

令和 4 年 3 月 23 日

原子力規制委員会 殿

住所：神奈川県横浜市磯子区新杉田町 8
株式会社東芝横浜事業所内
名称：東芝マテリアル株式会社
代表者の氏名：代表取締役社長 青木 克明

核燃料物質使用施設における核燃料物質の管理区域外への漏洩について

核燃料物質の使用等に関する規則：第 6 条の 10 の第 7 項「管理区域外での漏洩」に基づき、令和 3 年 10 月 22 日付で報告した標記の件について、原因と再発防止対策をとりまとめましたので、別紙のとおりご報告いたします。

別紙

東芝マテリアル株式会社における核燃料物質の管理区域外への漏洩に関する報告書

1. 件名

東芝マテリアル株式会社における核燃料物質の管理区域外への漏洩に関する報告

2. 異常事故確認日時（法令報告事象と判断し報告を行った日時）

令和3年10月12日（火）12時22分

3. 発生場所

株式会社東芝 横浜事業所（以下東芝横浜事業所）内

動力棟（管理区域外）

別紙1：東芝横浜事業所の周辺図

別紙2：東芝マテリアル株式会社配置図（東芝横浜事業所内）

4. 発生の状況

4. 1 管理区域および核燃料物質等の使用の状況

東芝マテリアル株式会社（以下、東芝マテリアル）では、1971年5月21日（当時は東京芝浦電気株式会社、現在の株式会社東芝）に核燃料物質であるトリウムの使用許可を取得し（許可番号：46原第3677号）、トリウム含有タングステンであるトリタンTM（以下、トリタン）製品の製造を開始した。その後2003年10月の東芝マテリアル発足にあわせ、改めて使用の許可を取得し（許可番号：15諸文科科第2687号）、今日までトリタン製品の製造を実施している。

トリタン製品は、原料であるタングステン酸化物粉末と硝酸トリウム水溶液を攪拌・乾燥し、焙焼炉で分解後、水素還元炉で還元処理することで得られた混合粉末を成形、焼結することで製造される。この還元工程において使用する水素は、管理区域内の還元炉からバブラーを介し管理区域外のアンモニア（NH₃）洗浄塔に送られ、NH₃分を除去した後リザーバタンクを経て水素回収・循環装置に到達し、精製後再び還元炉に供給される仕組みとなっている。還元時には極微量の粉末が水素ガスにより炉外に流出するが、バブラーにて除去され、管理区域外へは漏洩しない仕組みとなっている。また、管理区域内のバブラーには還元時に一定量の水が供給され続けており、放射性物質を含むオーバーフロー分は貯留槽に送られ、廃水の管理基準値以下で管理した後、周辺監視区域外の水中の濃度限度を下回ることを確認し、管理区域外に排水している。図1に水素回収経路を、図2に還元工程概念図を示す。

4. 2 発生時および通報の状況

平成 26 年 3 月、東芝横浜事業所が 81 号建屋内に設置してある水素回収・循環装置の設備更新（以下これを「更新後の水素回収・循環装置」という。）を実施した際に発生した廃材の一部から放射線が検出され、産業廃棄物業者から東芝横浜事業所に返却されることとなった。以降、社団法人 日本空気清浄協会（放射性物質で汚染したエアフィルタの取扱い指針原案委員会）発行の、「放射性物質で汚染されたエアフィルタの取扱い指針」に沿い、放射線が検知された廃棄物は処分できないとの認識で、同事業所内の 80 号建屋内に、廃材をシートで覆い平置きし、区画を設定して近づかないように処置、保管した。

令和 3 年 8 月 11 日、東芝横浜事業所において建屋の利用計画作成の際、処分できない廃材の存在を再認識され、建屋の使用を中止（立入禁止の措置）し、東芝横浜事業所から東芝マテリアルに、上記状況の連絡があった。8 月 16 日、東芝横浜事業所、東芝マテリアルで今後の対応について協議を行い、廃材の測定を実施した。更新後の水素回収・循環装置の外部表面、トリタン製造建屋外にあるアンモニア洗浄塔の線量当量率測定を実施し、バックグラウンド（B.G）と同等であることを確認した。9 月 2 日、「5. 管理区域外漏洩の程度」に示すとおり廃材の測定、核種分析のための試料サンプリングを実施し、廃材の保管建屋／保管部屋については、線量当量率及び表面汚染密度の測定結果から被ばく管理上問題がないことを確認した。また、廃材に付着した放射性物質の核種分析によりトリウムの放射性壊変系列である核種を検出した。9 月 3 日、「6. 更新後の水素回収・循環装置の放射性物質測定」に示すとおり、更新後の水素回収・循環装置内部の測定を実施し、線量当量率は B.G と同等であることを確認し、表面汚染密度については、装置回りと共に検出限界未満であることを確認した。

9 月 6 日に原子力規制委員会に概要を説明、その後の各種調査、測定結果等より、総合的な検討を行った結果、東芝マテリアルからの流出の可能性が否定できないため、管理区域外への漏洩があったと判定し、10 月 12 日に原子力規制委員会に法令報告を提出した。

5. 管理区域外漏洩の程度

5. 1 線量当量率測定

廃材からの分析試料サンプリング前の保管場所周り、廃材表面、分析試料サンプリング後の保管場所周り及び建屋内外の線量当量率を測定した。

測定は、NaI シンチレーション式サーベイメーター（TCS-171）を用い、直接測定法により図 3 に示す廃材保管場所において表面および表面から 1 m の距離で実施した。

測定結果を図 4 に示す。測定の結果、廃材の表面線量当量率は最大 1.8 $\mu\text{Sv/h}$ 、保管場所内の空間線量当量率は最大 0.14 $\mu\text{Sv/h}$ 、保管場所の区域境界は最大 0.09 $\mu\text{Sv/h}$ の値を確認したが、その他の建屋内外は B.G 0.05 $\mu\text{Sv/h}$ と同等の値であった。

本測定結果から、保管場所の区域境界の線量は、一般公衆の被ばく限度を下回っており、被ばく管理上問題ないと判断した。

5. 2 汚染測定

1) 廃材保管場所の表面汚染密度測定及び評価

廃材からの分析試料サンプリング前の保管場所周りの床面、廃材の外表面、分析試料サンプリング後の保管場所周りの床面、保管場所の養生シート表面及びその他の建屋内床面について表面汚染密度を α 線、 $\beta \cdot \gamma$ 線を対象として測定した。

測定は、スミア法により図 5 に示すサンプリング位置にて採取後実施した。測定器は α 線自動測定装置 (JDC-5100 アロカ製)、 β 線自動測定装置 (JDC-3101 アロカ製) を用い、それぞれ採取面積 100 cm^2 、計数時間 3 分で行った。

測定結果を図 5 に示す。測定の結果、廃材の外表面は最大 $6.7 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^2$ ($\beta \cdot \gamma$ 線の測定値、同箇所 α 線では $3.9 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^2$)、保管場所の養生シート表面は最大 $4.8 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^2$ ($\beta \cdot \gamma$ 線の測定値、同箇所 α 線では $2.4 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^2$)、立入禁止エリア内の床面は 1 ポイントで $2.6 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^2$ ($\beta \cdot \gamma$ 線の測定値、同箇所 α 線では $1.1 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^2$) を検出した。それ以外の床面については全て検出限界 (α 線: $3.4 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^2$ 、 $\beta \cdot \gamma$: $8.6 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^2$) 未満であった。

以上の測定結果は、核燃料物質の使用等に関する規則に基づく持ち出し基準 (α 線 0.4 Bq/cm^2 、 $\beta \cdot \gamma$ (α 線以外) 線 4.0 Bq/cm^2) を下回っており、エリア内への人の立入を禁止し、廃材はシート養生していることから汚染管理上は問題ないと判断した。

保管場所の立入禁止区域外の床面については上述法令基準のさらに 1/10 以下であることを確認しており、汚染管理上の問題はないと判断した。ただし、保管場所については、シート養生されている廃材の内面に明らかな汚染物質の付着があるため、不用意な立ち入りを未然に防止するとともに、養生シートを取り外して作業する場合は十分な管理を必要とすることを認識した。

2) 分析試料サンプリング時の空气中放射性物質濃度測定

廃材からの分析試料サンプリング時に保管場所近傍にて α 線、 $\beta \cdot \gamma$ 線を対象とする空气中放射性物質濃度の測定を行った。

ろ過捕集法により図 6 に示すサンプリング位置で採取後、 α 線及び β 線とも表面汚染密度測定で用いたものと同じ自動測定器を用いて測定した。ろ紙は HE-40T、CP-20 を用い、採取流量率は 30 L/min 、採取流量は $1.8 \times 10^6 \text{ cm}^3$ 、測定時間 10 min の条件で実施した。

測定結果を図 6 に示す。測定の結果、 α 線、 $\beta \cdot \gamma$ 線ともに有意な値は検出されなかった。

5. 3 核種分析

廃材から検出された放射性物質の由来を特定するため、廃材付着物の核種分析を行った。測定は、ゲルマニウム半導体測定装置 (CANBERRA 社製 GC4018 型) を用いて行った。

サンプルは廃材の中で最も線量当量率が高い部材の中心部に近い鏝（試料 A：約 5 g）と、その上流部材の内側の鏝（試料 B：約 3 g）を採取し、測定時間は 600 sec とした。

サンプル採取状況を図 7 に、分析結果を表 1 に示す。分析の結果、Pb-212、Tl-208、Bi-212、Ac-228 が B.G の値に対して有意に検出されており、それ以外の核種は検出されなかった。Pb-212、Tl-208、Bi-212、Ac-228 はトリウムの放射性壊変系列に属する子孫核種であり、その半減期と対象品の保管期間を考慮すると、廃材に付着した放射性物質がトリウムであることは否定できない。

核種分析評価は以下のとおり。

- ・ 試料 A、試料 B 共にトリウムに起因する放射性核種を確認した。
- ・ それ以外の放射性物質は確認できなかった。

なお、測定結果から、トリウムとその子孫核種が永続平衡状態にあると考えられる。

6. 更新後の水素回収・循環装置の放射性物質測定

6. 1 線量当量率測定

更新後の水素回収・循環装置の安全性を確認するため、ストレーナ配管 2 系統の内部及びフィルター格納容器内部の線量当量率を測定した。測定は、廃材と同様の方法で行った。測定位置を図 8 に、測定結果を図 9 に示す。測定の結果、線量当量率は共に B.G 0.05 μ Sv/h と同等の 0.04 μ Sv/h であり、有意な線量当量率は計測されなかった。

また、設備周りの線量当量率も、0.04~0.05 μ Sv/h であり、B.G 0.05 μ Sv/h と同等であった。

6. 2 表面汚染密度測定

水素回収・循環装置のうち、ストレーナ配管 2 系統の配管内部およびストレーナ、フィルター格納容器内部の表面汚染密度を α 線、 $\beta \cdot \gamma$ 線を対象として測定した。

測定は、廃材と同様の方法で行った。測定位置を図 10 に、測定結果を図 11 に示す。測定の結果、共に検出限界（ α 線： 3.6×10^{-2} Bq/cm²、 $\beta \cdot \gamma$ ： 8.6×10^{-2} Bq/cm²）未満であり有意な汚染は検出されなかった。

また、装置周りの表面汚染密度も全て検出限界未満であった。

7. 廃材の保管廃棄処理ならびに汚染量調査

令和 3 年 10 月 22 日の経過報告の後、動力棟（以下、80 号建屋）に保管されていた廃材については、保管廃棄処理を行うこととし、汚染拡大防止措置をした上で東芝マテリアルの管理区域内に運搬し、汚染調査を行った後、ドラム缶に格納し、最終的に東芝マテリアル 27-1 号建屋の廃棄物保管庫に運搬・保管した。

7. 1 管理区域への運搬

廃材全体を覆っていた養生シートを取り除き、廃材 1 つずつを新たに養生シートで梱包

した。取り除いた養生シートは汚染のおそれのある面を内側に織り込むようにたたみ、最終的には廃材とともに 22 号建屋管理区域内へ運搬しドラム缶詰めとした。全ての廃材の梱包を完了した後、養生シート表面の汚染確認を行った。測定は、5. 1 及び 5. 2 と同様の方法により行い、最大線量当量率は $3.7 \mu\text{Sv/h}$ 、最大値が測定された箇所から 1 m 離れた位置では $0.09 \mu\text{Sv/h}$ と事業所内運搬上問題ない値であった。表面汚染密度は、 α 線、 β 線ともに検出限界未満であった。梱包、測定が完了した廃材を、パレットに積載し、フォークリフトにより管理区域である 22 号建屋に運搬した。

廃材撤去後の 80 号建屋内の立入禁止区域は、ワイヤーモッコ、床面養生シートを撤去し、同様の測定により汚染のないことを確認した後、東芝横浜事業所にて立入禁止の解除を行った。なお、本作業は放射線作業として適切な防護措置を取った上で実施し、被ばく管理上の問題がないことも確認している。

7. 2 廃材の調査

管理区域内に搬入した廃材の外表面は、5. 1 で述べたとおり管理上問題ないと判断したが、放射線量算出及び廃棄物保管施設での保管を目的に廃材内部の線量当量率及び廃材内面の表面汚染密度の測定を 5. 1 及び 5. 2 と同様の方法で行った。表面汚染密度についてはトリウム子孫核種の影響を排除するため、10 日以上経過後にも測定を実施した。線量当量率については、最大 $6.1 \mu\text{Sv/h}$ のものを確認した。また、 β 核種の表面汚染密度については、管理区域からの持出基準値 (4.0 Bq/cm^2) を超えるものはなかったが、 α 核種の表面汚染密度に関しては廃材の一部に基準値 (0.4 Bq/cm^2) を超えるものを確認した。

表面汚染密度の測定結果に、実測した各廃材内表面積を乗じ放射線を算出したところ、 α 核種の合計が $9.5 \times 10^4 \text{ Bq}$ 、 β 核種の合計が $1.0 \times 10^5 \text{ Bq}$ 、合計 $1.95 \times 10^5 \text{ Bq}$ となった。この値は全 α 核種、 β 核種の合計であるが、これはトリウム放射性壊変系列の放射線の総和であり、トリウムの放射性壊変系列 12 核種に関して、永続平衡が成立するとし、分岐比、エネルギー放出割合等を考慮して各廃材に付着した放射性物質の重量を算出した。

その結果、今回の廃材内表面に均一に放射性物質が付着したと仮定すると、廃材に付着した放射性物質の総量は約 14 g であり、そのほとんどが Th-232 という結果となった。

7. 3 廃材の廃棄保管庫への運搬・保管廃棄

測定を終えた廃材は切断してポリエチレンシートで包み、ドラム缶容器に格納した後、廃棄物保管庫へ運搬した。一部ドラム缶容器に格納できなかった廃材は、不燃性の養生シート(特殊アクリル繊維(シリコンコーティング)製)で廃材が露出しないよう梱包・保管しており、既に手配済みである専用容器が完成した段階で格納し、廃棄物保管庫へ運搬することとした。なお、廃材の切断作業は 22 号建屋の管理区域内に設置した $2 \text{ m} \times 2 \text{ m} \times 2 \text{ m}$ のハウス内で局所排気設備を設けて実施し、1 缶ずつ台車又は複数の缶をパレットに乗せフォークリフトで運搬した。

8. 環境および人体への影響の評価

8. 1 平成 26 年設備更新作業時

(1) 廃材の発生に係る工事

廃材は、平成 26 年 3 月 15 日（土）～31 日（月）に行われた 81 号建屋に設置している水素回収・循環装置の改造工事で発生したものであり、廃材の発生に係る工事は作業員九名で二日間行われ、保守的にみて、工事を実施し、作業員一名当たりの合計の作業時間は 20 時間程度である。

(2) 平成 26 年時作業員の内部被ばく評価方法

平成 26 年時作業員においては、空气中放射能濃度が未知であるが、7. 3 記載の切断作業は廃材を直接取扱ったものであり平成 26 年時作業員の作業状況を模擬すると見做すことができると考え、切断作業における空气中放射能濃度の実測値に基づき、当時の作業員の内部被ばく評価を行うこととした。

(3) 吸入した空气中 α 、 β 放射能濃度

7. 3 に記載したハウス内での切断作業時では、空气中放射能濃度を測定するために排気口にてろ紙への集塵（ダストサンプリング）を行った。回収したろ紙は、プラスチックシンチレーション検出器により α 、 β 放射能を測定し、採取流量から作業空間における空气中 α 、 β 放射能濃度を評価した。平成 26 年時作業員の内部被ばくについては、この α 、 β 放射能濃度を持つ空気を作業員が吸入したものととして預託線量当量を評価するものとした。

通常、放射能を取扱う部屋の定置式ダストモニタによる空气中放射性物質濃度は放射線業務従事者の呼吸域内の濃度とは異なっていると考えられるため、放射線業務従事者の呼吸域内の放射能濃度はダストモニタによる空气中放射性物質濃度（以下、前者の後者に対する比を「濃度比」という。）を補正して用いることが多い。しかし、今回の切断作業での測定は 2 m×2 m×2 m の狭いハウス内を測定対象としており、ろ紙への集塵による放射能濃度測定値は放射線業務従事者が廃材に対して切断等を行う作業の呼吸域内を直接吸引していることに等しいと考えられる。

また、平成 26 年時に作業を行った 81 号建屋の動力室は今回の廃材保管廃棄に向けた作業のハウスに比べると体積は数十倍大きいですが、撤去のための切断作業は対象物に近接するものであり、平成 26 年時作業員が呼吸した空气中の放射能濃度は切断作業の放射線業務従事者の呼吸域内の濃度、つまり、ハウスのダスト測定をした空气中の放射能濃度と同程度と考えられる。したがって、内部被ばく評価に用いる濃度比は 1 で妥当と考えられるため、放射線業務従事者の呼吸域内の放射能濃度は今回のダストサンプリングにより得た空气中放射性物質濃度と等しいと扱った。

(4) α 線の線源効率と α 、 β 取り込み量

トリタン製品は Th-232 を使用して製造しているが、廃材に付着している粉体状のトリウムは使用施設から発生した Th-232 が(1)の工事直前に付着したと仮定しても少なくとも8年は経過しているため、子孫核種は Th-232 と永続平衡になっているものとした。この仮定に基づき、 α 及び β の計数率(cpm)は両者とも Th-232 も含めて永続平衡時の放射能割合で各核種に割り振り、機器効率、線源効率、捕集効率及び空気の採取流量を用い、核種ごとの α 及び β 空気中濃度(Bq/cm³)を求め、呼吸率(cm³/h)から α 取り込み量(Bq/h)、 β 取り込み量(Bq/h)を求めた。

(5) 平成26年時作業者の内部被ばく評価

以上の検討結果に基づき、(3)、(4)の条件で、(1)の作業における二日間合計20時間の作業者の預託実効線量当量(mSv)の推定値を α 分、 β 分及び合計として求めたところ、廃材の内、表面積が最も広く表面汚染密度の高いバイパスクーラーと呼ばれる機器の切断作業時における空气中放射性物質濃度から算定した預託実効線量当量(mSv)が最も高く0.46 mSvとなった。平成26年時作業においてはバイパスクーラーの切断は行っていないため、過大評価と考えられるが、一方、当時も行われたと考えられる廃棄配管等の切断作業時における空气中放射性物質濃度で算定した預託実効線量当量は0.41 mSvと同程度であることから、平成26年時作業者が行った作業(法令報告に係る廃材が発生した作業、すなわち平成26年3月15日(土)～31日(月)まで行われた81号建屋に設置している水素回収・循環装置の撤去・更新)に係る内部被ばくは、保守的に見て最大で預託実効線量当量0.5 mSv程度であったと推定できる。

(6) 平成26年時作業者の外部被ばく評価

5. 1に示すとおり、廃材の外表面における最大線量当量率は、1.8 μ Sv/hであり、仮に作業者が20時間の作業中に絶えず廃材からの放射線に曝露されたとすると、

$$1.8 \mu\text{Sv/h} \times 20 \text{ h} = 36 \mu\text{Sv} \Rightarrow 0.036 \text{ mSv}$$

となる。

したがって、(5)で推定した預託実効線量当量0.5 mSvと合わせても一般公衆に係る被ばく限度である1 mSv/年を下回ることを確認した。

8. 2 廃材の保管時

廃材は、東芝横浜事業所内建屋の一室にて立入禁止区域を設定して保管されており、区域境界における正味空間線量当量率は最大0.04 μ Sv/hであった。

当該区域に人が常時立ち入ることはないが、事業所内での就業時間を8時間・月20日とし最大線量当量率で常時被ばくしたと仮定した場合の被ばく線量は、

$$0.04 \mu\text{Sv/h} \times 8 \text{ h/日} \times 20 \text{ 日/月} \times 12 \text{ 月/年} = 76.8 \mu\text{Sv/年} \Rightarrow 0.08 \text{ mSv/年}$$

となる。したがって、一般公衆に係る被ばく限度である 1 mSv/年を下回る。

B.G 線量当量率は 0.05 μ Sv/h であり、これら値を含めても、年間の被ばく線量が 1 mSv を超えることはなく、本事象による人体および環境への影響はないものと判断される。

9. 原因の推定

9. 1 トリウム漏洩が発生した原因推定

4. 1 項において上述したように、トリタン製造においては Th が添加されたタンゲステン酸化物を水素還元炉で還元処理するが、この還元工程に使用する水素は、管理区域内にあるバブラーを介し、管理区域外のアンモニア (NH₃) 洗浄塔に送られ、NH₃ 分を除去した後リザーバータンクを経て水素回収・循環装置に到達し、精製後再び還元炉に供給される仕組みとなっている。本来、還元時には極微量の粉末が水素ガスにより炉外に流出するが、バブラーで除去され、管理区域外へは漏洩しない仕組みになっていると考えていた。しかしながら、水素回収・循環装置の廃材から Th 漏洩が見つかったことから、前述のバブラーで除去できなかった粉末が、水素ガスに含まれ、水素回収・循環装置まで到達したと考えられる。

9. 2 バブラーからの粉末漏洩の検証

バブラーからの粉末漏洩に関し、以下の要因を抽出し、バブラー実験機を用いて検証することとした。

- ・バブラーの除去率が 100%ではなかった：設計の問題
- ・想定外の条件での還元稼働：バブラーの水量低下、水素流量が多い、微粉が多い

詳細を次項に示す。

1) 実験での検証内容

実験条件は、以下の還元炉実機の条件を参考として設定した。

- ・水素の風速
3 m/s・・・還元炉へ入ってくる 10 本の配管のうち 1 本の配管あたりの値
15 m/s・・・バブラーから 1 本の配管で送られる値
- ・バブラー水面からバブラー天井の間隔・・・13 cm

本実験では、以下の手順により実験を行った。

- (1) バブラーの性能を左右する重要因子とパラメータに関し、透明槽を使用し、バブリングの状態を可視化。
- (2) バブラーの水位、ガス圧力 (パイプ径、穴径、ピッチ)、ガス流量 (流速) を変化させて粉末の流出の有無を確認。
- (3) バブリング槽を 3 槽用いての粉末の除去率の検証

2) 実験結果

(1) 透明槽によるバブリング内の可視化

パイプ径、穴径、穴个数、ピッチを変えた場合のバブリング槽内の様子を図 12 に示す。パイプ構造の違いにより水中のバブルの発生位置は変化するが、水面の荒れ方には変化がなかった。図 13 にバブラーからの水の流出量を示すが、現行の条件である流入風速 3 m/s、天井からの距離 13 cm でも水をガス配管側に流出させてしまうという問題があることを確認した。この問題は、図 14 に示すようにバブラー水中にパンチングメタル、メッシュを入れることで解決した。発生したバブルを小さくすることで、水面が波立たなくなり、水の流出がなくなった。また、発生するバブルを小さくすることも微粉を飛散させないために有効と期待される。

(2) バブラーの水位、ガス圧力、ガス風速の影響

図 15 に水槽を SUS 製タンクに変え、水位、ガス圧力およびガス風速をパラメータとし、水の流出を確認した結果を示す。図 15 中、赤く示した領域が水の流出がない条件であった。この水の流出がない条件で、タングステン粉末を入れて実験を行ったが、図 16 に示すように、最終のガス出口に設置していたろ紙にタングステン粉末の流出を確認した。流出の原因としては以下が推定された。

- ・パイプの穴が、水面より上にある（水位が低い場合）
- ・バブル中に粉末が存在し、水に吸収されていない
- ・粉末が混ざった水が、槽内または配管に付着・乾燥した後、ガスによって流出する

(3) バブリング槽 3 槽での除去率

次にバブリング槽を 3 槽とし、実験条件として風速 7 m/s（現状風速の 2 倍）で約 14 時間バブリングを行った。1 槽目水位は、天井から 12 cm（現行と同等）、2、3 槽面の水位は天井から 17 cm（風速 17 m/s で水が持ち出されない条件）とした。実験の概要を図 17 に示す。3 槽目の出口のろ紙を置き、粉末の流出の有無を確認した。実験は 2 回行い、出口の流出量はろ紙上の粒子数を走査型電子顕微鏡（SEM）で観察することにより概算した。表 2 にバブリング槽を 3 層とした場合の除去率を示す。

表 2 より、3 層目の出口での流出量は 0.002%、0.007%で平均として 0.005%となり、現行の 1 槽の構造に対し、3 槽の構造にすることで 100%除去はできない結果となったが、約 500 分の 1 までに粉末の流出量を抑えることができた。この結果から使用変更許可申請書において、

保守的な除去率として 90%を設定することとした。

9. 3 報告遅延

平成 26 年 3 月 26 日、産廃業者より放射性物質が検出された廃棄物が返却され東芝横浜事業所の 80 号建家に一旦保護シートに覆って保管された。受け入れた東芝横浜事業所工務課担当は、その日に東芝マテリアルのトリタン製品を扱う現場責任者に放射線を発する廃材の取扱いについて確認したが、問われた東芝マテリアルの現場責任者は、核種が不明である上に取扱い方法の問いから、社内に放射線管理区域を決め、設備や製品を含めて廃棄処分はせず全て鉛板若しくはコンクリート壁の倉庫に保管していることなど、厳正な取扱いや保管等が必要との一般的な説明に留まった。東芝横浜事業所工務課担当と東芝マテリアル現場責任者両者間の引継ぎや連携、情報伝達が不十分であった結果、今回の報告遅延につながる事となった。

東芝横浜事業所工務課担当は、上長と相談し、社団法人 日本空気清浄協会（放射性物質で汚染したエアフィルタの取扱い指針原案委員会）発行の、「放射性物質で汚染されたエアフィルタの取扱い指針」を参考として、廃材をシートで覆い平置きし、区画を設定して近づかないように処置した。

今般の法令報告に至った経緯は「4.2 発生時及び通報の状況」に記載のとおりではあるが、7 年に亘る残置（報告遅延）の原因は、事業所内の動力インフラ施設管理の東芝横浜事業所工務課担当の核燃料物質に対する知識不足及びそれに伴う法規制に対して不知であったこと、東芝マテリアルは、社内の放射線管理区域内だけが核燃料物質取扱者の責任範囲と捉えており、関連施設との関係不知によるものと考え。また、総じて、関連当事者間の連携・深掘りの不足、及び、リスクに対する感度が不足しており、事故発生報告に至らない組織風土であることが報告遅延を助長したと判断する。

10. 再発防止

1) バブラーの改善

バブラー実験の結果からガス中に含まれる粉末は 100%除去できないことが確認できたため、実機に適用するバブラーは以下の改良設計を行い、粉末のトラップ機能を更に改善することとした。

現行バブラーに 2 槽を増設し、2、3 槽目は中間にバブル分解しきり板を設置し、3 槽目は水流高さを低くし、水の上部／配管内への粉末の流入を防止する設計とした。設計の概略を図 18 に示す。

2) 使用施設及び管理区域の変更

本件の事故に関連するバブラー、NH₃（アンモニア）洗浄塔、リザーバータンク、水素回収・循環装置及びそれらを繋ぐ配管のうち、既許可（許可の提出：平成 19 年 10 月 5 日）であるバブラーを除いた東芝横浜事業所所管の 3 つの設備について、東芝マテリアルの管

理下に置くとともに、使用施設及び管理区域に設定することとし、使用変更許可申請書を提出した。

3) 使用施設の管理強化

10. 2) に際して、東芝マテリアルの管理下に置いた施設及び装置に対して、これまでの東芝マテリアルの核燃料物質の使用施設と同様に、それら施設及び装置の保安業務並びにモニタリングは放射線業務従事者が行い、東芝マテリアルが本施設及び装置に関する原子炉等規制法に基づく安全管理責任義務を負い、日常的な設備の保守管理、放射線管理及び緊急時対応等を実施する。なお、日常的な設備の保守管理、放射線管理の実施状況は、材料部品課長による最終確認を行うとともに、核燃料物質の利用者が行う保安に必要な措置に関する実施機関として、東芝マテリアル社長を委員長とした「核燃料施設管理委員会」を新設し、毎月、巡視・点検・検査等の実施状況を委員長に報告することとした。

また、インシデント発生報告の遅延を受けてインシデント報告ルールを見直し、インシデントと思われる事象が発生した際、従業員から管理者経由、社長まで報告するフローを当社リスクマネジメントに関する社内規程に新たに明記、社長が重大インシデント発生に対して速やかに危機管理委員会を設置する体制とする。なお、核燃料施設管理に関する緊急時対応等が必要な場合は核燃料施設管理委員会を開催して対応を検討する。

11. 今後の対応

核燃料物質の使用等に関する規則：第6条の10の第7項「管理区域外での漏洩」の今回の事故を受け、新設の核燃料施設管理委員会により、施設管理に関する計画及び教育訓練計画の審査を行う役割に加え、毎月、核燃料使用施設の保安活動に係るすべての業務について実施状況の確認及び審査をし、保安業務が適切に実施されていることを監視する。また、適宜、外部有識者を入れて事業所の保安業務の確認及び検証を行っていく。

なお、従業員に対する教育訓練強化として、本事案を受けて毎年実施する保安教育訓練で、廃材に関する法令報告に関する不適合処置及び是正措置に基づき、事例の紹介並びに保安管理の在り方について改めて周知し、保安管理における教育訓練の対象、内容を充実させ、改善をすることで、核燃料使用施設に関わる者の安全文化の育成を図ることとする。また、核燃料施設管理委員会は教育訓練計画の審査を行う役割として、今後、毎年度の施設管理に係る業務についての確認、審査及び評価に基づき、教育訓練の改善を継続して行う。

最後に、東芝マテリアル株式会社は、原子力事業者等の責務として、安全に関する最新の知見を踏まえ、核燃料物質使用施設の安全性の向上に向け、検討を重ねていく。

以上

別紙1. 東芝横浜事業所周辺図

東芝横浜事業所境界



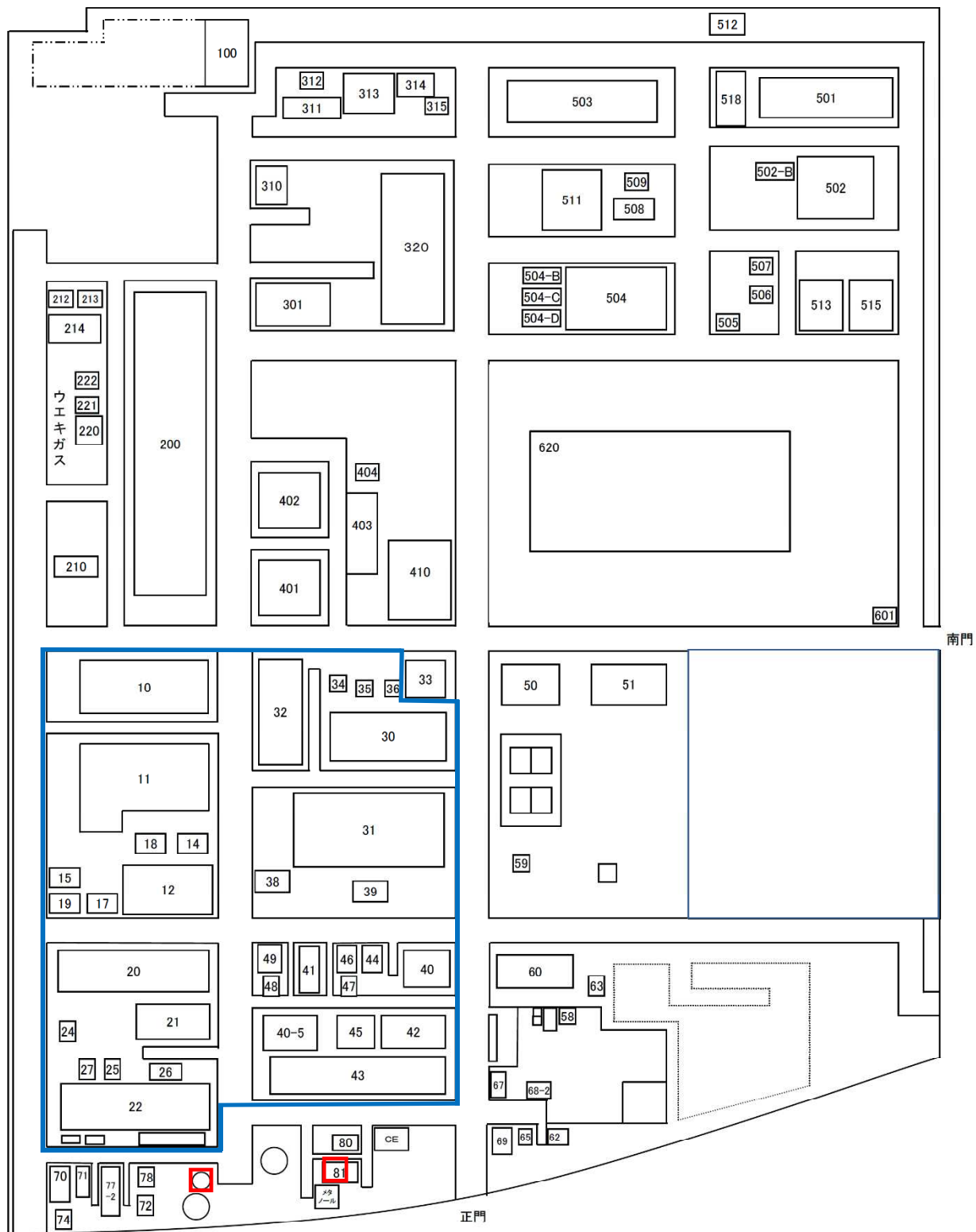
500m

別紙2. 東芝マテリアル株式会社配置図（東芝横浜事業所内）

東芝マテリアル管理境界（変更前）



東芝マテリアル管理境界（変更後(追加)）



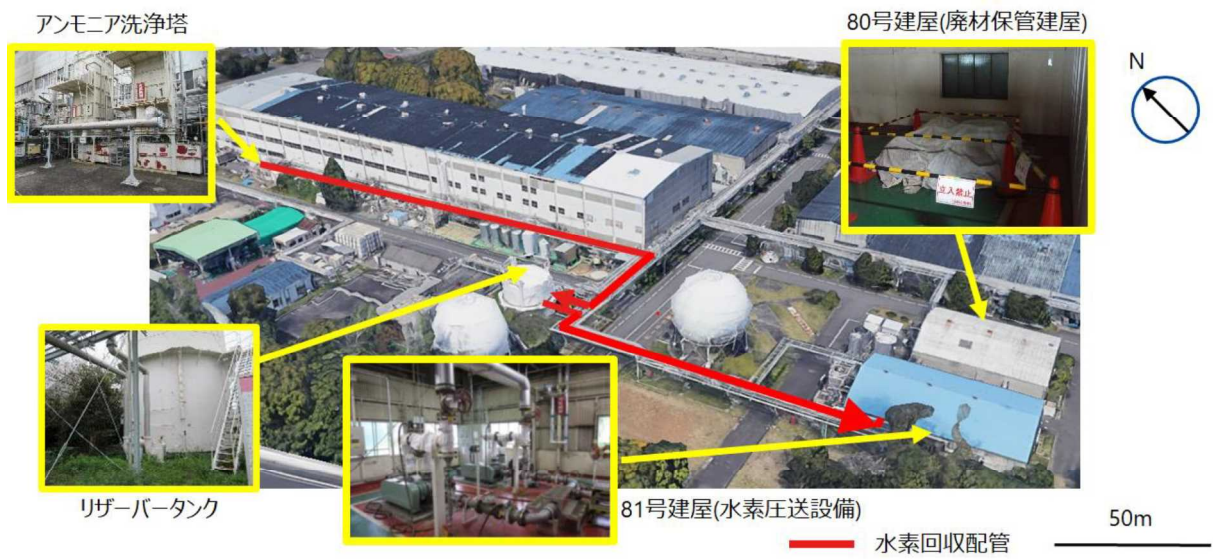


図1. 水素回収経路全体図

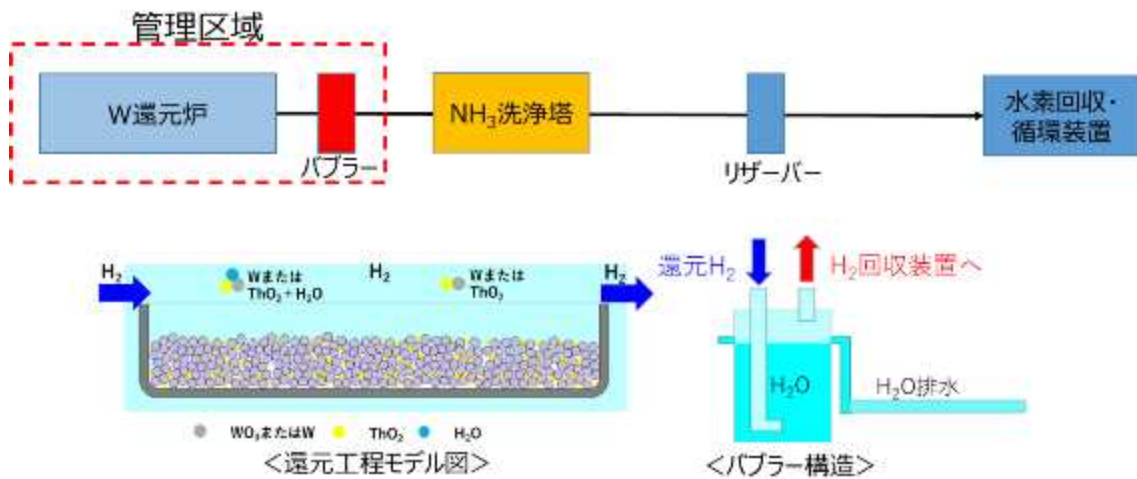


図2 水素回収経路およびバブラー概念図



図3 廃材保管状況



対象物品 **1.8 μSv/h**

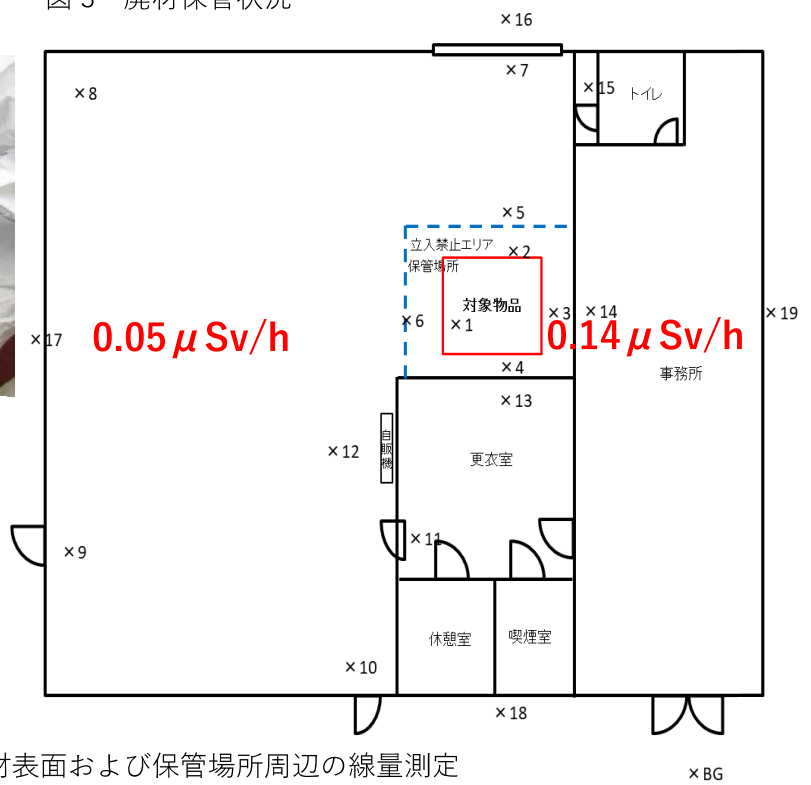


図4 廃材表面および保管場所周辺の線量測定

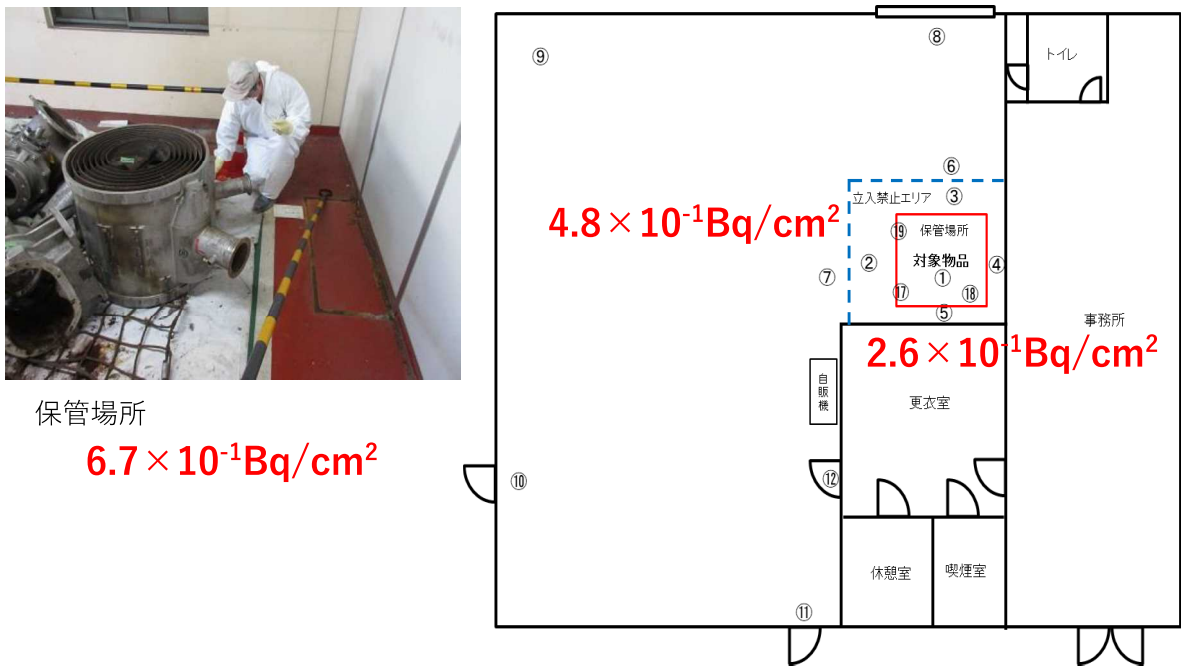


図5 廃材表面および保管建屋内の汚染密度測定

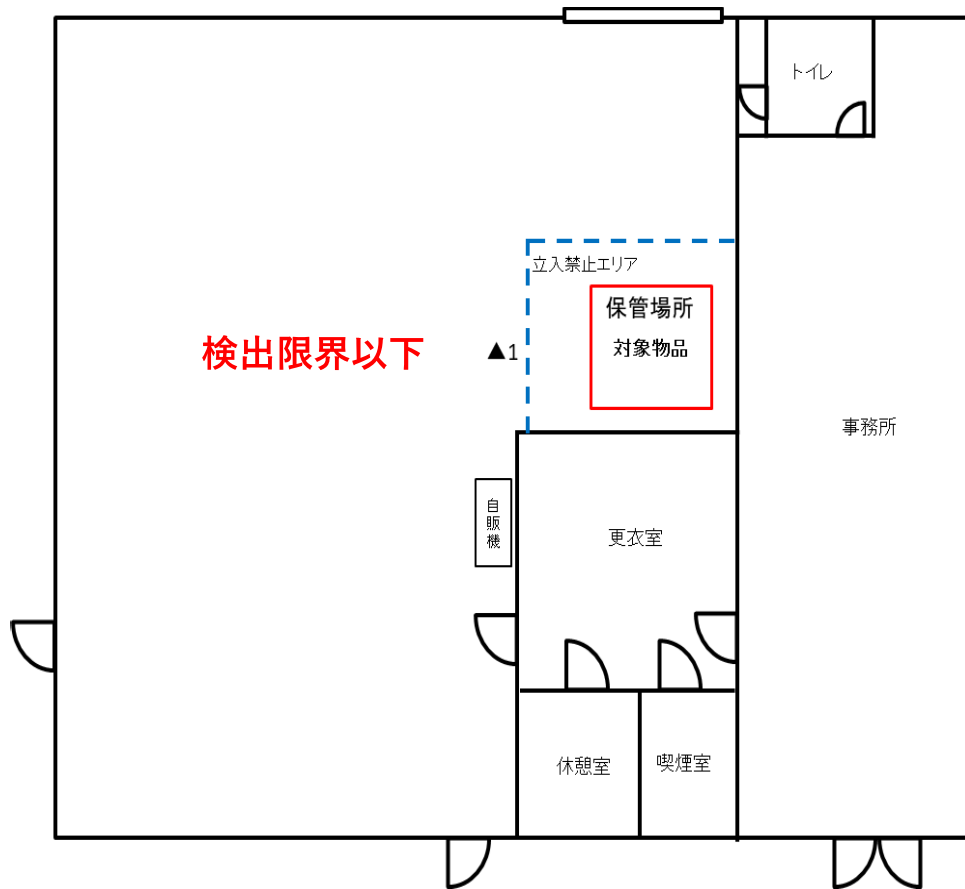


図6 廃材保管場所周辺の空气中放射能濃度測定

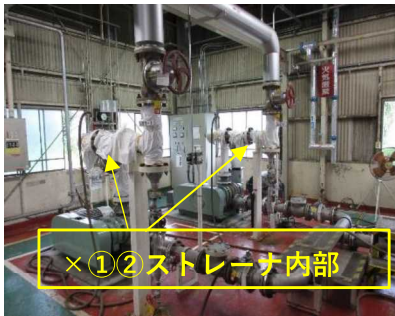


①試料 A (採取状況)



②試料 B (採取状況)

図 7 廃材付着物の核種分析サンプル採取状況



ストレーナ



フィルタ



フィルタ格納容器内部



①ストレーナ内部



②ストレーナ内部

図 8 更新設備の線量測定位置

× BG

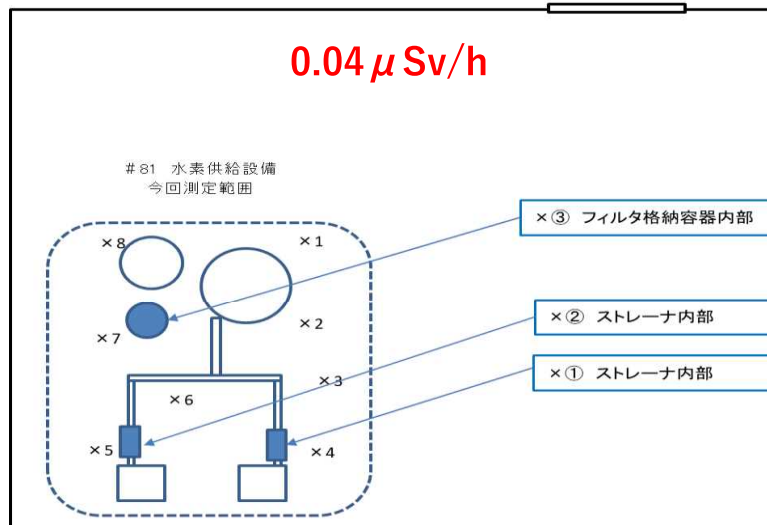


図 9 更新設備の線量測定

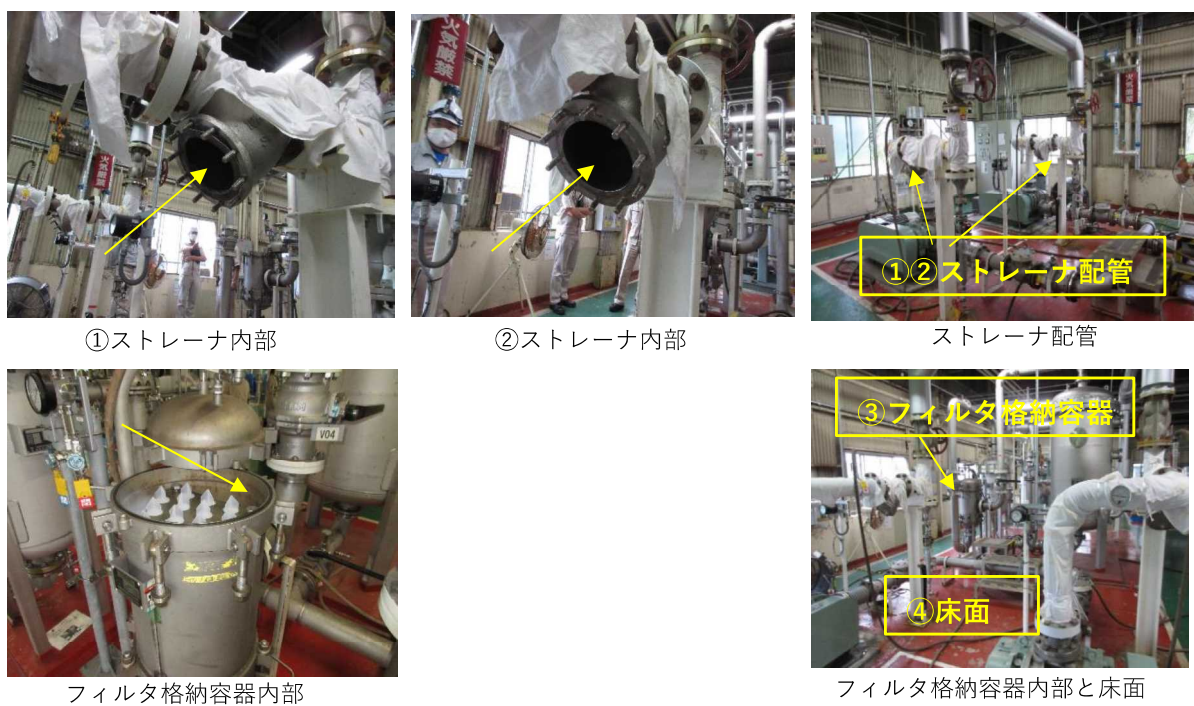


図 10 更新設備の汚染密度測定位置

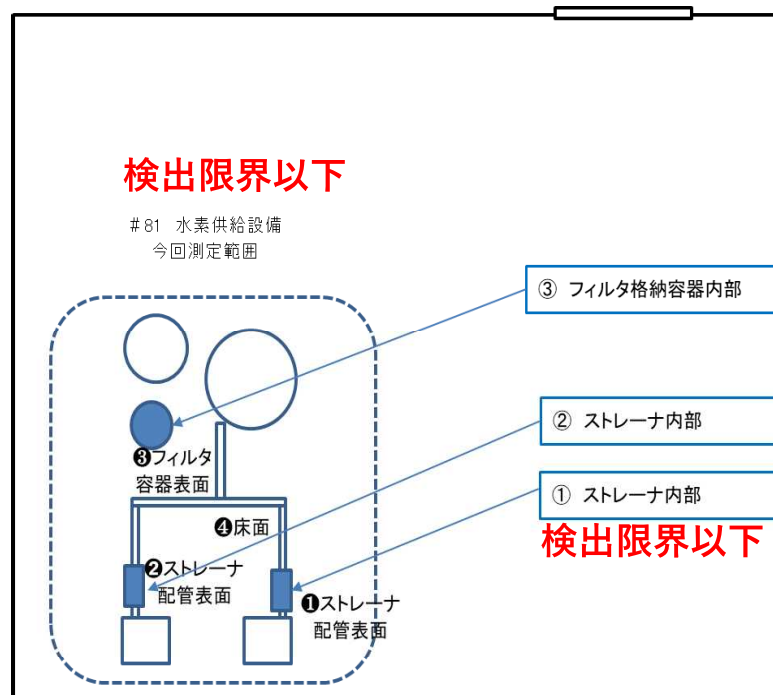


図 11 更新設備の汚染密度測定

Φ10パイプ、穴径Φ2.0、
円周4p、ピッチ2.0



Φ6パイプ、穴径Φ1.6、
円周5p、ピッチ4.0



図 12 バブリング槽内の様子

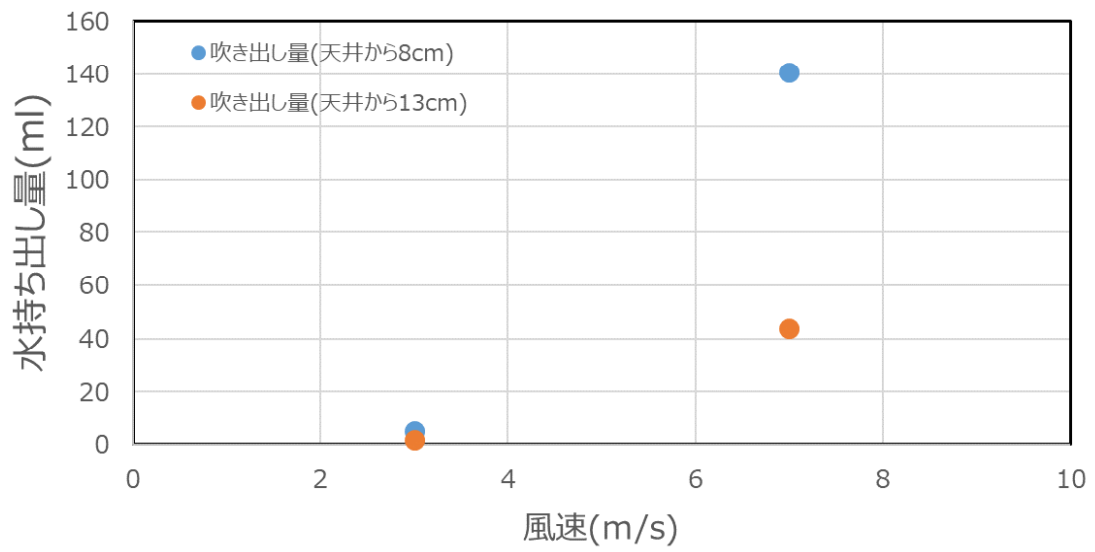


図 13 バブラーからの水の流出量

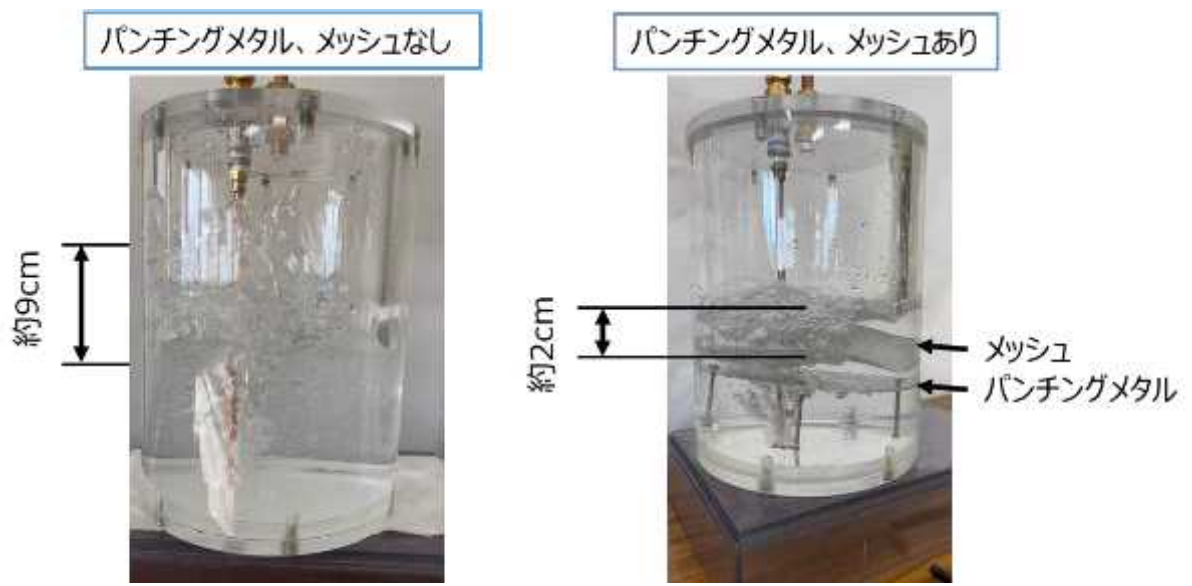


図 14 バブリング槽内の様子（パンチングメタル、メッシュ設置）

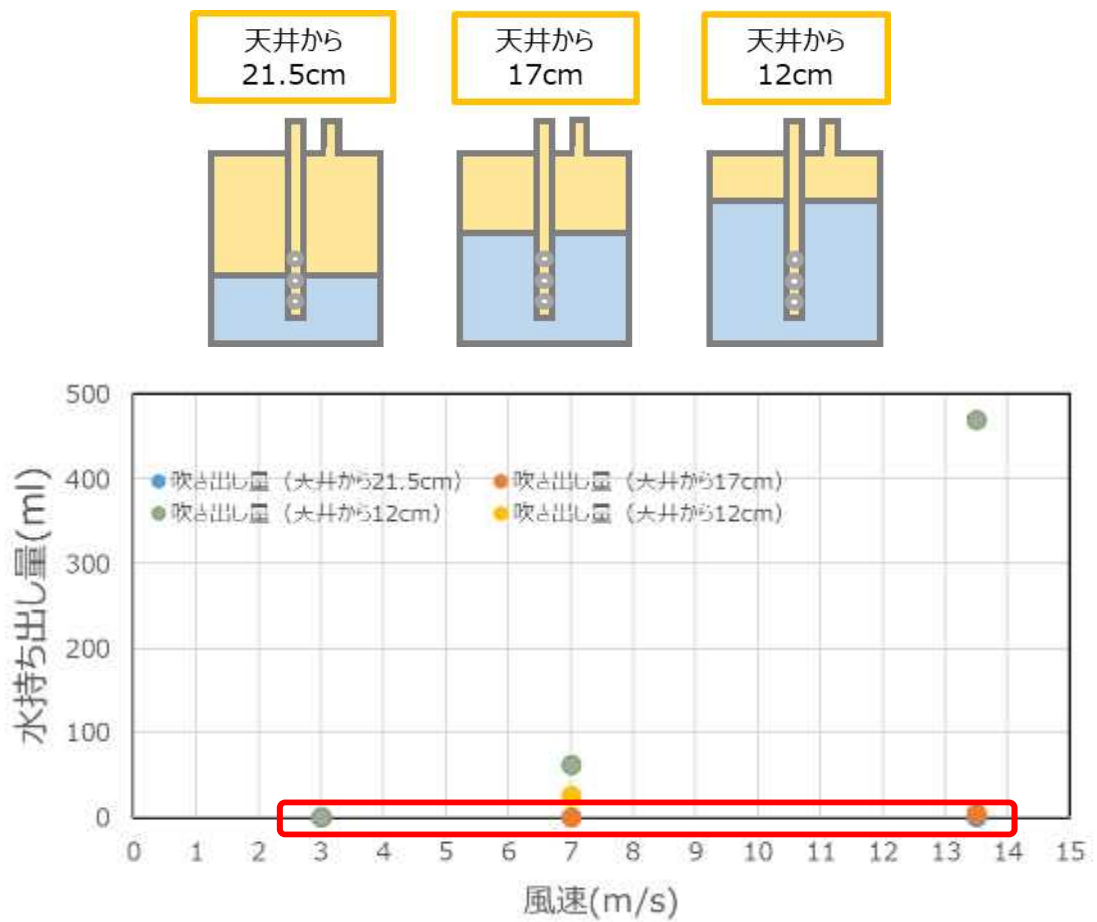


図 15 バブラー水位、風速による水の流出状況

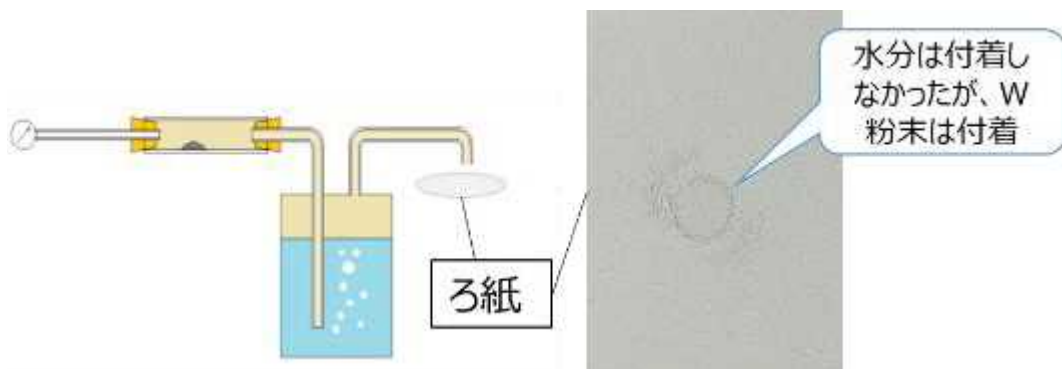


図 16 W 粉末流出状況

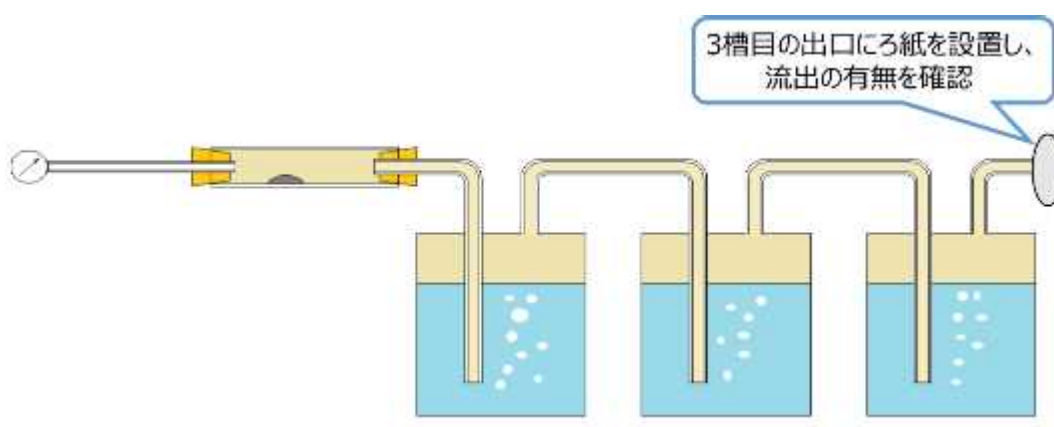


図 17 3層バブリング槽概略図

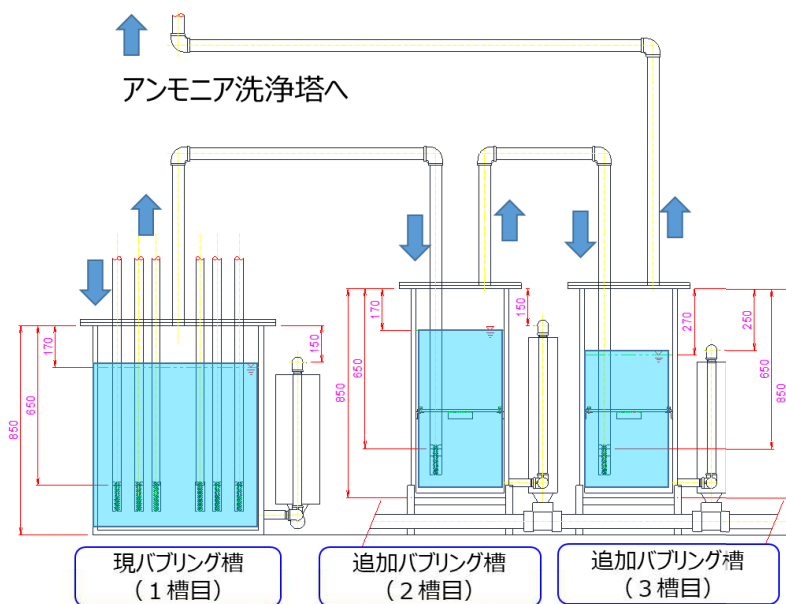


図 18 3層バブラー槽設計概略図

表 1. 分析結果

試料名	核種 (エネルギー)	分析結果 (有意ピークの検出)	ネットカウント (counts)	検出限界カウント (counts)
試料 A	Pb-212(238keV)	検出	11447.4±109.3	85.7
	Tl-208(583Kev)	検出	3583.4±61.8	62.1
	Bi-212(727keV)	検出	720.5±30.3	59.8
	Ac-228(911KeV)	検出	1925.8±45.2	33.9
試料 B	Pb-212(238keV)	検出	1138.6±35.8	30.9
	Tl-208(583Kev)	検出	340.4±19.7	27.0
	Bi-212(727keV)	検出	56.4±8.3	21.5
	Ac-228(911KeV)	検出	178.4±13.7	15.8

表 2 バブリング槽 3 槽での除去率

	1 槽目	2 槽目	3 槽目	出口
1 回目	97.70%	99.94%	99.998%	0.002%
2 回目	97.40%	99.93%	99.993%	0.007%
各槽除去効率	97.55%	97.61%	95.23%	