濃度

この時期に発生したスラリーを分析

表：スラリー中のSS成分および上澄水に含まれる単位重量あたりのSr-90放射能濃度の分析結果

	HIC No.	HIC発生日時	SS成分に含まれるSr-90放射能濃度[Bq/kg]	上澄水に含まれるSr-90放射能濃度[Bq/kg]
高線量	PO646393-190	2014/11/2	1.058E+11	1.898E+07
低・中線量	PO651179-353	2015/7/17	3.355E+09	3.18E+05

- 各性状毎の放射能濃度を算出することを目的に、前頁で得られたスラリーのSr-90放射能濃度を基に、SS成分および溶解性放射性物質のSr-90放射能濃度を算出する。



- SS成分の放射能濃度
 - 前頁に記載のSS成分に含まれるSr-90放射能濃度分析結果を使用する。
高線量スラリー：1.058E+11[Bq/kg] 低・中線量スラリー：3.355E+09[Bq/kg]
- 溶解性放射性物質のSr-90放射能濃度
 - 以下の式より溶解性放射性物質のSr-90放射能濃度を求める。

$$\text{溶解性放射性物質のSr-90放射能濃度} = \frac{\text{上澄水のSr-90放射能濃度[Bq/kg]} \times \text{上澄水の重量比率[wt\%]}}{\text{溶解性放射性物質の重量比率[wt\%]}}$$

上澄水のSr-90放射能濃度^{※1}(高線量:1.898E+07[Bq/kg],低・中線量3.184E+05[Bq/kg])

上澄水の重量比率^{※1}(高線量:88[wt%],低・中線量:93[wt%])

溶解性放射性物質の重量比率^{※1}(高線量:0.957[wt%],低・中線量:0.568[wt%])

※1:実スラリーの分析結果より

- 算出される溶解性放射性物質のSr-90放射能濃度は以下の通り。
高線量スラリー：1.746E+09[Bq/kg] 低・中線量スラリー：5.210E+07[Bq/kg]

(参考) Sr-90放射能濃度の設定_性状毎の放射能濃度の算出

■ 各性状における溶解性放射性物質およびSSの密度を設定し、前頁までで算出された溶解性放射性物質およびSSのSr-90放射能濃度を用いて、各性状におけるSr-90放射能濃度を算出する。

- 各性状におけるSSの密度および溶解性放射性物質の密度は表1の通り。
- 以下の式で各性状における放射能濃度を算出し表2に示す。

$$\text{放射能濃度} = \text{溶解性放射性物質の密度} \times \text{溶解性放射性物質のSr-90放射能濃度} + \text{SSの密度} \times \text{SSのSr-90放射能濃度}$$

表1：各性状におけるSSの密度および溶解性放射性物質の密度

性状	各性状におけるSSの密度 [kg/cm ³]	各性状における溶解性放射性物質の密度 [kg/cm ³]	設定根拠
高線量スラリー	1.30E-04	1.04E-05	実スラリーの分析結果から算出
高線量脱水物	7.11E-04	4.99E-06	実スラリーの分析結果とフィルタープレス機の脱水試験結果から算出
高線量ろ液	1.00E-07	6.96E-06	実スラリーの分析結果とフィルタープレス機の脱水試験結果から算出
低・中線量スラリー	7.33E-05	5.96E-06	実スラリーの分析結果から算出
低・中線量脱水物	7.12E-04	4.08E-06	実スラリーの分析結果とフィルタープレス機の脱水試験結果から算出
低・中線量ろ液	1.00E-07	5.67E-06	実スラリーの分析結果とフィルタープレス機の脱水試験結果から算出

表2：算出された各性状におけるSr-90放射能濃度

性状	放射能濃度
高線量スラリー	$1.30\text{E-}04[\text{kg}/\text{cm}^3] \times 1.058\text{E+}11[\text{Bq}/\text{kg}] + 1.04\text{E-}05[\text{kg}/\text{cm}^3] \times 1.746\text{E+}09[\text{Bq}/\text{kg}] = \mathbf{1.38\text{E+}07}[\text{Bq}/\text{cm}^3]$
高線量脱水物	$7.11\text{E-}04[\text{kg}/\text{cm}^3] \times 1.058\text{E+}11[\text{Bq}/\text{kg}] + 4.99\text{E-}06[\text{kg}/\text{cm}^3] \times 1.746\text{E+}09[\text{Bq}/\text{kg}] = \mathbf{7.52\text{E+}07}[\text{Bq}/\text{cm}^3]$
高線量ろ液	$1.00\text{E-}07[\text{kg}/\text{cm}^3] \times 1.058\text{E+}11[\text{Bq}/\text{kg}] + 6.96\text{E-}06[\text{kg}/\text{cm}^3] \times 1.746\text{E+}09[\text{Bq}/\text{kg}] = \mathbf{2.28\text{E+}04}[\text{Bq}/\text{cm}^3]$
低・中線量スラリー	$7.33\text{E-}05[\text{kg}/\text{cm}^3] \times 3.355\text{E+}09[\text{Bq}/\text{kg}] + 5.96\text{E-}06[\text{kg}/\text{cm}^3] \times 5.210\text{E+}07[\text{Bq}/\text{kg}] = \mathbf{2.46\text{E+}05}[\text{Bq}/\text{cm}^3]$
低・中線量脱水物	$7.12\text{E-}04[\text{kg}/\text{cm}^3] \times 3.355\text{E+}09[\text{Bq}/\text{kg}] + 4.08\text{E-}06[\text{kg}/\text{cm}^3] \times 5.210\text{E+}07[\text{Bq}/\text{kg}] = \mathbf{2.39\text{E+}06}[\text{Bq}/\text{cm}^3]$
低・中線量ろ液	$1.00\text{E-}07[\text{kg}/\text{cm}^3] \times 3.355\text{E+}09[\text{Bq}/\text{kg}] + 5.67\text{E-}06[\text{kg}/\text{cm}^3] \times 5.210\text{E+}07[\text{Bq}/\text{kg}] = \mathbf{6.32\text{E+}02}[\text{Bq}/\text{cm}^3]$

■ 核種ごとの被ばく線量への寄与について

- 評価については今後行っていくが、スラリー、ろ液に対し、処理対象水の主要7核種が下表の放射能濃度（実施計画に記載の濃度）で含まれるものとして設定し、敷地境界線量を評価する。
- スラリーは炭酸塩として、主にSr-90を沈殿させたものであり、Cs-137等は捕獲、濃縮せず、水分中に含まれる。そのため、スラリーを脱水した際に生じるろ液へCs-137等が全量移行し、脱水物中には含まないものとして取り扱う。

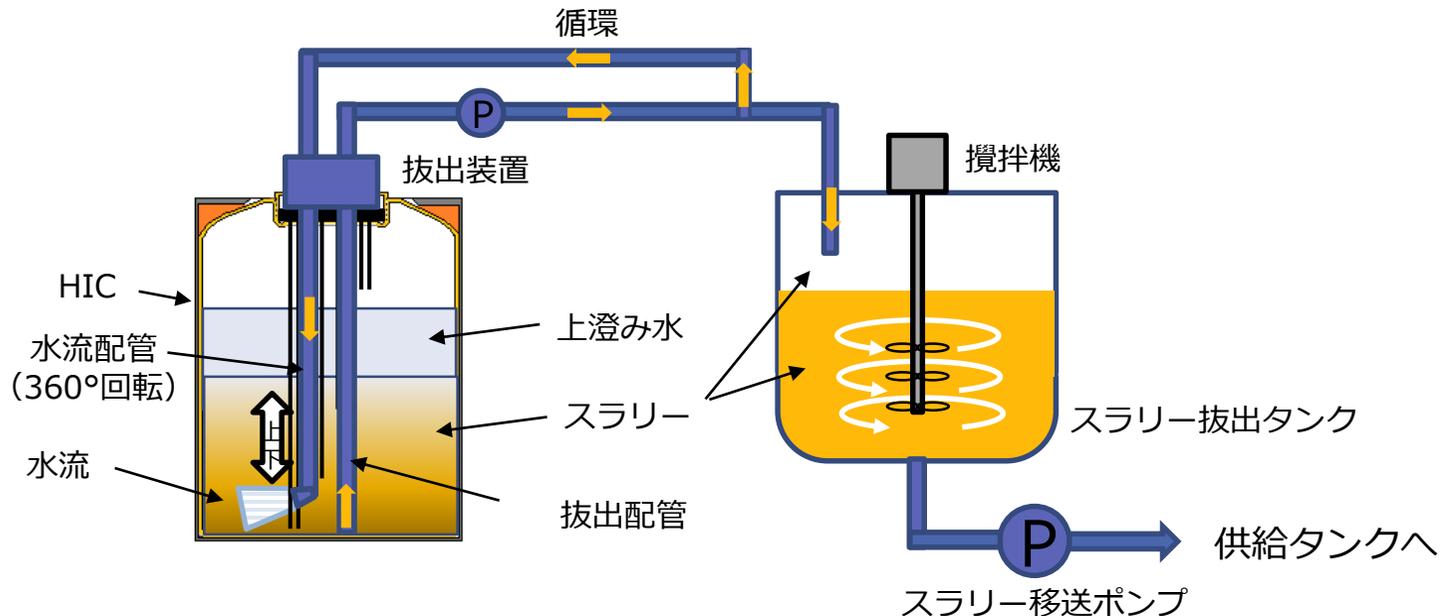
表：ALPSにおける処理対象水主要7核種の放射能濃度

	Mn-54 (Bq/cm ³)	Co-60 (Bq/cm ³)	Sb-125 (Bq/cm ³)	I-129 (Bq/cm ³)	Cs-134 (Bq/cm ³)	Cs-137 (Bq/cm ³)	Sr-90 (Bq/cm ³)
処理対象水	1.07E+02	5.00E+01	5.65E+02	8.50E+00	6.00E+01	8.25E+01	4.91E+05

新たな抜出装置について

■ 新たな抽出装置について

- 現在実施しているスラリー移替え作業では、HIC底部のスラリーについて、流動性が低く抽出しが行えていない状況である。
- 状態を把握するため、底部のスラリーをサンプリングし、固化していないこと、ならびに水を添加・攪拌することで流動性が向上することを確認している。
- 上記を踏まえ、ALPSスラリー安定化処理設備で用いるスラリー抽出装置では、下図のように水流を用いてスラリーを攪拌しながら抜き出すことを計画し、模擬スラリーを用いたモックアップ試験を実施してきた。



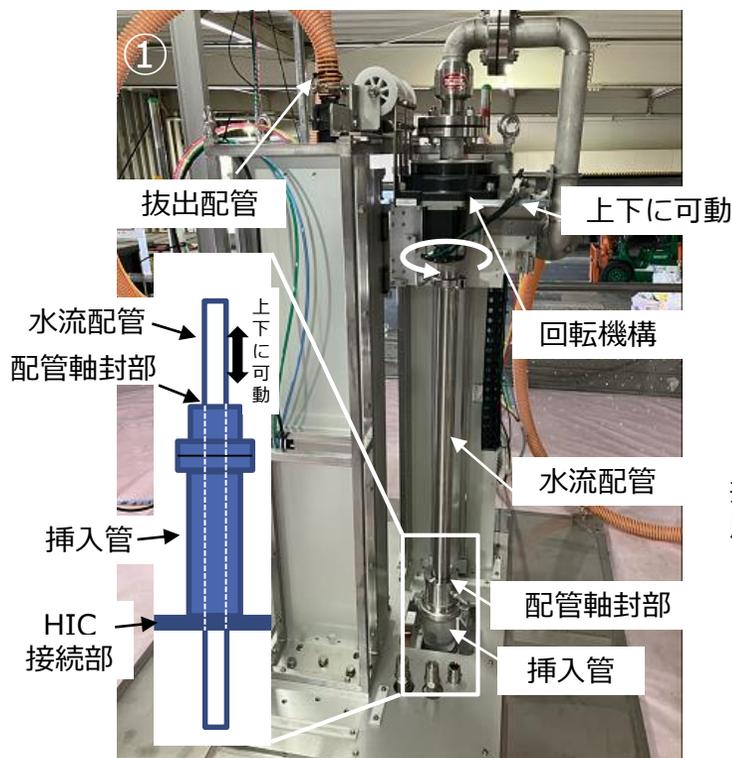
抽出イメージ (スラリー安定化処理設備)

2.2 モックアップ用拔出装置

- 2023年9月に簡易型のモックアップ装置を用いて、水流配管から上澄み水を注入しながら循環させ、水流によりスラリーをほぐしていくことで流動性が向上し、計画通り抜き出せることを確認した。
- その後、現場適用に向けたモックアップ用拔出装置を製作し、HICへの接続性や操作性の確認を実施した。
- 接続性等確認完了後、モックアップ用拔出装置による模擬スラリーの抜き出し確認を実施した。



モックアップ設備外観



モックアップ用拔出装置



2.3 スラリー抽出装置 モックアップ試験概要（1 / 2）

今回のモックアップでは、水流を用いた抽出方法の成立性を確認するため、モックアップ用抽出装置にて模擬スラリーを用いた抽出確認を実施した。

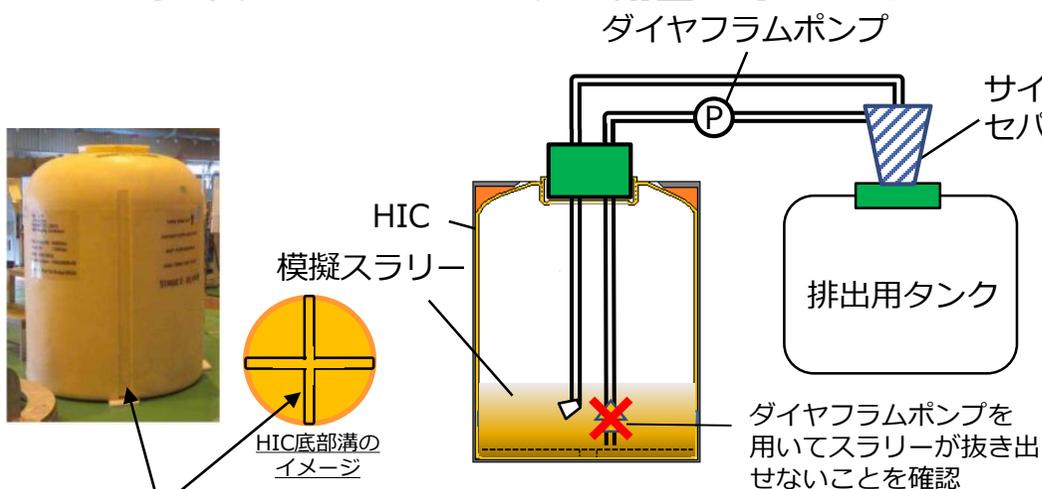
➤ モックアップ試験準備

スラリー移替え作業でHIC底部に残ったスラリーの状態を模擬するため、以下の調整を実施した。

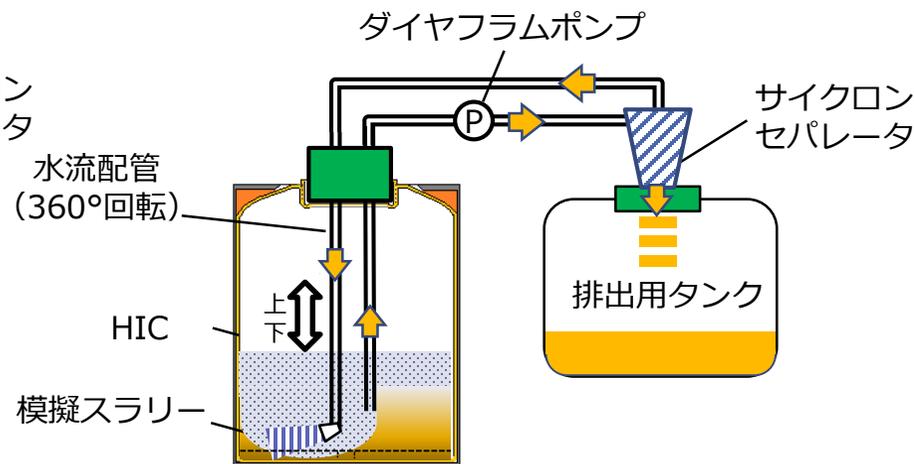
- ✓ 化学組成を模擬するため実際のスラリー（以下、実スラリー）と同様の生成プロセスにて作製し、粒径と密度が実スラリーと同様な値となるよう調整した。
- ✓ HIC内に作製した模擬スラリーを入れ静置し、沈降させた後、上澄み水を抜き取り、スラリー移替え作業と同様にダイヤフラムポンプを用いて抜き出せない状態であることを確認した。

➤ モックアップ試験での確認項目

- ✓ 水流を用いた抽出装置で抜き出しが行えること。
- ✓ サイクロンセパレータに閉塞がないこと。



模擬スラリー状態確認



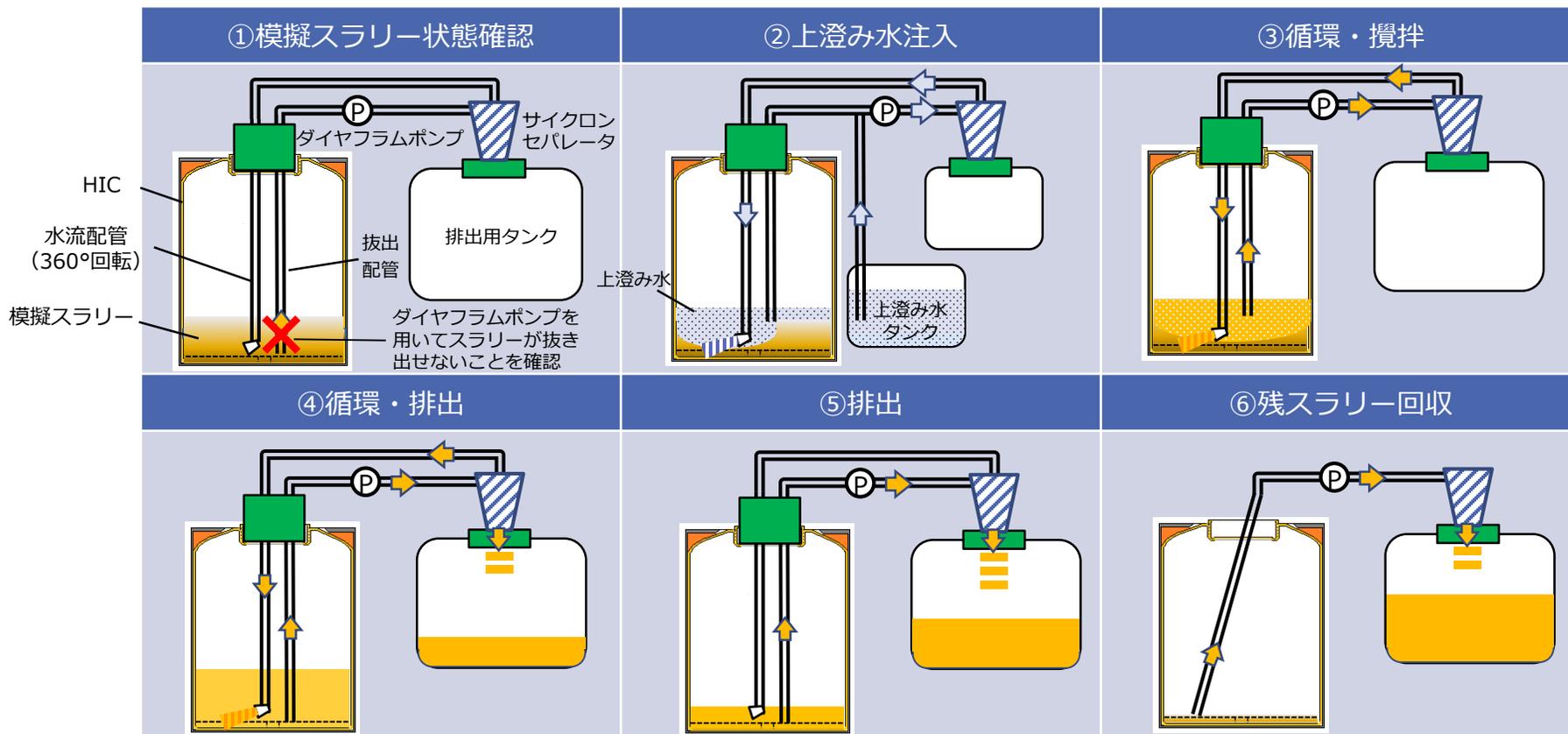
モックアップ試験の概要

今回モックアップ試験に使用したHIC（タイプ1）には側面4か所、底部に溝が設けられている。

2.4 スラリー抽出装置 モックアップ試験概要（2 / 2）

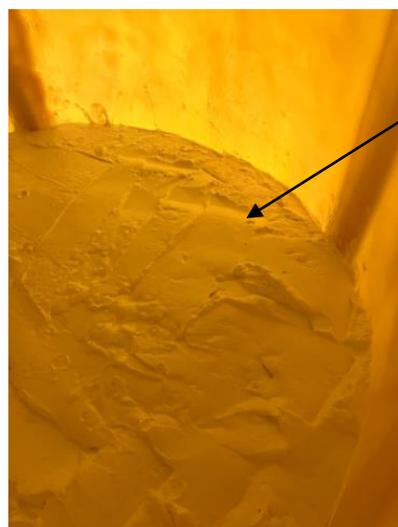
➤ モックアップ試験の流れ

- ① **模擬スラリー状態確認**：水なしでは抜き出せない状態であることを確認
- ② **上澄み水注入**：HIC内に攪拌用の上澄み水を注入
- ③ **循環・攪拌**：排出配管から上澄み水を吸引し、循環させ、スラリーを攪拌
- ④ **循環・排出**：攪拌をしながら少しずつスラリーを排出用タンクへ排出
- ⑤ **排出**：循環を止め、スラリーを排出用タンクへ排出
- ⑥ **残スラリー回収**：装置を換え、残スラリーを回収



■ モックアップ試験結果

- 水流配管から上澄み水を注入しながら循環させ、水流によりスラリーをほぐしていくことで流動性が向上し、計画通り抜き出せることを確認した。
- モックアップ用抜出装置では、配管の位置・構造上、底部（2cm程度）にスラリーが残るが、装置を換え、手動にて抜出配管を操作することで、底部の残スラリーを回収できることを確認した。
- サイクロンセパレータに閉塞はなかった。



スラリー
(底部より15cm)

抜出し前のスラリーの状況
(上澄み水を抜き取り流動性が低い状態)



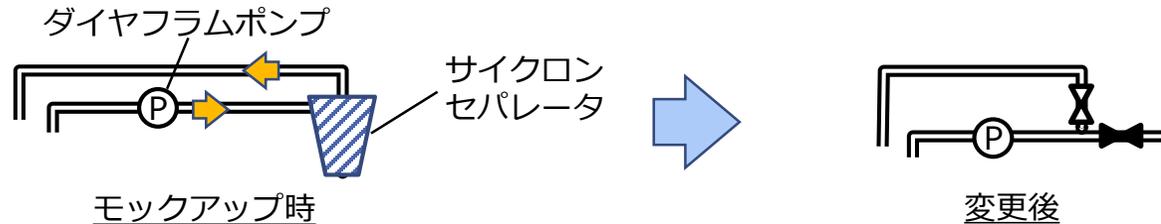
残スラリー回収後

2.6 モックアップから得られた知見と今後の対応

➤ 得られた知見

モックアップ結果の他、以下の知見を得た。

- ・サイクロンセパレータによるスラリーと上澄み水を分離させなくても効率的に抜き出せることを確認した。
⇒現場適用する際は、サイクロンセパレータは使用せず、弁操作により循環と排出を切替えられる構成を検討中。



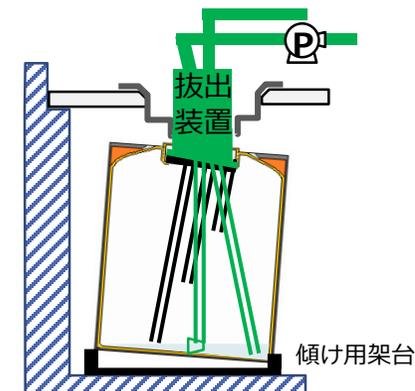
➤ 今後の対応（実スラリーを用いたモックアップ）

- ・HICへの取付方法の改良
- ・抽出装置の小型化
- ・底部（2cm程度）の残スラリーの回収方法の見直し。
⇒抽出装置とは別の装置にて残スラリーを抜き出せることは確認しているものの抽出装置で極力抜き出せるよう検討中。

対応方針案：HICを少し傾け、かつ抽出配管を斜めに挿入することで、下端に集まるスラリーを回収する。

上記については、実スラリー用モックアップ装置に反映し、コールドでHICへの取付や動作確認を行い、実スラリーでのモックアップを2024年度下期に実施する。

なお、底部の残スラリー回収方法については、別の方法についても引き続き検討を進めている。



抽出装置イメージ

➤ HIC蓋開放からの流れ

- ① **HIC蓋開放**：HICの蓋を開放
- ② **拔出装置取付・取外**：HICに拔出装置を取付、作業終了後、取外
- ③ **スラリー拔出**：拔出装置にてスラリーを攪拌しながら拔出（底部にスラリーが残存）
- ④ **HIC内洗浄**：スラリー拔出後、水流配管の先端または装置を換えて、ALPS処理水等を用いて水噴射によるHIC内面を洗浄し、薄まったスラリーと共に洗浄水を拔出（底部に洗浄水が残存）
- ⑤ **HIC内部構造物撤去***：HICに接続されている内部構造物（フィルパン・配管）を撤去
- ⑥ **残水回収**：装置を換えて、底部の残水を回収
- ⑦ **HIC内部清掃除染**：HIC内部の水滴などをウエス等にて拭き取り・清掃や必要に応じて除染

※内部構造物撤去については、蓋開放後に実施することも検討中（フィルパンがあることで、HIC内への配管挿入等のアクセスが制限されるため、撤去すれば、制限がなくなる）。

黒字：遠隔で実施

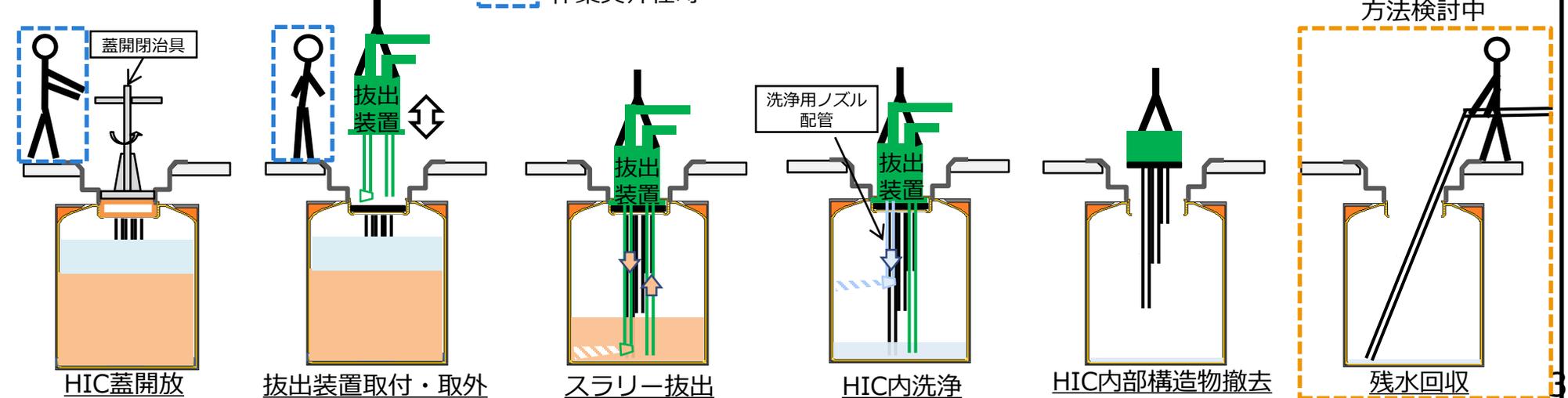
青字：作業員が一時介在する可能性あり

赤字：作業員にて実施

- ✓ 作業員が一時介在する可能性がある作業については、空間線量やダスト濃度の基準値を設け、それ以下であることを確認した上で作業を実施する。特に、スラリーを抜き出す前である蓋開放と拔出装置取付については、線量が高く、ダスト発生リスクも高いため、遮へいやダスト抑制対策等について、スラリー移替え作業で得られた情報を元に検討を進める。
- ✓ 作業員が実施する作業については、スラリーが抜き出され、内部も洗浄しているが、ダストの発生リスクはあるため、ダスト濃度を確認した後作業に入るとともに、作業中も常に監視する。

※作業イメージ（HICの傾けは省略）

作業員介在時

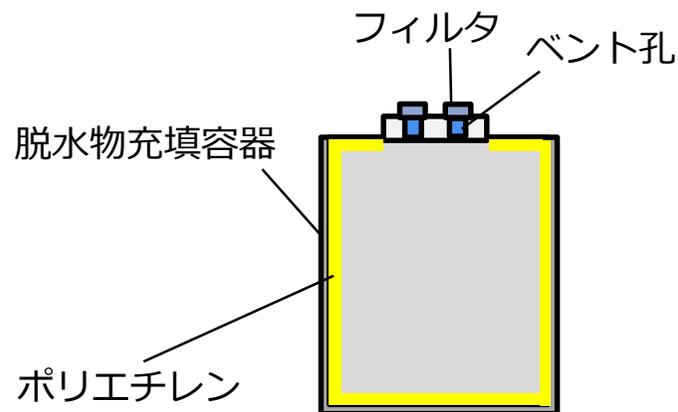


脱水物の保管の安全性について

3.1 設計方針（脱水物充填容器）

■ 脱水物充填容器の設計方針

- ✓ 脱水物充填容器は、腐食防止のため金属容器の内側をポリエチレン材で施工したものとする。
- ✓ ポリエチレン材は、脱水物からの放射線の影響を考慮し十分な厚さとする。
- ✓ 脱水物は含水率40%程度まで脱水されているものの水分を含んでいることから、放射線分解により発生する水素の滞留防止を目的としたベント孔を設ける。
- ✓ ベント孔には、容器内部からの放射性物質飛散防止のためのベントフィルタを設ける。
- ✓ 長期保管において発生する崩壊熱を考慮した材料選定を行う。



脱水物充填容器断面概略図

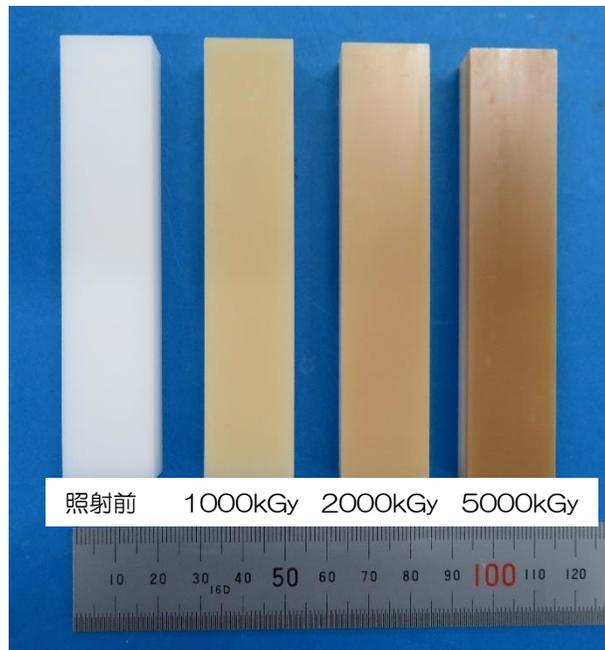
- 脱水物充填容器内側のポリエチレン施工
 - 脱水物を長期保管することを目的としていることから、ポリエチレン材は脱水物からの放射線の影響を考慮し十分な厚さとする必要がある。
 - 放射線照射試験を実施しその結果から、想定され得る保管期間を考慮した際に必要となるポリエチレン材厚さの設定を行う。

- 試験内容
 - ポリエチレン試験片に電子線を照射し、放射線による影響を確認した。

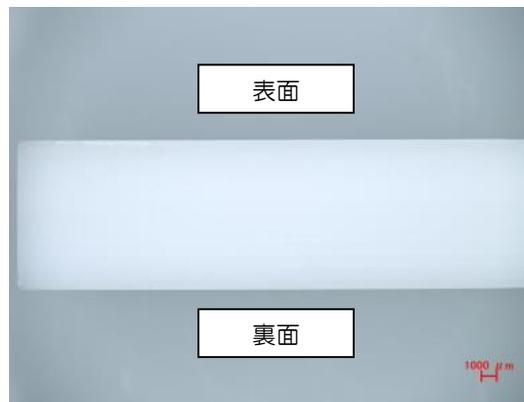
- 試験結果
 - 照射試験片を観察したところ、脱水物保管中の放射線吸収によるポリエチレンのひび割れ、亀裂の発生がないことを確認した。
 - 照射面では黄変が確認されたが、その範囲は表面より5mm以内であり、ひび割れ・亀裂等の異常は確認されなかった。
 - FT-IR法による分析では、表面より1mm程度の深さまで酸化が確認されたが、さらに深い箇所では確認されなかった。

- 設計への反映事項
 - 脱水物と接するポリエチレンについては、厚さを5mm以上とすることで、放射線劣化により内容物が漏えいすることを防止する。

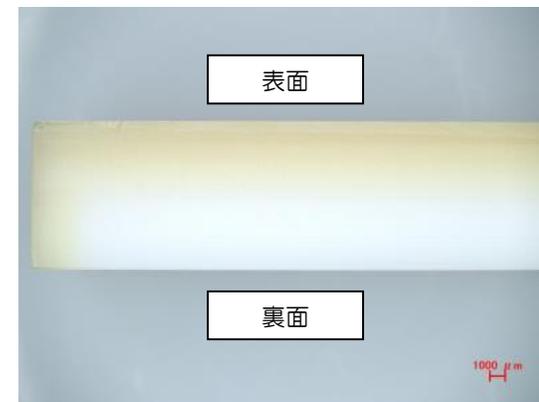
3.3 脱水物充填容器の長期保管に係る健全性評価（試験条件および結果）



項目	条件
環境温度	室温
雰囲気	気中（空気）
試験圧力	大気圧
照射線源	電子線でポリエチレン表面の積算吸収線量が5000kGy※となるよう照射
試験片材料	架橋ポリエチレン
試験片形状	短冊状（L100mm×W20mm×t10mm）
照射方向	一方向



新品 断面



5000kGy 断面

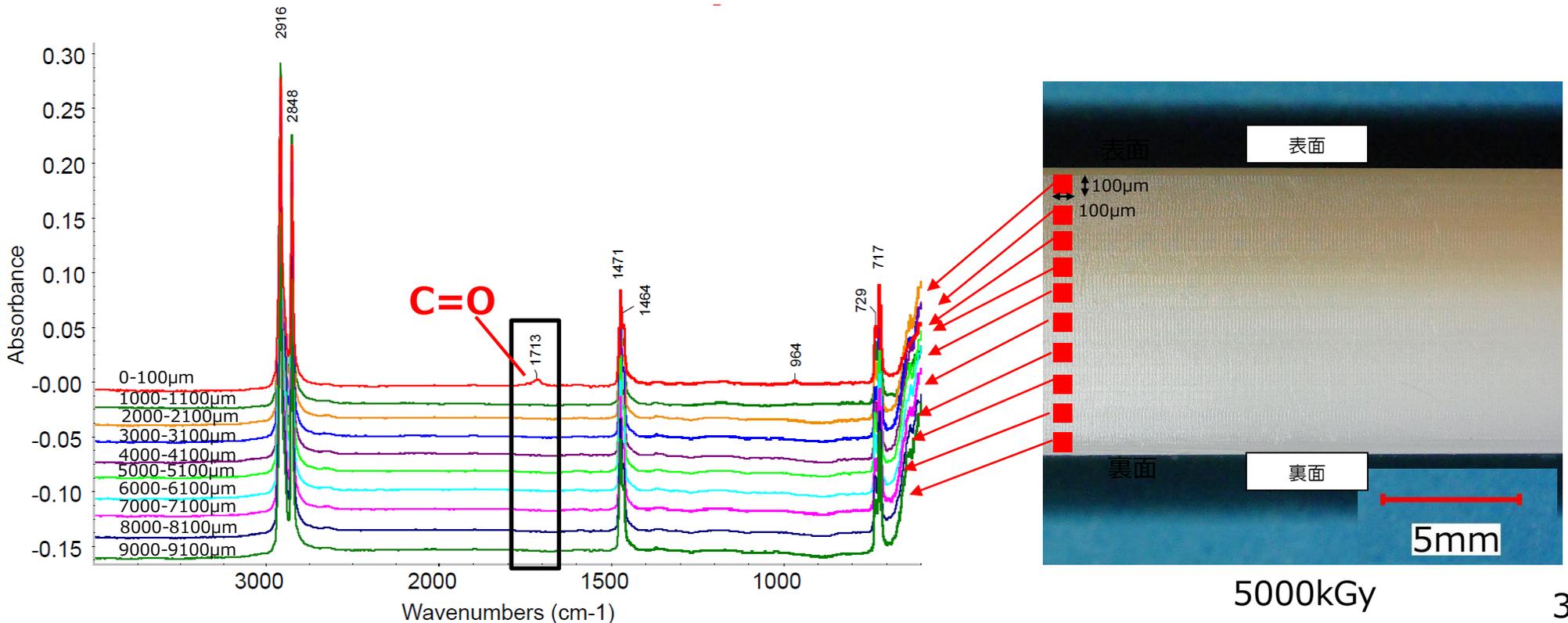
※高線量脱水物の放射能濃度（ $7.52E+07$ [Bq/cm³]）を使用しポリエチレン表面の積算吸収線量を評価した結果。
 なお、5000kGyに到達するまでの期間は21年相当と評価する。

3.4 脱水物充填容器の長期保管に係る健全性評価（FT-IR法による分析）

- ポリエチレンの放射線劣化は主に酸化に起因することから、FT-IR法により電子線照射後のポリエチレン試験片を測定。
- 表面の最表層から1000 μm まで、酸素と結合していることを示す波長にピーク（赤字で記載）が出現していることから、酸化が進行していることを確認。
- 1000 μm より裏側はスペクトルにほぼ変化はなし。

⇒最表層（1mm厚程度まで）のみ酸化が進行することを確認した。

5000kGy試験片断面の顕微FT-IRスペクトル



5000kGy

■ 保管容器等の落下時の影響緩和措置の考え方について

- 2023年1月31日に『放射性物質を内包する容器等を取り扱う際の落下防止措置及び落下時の影響緩和措置の審査方針について』が原子力規制庁より示された。審査方針については、下記の通り。
- 充填容器1基あたりの放射エネルギーは4.89E+12[Bq]となることから、以下の審査方針に基づき影響緩和措置を検討する。

対象とする審査案件

放射性物質を内包する容器等を取り扱う設備（搬入～運搬～搬出等を行う設備）の審査とする。

その際、措置を講ずべき事項との関係で以下の2つに区分する。

- (1) 放射性物質を多量に内包する容器等を取り扱う設備
- (2) 上記(1)以外の設備

なお、「放射性物質を多量に含む容器等」とは、使用済燃料集合体一体以上のインベントリ（目安はPBq以上）を内包する容器等とする。

審査方針

上記(1)以外の設備に対する審査方針

一般的な放射性廃棄物の取り扱いのため、措置を講ずべき事項Ⅱ章8項、9項、14項7号、8号の要求に基づき、審査する。

具体的には、14項7号、8号の要求を踏まえ、まずは、放射性物質を内包する容器等を取り扱う設備の落下防止対策の信頼性（ソフト面を含む）を確認する。その上で、8項、9項の要求を踏まえ、落下時の汚染拡大防止対策（復旧作業等を含む）の妥当性を確認する。なお、「落下時の汚染拡大防止対策（復旧作業等を含む）の妥当性」の確認にあたっては、容器等が落下し、内包する放射性廃棄物が漏えいや散乱等した場合の具体的な汚染拡大防止対策の内容を確認するが、必ずしも定量的な評価まで求めるものではない。