

## 高性能容器（HIC）に保管されている ALPS スラリーに関する論点

令和3年6月7日

原子力規制庁

## 1. 積算吸収線量 5000kGy を超えている（または 5000kGy に近い）HIC の取扱い

## (1) HIC の積算吸収線量の上限とスラリーの沈降状況について

## &lt;HIC の積算吸収線量の上限&gt;

HIC の積算吸収線量について、実施計画書上は積算吸収線量 2000kGy まで健全性を確認できていると記載されているが、その後東京電力が積算吸収線量 5000kGy まででは健全性を有するという再評価をしており、HIC の積算吸収線量の上限を 5000kGy とすることは東京電力と原子力規制庁の間で合意している。

(参考 1：実施計画における記載)

格納中 HIC の  $\beta$  線による放射線劣化に対しては、HIC を構成するポリエチレンの電子線照射及び材料試験を行い、HIC 表面の積算吸収線量が 2000kGy (※) までに対して健全性を確認できている。今後、更なる積算吸収線量における健全性について評価を実施する。

※ 内包する放射能濃度が最も高い HIC の想定吸着量で評価すると貯蔵期間として約 10 年相当

(II 2.5 汚染水処理設備等-添付資料 14 より抜粋)

(参考 2：これまでの HIC 健全性に対する東京電力の評価)

面談年月日等	内容（上限設定値等）
施設運営計画内	設計値（ $\gamma$ 線）：1000kGy
2014 年 7 月～	$\beta$ 線による影響を評価
2015 年 6 月	2000kGy まででは健全性を有することを確認
2018 年 3 月	5000kGy まででは健全性を有することを確認

## &lt;沈降状況&gt;

表面線量測定（2018 年 12 月原子力規制庁測定、2021 年東京電力測定）と密度測定（2018 年 3 月東京電力実施）から、スラリーが沈降して下部の密度がより高くなっていることは明らかであり、東京電力と原子力規制庁の間で合意している。スラリー一の沈降を考慮すると、HIC 底部が線量の影響を最も受けていることになる。

なお、底部に沈降したスラリーが固化しているかどうかは、これまでの測定からは判明していない。

## (2) 積算吸収線量の算定について

積算吸収線量の算定については、底部のスラリー密度について東京電力と原子力規制庁の間に認識の差がある。東京電力はこれまでの算定において底部の密度として2018年3月の密度測定結果（HIC底部から200mm高さ位置の測定値）を採用しているが、底部の密度がより高いのは前述の通り明らかである。東京電力としても吸収線量に最も影響を与える底部数ミリオーダーでのサンプリング（※底部密度が $1.7\text{g}/\text{cm}^3$ の場合、Y-90からの $\beta$ 線が吸収線量に寄与する領域は底部から0.59cm程度まで）を計画しているところであるが、提案された手法では擾乱を与えずに目標とする範囲の密度を測定することはできず、技術的に困難と判断せざるを得ない。このため、原子力規制庁は、水分保有率を50%とする保守的な底部密度（ $1.77\text{g}/\text{cm}^3$ ）を採用するべきと考える。

保守的な底部密度（ $1.77\text{g}/\text{cm}^3$ ）を採用する場合、原子力規制庁の計算によると、既に積算吸収線量5000kGyを超えているHICが31基、安定化処理設備の運用開始時期（東京電力の現時点見込みは2年後）までに超えるHICが56基存在することになり※、早急に何らかの対応が必要と考える。

底部密度について、東京電力が採用する密度の妥当性を説明するデータ等があるのであれば、東京電力に提示を求める。

※原子力規制庁による計算は、東京電力とこれまでに合意した条件、方法により、底部スラリーの密度のみ $1.77\text{g}/\text{cm}^3$ として実施したものである。ここで示した基数は、使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第二施設、第三施設）に保管されているHICを対象に計算したものであり、第三施設についてはCa及びMg濃度のデータが東京電力から示されていないため、第二施設のデータを使用して計算した。

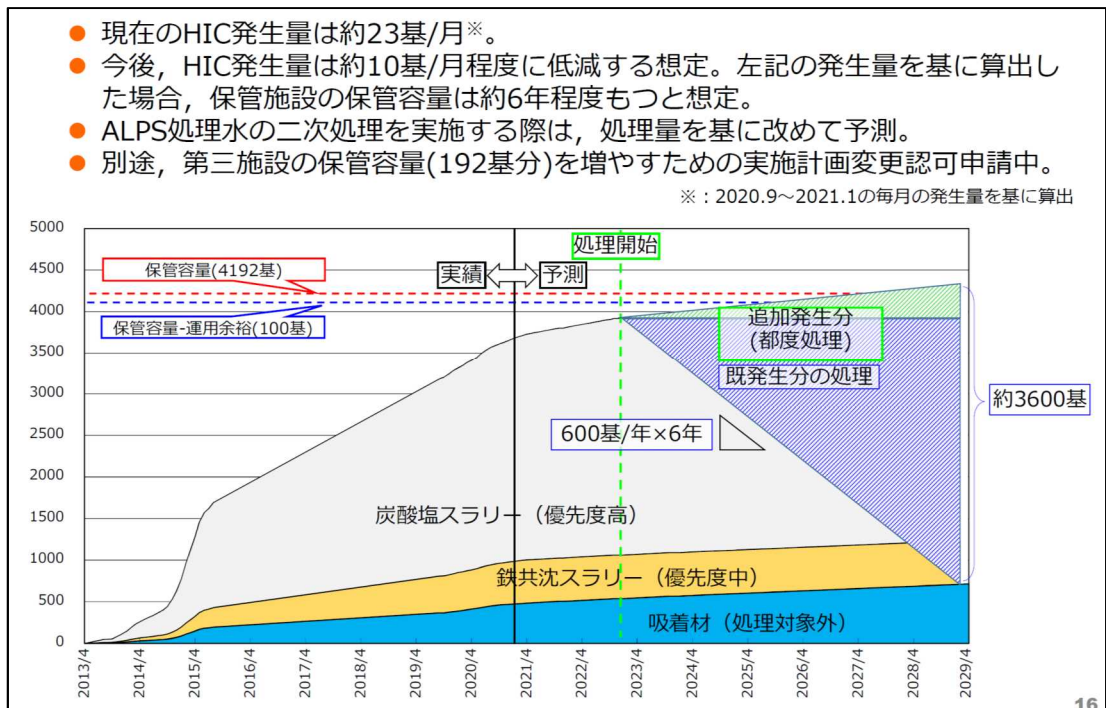
**(参考3：これまでの積算吸収線量の算定に関する議論)**

- ✓ 東京電力がこれまで評価してきた積算吸収線量によると、最も早く 5000kGy に至る時期は 2025 年 7 月 (17 基) (2021 年 2 月 22 日第 88 回監視・評価検討会資料 1-2-1)
- ✓ 原子力規制庁は、監視・評価検討会 (第 88 回、第 89 回) や面談 (2021 年 3 月 17 日、4 月 5 日、4 月 15 日、5 月 14 日) において、東京電力の評価の妥当性に関して問題点を指摘してきた。
- ✓ 東京電力と原子力規制庁とのこれまでの議論により、積算吸収線量の計算条件について、**沈降による HIC 底部スラリーの密度**以外認識を共有済。

	底部の密度	選定理由
東京電力	1.36 g/cm <sup>3</sup>	2018 年 3 月の密度測定結果 (HIC 底部 200mm 位置)
原子力規制庁	1.77 g/cm <sup>3</sup>	HIC 底部スラリーの水分保有率を 50% と保守的に仮定

**(参考4：HICの基数)**

ALPS スラリーを保管している HIC は 2021 年 4 月時点で約 3000 基。



(2021 年 2 月 22 日 (月) 第 88 回監視・評価検討会資料より抜粋)

### **(3) 積算吸収線量が 5000kGy を超える HIC への対応について**

(2) における議論により、積算吸収線量 5000kGy を超えている（または 5000kGy に近い）と判断された HIC 内のスラリーについては、漏えいリスク低減の観点から早急に別の HIC に移替えるべきである。移替え作業については、緊急時の措置として早急な実施を求めるものであり、実施計画変更認可の手続きは不要とする。

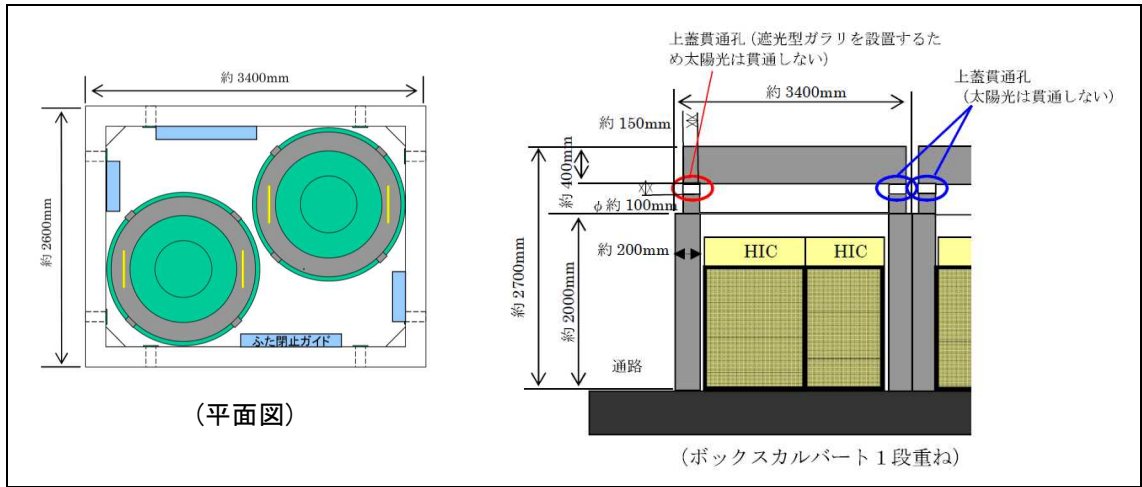
HIC の運搬に際しては、HIC 吊り上げ時に漏えい等の異常のないことを確認すること。HIC 運搬後のスラリーの移替えに際しては、漏えい発生の防止策、万が一漏えいが発生した場合の汚染拡大防止策を講じるとともに、作業エリア内外の空気中の放射性物質の濃度を監視すること。試験的に低線量の HIC の移替えを実施し、上記安全対策の実効性を確認した上で、順次高線量で切迫度の高い HIC の移替えから実施すること。また、不具合発生時の対応を含めた作業手順を定め、現地検査官の確認を得ること。

#### **<移替え作業において底部に固化が確認された場合>**

対応として、原子力規制庁は漏えいの恐れのない状態にする観点から、液相部を可能な限り抜き取り、固化部はそのまま再度保管することを提示する。

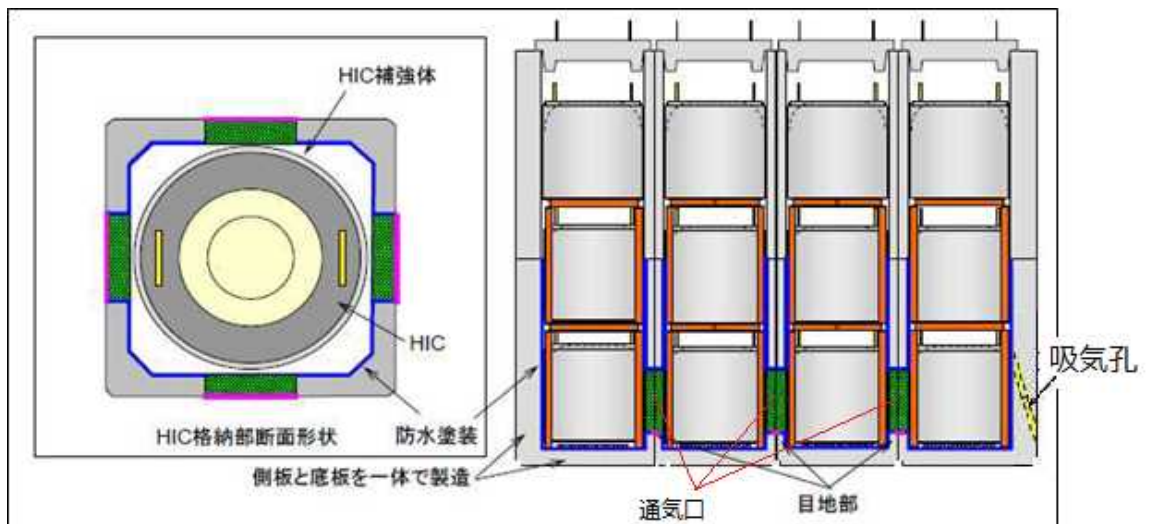
(参考5 : HICの構造)

○第二施設ボックスカルバート内 HIC 構造図



(実施計画より抜粋)

○第三施設ボックスカルバート内 HIC 構造図



(実施計画より抜粋、一部追記)

実施計画によれば、第二施設のボックスカルバートの床との設置面はモルタルにて閉塞されており、またボックスカルバート底部の水抜き穴も閉塞されている。

また、第三施設のボックスカルバートは壁と床板を一体としたRC構造である。吸気孔は、ボックスカルバート内部に通気口があるため、9基のHICの同時漏えいに耐える位置となっている。

よって、第二施設及び第三施設ともにHICから漏えいした場合でも、ボックスカルバートが健全である限り直ちに外部へ漏えいするものではないと考えられる。しかし、保管しているスラリーの放射能濃度から、漏えいによる汚染のレベルが高いことなど影響が大きいと考えられる。

## 2. ALPS スラリー安定化処理設備について

### (1) 安定化という目的を達成できるかどうか

現在審査中の当該設備（2021年1月7日付け申請、2021年4月15日付け補正申請）について、審査を進める前提として安定保管という目的を達成できるかどうか、具体的には以下を確認する必要がある。

- 脱水物の保管容器について、現在の申請では耐用年数の評価が示されていないところ、ダスト飛散・被ばくの高いリスクが高い設備を設置して処理する以上、HICでの移替えも含むHIC保管継続に比して安定した保管となるという説明が必要であり、耐用年数の評価の提示を求める。その際には、ポリエチレンライニングがHIC6基分のスラリーによる高線量で破損し、残存する水分で金属容器が腐食することについて評価すべき。

#### (参考6：ALPS スラリー安定化処理設備処理後の脱水物の保管について)

➤ 保管容器の仕様は以下の通り。

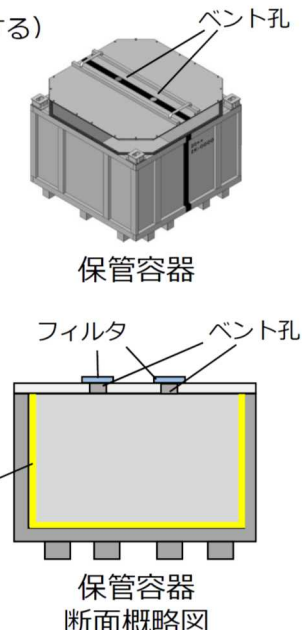
- ・材質：SS400（蓋以外の内面にはポリエチレンライニングを施工する）
- ・寸法：約2.0m×約2.0m×約1.3m  
※設計寸法（参考値）は1988mm×1988mm×1315mm  
（ライニング厚さは考慮しない）
- ・内容積：約5.2m<sup>3</sup>
- ・フィルタろ過径：10μm以下

➤ 放射線分解で発生する水素の容器内の濃度が可燃限界濃度を超えないようベント機構を設置する。

➤ 保管容器外面は腐食防止のため塗装を施し、内面にはポリエチレンライニングを施す。

➤ 保管容器は、汚染水処理設備等で発生した廃棄物として、実施計画Ⅲ章第1編40条に基づき管理する。

・保管容器1基あたり、HIC6基分のスラリーを保管予定  
・ライニングの厚さは（5mm）を考慮としている



（2021年4月23日（金）面談資料より抜粋、一部追記）

## (2) 当該設備における安全上の問題点について

審査の中で、原子力規制庁は主に以下の4点の安全上の問題点について指摘している。

その上で、原子力規制庁は、東京電力の設計の前提となっている「放射性ダストが飛散する恐れは低いと評価しているが、スラリーを開放空間で取り扱う工程については念のため、区画したエリア内に機器を設置してエリア内の空気を HEPA フィルタ付の局所排気設備により浄化する設計とする」という考えの変更、すなわち、ダストが飛散する恐れがあるため開放空間では扱わない、という考えに変更することを求める。

その前提の下で、取り扱う放射性物質に応じた閉じ込め機能、すなわち放射性物質を非密封で扱う区域を明確にした上でその範囲を常時負圧維持及び浄化機能を備えた排気設備※による管理、並びにダスト濃度の警報管理を行うこと、作業に伴う被ばくを評価するには最大限の影響評価を行うことを求める。

※多重性、独立性を有し非常用電源からも受電できること

### <これまでの審査において主に指摘した問題点>

#### ✓ 閉じ込め機能について

- ・ 本設備でスラリーを開放空間で取り扱うとしているが、取り扱うスラリー内の Sr-90 の量はテラベクレルオーダーであり、IAEA の基準に照らせば鉄セル等で取り扱う必要があるレベルであり、相応の設備が必要。

(参考7)

IAEA の関連する文書：IAEA Safety Series No.30 Manual on Safety Aspects of the Design and Equipment of Hot laboratories, 1981

- 上記文書によると、グローブボックスで扱うべき Sr-90 の量は、湿式で簡単な操作の場合は  $3.7 \times 10^{10}$ Bq 以上であり、乾式の場合、簡単な操作において  $3.7 \times 10^8$ Bq 以上、粉末の出る操作において  $3.7 \times 10^7$ Bq 以上である。

- スラリー安定化作業における一日の Sr 取扱い量(申請書等の情報から計算したもの)： $2.21\text{m}^3/\text{基} \times \text{HIC2 基} \times \text{Sr-90 濃度 } 1.4 \times 10^7\text{Bq}/\text{cm}^3 = 6.2 \times 10^{13}\text{Bq}$

#### ✓ 放射性物質を非密封で扱う区域について

- ・ 当該設備において放射性物質を非密封で扱う区域が明確に示されていないが、区域を明確化した上で閉じ込め機能を確保すべき。

#### ✓ ダスト飛散対策について

- ・ 東京電力によると、脱水物は若干の水分を保有しているため、ダスト飛散のおそれは低く、また、フィルタープレス機のある部屋は、HEPA フィルタ付きの局所排気設備(※実施計画中の主要機器に記載なし)を用いて空気を浄化する設計としているが、高線量の脱水物を長期間取り扱うため、水分が蒸発し、ダストが空気中に移行することを考慮することが必要であり、十分な閉

じ込め機能を備えた上で十分な処理能力を有する換気空調設備（本設）を用いて空気中の濃度を下げることができるようにすべき。

- ・ ダスト飛散のおそれが最も高い工程として脱水物の落下時の想定がされているが、トラブル時に作業員がフィルタープレス機に接近する際や、HIC 内スラリーを攪拌する際など、考え得る様々な状況を考慮した上で最大限の影響評価を行うべき。

✓ **告示濃度限度に対する考え方について**

フィルタープレス機がある部屋の空気中の放射性物質（Sr-90）濃度は東電が保守的とする評価の中で告示濃度限度の 20 倍にもなっているが、トラブル時、全面マスクで入退域・作業が可能であるという考え（発電所構内で定める全面マスクにて作業可能な上限値とほぼ同等であるから問題ない。）は受け入れられない。上記で記載したように空気中の濃度が下げられるよう設備対応すべきであり、エリア内のダスト濃度が全面マスクにて作業可能な濃度まで下がらない場合、もしくはダストの舞い上がりが想定される場合には、散水を実施する等のダスト飛散防止策を講ずるべき。

**（参考 8）**

東京電力による建屋内放射能濃度の評価： $1.45 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$

線量告示別表第一 第四欄 放射線業務従事者の呼吸する濃度限度： $\text{Sr-90 } 7 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$