２９ 原機（大福材）０１４
平成２９年１２月２７日

原子力規制委員会　殿

住　　所　茨城県那珂郡東海村大字舟石川765番地1
名　　称　国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
代表者の氏名　理事長　　児玉　敏雄

大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染について

標記の件について、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第62条の3に基づき、平成29年6月19日付け29原機（大福材）007、平成29年7月21日付け29原機（大福材）009及び平成29年9月29日付け29原機（大福材）010をもって提出した報告書について、別紙のとおり補正いたします。

別紙：原子力施設故障等報告書

以上

別紙

原子力施設故障等報告書

平成 29 年 12 月 27 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

件　　名	大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染について
事象発生の日時	発生日時　平成 29 年 6 月 6 日（火）　11 時 15 分頃 判断日時　平成 29 年 6 月 7 日（水）　13 時 00 分
事象発生の場所	燃料研究棟分析室（管理区域）
事象発生の原子力施設名称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター（北地区）燃料研究棟
事象の状況	平成 29 年 6 月 6 日 11 時 15 分頃、燃料研究棟分析室（以下「108 号室」という。）フード（H-1）において、核燃料物質を収納したプルトニウム・濃縮ウラン貯蔵容器（以下「貯蔵容器」という。）の点検等作業中、貯蔵容器内にある核燃料物質が入った容器を封入したビニルバック（以下「樹脂製の袋」という。）が破裂した。108 号室内において作業員がα線用表面汚染検査計を用いて汚染検査を行った結果、作業員 5 名（作業員 A～E）全員に汚染があることを確認した。 作業員からの聞き取り情報に基づくと、事故発生時の状況は以下のとおり。 作業員 E（フード（H-1）での作業員）が貯蔵容器の 6 本のボルトのうち 4 本を対角線上に外した後、残り 2 本のボルトを緩めた際に蓋が浮き上がり、「シュ」という貯蔵容器内圧の抜ける音がした。このため、作業員 E は蓋と貯蔵容器本体のすき間について全周のスミヤをとり、汚染がないことを確認した。全周のスミヤで汚染がないことが確認できたことから、作業員 E は引き続き作業を進めることを判断し、片手で蓋を持ちながら残り 2 本のボルトを外したところ、樹脂製の袋が破裂した。作業員 E はその後蓋をフード内に置いた。破裂の際、作業員 E は腹部に風圧を感じた。また、ほかの作業員 4 名も含め全員が破裂音を聞いた。半面マスク越しではあるが、作業員 E は異臭がないことを確認した。また、作業員 E がゴム手袋越しに貯蔵容器に触れたところ、温度上昇は認められなかった。 事故発生後は、汚染の拡大を防止するため、108 号室入口廊下側にグリーンハウスを設置するとともに、108 号室から建家外への非常口扉に外側から目張りを実施した。 平成 29 年 6 月 6 日 14 時 30 分に作業員は 108 号室からグリーンハウスへの退室を開始した。退室時のグリーンハウス内における身体汚染検査の結果、5 名の特殊作業衣等に汚染（最大 322 Bq/cm^2 以上（α線））を確認し、慎重に半面マスクを交換後、特殊作業衣等の脱装を実施した。作業員 5 名のうち 4 名に皮膚の汚染を、うち 3 名から鼻腔

	内の汚染（最大 24 Bq（α線））を確認した。作業員の 108 号室からグリーンハウスへの退室時における身体汚染検査結果から、平成 29 年 6 月 6 日 16 時 27 分に 108 号室を立入制限区域に設定した。 皮膚の汚染を伴う作業員は管理区域内にある除染用のシャワー室で除染を行った。除染は、中性洗剤、固形石鹸、液体石鹸、シャンプー、鼻洗浄キット等を用いて実施し、除染補助者による汚染検査の結果、汚染が検出された場合は除染補助者の協力を得て除染を繰り返し、汚染が検出されなくなった時点で、放管員の身体サーベイによる最終確認検査を受け、検出限界（0.013 Bq/cm^2(α線)）以下であることを確認して管理区域から退域した。 シャワー室における除染に先立ち、シャワーが使用できることを確認した後に除染を開始したが、1 人目の除染開始後、1～2 分経過してシャワーの流量が減少した。このため、ホースにより燃料研究棟機械室から工業用水（ろ過水）をシャワー室に引き、水を用いた除染を再開した。2 人目は、シャワーの流量が回復したため、シャワーを用いて除染を行った。3 人目以降は、再びシャワーの流量が低下したため、ホースを用いて除染を行った。 作業員 5 名のうち 3 名が補助線量計であるポケット線量計を装着しており、その読み取り値は 2 μSv（作業員 B)、3 μSv（作業員 D)、60 μSv（作業員 E）であった。作業員 5 名を核燃料サイクル工学研究所へ搬送し、緊急に実施すべき医療処置（キレート剤：Ca-DTPA の投与等）の判断に資するため肺モニタ測定を行った。その結果、Pu-239 と Am-241 について、最大でそれぞれ 2.2×10^4 Bq、2.2×10^2 Bq と評価されたため、国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構放射線医学総合研究所（以下「量研　放医研」という。）の支援を受け、体内に取り込まれた Pu 等の体外排泄を促進させる目的でキレート剤を投与した。平成 29 年 6 月 7 日、作業員 5 名を量研　放医研に搬送し、体表面の再除染、肺モニタ測定等を含む医療処置を受けさせた。 作業員 5 名の核燃料サイクル工学研究所において実施した肺モニタの測定結果から、Pu-239 及び Am-241 について、最大で 2.2×10^4 Bq 及び 2.2×10^2 Bq と評価されたことから、管理区域に立ち入る放射線業務従事者について計画外の被ばくがあったときの報告基準である 5 mSv を超え、又は超えるおそれがあること、また、作業員 5 名の汚染状況から、108 号室の床等の表面密度が核燃料物質使用施設等保安規定（以下「保安規定」という。）に定める立入制限区域指定基準（α核種：4 Bq/cm^2）を超えるおそれがあることから、平成 29 年 6 月 7 日 13 時 00 分、本事象を核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 62 条の 3 に基づく法令報告事象と判断し、13 時 27 分、原子力規制庁に報告した。

	108 号室の表面密度については、平成 29 年 6 月 7 日に床面を測定した結果、最大 55 Bq/cm^2（α線）、3.1 Bq/cm^2（β(γ)線）の汚染を 18 時 55 分に確認した。また、108 号室の線量当量率は、最大で 2 μSv/h であった。108 号室へ出入りする管理区域内の廊下及び 108 号室から建家外への非常口の外側については、汚染がないことを確認した。 （別添参照）
事象の原因	事故の原因究明に係る対応では、樹脂製の袋の破裂に関して、破裂時の状況調査結果、作業員への聞き取り調査結果、有機物の放射線分解に関する検証試験結果等を基にフォルトツリー解析を行った。その結果、樹脂製の袋の破裂に至った原因は「内部でのガス発生」であり、Pu からのα線により「混入有機物（エポキシ樹脂）」、「ポリ容器」及び「混入水分」が分解して水素やメタン等のガスが発生し、樹脂製の袋が膨張したことが要因であることを推定した。さらに、貯蔵容器内容物及び飛散物の詳細な調査を行った結果、樹脂製の袋が破裂に至った主な原因は「混入有機物（エポキシ樹脂）」によるものであることを特定した。樹脂製の袋の破裂に至る推定シナリオに基づいて 21 年間の貯蔵期間における樹脂製の袋の内圧を計算した結果、当該貯蔵容器開封時と同様な樹脂製の袋の破裂又は破損状況となる内圧以上であることを確認した。 室内汚染検査のスミヤろ紙及び Pu ダストモニタフィルタの測定・評価、作業員が装着していた半面マスクの調査及び半面マスクの防護性能の調査を実施し、放射性物質の摂取に至った原因を以下のとおり推定した。 ・半面マスクは、顔面等に付着した放射性物質の接顔部からマスク内部への侵入を防ぐ性能は有していない。このため、破裂時の密着性低下、会話／発汗等による密着性の低下により、顔面等に付着した Pu 等の放射性物質が接顔部からマスク内へ入り込み、放射性物質を吸入摂取した可能性が高い。 ・脱装時の半面マスクの交換等において、拭き取り等の処置をせずに顔面等が汚染した状態のままで半面マスクを取り換えるなど、放射性物質の摂取を防止するための対応が十分ではなかったため、頭部及び顔面に付着していた Pu 等の放射性物質を吸入摂取した可能性がある。 本事故が発生した直接的な原因については、当時の状況を調査するとともに、汚染と被ばくに至った原因分析を行った。具体的には、「樹脂製の袋の破裂の主な原因は、Pu からのα線と「混入有機物（エポキシ樹脂)」によるものであること」及び放射性物質の摂取に至った推定原因は、「顔面等に付着した Pu 等の放射性物質が接顔部から入り込み、放射性物質を吸入摂取した可能性が高い」ことのほか、関係者へ

	の聞き取り調査の結果を踏まえ、5 項目の問題となる事象を抽出した。 その上で、抽出した問題の背後にある要因を分析し、12 項目の直接的な原因を明らかにした。 以下に、抽出した 5 項目の問題となる事象（(1)～(5)）及び 12 項目の直接的な原因（①～⑫）を示す。 (1) X 線回折測定済試料からエポキシ樹脂を除去せず封入していた、またその情報が引き継がれていなかった。 ① 初代プルトニウム技術開発室長は、貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質の状態の記録についてルール化し引き継ぎする必要があったが、計量管理の核燃料物質移動票（燃料研究棟内移動票を含む。）で核燃料物質の管理ができることから貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質及びその状態の記録を残すことをルール化していなかった。 ② 初代プルトニウム技術開発室長は、X 線回折測定済試料を酸化加熱処理してから回収した核燃料物質を貯蔵容器に保管するまでの作業方法をルール化し引き継ぎする必要があったが、炭窒化物燃料等は安定化処理のための酸化加熱処理を徹底してきたことから、X 線回折測定済試料も同様に酸化加熱処理するものと考えルール化していなかった。 ③ 平成 2 年頃、プルトニウム技術開発室長は、プルトニウム技術開発室及び実験しているプルトニウム燃料研究室の関係者と協議を行わずに、試料中の核燃料物質は安定していると判断し、初代プルトニウム技術開発室長から引き継いだ有機物と混在した核燃料物質の酸化加熱処理の中止を決定した。これ以降、X 線回折測定済試料の酸化加熱処理は行われてこなかった。 ④ 平成 3 年 10 月、プルトニウム技術開発室長は、放射線安全取扱手引の貯蔵の条件を考慮し X 線回折測定済試料を酸化加熱処理して貯蔵容器に貯蔵する必要があったが、当時の放射線安全取扱手引で「3.3.3 貯蔵の条件　(4)放射線分解によるガス圧の上昇に十分注意する。」と定めていることに反し、十分な確認を行わずに、X 線回折測定試料のエポキシ樹脂は Pu の放射線による放射線損傷に対する影響が少ないと考え、酸化加熱処理をしないまま貯蔵していた。 ⑤ 平成 8 年、プルトニウム技術開発室長は、樹脂製の袋の膨張とポリ容器の破損までも確認したにもかかわらず、放射線安全取扱手引の要件（貯蔵の条件）に反し、新しい樹脂製の袋やポリ容器に交換しただけで、酸化加熱処理を行った上で金属容器への変更等の異常状況の回避、マニュアル等においてその記録を残し定期的な点検を指示する等の改善をしていなかった。そのため、これ以

	降、貯蔵状況の改善や定期的な点検は実施されてこなかった。 核燃料物質の安定化及び貯蔵並びにその情報の引き継ぎに関する事項がルール化されていなかった点について、当時の保安規定に「手引の作成」に関する明確な要求はなかったが、作業を実施する上でそれらの対応に係る手引を定めておくべきであった。現在は、保安規定第 7 編第 2 条「手引の作成」に基づき下部要領「燃料研究棟使用手引」及び「燃料研究棟本体施設作業要領」に「核燃料物質の管理に関する事項」を規定しているが、その中に情報の引き継ぎに関する事項が定められていないことから、当該手引を改善する必要がある。 また、X 線回折測定済試料からガスの発生が知られていたエポキシ樹脂を除去せず封入していた点については、貯蔵を開始した当時から現在に至るまで、保安規定の下部要領「放射線安全取扱手引」に定める貯蔵時の条件「放射線分解によるガス圧の上昇に十分注意する。」が考慮されていなかった。このことは、当時の保安規定第 6 編第 24 条及び現在の保安規定第 7 編第 19 条「核燃料物質の貯蔵」に関する事項に抵触する。 (2) 核燃料物質の保管に関して、Pu の取扱い、貯蔵（保管）に関する技術情報の考え方が活かされていなかった。 ⑥ 歴代のプルトニウム技術開発室長、燃料製造試験課長及び燃料試験課長は、国際原子力機関（以下「IAEA」という。）や米国エネルギー省（以下「DOE」という。）で示された Pu の取扱い、貯蔵（保管）に関する技術情報について、Pu を取り扱う部署として情報を入手し業務に反映する必要があったが、当該情報を確認していなかった。このため、燃料研究棟における核燃料物質の貯蔵において、金属容器への保管や有機物を含めない等の改善が行われてこなかった。 核燃料物質の保管に関して、過去において Pu の取扱い、貯蔵（保管）に関する技術情報の考え方が活かされていなかった点については、当時の保安規定には予防処置に関する明確な要求はなかったが、不適合の発生を予防する上で、核燃料物質の貯蔵・取扱いに関する技術情報を収集し、手引に反映しておくべきであった。現在は、保安規定第 1 編第 18 条「予防処置」の第 2 項に関して下部要領「大洗研究開発センター品質保証に係る不適合管理並びに是正処置及び予防処置要領」に「予防処置の計画及び実施に関する事項」を規定しているが、結果として技術情報が反映されなかったことから、予防処置の手順を改善する必要がある。

	(3)　燃料研究棟では、貯蔵容器をフードで蓋を開け内容物を確認する際に、樹脂製の袋が破裂し、室内が汚染する可能性があることを想定していなかった。 ⑦　燃料試験課長、マネージャー及び担当者は、グローブボックス等から核燃料物質を貯蔵施設に移動する作業計画書を作成する際、付随して貯蔵容器の点検と汚染検査を行う作業であっても貯蔵容器の蓋を開け、核燃料物質の入った内容器等を確認する場合は、フード以外のセル、グローブボックスその他の気密性の高い設備及び適切な放射線防護具を選定した上で具体的な手順を含む非定常作業計画を作成する必要があったが、事前の調査で貯蔵された核燃料物質は安定化処理等、安全な状態で保管され汚染するリスクは低いと考えてしまい、核燃料物質が飛散し室内が汚染して作業員が被ばくするようなリスクを防止する詳細な作業計画書（非定常作業計画書）を作成していなかった。 ⑧　福島燃料材料試験部長、燃料試験課長、マネージャー及び担当者は、安全・核セキュリティ統括部から平成 29 年 1 月 26 日に「サイクル研プルトニウム燃料技術開発センターの原子力規制庁面談情報」（樹脂製の袋の膨れによるものの取扱いに関する情報を含む。）が配信されたが、面談結果の周知であったため、添付資料中の「樹脂製の袋の膨れによるものの取扱いに関する情報」に気が付かなかった。 貯蔵容器をフードで蓋を開け内容物を確認する作業計画作成の際に、樹脂製の袋が破裂し、室内が汚染する可能性があることを想定していなかった点については、保安規定の下部要領「燃料研究棟本体施設・特定施設作業要領」及び計画立案時点での情報に基づいて作業計画を立てたが、貯蔵容器内容物の安定化に係る情報が正確ではなく、結果として事故の発生を想定できなかったことから、保安規定第 2 編第 16 条「放射線作業計画」の第 2 項第 2 号から第 4 号「作業場所、作業内容及び放射線防護具の検討」の手順を改善する必要がある。 また、「サイクル研プルトニウム燃料技術開発センターの原子力規制庁面談情報」の中の「樹脂製の袋の膨れによるものの取扱いに関する情報」に燃料研究棟関係者が気付けなかった点については、前項(2)の予防処置に関する事項と同様に技術情報が反映されておらず、予防処置の手順を改善するべきであった。 (4)　貯蔵容器の蓋のボルトを緩めた際に蓋が浮き上がり「シュ」という内圧が抜ける音がなり汚染検査を実施したが、蓋の浮き上がり

	等通常とは異なる状態を異常と認識できず作業を継続した。 ⑨　作業員Eは、貯蔵容器の蓋のボルトを緩めた際に蓋が浮き上がり「シュ」という内圧が抜ける音がした際に、作業を一旦停止して、ガスが発生している可能性を想定し対応策を検討する必要があったが、ホールドポイント（作業中断点）を定めていなかったため、異常と認識できず残りのボルトを外して蓋を開けても問題ないと考えてしまった。 貯蔵容器の蓋のボルトを緩めた際に蓋が浮き上がり「シュ」という内圧が抜ける音がなったことを放射線分解ガスに起因する異常と認識できずに作業を継続した点については、ホールドポイントが定められていなかったため作業員の判断で貯蔵容器の汚染検査をするにとどまり、結果として作業を中断できず作業計画を見直せなかったことから、保安規定第2編第16条「放射線作業計画」の立案に当たり、「作業の内容の検討」の手順を改善する必要がある。 (5)　作業員は、貯蔵容器内の確認作業において作業計画に従い半面マスクを装着していたが、樹脂製の袋が破裂することを想定していなかったことから飛散した核燃料物質を吸入摂取した（作業計画に関する原因は(3)⑦に関連する。）。 ⑩　作業員Eは、樹脂製の袋が破裂し、作業服や顔面等、全身汚染をした際、皮膚に付着した核燃料物質が汗等で半面マスク内に入り込むことを抑制するための応急的な処置を行うことが被ばく防止につながるが、大洗研究開発センターには応急的な処置の明確な手順がなかったことから、室内への汚染拡大をさせないため、退室するまで発災時の立ち位置に待機し、汚染部位の拭き取りや固定（封じ込め）及びしめひもの締め付けの調整の処置を行わなかった。 ⑪　放射線管理第2課員は、汚染検査のほか、半面マスクを交換し、特殊作業衣を脱装するに当たって、汚染した作業員の退出を補助する際、顔面等の汚染部位の拭き取りや固定（封じ込め）を助言することが被ばく防止につながるが、大洗研究開発センターには応急的な処置の明確な手順がなかったことから、半面マスクの交換を優先し、顔面等の汚染部位の拭き取りや固定（封じ込め）の助言を行わなかった。 ⑫　福島燃料材料試験部長は、緊急時にグリーンハウスを設営して作業員を退室させる場合はグリーンハウスをなるべく短時間で設置する必要があったが、燃料研究棟でグリーンハウスを設置するような室内全域に及ぶ汚染事故を想定していなかったことから、

	資材調達や設営作業に手間取った。 作業員が事故で飛散した核燃料物質を吸入摂取した点については、(3)⑦のとおり計画段階において今後改善していく必要があるが、事故直後に顔面近傍の汚染が除去されず皮膚に付着した核燃料物質が半面マスクの内側に侵入したことについては、保安規定第 2 編第 19 条の 2「身体に汚染を認めた場合の措置」の第 4 項「汚染の除去」に対して改善の余地がある。 また、グリーンハウスの設営に時間を要したことについては、保安規定の下部要領「福島燃料材料試験部事故対策要領」に事故対応を迅速かつ適切に遂行できるよう、あらかじめ防護機材の点検・整備及び保守を行うことが定められているが、グリーンハウスの資材は対象になっていなかった。しかし、今回の事故対応において結果的に作業員を退出させるためにグリーンハウスを設営したことから、保安規定第 1 編第 28 条「非常事態における活動」に関する事項について改善の余地がある。 上記の直接的な原因を踏まえ、その背後にある組織的な要因を抽出するため、根本的な原因分析を実施した。分析に当たって、国のガイドラインの「根本原因分析における組織要因の視点」及び「JNES の組織要因表（以下「JOFL」という。)」を参考に組織的な要因を分類、整理した。その結果、直接的な原因の背後にある組織的な要因として 18 項目を抽出した。 以下に、問題となる事象 5 項目（(1)～(5)）の直接的な原因の背後にある 18 項目の組織的な要因（①～⑱）を示す。 (1)　「X 線回折測定済試料からエポキシ樹脂を除去せず封入していた、またその情報が引き継がれていなかった。」について ①　プルトニウム技術開発室（現燃料試験課）では、計量管理に関する情報（核燃料物質所内移動票）のほかに、貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質及びその状態を記録として保管し管理することをルール化する必要があったが、核燃料物質の保管状況等を明確にした管理情報が保管されていないなど、核燃料物質を安全に長期的に貯蔵するための管理基準等の仕組みが構築されないまま運用されていた。 ②　プルトニウム技術開発室（現燃料試験課）では、X 線回折測定済試料を酸化加熱処理してから回収した核燃料物質を貯蔵容器に貯蔵（保管）するための作業方法をルール化する必要があったが、施設を安全に維持するための作業マニュアル等を制定、改正する文書管理の仕組みが機能していなかった。

	③ 大洗研究開発センターは、毎年度実施する保安教育等の中で放射線安全取扱手引の重要事項について受講者に理解させるための保安教育を的確に行うよう指導する必要があったが、大洗研究開発センター（北地区）の関係者は核燃料物質の貯蔵の条件に関する留意事項に関して理解していないなど、当該手引の遵守すべき要件（貯蔵の条件）に関する保安教育が実施されていることの確認が不十分であった。 ④ 大洗研究開発センターは、品質マネジメントシステム（以下「QMS」という。）を遵守し保安活動を実行することの重要性が理解できるよう放射線安全取扱手引の定期的な見直しを実施する必要があったが、貯蔵に関する条件について一般的な記述にとどまり、狙いや背景が理解できない記載となっているなど、利用する者が理解できるルールに見直すことが行われていなかった。 ⑤ プルトニウム技術開発室（現燃料試験課）は、有機物と混在した核燃料物質の酸化加熱処理の方法等、安定化処理の変更について研究員を含め関係者間で安全への影響等を検討する必要があったが、燃料研究棟連絡会議等の場において研究員を含め燃料研究棟の関係者で変更内容の妥当性を検討してこなかったなど、重要な業務プロセスを変更する場合にその妥当性を確認する仕組みが明確になっていなかった。 ⑥ プルトニウム燃料研究室（現燃料高温科学研究グループ）は、有機物が混在した核燃料物質の安定化処理に関して、酸化加熱処理を含む Pu 取扱技術の向上に参画し、一体となって核燃料物質の安全確保に取り組む必要があったが、研究員である兼務者が施設の保安活動に対する関与が希薄であるなど、安全確保・維持に対する体制が一体化していない状況になっていた。 ⑦ プルトニウム技術開発室（当時）は、酸化加熱処理を行った上でポリ容器から金属容器への変更や樹脂製の袋がバウンダリとの観点から定期的な点検の実施並びに当該記録の継承を検討する必要があったが、元の状態に戻すことに傾注し貯蔵容器内の内容器や樹脂製の袋の交換にとどめ、その後保管するに当たって定期的な点検を実施する改善を行っていないなど、職場内において核燃料物質を安全に長期的に貯蔵（保管）することに対する取組に欠けていた。 (2)「核燃料物質の保管に関して、Pu の取扱い、貯蔵（保管）に関する技術情報の考え方が活かされていなかった。」について ⑧ 大洗研究開発センター（福島燃料材料試験部）は、「安全優先」の考え方を基本として施設の保安管理について常に最新情報を

	入手し適宜施設管理の改善を進める必要があったが、有用な海外情報等を自ら調査し施設管理に反映していないなど、予防処置に関する要領で海外情報等から得られた知見を保安活動に反映する仕組みを明確にしていなかった。 ⑨ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）は、「安全優先」の考え方を基本として原子力施設の海外情報等施設の安全管理に有用な情報を入手し適宜発信するなど、組織的に調査検討をする必要があったが、当該情報を集約し発信する部署が明確になっていないなど、水平展開に関する要領で海外情報等から得られた知見を情報共有する仕組みを明確にしていなかった。 (3)「燃料研究棟では、貯蔵容器をフードで蓋を開け内容物を確認する際に、樹脂製の袋が破裂し、室内が汚染する可能性があることを想定していなかった。」について 次の組織的な要因が挙げられるとともに、核燃料物質の管理情報に関する上記(1)の背後にある組織的な要因（①～⑦）が関連する。 ⑩ 燃料試験課は、作業計画書を作成する際に、貯蔵容器内に保管している核燃料物質の性状や混入している物質等を十分に調査した上で作業計画書を作成する必要があったが、内容物のリスクについて（当時のプルトニウム技術開発室が）安定させた状態で保管しているものと思い込んでしまうなど、核燃料物質を安全に取り扱うことに対する慎重さに欠けた。 ⑪ 福島燃料材料試験部（燃料試験課）は、長期間開封していない貯蔵容器の核燃料物質の保管状況（内容物）の確認及び核燃料物質の移動作業について、潜在的リスクが存在する作業である 3H 作業（状態が変化することへの考慮を含む。）として位置付け、作業手順やホールドポイントを含む詳細な作業計画を作成することを明確にする必要があったが、品質保証計画書に基づく「業務の計画管理要領」等で個別業務に係る作業計画の作成手順を明確にしていなかった。 ⑫ 大洗研究開発センターは、安全管理に関する下部要領等で潜在的リスクが存在する作業である 3H 作業（状態が変化することへの考慮を含む。）に関する作業計画を作成する手順を明確にする必要があったが、3H 作業の定義、作業手順、ホールドポイントの明確化等、3H 作業を計画する際の下部要領等が定められていなかった。 ⑬ 燃料試験課の管理者は、情報共有された平成 8 年の点検記録を燃料試験課（燃料研究棟）内で共有し、貯蔵容器を開封する際の重

	要な情報として認識する必要があったが、共有された過去の点検情報を互いに確認していないなど、安全に関する重要な情報についてフェイス・ツー・フェイスでコミュニケーションする取組が不足していた。 ⑭　福島燃料材料試験部は、情報提供された他の施設からの有益な情報について、内容を確認し問い合わせるなどして施設管理に反映する必要があったが、他拠点の面談情報及び今後の面談における注意事項であったことから内容を確認していないなど、安全に関する重要な情報について情報を提供する部署とコミュニケーションが不足していた。 ⑮　情報を提供する部署（安全・核セキュリティ統括部及び大洗研究開発センター施設安全課）は、情報提供する際に入手した情報から安全に関する重要な情報を抽出し、情報提供を受けた者が気付くようコメントを記載する等の留意や各拠点又は各部署である受信側が理解したことを確認する必要があったが、原子力規制庁面談情報等から得られた安全に関する重要な情報について受信側と適切なコミュニケーションを図るための仕組みが明確でなかった。 (4)「貯蔵容器の蓋のボルトを緩めた際に蓋が浮き上がり「シュ」という内圧が抜ける音がなり汚染検査を実施したが、蓋の浮き上がり等通常とは異なる状態を異常と認識できず作業を継続した。」について 次の組織的な要因が挙げられるとともに、核燃料物質の管理情報に関する上記(1)及び作業計画に関する上記(3)の背後にある組織的な要因（①～⑦、⑩及び⑪）が関連する。 ⑯　管理者は、異常な兆候を確認した場合には速やかに作業を停止する必要があったが、作業の管理を行う立場であったにもかかわらず自ら作業を行ったことで、適切な作業判断ができなくなってしまったなど、ラインとしてのチェックや適切な判断を行う役割が果たせる要員配置となっていなかった。 (5)「作業員は、貯蔵容器内の確認作業において作業計画に従い半面マスクを装着していたが、樹脂製の袋が破裂することを想定していなかったことから飛散した核燃料物質を吸入摂取した。」について 次の組織的な要因が挙げられるとともに、核燃料物質の管理情報に関する上記(1)及び作業計画に関する上記(3)の背後にある組織的な要因（①～⑦及び⑩～⑬）が関連する。 ⑰　大洗研究開発センター（所長、福島燃料材料試験部長、安全管理

	部長及び管理者）は、身体汚染を確認した場合の初動時対応として、皮膚に付着した核燃料物質が汗等で半面マスク内に入り込んで吸入摂取することをできるだけ避けるよう、簡易的な汚染部位の拭き取り除染や固定（封じ込め）等による汚染拡大や内部被ばく防止を指示する必要があったが、身体汚染に関する応急処置に気付かなかったなど、組織としてのチェックや適切な判断を行う役割が機能しなかった。 ⑱ 大洗研究開発センター（所長、福島燃料材料試験部長及び安全管理部長）は、燃料研究棟で Pu による室内全域汚染や全身の汚染を伴う事故を想定し、事故対策規則の下部要領等において緊急時対応の手順を明確にする必要があったが、身体汚染を伴う事故を想定した定期的な訓練の実施やそれに必要な資機材の整備を含めた手順が明確になっていなかった。 （別添参照）
安全装置の種類 及び動作状況	なし
放射能の影響	事故発生時、燃料研究棟の給排気系設備は運転を継続し、管理区域内の負圧を正常に維持しており、モニタリングポスト及び燃料研究棟の排気ダストモニタの指示値は通常の変動範囲内であった。よって、本事故発生時の環境への影響はなかった。 事故発生以降も継続して燃料研究棟の給排気系設備を運転しており、管理区域内の負圧を正常に維持し続けている。また、燃料研究棟の Pu ダストモニタ、排気ダストモニタ及び敷地境界のモニタリングポストの指示値は通常の変動範囲内であった。以上のことから、施設外部への影響はない。 （別添参照）
作業員の被ばく	被ばく評価に係る対応では、外部被ばく線量の評価を行うとともに、作業員のバイオアッセイ試料を分析し、量研　放医研が医療処置として実施した内部被ばく線量評価を確認するとともに、放射性物質の摂取に至った原因の推定結果や 108 号室の放射線管理情報等の調査結果も考慮して内部被ばく線量評価を行った。外部被ばくによる実効線量は、作業員 5 名全員が記録レベル（0.1 mSv）未満であった。また、内部被ばくの実効線量（預託実効線量）は、作業員のうち 1 名が法令の放射線業務従事者に対する線量限度を超過しており、また保安規定に定める警戒線量を超過した作業員も認められたことから、それぞれ保安規定に従い当該者の放射線作業を制限する措置を講じた。 （別添参照）
他に及ぼした被害	なし
復旧の日時	現場復旧については、まず、フード（H-1）までのアクセスルート

	を確保し、フード（H-1）内の貯蔵容器の蓋を固定し、フード（H-1）から貯蔵容器を搬出して 108 号室から 101 号室内のグローブボックス群（123-D、124-D）内へ移動した。その後、グリーンハウスの更新等により汚染管理の強化を図った後、フード（H-1）及び 108 号室の汚染検査・除染作業を行った。フード（H-1）の汚染検査と除染については、フード（H-1）内外表面の汚染検査を行いながら、除染作業及び固着汚染の固定を行った。108 号室の汚染検査と除染については、床面に対して実施した後、壁面、天井とグローブボックス等の機器に対して実施した。 平成 29 年 9 月 8 日に燃料研究棟において作業員の特殊作業衣等の汚染事象が発生し、その応急処置を実施した上で不適合管理を実施した。これを受けて 108 号室の作業を中止し、作業手順等の緊急点検を実施した。また、101 号室の汚染事象の不適合管理により抽出された改善点を反映して作業計画書を改訂し、作業員の教育を実施した。これらにより作業の安全対策の強化を図り、108 号室の汚染検査・除染作業を再開して、108 号室の除染作業、汚染検査を完了し、平成 29 年 10 月 16 日に立入制限区域を解除した。 （別添参照）
再発防止対策	［直接的な原因に対する対策］ 汚染及び被ばくに至った 12 項目の直接的な原因に対し、(1)汚染の発生防止、(2)被ばくの発生防止の 2 つの側面から、以下に掲げる事項の再発防止対策を講ずる。また、今回の事故で顕在化した除染用設備及び身体汚染検査の管理に関する問題についても改善を検討した。 (1)　汚染の発生防止について（問題となる事象(1)～(4)） ①　原因①の対策 燃料試験課は、保安規定の下部要領である燃料研究棟使用手引を改正し、貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質の記録を作成・管理することを記載する。あわせて、燃料研究棟本体施設作業要領に核燃料物質の管理に関する文書を追加し、その中で、核燃料物質の貯蔵に関する情報として必要な事項（放射能・放射線情報、物理・化学性状情報、臨界管理情報、同梱物の性状、使用履歴等）を明確にするとともに、今後行う核燃料物質の貯蔵作業の都度、記録の作成・更新を行うことを記載することにより、記録の管理について手順化し確実なものとする。 ②　原因②の対策 燃料試験課は、燃料研究棟で自ら取り扱う核燃料物質の性状及び貯蔵状態を明確にするとともに、核燃料物質を安全・安定に貯蔵する。核燃料物質の安全・安定貯蔵のため以下の事項を明確にする。

	(a)　Pu、Am 等α線を放出する核種を含む試料は、放射線分解ガスの発生起源となる有機物等を加熱により分解・除去する。 (b)　Pu、Am 等α線を放出する核種を含む粉末状の試料は、ポリ容器等の有機物との密着を避けるために金属容器に収納する。 (c)　容器材質については、内容物との物理・化学的反応や腐食が発生しない適切なものを選択する。 (d)　炭化物等の空気中や貯蔵環境下で化学的に活性な物質は、安定化処理するか又は不活性環境下で安定に貯蔵する。 以上の内容については、原因①の対策として燃料研究棟本体施設作業要領に追加する核燃料物質の管理に関する文書に記載する。 ③　原因③の対策 燃料試験課は、関係者と協議し核燃料物質の貯蔵に関する情報として必要な事項（放射能・放射線情報、物理・化学性状情報、臨界管理情報、同梱物の性状、使用履歴等）を明確にし、それらの記録の管理について手順化し確実なものとする【原因①の対策と同じ。】。 また、燃料試験課は、燃料研究棟で自ら取り扱う核燃料物質の性状及び貯蔵状態を明確にするとともに、核燃料物質を安全・安定に貯蔵する。核燃料物質の安全･安定貯蔵のため以下の事項を明確にする【原因②の対策と同じ。】。 (a)　Pu、Am 等 α 線を放出する核種を含む試料は、放射線分解ガスの発生起源となる有機物等を加熱により分解・除去する。 (b)　Pu、Am 等 α 線を放出する核種を含む粉末状の試料は、ポリ容器等の有機物との密着を避けるために金属容器に収納する。 (c)　容器材質については、内容物との物理・化学的反応や腐食が発生しない適切なものを選択する。 (d)　炭化物等の空気中や貯蔵環境下で化学的に活性な物質は、安定化処理するか又は不活性環境下で安定に貯蔵する。 ④　原因④の対策 燃料試験課は、現在の放射線安全取扱手引の「3.3.4 貯蔵の条件 (4) 放射線分解によるガス圧の上昇に十分注意する。」ことの趣旨を理解させるために今回発生した事故に関する原因（エポキシ樹脂と Pu の放射線による影響でガスが発生すること。）と対策を教育する。 ⑤　原因⑤の対策 燃料試験課は、燃料研究棟で自ら取り扱う核燃料物質の性状及び貯蔵状態を明確にするとともに、核燃料物質を安全・安定に貯蔵する。核燃料物質の安全・安定貯蔵のため以下の事項を明確にする【原因②

	の対策と同じ。】。 (a)　Pu、Am 等α線を放出する核種を含む試料は、放射線分解ガスの発生起源となる有機物等を加熱により分解・除去する。 (b)　Pu、Am 等α線を放出する核種を含む粉末状の試料は、ポリ容器等の有機物との密着を避けるために金属容器に収納する。 (c)　容器材質については、内容物との物理・化学的反応や腐食が発生しない適切なものを選択する。 (d)　炭化物等の空気中や貯蔵環境下で化学的に活性な物質は、安定化処理するか又は不活性環境下で安定に貯蔵する。 また、燃料試験課は、燃料研究棟使用手引を改正し、貯蔵している核燃料物質の定期点検を行うことを記載するとともに、燃料研究棟本体施設作業要領に当該定期点検に関する文書を追加し、その中で、核燃料物質を貯蔵するに当たって、内容物の点検項目、点検方法及び点検頻度を明確にする（通常状態と異常状態の判断基準及び交換基準の明確化を含む。）。 ⑥　原因⑥の対策 福島燃料材料試験部は、燃料研究棟使用手引を改正し、核燃料物質の貯蔵に関する最新情報や知見を取り入れた注意事項を追記するとともに、核燃料物質の貯蔵に関する最新情報や知見を適宜入手、リスト化し、逐次レビューを行い、対応が必要な情報について関係規定に反映するまでの要領書を QA 文書として作成することにより、DOE-STD レポートや IAEA Safety Report の核燃料物質の貯蔵に関する最新の安全情報や国内の核燃料物質の管理に関する情報等の知見を適宜入手し、レビューした上で関係規定類へ反映するための仕組みを構築する。 ⑦　原因⑦の対策 福島燃料材料試験部は、燃料研究棟の大洗研究開発センター（北地区）核燃料物質使用変更許可申請書及び保安規定の見直しを行うとともに、燃料研究棟使用手引を改正し、貯蔵容器の蓋を開ける作業はグローブボックス等の気密設備内において行うことを定める。さらに、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、取り扱う核燃料物質が不明瞭で安全が確認できない場合について、以下の対策を講ずることを記載する。 ➢ リスクを考慮した安全な作業計画を作成するため、核燃料物質の安全取扱い、作業方法（作業場所及び防護装備の選定を含む。）等の基本的事項を手順で明確にする。

	➢ リスクを回避するため手順と異なる事象が発生した場合や異常の兆候を確認した場合に作業を停止するホールドポイント（作業中断点）を作業計画で明確化する。 ⑧　原因⑧の対策 福島燃料材料試験部は、DOE-STD レポートや IAEA Safety Report の核燃料物質の貯蔵に関する最新の安全情報や国内の核燃料物質の管理に関する情報等の知見を適宜入手し、レビューした上で関係規定類へ反映する【原因⑥の対策と同じ。】。 ⑨　原因⑨の対策 福島燃料材料試験部は、取り扱う核燃料物質が不明瞭で安全が確認できない場合について、リスクを回避するため手順と異なる事象が発生した場合や異常の兆候を確認した場合に作業を停止するホールドポイント（作業中断点）を作業計画で明確化する【原因⑦の対策と同じ。】。 (2)　被ばくの防止について（問題となる事象(5)） ①　原因⑩及び⑪の対策 福島燃料材料試験部は、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、性状不明で安全性に疑義がある放射性物質等を取り扱う場合には、汚染事故の発生も想定して、安全性の高い上位の装備を選定するよう記載する。 安全管理部は、以下の被ばく防止のための応急的な措置に関する対策を講ずるとともに、事故時の対応（関与）を明確にするため、大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引を改正し、呼吸保護具の点検項目・基準・頻度、半面マスクの使用前点検、顔面近傍に汚染が付着している場合の対応について記載する。 ➢ 呼吸保護具の適切な使用のために、「しめひも」の伸縮性など防護性能に影響を及ぼす項目に対する点検の徹底・強化及び適切な装着を確実にするための教育訓練の充実を図る。 ➢ Pu など α 線放出核種によって頭部や顔面が汚染された状況において、身体除染の応急処置として、顔面近傍に付着した放射性物質の拭き取りや固定の実施、汗等による半面マスクの密着性の低下に備えて半面マスクの「しめひも」をきつく締め直すなどの応急的な密着性の強化の方法を手順として明確にする。また、頭部及び顔面に汚染のある状態での退出後の脱装方法、半面マスクの交換時や鼻スミヤ採取時の汚染の拭き取りや固定方法を検討し、内部被ばくの可能性を低減

	する手順を具体化する。その際、身体除染の応急処置に必要な資材の準備と作業手順を明確にする。 ➢ 半面マスクの密着性に係る事項について、使用前点検、フィッティングテストなどの半面マスクの適切な装着を確実にする処置の充実を図る。 ② 原因⑫の対策 大洗研究開発センターは、以下の対策を講ずるため、大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引を改正し、身体汚染時の退出基準、汚染拡大防止策及び資機材の維持管理方法について記載する。 ➢ 管理区域内のある程度の汚染拡大は許容し、身体汚染の飛散を抑制する措置（養生シートで身体を覆う等）を講じた上で作業員を発災場所から退出させることを含め、判断や対応に迷いや遅れが生じないよう、退出基準（例えば、室内の広範囲に汚染が拡大していること、顔面近傍に身体汚染があること等）や汚染拡大の影響を最小限にとどめる方策（例えば、身体を覆う養生シート、簡易テント等の事前準備）を定める。この方策には、作業の特殊性や取扱対象物の危険性から事故時の影響が大きいと予想される場合又は発災現場から退出すると汚染が管理区域外に拡大するおそれがある場合には、あらかじめ事故時退出用のグリーンハウスを作業場所の外側に設置しておくことも勘案する。 ➢ 事故を想定し必要となる設備、資機材や要員等を再度確認し、それら資機材等が常に利用できるよう維持管理することや、実効的な訓練により、速やかな対応が取れる仕組みを構築する。 [組織的な要因に対する対策] 抽出した 18 項目の組織的な要因に対して、是正処置を行うため次の対策を実施する。 ① 組織的な要因①の対策 燃料試験課は、保安規定の下部要領である燃料研究棟使用手引を改正し、保有する核燃料物質の貯蔵（保管）、取扱いの記録を管理することを記載する。あわせて、燃料研究棟本体施設作業要領に核燃料物質の管理に関する文書を追加し、その中で保有する核燃料物質の貯蔵（保管）、取扱いを行う上で必要な管理基準（核燃料物質の性状や状態、その他含まれている物質の性状等を含む。）及び管理台帳を整備するとともに、当該管理情報を組織内で利活用できる仕組みを構築する。

	また、福島燃料材料試験部における燃料研究棟以外の施設に対しては、保安規定の下部要領である燃料材料試験施設（南地区）安全作業要領を改正し、保有する核燃料物質の貯蔵（保管）、取扱いの記録を管理することを記載する。 ②　組織的な要因②の対策 燃料試験課は、核燃料物質の貯蔵（保管）を適切に行うための作業方法（酸化加熱処理を含む。）を明確にした作業マニュアル等を文書管理の体系に位置付けるとともに、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」を改正し、施設を安全に維持するために必要な作業マニュアル等を適切に制定、改正する文書レビューの視点、方法を手順化し、定期的にレビューする仕組みを充実する。 ③　組織的な要因③の対策 大洗研究開発センターは、センターの品質目標を改定し、今回の事故から得られた教訓（原因から得られた課題を含む。）に関する教育の実施を施策として明確に示し、実施状況をフォローするとともに品質目標の達成状況及びマネジメントレビューを通して継続的に実施する。また、今回の事故の顛末及び教訓を教育資料としてまとめる。 ④　組織的な要因④の対策 安全管理部は、保安活動に関するルールを維持管理するため、保安活動を実施するための文書について狙いや背景を理解できるよう、文書レビューの視点、マニュアルへの反映の方法をレビュー要領等として文書化する【組織的な要因②の対策と関連】。 ⑤　組織的な要因⑤の対策 燃料試験課は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」及び燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、保安活動に関する重要な業務プロセスを変更する場合、安全への影響等を含めた変更内容を関係する研究者を含む会議体で審議し、妥当性を確認するなど、変更管理の仕組みを構築する。 ⑥　組織的な要因⑥の対策 福島燃料材料試験部は、燃料・材料工学ディビジョン（燃料試験課に兼務している燃料高温科学研究グループ）と連携し、今後廃止措置することが決定している燃料研究棟の計画を安全かつ計画的に進め

	ることができるよう、安全確保・維持に対する体制の一体化に向け検討し、実施する。 ⑦　組織的な要因⑦の対策 燃料試験課は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」を改正し、潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるとともに改善に向けた活動（常に問いかける姿勢）を行う仕組みを定める。さらに、潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるため、燃料研究棟の事故事例研究を含めた教育を実施する。 また、燃料研究棟本体施設作業要領に核燃料物質の管理に関する文書を追加し、その中で保有する核燃料物質の貯蔵（保管）、取扱いを行う上で必要な管理基準（核燃料物質の性状や状態、その他含まれている物質の性状等を含む。）及び管理台帳を整備するとともに、当該管理情報を組織内で利活用できる仕組みを構築する【組織的な要因①の対策と同じ。】。 ⑧　組織的な要因⑧の対策 福島燃料材料試験部は、安全・核セキュリティ統括部と連携し、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」の改正を行い、予防処置の観点から他の施設から得られた知見を保安活動に反映するため、国内外の施設の安全管理に関する関連情報を入手し保安活動に反映する仕組みを充実するとともに、適宜施設の管理の改善に努める。 大洗研究開発センターは、安全・核セキュリティ統括部と連携し安全管理に有用な情報等を関連する部署に情報共有する仕組みを充実するとともに、適宜施設の管理の改善に反映する仕組みを構築する。 ⑨　組織的な要因⑨の対策 安全・核セキュリティ統括部は、海外情報や規制庁面談情報等を拠点に効果的に展開できるよう、水平展開実施要領に対応策を盛り込む。 大洗研究開発センター施設安全課は、安全管理に有用な情報等を関連する部署に情報共有する仕組みを構築する。 ⑩　組織的な要因⑩の対策 燃料試験課は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」を改正し、潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるとともに、改善に向けた活動（常

	に問いかける姿勢）を行う仕組みを定める。さらに、潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるため、燃料研究棟の事故事例研究を含めた教育を実施する【組織的な要因⑦の対策と同じ。】。 ⑪　組織的な要因⑪の対策 燃料試験課は、3H 作業に対する作業手順（ホールドポイントを含む。）を作成するため、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」及び燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、個別業務に係る作業計画の作成手順を明確にする。 また、福島燃料材料試験部における燃料研究棟以外の施設に対しては、燃料材料試験施設（南地区）安全作業要領を改正し、個別業務に係る作業計画の作成手順を明確にする。 ⑫　組織的な要因⑫の対策 大洗研究開発センターは、「作業の安全管理要領（安全管理部通達)」、「非定常作業の安全管理要領（所通達)」、「大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引（所通達)」に 3H 作業（状態が変化することへの考慮を含む。）に対するホールドポイントを含む作業計画の作成基準を明確にする改正を行う【組織的な要因⑪の対策に関連】。 ⑬　組織的な要因⑬の対策 燃料試験課は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」を改正し、保安活動に関する課員からの情報を意識して確認するなど、施設管理や作業管理に必要な情報が適切に報告され、フェイス・ツー・フェイスを基本とした情報共有の励行を記載する。 ⑭　組織的な要因⑭の対策 福島燃料材料試験部は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」の改正を行い、予防処置の観点から他の施設から得られた知見を保安活動に反映するため、国内外の施設の安全管理に関する関連情報を入手する仕組みを充実するとともに、適宜施設の管理の改善に努める【組織的な要因⑧の対策と同じ。】。 ⑮　組織的な要因⑮の対策 安全・核セキュリティ統括部は、海外情報や規制庁面談情報等を拠

	点に効果的に展開できるよう、水平展開実施要領に対応策を盛り込む。 大洗研究開発センター施設安全課は、安全管理に有用な情報等を関連する部署に情報共有する仕組みを構築する。 ⑯　組織的な要因⑯の対策 大洗研究開発センター所長及び福島燃料材料試験部長は、管理者が施設管理を適切にできる体制を考慮するなど、ラインとしてチェックや適切な判断ができるような作業の管理体制を構築する。 ⑰　組織的な要因⑰の対策 大洗研究開発センター（所長、福島燃料材料試験部長、安全管理部長及び管理者）は、身体汚染を伴うような事故が発生した場合等の緊急時の対応について、役割を明確にするとともに、ラインとしてチェックや適切な判断ができるような体制を構築する【組織的な要因⑯の対策に関連】。 ⑱　組織的な要因⑱の対策 大洗研究開発センターは、室内全域汚染や全身の汚染を伴う事故を想定した定期的な訓練の実施について原子力防災訓練中期計画に定めるとともに、各部署の事故対策要領等に必要な資機材の整備を含め緊急時対応の手順を定める。 また、顔面付近に付着した放射性物質の除染の方法等及び身体汚染が発生した場合の除染後のサーベイメータによる汚染測定方法等を明確にし、放射線安全取扱手引及び放射線管理マニュアル（北地区）を改正する。 [事故発生後に顕在化した問題の改善について] (1)　除染用設備の管理 除染用シャワーについて、保安規定の下部要領「福島燃料材料試験部事故対策要領」及び「放射線安全取扱手引」に基づき定期的に点検を行っていた。しかし、今回の事故対応において身体除染の際に除染用シャワーに不具合があり、別建家からホースで洗浄水を引き込むなど、除染用シャワーが必要なときに使えなかったことから、管理区域の放射線管理における洗浄設備の管理に問題があった。 これに対する直接的な原因と対策は次のとおりである。 ・直接的な原因：燃料試験課担当者は、手洗い水の出方が悪くなっていることに気が付いた際に、原因である減圧弁を補修（交換）し正常な状態にする必要があったが、出方が多少悪くなっても利

	用できるため問題ないと考え、除染用シャワーが長時間利用できなくなることに気が付かず、適切に補修していなかった。 ・対策：燃料試験課は、除染用設備の点検方法及び系統の保守管理に関して、確実な点検及び適切な保守管理が行えるよう、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領に除染用設備の点検内容等を追加する改正を行う。 また、これらの原因についても組織的な要因を抽出し対策を検討した。 ・組織的な要因：燃料試験課は緊急時対応設備が故障した場合あるいは故障の予兆が確認された場合の保守点検方法を明確にする必要があったが、使用状況を勘案してその都度補修（交換）を検討しているなど、重要度に応じた設備の保守点検に関するルールを明確にしていなかった。 ・対策：燃料試験課は、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領に文書を追加し、緊急時対応設備が故障した場合あるいは故障の予兆が確認された場合の保守点検方法のルールを明確にし、設備管理を徹底する。また、福島燃料材料試験部における燃料研究棟以外の施設に対しては、燃料材料試験施設（南地区）安全作業要領を改正し、緊急時対応設備が故障した場合あるいは故障の予兆が確認された場合の保守点検方法のルールを明確にし、設備管理を徹底する。 (2)　身体汚染検査の管理 作業員の身体除染後、燃料研究棟の管理区域から退出する際には、保安規定の下部要領「放射線安全取扱手引」に基づき身体汚染検査を行い検出下限値未満であると判断されているが、結果として身体汚染が残留していたことが問題であった。 これに対する直接的な原因と対策は次のとおりである。 ・直接的な原因：放射線管理第 2 課員は、除染用シャワーにより身体汚染の除染を行ったのちの汚染検査の際に、時間をかけて α 線のダイレクトサーベイを実施したが、汚染が残っていることに気が付かなかった。 ・対策：安全管理部は、身体除染の確認の方法に関して、身体除染の方法や除染後の測定方法に関する手順等を明確にするため、放射線管理マニュアル（北地区）を改正し、核燃料物質等で身体汚染した場合の身体汚染測定に関する方法や手順、教育訓練の実施を定める。 また、これらの原因についても組織的な要因を抽出し対策を検討した。

・組織的な要因：安全管理部（放射線管理第 2 課）は、身体除染後に汚染検査を行う場合、検出漏れが起きない方法で測定し、その後も継続して確認する必要があったが、除染後の汚染検査に関する手順等を明確にしていなかった。

・対策：安全管理部（放射線管理第 2 課）は、顔面付近に付着した放射性物質の除染の方法等及び身体汚染が発生した場合の除染後のサーベイメータによる汚染測定方法等を明確にし放射線安全取扱手引及び放射線管理マニュアル（北地区）を改正する。

なお、この対策は「組織的な要因に対する対策」の組織的な要因⑱の対策と同じである。

［直接的な原因及び対策のまとめ］

(1)　今回の事故における直接的な原因（12 項目）及びその他顕在化した除染用設備と身体汚染検査の問題の原因（2 項目）と合わせて、合計 14 項目の原因が保安要求に対して十分でなかった。それぞれ対策を講ずる必要があるが、今回の事故の原因として最も深刻と考えられる原因は、以下の貯蔵時とその後の点検時の 2 点である。

①　平成 3 年、放射線安全取扱手引の要件（貯蔵の条件）に反し貯蔵容器 No.1010 に X 線回折測定済試料を酸化加熱処理せず貯蔵した。

②　平成 8 年、ポリ容器の破損や樹脂製の袋の膨張を確認したにもかかわらず、放射線安全取扱手引の要件（貯蔵の条件）に反し金属容器への変更や点検などの改善及びこれらの情報が継承されなかった。

これは、放射線安全取扱手引の要件（貯蔵の条件）に反し、貯蔵容器に核燃料物質を安定化処理せずに貯蔵した。また、貯蔵している核燃料物質の定期的な点検が実施されずに保管され、これら情報が継承されていなかったことにまとめられる。また、ルール化もされていなかった。

このため、以下の対策を早急に講ずることとする。

- 核燃料物質の貯蔵の条件である「放射線分解によるガス圧の上昇に十分注意する。」ことの趣旨を理解させるために、今回発生した事故に関する原因（エポキシ樹脂と Pu の放射線による影響でガスが発生すること。）と対策を教育する（原因④の対策）。
- 核燃料物質を安定して保管するために、Pu を貯蔵する場合には原則として安定化処理を行うこと、Pu を貯蔵した容器の蓋を開け点検を行う際は、セル、グローブボックスその他の気

	密設備で行うこと及びそれら貯蔵に関する情報として必要な事項（放射能・放射線情報、同梱物の性状、使用履歴等）を記録として保存することに関して、核燃料物質を安全に取り扱うための原子力機構共通の「管理基準」として策定する（原因③、④及び⑤の対策）。 (2) (1)に加え、以下の 2 つに示すようにリスクを回避する機会を逸してしまった。 ① 貯蔵容器の点検等の計画段階において、貯蔵容器の内容物に関する情報を調査したものの、核燃料物質は安定化した状態で保管されていると思い込み、作業場所としてフードを選定するとともに、汚染のリスクを防止する詳細な作業計画書を作成していなかった。 これは、結果としてフード（H-1）の最大取扱量を超えた核燃料物質（＜300 g）の入った貯蔵容器をフード（H-1）で開封することにつながった。 ② 点検等の作業中において、貯蔵容器の蓋のボルトを緩めた際、これまでに経験のない蓋の浮き上がりや内圧が抜ける音に対して異常と認識できず、作業を中断できなかった。 これらについて以下の対策を講ずることが、今後同様の事故防止の観点から極めて重要である。 ➢ 内部が確認できず密閉構造である貯蔵容器の蓋を開ける場合、フード以外の密閉状態の作業場所を選択することをはじめ、核燃料物質の安全取扱い、作業方法（作業場所及び防護装備の選定を含む。）等の基本的事項を手順に明確にすることにより、リスクを考慮した安全な作業計画を作成できるようにする（原因⑦の対策）。 ➢ リスクを回避するため、手順と異なる事象が発生した場合や異常の兆候を確認した場合に作業を停止するホールドポイント（作業中断点）を作業計画で明確化する（原因⑨の対策）。 (3) 緊急時の資機材及び身体汚染検査が不適切であった。 ① 除染用シャワー等資機材に不備があったこと及び除染用シャワーの定期的な点検内容が不適切であったことから、シャワーが必要なときに使用できなかったことやグリーンハウスを設置するような事故を想定していなかったことにより、グリーンハウスの設置に時間を要した。 ② 作業員を管理区域から退出させる際、適切な汚染検査ができず、

	汚染が残留していたことに気付かず、作業員を退出させた。 これらについて、以下の対策を講ずる。 ➢ 全拠点を対象に緊急時の対応に必要となる除染設備（除染用シャワー及び除染キット）、グリーンハウス・養生資材の配備状況等を確認した結果を踏まえ、汚染発生時の対応に必要な設備を要領書等に明確にする。また、グリーンハウスの設置及び身体除染の訓練を実施している。 ➢ 身体汚染が発生した場合の措置に係る原子力機構共通のガイドラインを策定し、身体汚染者の除染方法に加え、身体汚染測定方法（汚染を見逃さないための留意点）に関する基本事項を明確にした。 [組織的な要因及び対策のまとめ] 抽出した 18 項目の組織的な要因について JOFL の分類を用いて、以下の 8 項目に再整理した。また、8 項目の組織的な要因を封入時、封入・保管管理、作業計画・作業時の 3 つの要因に分類した。 (1) 業務に対する管理体制（意思決定プロセス）が不明確となっていた（封入時）。 ① 業務プロセスに関する妥当性確認の仕組みが明確でない。 【組織的な要因⑤】 ② 施設保安に係る体制が一体化していない。 【組織的な要因⑥】 ③ 核燃料物質の貯蔵に関する技術基準等の仕組みが構築されていない。 【組織的な要因①、②及び⑦】 (2) 原子力安全に係る知見を業務に反映する取組が不十分であった（封入・保管管理）。 ④ 核燃料物質の貯蔵に関する保安教育に対するチェックが十分でない。 【組織的な要因③】 ⑤ 国際的基準や他施設の知見を反映する予防処置の取組が十分でない。 【組織的な要因⑧、⑨、⑭及び⑮】 (3) 安全確保に対する慎重さ（常に問いかける姿勢）が足りなかった（作業計画・作業時）。 ⑥ 作業手順等のルール化する仕組みが十分でない。 【組織的な要因④、⑪、⑫及び⑱】 ⑦ 潜在的なリスクに気付かず、安全確保に対する慎重さに欠けた。

	【組織的な要因⑩（⑦）及び⑬】 ⑧　管理者が自ら作業し、管理者としての役割を十分果たせなかった。 【組織的な要因⑯及び⑰】 また、今回の事故の根本的な原因を特定するため、上記(1)、(2)及び(3)の要因を更に深く掘り下げ、根本的な原因を特定した。また、これらの根本的な原因について、以下のような対策を講ずる。 (a)　保安活動を改善する取組ができていなかった。 （根本的な原因） 核燃料物質の貯蔵・取扱いに関し、基準類や類似施設の水平展開等から得られる最新の知見の調査・反映及び緊急時対応に際して的確に行動できるよう事前の備えが十分でないなど、保安活動を改善する取組ができていなかった。 （対策） ・管理者（部長及び課長）は、施設の保安管理を適切に行うため核燃料物質の貯蔵・取扱いについて最新の知見等が反映されているか、起こり得る事故・トラブルに備え緊急時対応に係る作業手順等によって明確になっているかなど、レビューを確実に行う。具体的には、施設の保安管理を適切に行うため核燃料物質の貯蔵・取扱いについて最新知見の反映状況、緊急時対応に係る作業手順等の明確化を個別業務の計画のレビューの視点としてQMS文書（レビュー要領等）で明確にする。 ・部長は、複数の組織で共通する不適合や気付き事項を確実に再発防止や未然防止につなげる仕組みを構築する（部レベルの是正措置プログラム（CAP）の実施（充実）や専門家（核取主務者等）の関わり等）。具体的には、部内会議等の内部コミュニケーションにおいて不適合や気付き事項に関する情報（事象、対応等）について確認することをQMS文書（コミュニケーション要領等）で明確にする。 (b)　潜在的リスクに対して慎重さが足りなかった。 （根本的な原因） 現場作業を計画、実施した際、潜在的リスクに対して慎重さ（問いかける姿勢）が足りず、定常作業としてPu汚染の可能性がある状態の作業をフードで行ったことなど、誤った判断を避ける取組ができていなかった。 （対策） ・管理者（部長及び課長）は、個別業務の計画を策定する手順に従った計画の作成及び妥当性の確認（潜在的リスクの抽出及び処置）を実施していることを複数の視点で確認するなど、潜在

	的リスクに対する確認を確実にする。具体的には、個別業務の計画の確認に対するレビューの視点等を QMS 文書（レビュー要領等）で明確にする。 ・管理者（部長及び課長）は、リスクに対する感受性を高めるため、今回の事故を教訓に、事故の原因がどこにあるかを理解した上で事例研究を行い業務に反映する。その際、自らの業務に照らした場合にどのような潜在的リスクがあり、そのリスクを低減・改善するための措置を検討し実践する。具体的には、品質目標に今回の事故の教訓に関する教育の実施を設定し、受講者の理解を含む実施状況を評価する。この活動は、事務職を含めて実施する。 (c)　上級管理者の役割を果たしていなかった。 （根本的な原因） 長期間にわたり保管してきた核燃料物質のリスク及び緊急時対応に関する課題について上級管理者の把握が不十分であり、必要な安全対策、処置等に係る方針、指示、確認等を行っておらず、役割を果たしていなかった。 （対策） ・上級管理者（所長及び部長）は、保安活動における課題を吸い上げ、必要な安全対策、処置等に係る具体的な活動方針（計画）を示し、活動状況を適宜確認し指導するなど、継続的改善が定着する環境をつくる。具体的には、燃料研究棟の汚染事故等を受けた緊急安全点検において実施している所長による作業計画書等の確認を今後各部長が継続して定常的に実施することを品質目標に明記する。 ［再発防止に向けた水平展開］ 燃料研究棟において今回の核燃料物質の移動作業を行うに至った核燃料物質の不適切な管理（不適合）は、使用予定のない核燃料物質を貯蔵又は廃棄することなく、長期間にわたって使用中と称して使用施設内のグローブボックス等に保管していたことであった。また、このような不適合は、原子力機構の複数の拠点においても同様の状況が見受けられた。本件は、平成 29 年 2 月 15 日に開催された原子力規制委員会で指摘事項として改善を求められ、4 拠点においては、核燃料物質を保安規定に応じた使用、貯蔵及び廃棄を実施するための是正処置計画に基づき順次改善作業を実施してきたところであり、今回の事故はこの改善作業を行っている中で発生した。 本事故の発生に伴い、原子力機構全体で安全最優先の再徹底を図る

	とともに、核燃料物質を扱う類似の全作業を停止した。類似事象の再発防止の観点で今後実施する水平展開に向けて核燃料物質の管理状況、核燃料物質を貯蔵又は保管する容器（以下「貯蔵容器等」という。）の健全性を確認するための調査、点検を実施した。また、調査の結果を踏まえ、貯蔵容器等について、ガスの発生及び破裂の観点で、確認、評価し、安全に貯蔵又は保管されていることを確認した。燃料研究棟で破裂した貯蔵容器と同種の容器については、別途記録等を詳細に確認しており、原因究明の結果に基づく再発防止対策を踏まえ、適切に対応する。 原因究明及び原因分析の結果に基づきまとめられた事故の原因について原子力機構全体の問題として捉え、未然防止の観点から以下の事項について、原子力機構の「安全に関する水平展開実施要領」に従い各拠点に水平展開する（一部実施）。 (1)　核燃料物質の管理基準の策定と拠点要領への反映 本事故の再発防止対策を反映し、核燃料物質を安全に取り扱うための原子力機構共通の「管理基準」を策定した。 管理基準では、本事故の対策を基準として以下の内容等を規定した。 ・Pu を貯蔵する場合には、有機物との混在を防止するため、安定化処理を行うこと。ただし、安定化することが使用の目的に影響を及ぼす場合であって、安全性が確認できる場合はこの限りではない。 ・Pu を貯蔵した容器の点検を行う際に、閉じ込めの境界を開封して行う場合及び閉じ込め境界の健全性が確認できない場合は、セル、グローブボックスその他の気密設備（以下「セル等」という。）で行うこと。 ・内容物が明確に確認できない容器を開封する場合には、セル等で行うこと。 ・核燃料物質を貯蔵する容器は、腐食等が発生しにくい材料が使用されていること。また、蓋が容易に開かず、核燃料物質が漏えい等により散逸して汚染の生じるおそれのない構造であること。 ・容器ごとに核燃料物質の物理的・化学的性状、重量、安定化処理の実施状況等の情報が記録として保存されていること。 各拠点においては、本管理基準を拠点の要領へ反映し、順次運用を開始するとともに、併せて停止していた類似の作業を再開する。 上述の「Pu を貯蔵した容器」について、燃料研究棟では、樹脂製の袋の外側の金属容器が使用許可上の貯蔵容器となっている。このため、燃料研究棟では、今後、貯蔵容器の蓋を開ける作業をセル等で行

	うこととする。一方、原子力機構の他の施設では、樹脂製の袋の内側で核燃料物質を収納した容器が貯蔵容器となっており、その蓋を開ける作業は、セル等で行われている。 (2)　身体汚染が発生した場合の措置に係るガイドラインの策定と拠点要領への反映 　核燃料物質等で身体汚染した場合の汚染されたエリアからの退出、身体汚染者の除染及び身体汚染測定に関する方法や手順を検討し、身体汚染が発生した場合の汚染管理を踏まえた措置について、被ばくの防止に関する対策を反映した原子力機構共通のガイドラインを策定した。 　ガイドラインの策定に際しては、以下の内容を検討して行った。 ・汚染されたエリアからの退出、身体汚染者の除染及び身体汚染測定に関する対応の基本原則（対応の優先順、人命尊重、内部被ばくの防止、汚染拡大の防止等） ・汚染されたエリアから退出する際の身体汚染者の内部被ばく防止のための措置及び汚染エリアからの汚染拡大防止のための措置 ・身体汚染者の内部被ばく防止及び汚染拡大防止を踏まえた除染措置（除染開始前の準備、除染及び除染終了等の確認・判断） ・身体汚染者の汚染状況を確認するための除染前後の測定方法及び測定時の留意点 　各拠点においては、平成 29 年度内に本ガイドラインに基づく要領等の制定や改正等を行い、順次運用を開始する。 (3)　緊急時対応設備及び資機材の調査並びに訓練の実施 　今回の事故を踏まえ、全拠点を対象に、緊急時の対応に必要となる除染設備（除染用シャワー及び除染キット)、グリーンハウス・養生資材の配備状況等の現状を確認した。その結果、現状の除染設備等は、緊急時に迅速に対応可能な状態で適切に維持管理されていることが確認されたが、これらの設置や点検について要領書等で明確に記載されていない例が見受けられた。そこで、核燃料物質による室内広域汚染及び内部被ばくの対応を的確に実施できるよう、施設ごとに汚染発生時の対応に必要な設備を明確にするとともに、設備の機能維持を確認するための定期的な点検方法について要領書へ計画的に反映している。 　また、今回の事故のような重度の身体汚染を想定した緊急時対応設備を用いた訓練については、多くの拠点で実施されていないことが確認された。そこで、全拠点の主要な施設（室内広域汚染の発生が考えられる施設）において、グリーンハウスの設置及び身体除染の訓練を

	実施する計画を立案し、以下の事項に留意して実効性のある訓練を順次実施している。 ・事故発災時など必要な時に適切に設営できるよう、訓練目的を理解した上で実施する。 ・事故想定や現場の環境に見合った手順、要員、資機材等で実施する。 ・訓練の評価は適切な者によって行うとともに、評価によって抽出された問題点を次回の訓練に反映する。 ・身体除染訓練では、被災者のみならず、被災者の除染を介助する者の訓練も実施する。 訓練によって得られた知見は、必要に応じて上記(2)に記載のガイドラインに反映している。また、今後も継続して訓練が実施されるよう、室内広域汚染を想定した訓練について拠点の毎年度の訓練計画に定めることとし、事故時に対応できる作業員の数を増やすとともに、作業員の事故対応のスキルアップを図るなど、継続した改善に取り組んでいく。 (4)　上級管理者による課題把握と保安活動改善の徹底 根本的な原因に係る対策を踏まえ、各拠点において、上級管理者（所長及び部長）は保安活動における課題を吸い上げ、必要な安全対策（リスクを低減・改善するための措置）、処置等に係る具体的な活動方針（計画）を示し、活動状況を適宜確認し指導するなど、継続的改善が定着する環境をつくる。このため、上級管理者は、以下の事項を踏まえた品質目標を定め、課題把握と保安活動改善を徹底する。 ・管理者（部長及び課長）は、施設の保安管理を適切に行うため核燃料物質の貯蔵・取扱いに関する最新知見の反映及び起こりうる事故・トラブルに備えた作業手順等の明確化など、レビューを確実に行う。 ・部長は、複数の組織で共通する不適合や気付き事項を確実に再発防止や未然防止につなげる仕組みを構築する。 ・管理者（部長及び課長）は、作業計画の作成及び妥当性の確認について複数の視点で確認するなど、潜在的リスクに対する確認を確実にする。 ・管理者（部長及び課長）は、リスクに対する感受性を高めるため、今回の事故の事例研究を行う。その際、自らの業務に照らした場合にどのような潜在的リスクがあり、そのリスクを低減・改善するための措置を検討し実践する。 （別添参照）

別添

大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染について

平成 29 年 12 月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

目　次

1.　件名 ····· 1

2.　事象発生の日時 ····· 1

3.　事象発生の場所 ····· 1

4.　事象発生の状況 ····· 1

4.1　事象発生に至る経緯····· 1

4.2　発生時の状況 ····· 2

4.3　法令報告に係る通報の状況····· 4

5.　環境への影響 ····· 4

6.　事象発生後の措置····· 5

6.1　現場復旧、原因究明等に係る計画····· 5

6.2　事象発生場所の復旧····· 5

6.3　作業員の被ばく評価····· 11

6.4　貯蔵容器内容物及び破裂時の状況調査····· 13

6.5　放射線管理情報等の調査····· 17

6.6　核燃料物質の飛散量の評価····· 20

6.7　作業員ケアに係る対応····· 21

7.　調査結果に基づき推定した事象発生原因····· 22

7.1　破裂要因の分析による事象発生の原因····· 22

7.2　放射性物質の摂取に至った原因推定····· 24

8.　原因分析及び対策····· 28

8.1　燃料研究棟における組織の変遷と
当該貯蔵容器の取扱い等の概要····· 28

8.2　直接的な原因分析及び組織的な要因分析の実施体制等····· 28

8.3　原因分析 ····· 29

8.4　事故の再発防止対策····· 35

8.5　原因及び対策のまとめ····· 43

9.　再発防止に向けた水平展開····· 46

10.　まとめ ····· 49

図　表

図 4.1.1　大洗研究開発センター施設配置図 ····· 52

図 4.1.2　プルトニウム・濃縮ウラン貯蔵容器の構造と内容物 ····· 53

図 4.1.3　燃料研究棟における保安活動（核燃料物質の取扱関係）
に係る主要な規定類····· 54

図 4.1.4　改善作業及び事故対応における作業手順の流れ ····· 55

図 4.1.5　事故発生時の作業員と同等の防護具を装着した状態 ····· 57

図 4.2.1　燃料研究棟平面図 ····· 58

図 4.2.2　フード（H-1）概略図 ····· 59

図 4.2.3　108 号室における事故発生時の作業員 5 名の位置関係····· 60

図 4.2.4　グリーンハウス ····· 61

図 4.2.5　目張り箇所 ····· 62

図 4.2.6　モニタリングポスト（P-2）指示値のトレンド
（H29 年 6 月 4 日～6 月 10 日）···· 63

図 4.2.7　燃料研究棟の排気ダストモニタ指示値のトレンド
（H29 年 6 月 5 日～6 月 14 日）···· 64

図 4.2.8　燃料研究棟の室内 Pu ダストモニタ No.2（108 号室）指示値の
トレンド（H29 年 6 月 5 日～6 月 14 日）···· 64

図 4.2.9　表面密度測定結果 ····· 65

図 4.2.10　線量当量率測定記録 ····· 65

図 4.2.11　燃料研究棟の放射線管理モニタの配置図 ····· 66

図 4.2.12　燃料研究棟の排気ダストモニタ及び
室内 Pu ダストモニタ No.2（108 号室）の系統図····· 67

図 4.2.13　燃料研究棟の排気系統図 ····· 68

図 4.2.14　事故発生後のフード（H-1）周辺 ····· 69

図 4.2.15　TV カメラによる貯蔵容器の監視 ····· 70
図 5.1　モニタリングポスト（P-2）指示値のトレンド
（H29 年 6 月 6 日～10 月 31 日）····· 71
図 5.2　燃料研究棟の排気ダストモニタ指示値のトレンド
（H29 年 6 月 14 日～10 月 31 日）···· 72
図 5.3　燃料研究棟の室内 Pu ダストモニタ No.2（108 号室）
指示値のトレンド（H29 年 6 月 14 日～10 月 31 日）···· 72
図 6.1.1　燃料研究棟汚染事故対応工程表(9 月 29 日現在)····· 73
図 6.2.1　アクセスルート床の表面密度測定結果及び
粒子回収前後の写真····· 74
図 6.2.2　蓋の固定及び転倒防止治具を取り付けた貯蔵容器 ····· 75
図 6.2.3　汚染管理強化概要図 ····· 76
図 6.2.4　グローブボックス（123-D）搬入後の貯蔵容器 ····· 77
図 6.2.5　汚染管理の強化を図った更新後のグリーンハウス ····· 78
図 6.2.6　フード（H-1）内表面の除染結果 ····· 79
図 6.2.7　フード（H-1）外表面の除染結果 ····· 80
図 6.2.8　108 号室床面の表面密度分布（除染前）····· 81
図 6.2.9　108 号室の空気流線測定結果····· 82
図 6.2.10　108 号室床面の表面密度分布（除染後）····· 83
図 6.2.11　108 号室床面の汚染固定及び除染後の養生の状況····· 84
図 6.2.12　A 壁面の除染前後における表面密度分布····· 85
図 6.2.13　B 壁面の除染前後における表面密度分布····· 86
図 6.2.14　L 壁面の除染前後における表面密度分布····· 87
図 6.2.15　R 壁面の除染前後における表面密度分布····· 88
図 6.2.16　L 壁面備品の除染前後における表面密度と汚染固定写真····· 89
図 6.2.17　R 壁面備品の除染前後における表面密度と汚染固定写真····· 90

図 6.2.18　天井面の除染前後における表面密度分布 ····· 91
図 6.2.19　装置の除染前後における表面密度測定結果（1） ····· 92
図 6.2.20　装置の除染前後における表面密度測定結果（2） ····· 93
図 6.2.21　装置の除染前後における表面密度測定結果（3） ····· 94
図 6.4.1　貯蔵容器内容物を取り出した際の外観写真 ····· 95
図 6.4.2　核燃料物質の梱包更新時の収納状態想定図 ····· 96
図 6.4.3　樹脂製の袋の破裂後貯蔵容器上部状態 ····· 97
図 6.4.4　フード手前における床養生シート上の飛散物の外観 ····· 98
図 6.5.1　108 号室スミヤろ紙及び室内 Pu ダストモニタ No.2 フィルタの
空気力学的放射能中央径（AMAD）分布評価結果····· 99
図 6.5.2　半面マスクの構造 ····· 100
図 7.1.1　樹脂製の袋の破裂要因に係るフォルトツリー図 ····· 101
図 7.1.2　樹脂製の袋の破裂に至る推定シナリオ ····· 102
図 7.1.3　樹脂製の袋における内圧の経時変化の計算結果 ····· 103
図 7.2.1　被ばく経路の推定に係る要因分析図 ····· 104
図 7.2.2　作業員の事故発生時の位置及び事故発生後の行動範囲 ····· 105
図 8.2.1　直接的な原因分析及び組織的な要因分析並びに分析結果等の
評価に係る実施体制····· 106
表 4.2.1　鼻腔内汚染検査結果 ····· 107
表 4.2.2　核燃料サイクル工学研究所における肺モニタ測定結果
（平成 29 年 6 月 6 日）·· 107
表 4.2.3　事故発生場所に係る時系列 ····· 108
表 6.2.1　現場復旧の実績 ····· 113
表 6.3.1　作業員の外部被ばくによる実効線量 ····· 114
表 6.3.2　作業員の内部被ばくによる実効線量（預託実効線量） ····· 114
表 6.4.1　当該貯蔵容器内のプルトニウムの 5 種類の同位体組成 ····· 115

表 6.4.2　平成 8 年 5 月から平成 9 年 2 月までに実施した
貯蔵容器内の点検結果‥‥ 115
表 6.6.1　フード（H-1）内面の表面密度測定結果 ‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 116
表 6.6.2　ダストフィルタのα線測定結果 ‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 116
表 6.6.3　核燃料物質及び ^{241}Am の飛散量の評価結果‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 116
表 7.1.1　樹脂製の袋の破裂に係る基本事象の影響度評価 ‥‥‥‥‥‥ 117
表 7.2.1　放射性物質の摂取に至った原因となる可能性のある要因事象‥ 119
表 8.5.1　燃料研究棟の汚染事故に関する原因と対策の整理表
（直接的な原因及び組織的な要因）‥‥‥ 120
表 8.5.2　燃料研究棟の汚染事故に関する原因と対策の整理表
（根本的な原因）‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 126
表 8.5.3　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表
（直接的な原因）‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 127
表 8.5.4　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表
（組織的な要因）‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 131

添付

添付 4.1.1　燃料研究棟（PFRF）の概要 ····· 138

添付 4.1.2　今回のフードでの点検作業の位置付けについて ····· 139

添付 4.1.3　プルトニウム・濃縮ウラン貯蔵容器の点検等作業の状況 ···· 170

添付 4.2.1　退院後の作業員聞き取り概要 ····· 171

添付 4.2.2　現場から回収したデジタルカメラ画像について ····· 173

添付 4.2.3　鼻腔内汚染検査に用いた測定器及び測定結果について ····· 177

添付 4.2.4　事故発生後の作業員に対する除染作業の概要 ····· 178

添付 5.1　　燃料研究棟における汚染に伴う環境モニタリング結果 ····· 179

添付 6.2.1　燃料研究棟における排気系統の運転について ····· 181

添付 6.2.2　燃料研究棟における作業員の特殊作業衣等の汚染について··· 182

添付 6.2.3　108 号室の汚染検査・除染作業に係る安全対策の
強化について····· 188

添付 6.3.1　外部被ばく線量（実効線量及び皮膚の等価線量）の
評価について····· 190

添付 6.3.2　作業員の内部被ばくによる実効線量の算定 ····· 195

添付 6.3.3　内部被ばく線量評価におけるキレート剤の効果の
取扱いについて····· 199

添付 6.3.4　事故発生直後の肺モニタによる測定の経緯について ····· 200

添付 6.3.5　肺モニタ測定値と体表面汚染との関係の評価 ····· 203

添付 6.3.6　体表面汚染の原因について ····· 207

添付 6.3.7　体表面汚染検査における水分の影響について ····· 211

添付 6.4.1　計量管理帳簿による貯蔵容器内容物の調査結果概要 ····· 212

添付 6.4.2　燃料研究棟の月報、技術レポート、点検記録に基づく
貯蔵容器内容物の調査結果概要····· 214

添付 6.4.3　燃料研究棟の関係者（退職者含む。）への聞き取りによる
貯蔵容器内容物の調査結果概要…… 218
添付 6.4.4　当該貯蔵容器内の 5 種類のプルトニウムの混在比と
平均同位体組成の推定…… 220
添付 6.4.5　当該貯蔵容器内容物及び飛散物の観察結果 …… 222
添付 6.4.6　当該貯蔵容器内容物及び飛散物の分析結果 …… 230
添付 6.4.7　貯蔵容器の蓋開封時の状況に関する作業員への
聞き取り調査概要…… 240
添付 6.5.1　スミヤろ紙・フィルタの測定・評価結果 …… 242
添付 6.5.2　室内 Pu ダストモニタ No.2 の指示値及び
フィルタ測定結果の検討…… 251
添付 6.5.3　半面マスクの測定・分析結果 …… 252
添付 6.5.4　半面マスクの防護性能の調査について …… 274
添付 7.1.1　樹脂製の袋の破裂に係る基本事象ごとの評価内容詳細 …… 278
添付 7.1.2　γ線照射による樹脂製の袋の吸収線量評価 …… 319
添付 7.1.3　樹脂製の袋の強度評価 …… 321
添付 7.1.4　樹脂製の袋の内圧計算 …… 341
添付 7.2.1　放射性物質の摂取に至った原因の推定 …… 350
添付 8.1.1　事故の発生に影響したと推定される事項の事実関係 …… 353
添付 9.1　　理事長指示 …… 364
添付 9.2　　核燃料物質の貯蔵、取扱作業等に関する
総点検の結果について…… 365
添付 9.3　　核燃料物質の取扱いに関する管理基準について …… 367
添付 9.4　　身体汚染が発生した場合の措置に関するガイドライン
の策定と拠点要領への反映について…… 368

添付 9.5　　大洗研究開発センターにおけるグリーンハウスの設置及び
身体除染訓練の実施結果（概要）・・・・・・・・・ 369

参考資料

「大洗研究開発センター燃料研究棟汚染事故に関する根本原因分析等評価委員会の報告書」

1. 件名

大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染について

2. 事象発生の日時

事象発生の日時：平成 29 年 6 月 6 日 11 時 15 分頃

法令に基づく判断日時：平成 29 年 6 月 7 日 13 時 00 分

- 作業員の計画外の被ばくが報告基準である 5 mSv を超え、又は超えるおそれがあると判断したこと。
- 作業員 5 名の汚染状況から、燃料研究棟分析室（後述）の床等の表面密度が保安規定における立入制限区域指定基準（α核種：4 Bq/cm^2）を超えるおそれがあること。

3. 事象発生の場所

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構　大洗研究開発センター（北地区）

燃料研究棟分析室（管理区域）

4. 事象発生の状況

4.1　事象発生に至る経緯

燃料研究棟（図 4.1.1 及び添付 4.1.1 参照）における核燃料（炭化物・窒化物燃料等）に関する研究は、昭和 52 年 5 月から開始された。今回事故が発生したプルトニウム・濃縮ウラン貯蔵容器（以下「貯蔵容器」という。図 4.1.2 参照）は、平成 3 年 10 月に X 線回折測定済試料が収納されたものであった。

平成 29 年 2 月に原子力規制庁からグローブボックス内での核燃料物質の保管等に関する改善を求められたこと（平成 29 年 2 月 15 日「使用施設等における核燃料物質のグローブボックス等を用いた長期保管に係る保安検査における確認について」）等を受けて、その改善に係る作業（グローブボックス等に一時的な保管状態にある核燃料物質を貯蔵施設に貯蔵する等の作業）（以下「改善作業」という。）を実施していた。この改善作業の計画立案に当たっては、原子炉等規制法及び労働安全衛生法その他関係法令に基づく関連規程・規則とそれらの下部要領等に従い（図 4.1.3 参照）、①核燃料物質の不適切管理（不適合）の不適合除去、②作業場所の検討、③作業期間の検討、④安全作業手順書の作成、⑤作業に伴う線量の検討、⑥放射線安全チェック、⑦取扱対象物の検討、⑧一般安全チェック、⑨使用許可・保安規定チェック、⑩作業区分（定常又は非定常）の検討及び⑪リスクアセスメントを行った（図 4.1.4 参照）。このうち、②作業場所の検討については、大洗研究開発センター（北地区）核燃料物質使用変更許可申請書（以下「使用許可書」という。）に基づき、フード（H-1）を選定した。また、④安全作業手順書の作成、⑦取扱対象物の検討、⑧一般安全チェック、⑩作業区分（定常又は非定常）の検討及び⑪リスクアセスメントにおいては、計画立案時点での情報に基づき、当該作業を「定常作業」（過去の同様・同種作業の延長として既存対策で作業可能）として計画した。

なお、貯蔵容器には、核燃料物質を入れた容器を二重のビニルバック（ポリ塩化ビニル製。以下「樹脂製の袋」という。）で密封したものが収納されているが、フード（H-1）での改善作業では樹脂製の袋の開封は行わない。添付 4.1.2 に当該フードでの点検等作業の位置付けを示す。

作業に当たっては、核燃料物質使用施設等保安規定（以下「保安規定」という。）及びその下部要領に基づき（図 4.1.3 参照）、⑫被ばく防止及び被ばく低減措置、⑬核燃料物質の取扱い（核物質防護、

計量管理)、⑭フード作業（貯蔵容器の点検・汚染検査）を行った（図 4.1.4 参照)。このうち⑫被ばく防止及び被ばく低減措置については、安全対策等を検討した放射線作業連絡票等に従い、必要な防護具（特殊作業衣、特殊作業帽子、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋（二重)、半面マスク、靴カバー、RI 作業靴、フード内で作業を行う者は腕カバー：図 4.1.5 参照）を装着していた。添付 4.1.3 に貯蔵容器の点検等作業の状況を示す。

80 個の貯蔵容器のうち、事故発生までに 30 個の貯蔵容器についての点検等作業を実施（前日までに 28 個の点検等作業を実施。発生当日の平成 29 年 6 月 6 日は、点検等作業実施済みの 2 個についての空きスペースの詳細確認を含む 4 個の点検等作業まで実施）し、31 個目の貯蔵容器の点検等作業時に本事故が発生した。

4.2　発生時の状況

(1)　発生事象

平成 29 年 6 月 6 日 11 時 15 分頃、燃料研究棟管理区域内の分析室（以下「108 号室」という。図 4.2.1 参照）のフード（H-1）（図 4.2.2 参照）において、貯蔵容器の点検等作業中、貯蔵容器内にある核燃料物質が入った容器を封入した樹脂製の袋が破裂した。この事故対応に当たっては、保安規定とその下部要領（図 4.1.3 参照）及び発災現場の情報に基づき、以下に示す、⑮初動対応（事故現場)、⑯初動対応（現地対策本部)、⑰汚染拡大防止措置（グリーンハウス設営)、⑱立入制限区域の指定、⑲作業員の除染、⑳緊急医療措置を行った（図 4.1.4 参照)。

108 号室内において作業員がα線用表面汚染検査計（以下「α線サーベイメータ」という。）を用いて汚染検査を行った結果、5 名全員に汚染があることを確認した。事故発生時の 108 号室における作業員 5 名（作業員 A～E）の位置関係を図 4.2.3 に示す。

作業員からの聞き取り情報（平成 29 年 6 月 13 日：添付 4.2.1 参照）に基づくと、事故発生時の状況は以下のとおり。

作業員 E（フード（H-1）での作業員）が貯蔵容器の 6 本のボルトのうち 4 本を対角線上に外した後、残り 2 本のボルトを緩めた際に蓋が浮き上がり、「シュ」という貯蔵容器内圧の抜ける音がした。このため、作業員 E は蓋と貯蔵容器本体のすき間について全周のスミヤをとり、汚染がないことを確認した。全周のスミヤで汚染がないことが確認できたことから、作業員 E は引き続き作業を進めることを判断し、片手で蓋を持ちながら残り 2 本のボルトを外したところ、樹脂製の袋が破裂した。作業員 E はその後蓋をフード内に置いた。破裂の際、作業員 E は腹部に風圧を感じた。また、ほかの作業員 4 名も含め全員が破裂音を聞いた。半面マスク越しではあるが、作業員 E は異臭がないことを確認した。また、作業員 E がゴム手袋越しに貯蔵容器に触れたところ、温度上昇は認められなかった。

聞き取り調査において、事故発生前後における当該フードでの貯蔵容器の写真を撮影していたことが明らかとなったことから、平成 29 年 6 月 14 日に管理区域内からデジタルカメラ内の記録媒体（SD カード）を回収し、画像を確認した（添付 4.2.2 参照)。

(2)　発生場所における放射線及び汚染の状況

事故発生後は、汚染の拡大を防止するため、108 号室入口廊下側にグリーンハウス[1]（図 4.2.4 参照）

[1] 原子力施設において除染作業等を行う際に汚染の拡大防止を目的として作業エリアに仮設される囲いである。パイプ等を用いたフレームにビニルシート、防炎シート等で覆いをした構造である。

を設置するとともに、108 号室から建家外への非常口扉に外側から目張りを実施した。目張り箇所を図 4.2.5 に示す。モニタリングポスト及び燃料研究棟の排気ダストモニタの指示値は、本事故の発生の前後で変化はなかった。図 4.2.6 及び図 4.2.7 に燃料研究棟に至近のモニタリングポスト（P-2）及び燃料研究棟の排気ダストモニタにおける指示値のトレンドを示す。発生場所における空気中の放射性物質の濃度については、事故発生時の室内 Pu ダストモニタ No.2（108 号室）（以下「Pu ダストモニタ」という。）の指示値は通常の変動範囲内であった。平成 29 年 6 月 6 日 13 時 55 分、その指示値が約 5×10^{-8} Bq/cm^3（1 週間平均濃度）[2]まで上昇したが、それ以降は上昇しなかった。この値は、法令に定める Pu-239 の空気中濃度限度（7×10^{-7} Bq/cm^3）を一桁下回るものである。その後、Pu ダストモニタの集塵用フィルタを交換した結果、指示値が通常の変動範囲内まで低下したことを確認した。これ以降、指示値は通常の変動範囲内である。図 4.2.8 に Pu ダストモニタの指示値のトレンドを示す。作業員の 108 号室からグリーンハウスへの退室時における身体汚染検査結果（後述）から、平成 29 年 6 月 6 日 16 時 27 分に 108 号室を立入制限区域に設定した。

108 号室の表面密度については、平成 29 年 6 月 7 日に床面を測定した結果、最大 55 Bq/cm^2（α線）、3.1 Bq/cm^2（β（γ）線）の汚染（図 4.2.9 参照）を 18 時 55 分に確認した。また、108 号室の線量当量率は、最大で 2 μSv/h であった（図 4.2.10 参照）。108 号室へ出入りする管理区域内の廊下及び 108 号室から建家外への非常口の外側については、汚染がないことを確認した。

燃料研究棟の放射線管理モニタの配置図を図 4.2.11 に、排気ダストモニタ及び Pu ダストモニタの系統図を図 4.2.12 に示す。また、燃料研究棟の排気系統図を図 4.2.13 に示す。

事故発生後のフード（H-1）の写真（平成 29 年 6 月 7 日撮影）を図 4.2.14 に示す。フード（H-1）前床に貯蔵容器から飛散したと思われる粒子を確認した。事故発生後、当該貯蔵容器は蓋をのせ、スライド式ガラス窓を閉めたフード（H-1）内に置かれた状態にあった。当該貯蔵容器はフード（H-1）のガラス窓を通して TV カメラで監視していた（図 4.2.15 参照）。

(3)　作業員の汚染・被ばくの状況

平成 29 年 6 月 6 日 14 時 30 分に作業員は 108 号室からグリーンハウスへの退室を開始した。退室時のグリーンハウス内における身体汚染検査の結果、5 名の特殊作業衣等に汚染（最大 322 Bq/cm^2 以上（α線））を確認し、慎重に半面マスクを交換後、特殊作業衣等の脱装を実施した。作業員 5 名のうち 4 名に皮膚の汚染を、うち 3 名から鼻腔内の汚染（最大 24 Bq（α線）：表 4.2.1 及び添付 4.2.3 参照）を確認した。皮膚の汚染を伴う作業員は管理区域内にある除染用のシャワー室で除染を行った。除染は、中性洗剤、固形石鹸、液体石鹸、シャンプー、鼻洗浄キット等を用いて実施し、除染補助者による汚染検査の結果、汚染が検出された場合は除染補助者の協力を得て除染を繰り返し、汚染が検出されなくなった時点で、放管員の身体サーベイによる最終確認検査を受け、検出限界（0.013 Bq/cm^2（α線））以下であることを確認して管理区域から退域した（添付 4.2.4 参照）。

シャワー室における除染に先立ち、シャワーが使用できることを確認した後に除染を開始したが、1 人目の除染開始後、1～2 分経過してシャワーの流量が減少した。このため、ホースにより燃料研究棟機械室から工業用水（ろ過水）をシャワー室に引き、水を用いた除染を再開した。2 人目は、シャワーの流量が回復したため、シャワーを用いて除染を行った。3 人目以降は、再びシャワーの流量が低下したため、ホースを用いて除染を行った。ホースの導入に際しては、管理区域境界の扉を開いた状態にした

[2] 放射線を放出する同位元素の数量等を定める件（平成十二年科学技術庁告示第五号）第七条参照

が、シャワー室のある更衣室も燃料研究棟の排気系統に接続されており、当該扉を開放しても空気は管理区域内に流れる。管理区域境界の扉を開いた状態で空気が管理区域内に流れることは、従来から定期的に確認している。後日、ホース使用時の扉の状態を再現してスモークテスターにより風向を測定し、閉じ込め機能が維持されていたことを確認した（添付 4.2.4 参照）。

なお、シャワーについては、平成 29 年 6 月 29 日に減圧弁を交換し、適切に給水できる状態に復旧している。

作業員 5 名のうち 3 名が補助線量計であるポケット線量計を装着しており、その読み取り値は 2 μSv（作業員 B）、3 μSv（作業員 D）、60 μSv（作業員 E）であった。作業員 5 名を核燃料サイクル工学研究所へ搬送し、緊急に実施すべき医療処置（キレート剤：Ca-DTPA[3]の投与等）の判断に資するため肺モニタ測定を行った。その結果、Pu-239 と Am-241 について、最大でそれぞれ 2.2×10^{4} Bq、2.2×10^{2} Bq と評価された（表 4.2.2 参照）ため、国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構放射線医学総合研究所（以下「量研　放医研」という。）の支援を受け、体内に取り込まれた Pu 等の体外排泄を促進させる目的でキレート剤を投与した。平成 29 年 6 月 7 日、作業員 5 名を量研　放医研に搬送し、体表面の再除染、肺モニタ測定等を含む医療処置を受けさせた。

事故発生場所に係る時系列を表 4.2.3 に示す。

4.3　法令報告に係る通報の状況

作業員 5 名の核燃料サイクル工学研究所において実施した肺モニタの測定結果から、Pu-239 及び Am-241 について、最大で 2.2×10^{4} Bq 及び 2.2×10^{2} Bq と評価されたことから、管理区域に立ち入る放射線業務従事者について計画外の被ばくがあったときの報告基準である 5 mSv を超え、又は超えるおそれがあること、また、作業員 5 名の汚染状況から、108 号室の床等の表面密度が保安規定に定める立入制限区域指定基準（α核種：4 Bq/cm^2）を超えるおそれがあることから、平成 29 年 6 月 7 日 13 時 00 分、本事象を核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 62 条の 3 に基づく法令報告事象と判断し、13 時 27 分、原子力規制庁に報告した。

5. 環境への影響

事故発生時、燃料研究棟の給排気系設備は運転を継続し、管理区域内の負圧を正常に維持しており、モニタリングポスト及び燃料研究棟の排気ダストモニタの指示値は通常の変動範囲内であった。よって、本事故発生時の環境への影響はなかった（図 4.2.6 及び図 4.2.7 参照）。

事故発生以降も継続して燃料研究棟の給排気系設備を運転しており、管理区域内の負圧を正常に維持し続けている。また、燃料研究棟の Pu ダストモニタ、排気ダストモニタ及び敷地境界のモニタリングポストの指示値は通常の変動範囲内であった（図 5.1、図 5.2、図 5.3 及び添付 5.1 参照）。以上のことから、施設外部への影響はない。

[3] キレート剤は、中心に金属イオンを挟むような形で配位結合できる化合物である。ペンテト酸カルシウム三ナトリウム（Ca-DTPA）は超ウラン元素（Pu、Am 等）による体内汚染の軽減に効果がある。

6. 事象発生後の措置

6.1　現場復旧、原因究明等に係る計画

燃料研究棟における汚染への対応では、平成 29 年 6 月 8 日に国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）対策本部の体制を強化し、以下、(1)から(4)に示す現場復旧、原因究明等に係る計画を策定し、活動を進めた。図 6.1.1 に工程表を示す。

(1)　事象発生場所の復旧

現場復旧は、まず、フード（H-1）までのアクセスルートを確保し、フード（H-1）内の貯蔵容器の蓋を固定し、フード（H-1）から貯蔵容器を搬出して 108 号室から調製室（以下「101 号室」という。）内のグローブボックス群（123-D、124-D）内へ移動する。その後、グリーンハウスの更新等により汚染管理の強化を図った後、フード（H-1）及び 108 号室の汚染検査・除染作業を行う。

(2)　作業員の被ばく評価

被ばく評価に係る対応では、外部被ばく線量の評価を行うとともに、作業員のバイオアッセイ試料を分析し、量研　放医研が医療措置として実施する内部被ばく線量評価に協力する。また、その結果を入手・確認し、法令に基づく線量の記録を行う。

(3)　貯蔵容器内容物及び破裂時の状況調査

原因究明に係る対応では、作業員の聞き取り、過去の記録類等に基づき、樹脂製の袋の破裂に至った要因を推定するとともに、当該貯蔵容器、内容物及び飛散物の調査、分析並びに樹脂製の袋の破裂現象及び樹脂の放射線分解に関する検証試験を行う。また、直接的な原因及び背後要因を分析し、再発防止対策を検討する。

(4)　放射線管理情報等の調査

放射性物質の摂取に至った要因の推定に資するため、108 号室内汚染検査のスミヤろ紙、作業員が着用していた半面マスク等の測定等を実施する。また、直接的な原因を分析し、再発防止対策を検討する。

6.2　事象発生場所の復旧

貯蔵容器を 108 号室から搬出して 101 号室のグローブボックス（123-D）へ移動し、フード（H-1）と 108 号の汚染検査と除染を実施した。これらの現場復旧作業に際しては、作業員の被ばく防止と汚染拡大防止に努めるとともに、記録を残すなど現場の保全に努めた。燃料研究棟の給排気系設備は運転を継続し、管理区域内の負圧維持を継続している（添付 6.2.1 参照）。現場復旧作業の実績を表 6.2.1 に示す。

(1)　108 号室外のグローブボックス内への貯蔵容器の移動

フード（H-1）までのアクセスルートを確保し、フード（H-1）から飛散したと思われる粒子を回収して 101 号室内のグローブボックス（123-D）内へ移動し、フード（H-1）内の貯蔵容器の蓋を固定した。その後、フード（H-1）から貯蔵容器を搬出して 108 号室から 101 号室内のグローブボックス（123-D）内へ移動した。

まず、108 号室入口からフード（H-1）までの通路について、作業員の歩行による汚染拡大・飛散防止のために化学雑巾を用いて床の拭き取りを行った。拭き取り後の床においてα核種の表面密度を測定し

た結果は、図 6.2.1 に示すように、最大 55 Bq/cm^2（図 4.2.9 参照）から、最大 5 Bq/cm^2(立入制限区域指定基準（α核種：4 Bq/cm^2））まで低減した。フード（H-1）から飛散したと思われる粒子については、カメラで位置情報を記録（図 6.2.1 参照）した後、位置ごとにバイアル瓶に回収し、金属容器に収納した。フード（H-1）前面のビニルシートについても、折りたたんで金属容器に収納し、101 号室のグローブボックス(123-D)へ搬入した。これらについては、原因究明に資するため、外観の観察及び試料の分析を行った（「6.4」参照)。

フード（H-1）内の貯蔵容器にアクセスできる程度にスライド式ガラス窓を開け、貯蔵容器の蓋部をガムテープで固定した。蓋固定後、貯蔵容器に転倒防止治具を取り付け、フード（H-1）前面のガラス窓を全閉とした。蓋を固定し、転倒防止治具が取り付けられた貯蔵容器の状況を図 6.2.2 に示す。

フード（H-1）から貯蔵容器を搬出し、108 号室から 101 号室へ貯蔵容器を移動した。この作業は、収納容器を用い、適宜ビニル袋で養生し、表面の汚染を検査して異常のないことを確認した上で実施した。108 号室内の移動は、プルトニウム・濃縮ウラン管理区域内運搬車を用い、108 号室出入口からグリーンハウス 1（図 6.2.3 参照）の近傍に待機させた簡易運搬車までは貯蔵容器を手渡しで移動した。その後、簡易運搬車を用いて 101 号室へ移動し、同室内のグローブボックス（123-D）へ搬入した。グローブボックス（123-D）へ搬入後の貯蔵容器の状況を図 6.2.4 に示す。当該貯蔵容器については、原因究明に資するため、外観の観察を行った。また、貯蔵容器の内容物を取り出して各部の外観を観察するとともに、試料の分析を行った（「6.4」参照)。分析の結果、貯蔵容器の内容物に炭化物が含まれることが分かったため（後述の「6.4」(1)⑯参照)、貯蔵容器の内容物は 101 号室内のアルゴン（Ar）ガス雰囲気のグローブボックス（124-D）へ移動した。

なお、ここまでの 108 号室内の作業は、空気呼吸器を装着(1 回当たりの作業時間を 20 分に制限)して実施した。また、当該貯蔵容器は、フード（H-1）から搬出するまで、TV カメラによる監視を継続した。

(2)　汚染管理の強化

被ばく評価の目的で 108 号室の床の汚染検査に用いたスミヤろ紙等を燃料研究棟から搬出する作業の準備中に、廊下に軽微な汚染を確認した（平成 29 年 7 月 7 日)。このため 108 号室及びグリーンハウスから汚染を拡大させないための措置及び区域管理強化のための措置を講じて汚染管理の強化を図った。

108 号室及びグリーンハウスから汚染を拡大させないための措置として、事故直後に緊急に設置したグリーンハウスから図 6.2.5 に示す汚染管理の強化を図ったグリーンハウスへ更新した。グリーンハウス境界の出入口はジッパー構造とし、汚染の閉じ込め機能を向上させた。また、以下に示す事項を実施することを定め、運用した。

・立入制限区域内への入域及び立入制限区域内からの退域時は、当該エリア専用の RI 作業靴に履き替える。ただし、108 号室及びグリーンハウスで使用する RI 長靴を立入制限区域外に持ち出す場合は、靴カバーの着装を徹底し、着装は養生シート上で行う。
・汚染管理強化のため、作業終了後のグリーンハウス 2、3 は、床に加えて側面についても汚染検査を実施する。

また、汚染管理の強化を進めるに当たり、区域管理強化のための措置として以下に示す事項を定め、運用した。

・廊下の床へ養生シートを設置するとともに、廊下の中央付近にフットモニタを追加設置し、出入口側へ移動する場合はフットモニタによる汚染検査を実施する。汚染を拡大させる可能性のある 108

号室及びグリーンハウスからの退室者は、養生シート上を歩き、フットモニタで汚染検査を実施する。

・エアロック室前のハンドフットクロスモニタで汚染検査を実施する前に、自主サーベイエリアでα線サーベイメータによる汚染検査の実施（従来から実施してきた事項）を周知徹底する。

・これまで巡視点検時に実施していた化学雑巾での各室の床の拭き取りについて、グリーンハウスに向かって一方向に拭き取る方法に変更する。拭き取りは、巡視点検時に加えて、108 号室及びグリーンハウスでの作業後にも実施する。

・フットモニタ前と自主サーベイエリア前に追加設置した粘着シートを含め、廊下に設置されている粘着シートは、108 号室及びグリーンハウスでの作業実施前に交換する。

汚染管理強化の概要を図 6.2.3 に示す。

その他、空気呼吸器又は全面マスクを装着した作業員の交替制が可能となるよう、放射線業務従事者を増員した。

(3)　フード（H-1）の汚染検査・除染

フード（H-1）の汚染検査と除染については、フード内の不要物品をフードから取り出して金属容器等に収納した後、フード（H-1）内外表面の汚染検査を行いながら、除染作業及び固着汚染の固定を行った。フード（H-1）内の除染は、ストリッパブルペイントの塗布・剥離により行い、ストリッパブルペイント剥離後の表面密度が高い部分については、濡れウエスによる拭き取りを行い、拭き取り後の汚染の程度により、拭き取り作業を繰り返し行った。フード（H-1）外の除染は、濡れウエスによる拭き取りにより行った。表面密度の測定については、フード（H-1）内外表面を区画化し、当該エリアについてダイレクトサーベイを実施し、その時の最大値を記録した。ダイレクトサーベイでスポット汚染を確認した部位については、別途スポット汚染部位として記録した。

フード（H-1）内表面の除染結果を図 6.2.6 に示す。除染前のα線サーベイメータによる測定は、汚染拡大防止の観点から、床面及び側面（左右）のみを対象に実施した（計画段階からこの範囲に限定）。その結果、床面は全域にわたって 100 kcpm 以上であった。側面については左側面が 15 kcpm、右側面が 2.5 kcpm であり、当該貯蔵容器の樹脂製の袋における破裂開口方向との相関が見られた。除染後、内表面全域（床面、側面、ガラス面（手前）、背面（奥）及び天井面（前・後）の汚染を測定した。ストリッパブルペイント及び濡れウエスによる除染により、汚染レベルの低減が確認できた。除染後の汚染検査の後、ストリッパブルペイントの再塗布を行った。

フード（H-1）外表面の除染結果を図 6.2.7 に示す。除染前後のα線サーベイメータによる測定は、正面及び側面（左右）を対象に実施した。除染前の測定値は、検出限界未満～7 kcpm の範囲にあったが、拭き取り除染により全面が検出限界未満となった。

なお、ガラス窓左側底部の 4 kcpm を示したスポット汚染部位はレガテープ（フローモニタ）の部分であり、2 kcpm を示したエリアの汚染は養生シート上であったことから、これらを取り外すことで除染した。

この後、後述する 108 号室の床、壁、天井及びグローブボックス等の設置機器の除染作業終了後、再びフード（H-1）の外表面及び内表面の汚染検査を実施し、遊離性の汚染が検出限界未満であることを確認した。

(4)　108 号室の床の汚染検査・除染

108 号室の汚染検査と除染については、最初に床面に対して実施した後、壁面、天井とグローブボックス等の機器に対して実施した。

床の汚染検査及び除染作業については、汚染分布状況を把握するために、108 号室床面を 1 m×1 m に区画化し、区画ごとに化学雑巾による拭き取りを実施し、化学雑巾のダイレクトサーベイにより表面密度を求めた。床面の除染は、濡れウエス等により実施した。除染が終了した区画は、化学雑巾による拭き取りを実施し、遊離性の汚染が検出限界未満であることを確認した。固着性の汚染を確認した場合は再度除染を実施した後、汚染検査を実施した。

除染前の 108 号室床面の表面密度分布を図 6.2.8 に示す。除染前の表面密度は、フード近傍のエリアが高い傾向を確認した。108 号室へ入退室及び脱装を実施している F000～F020 付近の汚染レベルが比較的高い傾向であった。表面密度分布は、参考までに別途実施した 108 号室の床上 1 m の空気流線の測定結果（図 6.2.9 参照）と概ね一致する傾向であった。

除染後の 108 号室床面の表面密度分布を図 6.2.10 に示す。床面について化学雑巾による拭き取りを実施し、化学雑巾のダイレクトサーベイによる汚染検査において、遊離性の汚染については検出限界未満であることを確認した上で除染を終了した。一方、固着性の汚染が除去できなかった箇所（図 6.2.10 中の F710、F810）については、図 6.2.11(a)に示すように汚染部位を粘着テープにより固定し、図 6.2.11(b)に示すようにビニルシートにより床面を養生した。

(5)　108 号室の壁、天井、グローブボックス等の汚染検査・除染

壁面の汚染検査・除染については、当初計画では、壁面を 1 m×1 m に区画化して汚染分布状況を把握する予定であったが、壁面の汚染のレベルが低いことから、4 区画（4 m^2）を一つのエリアとして化学雑巾による拭き取りを実施し、化学雑巾のダイレクトサーベイにより表面密度を求めた。壁面の除染は、濡れウエスによる拭き取りで実施し、除染が終了した区画は、化学雑巾を用いた拭き取りにより遊離性の汚染が検出限界未満であることを確認し、更に表面のダイレクトサーベイにより固着性汚染の有無を検査した。

以下、壁面については、廊下側の壁面を B 壁面、その反対側を A 壁面、フード（H-1）が設置されている壁面を L 壁面、その反対側を R 壁面とする。

除染前後の 108 号室 A 壁面､B 壁面､L 壁面及び R 壁面の表面密度分布を図 6.2.12～図 6.2.15 に示す。拭き取り後、化学雑巾のダイレクトサーベイによる汚染検査を実施した結果、L 壁面はフード（H-1）に近いことから他の壁面と比較し、汚染レベルが高い傾向であり、フード（H-1）近傍の表面密度が高かった(最大：0.06 Bq/cm^2)。B 壁面についてもフード（H-1）近傍のエリアに若干高い傾向を確認した（最大 0.03 Bq/cm^2)。R 壁面については、排気口に近いエリア（図 6.2.15 中の W001R、W002R、W011R 及び W012R）の表面密度が高かった（0.02 Bq/cm^2)。これらのエリア以外の表面密度は低かった。壁面前に備品が置かれていた一部のエリアについては、遊離性の汚染が検出限界未満であった。除染が終了した各壁面は、濡れウエスによる拭取後の化学雑巾のダイレクトサーベイによる汚染検査で遊離性の汚染が検出限界未満であることを確認した。また、除染後の各壁面の固着性汚染は検出されなかった。

壁面に設置されている備品については、当該壁面の汚染検査に先立ち除染を実施し、除染できなかった部分については粘着テープ又はストリッパブルペイントにより汚染を固定した。108 号室 L 壁面に設置されていた備品の除染前後の表面密度を図 6.2.16 に示す。実験台上の流し（シンク）以外について

は除染を実施し、遊離性の汚染が検出限界未満であることを化学雑巾による汚染検査で確認した。汚染が残ったシンクの奥側の箱の木製蓋及びシンクに付属している蛇口については粘着テープにより汚染を固定した。あわせて、ビニル袋により蛇口と配管を養生した。一方、108 号室 R 壁面に設置されていた備品の除染前後の表面密度を図 6.2.17 に示す。ボンベスタンド以外の備品に対して除染を実施し、拭き取り後の化学雑巾のダイレクトサーベイによる汚染検査で遊離性の汚染が検出限界未満であることを確認した。備品の側面に汚染は確認されなかった。ボンベスタンド下面については、表面形状に起因して除染が困難であったことから、ストリッパブルペイントを塗布し、汚染を固定した。

天井についても、当初計画では 1 m×1 m に区画化して汚染分布状況を把握する予定であったが、汚染レベルが低いことから、4 区画（4 m^2）を一つの除染エリアとして汚染検査を行い、化学雑巾による拭き取りを実施し、化学雑巾のダイレクトサーベイにより表面密度を求めた。

天井面における除染前後の表面密度分布を図 6.2.18 に示す。除染前の段階で天井の表面密度は低く、検出限界未満のエリアも確認された。除染後は遊離性の汚染が検出限界未満であることを拭き取り後の化学雑巾のダイレクトサーベイによる汚染検査で確認した。除染後は、固着性汚染も検出されなかった。

設置されている機器についても化学雑巾を用いた拭き取りにより汚染検査を行い、濡れウエスで拭き取ることにより除染した。除染できなかった部位についてはストリッパブルペイントにより固定した。当該区域に設置されているグローブボックス、Ar ガス雰囲気ユニット及び装置付属備品の除染前後における表面密度の測定結果を図 6.2.19～図 6.2.21 に示す。グローブボックス及び Ar ガス雰囲気ユニットの上部に設置されている付属備品についても除染を実施し（グローブボックスの上部に設置されているフィルタ木枠及び床面に設置されている冷却水循環装置を除く。）、拭き取り後の化学雑巾のダイレクトサーベイによる汚染検査で遊離性の汚染が検出限界未満であることを確認した。フィルタ木枠については、表面形状に起因して除染が困難であったことから、ストリッパブルペイントを塗布し、汚染を固定した。床面に設置された冷却水循環装置は床面との隙間が少なく、装置下の床の除染が困難であったことからストリッパブルペイントを塗布し、汚染を固定した。グローブボックスのグローブについては、ビニルシートにより養生した。Ar ガス雰囲気ユニット表面についての除染は終了したが、本装置の形状が複雑であることから、深部に汚染が存在する可能性も考えられる。そのため、形状が複雑な外側にフレームを組み、ビニルシートにより養生した。

(6)　101 号室における作業員の特殊作業衣等の汚染を踏まえた安全対策の強化

9 月 8 日、燃料研究棟 101 号室（調製室）において、グローブボックス（123-D）内の整理作業としてバッグアウト作業を実施していた。グローブボックス内の使用済み樹脂製の袋を廃棄物(廃棄物の仕掛品。以下「梱包物」という。）として払い出すため、樹脂製の袋内に入れた。梱包物を先端まで押し込んだとき、樹脂製の袋の先端が開いていたため、梱包物が床に落ちた。この事象により作業員 3 名の特殊作業衣及び装備から最大で 2.5 kcpm の汚染を確認した。本事象による環境への影響はない。また、室内の汚染状況は、スポット的な汚染であり、汚染拡大の可能性がないことから、本事象は法令報告に該当しないと判断した。その後、101 号室の復旧のための応急措置を実施した上で不適合管理を行い、原因を特定し対策を立案した（添付 6.2.2 参照)。

これを受けて、燃料研究棟における点検等の安全確保に必須な作業以外は 108 号室の現場復旧作業も含め全て中止し、作業の手順等に係る緊急点検を実施してきた。108 号室の現場復旧作業に係る作業計画書についても、上記の緊急点検を実施し、101 号室での汚染事象の不適合管理で抽出された改善点も

反映して改訂を行うとともに、当該作業に従事する作業員に対して改訂した作業計画書に基づく教育を実施した。これらより、作業の安全対策の強化が図られたことから、9 月 19 日、108 号室の現場復旧作業を再開した（添付 6.2.3 参照）。

なお、燃料研究棟においては、108 号室に設定している立入制限区域を解除するまでの期間、点検等の安全確保に必須な作業を除いて 108 号室の現場復旧作業以外は停止し、108 号室の現場復旧作業の安全確保及び監視に集中した。

(7)　最終確認と立入制限区域の解除

フード（H-1）を含む 108 号室内の全域の除染作業終了後、室内を養生していたビニルシートを撤去し、同室内を区分して、化学雑巾を用いた拭き取りにより、フード（H-1）、108 号室の床面、壁面、天井、グローブボックス等の設置機器、配管等の表面の最終的な汚染検査を実施した。この結果、108 号室全域の表面密度が検出限界未満であることを確認した。また、グリーンハウスの汚染検査・除染を実施して解体・撤去し、廊下のうち立入制限区域に指定されているエリアの床と壁面の最終的な汚染検査を実施して、108 号室と同様に表面密度が検出限界未満であることを確認し、現場の整理と後片付けを実施した。

上記の汚染検査の結果により、保安規定に定める立入制限区域指定の基準である「表面密度（α 核種）が 4 Bq/cm^2 を超え、又は超えるおそれがある場合」に該当しなくなったことから、平成 29 年 10 月 16 日、保安規定に基づく立入制限区域を解除した。

(8)　立入制限区域解除後の 108 号室の管理

原子力機構は、平成 25 年度に燃料研究棟の廃止の方針を決定して、平成 27 年度に燃料研究棟における研究開発を終了した。燃料研究棟では、廃止措置計画を進めており、その一環として実験済核燃料物質の安定化を実施中である。今回の事故により、108 号室内の全域が核燃料物質で汚染し、また、除染できなかった一部の固着性汚染は固定されている。

これらの状況を踏まえ、汚染防止の観点から 108 号室では核燃料物質を取り扱わないこととし、同室への入室は設備機器の点検、放射線管理、汚染固定箇所の点検等の管理業務に制限する。

具体的には、以下に従って 108 号室を管理する。

① 核燃料物質使用変更許可申請を行い、108 号室では核燃料物質を取り扱わないことを明確にする。
② 保安規定変更認可申請を行い、108 号室の管理について保安規定に定める。
③ 「108 号室の出入管理要領書」等の要領を定め、以下のとおり 108 号室の管理を行う。
- 設備機器の外観目視点検等、汚染固定箇所の点検作業及び定期的な放射線管理に限定する。同室内の機器、設備の補修等の作業が必要となった場合には、新たに作業計画書等を策定して実施する。
- 108 号室内の汚染固定箇所の管理については、汚染固定箇所をマップ等により特定した上で現場表示により識別するとともに、これらの汚染の固定を適切に維持するために、目視による点検、汚染検査等を実施する。

上記の①及び②については原子力規制委員会へ申請を行った。また、③についてはあらかじめ要領を定め、立入制限区域解除後直ちに運用を開始した。

なお、108 号室の立入制限区域解除後は、当面の間、汚染管理を徹底し、万が一の軽微な汚染を確認した際の処置（汚染検査、除染及び固定措置）も含めてあらかじめ立案した非定常作業計画書に基づき、

108 号室内の点検作業等を実施する。その後、管理実績を蓄積して「108 号室の出入管理要領書」等を見直し、同室の管理の強化又は合理化を図る。108 号室への入域においては、当面は 2 名以上で入室することとし、全面マスク、タイベックスーツ及びゴム手袋（二重）を着用するとともに、108 号室内専用の RI 作業靴に履き替える汚染対策を講ずる。今後、汚染管理の実績を蓄積してその対策を見直していく。

6.3　作業員の被ばく評価

(1)　外部被ばくによる実効線量の評価（詳細は添付 6.3.1 参照）

①　光刺激蛍光線量計による測定

大洗研究開発センターでは放射線業務従事者の日常モニタリング用の個人線量計として光刺激蛍光線量計（以下「OSL 線量計」という。）を使用している。作業員の着用していた OSL 線量計は、表面汚染が認められたためグリーンハウス内で保管され、平成 29 年 6 月 13 日に回収された。回収時に行われた表面汚染検査の結果、OSL 線量計ケース外側には最大で 1.0×10^{3} Bq/cm^{2} の汚染を確認したが、ケースに収納された OSL 線量計本体には汚染はなかった。

平成 29 年 6 月 15 日に OSL 線量計の測定を実施した結果、作業員 A、B、C、D の 1 cm 線量当量は検出下限値（0.1 mSv）未満であった。しかし、作業員 E の OSL 線量計については、表面に付着していた汚染からの放射線が長時間にわたって線量計に局所的に入射したために指示値異常が発生したと考えられることから、評価不能と判定した。

また、OSL 線量計に同梱された中性子用の固体飛跡中性子線量計の測定も実施した結果、中性子による有意な被ばくは認められなかった。

②　電子式ポケット線量計による測定

作業員 5 名のうち 3 名が補助線量計として電子式ポケット線量計（以下「EPD」という。）を着用しており、その読取値は 2 μSv（作業員 B)、3 μSv（作業員 D)、60 μSv（作業員 E）であった。

③　実効線量の評価

以上の結果から、5 名の作業員の外部被ばくによる実効線量は、作業員 A、B、C、D については OSL 線量計、作業員 E については EPD を基に評価を行い、全員記録レベル（0.1 mSv）未満であると評価した（表 6.3.1 参照)。

なお、平成 29 年 6 月 7 日に測定した 108 号室内の線量当量率は最大で 2 μSv/h であった（図 4.2.10 参照）ことから、同室内に 8 時間滞在したとして計算しても、外部被ばくは記録レベル（0.1 mSv）未満と評価できる。

(2)　体表面汚染による皮膚被ばく線量の評価（詳細は添付 6.3.1 参照）

108 号室からの退室時のグリーンハウスにおける身体汚染検査において、作業員全員の特殊作業衣に、うち 4 名には皮膚に汚染を確認したことから、これらの汚染による皮膚被ばく線量について評価を行った（添付 6.3.1 参照)。

この評価においては、作業員に関連する種々の測定データの中で最も汚染密度の高い、OSL 線量計のケース表面の測定結果(スミヤ法での測定結果に基づく保守的な評価で 1.0×10^{3} Bq/cm^{2})を用い、この値の汚染が直接皮膚に付着し、事故発生時刻から管理区域を退域する時刻まで皮膚被ばくが継続していたとの仮定により皮膚の等価線量を評価した。その結果、最大で 83 μSv であった。

また、量研　放医研が受入時に実施した体表面汚染検査時に検出された汚染(最大 140 cpm) についても上記と同様保守的な仮定により評価した結果、最大で 0.11 μSv であった。

これらの結果から、体表面汚染による皮膚の等価線量は、全員記録レベル (0.1 mSv) 未満であることを確認した。

(3)　内部被ばくによる実効線量の評価

今回、原子力機構は作業員の内部被ばくに対する診察、処置を受けさせるため、事故が発生した翌日の平成 29 年 6 月 7 日から量研　放医研へ作業員を入院させた。量研　放医研における診察、処置の一部として、内部被ばく線量の測定・評価が実施された。このうち、バイオアッセイ試料 (便) の分析については量研　放医研からの依頼により原子力機構が実施し、平成 29 年 7 月 5 日、量研　放医研にその結果を報告した。

量研　放医研の行った内部被ばく線量の測定・評価の結果は量研　放医研の管理する医療情報であるため、原子力機構は、適切な手続の下で必要な情報を入手し、量研　放医研がバイオアッセイ検査等の結果を基に実施した内部被ばく線量の評価の内容を確認した。その上で、原子力機構が実施した放射性物質の摂取に至った原因の推定結果や 108 号室の放射線管理情報等の調査結果も考慮して原子力機構として内部被ばく線量の評価を行い、その内容を基に原子炉等規制法等の法令に基づく放射線業務従事者の被ばく線量の記録を行った。原子力機構で行った内部被ばく線量評価の詳細を添付 6.3.2 に示す。この内部被ばく線量評価の結果は、量研　放医研が実施した線量評価の結果と同等である。

なお、この評価ではプルトニウム同位体の内部被ばく線量評価の原則に基づき便中排泄量を使用したことから、尿への排泄を促進する効果のあるキレート剤による治療の影響は考慮していない(添付 6.3.3 参照)。

作業員 5 名の内部被ばくによる実効線量 (預託実効線量) を表 6.3.2 に示す。このように作業員のうち 1 名が法令の放射線業務従事者に対する線量限度 (5 年間につき 100 mSv 及び 1 年間につき 50 mSv) を超過しており、また保安規定に定める警戒線量 (20 mSv／年及び 13 mSv／3 か月) を超過した作業員も認められたことから、保安規定に従い当該者の放射線作業を制限する措置を講じた。

(4)　事故発生当日に実施した肺モニタ測定での過大評価について

事故発生当日に核燃料サイクル工学研究所で行った肺モニタ測定の結果は、Pu-239 と Am-241 について、最大でそれぞれ 2.2×10^{4} Bq、2.2×10^{2} Bq であった[4]が、翌日量研　放医研で実施された肺モニタ測定については、「プルトニウムについては明確なエネルギーピークを確認できなかった。アメリシウムについては、計測データからエネルギーピークを確認した方がいるが、そのレベルは減少している。」と発表された。また量研　放医研からは事故発生翌日の受け入れ時、4 名の体表面に汚染が検出されたことも発表されている。これらのことから、事故発生当日の肺モニタ測定は被検者の胸部表面に Pu-239 等が付着していたことによる過大評価であったと考えられる。この肺モニタ測定時に改めて汚染検査をしなかった経緯を添付 6.3.4 に示す。また、肺モニタで測定された値と体表面汚染のレベルの関係について調査・検討を行った結果、検出器近傍の胸部表面にα線サーベイメータの計測値にして 100 cpm 程度の汚染がある場合には、上記の値が計測される可能性があることを確認した(詳細は添付 6.3.5 参照)。

除染完了を確認して管理区域を退出したとする作業員にこのような汚染が付着していた原因につい

[4] 全量が肺中放射能であると仮定した場合、預託実効線量は 12 Sv に相当する。

て、関係者からの聞き取り、専門家からの情報収集、体内動態モデルの調査・確認等により幅広に検討した結果、皮膚に付着していた汚染が管理区域退出時の汚染検査では検出できなかった可能性が高いと考えられる（詳細は添付 6.3.6 参照)。また、汚染が検出できなかった原因として、除染時の水分が残存していたことが考えられることから、その影響について考察した結果を添付 6.3.7 に示す。

なお、身体汚染検査に係る問題については、「8.4.3　事故発生後に顕在化した問題の改善について」で述べる。

6.4　貯蔵容器内容物及び破裂時の状況調査

(1)　貯蔵容器内容物の調査結果

樹脂製の袋が破裂した当該貯蔵容器の内容物の性状と履歴に関して、計量管理帳簿の調査（添付 6.4.1 参照)、燃料研究棟の月報、技術レポート、点検記録等の資料の調査（添付 6.4.2 参照）及び燃料研究棟に関係する職員（退職者含む。）への聞き取り調査（添付 6.4.3 参照）を実施し、明らかになったことは以下のとおりである。

① 当該貯蔵容器内の核燃料物質は、天然ウラン（U）とプルトニウム（Pu）であり、Pu は同位体組成の異なる 5 種類（表 6.4.1 参照）が混在している。

② 当該貯蔵容器内の核燃料物質は、X 線回折測定済試料を集めたものである。

③ 燃料研究棟における X 線回折測定用試料の特徴として、核燃料物質の粉末をエポキシ樹脂系の接着剤（主剤と硬化剤の 2 液混合型）と混合し、アルミニウム製の試料ホルダーに固定する方法を用いていた。試料ホルダー中の樹脂固化物部分の寸法は、約 20 ㎜×20 ㎜又は約 20 ㎜×18 ㎜の四角形で、厚さ 1.5 ㎜ 強の平らな形状である。試料作製方法の技術レポートでは、この樹脂固化物 1 個当たり核燃料物質の粉末を 0.2 g 程度使用するとされている。エポキシ樹脂の使用量は 1 g 前後である。

④ 核燃料物質の化合物の種類として、酸化物、炭化物、窒化物が確認されている。また、これらの化合物は、U あるいは Pu のみからなるものと、U と Pu の混合化合物であるものとが混在している。

⑤ X 線回折測定後の試料は空気雰囲気のグローブボックス内に集約し、樹脂製等の密閉性の低い容器に収納して置かれていた。平成元年 10 月に、当時置かれていた全量のうち約 78 %に相当する量をほかの空気雰囲気のグローブボックスに移動した。

⑥ この移動先のグローブボックスには、アルミニウム製の試料ホルダーから樹脂固化物を打ち抜く治具と酸化加熱処理用の加熱炉が設置されており、移動した核燃料物質はここに 2 年間置かれた後、平成 3 年 10 月に当該貯蔵容器に収納された。

⑦ 貯蔵容器へ収納する際の内容器として、燃料研究棟にあった比較的容積の大きい筒状のポリエチレン製容器（以下「ポリ容器」という。）を用いた。このポリ容器は、核燃料物質の保管を目的としたものではなく、グローブボックス内で生じる紙等の可燃性廃棄物や、金属・ガラス等の不燃性廃棄物を一時的に収納しておくために用いられているものである。

⑧ 貯蔵容器への収納に際しては、グローブボックス内で核燃料物質をポリ容器に入れてから、樹脂製の袋（一重目）へのバッグアウト操作によって搬出し、これを更に樹脂製の袋（二重目）に封入した。

⑨ 平成 3 年 10 月に当該貯蔵容器の貯蔵を開始した後、平成 8 年 7 月に貯蔵容器の蓋を開封し、内部の状態を点検した際の記録の存在を平成 29 年 7 月 14 日に確認した。この点検では、Pu が収納され

た計 64 個の貯蔵容器について内部の収納物の状況が確認されており、異常の認められたものについては梱包更新（詰め替え）されている（表 6.4.2 参照）。当該貯蔵容器の記録には、ポリ容器の底部が変色、破損していること、樹脂製の袋が膨張していることの記載があるほか、梱包を更新した後に異常なしとの記載がある（添付 6.4.2 (3)参照）。

上記の明らかになった事項に関する補足事項及び状況として考えられることを以下に述べる。

①の同位体組成に関しては、Pu 中に生成する Am-241 は使用過程で除去されているものと、除去されていないものが混在していると推測される。表 6.4.1 中のα崩壊の実効崩壊定数の比較は、Am-241 を除去していないと仮定した場合の値である。5 種類の同位体組成の Pu の混在比について、計量管理帳簿に記載の供給当事国別重量明細と、全 Pu 重量に対する核分裂性 Pu の重量比の数値から、貯蔵容器内の平均同位体組成を推定した（添付 6.4.4 参照）。また、昭和 58 年時点で Pu 全量から Am-241 を除去したとの仮定の下で、Am 除去の有無によるα崩壊数の相違を評価した。「7.1」の諸要因の影響を評価する際には、この平均同位体組成の推定値を用いるとともに、Am 除去の有無についても考慮することとした。

④～⑥に関して、移動先のグローブボックスには、酸化還元炉と呼ばれる加熱炉が設置されていたことから、樹脂固化物を酸化加熱処理することを意図して移動したと考えられる。当時の燃料研究棟在籍者による昭和 60 年及び平成元年に刊行された技術論文には、有機物中の Pu を加熱処理して回収する方法が記載されていることから、酸化加熱処理した核燃料物質をスクラップとして貯蔵し、将来再利用することを想定していたと考えられる。X 線回折測定済試料のうち、炭化物と窒化物については化学的に活性であるとの認識があり、炭化物については試料ホルダーから樹脂固化物を取り外し（打ち抜き）、酸化加熱処理が行われていたことが昭和 60 年の作業月報に記載されている。この処理過程でエポキシ樹脂も分解・除去され、U と Pu の酸化物粉末となる。しかし、当該貯蔵容器内の核燃料物質が上記グローブボックス内に置かれている平成元年から平成 3 年の間に、樹脂固化物を酸化加熱処理したとの記載は作業月報に見られなかったことから、樹脂固化物のまま貯蔵容器に収納された可能性が高い。酸化物粉末の樹脂固化物についても、化学的に安定との認識から、加熱によるエポキシ樹脂の除去を行わないまま貯蔵容器に収納されたと考えられる。

⑦に関して、当時においても金属容器を使用するのが燃料研究棟において業務に従事した職員の一般的な考え方であった。

⑨に関して、具体的な措置作業の記録は見つかっていないが、貯蔵容器内の収納物をグローブボックスに搬入し、核燃料物質を新しいポリ容器に詰め替えた後、再度バッグアウト操作により樹脂製の袋に封入して貯蔵容器に収納したと推測される。これ以降の当該貯蔵容器内部の状態に関する点検記録類は見つからなかった。

当該貯蔵容器を 108 号室のフード（H-1）から別室のグローブボックス（123-D）に搬入した後、内容物を取り出して各部の外観を観察（図 6.4.1 及び添付 6.4.5 参照）するとともに、試料の分析を行った（添付 6.4.6 参照）。その結果明らかになったことの要点は以下のとおりである。

⑩ 貯蔵容器と蓋の内面には樹脂製の袋を損傷するような鋭利な突起物はなかったが、蓋の O-リングには亀裂が生じていることを確認した。

⑪ 一重目（内側）の樹脂製の袋は二重目（外側）より上下方向に長く、一重目の袋が二重目の頂部を突き破るように破損していた。

⑫ ポリ容器は変色と脆化があるものの、破損していなかった。

⑬ ポリ容器の高さの 2/3 程度まで樹脂固化物（ほぼ完全な形状のものと割れたものが混在）が収納さ

れていた。アルミニウム製のX線回折測定用ホルダーは入っておらず、全てホルダーから打ち抜いた樹脂固化物であった。

⑭ ポリ容器底部付近には細かいかけらと粉末があった。

⑮ 樹脂固化物（割れたかけらを含む。）の重量は [redacted] g で、ふるい分けした粉末成分は 9.89 g であった。

⑯ 粉末成分は数十 μm 以上の粗大な粒子が多く、化学形は二酸化物のほかに炭化物が含まれ、微細な樹脂のかけらも含まれる。U と Pu の混合化合物のほか、ほとんど Pu のみからなる粒子も局所的にはある。

⑰ 比較的形状を保持しているものを選別した樹脂固化物の線量当量率は約 5 μSv/h から 220 μSv/h まで幅広く分布しており、飛散物も含めて、U と Pu の混合化合物のほか、ほぼ U のみ及びほぼ Pu のみからなる化合物があることを確認した。

⑱ 2 つの樹脂固化物について、内部の粉末の平均粒子径を体積基準により評価した結果、約 22 μm と約 36 μm の値を得た。

⑲ 上記以外に、フード前及びフード内の養生シート上から回収した飛散物重量は合わせて 1.55 g であった。分析の結果、飛散物は樹脂固化物のかけらであることを確認した。

上記の貯蔵容器内収納物の観察・分析結果から考えられることは以下のとおりである。

⑩～⑫の結果から、内圧上昇した樹脂製の袋を破損させるような外的物理要因（突起物、異物混入、ポリ容器破片等）はなく、蓋開封時の急激な上方への膨張によって袋の破裂に至ったと考えることができる。また、O-リングに亀裂が生じた時期は蓋開封時か貯蔵期間中か断定できないが、後者の場合には貯蔵中の袋の内圧推移に影響する。

⑮と⑯の結果から、ポリ容器内にあった粉末成分は樹脂固化物断面から崩れ落ちた微細な成分と考えられ、当該貯蔵容器には樹脂固化物を加熱処理して得た酸化物粉末は収納されていなかった可能性が高い。

樹脂製の袋の内圧上昇と破裂に至った事象進展を検討するために、貯蔵容器内部の梱包更新時（平成 8 年 7 月）の状態の想定図を、上記観察結果と貯蔵容器の製作図面及びポリ容器の採寸により作成した（図 6.4.2 参照）。図中には樹脂製の袋の採寸と溶着部位の観察に基づき、平らな状態にした際の寸法も示した。貯蔵容器の材質はステンレス鋼（SUS304）製（以下「SUS304 鋼製」という。）であり、蓋には取手が付いている。貯蔵容器本体と蓋の間は O-リングで気密が保たれており、製作時に 3 気圧の加圧下で気密検査が行われている。これは、貯蔵容器内部の加圧を想定したものではなく、臨界管理上の観点から貯蔵容器内への水の浸入を防ぐための設計仕様である。貯蔵容器本体への蓋の固定は 6 本のボルト（M8、SUS304 鋼製）で締め付ける構造である。

ポリ容器の内容積約 1.5 L に対して貯蔵容器の内容積は約 3.9 L であるが、入口径 120 mm に対してポリ容器外径は 94 mm であることから、樹脂製の袋に二重に封入したポリ容器がかろうじて入れられる状態である。ポリ容器の蓋は本体に被せるのみの形式であり、紙テープが巻かれてあったが密閉性は低く、急激な圧力変化が起こらない限りはポリ容器内部と一重目の樹脂製の袋内部は圧力平衡になると考えて良い。一重目の袋が上下方向に長かったことから、ポリ容器上方で折りたたまれていたと推測される。一重目の袋で包んだポリ容器を収納した二重目の袋は、上下方向の余裕は少なかった。

なお、平成 3 年 10 月の貯蔵開始時の収納状態については、使用したポリ容器が梱包更新時と全く同じ寸法のものかどうか、二重の袋の溶着部位や寸法等が梱包更新時と同等であったかどうかを示す情報

核物質防護上の観点から■の箇所は非開示としています。

は得られなかった。

(2)　破裂時の状況調査結果

フード内で当該貯蔵容器の蓋を開封する作業中に内部の樹脂製の袋が破裂に至った事象に関して、作業員への状況の聞き取り調査（添付 6.4.7 参照）を実施するとともに、108 号室の現場の写真（図 6.4.3 及び図 6.4.4 参照）を基に、破裂時の状況を以下のとおり整理した。

破裂事象に関して、聞き取り調査内容の重要な点は以下のとおりである。

① 貯蔵容器の 6 本のボルトを順に緩めていく過程で蓋が浮き上がってきていた。

② ボルトを 4 本外した後、残り 2 本のボルトを緩める際に「シュ」と内圧の抜ける音を聞いており、その際に容器と蓋の隙間のスミヤを採取して汚染がないことを確認した。

③ 片手で蓋の取手を持ちながら、残り 2 本のボルトを指で交互に緩めていき、2 本のボルトのネジ山が容器から外れた時点で破裂音とともに蓋が浮き上がった。

④ 作業員が聞いた破裂音は「パン」と 1 回である。

⑤ 破裂後に養生シート上の飛散物を見た際に、何かで固めてあるものと思った。

①及び③から、貯蔵期間中に樹脂製の袋の内圧が上昇していたことは明らかである。また、②で汚染のなかったことから、破裂に至るまでの樹脂製の袋は、少なくとも一重目か二重目のどちらかは破損していなかったことになる。内圧の抜ける音は、貯蔵容器内面と袋の間で圧縮されていた空気が放出されたものと推測できる。貯蔵容器の蓋の観察により O-リングに亀裂発生が認められたが、内圧の抜ける音が聞こえたことから、密閉機能を完全に失っていたわけではない。④から、一重目と二重目の袋が同時に破裂したか、あるいは一方は貯蔵期間中に破損していたことになる。

破裂後に作業員が撮影した貯蔵容器の写真（図 6.4.3 参照）と内容物の観察結果からは、以下のことが言える。

・貯蔵容器上端から樹脂製の袋がはみ出ており、破裂の開口部は袋の側面に沿って縦に裂けるように破損している。上端からはみ出ているのは一重目の樹脂製の袋であり、側面の溶着部に沿って縦に長く開口している。

・二重目の樹脂製の袋は写真に写っていないが、貯蔵容器上端より低い位置で袋の頂部が開口し、そこから一重目の樹脂製の袋が上方にはみ出している。

・一重目、二重目ともに樹脂製の袋の上端には溶着部がない。

・破裂に伴う開口部は作業員側を向いており、作業員が左腹部に風圧を感じたとの証言と整合している。

・袋の内側に見える大きな円形状のものは、ポリ容器の蓋であり、作業員の証言では上下が逆さまになった状態で、写真に見えているのは蓋の内面側である（観察により確認済み）。

・蓋の右側の袋内部に黒い物体が見えており、ポリ容器内の核燃料物質が破裂時に飛び出してきた可能性があるが、この写真の撮影以後、蓋の固定作業の際に内部に押し戻されたと推測される。

破裂時に貯蔵容器内から飛散した粒子（飛散物）を回収する作業の際に、フード手前の床養生シートを撮影した写真（図 6.4.4 参照）において、白枠部分を拡大したのが下段の 2 枚の写真である。黒い塊状のものに関して作業員は「何かで固めてあるものと思った」と証言している。これらの飛散物は割れや欠けにより元の形状を保っていないが、観察及び分析により樹脂固化物の一部であることを確認した。フード開口部の空気引き込みの面速が 0.5 m/s 以上であることから、内圧上昇していた樹脂製の袋の破

裂に伴う吐き出しの気流に乗り、面速を上回る速度で貯蔵容器内から飛散したことになる。

6.5　放射線管理情報等の調査

(1)　室内汚染検査のスミヤろ紙及びPuダストモニタフィルタの測定・評価

作業員が摂取した放射性物質の核種組成や粒子径[5]の分布等の性状を把握するため、Pu ダストモニタのフィルタ（平成29年6月6日交換）及び平成29年6月7日に実施した108号室内汚染検査のスミヤろ紙（平成29年6月7日採取）（以下「スミヤろ紙・フィルタ」という。）について、分析を実施した。スミヤろ紙・フィルタは照射燃料集合体試験施設（FMF）に運び、外観の詳細撮影、Ge 検出器による光子エネルギー核種分析、イメージングプレートによるα放射能分布分析及び粒子径の分布評価等を行った。スミヤろ紙・フィルタの外観、光子エネルギースペクトル、イメージングプレート画像及び粒子径の分布の評価結果を添付6.5.1に示す。また、粒子径の分布から評価した空気力学的放射能中央径（以下「AMAD」という。）の分布を図6.5.1に示す。

光子エネルギースペクトルでは、Am-241 以外のγ線放出核種の有意な検出はなかった。したがって、貯蔵容器内貯蔵物の情報に含まれないγ線放出核種による有意な汚染は発生していないと評価する。

イメージングプレート画像からスミヤろ紙に回収された粒子の AMAD を化学形が PuO_2 であると仮定して評価した結果、最低でも 5 μm 以上、フード近傍では 10 μm 以上であった。走査型電子顕微鏡（SEM）による特性X線像で観察した粒子の粒子径は、一部の巨大粒子を除いて数 μm 程度であった。

破裂に伴って飛散した放射性物質の粒子のうち比較的粒子径が大きく重いものの多くは床に沈降し、粒子径が小さく軽いものは空気中に浮遊する。このことは、イメージングプレートによる測定等から評価した床スミヤ試料と室内Puダストモニタフィルタの粒子径を比較すると、Puダストモニタフィルタの粒子径は小さい傾向にある（添付6.5.1内の表6.5.1-1参照）ことからも確認できる。したがって、108号室内に拡散した粒子の粒子径は、破裂の際フードの近くにいた作業員が直接浴びた飛散粒子の粒子径より小さいと考えられる（添付6.5.2参照）。

(2) 半面マスクの汚染状況等の調査

作業員が事故発生当時、作業中に着用していた半面マスク（5体）及び108号室退出時に一時的に着用した交換後の半面マスク（4体）については、内部被ばくの経路等に関する重要な情報が得られることから、半面マスクの放射性物質の付着状況を詳細に調査した。半面マスクの構造を図 6.5.2 に示す。調査は、照射燃料試験施設（AGF）でGe検出器による核種分析の予備調査を行い、その後、固体廃棄物前処理施設（WDF）で本調査を行った。汚染状況調査の対象と目的は以下のとおりである。

・面体の接顔部：接顔部からの汚染の侵入の痕跡調査（ペンシル型測定器[6]によるα汚染相対強度分布直接測定（作業中に着用していた半面マスク3体及び交換後の半面マスク1体)、イメージングプレート[7]によるα汚染詳細分布測定（全数)、湿式スミヤ法によるα汚染相対強度分布測定（作業中に着用していた半面マスク3体、交換後の半面マスク1体))

[5] ここでは実際の粒子の直径をいう。内部被ばく線量評価に使用する空気力学的放射能中央径（AMAD）とは異なる。

[6] 直径5㎜の有感部分を持つ鉛筆型のZnS(Ag)シンチレーション検出器であり、狭い範囲のα汚染の検出に特化した測定器である。

[7] 薄いプラスチック基板上に放射線に感度を持つ輝尽発光性蛍光体を塗布した位置検出型放射線検出器であり、α線放出核種の放射能分布を画像化することが可能である。

・フィルタカートリッジホルダ内側：フィルタカートリッジの健全性確認（乾式スミヤ法によるα汚染量測定（全数））
・吸気弁上流側：フィルタカートリッジの健全性確認（α放射能量直接測定（全数））
・吸気弁下流側：半面マスク装着中の呼吸空気の汚染状況（α放射能量直接測定（全数））
・排気弁上流側：半面マスク装着中の呼吸空気の汚染状況（α放射能量直接測定（全数））

さらに、半面マスクと顔面の密着性を低下させる要因となる可能性のあるゴム製のしめひも（以下「しめひも」という。）の状態を調査した。

調査結果の概要を以下に示す（詳細は添付 6.5.3 参照）。

① 面体の接顔部の測定結果
・ペンシル型測定器、イメージングプレート及び湿式スミヤ法で測定した結果、いずれの方法でも同じ傾向の汚染分布であった。
・作業中に着用していた半面マスクについては、作業員 B、C、D、E の半面マスクで面体の接顔部及びその内側に放射性物質の付着が確認され、放射性物質の侵入の痕跡と推定する。特に作業員 E の作業中に着用していた半面マスクは、左頬骨及び左下顎接触部分で高い汚染が確認され、また面体全体が広く汚染していた。作業員 A の作業中に着用していた半面マスクでは汚染は認められていない。
・交換後の半面マスクについては、1 体について高い汚染があった。これは作業員 E が着用していたものと考えられる。その他の交換後の半面マスクの面体接顔部に顕著な汚染は認められなかった。

② フィルタカートリッジホルダ内側及び吸気弁上流側の測定結果
・全ての半面マスクについて、フィルタカートリッジホルダ内側に汚染は認められなかった。
・吸気弁上流側の測定結果については、作業員 C、E の作業中に着用していた半面マスクで僅かに汚染が認められたが、吸気による弁の動作により面体内の汚染空気に接触していたためと考えられ、フィルタカートリッジの健全性を否定するものではない。
・以上のことから、全ての半面マスクについて、吸気中の汚染をろ過するフィルタカートリッジは健全であり、ろ過材を放射性物質が透過した可能性はないと考えられる。

③ 吸気弁下流側及び排気弁上流側の測定結果
・吸気弁下流側及び排気弁上流側の測定結果では、作業員 C、D、E の作業中に着用していた半面マスクで汚染を確認した。半面マスク内に汚染が侵入していたと考えられる。

④ しめひもの状態の調査結果
・半面マスクのしめひもの状態については、作業員 B、D、E の作業中に着用していた半面マスクについては正常であったが、作業員 A、C の半面マスクについては伸縮性が弱まっていたことが観察された。

以上の半面マスクの調査結果を作業員ごとにまとめた結果は以下のとおりである。
・作業員 A：作業中に着用していた半面マスクに汚染の侵入の痕跡は認められない。しめひもに伸縮性の弱まっている状態を確認した。
・作業員 B：作業中に着用していた半面マスクの接顔部に汚染を確認した。しめひもは正常であった。
・作業員 C：作業中に着用していた半面マスクの接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に汚染を確認した。しめひもに伸縮性の弱まっている状態を確認した。
・作業員 D：作業中に着用していた半面マスクの接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に汚染を確認

した。しめひもは正常であった。

・作業員 E：作業中に着用していた半面マスクの接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に高い汚染を確認した。面体接顔部の左頬骨及び左下顎接触部分で高い汚染を確認し、また面体全体が広く汚染していた。交換後の半面マスクの面体接顔部にも汚染を確認した。しめひもは正常であった。

(3)　半面マスクの防護性能の調査

事故発生当時、作業員は全員半面マスクを着用していた。この半面マスクの防護性能について、文献調査、メーカーへの聞き取り、実験等により調査した。

作業員の着用していた半面マスクは、日本工業規格(JIS)における指定防護係数 3～10（マスク面体内外の粉じん濃度の比）[8]を満たす性能を有するものである。ただし、JIS に液体状の放射性物質の侵入に対する規定はない。

面体と顔面の密着性に係る試験により、しめひもの伸縮性が弱まった半面マスクでも、密着性を意識して、通常よりも締め付けを強くすれば、着用中に防護性能が著しく低下することがないことを確認した。

飛散した粒子及び顔面に付着した放射性物質の面体への侵入に係る試験では、漏れ率が 0.1 %程度の場合は飛散した粒子又は顔面に付着した放射性物質が面体内部に侵入しないが、3 %程度の場合は侵入することを確認した。

なお、防護係数はマスク面体内外の粉じん濃度の比であり、ろ過式マスクの場合、面体等の漏れ率（%）とフィルタの透過率（%）の和の逆数に 100 を乗じた値と定義されている。当該半面マスクのフィルタの粒子捕集効率は 99.9 %以上と規格されていることから、防護係数 10 は漏れ率約 10 %、防護係数 3 は漏れ率約 30%に相当する。

以下に詳細を示す。

① 汚染した空気に対する防護性能

・JIS によれば、呼吸用保護具は人体に有害のおそれがある環境空気中で呼吸保護の目的で着用するものである[9]。したがって、面体は着用者の顔面との気密を保つためのものであり、例えば液体状の放射性物質の侵入等に対する防護性能に関する規定はない。

・本事故において作業員が着用していた半面マスクは、指定防護係数 3～10、マスク性能区分 RL3（取替え式防じんマスクのうちオイルミスト等が混在する場合でも粒子捕集効率が 99.9 %以上）で国家検定合格済みの型式のものである。

・マスクの性能として使用される指定防護係数とは、実験室内で測定された多数の防護係数値の代表値で、訓練された着用者が正常に機能する呼吸用保護具を正しく着用した場合に少なくとも得られるであろうと期待される防護係数である。

② 面体の密着性に対するしめひもの影響

・半面マスクの装着時はしめひもを用いて顔面に密着させる。作業員が着用していた型式のしめひもはゴム製であることから、使用回数や保管時間を重ねると十分な伸縮性が得られなくなり、適切な密着性が得られる状態が維持しにくくなるおそれがある。

[8] JIS T 8150-2006 呼吸用保護具の選択、使用及び保守管理方法
[9] JIS T 8001-2006 呼吸用保護具用語

・このため、しめひもの伸縮性及び着用時の締め付け具合による漏れ率の変化をフィッティングテスターでの試験で確認した（添付 6.5.4 参照）。その結果、伸縮性が弱まったしめひものマスクでも、通常より締め付けを強くして装着した場合、着用中に防護性能が著しく低下することはないことを確認した。さらに伸縮性の十分なしめひもを使用している時と同程度の締め具合で装着した場合は、会話、表情の大きな変化及び頭部の運動（首を振る等）で密着性が低下することを確認した。
・作業員が作業開始前に実施した陰圧試験は、吸気口を手のひらで閉鎖し静かに吸気した際に、顔面との密着部分に空気の漏れが感じられず、かつ、面体内の圧力低下が感じられるかを確認することで密着性を確認するものであるが、吸気口の閉鎖時に面体を顔面に押し付けてしまい接触状態が改善される場合もあり、十分な習熟が必要な点検方法である。

③　風圧を伴う汚染及び身体表面汚染に対する防護性能

・①で述べたとおり、半面マスクの面体は着用者の顔面との気密を保つためのものであり、例えば液体状の放射性物質の侵入等に対する防護性能に関する規定はない。
・このため、放射性物質が風圧により顔面に直接飛散してきた場合及び面体外側に汚染がある状態で顔面に汗をかいた場合に、放射性物質が面体内に侵入する可能性について、食用色素粉末等を用いた試験で確認した（添付 6.5.4 参照）。その結果、試験開始前にフィッティングテスターで確認した漏れ率が 0.1 %程度の場合は飛散した粒子及びに付着した放射性物質が面体内部に侵入することはなかったが、3 %程度でも侵入することを確認した。

6.6　核燃料物質の飛散量の評価

燃料研究棟における事故によって､核燃料物質が貯蔵容器から 108 号室内の広範囲にわたって飛散し、フード（H-1）内及びフード（H-1）前には、X 線回折測定済試料の一部が観察された。汚染は、作業員の特殊作業衣や半面マスクをはじめ、室内に広がっており、室内に設置されたグローブボックスの給気フィルタへの付着や排気設備への移行も考えられる。飛散物等の観察結果やフード（H-1）及び 108 号室の汚染検査結果に基づき、不確かさが大きい情報については保守性を考慮して、核燃料物質の飛散量を評価した。

フード（H-1）前及びフード（H-1）内の養生シート上から回収した飛散物は樹脂固化物であり、その重量は 1.55 g であった（「6.4(1)⑲」参照）。樹脂の存在比は定量できていないため、保守的に全量が核燃料物質であるとみなし、U と Pu の存在比は点検記録等に基づく調査結果（添付 6.4.2 の図 6.4.2-2 参照）に従い、Pu 及び Am-241 の同位体組成については計量管理帳簿の調査結果（表 6.4.1 参照）から組成 A について崩壊計算して求めた現時点の組成を用いると、放射能量は約 12 GBq と見積もった。

フード（H-1）内側の汚染については、除染に先立ち採取した汚染分析試料を測定して表面密度を求め、表 6.6.1 に示す各面の最大値の汚染が当該面の全域に広がっているとみなし、各面の面積を乗じて飛散量を求めた。排気系へ接続されている開口部への移行量は、天井の汚染と同じとみなした。得られたα核種の放射能量より、前述の U/Pu 存在比及び Pu の同位体組成からβ核種を含む放射能量を求めた（以下、同様の計算を実施した。）結果、フード（H-1）内側への飛散量は約 38 MBq と見積もった。

作業員の装備の汚染については、事故発生後に 108 号室からの退出時にグリーンハウス内で実施した身体汚染検査の結果（表 4.2.3 の当該部の記述参照）に示された表面密度の汚染がフード（H-1）を向いている前面側全体に広がっているとみなし、作業員前面の面積を 60 cm×170 cm とすると、作業員 5 名への飛散量は約 13 MBq と見積もった。

108 号室の床の汚染については、除染前の床における表面密度の測定結果（図 6.2.8 及び図 6.2.11 参照）から、床面 80 ㎡の放射能量は約 8 MBq となる。壁と天井の汚染状況（図 6.2.12、図 6.2.14 及び図 6.2.15 参照）は、床のそれと比較して十分小さい。また、設置機器については、壁際のボンベスタンド等の備品やグローブボックス、Ar ガス雰囲気ユニットに汚染が検出されているが（図 6.2.13 及び図 6.2.16 参照)、それらの汚染レベルは当該機器が設置されている近傍の床面の汚染と同レベルであり、床面の汚染の評価に包含されるとみなせる。しかし、表面の形状が複雑な機器もあり、108 号室内全体（床面、壁、天井、設置機器）に対しては保守的に床面への飛散量の 2 倍として、放射能量は約 16 MBq と見積もった。

また、108 号室内には、ダストフィルタが 4 か所設置されている。これらのろ紙を回収してα線計測を実施した結果を表 6.6.2 に示す。さらに、室内には 4 台の空気雰囲気グローブボックスの給気フィルタが合計 4 か所と 108 号室の排気口が 2 か所設置されている。これらへの付着・移行量はそれぞれダストフィルタの最大値の 10 倍として、フィルタ等への移行量は合計で約 36 MBq と見積もった。

以上のことから、貯蔵容器から飛散した放射性物質は、フード（H-1）前及びフード（H-1）内の養生シート上へ飛散した樹脂固化物（X 線回折測定済試料）が大半を締め、その他の飛散量は 3 桁少ないレベルである。これらを合計すると、約 12 GBq の核燃料物質（Am-241 を含む。）が貯蔵容器から飛散したと評価した。核種ごとの飛散量を表 6.6.3 に示す。

6.7　作業員ケアに係る対応

事故が発生した翌日の平成 29 年 6 月 7 日以降、作業員 5 名は、量研　放医研へ入院し、体内に取り込まれた Pu 等の体外排泄を促進させる目的であるキレート剤の投与による治療と肺モニタ測定、バイオアッセイ等による検査を受けた。治療の効果に応じて作業員の入院回数は異なるものの、現在、全員の体調に特段の変化はない。

大洗研究開発センターにおいては、量研　放医研と協力しながら、産業医、保健師等による作業員及び家族との面談等を行い、ケアを実施している。

入院期間及び人数は以下のとおり。

・キレート剤投与による治療、バイオアッセイ等による検査

6 月　7 日～ 6 月 13 日　：5 名
6 月 18 日～ 6 月 26 日　：5 名
7 月　3 日～ 7 月　7 日　：3 名
7 月 24 日～ 7 月 28 日　：3 名
8 月　7 日～ 8 月 11 日　：2 名
8 月 21 日～ 8 月 25 日　：1 名
9 月　4 日～ 9 月　8 日　：1 名
9 月 25 日～ 9 月 29 日　：1 名
10 月 16 日～10 月 20 日　：1 名
11 月　6 日～11 月 10 日　：1 名
11 月 20 日～11 月 24 日　：1 名

・定期検診

9 月 11 日～ 9 月 12 日　：4 名

7. 調査結果に基づき推定した事象発生原因

7.1　破裂要因の分析による事象発生の原因

樹脂製の袋の破裂要因分析のため、フォルトツリー解析を行った。まず、「6.4」をベースとして、原因を特定すべき事象（トップ事象）を最外層のバウンダリである「二重目樹脂製の袋の破裂」として、その要因となる事象をこれ以上分解できない基本事象にまで順次分解することにより、フォルトツリー図を構築した。次に、抽出された基本となる要因（基本事象）各々の影響度評価を行って原因を推定し、対策を検討した。

(1)　樹脂製の袋の破裂事象要因分析のためのフォルトツリー図構築

図 7.1.1 に、構築したフォルトツリー図を示す。トップ事象である「二重目樹脂製の袋の破裂」は、「二重目樹脂製の袋の内圧上昇」及び「二重目樹脂製の袋の破損条件到達（条件変化含む。）」の 2 つの事象が重畳した場合に発生するとした。

「二重目樹脂製の袋の内圧上昇」については、内圧上昇による一重目樹脂製の袋の破裂あるいは破損、又は一重目樹脂製の袋の膨張により発生するとした。前者の「一重目樹脂製の袋の破裂あるいは破損」は、「二重目樹脂製の袋の破裂」と同様に、「一重目樹脂製の袋の内圧上昇」及び「一重目樹脂製の袋の破損条件到達（条件変化含む。）」の 2 つの事象の重畳により生じる。

一重目樹脂製の袋の破裂あるいは破損要因のうち、「一重目樹脂製の袋の内圧上昇」について、「内部でのガス発生」及び「内部温度上昇」を挙げた。

「内部でのガス発生」については、内蔵する Pu 等と有機物との相互作用や化学反応を要因として考え、基本事象として図 7.1.1 に示す①～⑧の 8 つの要因を考えた。一方、「内部温度上昇」をもたらす事象としては、化学反応熱の発生等による温度上昇を考え、基本事象として図 7.1.1 に示す⑤～⑩の 6 つの要因を考えた。

「一重目樹脂製の袋の破損条件到達（条件変化を含む。）」をもたらす事象としては、樹脂製の袋の品質劣化によるものと傷等によるものを考え、基本事象として図 7.1.1 に示す⑪～㉑の計 11 の要因を考えた。

以上のとおり、トップ事象「二重目樹脂製の袋の破裂」をもたらす要因として計 21 個の基本事象を抽出してフォルトツリー図を構築した。

(2)　各基本事象の影響度評価結果

構築したフォルトツリー図を構成する基本事象 21 個それぞれについて、「6.4」により得られた情報に加えて、作業員への聞き取り調査、帳票類・作業記録等の確認、現地調査、概略評価・文献調査及び検証試験により得られる情報に基づき、各基本事象がトップ事象である二重目樹脂製の袋の破裂に与える影響度（重要度）を評価した。評価に際し、以下の値を用いた。

- ガス発生による内圧上昇を計算するための基準となる体積は、貯蔵容器の容積 3.9 L から内容物としてポリ容器及び樹脂固化物の体積相当である 0.4 L を減じた 3.5 L とした（添付 7.1.1 ①「α崩壊による He ガス」参照）。
- 樹脂製の袋に対するγ線の挙動を粒子・重イオン輸送計算コード PHITS によりシミュレーションした結果から、樹脂製の袋へのγ線照射試験における 21 年間の貯蔵期間相当の照射量（吸収線量）を、一重目と二重目の樹脂製の袋に対してそれぞれ 227 kGy 及び 108 kGy とした（添付 7.1.2 参照）。

・貯蔵容器を模擬した金属容器及び蓋による外部からの拘束下において、未照射及び照射した樹脂製の袋を破裂又は破損するまで加圧する試験を行った結果から、当該貯蔵容器開封時と同様な樹脂製の袋の破裂又は破損状況となる内圧を 2.5 気圧程度以上とした（添付 7.1.3 参照）。

「二重目樹脂製の袋の破裂」に与える影響評価結果の一覧を表 7.1.1 に示す。また、評価の詳細を添付 7.1.1 に示す。「内部でのガス発生」のうち、樹脂製の袋の内圧増加に有意な影響を与え得る基本事象は、②「混入有機物」、③「ポリ容器」及び④「混入水分」の 3 つであり、α線分解による 21 年間の貯蔵期間中のガス発生量は、それぞれ 48 L、0.18 L 及び 0.09 L と評価された。このことから、樹脂製の袋が破裂に至った主な原因は、発生ガスの評価量がほかの 2 つより圧倒的に多い②「混入有機物」であることを特定した。

なお、④「混入水分」によるガス発生量の評価については、吸着水分の全量が分解するなど過度に保守的な仮定をしていることから、実際にはその影響は無視できると考えられる。

(3)　樹脂製の袋が破裂に至った原因の特定

フォルトツリー解析により、樹脂製の袋の破裂は、主に②「混入有機物」の基本事象により発生したことを特定した。樹脂製の袋が破裂に至った原因を時系列で表した推定シナリオは以下のとおりである（図 7.1.2 参照）。

・平成 3 年に Pu 等の核燃料物質を含む樹脂固化物をポリ容器に入れ、ポリ容器を樹脂製の袋によって二重に封入し、貯蔵容器内に入れて貯蔵した。
・貯蔵期間中、主に Pu からのα線によりエポキシ樹脂が分解して水素やメタン等のガスが発生し、樹脂製の袋が膨張した。
・5 年後の平成 8 年に貯蔵容器内容物の点検を行った。その結果、ポリ容器底部の変色と破損、樹脂製の袋の膨張等が確認されたため、梱包更新を行った。
・その後 21 年間の貯蔵期間中、放射線の影響により樹脂製の袋が劣化するとともに、ガス発生による内圧が当該貯蔵容器開封時と同様な樹脂製の袋の破裂又は破損状況となる内圧以上となった。しかしながら、樹脂製の袋は、貯蔵容器による拘束で破裂せずに留まっていた。
・フードで貯蔵容器内部を点検するため貯蔵容器の蓋を開封した。その結果、貯蔵容器による拘束を失って樹脂製の袋内外の圧力均衡が崩れ、樹脂製の袋の容器や蓋等で拘束されていない部分が、放射線照射によりもたらされた樹脂製の袋の引張強度や破断伸び低下の影響もあり、線状に裂ける形で破裂開口した。

以上の推定シナリオに基づき、発生ガス（水素及びメタン）の樹脂製の袋や貯蔵容器の O-リングを通した漏えいを考慮して、貯蔵期間中の樹脂製の袋の内圧上昇を計算した。計算の詳細は添付 7.1.4 に示す。エポキシ樹脂に含まれる核燃料物質の平均粒径、Am 除去の有無及び O-リングからのガス透過割合には不確かさがある。このためこれらの不確かさを考慮して、エポキシ樹脂からのガス発生量及び O-リングを通したガスの漏えい量が異なる 3 つのケースについて 21 年間の内圧上昇を計算した。図 7.1.3 に樹脂製の袋の内圧計算結果を示す。樹脂製の袋の内圧計算結果には大きな幅があるが、いずれのケースも、21 年後の貯蔵容器開封時においては、当該貯蔵容器開封時と同様な樹脂製の袋の破裂又は破損状況となる内圧である 2.5 気圧以上となった。

(4)　まとめ

樹脂製の袋の破裂に関して、破裂時の状況調査結果、作業員への聞き取り調査結果、有機物の放射線分解に関する検証試験結果等を基にフォルトツリー解析を行った。その結果、樹脂製の袋の破裂に至った原因は「内部でのガス発生」であり、Pu からのα線により「混入有機物（エポキシ樹脂)」、「ポリ容器」及び「混入水分」が分解して水素やメタン等のガスが発生し、樹脂製の袋が膨張したことが要因であることを推定した。さらに、貯蔵容器内容物及び飛散物の詳細な調査を行った結果、樹脂製の袋が破裂に至った主な原因は「混入有機物（エポキシ樹脂)」によるものであることを特定した。樹脂製の袋の破裂に至る推定シナリオに基づいて 21 年間の貯蔵期間における樹脂製の袋の内圧を計算した結果、当該貯蔵容器開封時と同様な樹脂製の袋の破裂又は破損状況となる内圧以上であることを確認した。

7.2　放射性物質の摂取に至った原因推定

放射性物質の摂取に至った原因推定のために、洗い出した要因事象（表 7.2.1）を基に、要因分析図（図 7.2.1 参照）で作業員ごとの原因を推定（詳細は添付 7.2.1 参照）した。

(1)　樹脂製の袋の破裂時の放射性物質の摂取について

事故発生時、樹脂製の袋の破裂により Pu 等の粒子が飛散した。破裂の方向、聞き取り調査で得られた事故発生時の作業員の位置・行動範囲（図 7.2.2 参照）及び腹部等に風圧を感じたとの証言から、作業員 B、作業員 D 及び作業員 E は、飛散した Pu 等の粒子を直接浴びて体表面が汚染したと考えられる。一方、作業員 A 及び作業員 C は事故発生時の位置関係及び証言から飛散した Pu 等の粒子を直接浴びておらず、破裂で拡散した Pu 等の粒子により汚染したと考えられる。

①　破裂時の濃度上昇による半面マスクろ過材の放射性物質の透過

樹脂製の袋の破裂に伴う放射性物質の飛散により空気中放射性物質濃度が急激に上昇し、その一部が半面マスクのろ過材を透過し、放射性物質を吸入摂取した可能性が要因事象として考えられる。

作業員 5 名は国家検定を合格した形式の伝声板付半面マスク[10]を着用していた。半面マスクの汚染調査結果から Pu 等の放射性物質は半面マスクのろ過材を透過していない（6.5(2)参照)。スミヤろ紙等からの飛散した粒子の粒子径[11]の評価結果においても平均で約 0.8～3.5 μm（添付 6.5.1 参照）の比較的大きな粒子であったことから、吸入する空気中に Pu 等の粒子が存在していたとしてもろ過材で十分に除去されたものと考えられ、放射性物質の半面マスクのろ過材の透過による吸入摂取の可能性は低いと推定される。

②　破裂時の密着性の低下に伴う吸入摂取

破裂時においては破裂に驚いたことにより半面マスクの密着性が低下（顔の緊張、顔をしかめる動作等）し、放射性物質を吸入摂取した可能性が要因事象として考えられる。この経路が考えられるのは、破裂時に Pu 等の粒子を直接浴びた作業員 B、D 及び E である。作業員 A 及び作業員 C については、破裂時に Pu 等の粒子を直接浴びていないことから、この経路による放射性物質の吸入摂取の可能性は低い。

作業員 B については、フードに近い場所にいて、飛散した Pu 等の粒子を直接浴びている。聞き取り調査では破裂時の風圧を感じたこと、その時に顔を背けたとの証言がある。また、作業中に着用していた半面マスクの接顔部に汚染がある。これらのことから、破裂時に半面マスクの密着性が低下して放射性物質を吸入摂取した可能性が高い。

---

[10] 半面マスク国家検定の区分：RL3（0.15～0.25 μm の粒子捕集効率 99.9 %以上）

[11] 実際の粒子の直径。内部被ばく線量評価に使用する空気力学的放射能中央径（AMAD）とは異なる。

作業員 D については、フードに近い場所にいて、飛散した Pu 等の粒子を直接浴びている。聞き取り調査では破裂時の風圧を感じたが、破裂時に半面マスクがずれる動作はなかったと証言している。しかしながら、作業中に着用していた半面マスクの接顔部に汚染がある。これらのことから、破裂時に半面マスクの密着性が低下して放射性物質を吸入摂取した可能性がある。

作業員 E は、フード前の最も汚染源に近い場所にいて、飛散した Pu 等の粒子を直接浴び、ほかの作業員に比べ高い顔面の汚染（81 Bq/cm^2(25 kcpm)）があった。作業中に着用していた半面マスク面体左側の下部の汚染は、イメージングプレート画像から破裂時に飛散した Pu 等の粒子が顔面左側下方の半面マスク接顔面に付着した痕跡と認められる。一方、聞き取り調査では風圧を感じたが、反射的な動きはしておらず、風圧で半面マスクが浮く感じはなかったとの証言がある。これらのことから、破裂時に非常に高い汚染を直接浴びており、半面マスクが風圧でずれるほどではなかったものの、飛散した Pu 等の粒子が半面マスク内に入り込み、放射性物質を吸入摂取した可能性が高い。

(2)　108 号室での放射性物質の摂取について

①　会話等による密着性の低下に伴う吸入摂取

作業員同士のコミュニケーションや室外との電話や口頭での連絡等で大声を出した際、半面マスクの密着性が低下し、放射性物質を吸入摂取した可能性が要因事象として考えられる。樹脂製の袋の破裂後、汚染の拡大を防ぐために作業員はあまり動き回らず、立った姿勢でいた。作業員間での必要最低限の会話がなされていた。半面マスクは伝声板付きのもので会話に苦労するものではなかった。聞き取り調査において、作業員全員は、半面マスク装着時に陰圧法[12]で半面マスクの接顔部から空気の流入のないことを確認していたとの証言が得られている。

作業員 A については、作業中に着用していた半面マスクに汚染は検出されなかった。しかしながら、室内の会話に加えて、電話等による外部との連絡を行っており、作業中に着用していた半面マスクのしめひもの伸縮性が弱まっていたことを確認した。これらのことから、会話等により半面マスクの密着性が低下し、特殊作業衣等の体表面の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性がある。

作業員 B については、作業中に着用していた半面マスクの接顔部に汚染があった。室内では会話がなされた。これらのことから、会話により半面マスクの密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。

作業員 C については、作業中に着用していた半面マスクの接顔部に汚染がある。室内での会話を行っている。また、半面マスクのしめひもの伸縮性が弱まっていたことを確認した。これらのことから、会話により半面マスクの密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。

作業員 D については、作業中に着用していた半面マスクの接顔部に汚染がある。室内での会話に加え、電話等での室外との連絡を行っている。これらのことから、半面マスクの密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。

作業員 E については、顔面等及び作業中に着用していた半面マスクの接顔部に汚染がある。室内での会話を行っている。これらのことから、会話により半面マスクの密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。

②　発汗等による密着性の低下に伴う吸入摂取

発汗及び呼気中水蒸気の半面マスク内での結露により半面マスクの密着性が低下し、放射性物質を吸

[12] 半面マスクのフィルタを手で塞ぎ、フィルタ以外からの流入がないことを確認する方法

入摂取した可能性が要因事象として考えられる。聞き取り調査では作業員5名は滴るほどではなかったが発汗を感じていたとの証言が得られている。

作業員Aは、作業中に着用していた半面マスクに汚染は検出されなかった。しかしながら、発汗を感じている。これらのことから、発汗等により半面マスクの密着性が低下し、特殊作業衣等の体表面の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性がある。

作業員Bは、作業中に着用していた半面マスクの接顔部に汚染があり、発汗を感じている。これらのことから、発汗等により半面マスクの密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。

作業員C及びDは、作業時に装着していた半面マスクの接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に汚染があった。また、イメージングプレート画像では、接顔部隙間からの放射性物質の侵入の痕跡が認められた。さらに発汗を感じている。このことから、発汗等により半面マスクの密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。

作業員Eは、作業中の半面マスク面体の接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に高い汚染があり、イメージングプレート画像から接顔部との隙間の汚染が内部に移動した痕跡が認められている。頭部には81 Bq/cm^2（25 kcpm）（ほかの作業員の50倍程度）の汚染が付着した状態であった。また、発汗を感じている。これらのことから、発汗等で半面マスクの密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。

③　汗で流れた頭部等の放射性物質の侵入による経口摂取

作業員の頭部及び顔面の放射性物質が汗とともに流れ、半面マスク内に侵入し、経口摂取したことが要因事象として考えられる。

聞き取り調査では、半面マスクの接顔部に汗を感じていたが、滴るほどではなかったとの証言が得られている。したがって、頭部から滴った放射性物質を含む汗の侵入はなく、汗の飲み込みによる放射性物質の経口摂取の可能性は低いと推定される。

(3)　脱装及び除染時の放射性物質の摂取について

①　半面マスク交換時等の吸入摂取

半面マスクを汚染していないものに交換する際（短時間だが半面マスクを装着しない状態となる）に、グリーンハウス内で放射性物質を吸入摂取した可能性が要因事象として考えられる。108 号室からは、作業員A、B、C、D、Eの順に退出した。作業員B、作業員C、作業員D及び作業員Eの4名はグリーンハウス1で半面マスクを交換したが、顔面の拭き取りや汚染を固定するなどの措置は行われていない。また、グリーンハウス2を出てから除染開始までの間に半面マスクを一時的に外して、鼻スミヤを採取した。聞き取り調査から半面マスク交換時及び鼻スミヤ採取時は息を止めていたとの証言が得られている。

作業員Aについては、特殊作業衣及び特殊作業帽子の汚染レベルは低く、これら脱装後に半面マスクを外し、退出を完了した。脱装後の頭部、顔面等の身体には汚染は検出されておらず、脱装時及び鼻スミヤ採取時の放射性物質の吸入摂取の可能性は低いと推定される。

作業員B、作業員C、作業員D及び作業員Eは、半面マスク交換時及び鼻スミヤ採取時に息を止めていたが、交換後の半面マスク接顔部に汚染があり、頭部及び顔面に付着していた放射性物質を吸入摂取した可能性がある。

② 身体除染時の経口摂取

流水による除染の際、頭髪や顔面を除染した水が口元などにまわり放射性物質を経口摂取した可能性が要因事象として考えられる。皮膚や頭髪に汚染のあった作業員 4 名は、順番にシャワー室において、洗剤等により自ら除染を行った。半面マスクは、除染開始の直前に外した。作業員の聞き取り調査において頭部及び顔面に汚染があることを認識しており、身体除染中に洗浄水を飲み込まないよう注意していたとの証言が得られていることから、身体除染中の放射性物質の経口摂取の可能性は低いと推定される。

③ 鼻腔除染時の経口摂取

鼻腔除染の際、誤って一部の汚染が口腔側にまわり放射性物質を経口摂取した可能性が要因事象として考えられる。鼻腔除染を行った作業員 2 名については、聞き取り調査において鼻腔除染中の洗浄水が汚染している可能性を認識しており、鼻腔除染中に洗浄水を飲み込まないよう注意していたとの証言が得られていることから、鼻腔除染中の放射性物質の経口摂取の可能性は低いと推定される。

(4) 放射性物質の摂取の推定原因

本事故において作業員が放射性物質を摂取した推定原因は以下のとおりである。

・作業員 A については、会話や発汗等による半面マスクの密着性の低下により特殊作業衣等の体表面の放射性物質が侵入し、これを吸入摂取した可能性がある。一方、破裂時及び脱装時に放射性物質を吸入摂取した可能性は低い。

・作業員 B については、破裂時の密着性の低下及び会話や発汗等による密着性の低下により顔面等の放射性物質が侵入し、これを吸入摂取した可能性が高い。また、脱装時に放射性物質を吸入摂取した可能性がある。

・作業員 C については、会話や発汗等による密着性の低下により顔面等の放射性物質が侵入し、これを吸入摂取した可能性が高い。また、脱装時に放射性物質を摂取した可能性がある。一方、破裂時に放射性物質を吸入摂取した可能性は低い。

・作業員 D については、会話や発汗等による密着性の低下により顔面等の放射性物質が侵入し、これを吸入摂取した可能性が高い。また、破裂時及び脱装時に放射性物質を吸入摂取した可能性がある。

・作業員 E については、これまでの作業やマスクマンテスト受検の履歴、着用していた半面マスクの外観確認の結果から半面マスクの状態及び着用状態に問題はなかったといえること、破裂により飛散した Pu 等の粒子を直接浴びており半面マスク表面を含む顔面及び半面マスク面体の接顔部に極めて高い Pu 等の放射性物質による汚染を確認したことから、密着性の著しい低下はなかったものの、わずかな隙間から侵入した放射性物質を吸入摂取したと考えられる。放射性物質が侵入したタイミングは、破裂の直後及びその後のいずれも可能性があり、どちらが内部被ばく線量に大きく寄与しているかは特定できない。

(5) まとめ

半面マスクの汚染状況、防護性能等の調査及び作業員からの聞き取り調査を行い、放射性物質の摂取に至った原因を推定した。その結果は、次のとおりである。

・半面マスクは、顔面等に付着した放射性物質の接顔部からマスク内部への侵入を防ぐ性能は有していない。このため、破裂時の密着性低下、会話／発汗等による密着性の低下により、顔面等に付着

した Pu 等の放射性物質が接顔部からマスク内へ入り込み、放射性物質を吸入摂取した可能性が高い。

・脱装時の半面マスクの交換等において、拭き取り等の処置をせずに顔面等が汚染した状態のままで半面マスクを取り換えるなど、放射性物質の摂取を防止するための対応が十分ではなかったため、頭部及び顔面に付着していた Pu 等の放射性物質を吸入摂取した可能性がある。

8. 原因分析及び対策

8.1 燃料研究棟における組織の変遷と当該貯蔵容器の取扱い等の概要

日本原子力研究所大洗研究所管理部（当時）は、燃料研究棟で高速増殖炉用炭化物及び窒化物燃料（以下「炭窒化物燃料等」という。）の研究開発の保安に係る業務を行うため、プルトニウム技術開発室を設置していた。また、日本原子力研究所東海研究所燃料工学部プルトニウム燃料研究室（当時）では、燃料研究棟で研究業務を行う室員をプルトニウム技術開発室の兼務としていた。プルトニウム技術開発室において、X 線回折測定用試料を作製し、X 線回折を実施するまでの業務はプルトニウム燃料研究室の兼務者が担当し、Pu 及び Pu 化合物の核燃料物質（「8. 原因分析及び対策」において、以下「核燃料物質」という。）の分離、核燃料物質の貯蔵、貯蔵容器の管理及び計量管理は、プルトニウム技術開発室の本務者が担当していた。

今回の事故の発端となった貯蔵容器 No.1010 には、平成 3 年 10 月、グローブボックス内で保管されていた X 線回折測定済試料が、酸化加熱処理されずにポリ容器に入れられ、樹脂製の袋（二重）に封入された状態で収納されたものと推測される。

平成 8 年 5 月～平成 9 年 2 月に、空容器を除く 64 個の貯蔵容器の内容物確認・梱包更新が行われた。この点検作業の結果、貯蔵容器 No.1010 には、内容物のポリ容器が変色、損傷し、樹脂製の袋が膨張しているなどの異常が確認された。しかし、その点検作業の目的がポリ容器及び樹脂製の袋の交換（梱包更新）であったとの理由で貯蔵方法は変更されず、異常発生の原因検討や容器の材質変更等の見直しは行われなかったと推測される。さらに、点検結果は貯蔵容器ごとに表にまとめられたが、正式な保安記録として保管されず、情報継承がなされなかった。

その後、当該貯蔵容器 No.1010 は、平成 29 年 6 月 6 日まで蓋を開けられることはなかった。

以上の経緯に加え、今回発生した事故に関連した事実関係の詳細を添付 8.1.1 に示す。

8.2 直接的な原因分析及び組織的な要因分析の実施体制等

8.2.1 直接的な原因分析の実施体制

(1) 分析対象事象の抽出及び分析チームの設置並びに実施体制

燃料研究棟における汚染事故の不適合報告を受け、大洗研究開発センター品質保証推進委員会は、本不適合の是正処置の計画に当たり、品質保証推進委員会の分科会として燃料研究棟汚染事故に係る原因分析チームを設置し（平成 29 年 6 月 23 日）、作業管理等に係る原因分析及び再発防止策の提言を検討した（図 8.2.1 参照）。

燃料研究棟汚染事故に係る原因分析チームの構成員は、燃料研究棟を所管する燃料試験課及び福島燃料材料試験部のほか、核燃料物質の取扱い、放射線管理などの知見を考慮し、原子炉施設、核燃料物質使用施設を所掌する部署、放射線管理に係る部署、安全管理に係る部署から人選した。また、他拠点の

視点での検討を考慮して核燃料サイクル工学研究所再処理技術開発センターからも人選した。さらに、本分析チームの分析結果が、後述する組織的な要因分析につながることを考慮し、安全・核セキュリティ統括部からオブザーバーを招へいした。

8.2.2　組織的な要因分析の実施体制

(1)　分析対象事象の抽出及び分析チームの設置並びに実施体制

安全・核セキュリティ統括部長は、大洗研究開発センターから受けた不適合報告を踏まえ、燃料研究棟における汚染事故について、本件を「安全に重大な影響を与える事象」として抽出し、平成 29 年 6 月 26 日に分析チームを設置し、活動を行うこととした。安全・核セキュリティ統括部長は、燃料研究棟における汚染事故に関する根本原因分析を実施するに当たり、分析チームの要員が処遇上の不利益を被らないよう、所属長に要請し活動を行うこととした。

なお、分析対象の大洗研究開発センターには、本調査の重要性を認識し、調査に協力することを要請した。

安全・核セキュリティ統括部長は、原子力機構の分析手順に従い、根本原因分析の中立性を確保するため、分析チームのメンバーを人選した（図 8.2.1 参照）。

8.2.3　燃料研究棟汚染事故に関する根本原因分析等評価委員会による評価

(1)　燃料研究棟汚染事故に関する根本原因分析等評価委員会の設置及び実施体制

取りまとめた根本原因分析の組織的な要因の一部に安全・核セキュリティ統括部に関する要因（水平展開に関する対応についての要因）が抽出された。このことを踏まえ、理事長の下に外部の専門家及び燃料研究棟汚染事故に直接関係しない原子力機構内組織の有識者で構成する燃料研究棟汚染事故に関する根本原因分析等評価委員会（以下「評価委員会」という。）を設置した。評価委員会は、国の根本原因分析のガイドラインを参考に、根本原因分析の結果について、分析主体の中立性、分析結果の客観性及び分析方法の論理性が確保されていることなどを評価した。また、安全・核セキュリティ統括部の水平展開に関する対応についての要因に係る分析を行うとともに、根本原因分析結果及び策定した是正処置計画について、客観的な視点から確認した（図 8.2.1 参照）。

8.3　原因分析

8.3.1　直接的な原因分析

当時の状況を調査するとともに、汚染と被ばくに至った管理上の原因について分析を行った。具体的には、「7.1」の事象発生原因で特定された「樹脂製の袋の破裂の主な要因は「混入有機物（エポキシ樹脂)」によるものであること」及び「7.2」の放射性物質の摂取に至った原因で推定された「顔面等に付着した Pu 等の放射性物質が接顔部から入り込み、放射性物質を吸入摂取した可能性が高い」並びに「8.1」（添付 8.1.1）に示した事実関係（エビデンス）のほか、関係者への聞き取り調査の結果を踏まえ、5 項目の問題となる事象を抽出した。その上で、抽出した問題の背後にある要因を分析し、12 項目の直接的な原因を明らかにした。

以下に、抽出した 5 項目の問題となる事象（(1)～(5)）及び 12 項目の直接的な原因（①～⑫）を示す。

(1)　X 線回折測定済試料からエポキシ樹脂を除去せず封入していた、またその情報が引き継がれていな

かった。

① 初代プルトニウム技術開発室長は、貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質の状態の記録についてルール化し引き継ぎする必要があったが、計量管理の核燃料物質移動票（燃料研究棟内移動票を含む。）で核燃料物質の管理ができることから貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質及びその状態の記録を残すことをルール化していなかった。

② 初代プルトニウム技術開発室長は、X 線回折測定済試料を酸化加熱処理してから回収した核燃料物質を貯蔵容器に保管するまでの作業方法をルール化し引き継ぎする必要があったが、炭窒化物燃料等は安定化処理のための酸化加熱処理を徹底してきたことから、X 線回折測定済試料も同様に酸化加熱処理するものと考えルール化していなかった。

③ 平成 2 年頃、プルトニウム技術開発室長は、プルトニウム技術開発室及び実験しているプルトニウム燃料研究室の関係者と協議を行わずに、試料中の核燃料物質は安定していると判断し、初代プルトニウム技術開発室長から引き継いだ有機物と混在した核燃料物質の酸化加熱処理の中止を決定した。これ以降、X 線回折測定済試料の酸化加熱処理は行われてこなかった。

④ 平成 3 年 10 月、プルトニウム技術開発室長は、放射線安全取扱手引の貯蔵の条件を考慮し X 線回折測定済試料を酸化加熱処理して貯蔵容器に貯蔵する必要があったが、当時の放射線安全取扱手引で「3.3.3 貯蔵の条件　(4)放射線分解によるガス圧の上昇に十分注意する。」と定めていることに反し、十分な確認を行わずに、X 線回折測定試料のエポキシ樹脂は Pu の放射線による放射線損傷に対する影響が少ないと考え、酸化加熱処理をしないまま貯蔵していた。

⑤ 平成 8 年、プルトニウム技術開発室長は、樹脂製の袋の膨張とポリ容器の破損までも確認したにもかかわらず、放射線安全取扱手引の要件（貯蔵の条件）に反し、新しい樹脂製の袋やポリ容器に交換しただけで、酸化加熱処理を行った上で金属容器への変更等の異常状況の回避、マニュアル等においてその記録を残し定期的な点検を指示する等の改善をしていなかった。そのため、これ以降、貯蔵状況の改善や定期的な点検は実施されてこなかった。

核燃料物質の安定化及び貯蔵並びにその情報の引き継ぎに関する事項がルール化されていなかった点について、当時の保安規定に「手引の作成」に関する明確な要求はなかったが、作業を実施する上でそれらの対応に係る手引を定めておくべきであった。現在は、保安規定第 7 編第 2 条「手引の作成」に基づき下部要領「燃料研究棟使用手引」及び「燃料研究棟本体施設作業要領」に「核燃料物質の管理に関する事項」を規定しているが、その中に情報の引き継ぎに関する事項が定められていないことから、当該手引を改善する必要がある。

また、X 線回折測定済試料からガスの発生が知られていたエポキシ樹脂を除去せず封入していた点については、貯蔵を開始した当時から現在に至るまで、保安規定の下部要領「放射線安全取扱手引」に定める貯蔵時の条件「放射線分解によるガス圧の上昇に十分注意する。」が考慮されていなかった。このことは、当時の保安規定第 6 編第 24 条及び現在の保安規定第 7 編第 19 条「核燃料物質の貯蔵」に関する事項に抵触する。

(2)　核燃料物質の保管に関して、Pu の取扱い、貯蔵（保管）に関する技術情報の考え方が活かされていなかった。

⑥ 歴代のプルトニウム技術開発室長、燃料製造試験課長及び燃料試験課長は、国際原子力機関（以下

「IAEA」という。）や米国エネルギー省（以下「DOE」という。）で示されたPuの取扱い、貯蔵（保管）に関する技術情報について、Puを取り扱う部署として情報を入手し業務に反映する必要があったが、当該情報を確認していなかった。このため、燃料研究棟における核燃料物質の貯蔵において、金属容器への保管や有機物を含めない等の改善が行われてこなかった。

核燃料物質の保管に関して、過去においてPuの取扱い、貯蔵（保管）に関する技術情報の考え方が活かされていなかった点については、当時の保安規定には予防処置に関する明確な要求はなかったが、不適合の発生を予防する上で、核燃料物質の貯蔵・取扱いに関する技術情報を収集し、手引に反映しておくべきであった。現在は、保安規定第1編第18条「予防処置」の第2項に関して下部要領「大洗研究開発センター品質保証に係る不適合管理並びに是正処置及び予防処置要領」に「予防処置の計画及び実施に関する事項」を規定しているが、結果として技術情報が反映されなかったことから、予防処置の手順を改善する必要がある。

(3) 燃料研究棟では、貯蔵容器をフードで蓋を開け内容物を確認する際に、樹脂製の袋が破裂し、室内が汚染する可能性があることを想定していなかった。

⑦ 燃料試験課長、マネージャー及び担当者は、グローブボックス等から核燃料物質を貯蔵施設に移動する作業計画書を作成する際、付随して貯蔵容器の点検と汚染検査を行う作業であっても貯蔵容器の蓋を開け、核燃料物質の入った内容器等を確認する場合は、フード以外のセル、グローブボックスその他の気密性の高い設備及び適切な放射線防護具を選定した上で具体的な手順を含む非定常作業計画を作成する必要があったが、事前の調査で貯蔵された核燃料物質は安定化処理等、安全な状態で保管され汚染するリスクは低いと考えてしまい、核燃料物質が飛散し室内が汚染して作業員が被ばくするようなリスクを防止する詳細な作業計画書（非定常作業計画書）を作成していなかった。

⑧ 福島燃料材料試験部長、燃料試験課長、マネージャー及び担当者は、安全・核セキュリティ統括部から平成29年1月26日に「サイクル研プルトニウム燃料技術開発センターの原子力規制庁面談情報」（樹脂製の袋の膨れによるものの取扱いに関する情報を含む。）が配信されたが、面談結果の周知であったため、添付資料中の「樹脂製の袋の膨れによるものの取扱いに関する情報」に気が付かなかった。

貯蔵容器をフードで蓋を開け内容物を確認する作業計画作成の際に、樹脂製の袋が破裂し、室内が汚染する可能性があることを想定していなかった点については、保安規定の下部要領「燃料研究棟本体施設・特定施設作業要領」及び計画立案時点での情報に基づいて作業計画を立てたが、貯蔵容器内容物の安定化に係る情報が正確ではなく、結果として事故の発生を想定できなかったことから、保安規定第2編第16条「放射線作業計画」の第2項第2号から第4号「作業場所、作業内容及び放射線防護具の検討」の手順を改善する必要がある。

また、「サイクル研プルトニウム燃料技術開発センターの原子力規制庁面談情報」の中の「樹脂製の袋の膨れによるものの取扱いに関する情報」に燃料研究棟関係者が気付けなかった点については、前項(2)の予防処置に関する事項と同様に技術情報が反映されておらず、予防処置の手順を改善するべきであった。

(4)　貯蔵容器の蓋のボルトを緩めた際に蓋が浮き上がり「シュ」という内圧が抜ける音がなり汚染検査を実施したが、蓋の浮き上がり等通常とは異なる状態を異常と認識できず作業を継続した。

⑨　作業員Eは、貯蔵容器の蓋のボルトを緩めた際に蓋が浮き上がり「シュ」という内圧が抜ける音がした際に、作業を一旦停止して、ガスが発生している可能性を想定し対応策を検討する必要があったが、ホールドポイント（作業中断点）を定めていなかったため、異常と認識できず残りのボルトを外して蓋を開けても問題ないと考えてしまった。

貯蔵容器の蓋のボルトを緩めた際に蓋が浮き上がり「シュ」という内圧が抜ける音がなったことを放射線分解ガスに起因する異常と認識できずに作業を継続した点については、ホールドポイントが定められていなかったため作業員の判断で貯蔵容器の汚染検査をするにとどまり、結果として作業を中断できず作業計画を見直せなかったことから、保安規定第2編第16条「放射線作業計画」の立案に当たり、「作業の内容の検討」の手順を改善する必要がある。

(5)　作業員は、貯蔵容器内の確認作業において作業計画に従い半面マスクを装着していたが、樹脂製の袋が破裂することを想定していなかったことから飛散した核燃料物質を吸入摂取した（作業計画に関する原因は(3)⑦に関連する。）。

⑩　作業員Eは、樹脂製の袋が破裂し、作業服や顔面等、全身汚染をした際、皮膚に付着した核燃料物質が汗等で半面マスク内に入り込むことを抑制するための応急的な処置を行うことが被ばく防止につながるが、大洗研究開発センターには応急的な処置の明確な手順がなかったことから、室内への汚染拡大をさせないため、退室するまで発災時の立ち位置に待機し、汚染部位の拭き取りや固定（封じ込め）及びしめひもの締め付けの調整の処置を行わなかった。

⑪　放射線管理第2課員は、汚染検査のほか、半面マスクを交換し、特殊作業衣を脱装するに当たって、汚染した作業員の退出を補助する際、顔面等の汚染部位の拭き取りや固定（封じ込め）を助言することが被ばく防止につながるが、大洗研究開発センターには応急的な処置の明確な手順がなかったことから、半面マスクの交換を優先し、顔面等の汚染部位の拭き取りや固定（封じ込め）の助言を行わなかった。

⑫　福島燃料材料試験部長は、緊急時にグリーンハウスを設営して作業員を退室させる場合はグリーンハウスをなるべく短時間で設置する必要があったが、燃料研究棟でグリーンハウスを設置するような室内全域に及ぶ汚染事故を想定していなかったことから、資材調達や設営作業に手間取った。

作業員が事故で飛散した核燃料物質を吸入摂取した点については、(3)⑦のとおり計画段階において今後改善していく必要があるが、事故直後に顔面近傍の汚染が除去されず皮膚に付着した核燃料物質が半面マスクの内側に侵入したことについては、保安規定第2編第19条の2「身体に汚染を認めた場合の措置」の第4項「汚染の除去」に対して改善の余地がある。

また、グリーンハウスの設営に時間を要したことについては、保安規定の下部要領「福島燃料材料試験部事故対策要領」に事故対応を迅速かつ適切に遂行できるよう、あらかじめ防護機材の点検・整備及び保守を行うことが定められているが、グリーンハウスの資材は対象になっていなかった。しかし、今

回の事故対応において結果的に作業員を退出させるためにグリーンハウスを設営したことから、保安規定第1編第28条「非常事態における活動」に関する事項について改善の余地がある。

8.3.2　組織的な要因分析

「8.3.1　直接的な原因分析」で明らかにした直接的な原因を踏まえ、その背後にある組織的な要因を抽出するため、根本的な原因分析を実施した。分析に当たって、国のガイドラインの「根本原因分析における組織要因の視点」及び「JNESの組織要因表（以下「JOFL」という。）」を参考に組織的な要因を分類、整理した。その結果、直接的な原因の背後にある組織的な要因として18項目を抽出した。

以下に、問題となる事象5項目（(1)～(5)）の直接的な原因の背後にある18項目の組織的な要因（①～⑱）を示す。

(1)　「X線回折測定済試料からエポキシ樹脂を除去せず封入していた、またその情報が引き継がれていなかった。」について

① プルトニウム技術開発室（現燃料試験課）では、計量管理に関する情報（核燃料物質所内移動票）のほかに、貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質及びその状態を記録として保管し管理することをルール化する必要があったが、核燃料物質の保管状況等を明確にした管理情報が保管されていないなど、核燃料物質を安全に長期的に貯蔵するための管理基準等の仕組みが構築されないまま運用されていた。

② プルトニウム技術開発室（現燃料試験課）では、X線回折測定済試料を酸化加熱処理してから回収した核燃料物質を貯蔵容器に貯蔵（保管）するための作業方法をルール化する必要があったが、施設を安全に維持するための作業マニュアル等を制定、改正する文書管理の仕組みが機能していなかった。

③ 大洗研究開発センターは、毎年度実施する保安教育等の中で放射線安全取扱手引の重要事項について受講者に理解させるための保安教育を的確に行うよう指導する必要があったが、大洗研究開発センター（北地区）の関係者は核燃料物質の貯蔵の条件に関する留意事項に関して理解していないなど、当該手引の遵守すべき要件（貯蔵の条件）に関する保安教育が実施されていることの確認が不十分であった。

④ 大洗研究開発センターは、品質マネジメントシステム（以下「QMS」という。）を遵守し保安活動を実行することの重要性が理解できるよう放射線安全取扱手引の定期的な見直しを実施する必要があったが、貯蔵に関する条件について一般的な記述にとどまり、狙いや背景が理解できない記載となっているなど、利用する者が理解できるルールに見直すことが行われていなかった。

⑤ プルトニウム技術開発室（現燃料試験課）は、有機物と混在した核燃料物質の酸化加熱処理の方法等、安定化処理の変更について研究員を含め関係者間で安全への影響等を検討する必要があったが、燃料研究棟連絡会議等の場において研究員を含め燃料研究棟の関係者で変更内容の妥当性を検討してこなかったなど、重要な業務プロセスを変更する場合にその妥当性を確認する仕組みが明確になっていなかった。

⑥ プルトニウム燃料研究室（現燃料高温科学研究グループ）は、有機物が混在した核燃料物質の安定化処理に関して、酸化加熱処理を含むPu取扱技術の向上に参画し、一体となって核燃料物質の安全確保に取り組む必要があったが、研究員である兼務者が施設の保安活動に対する関与が希薄であるなど、安全確保・維持に対する体制が一体化していない状況になっていた。

⑦ プルトニウム技術開発室（当時）は、酸化加熱処理を行った上でポリ容器から金属容器への変更や樹脂製の袋がバウンダリとの観点から定期的な点検の実施並びに当該記録の継承を検討する必要があったが、元の状態に戻すことに傾注し貯蔵容器内の内容器や樹脂製の袋の交換にとどめ、その後保管するに当たって定期的な点検を実施する改善を行っていないなど、職場内において核燃料物質を安全に長期的に貯蔵（保管）することに対する取組に欠けていた。

(2)「核燃料物質の保管に関して、Pu の取扱い、貯蔵（保管）に関する技術情報の考え方が活かされていなかった。」について

⑧ 大洗研究開発センター（福島燃料材料試験部）は、「安全優先」の考え方を基本として施設の保安管理について常に最新情報を入手し適宜施設管理の改善を進める必要があったが、有用な海外情報等を自ら調査し施設管理に反映していないなど、予防処置に関する要領で海外情報等から得られた知見を保安活動に反映する仕組みを明確にしていなかった。

⑨ 原子力機構は、「安全優先」の考え方を基本として原子力施設の海外情報等施設の安全管理に有用な情報を入手し適宜発信するなど、組織的に調査検討をする必要があったが、当該情報を集約し発信する部署が明確になっていないなど、水平展開に関する要領で海外情報等から得られた知見を情報共有する仕組みを明確にしていなかった。

(3)「燃料研究棟では、貯蔵容器をフードで蓋を開け内容物を確認する際に、樹脂製の袋が破裂し、室内が汚染する可能性があることを想定していなかった。」について

次の組織的な要因が挙げられるとともに、上記(1)の背後にある組織的な要因（①～⑦）が関連する。

⑩ 燃料試験課は、作業計画書を作成する際に、貯蔵容器内に保管している核燃料物質の性状や混入している物質等を十分に調査した上で作業計画書を作成する必要があったが、内容物のリスクについて（当時のプルトニウム技術開発室が）安定させた状態で保管しているものと思い込んでしまうなど、核燃料物質を安全に取り扱うことに対する慎重さに欠けた。

⑪ 福島燃料材料試験部（燃料試験課）は、長期間開封していない貯蔵容器の核燃料物質の保管状況（内容物）の確認及び核燃料物質の移動作業について、潜在的リスクが存在する作業である 3H 作業（状態が変化することへの考慮を含む。）として位置付け、作業手順やホールドポイントを含む詳細な作業計画を作成することを明確にする必要があったが、品質保証計画書に基づく「業務の計画管理要領」等で個別業務に係る作業計画の作成手順を明確にしていなかった。

⑫ 大洗研究開発センターは、安全管理に関する下部要領等で潜在的リスクが存在する作業である 3H 作業（状態が変化することへの考慮を含む。）に関する作業計画を作成する手順を明確にする必要があったが、3H 作業の定義、作業手順、ホールドポイントの明確化等、3H 作業を計画する際の下部要領等が定められていなかった。

⑬ 燃料試験課の管理者は、情報共有された平成 8 年の点検記録を燃料試験課（燃料研究棟）内で共有し、貯蔵容器を開封する際の重要な情報として認識する必要があったが、共有された過去の点検情報を互いに確認していないなど、安全に関する重要な情報についてフェイス・ツー・フェイスでコミュニケーションする取組が不足していた。

⑭ 福島燃料材料試験部は、情報提供された他の施設からの有益な情報について、内容を確認し問い合わせるなどして施設管理に反映する必要があったが、他拠点の面談情報及び今後の面談における注

意事項であったことから内容を確認していないなど、安全に関する重要な情報について情報を提供する部署とコミュニケーションが不足していた。

⑮ 情報を提供する部署（安全・核セキュリティ統括部及び大洗研究開発センター施設安全課）は、情報提供する際に入手した情報から安全に関する重要な情報を抽出し、情報提供を受けた者が気付くようコメントを記載する等の留意や各拠点又は各部署である受信側が理解したことを確認する必要があったが、原子力規制庁面談情報等から得られた安全に関する重要な情報について受信側と適切なコミュニケーションを図るための仕組みが明確でなかった。

(4)「貯蔵容器の蓋のボルトを緩めた際に蓋が浮き上がり「シュ」という内圧が抜ける音がなり汚染検査を実施したが、蓋の浮き上がり等通常とは異なる状態を異常と認識できず作業を継続した。」について

次の組織的な要因が挙げられるとともに、上記(1)及び(3)の背後にある組織的な要因（①～⑦、⑩及び⑪）が関連する。

⑯ 管理者は、異常な兆候を確認した場合には速やかに作業を停止する必要があったが、作業の管理を行う立場であったにもかかわらず自ら作業を行ったことで、適切な作業判断ができなくなってしまったなど、ラインとしてのチェックや適切な判断を行う役割が果たせる要員配置となっていなかった。

(5)「作業員は、貯蔵容器内の確認作業において作業計画に従い半面マスクを装着していたが、樹脂製の袋が破裂することを想定していなかったことから飛散した核燃料物質を吸入摂取した。」について

次の組織的な要因が挙げられるとともに、上記(1)及び(3)の背後にある組織的な要因（①～⑦及び⑩～⑬）が関連する。

⑰ 大洗研究開発センター（所長、福島燃料材料試験部長、安全管理部長及び管理者）は、身体汚染を確認した場合の初動時対応として、皮膚に付着した核燃料物質が汗等で半面マスク内に入り込んで吸入摂取することをできるだけ避けるよう、簡易的な汚染部位の拭き取り除染や固定（封じ込め）等による汚染拡大や内部被ばく防止を指示する必要があったが、身体汚染に関する応急処置に気付かなかったなど、組織としてのチェックや適切な判断を行う役割が機能しなかった。

⑱ 大洗研究開発センター（所長、福島燃料材料試験部長及び安全管理部長）は、燃料研究棟で Pu による室内全域汚染や全身の汚染を伴う事故を想定し、事故対策規則の下部要領等において緊急時対応の手順を明確にする必要があったが、身体汚染を伴う事故を想定した定期的な訓練の実施やそれに必要な資機材の整備を含めた手順が明確になっていなかった。

8.4 事故の再発防止対策

8.4.1 直接的な原因に対する対策

「8.3.1 直接的な原因分析」の結果を基に、汚染及び被ばくに至った 12 項目の直接的な原因に対し、(1)汚染の発生防止、(2)被ばくの発生防止の 2 つの側面から、以下に掲げる事項の再発防止対策を講ずる。また、今回の事故で顕在化した除染用設備及び身体汚染検査の管理に関する問題についても改善を検討した。

(1) 汚染の発生防止について（問題となる事象(1)～(4)）

① 原因①の対策

燃料試験課は、保安規定の下部要領である燃料研究棟使用手引（図 4.1.3 参照）を改正し、貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質の記録を作成・管理することを記載する。あわせて、燃料研究棟本体施設作業要領に核燃料物質の管理に関する文書を追加し、その中で、核燃料物質の貯蔵に関する情報として必要な事項（放射能・放射線情報、物理・化学性状情報、臨界管理情報、同梱物の性状、使用履歴等）を明確にするとともに、今後行う核燃料物質の貯蔵作業の都度、記録の作成・更新を行うことを記載することにより、記録の管理について手順化し確実なものとする。

② 原因②の対策

燃料試験課は、燃料研究棟で自ら取り扱う核燃料物質の性状及び貯蔵状態を明確にするとともに、核燃料物質を安全・安定に貯蔵する。核燃料物質の安全・安定貯蔵のため以下の事項を明確にする。

(a) Pu、Am 等α線を放出する核種を含む試料は、放射線分解ガスの発生起源となる有機物等を加熱により分解・除去する。

(b) Pu、Am 等α線を放出する核種を含む粉末状の試料は、ポリ容器等の有機物との密着を避けるために金属容器に収納する。

(c) 容器材質については、内容物との物理・化学的反応や腐食が発生しない適切なものを選択する。

(d) 炭化物等の空気中や貯蔵環境下で化学的に活性な物質は、安定化処理するか又は不活性環境下で安定に貯蔵する。

以上の内容については、原因①の対策として燃料研究棟本体施設作業要領に追加する核燃料物質の管理に関する文書に記載する。

③ 原因③の対策

燃料試験課は、関係者と協議し核燃料物質の貯蔵に関する情報として必要な事項（放射能・放射線情報、物理・化学性状情報、臨界管理情報、同梱物の性状、使用履歴等）を明確にし、それらの記録の管理について手順化し確実なものとする【原因①の対策と同じ。】。

また、燃料試験課は、燃料研究棟で自ら取り扱う核燃料物質の性状及び貯蔵状態を明確にするとともに、核燃料物質を安全・安定に貯蔵する。核燃料物質の安全・安定貯蔵のため以下の事項を明確にする【原因②の対策と同じ。】。

(a) Pu、Am 等 α 線を放出する核種を含む試料は、放射線分解ガスの発生起源となる有機物等を加熱により分解・除去する。

(b) Pu、Am 等 α 線を放出する核種を含む粉末状の試料は、ポリ容器等の有機物との密着を避けるために金属容器に収納する。

(c) 容器材質については、内容物との物理・化学的反応や腐食が発生しない適切なものを選択する。

(d) 炭化物等の空気中や貯蔵環境下で化学的に活性な物質は、安定化処理するか又は不活性環境下で安定に貯蔵する。

④ 原因④の対策

燃料試験課は、現在の放射線安全取扱手引の「3.3.4 貯蔵の条件 (4)放射線分解によるガス圧の上昇に十分注意する。」ことの趣旨を理解させるために今回発生した事故に関する原因（エポキシ樹脂と Pu

の放射線による影響でガスが発生すること。）と対策を教育する。

⑤　原因⑤の対策

燃料試験課は、燃料研究棟で自ら取り扱う核燃料物質の性状及び貯蔵状態を明確にするとともに、核燃料物質を安全・安定に貯蔵する。核燃料物質の安全・安定貯蔵のため以下の事項を明確にする【原因②の対策と同じ。】。

(a)　Pu、Am 等α線を放出する核種を含む試料は、放射線分解ガスの発生起源となる有機物等を加熱により分解・除去する。

(b)　Pu、Am 等α線を放出する核種を含む粉末状の試料は、ポリ容器等の有機物との密着を避けるために金属容器に収納する。

(c)　容器材質については、内容物との物理・化学的反応や腐食が発生しない適切なものを選択する。

(d)　炭化物等の空気中や貯蔵環境下で化学的に活性な物質は、安定化処理するか又は不活性環境下で安定に貯蔵する。

また、燃料試験課は、燃料研究棟使用手引を改正し、貯蔵している核燃料物質の定期点検を行うことを記載するとともに、燃料研究棟本体施設作業要領に当該定期点検に関する文書を追加し、その中で、核燃料物質を貯蔵するに当たって、内容物の点検項目、点検方法及び点検頻度を明確にする（通常状態と異常状態の判断基準及び交換基準の明確化を含む。）。

⑥　原因⑥の対策

福島燃料材料試験部は、燃料研究棟使用手引を改正し、核燃料物質の貯蔵に関する最新情報や知見を取り入れた注意事項を追記するとともに、核燃料物質の貯蔵に関する最新情報や知見を適宜入手、リスト化し、逐次レビューを行い、対応が必要な情報について関係規定に反映するまでの要領書を QA 文書として作成することにより、DOE-STD レポートや IAEA Safety Report の核燃料物質の貯蔵に関する最新の安全情報や国内の核燃料物質の管理に関する情報等の知見を適宜入手し、レビューした上で関係規定類へ反映するための仕組みを構築する。

⑦　原因⑦の対策

福島燃料材料試験部は、燃料研究棟の使用許可書及び保安規定の見直しを行うとともに、燃料研究棟使用手引を改正し、貯蔵容器の蓋を開ける作業はグローブボックス等の気密設備内において行うことを定める。さらに、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、取り扱う核燃料物質が不明瞭で安全が確認できない場合について、以下の対策を講ずることを記載する。

- リスクを考慮した安全な作業計画を作成するため、核燃料物質の安全取扱い、作業方法（作業場所及び防護装備の選定を含む。）等の基本的事項を手順で明確にする。
- リスクを回避するため手順と異なる事象が発生した場合や異常の兆候を確認した場合に作業を停止するホールドポイント（作業中断点）を作業計画で明確化する。

⑧　原因⑧の対策

福島燃料材料試験部は、DOE-STD レポートや IAEA Safety Report の核燃料物質の貯蔵に関する最新の

安全情報や国内の核燃料物質の管理に関する情報等の知見を適宜入手し、レビューした上で関係規定類へ反映する【原因⑥の対策と同じ。】。

⑨　原因⑨の対策

福島燃料材料試験部は、取り扱う核燃料物質が不明瞭で安全が確認できない場合について、リスクを回避するため手順と異なる事象が発生した場合や異常の兆候を確認した場合に作業を停止するホールドポイント（作業中断点）を作業計画で明確化する【原因⑦の対策と同じ。】。

(2)　被ばくの防止について（問題となる事象(5)）

①　原因⑩及び⑪の対策

福島燃料材料試験部は、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、性状不明で安全性に疑義がある放射性物質等を取り扱う場合には、汚染事故の発生も想定して、安全性の高い上位の装備を選定するよう記載する。

安全管理部は、以下の被ばく防止のための応急的な措置に関する対策を講ずるとともに、事故時の対応（関与）を明確にするため、大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引を改正し、呼吸保護具の点検項目・基準・頻度、半面マスクの使用前点検、顔面近傍に汚染が付着している場合の対応について記載する。

- 呼吸保護具の適切な使用のために、「しめひも」の伸縮性など防護性能に影響を及ぼす項目に対する点検の徹底・強化及び適切な装着を確実にするための教育訓練の充実を図る。
- Pu など α 線放出核種によって頭部や顔面が汚染された状況において、身体除染の応急処置として、顔面近傍に付着した放射性物質の拭き取りや固定の実施、汗等による半面マスクの密着性の低下に備えて半面マスクの「しめひも」をきつく締め直すなどの応急的な密着性の強化の方法を手順として明確にする。また、頭部及び顔面に汚染のある状態での退出後の脱装方法、半面マスクの交換時や鼻スミヤ採取時の汚染の拭き取りや固定方法を検討し、内部被ばくの可能性を低減する手順を具体化する。その際、身体除染の応急処置に必要な資材の準備と作業手順を明確にする。
- 半面マスクの密着性に係る事項について、使用前点検、フィッティングテストなどの半面マスクの適切な装着を確実にする処置の充実を図る。

②　原因⑫の対策

大洗研究開発センターは、以下の対策を講ずるため、大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引を改正し、身体汚染時の退出基準、汚染拡大防止策及び資機材の維持管理方法について記載する。

- 管理区域内のある程度の汚染拡大は許容し、身体汚染の飛散を抑制する措置（養生シートで身体を覆う等）を講じた上で作業員を発災場所から退出させることを含め、判断や対応に迷いや遅れが生じないよう、退出基準（例えば、室内の広範囲に汚染が拡大していること、顔面近傍に身体汚染があること等）や汚染拡大の影響を最小限にとどめる方策（例えば、身体を覆う養生シート、簡易テント等の事前準備）を定める。この方策には、作業の特殊性や取扱対象物の危険性から事故時の影響が大きいと予想される場合又は発災現場から退出すると汚染が管理区域外に拡大するおそれがある場合には、あらかじめ事故時退出用のグリーンハウスを作業場

所の外側に設置しておくことも勘案する。

- 事故を想定し必要となる設備、資機材や要員等を再度確認し、それら資機材等が常に利用できるよう維持管理することや、実効的な訓練により、速やかな対応が取れる仕組みを構築する。

8.4.2　組織的な要因に対する対策

「8.3.2　組織的な要因分析」で抽出した 18 項目の組織的な要因に対して、是正処置を行うため次の対策を実施する。

①　組織的な要因①の対策

燃料試験課は、保安規定の下部要領である燃料研究棟使用手引を改正し、保有する核燃料物質の貯蔵（保管）、取扱いの記録を管理することを記載する。あわせて、燃料研究棟本体施設作業要領に核燃料物質の管理に関する文書を追加し、その中で保有する核燃料物質の貯蔵（保管）、取扱いを行う上で必要な管理基準（核燃料物質の性状や状態、その他含まれている物質の性状等を含む。）及び管理台帳を整備するとともに、当該管理情報を組織内で利活用できる仕組みを構築する。

また、福島燃料材料試験部における燃料研究棟以外の施設に対しては、保安規定の下部要領である燃料材料試験施設（南地区）安全作業要領を改正し、保有する核燃料物質の貯蔵（保管）、取扱いの記録を管理することを記載する。

②　組織的な要因②の対策

燃料試験課は、核燃料物質の貯蔵（保管）を適切に行うための作業方法（酸化加熱処理を含む。）を明確にした作業マニュアル等を文書管理の体系に位置付けるとともに、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」を改正し、施設を安全に維持するために必要な作業マニュアル等を適切に制定、改正する文書レビューの視点、方法を手順化し、定期的にレビューする仕組みを充実する。

③　組織的な要因③の対策

大洗研究開発センターは、センターの品質目標を改定し、今回の事故から得られた教訓（原因から得られた課題を含む。）に関する教育の実施を施策として明確に示し、実施状況をフォローするとともに品質目標の達成状況及びマネジメントレビューを通して継続的に実施する。また、今回の事故の顛末及び教訓を教育資料としてまとめる。

④　組織的な要因④の対策

安全管理部は、保安活動に関するルールを維持管理するため、保安活動を実施するための文書について狙いや背景を理解できるよう、文書レビューの視点、マニュアルへの反映の方法をレビュー要領等として文書化する【組織的な要因②の対策と関連】。

⑤　組織的な要因⑤の対策

燃料試験課は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」及び燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、保安活動に関する重要な業務プロセスを変更する場合、安全への影響等を含めた変更内容を関係する研究者を含む会議体で審議し、妥当性を

確認するなど、変更管理の仕組みを構築する。

⑥　組織的な要因⑥の対策

福島燃料材料試験部は、燃料・材料工学ディビジョン（燃料試験課に兼務している燃料高温科学研究グループ）と連携し、今後廃止措置することが決定している燃料研究棟の計画を安全かつ計画的に進めることができるよう、安全確保・維持に対する体制の一体化に向け検討し、実施する。

⑦　組織的な要因⑦の対策

燃料試験課は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」を改正し、潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるとともに改善に向けた活動（常に問いかける姿勢）を行う仕組みを定める。さらに、潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるため、燃料研究棟の事故事例研究を含めた教育を実施する。

また、燃料研究棟本体施設作業要領に核燃料物質の管理に関する文書を追加し、その中で保有する核燃料物質の貯蔵（保管）、取扱いを行う上で必要な管理基準（核燃料物質の性状や状態、その他含まれている物質の性状等を含む。）及び管理台帳を整備するとともに、当該管理情報を組織内で利活用できる仕組みを構築する【組織的な要因①の対策と同じ。】。

⑧　組織的な要因⑧の対策

福島燃料材料試験部は、安全・核セキュリティ統括部と連携し、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」の改正を行い、予防処置の観点から他の施設から得られた知見を保安活動に反映するため、国内外の施設の安全管理に関する関連情報を入手し保安活動に反映する仕組みを充実するとともに、適宜施設の管理の改善に努める。

大洗研究開発センターは、安全・核セキュリティ統括部と連携し安全管理に有用な情報等を関連する部署に情報共有する仕組みを充実するとともに、適宜施設の管理の改善に反映する仕組みを構築する。

⑨　組織的な要因⑨の対策

安全・核セキュリティ統括部は、海外情報や規制庁面談情報等を拠点に効果的に展開できるよう、水平展開実施要領に対応策を盛り込む。

大洗研究開発センター施設安全課は、安全管理に有用な情報等を関連する部署に情報共有する仕組みを構築する。

⑩　組織的な要因⑩の対策

燃料試験課は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」を改正し、潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるとともに、改善に向けた活動（常に問いかける姿勢）を行う仕組みを定める。さらに、潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるため、燃料研究棟の事故事例研究を含めた教育を実施する【組織的な要因⑦の対策と同じ。】。

⑪　組織的な要因⑪の対策

燃料試験課は、3H 作業に対する作業手順（ホールドポイントを含む。）を作成するため、原子炉施設

及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」及び燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、個別業務に係る作業計画の作成手順を明確にする。

また、福島燃料材料試験部における燃料研究棟以外の施設に対しては、燃料材料試験施設（南地区）安全作業要領を改正し、個別業務に係る作業計画の作成手順を明確にする。

⑫　組織的な要因⑫の対策

大洗研究開発センターは、「作業の安全管理要領（安全管理部通達）」、「非定常作業の安全管理要領（所通達）」、「大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引（所通達）」に 3H 作業（状態が変化することへの考慮を含む。）に対するホールドポイントを含む作業計画の作成基準を明確にする改正を行う【組織的な要因⑪の対策に関連】。

⑬　組織的な要因⑬の対策

燃料試験課は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」を改正し、保安活動に関する課員からの情報を意識して確認するなど、施設管理や作業管理に必要な情報が適切に報告され、フェイス・ツー・フェイスを基本とした情報共有の励行を記載する。

⑭　組織的な要因⑭の対策

福島燃料材料試験部は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」の改正を行い、予防処置の観点から他の施設から得られた知見を保安活動に反映するため、国内外の施設の安全管理に関する関連情報を入手する仕組みを充実するとともに、適宜施設の管理の改善に努める【組織的な要因⑧の対策と同じ。】。

⑮　組織的な要因⑮の対策

安全・核セキュリティ統括部は、海外情報や規制庁面談情報等を拠点に効果的に展開できるよう、水平展開実施要領に対応策を盛り込む。

大洗研究開発センター施設安全課は、安全管理に有用な情報等を関連する部署に情報共有する仕組みを構築する。

⑯　組織的な要因⑯の対策

大洗研究開発センター所長及び福島燃料材料試験部長は、管理者が施設管理を適切にできる体制を考慮するなど、ラインとしてチェックや適切な判断ができるような作業の管理体制を構築する。

⑰　組織的な要因⑰の対策

大洗研究開発センター（所長、福島燃料材料試験部長、安全管理部長及び管理者）は、身体汚染を伴うような事故が発生した場合等の緊急時の対応について、役割を明確にするとともに、ラインとしてチェックや適切な判断ができるような体制を構築する【組織的な要因⑯の対策に関連】。

⑱　組織的な要因⑱の対策

大洗研究開発センターは、室内全域汚染や全身の汚染を伴う事故を想定した定期的な訓練の実施につ

いて原子力防災訓練中期計画に定めるとともに、各部署の事故対策要領等に必要な資機材の整備を含め緊急時対応の手順を定める。

また、顔面付近に付着した放射性物質の除染の方法等及び身体汚染が発生した場合の除染後のサーベイメータによる汚染測定方法等を明確にし、放射線安全取扱手引及び放射線管理マニュアル（北地区）を改正する。

8.4.3　事故発生後に顕在化した問題の改善について

(1)　除染用設備の管理

除染用シャワーについて、保安規定の下部要領「福島燃料材料試験部事故対策要領」及び「放射線安全取扱手引」に基づき定期的に点検を行っていた。しかし、今回の事故対応において身体除染の際に除染用シャワーに不具合があり、別建家からホースで洗浄水を引き込むなど、除染用シャワーが必要なときに使えなかったことから、管理区域の放射線管理における洗浄設備の管理に問題があった。

これに対する直接的な原因と対策は次のとおりである。

・直接的な原因：燃料試験課担当者は、手洗い水の出方が悪くなっていることに気が付いた際に、原因である減圧弁を補修（交換）し正常な状態にする必要があったが、出方が多少悪くなっても利用できるため問題ないと考え、除染用シャワーが長時間利用できなくなることに気が付かず、適切に補修していなかった。

・対策：燃料試験課は、除染用設備の点検方法及び系統の保守管理に関して、確実な点検及び適切な保守管理が行えるよう、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領に除染用設備の点検内容等を追加する改正を行う。

また、これらの原因についても組織的な要因を抽出し対策を検討した。

・組織的な要因：燃料試験課は緊急時対応設備が故障した場合あるいは故障の予兆が確認された場合の保守点検方法を明確にする必要があったが、使用状況を勘案してその都度補修（交換）を検討しているなど、重要度に応じた設備の保守点検に関するルールを明確にしていなかった。

・対策：燃料試験課は、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領に文書を追加し、緊急時対応設備が故障した場合あるいは故障の予兆が確認された場合の保守点検方法のルールを明確にし、設備管理を徹底する。また、福島燃料材料試験部における燃料研究棟以外の施設に対しては、燃料材料試験施設（南地区）安全作業要領を改正し、緊急時対応設備が故障した場合あるいは故障の予兆が確認された場合の保守点検方法のルールを明確にし、設備管理を徹底する。

(2)　身体汚染検査の管理

作業員の身体除染後、燃料研究棟の管理区域から退出する際には、保安規定の下部要領「放射線安全取扱手引」に基づき身体汚染検査を行い検出下限値未満であると判断されているが、結果として身体汚染が残留していたことが問題であった。

これに対する直接的な原因と対策は次のとおりである。

・直接的な原因：放射線管理第2課員は、除染用シャワーにより身体汚染の除染を行ったのちの汚染検査の際に、時間をかけて α 線のダイレクトサーベイを実施したが、汚染が残っていることに気が付かなかった。

・対策：安全管理部は、身体除染の確認の方法に関して、身体除染の方法や除染後の測定方法に関す

る手順等を明確にするため、放射線管理マニュアル（北地区）を改正し、核燃料物質等で身体汚染した場合の身体汚染測定に関する方法や手順、教育訓練の実施を定める。

また、これらの原因についても組織的な要因を抽出し対策を検討した。

・組織的な要因：安全管理部（放射線管理第 2 課）は、身体除染後に汚染検査を行う場合、検出漏れが起きない方法で測定し、その後も継続して確認する必要があったが、除染後の汚染検査に関する手順等を明確にしていなかった。

・対策：安全管理部（放射線管理第 2 課）は、顔面付近に付着した放射性物質の除染の方法等及び身体汚染が発生した場合の除染後のサーベイメータによる汚染測定方法等を明確にし放射線安全取扱手引及び放射線管理マニュアル（北地区）を改正する。

なお、この対策は「8.4.2　組織的な要因に対する対策」の組織的な要因⑱の対策と同じである。

8.5　原因及び対策のまとめ

8.5.1　直接的な原因及び対策のまとめ

(1)　今回の事故における直接的な原因（12 項目）及びその他顕在化した除染用設備と身体汚染検査の問題の原因（2 項目）と合わせて、合計 14 項目の原因が保安要求に対して十分でなかった。それぞれ対策を講ずる必要があるが、今回の事故の原因として最も深刻と考えられる原因は、以下の貯蔵時とその後の点検時の 2 点である。

①　平成 3 年、放射線安全取扱手引の要件（貯蔵の条件）に反し貯蔵容器 No.1010 に X 線回折測定済試料を酸化加熱処理せず貯蔵した。

②　平成 8 年、ポリ容器の破損や樹脂製の袋の膨張を確認したにもかかわらず、放射線安全取扱手引の要件（貯蔵の条件）に反し金属容器への変更や点検などの改善及びこれらの情報が継承されなかった。

これは、放射線安全取扱手引の要件（貯蔵の条件）に反し、貯蔵容器に核燃料物質を安定化処理せずに貯蔵した。また、貯蔵している核燃料物質の定期的な点検が実施されずに保管され、これらの情報が継承されていなかったことにまとめられる。また、ルール化もされていなかった。

このため、以下の対策を早急に講ずることとする。

- 核燃料物質の貯蔵の条件である「放射線分解によるガス圧の上昇に十分注意する。」ことの趣旨を理解させるために、今回発生した事故に関する原因（エポキシ樹脂と Pu の放射線による影響でガスが発生すること。）と対策を教育する（原因④の対策）。
- 核燃料物質を安定して保管するために、Pu を貯蔵する場合には原則として安定化処理を行うこと、Pu を貯蔵した容器の蓋を開け点検を行う際は、セル、グローブボックスその他の気密設備で行うこと及びそれら貯蔵に関する情報として必要な事項（放射能・放射線情報、同梱物の性状、使用履歴等）を記録として保存することに関して、核燃料物質を安全に取り扱うための原子力機構共通の「管理基準」として策定する（原因③、④及び⑤の対策）。

(2)　(1)に加え、以下の 2 つに示すようにリスクを回避する機会を逸してしまった。

①　貯蔵容器の点検等の計画段階において、貯蔵容器の内容物に関する情報を調査したものの、核燃料物質は安定化した状態で保管されていると思い込み、作業場所としてフードを選定するとともに、

汚染のリスクを防止する詳細な作業計画書を作成していなかった。

これは、結果としてフード（H-1）の最大取扱量を超えた核燃料物質（＜300 g）の入った貯蔵容器をフード（H-1）で開封することにつながった。

② 点検等の作業中において、貯蔵容器の蓋のボルトを緩めた際、これまでに経験のない蓋の浮き上がりや内圧が抜ける音に対して異常と認識できず、作業を中断できなかった。

これらについて以下の対策を講ずることが、今後同様の事故防止の観点から極めて重要である。

- 内部が確認できず密閉構造である貯蔵容器の蓋を開ける場合、フード以外の密閉状態の作業場所を選択することをはじめ、核燃料物質の安全取扱い、作業方法（作業場所及び防護装備の選定を含む。）等の基本的事項を手順に明確にすることにより、リスクを考慮した安全な作業計画を作成できるようにする（原因⑦の対策）。
- リスクを回避するため、手順と異なる事象が発生した場合や異常の兆候を確認した場合に作業を停止するホールドポイント（作業中断点）を作業計画で明確化する（原因⑨の対策）。

(3) 緊急時の資機材及び身体汚染検査が不適切であった。

① 除染用シャワー等資機材に不備があったこと及び除染用シャワーの定期的な点検内容が不適切であったことから、シャワーが必要なときに使用できなかったことやグリーンハウスを設置するような事故を想定していなかったことにより、グリーンハウスの設置に時間を要した。

② 作業員を管理区域から退出させる際、適切な汚染検査ができず、汚染が残留していたことに気付かず、作業員を退出させた。

これらについて、以下の対策を講ずる。

- 全拠点を対象に緊急時の対応に必要となる除染設備（除染用シャワー及び除染キット）、グリーンハウス・養生資材の配備状況等を確認した結果を踏まえ、汚染発生時の対応に必要な設備を要領書等に明確にする。また、グリーンハウスの設置及び身体除染の訓練を実施している。
- 身体汚染が発生した場合の措置に係る原子力機構共通のガイドラインを策定し、身体汚染者の除染方法に加え、身体汚染測定方法（汚染を見逃さないための留意点）に関する基本事項を明確にした。

8.5.2 組織的な要因及び対策のまとめ

「8.3.2 組織的な要因分析」で抽出した 18 項目の組織的な要因について JOFL の分類を用いて、以下の 8 項目に再整理した。また、8 項目の組織的な要因を封入時、封入・保管管理、作業計画・作業時の 3 つの要因に分類した。

(1) 業務に対する管理体制（意思決定プロセス）が不明確となっていた（封入時）。

① 業務プロセスに関する妥当性確認の仕組みが明確でない。

【組織的な要因⑤】

② 施設保安に係る体制が一体化していない。

【組織的な要因⑥】

③ 核燃料物質の貯蔵に関する技術基準等の仕組みが構築されていない。

【組織的な要因①、②及び⑦】

(2)　原子力安全に係る知見を業務に反映する取組が不十分であった（封入・保管管理)。

④　核燃料物質の貯蔵に関する保安教育に対するチェックが十分でない。

【組織的な要因③】

⑤　国際的基準や他施設の知見を反映する予防処置の取組が十分でない。

【組織的な要因⑧、⑨、⑭及び⑮】

(3)　安全確保に対する慎重さ（常に問いかける姿勢）が足りなかった（作業計画・作業時)。

⑥　作業手順等のルール化する仕組みが十分でない。

【組織的な要因④、⑪、⑫及び⑱】

⑦　潜在的なリスクに気付かず、安全確保に対する慎重さに欠けた。

【組織的な要因⑩（⑦）及び⑬】

⑧　管理者が自ら作業し、管理者としての役割を十分果たせなかった。

【組織的な要因⑯及び⑰】

また、今回の事故の根本的な原因を特定するため、上記(1)、(2)及び(3)の要因を更に深く掘り下げ、根本的な原因を特定した。また、これらの根本的な原因について、以下のような対策を講ずる。

(a)　保安活動を改善する取組ができていなかった。

（根本的な原因）

核燃料物質の貯蔵・取扱いに関し、基準類や類似施設の水平展開等から得られる最新の知見の調査・反映及び緊急時対応に際して的確に行動できるよう事前の備えが十分でないなど、保安活動を改善する取組ができていなかった。

（対策）

・管理者（部長及び課長）は、施設の保安管理を適切に行うため核燃料物質の貯蔵・取扱いについて最新の知見等が反映されているか、起こり得る事故・トラブルに備え緊急時対応に係る作業手順等によって明確になっているかなど、レビューを確実に行う。具体的には、施設の保安管理を適切に行うため核燃料物質の貯蔵・取扱いについて最新知見の反映状況、緊急時対応に係る作業手順等の明確化を個別業務の計画のレビューの視点として QMS 文書（レビュー要領等）で明確にする。

・部長は、複数の組織で共通する不適合や気付き事項を確実に再発防止や未然防止につなげる仕組みを構築する（部レベルの是正措置プログラム（CAP）の実施（充実）や専門家（核取主務者等）の関わり等)。具体的には、部内会議等の内部コミュニケーションにおいて不適合や気付き事項に関する情報（事象、対応等）について確認することを QMS 文書（コミュニケーション要領等）で明確にする。

(b)　潜在的リスクに対して慎重さが足りなかった。

（根本的な原因）

現場作業を計画、実施した際、潜在的リスクに対して慎重さ（問いかける姿勢）が足りず、定常作業として Pu 汚染の可能性がある状態の作業をフードで行ったことなど、誤った判断を避ける取組ができていなかった。

（対策）

・管理者（部長及び課長）は、個別業務の計画を策定する手順に従った計画の作成及び妥当性の確認（潜在的リスクの抽出及び処置）を実施していることを複数の視点で確認するなど、潜在的リスクに対する確認を確実にする。具体的には、個別業務の計画の確認に対するレビューの視点等を QMS 文書（レビュー要領等）で明確にする。
・管理者（部長及び課長）は、リスクに対する感受性を高めるため、今回の事故を教訓に、事故の原因がどこにあるかを理解した上で事例研究を行い業務に反映する。その際、自らの業務に照らした場合にどのような潜在的リスクがあり、そのリスクを低減・改善するための措置を検討し実践する。具体的には、品質目標に今回の事故の教訓に関する教育の実施を設定し、受講者の理解を含む実施状況を評価する。この活動は、事務職を含めて実施する。

(c)　上級管理者の役割を果たしていなかった。

（根本的な原因）

長期間にわたり保管してきた核燃料物質のリスク及び緊急時対応に関する課題について上級管理者の把握が不十分であり、必要な安全対策、処置等に係る方針、指示、確認等を行っておらず、役割を果たしていなかった。

（対策）

・上級管理者（所長及び部長）は、保安活動における課題を吸い上げ、必要な安全対策、処置等に係る具体的な活動方針（計画）を示し、活動状況を適宜確認し指導するなど、継続的改善が定着する環境をつくる。具体的には、燃料研究棟の汚染事故等を受けた緊急安全点検において実施している所長による作業計画書等の確認を今後各部長が継続して定常的に実施することを品質目標に明記する。

直接的な原因及び組織的な要因に関する対策をまとめたものを表 8.5.1 に、組織的な要因を踏まえた根本的な原因特定結果について表 8.5.2 に示す。また、直接的な原因及び組織的な要因の是正処置計画に基づく実施工程表を表 8.5.3 及び表 8.5.4 に示す。

9. 再発防止に向けた水平展開

燃料研究棟において今回の核燃料物質の移動作業を行うに至った核燃料物質の不適切な管理（不適合）は、使用予定のない核燃料物質を貯蔵又は廃棄することなく、長期間にわたって使用中と称して使用施設内のグローブボックス等に保管していたことであった。また、このような不適合は、原子力機構の複数の拠点においても同様の状況が見受けられた。本件は、平成 29 年 2 月 15 日に開催された原子力規制委員会で指摘事項として改善を求められ、4 拠点においては、核燃料物質を保安規定に応じた使用、貯蔵及び廃棄を実施するための是正処置計画に基づき順次改善作業を実施してきたところであり、今回の事故はこの改善作業を行っている中で発生した。

本事故の発生に伴い、原子力機構全体で安全最優先の再徹底を図るとともに、核燃料物質を扱う類似の全作業を停止した（添付 9.1 参照）。類似事象の再発防止の観点で今後実施する水平展開に向けて核燃料物質の管理状況、核燃料物質を貯蔵又は保管する容器（以下「貯蔵容器等」という。）の健全性を確認するための調査、点検を実施した。また、調査の結果を踏まえ、貯蔵容器等について、ガスの発生及び破裂の観点で、確認、評価し、安全に貯蔵又は保管されていることを確認した。燃料研究棟で破裂

した貯蔵容器と同種の容器については、別途記録等を詳細に確認しており、原因究明の結果に基づく再発防止対策を踏まえ、適切に対応する（添付 9.2 参照）。

原因究明及び原因分析の結果に基づき「8. 原因分析及び対策」でまとめられた事故の原因について原子力機構全体の問題として捉え、未然防止の観点から以下の事項について、原子力機構の「安全に関する水平展開実施要領」に従い各拠点に水平展開する（一部実施）。

(1) 核燃料物質の管理基準の策定と拠点要領への反映

本事故の再発防止対策を反映し、核燃料物質を安全に取り扱うための原子力機構共通の「管理基準」を策定した（添付 9.3 参照）。

管理基準では、本事故の対策を基準として以下の内容等を規定した。

・Pu を貯蔵する場合には、有機物との混在を防止するため、安定化処理を行うこと。ただし、安定化することが使用の目的に影響を及ぼす場合であって、安全性が確認できる場合はこの限りではない。
・Pu を貯蔵した容器の点検を行う際に、閉じ込めの境界を開封して行う場合及び閉じ込め境界の健全性が確認できない場合は、セル、グローブボックスその他の気密設備（以下「セル等」という。）で行うこと。
・内容物が明確に確認できない容器を開封する場合には、セル等で行うこと。
・核燃料物質を貯蔵する容器は、腐食等が発生しにくい材料が使用されていること。また、蓋が容易に開かず、核燃料物質が漏えい等により散逸して汚染の生じるおそれのない構造であること。
・容器ごとに核燃料物質の物理的・化学的性状、重量、安定化処理の実施状況等の情報が記録として保存されていること。

各拠点においては、本管理基準を拠点の要領へ反映し、順次運用を開始するとともに、併せて停止していた類似の作業を再開する。

上述の「Pu を貯蔵した容器」について、燃料研究棟では、樹脂製の袋の外側の金属容器が使用許可上の貯蔵容器となっている。このため、燃料研究棟では、今後、貯蔵容器の蓋を開ける作業をセル等で行うこととする。一方、原子力機構の他の施設では、樹脂製の袋の内側で核燃料物質を収納した容器が貯蔵容器となっており、その蓋を開ける作業は、セル等で行われている。

(2) 身体汚染が発生した場合の措置に係るガイドラインの策定と拠点要領への反映

核燃料物質等で身体汚染した場合の汚染されたエリアからの退出、身体汚染者の除染及び身体汚染測定に関する方法や手順を検討し、身体汚染が発生した場合の汚染管理を踏まえた措置について、被ばくの防止に関する対策を反映した原子力機構共通のガイドラインを策定した。

ガイドラインの策定に際しては、以下の内容を検討して行った（添付 9.4 参照）。

・汚染されたエリアからの退出、身体汚染者の除染及び身体汚染測定に関する対応の基本原則（対応の優先順、人命尊重、内部被ばくの防止、汚染拡大の防止等）
・汚染されたエリアから退出する際の身体汚染者の内部被ばく防止のための措置及び汚染エリアからの汚染拡大防止のための措置
・身体汚染者の内部被ばく防止及び汚染拡大防止を踏まえた除染措置（除染開始前の準備、除染及び除染終了等の確認・判断）

・身体汚染者の汚染状況を確認するための除染前後の測定方法及び測定時の留意点

各拠点においては、本ガイドラインに基づく要領等の制定や改正等を行い、順次運用を開始する。

(3)　緊急時対応設備及び資機材の調査並びに訓練の実施

今回の事故を踏まえ、全拠点を対象に、緊急時の対応に必要となる除染設備（除染用シャワー及び除染キット)、グリーンハウス・養生資材の配備状況等の現状を確認した。その結果、現状の除染設備等は、緊急時に迅速に対応可能な状態で適切に維持管理されていることが確認されたが、これらの設置や点検について要領書等で明確に記載されていない例が見受けられた。そこで、核燃料物質による室内広域汚染及び内部被ばくの対応を的確に実施できるよう、施設ごとに汚染発生時の対応に必要な設備を明確にするとともに、設備の機能維持を確認するための定期的な点検方法について要領書へ計画的に反映している。

また、今回の事故のような重度の身体汚染を想定した緊急時対応設備を用いた訓練については、多くの拠点で実施されていないことが確認された。そこで、全拠点の主要な施設（室内広域汚染の発生が考えられる施設）において、グリーンハウスの設置及び身体除染の訓練を実施する計画を立案し、以下の事項に留意して実効性のある訓練を順次実施している。

・事故発災時など必要な時に適切に設営できるよう、訓練目的を理解した上で実施する。

・事故想定や現場の環境に見合った手順、要員、資機材等で実施する。

・訓練の評価は適切な者によって行うとともに、評価によって抽出された問題点を次回の訓練に反映する。

・身体除染訓練では、被災者のみならず、被災者の除染を介助する者の訓練も実施する。

訓練によって得られた知見は、必要に応じて上記(2)に記載のガイドラインに反映している。また、今後も継続して訓練が実施されるよう、室内広域汚染を想定した訓練について拠点の毎年度の訓練計画に定めることとし、事故時に対応できる作業員の数を増やすとともに、作業員の事故対応のスキルアップを図るなど、継続した改善に取り組んでいく。

大洗研究開発センターにおける訓練の実施状況と今後の取組については、添付 9.5 に示す。

(4)　上級管理者による課題把握と保安活動改善の徹底

根本的な原因に係る対策を踏まえ、各拠点において、上級管理者（所長及び部長）は保安活動における課題を吸い上げ、必要な安全対策（リスクを低減・改善するための措置)、処置等に係る具体的な活動方針（計画）を示し、活動状況を適宜確認し指導するなど、継続的改善が定着する環境をつくる。このため、上級管理者は、以下の事項を踏まえた品質目標を定め、課題把握と保安活動改善を徹底する。

・管理者（部長及び課長）は、施設の保安管理を適切に行うため核燃料物質の貯蔵・取扱いに関する最新知見の反映及び起こりうる事故・トラブルに備えた作業手順等の明確化など、レビューを確実に行う。

・部長は、複数の組織で共通する不適合や気付き事項を確実に再発防止や未然防止につなげる仕組みを構築する。

・管理者（部長及び課長）は、作業計画の作成及び妥当性の確認について複数の視点で確認するなど、潜在的リスクに対する確認を確実にする。

・管理者（部長及び課長）は、リスクに対する感受性を高めるため、今回の事故の事例研究を行う。

その際、自らの業務に照らした場合にどのような潜在的リスクがあり、そのリスクを低減・改善するための措置を検討し実践する。

10. まとめ

平成 29 年 6 月 6 日の事故発生後、樹脂製の袋の破裂に係る原因究明、作業員の被ばく評価、現場復旧等に取り組んできた。今般、樹脂製の袋の破裂に至った原因を特定したこと、放射性物質の摂取に至った原因を推定したこと、事故発生に至った原因の分析を行って再発防止対策を策定したこと及び現場復旧が完了したことから、それらの結果及び状況を取りまとめ、報告する。

事故の原因究明に係る対応では、樹脂製の袋の破裂に関して、破裂時の状況調査結果、作業員への聞き取り調査結果、有機物の放射線分解に関する検証試験結果等を基にフォルトツリー解析を行った。その結果、樹脂製の袋の破裂に至った原因は「内部でのガス発生」であり、Pu からのα線により「混入有機物（エポキシ樹脂）」、「ポリ容器」及び「混入水分」が分解して水素やメタン等のガスが発生し、樹脂製の袋が膨張したことが要因であることを推定した。さらに、貯蔵容器内容物及び飛散物の詳細な調査を行った結果、樹脂製の袋が破裂に至った主な原因は「混入有機物（エポキシ樹脂）」によるものであることを特定した。樹脂製の袋の破裂に至る推定シナリオに基づいて 21 年間の貯蔵期間における樹脂製の袋の内圧を計算した結果、当該貯蔵容器開封時と同様な樹脂製の袋の破裂又は破損状況となる内圧以上であることを確認した。

被ばく評価に係る対応では、外部被ばく線量の評価を行うとともに、作業員のバイオアッセイ試料を分析し、量研　放医研が医療処置として実施した内部被ばく線量評価を確認するとともに、放射性物質の摂取に至った原因の推定結果や 108 号室の放射線管理情報等の調査結果も考慮して内部被ばく線量評価を行った。外部被ばくによる実効線量は、作業員 5 名全員が記録レベル（0.1 mSv）未満であった。また、内部被ばくの実効線量（預託実効線量）は、作業員のうち 1 名が法令の放射線業務従事者に対する線量限度を超過しており、また保安規定に定める警戒線量を超過した作業員も認められたことから、それぞれ保安規定に従い当該者の放射線作業を制限する措置を講じた。

また、室内汚染検査のスミヤろ紙及び Pu ダストモニタフィルタの測定・評価、作業員が装着していた半面マスクの調査及び半面マスクの防護性能の調査を実施し、放射性物質の摂取に至った原因を以下のとおり推定した。

- 半面マスクは、顔面等に付着した放射性物質の接顔部からマスク内部への侵入を防ぐ性能は有していない。このため、破裂時の密着性低下、会話／発汗等による密着性の低下により、顔面等に付着した Pu 等の放射性物質が接顔部からマスク内へ入り込み、放射性物質を吸入摂取した可能性が高い。
- 脱装時の半面マスクの交換等において、拭き取り等の処置をせずに顔面等が汚染した状態のままで半面マスクを取り換えるなど、放射性物質の摂取を防止するための対応が十分ではなかったため、頭部及び顔面に付着していた Pu 等の放射性物質を吸入摂取した可能性がある。

本事故が発生した原因については、本事故が発生するまでの経緯を整理し、5 項目の問題となる事象を抽出し、それら問題の直接的な原因を分析して 12 項目を明らかにした。また、事故発生後に顕在化した除染用設備と身体汚染検査の 2 つの問題の原因と合わせて、合計 14 項目に対して、それぞれ対策を講ずる。

このうち、次の対策が同様の事故発生を防止する上で重要な事項と位置付けた。

・核燃料物質を安定して保管するために、核燃料物質の貯蔵及び管理に関する基本的な基準を策定する。
・リスクを回避するため手順と異なる事象が発生した場合や異常の兆候を確認した場合に作業を停止するホールドポイント（作業中断点）を作業計画で明確化する。
・取り扱う核燃料物質が不明瞭で安全が確認できない場合は、リスクを考慮した安全な作業計画を作成するため、核燃料物質の安全取扱い、作業方法（作業場所及び防護装備の選定を含む。）等の基本的事項を手順に明確にする。
・核燃料物質の貯蔵に関する情報として必要な事項（放射能・放射線情報、同梱物の性状、使用履歴等）を手順に明確にし、それらの記録の長期にわたる管理を確実なものとする。
・今回発生した事故に関する原因（エポキシ樹脂と Pu の放射線による影響でガスが発生すること。）と対策を教育する。

抽出した直接的な原因を踏まえ、その背後にある組織的な要因を抽出するため、根本的な原因分析を実施した。その結果、18 項目の組織的な要因を明らかにした。このうち、抽出した 18 項目を対象に組織的な要因及び対策の整理を行った。その結果、以下の 8 項目に集約された。

(1)　業務に対する管理体制（意思決定プロセス）が不明確となっていた（封入時）。
①　業務プロセスに関する妥当性確認の仕組みが明確でない。
②　施設保安に係る体制が一体化していない。
③　核燃料物質の貯蔵に関する技術基準等の仕組みが構築されていない。

(2)　原子力安全に係る知見を業務に反映する取組が不十分であった（封入・保管管理）。
④　核燃料物質の貯蔵に関する保安教育に対するチェックが十分でない。
⑤　国際的基準や他施設の知見を反映する予防処置の取組が十分でない。

(3)　安全確保に対する慎重さ（常に問いかける姿勢）が足りなかった（作業計画・作業時）。
⑥　作業手順等のルール化する仕組みが十分でない。
⑦　潜在的なリスクに気付かず、安全確保に対する慎重さに欠けた。
⑧　管理者が自ら作業し、管理者としての役割を十分果たせなかった。

これらの要因を更に深く掘り下げると根本的な原因には、
(a)　保安活動を改善する取組ができていなかった。
(b)　潜在的リスクに対して慎重さが足りなかった。
(c)　上級管理者の役割を果たしていなかった。

ことが挙げられる。これらについて「8.5」で掲げた対策を行い、手順等による仕組みの改善や常に潜在的リスクを念頭に置いて保安活動の継続的な改善を行い、再発防止を徹底する。

原子力機構は、本事故の再発防止対策を踏まえ、以下の水平展開を実施し、原子力機構全体で安全確保の維持・向上を図る。
・核燃料物質の管理基準の策定と拠点要領への反映
・身体汚染が発生した場合の措置に係るガイドラインの策定と拠点要領への反映
・緊急時対応設備及び資機材の調査並びに訓練の実施

また、3 つの根本的な原因についても原子力機構における問題として捉え、原子力機構全体の活動に反映する。

現場復旧については、まず、フード（H-1）までのアクセスルートを確保し、フード（H-1）内の貯蔵

容器の蓋を固定し、フード（H-1）から貯蔵容器を搬出して 108 号室から 101 号室内のグローブボックス群（123-D、124-D）内へ移動した。その後、グリーンハウスの更新等により汚染管理の強化を図った後、フード（H-1）及び 108 号室の汚染検査・除染作業を行った。フード（H-1）の汚染検査と除染については、フード（H-1）内外表面の汚染検査を行いながら、除染作業及び固着汚染の固定を行った。108 号室の汚染検査と除染については、床面に対して実施した後、壁面、天井とグローブボックス等の機器に対して実施した。

平成 29 年 9 月 8 日に燃料研究棟において作業員の特殊作業衣等の汚染事象が発生し、その応急処置を実施した上で不適合管理を実施した。これを受けて 108 号室の作業を中止し、作業手順等の緊急点検を実施した。また、101 号室の汚染事象の不適合管理により抽出された改善点を反映して作業計画書を改訂し、作業員の教育を実施した。これらにより作業の安全対策の強化を図り、108 号室の汚染検査・除染作業を再開して、108 号室の除染作業、汚染検査を完了し、平成 29 年 10 月 16 日に立入制限区域を解除した。

原子力機構は、施設の廃止措置段階を含め核燃料物質の管理の適正化が重要な課題であり、核燃料物質を取り扱う研究開発機関として現場の品質管理及び保安活動を徹底する必要がある。

このような状況の中、今回の事故が起きたことを深く反省するとともに、事故発生の防止に向けた取組が十分にできなかったことを重く捉え、経営層自身による安全確保のための活動の関与及び監視並びに専門性を有する人材の育成・確保を一層強化し、原子力機構全体でより慎重な保安活動を徹底し、安全確保に努める。

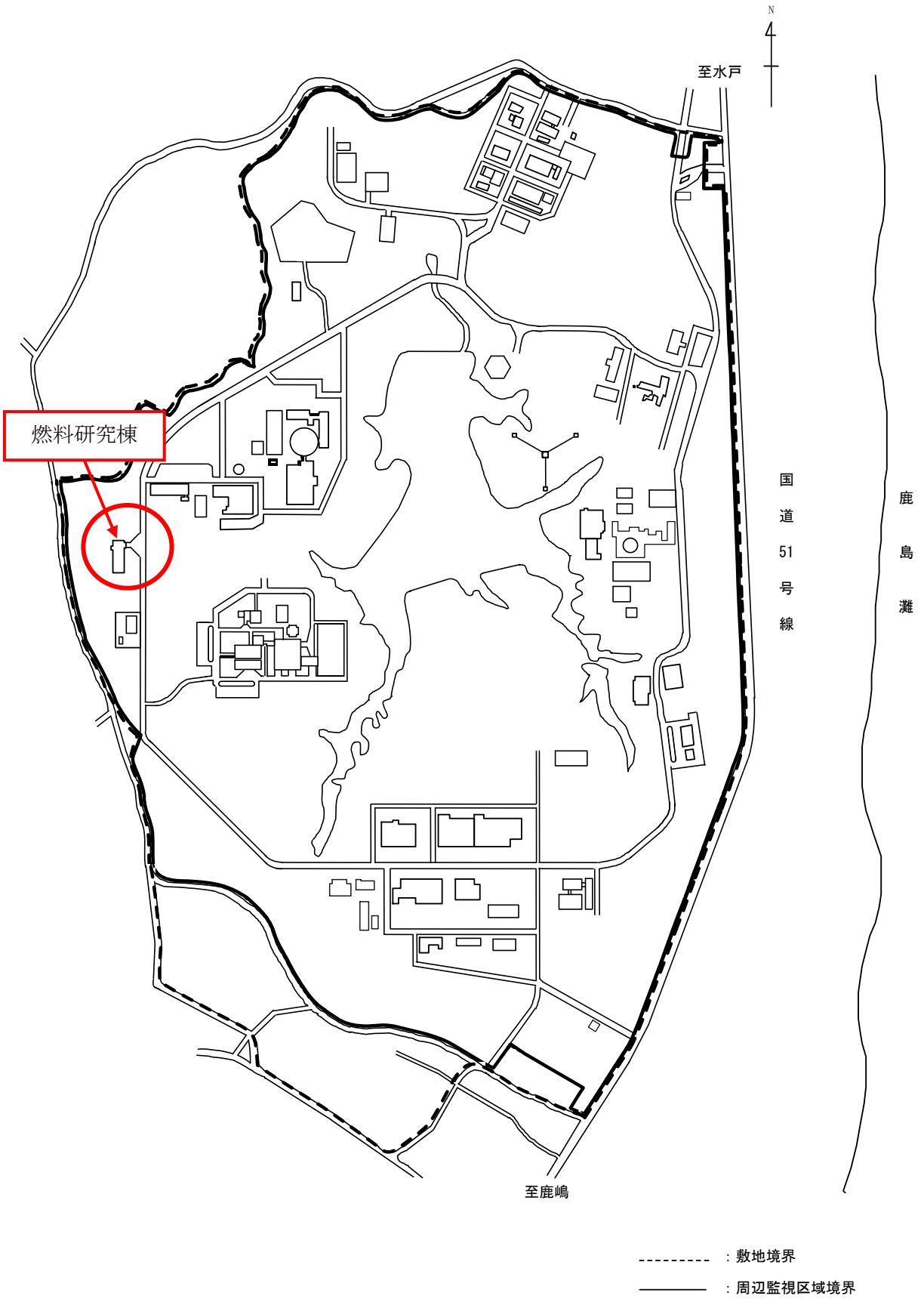


図 4.1.1　大洗研究開発センター施設配置図

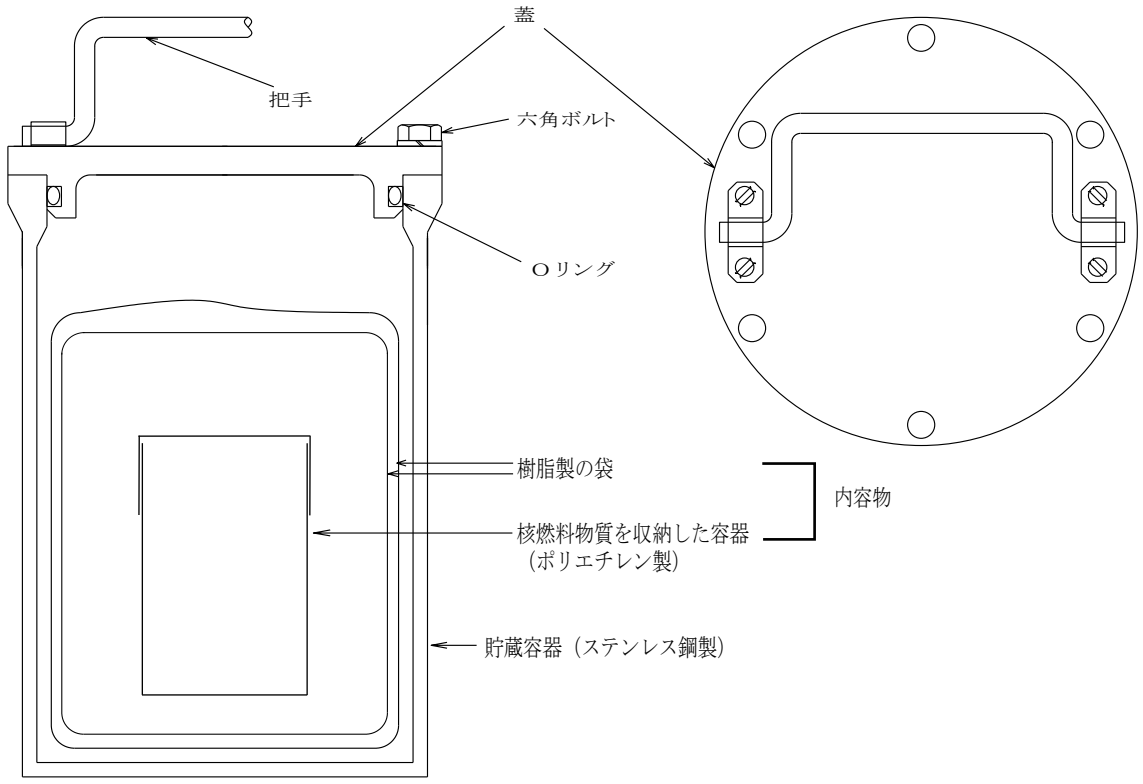


図4.1.2　プルトニウム・濃縮ウラン貯蔵容器の構造と内容物

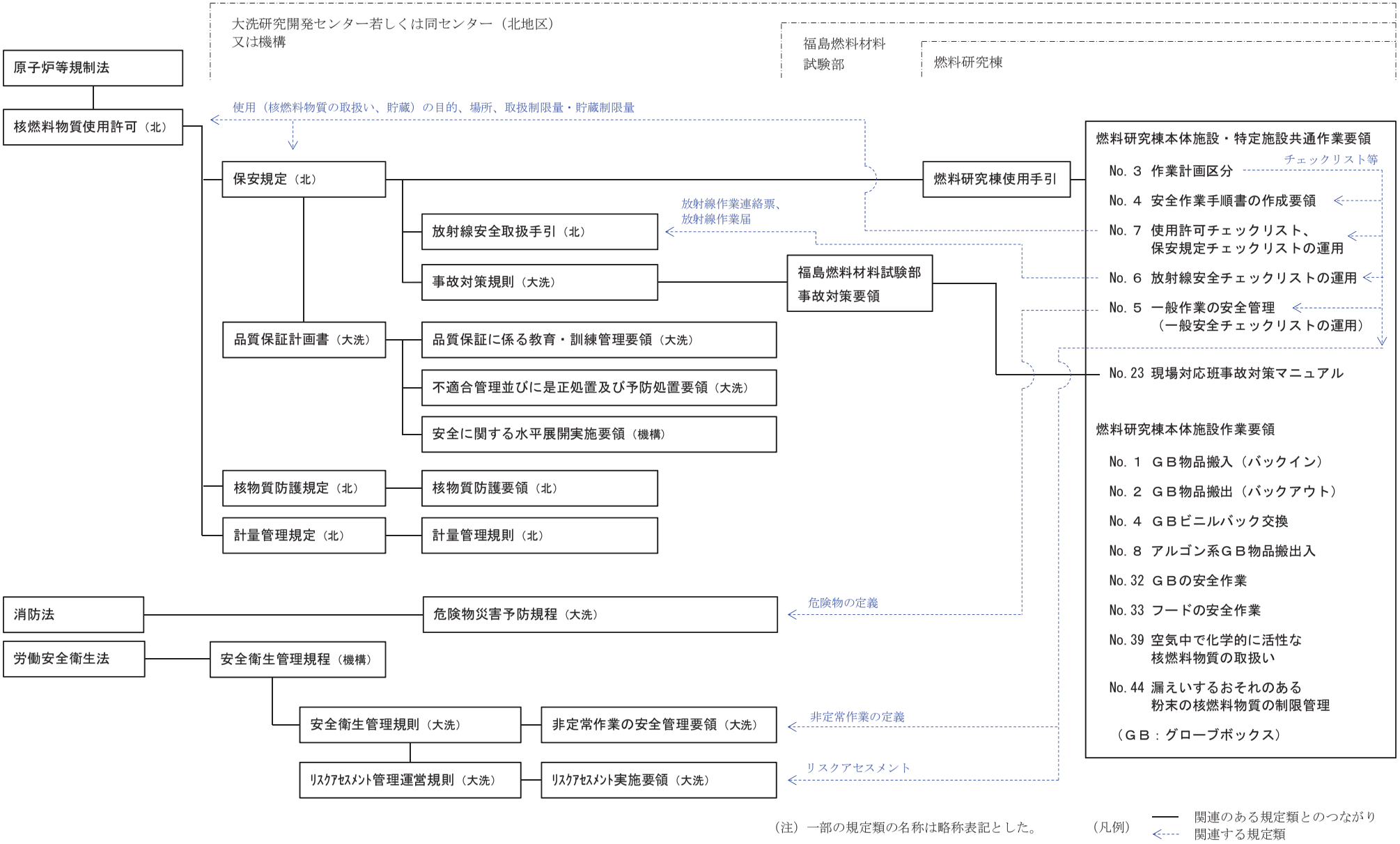


図4.1.3　燃料研究棟における保安活動（核燃料物質の取扱関係）に係る主要な規定類

(1) 作業計画段階

①核燃料物質の不適切管理（不適合）の不適合除去

保安規定 1 編 17 条, 17 条の 2、不適合管理並びに是正処置及び予防処置要領に従い実施

↓

②作業場所の検討

保安規定 2 編 16 条、使用許可書（使用の目的、貯蔵制限量）、燃料研究棟共通作業要領 No. 3, 7 に従い実施

↓

③作業期間の検討

保安規定 2 編 16 条、7 編 3, 4 条、燃料研究棟使用手引 I 編 1 章、燃料研究棟共通作業要領 No. 3 に従い実施

↓

④安全作業手順書の作成

保安規定 2 編 16 条、燃料研究棟共通作業要領 No. 3, 4 に従い実施

↓

⑤作業に伴う線量の検討（放射線作業連絡票、放射線作業届）

保安規定 2 編 16, 17 条、放射線安全取扱手引 6 章、燃料研究棟共通作業要領 No. 3, 6 に従い実施

↓

⑥放射線安全チェック（線量の評価、防護具等の選定）

保安規定 2 編 16 条、燃料研究棟共通作業要領 No. 3, 6、放射線安全取扱手引 6 章に従い実施

↓

⑦取扱対象物の検討

保安規定 2 編 16 条、燃料研究棟本体施設作業要領 No. 39 に従い実施

↓

⑧一般安全チェック

保安規定 2 編 16 条、燃料研究棟共通作業要領 No. 3, 5 に従い実施

↓

⑨使用許可・保安規定チェック

保安規定 2 編 16 条、燃料研究棟共通作業要領 No. 3, 7 に従い実施

↓

⑩作業区分の検討（定常／非定常）

保安規定 2 編 16 条、燃料研究棟共通作業要領 No. 3、非定常作業の安全管理要領に従い実施

↓

⑪リスクアセスメント

保安規定 2 編 16 条、燃料研究棟共通作業要領 No. 3、リスクアセスメント実施要領に従い実施

（注）一部の規定類の名称は略称表記とした。

図 4.1.4　改善作業及び事故対応における作業手順の流れ（1/2）

(2) 作業実施段階

⑫被ばく防止及び被ばく低減措置

保安規定 2 編 16 条、放射線安全取扱手引 6 章に従い実施

↓

⑬核燃料物質の取扱い（核物質防護、計量管理）

保安規定 2 編 16 条、核物質防護規定、核物質防護要領、計量管理規定、計量管理規則、
燃料研究棟使用手引 4 章に従い実施

↓

⑭フード作業（貯蔵容器の点検・汚染検査）

保安規定 2 編 16 条、燃料研究棟使用手引 3 章、燃料研究棟本体施設作業要領 No. 33 に従い実施

(3) 事故対応

⑮初動対応（事故現場）

保安規定 1 編 25 条、事故対策規則、事故対策要領に従い実施

↓

⑯初動対応（現地対策本部）

保安規定 1 編第 26、27 条、事故対策規則に従い実施

↓

⑰汚染拡大防止措置（グリーンハウス設営）

保安規定 1 編 28 条、2 編 19 条、事故対策規則、放射線安全取扱手引 9, 10 章に従い実施

↓

⑱立入制限区域の指定

保安規定 2 編 5 条、放射線安全取扱手引 6 章に従い実施

↓

⑲作業員の除染

保安規定 2 編 19 条の 2、放射線安全取扱手引 9 章に従い実施

↓

⑳緊急医療措置

保安規定 2 編 24 条、放射線安全取扱手引第 10 章、事故対策規則に従い実施

（注）一部の規定類の名称は略称表記とした。

図 4.1.4　改善作業及び事故対応における作業手順の流れ（2/2）

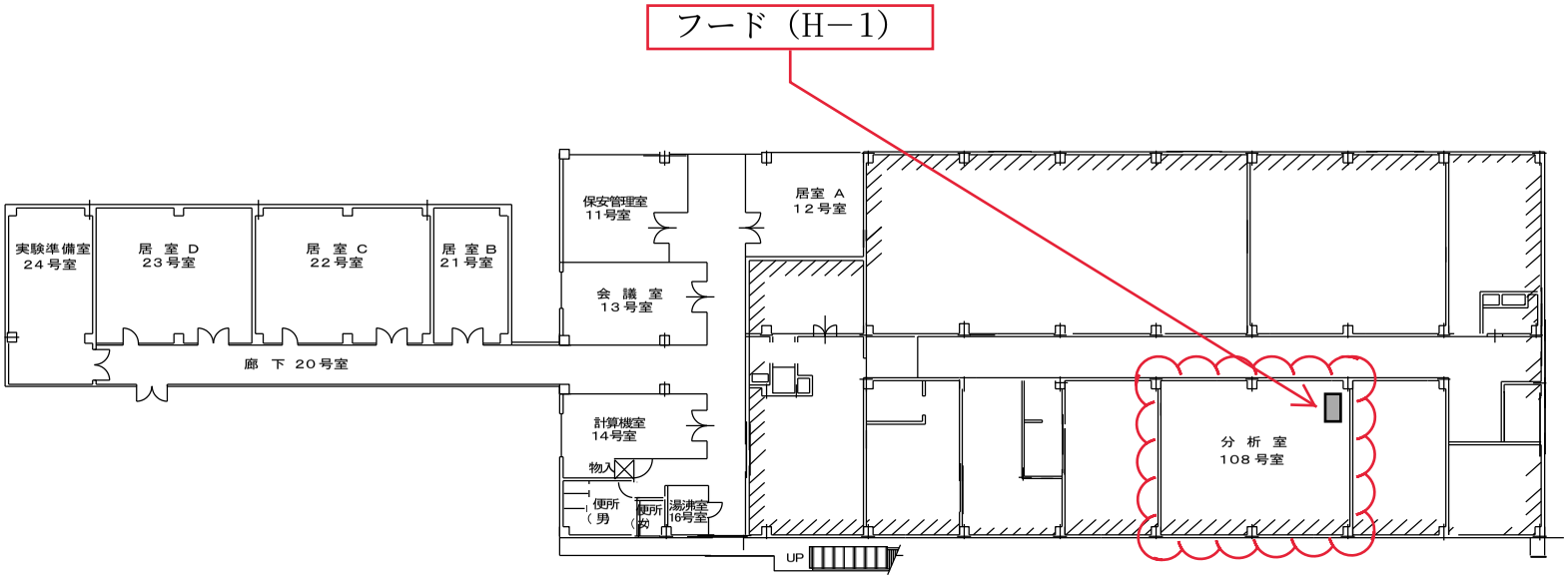


前面　（H29.6.16撮影）



背面　（H29.6.16撮影）

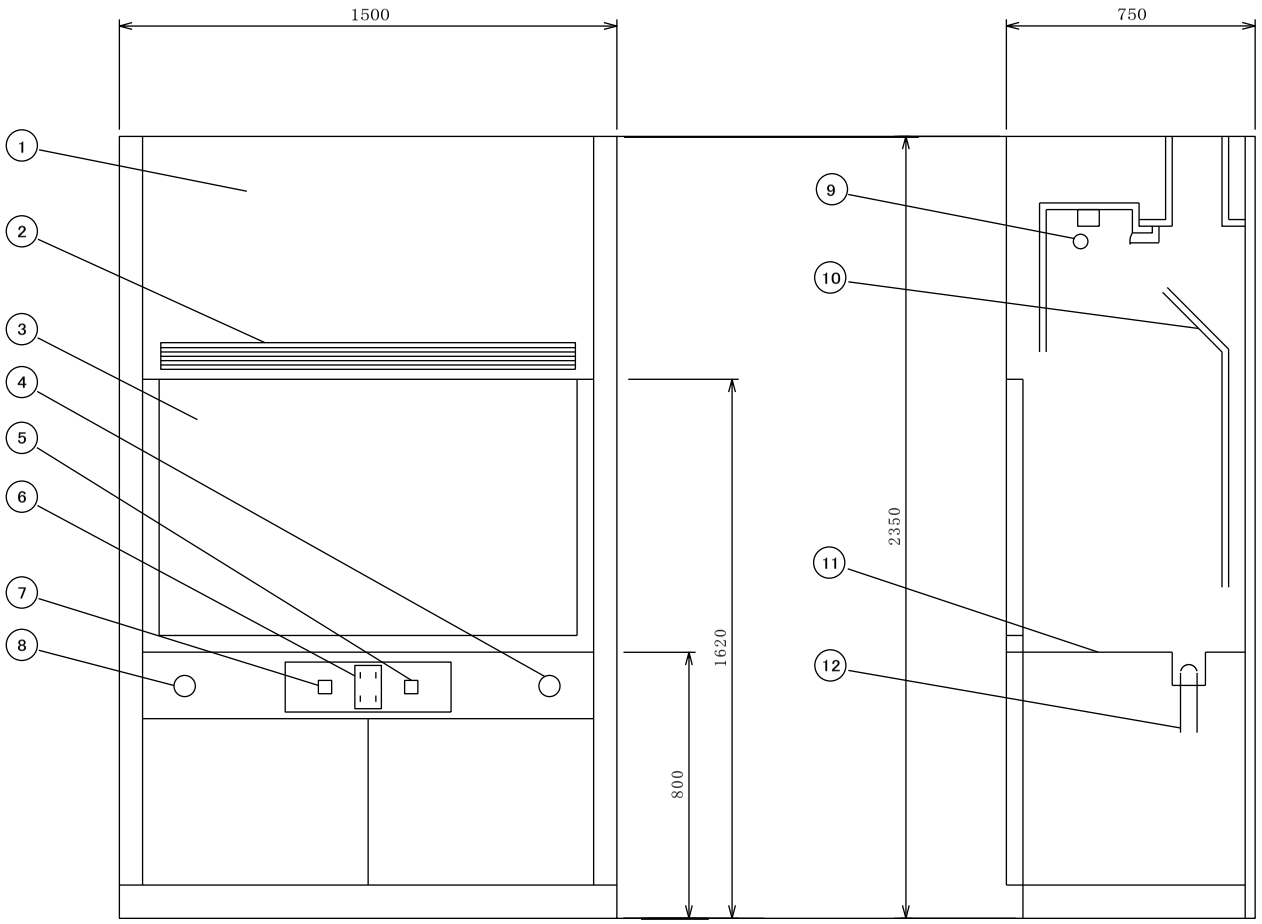
図4.1.5　事故発生時の作業員と同等の防護具を装着した状態



1 階 平 面 図

斜線部は管理区域境界を示す。

図4.2.1　燃料研究棟平面図



番号	部 品 名 称
①	本 体
②	給気ギャラリ
③	スライド式ガラス窓
④	ガスハンドル
⑤	蛍光灯用スイッチ
⑥	電源コンセント
⑦	電源用表示ランプ
⑧	給水ハンドル
⑨	蛍 光 灯
⑩	バッフルプレート
⑪	鉛張り流し
⑫	排 水 管

（単位: mm）

図4.2.2　フード（H－1）概略図

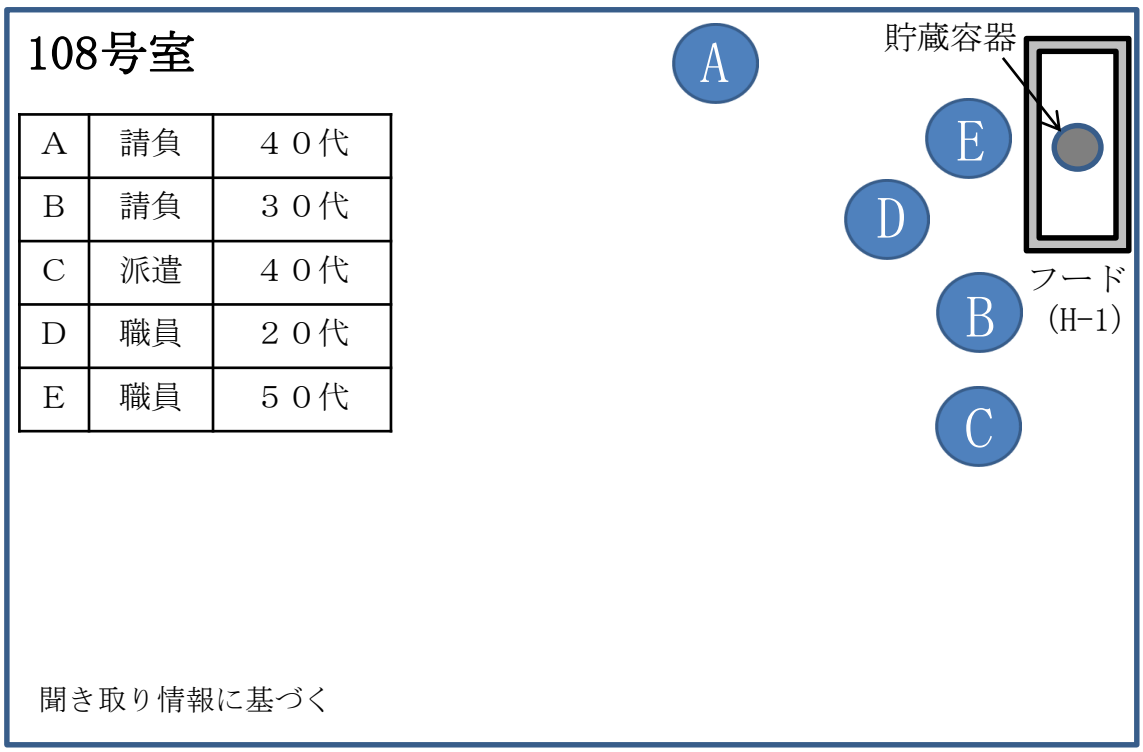
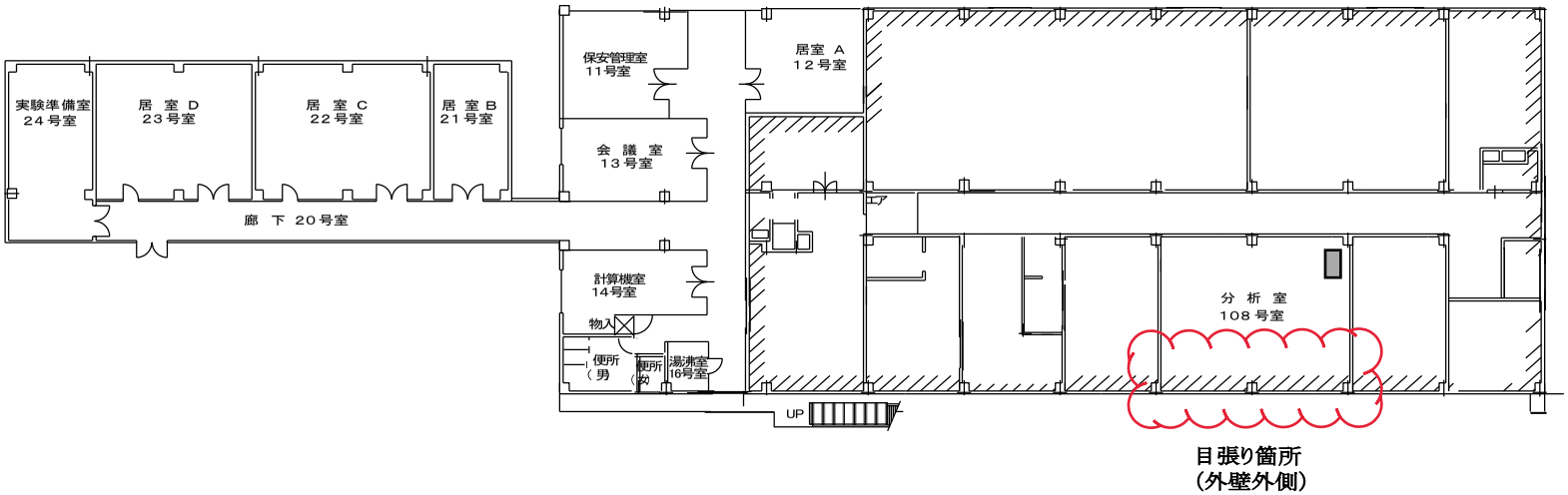


図4.2.3　108号室における事故発生時の作業員5名の位置関係



（H29.6.6 撮影）

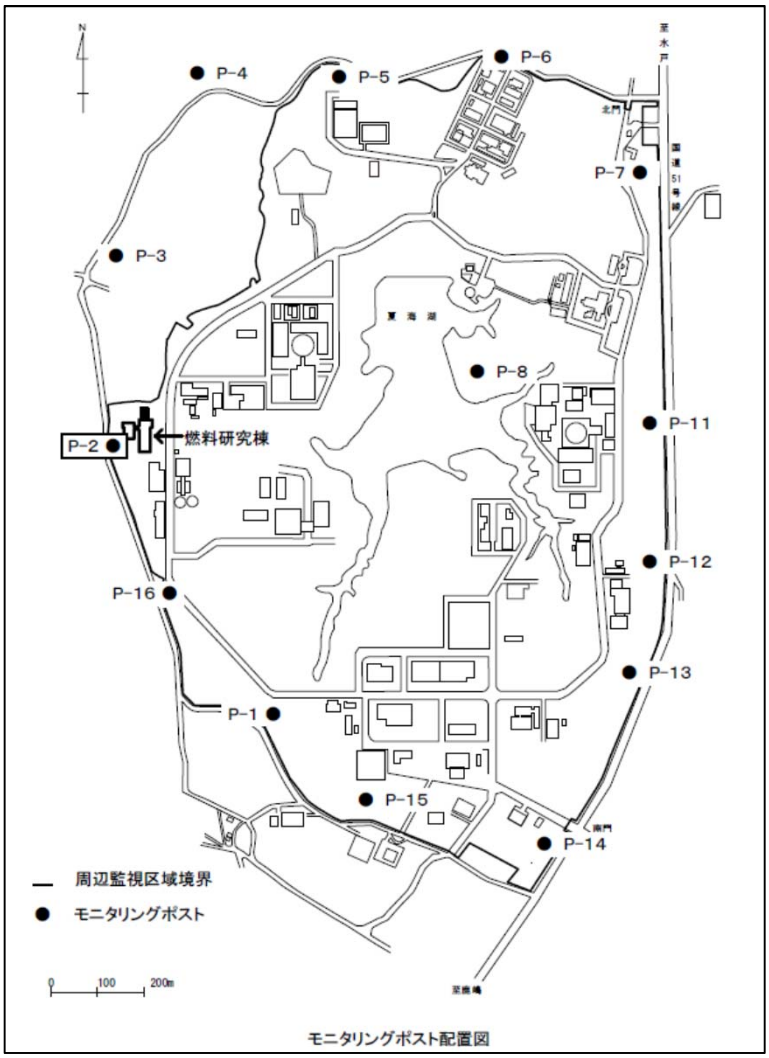
図 4.2.4　グリーンハウス



1 階 平 面 図

斜線部は管理区域境界を示す。

図4.2.5　目張り箇所



モニタリングポスト配置図

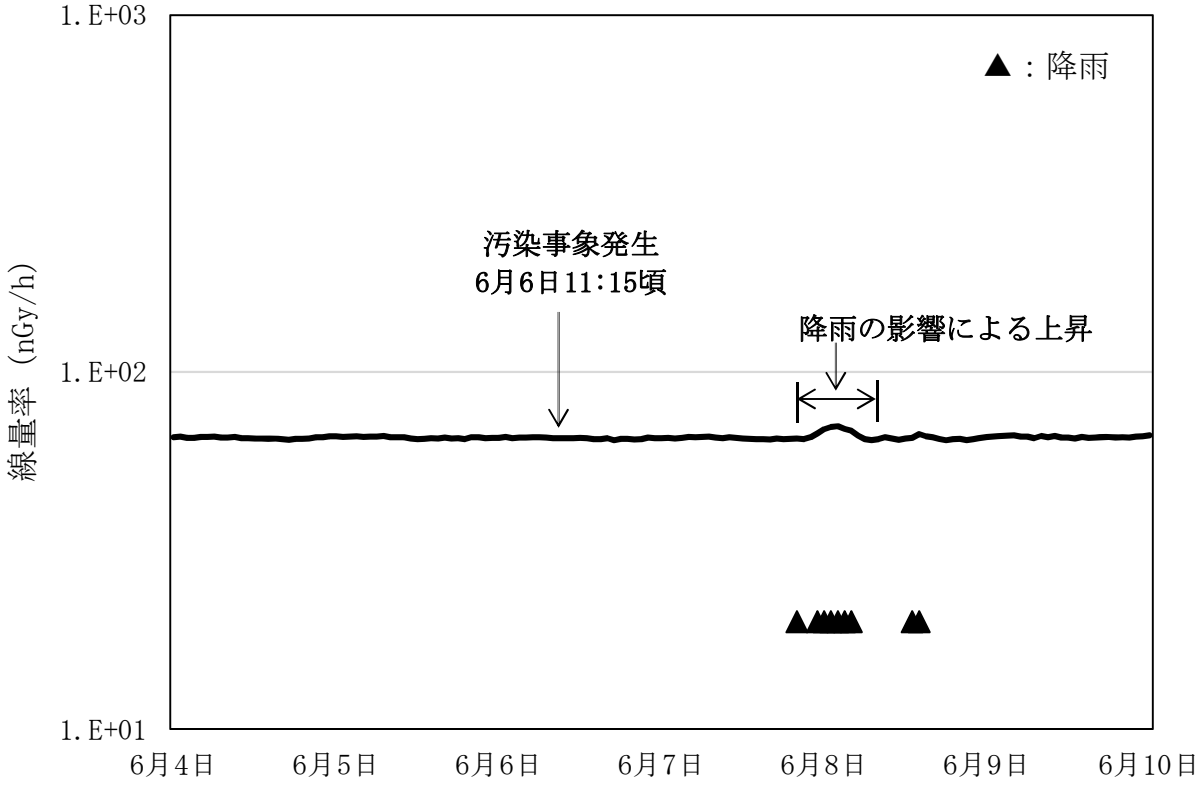


図4.2.6　モニタリングポスト（P-2）指示値のトレンド
（H29年6月4日～6月10日）

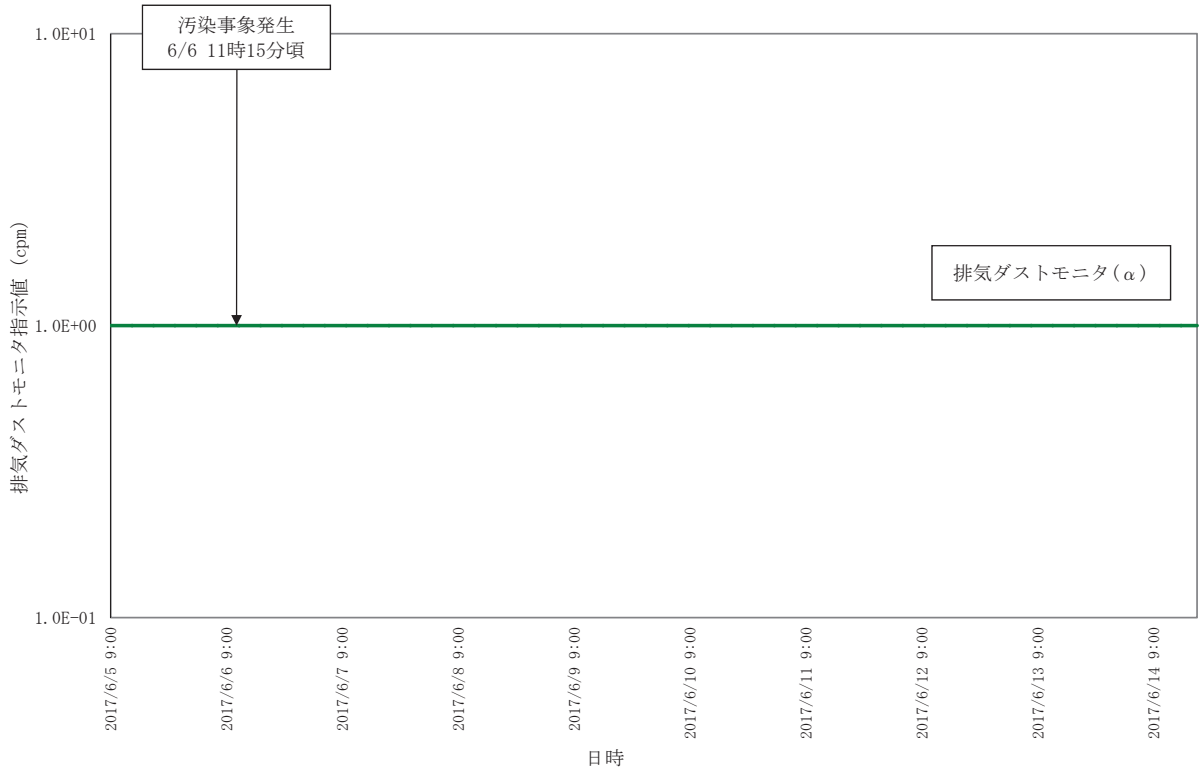


図4.2.7　燃料研究棟の排気ダストモニタ指示値のトレンド
（H29年6月5日～6月14日）

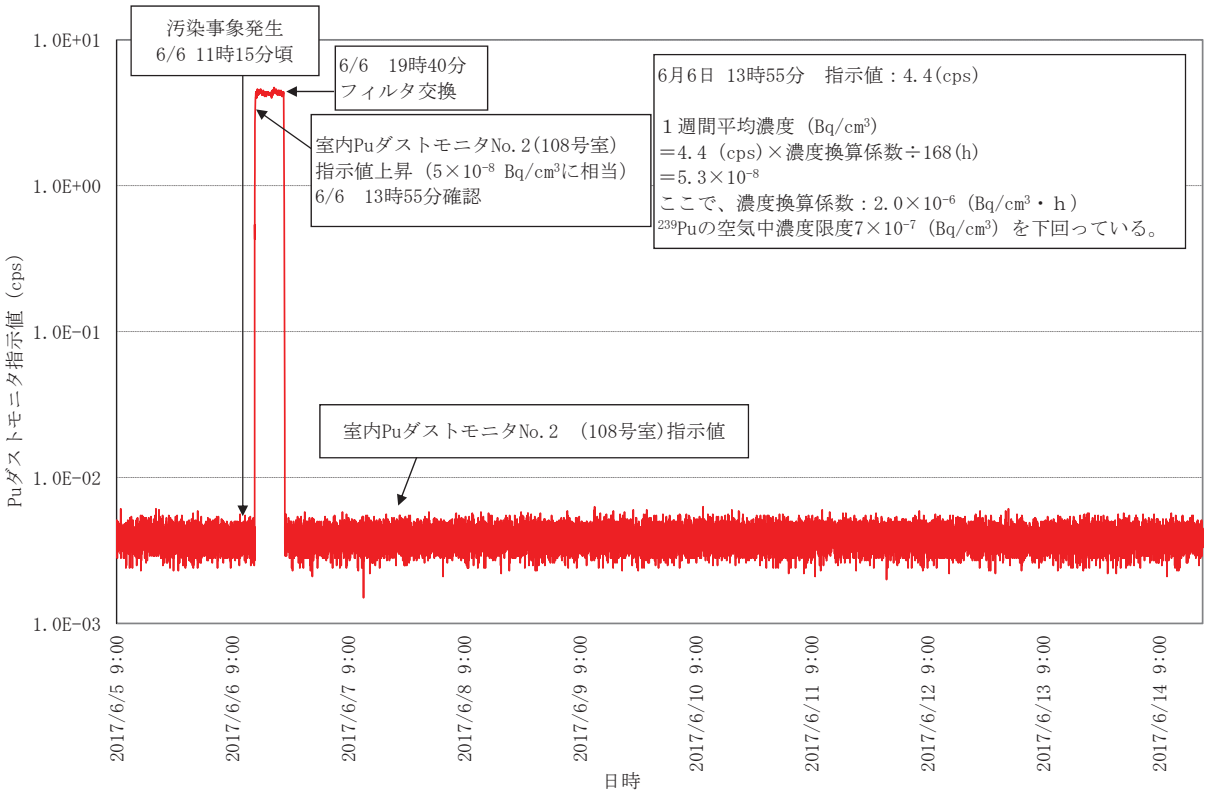
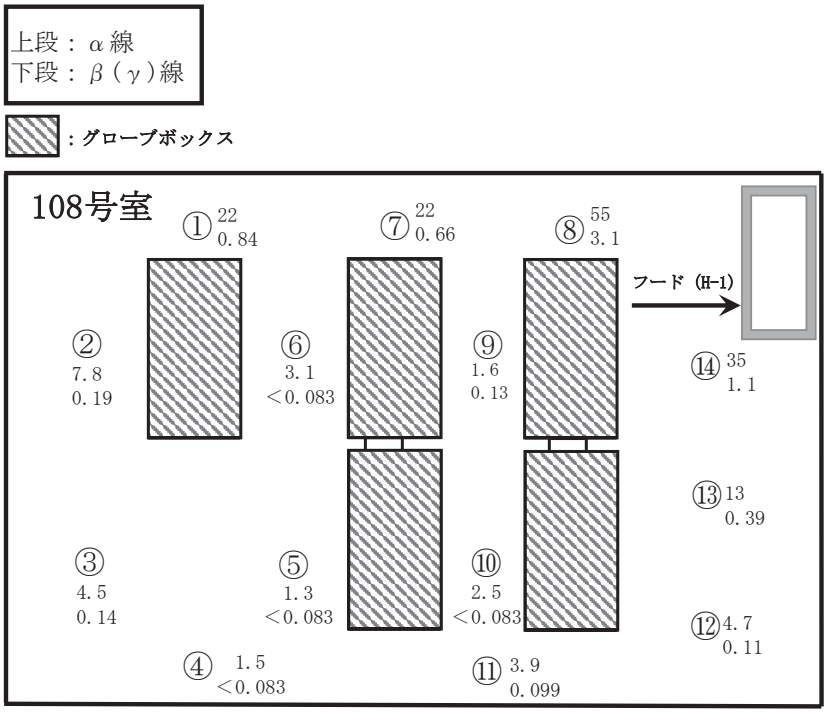


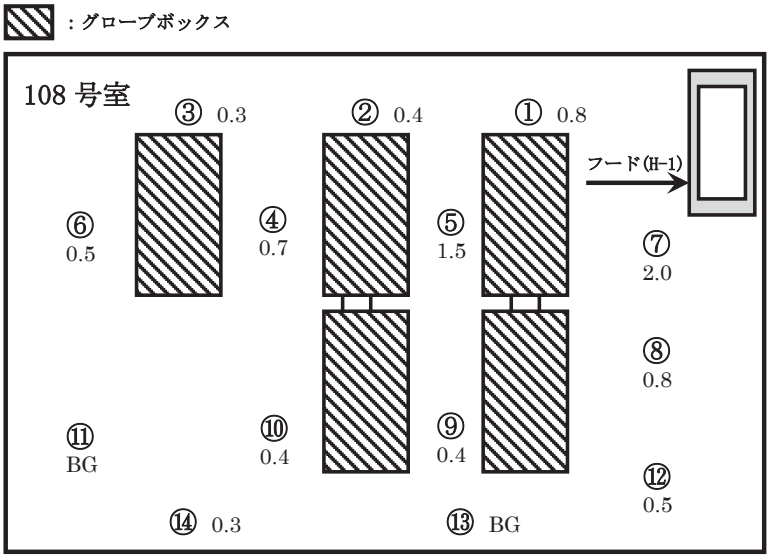
図4.2.8　燃料研究棟の室内Puダストモニタ No.2（108号室）指示値のトレンド
（H29年6月5日～6月14日）



表面密度測定記録	
建家名	燃料研究棟
測定日時	平成29年6月7日　18：36～18：55
測定線種	■α線　■β（γ）線
測定器	放射能計測装置 （ ES-7284 ）
測定方法	スミヤ法
単　位	Bq/cm^2
測定条件	拭取効率：10%
備考	

記　事
①～⑭：測定ポイント

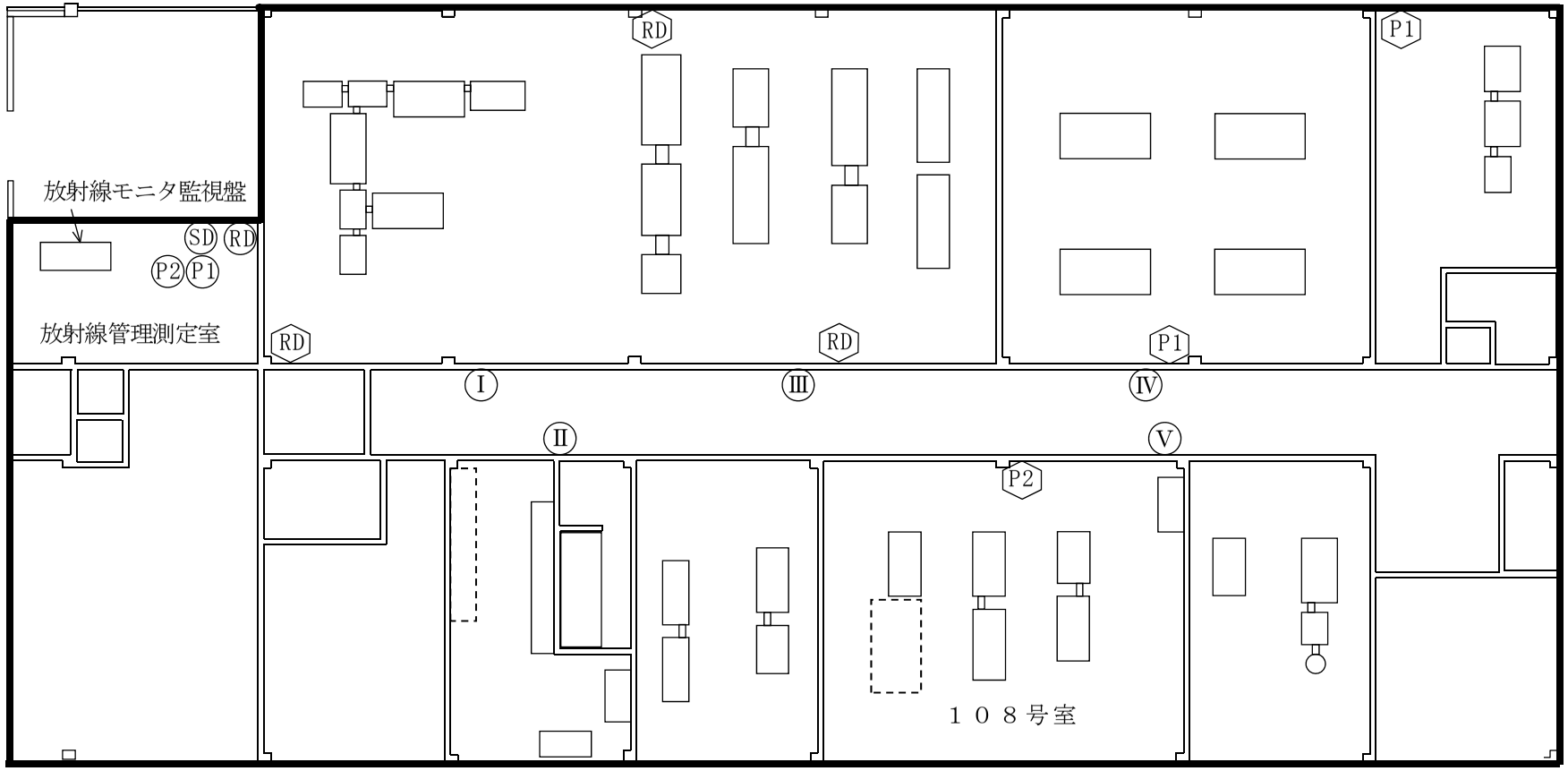
図4.2.9 表面密度測定結果



線量当量率測定記録	
建家名	燃料研究棟
測定日時	平成 29 年 6 月 7 日 16:41～17:09
測定線種	γ線
測定器	GM 管式サーベイメータ (GM-137)
BG	0.2　μSv/h
測定方法	サーベイ法(床上約 1m)
単　位	μSv/h
備　考	

記事
①～⑭:測定ポイント

図 4.2.10　線量当量率測定記録



RD：室内ダストモニタ
SD：排気ダストモニタ
Ⅰ～Ⅴ：ガンマ線エリアモニタ
P1：室内Puダストモニタ No.1
P2：室内Puダストモニタ No.2
RD：室内ダストモニタサンプリング端
P1：室内Puダストモニタ No.1 サンプリング端
P2：室内Puダストモニタ No.2 サンプリング端

図4.2.11 燃料研究棟の放射線管理モニタの配置図

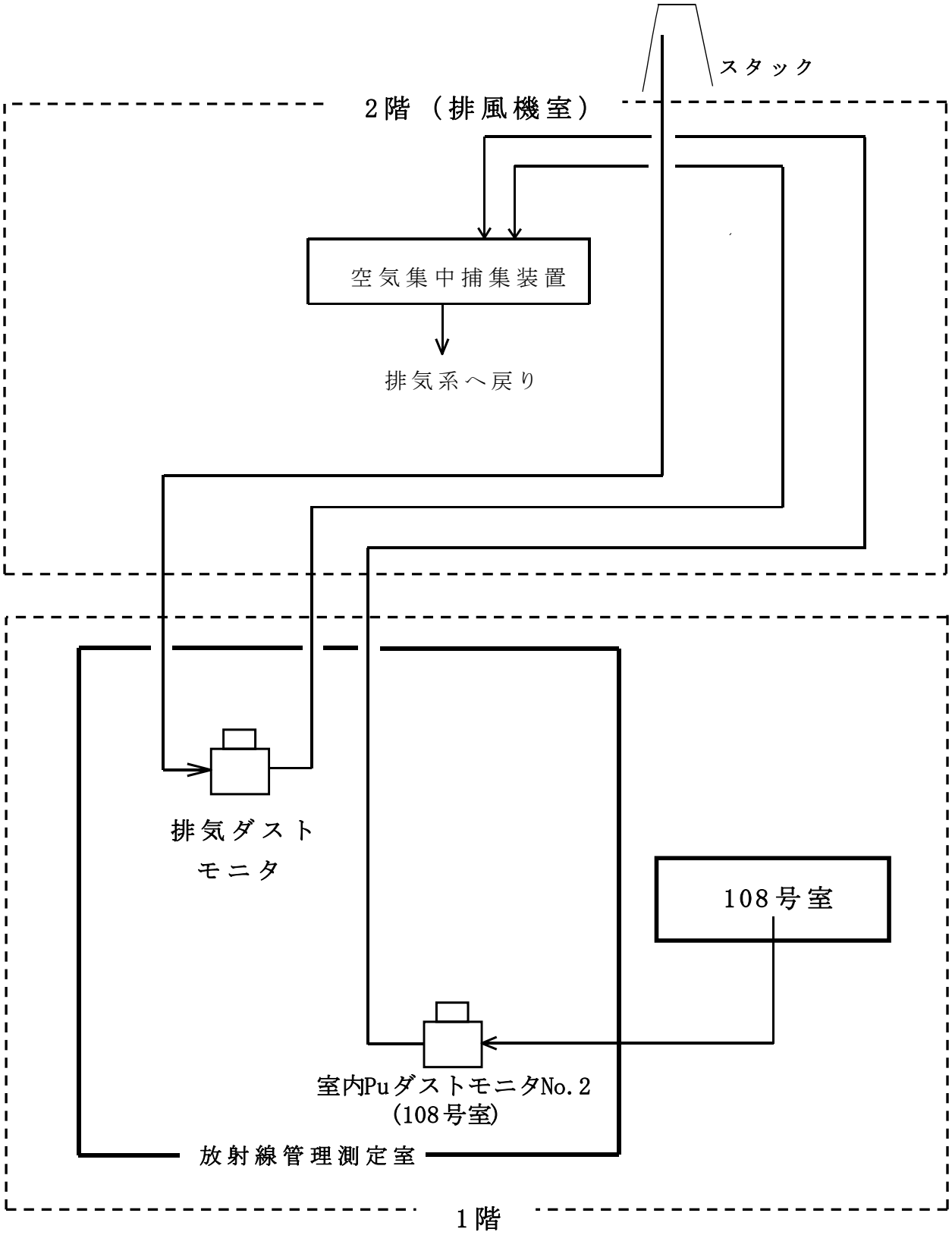


図４．２．１２　燃料研究棟の排気ダストモニタ及び
室内Puダストモニタ No.２（108号室）の系統図

※排気第1系統は2系統あり、1系統は予備である。
H29/6/6(火)は排気第1-2系統が運転されていた。

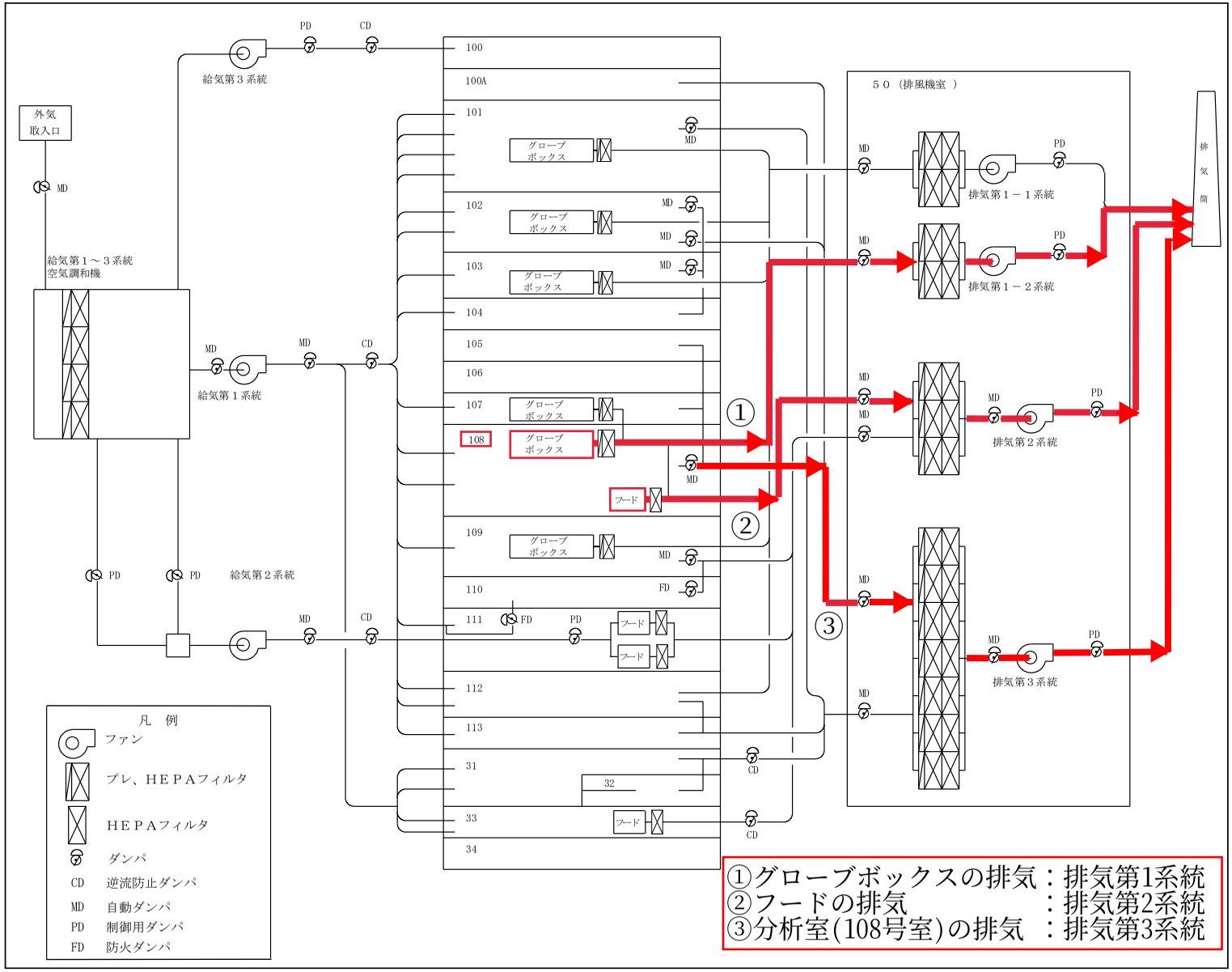


図4.2.13　燃料研究棟の排気系統図



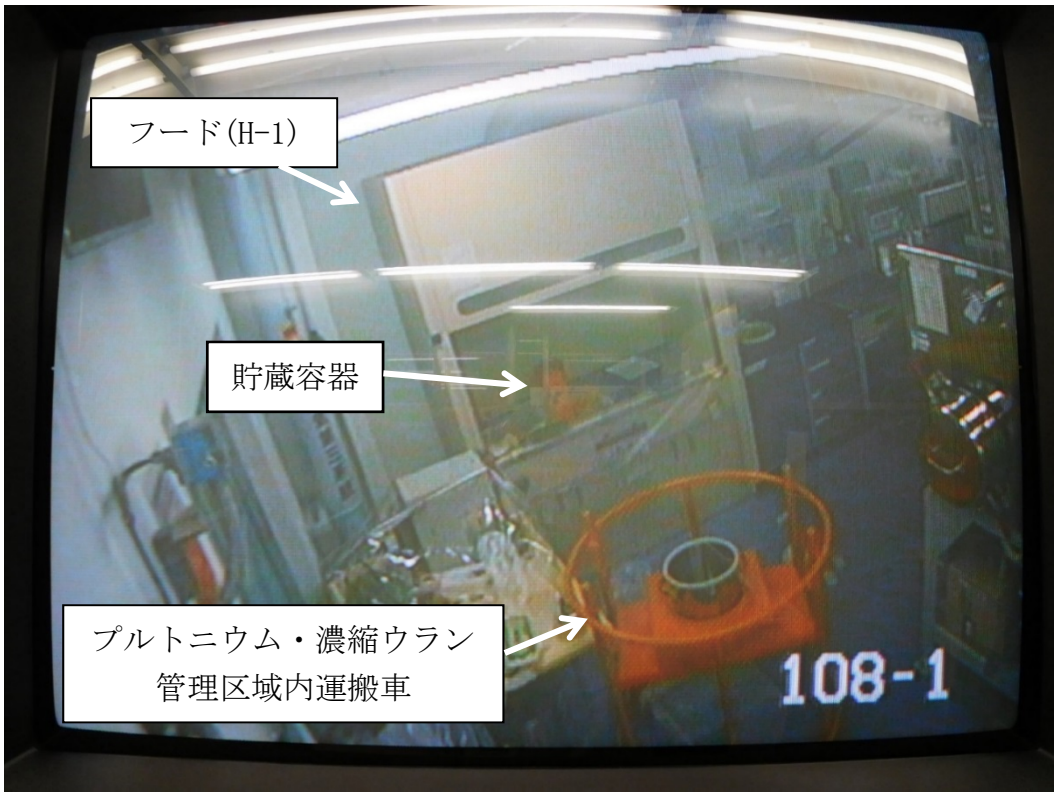
フード内



フード前床

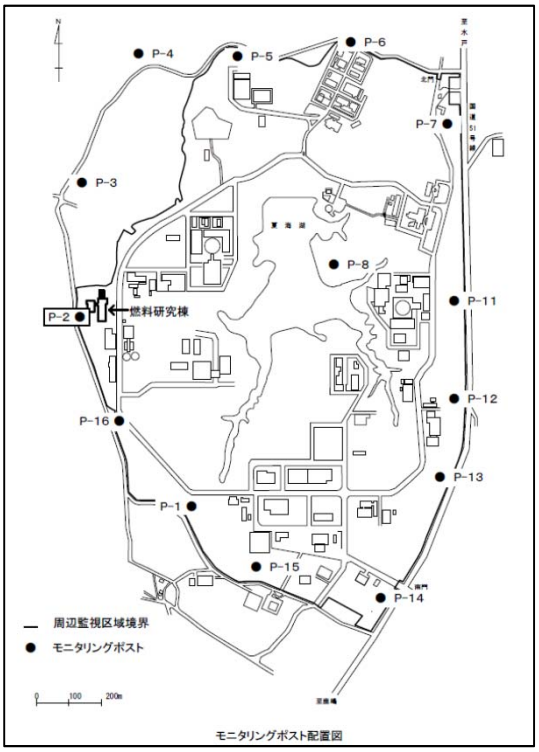
（H29.6.7 撮影）

図 4.2.14　事故発生後のフード（H-1）周辺



(H29.6.6 撮影)

図 4.2.15　TV カメラによる貯蔵容器の監視



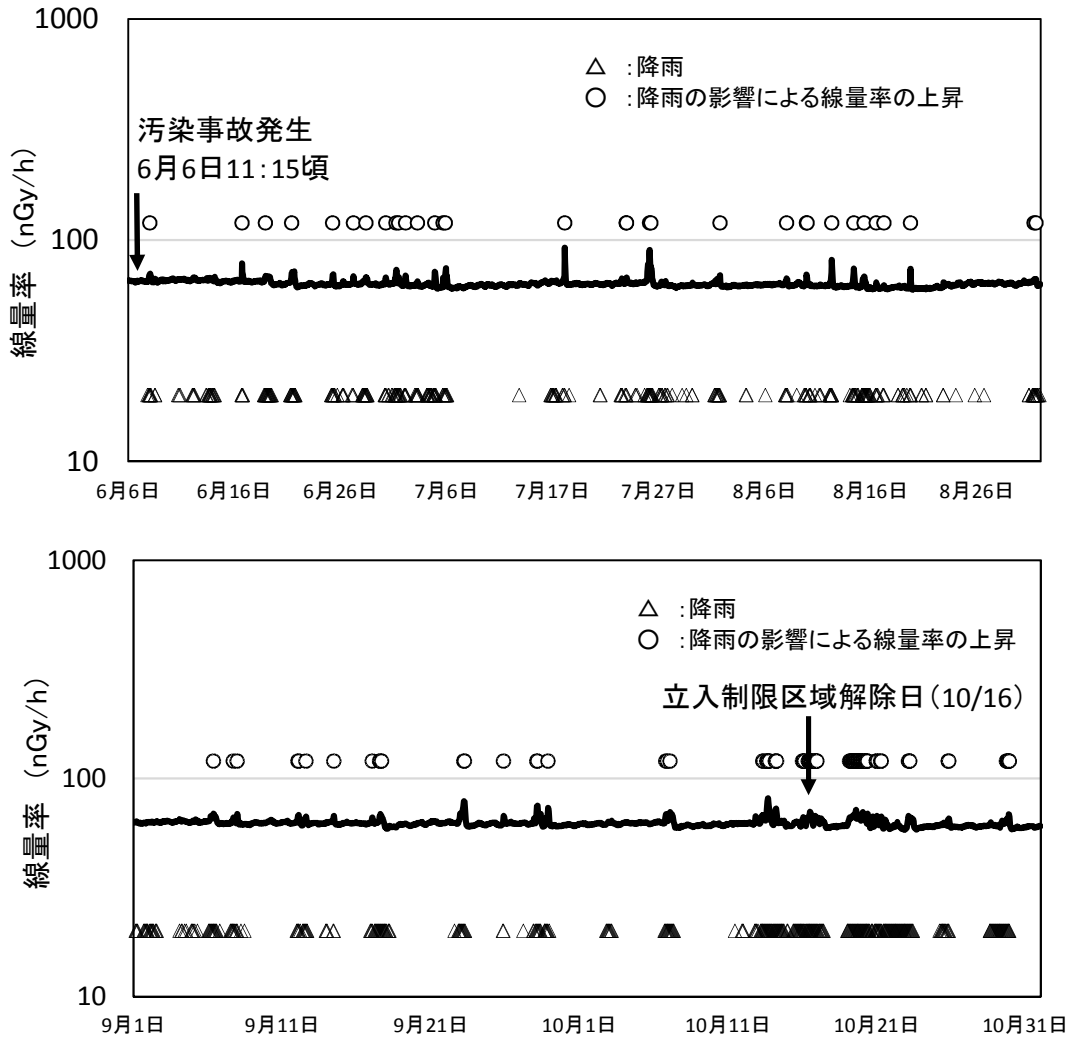


図5.1　モニタリングポスト（P-2）指示値のトレンド
（H29年6月6日～10月31日）

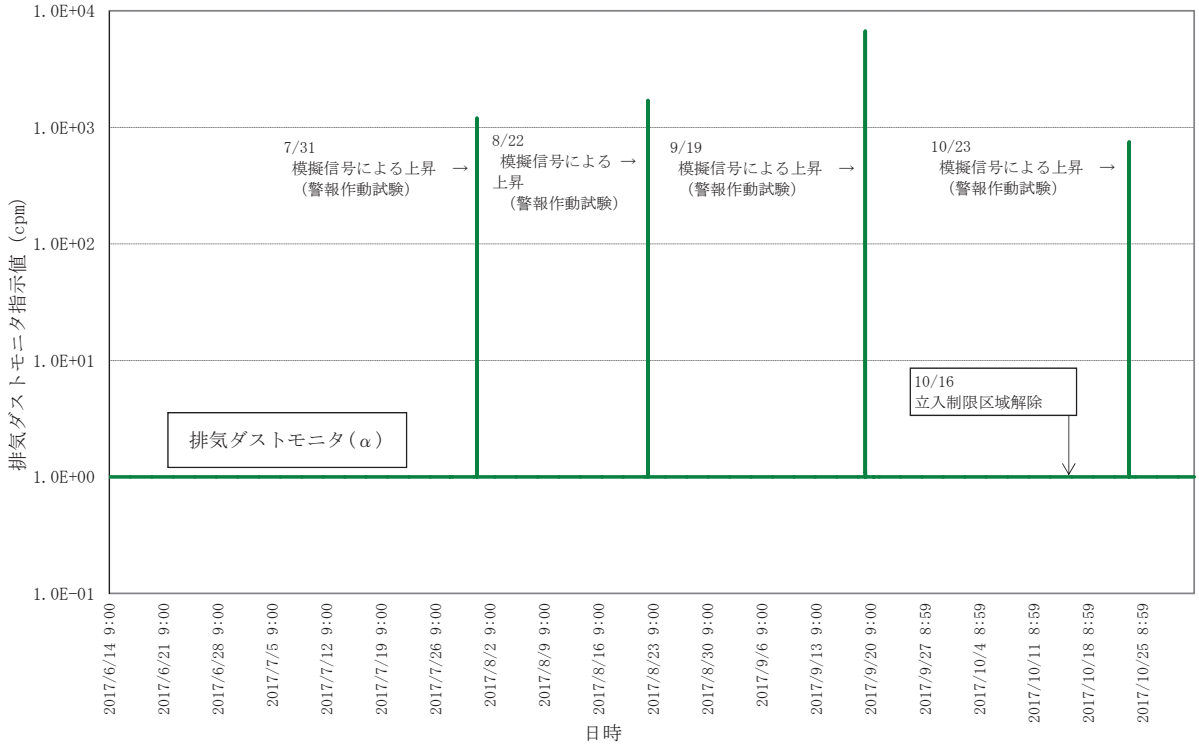


図5.2　燃料研究棟の排気ダストモニタ指示値のトレンド

（H29年6月14日～10月31日）

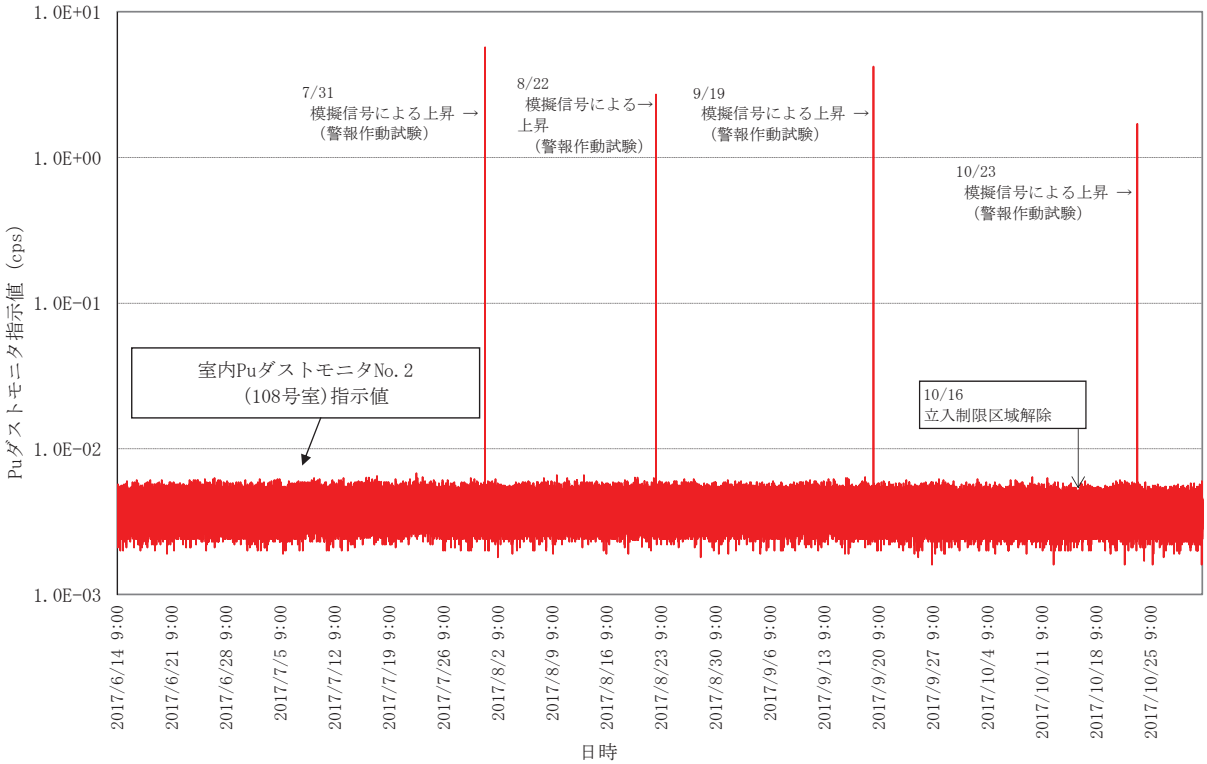


図5.3　燃料研究棟の室内PuダストモニタNo.2（108号室）指示値のトレンド

（H29年6月14日～10月31日）

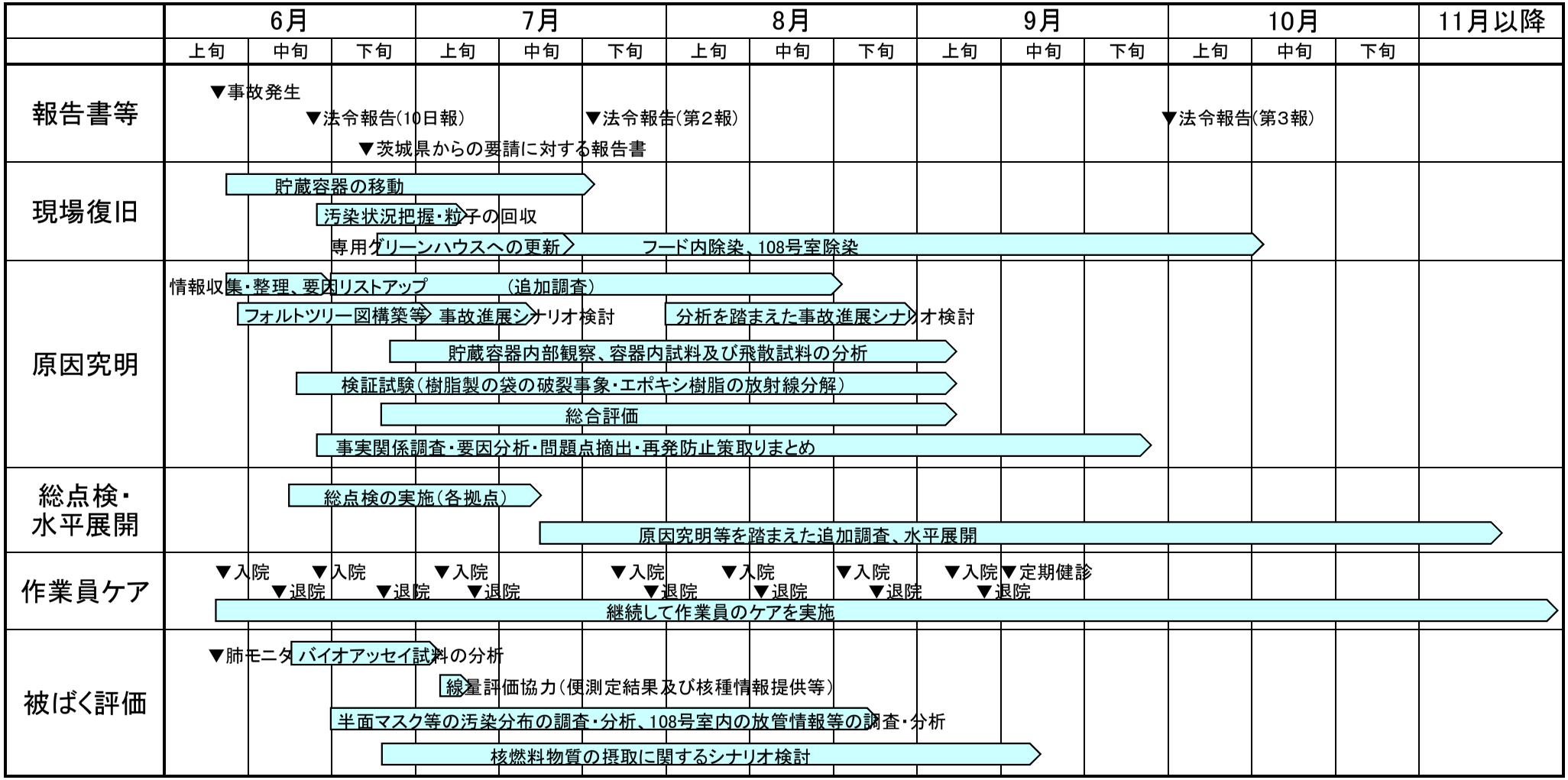
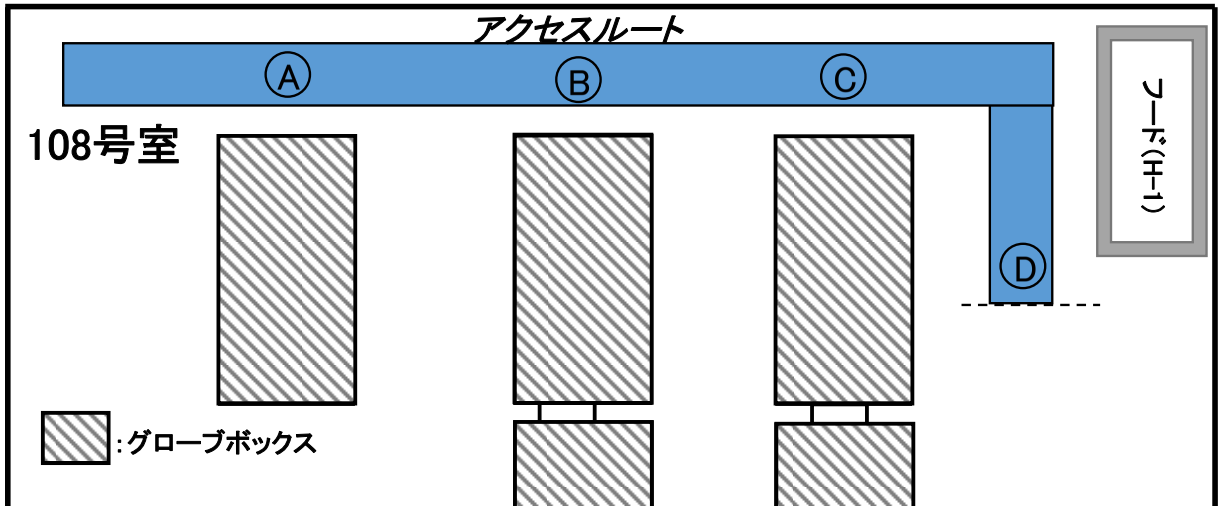


図6.1.1　燃料研究棟汚染事故対応工程表（9月29日現在）

フードまでのアクセスルートの確保（7月4日）

- 108号室入口からフードまでの通路について、作業員の歩行による汚染拡大・飛散防止のための床の拭き取りを実施
- アクセスルート（床の一部）の表面密度は、床の拭き取りにより低減
- フードから飛散したと思われる粒子については、カメラで位置情報を記録した後、位置ごとにバイアル瓶の容器に回収し、金属容器に収納した。前面のビニルシートについては、折りたたんで金属容器に収納した。



α線表面密度 (Bq/cm²)

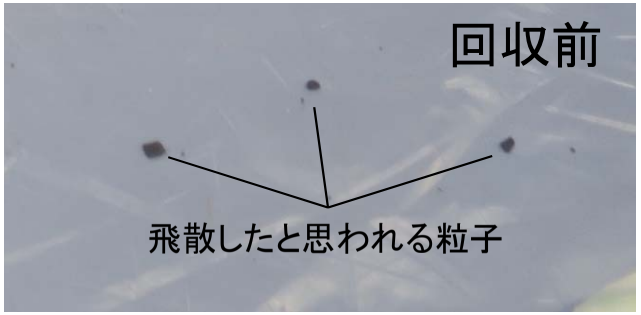
A: 22	C: 55
B: 22	D: 35

(6月7日測定)

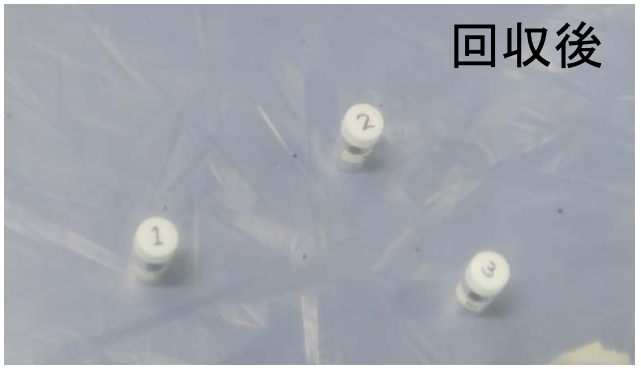
拭き取り後

A: 0.35	C: 1.9
B: 5	D: 1

(7月4日測定)



(H29.7.4撮影)



(H29.7.4撮影)

図6.2.1 アクセスルート床の表面密度測定結果及び粒子回収前後の写真

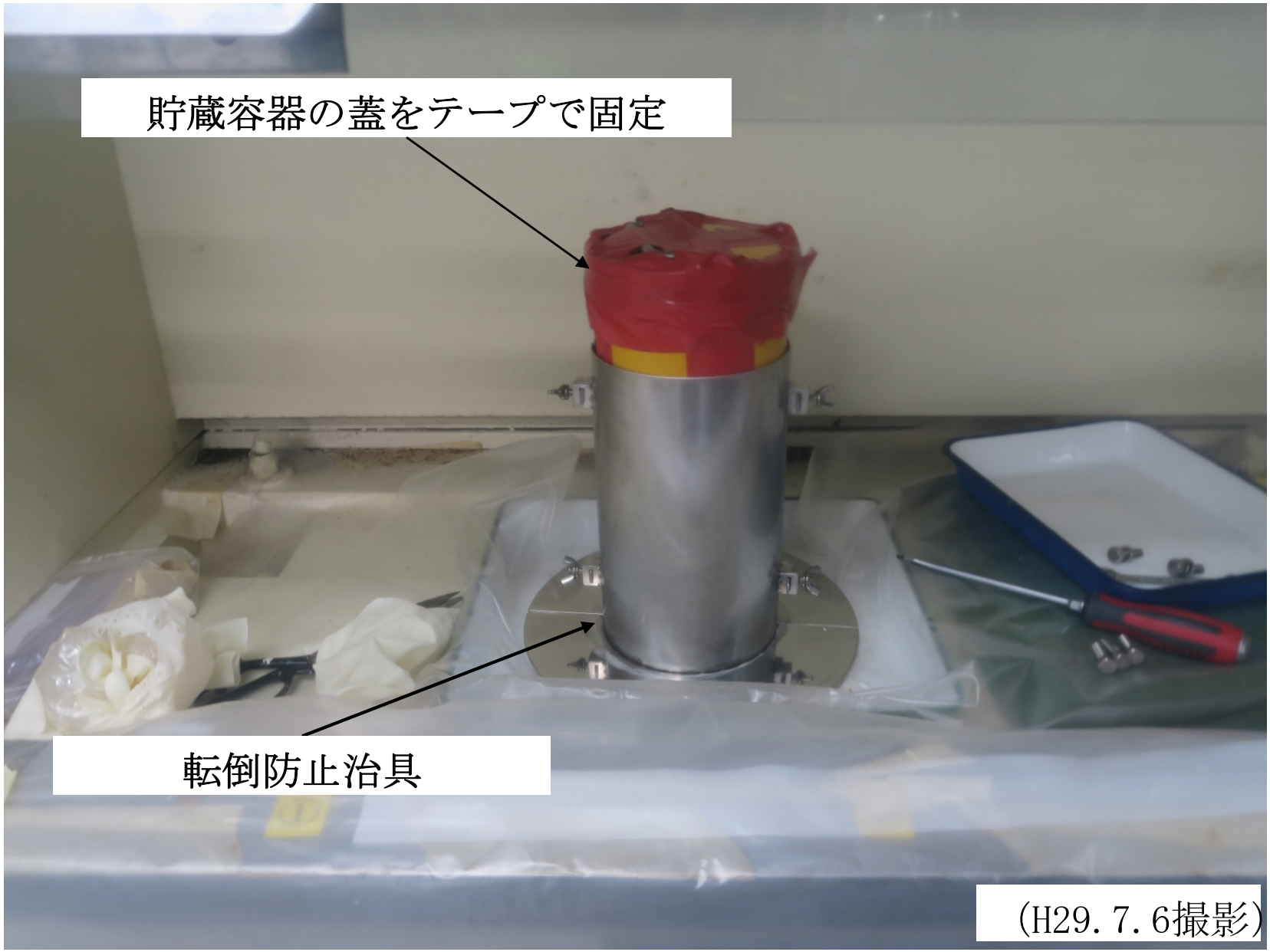


図6.2.2　蓋の固定及び転倒防止治具を取り付けた貯蔵容器

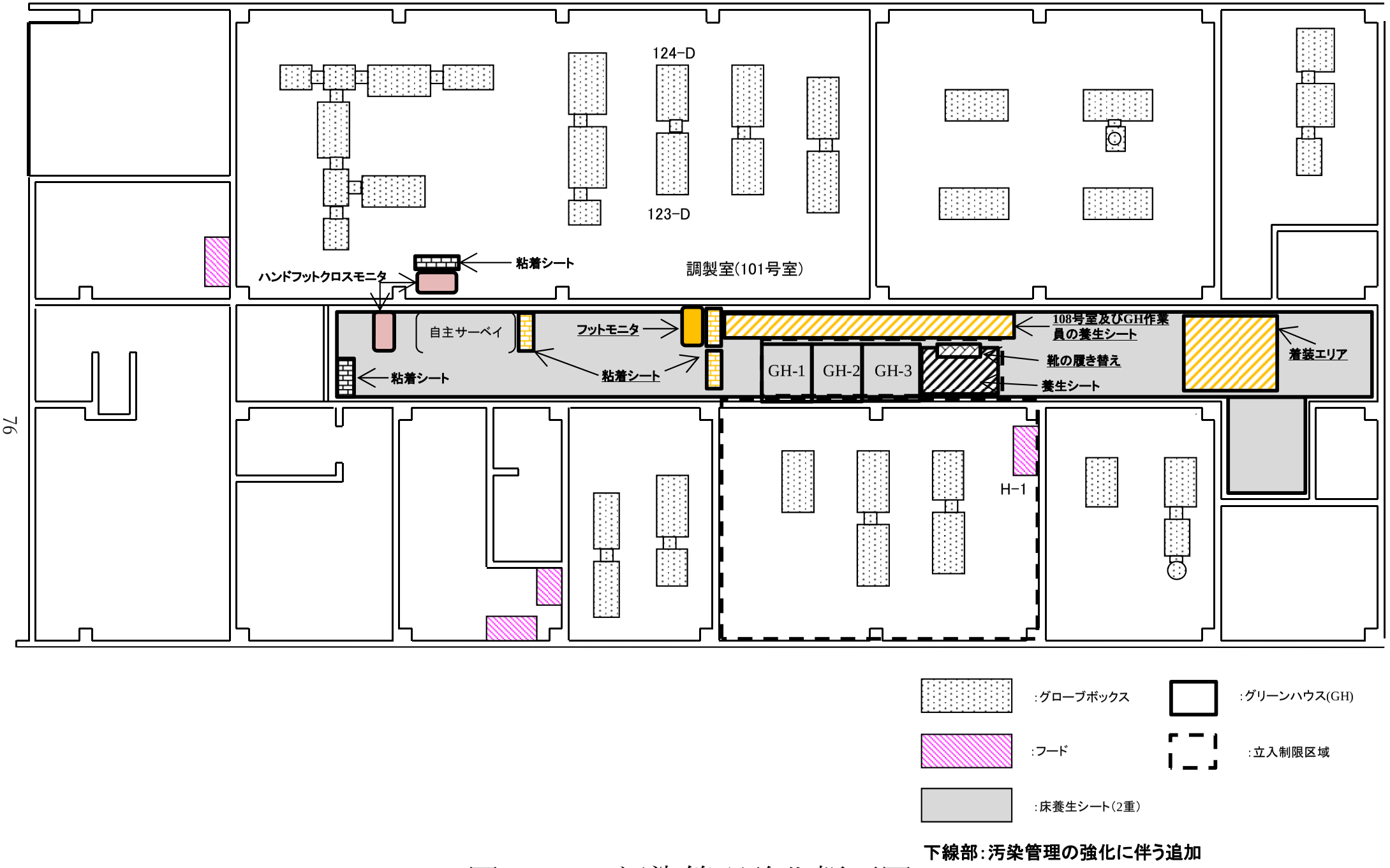
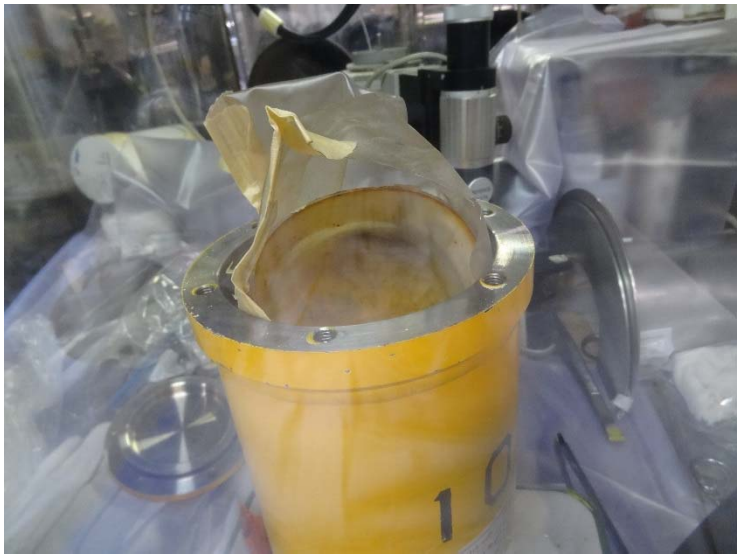


図6.2.3　汚染管理強化概要図



（H29.7.20 撮影）

貯蔵容器の内部の状況



（H29.7.20 撮影）

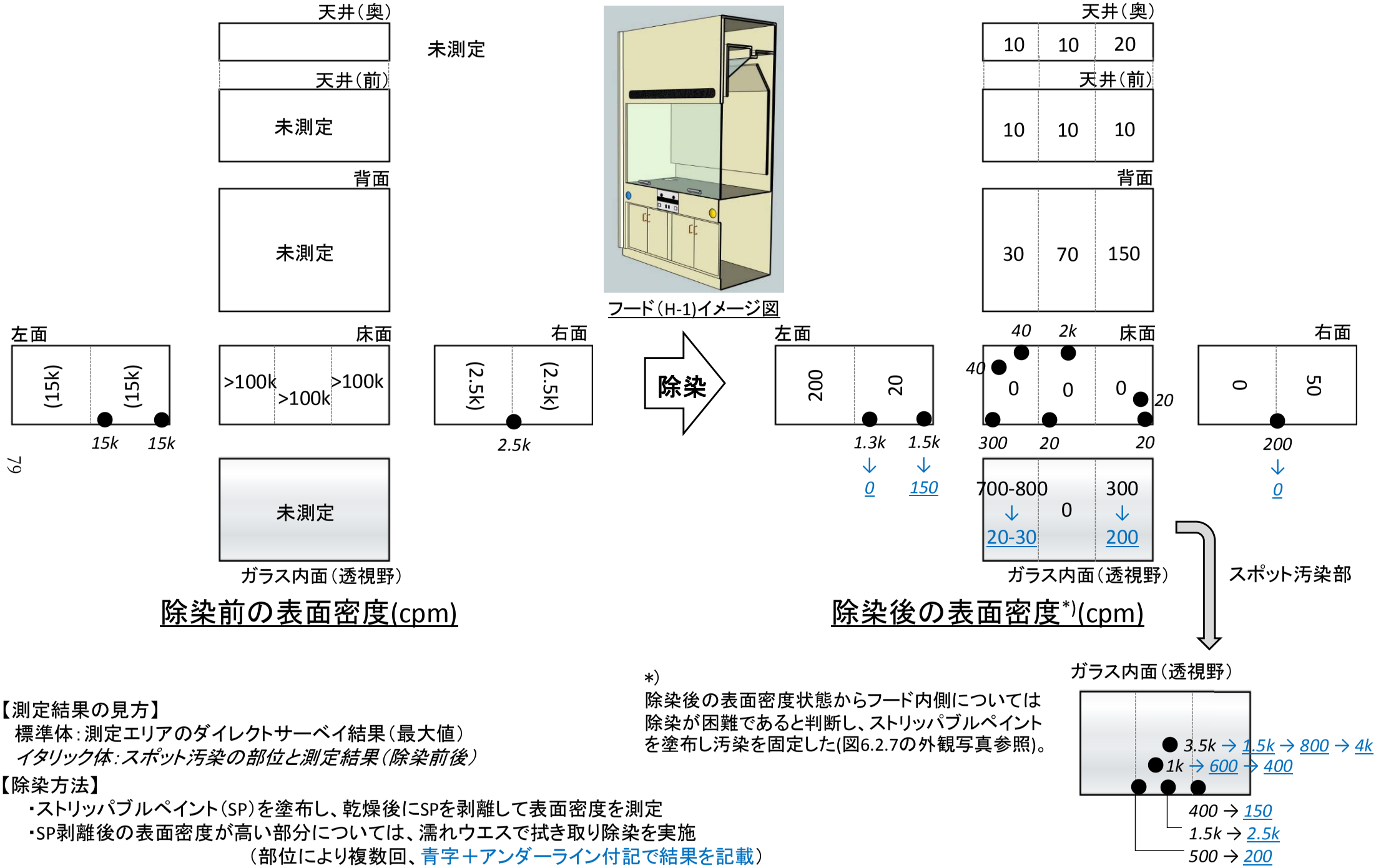
グローブボックス（123-D）搬入後の貯蔵容器の状況
（転倒防止治具取り付け後）

図 6.2.4　グローブボックス（123-D）搬入後の貯蔵容器



(H29.7.20撮影)

図6.2.5　汚染管理の強化を図った更新後のグリーンハウス



*)
除染後の表面密度状態からフード内側については除染が困難であると判断し、ストリッパブルペイントを塗布し汚染を固定した(図6.2.7の外観写真参照)。

【測定結果の見方】
標準体:測定エリアのダイレクトサーベイ結果(最大値)
イタリック体:スポット汚染の部位と測定結果(除染前後)

【除染方法】
・ストリッパブルペイント(SP)を塗布し、乾燥後にSPを剥離して表面密度を測定
・SP剥離後の表面密度が高い部分については、濡れウエスで拭き取り除染を実施
(部位により複数回、青字＋アンダーライン付記で結果を記載)

図6.2.6 フード (H-1) 内表面の除染結果

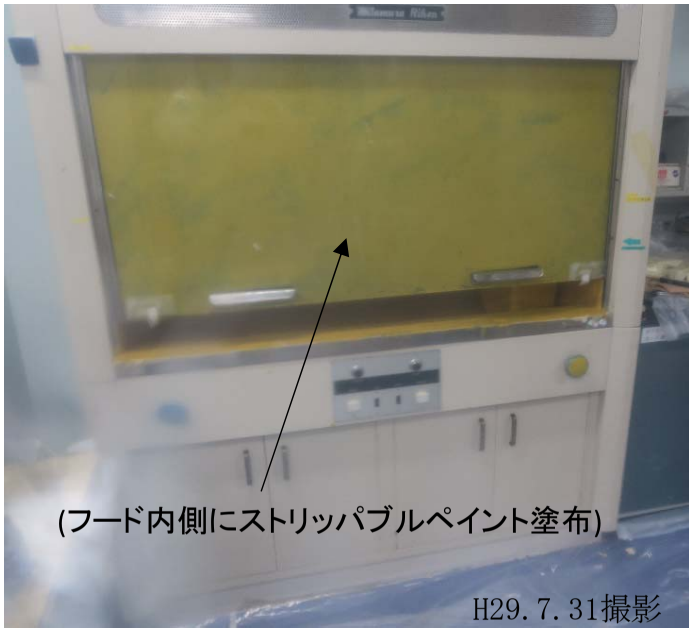
【測定結果の見方】
標準体：測定エリアのダイレクトサーベイ結果（最大値）
イタリック体+青字：スポット汚染の部位と測定結果（除染前後）

【除染方法】
・濡れウエスにより、拭き取り除染を実施

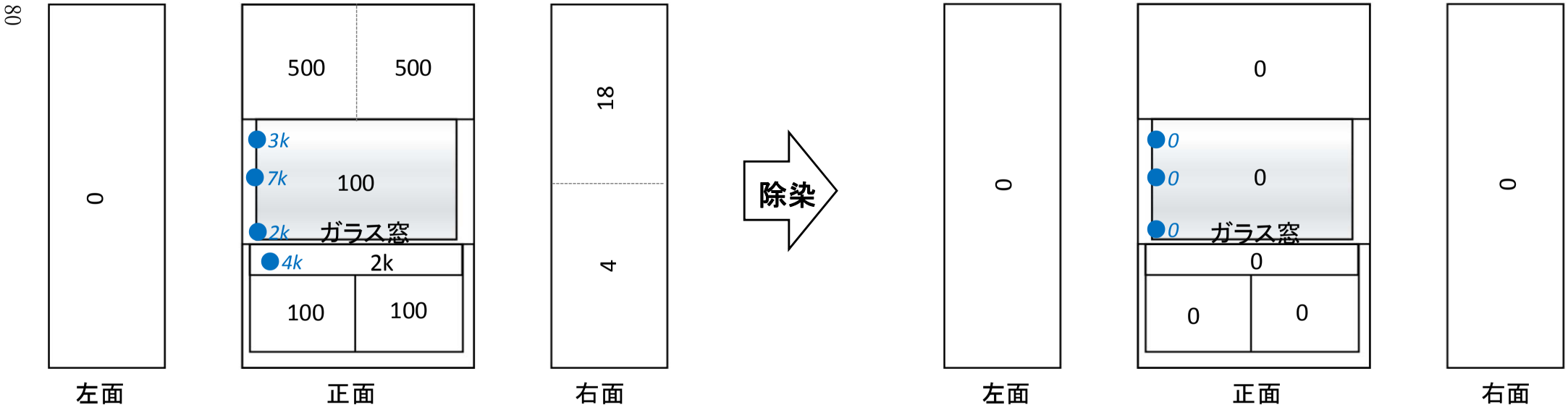
※ ガラス窓左側底部のスポット汚染(4k cpm)は、フローモニタ（レガテープ）部分であり、除去した。



フード（H-1)イメージ図



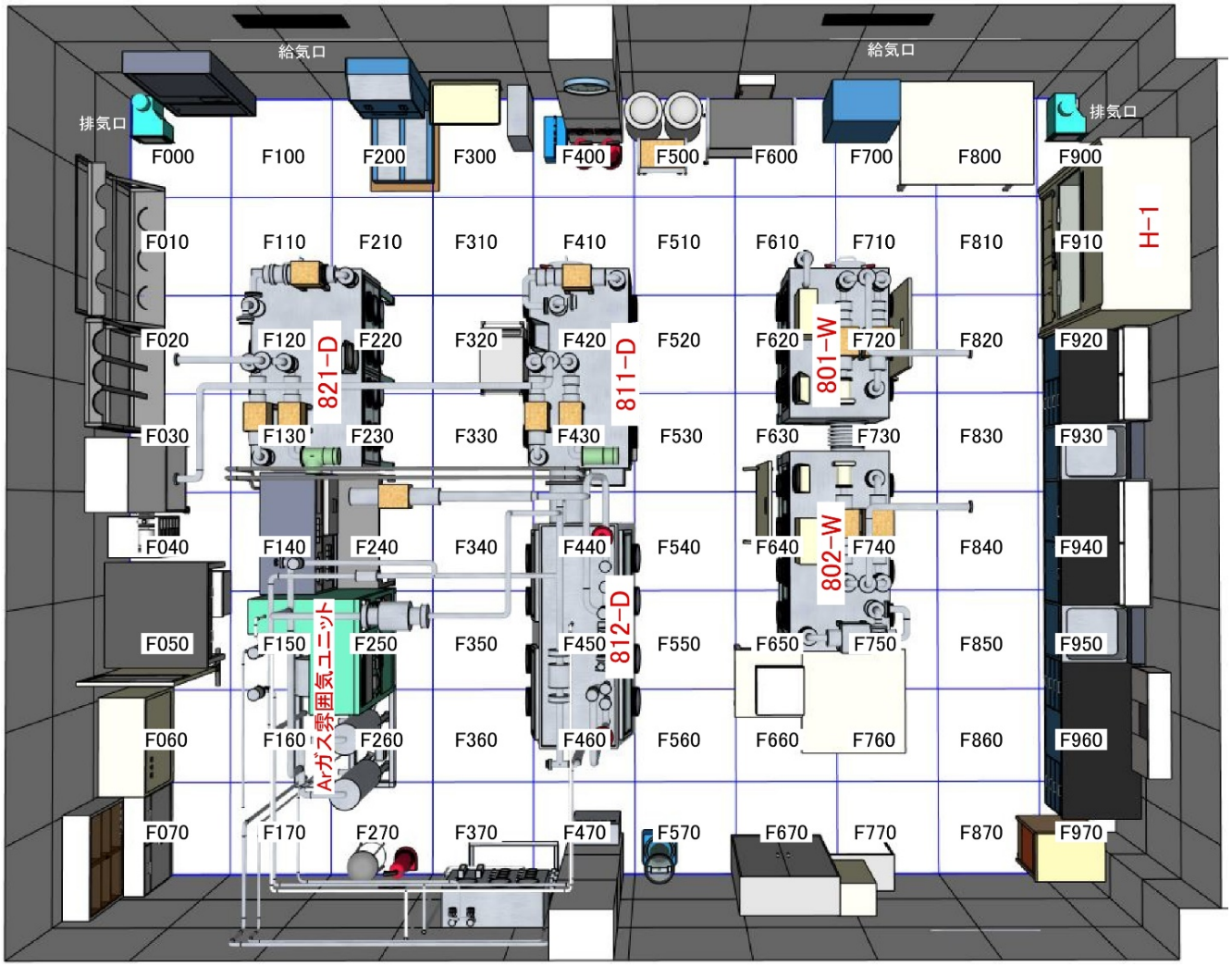
除染後のフード外観写真



除染前の表面密度(cpm)

除染後の表面密度(cpm)

図6.2.7 フード（H-1）外表面の除染結果



【測定方法】化学雑巾による拭き取り後、サーベイメータにより化学雑巾を測定

	000	100	200	300	400	500	600	700	800	900
00	8.77	3.59	2.57	1.02	0.91	0.90	6.57	2.78	13.23	6.77
10	8.89	2.76	2.42	1.05	1.55	1.73	2.82	5.50	23.22	机等が設置されており、床面の露出はない。
20	12.89	1.85	0.85	1.05	0.81	1.92	1.02	5.27	4.16	
30	4.99	1.62	0.99	1.14	0.83	0.97	1.63	4.24	8.47	
40	1.20	2.60	0.69	1.07	0.85	0.43	1.93	3.89	8.81	
50	0.39	2.71	1.33	0.74	0.29	0.76	1.58	2.15	6.03	
60	2.33	1.87	1.79	0.60	4.47	1.03	1.83	6.08	2.63	
70	1.15	1.29	1.02	0.93	1.26	0.65	0.96	1.48	2.14	0.50

1未満	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10以上

[Bq/cm^2]

図6.2.8　108号室床面の表面密度分布（除染前）

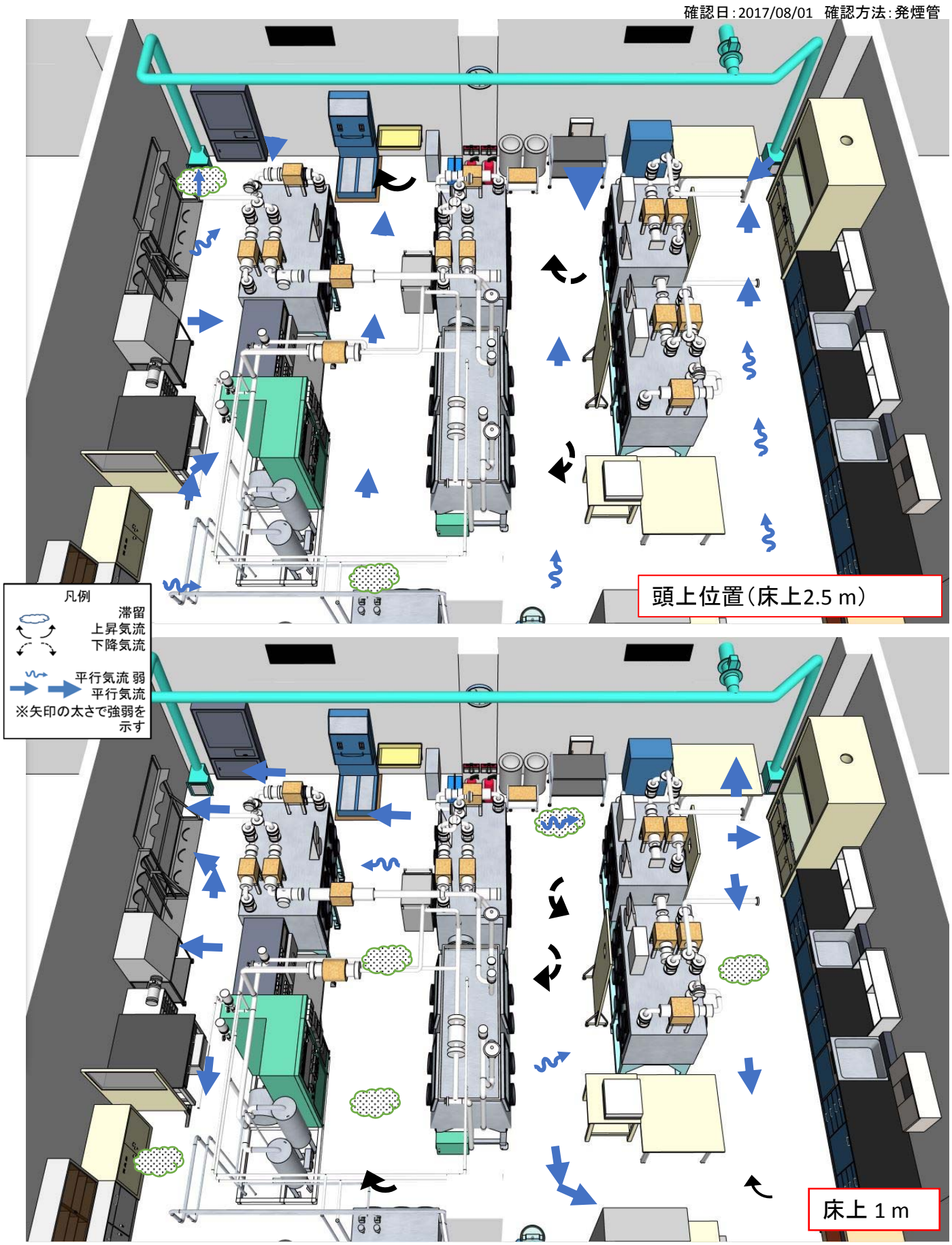
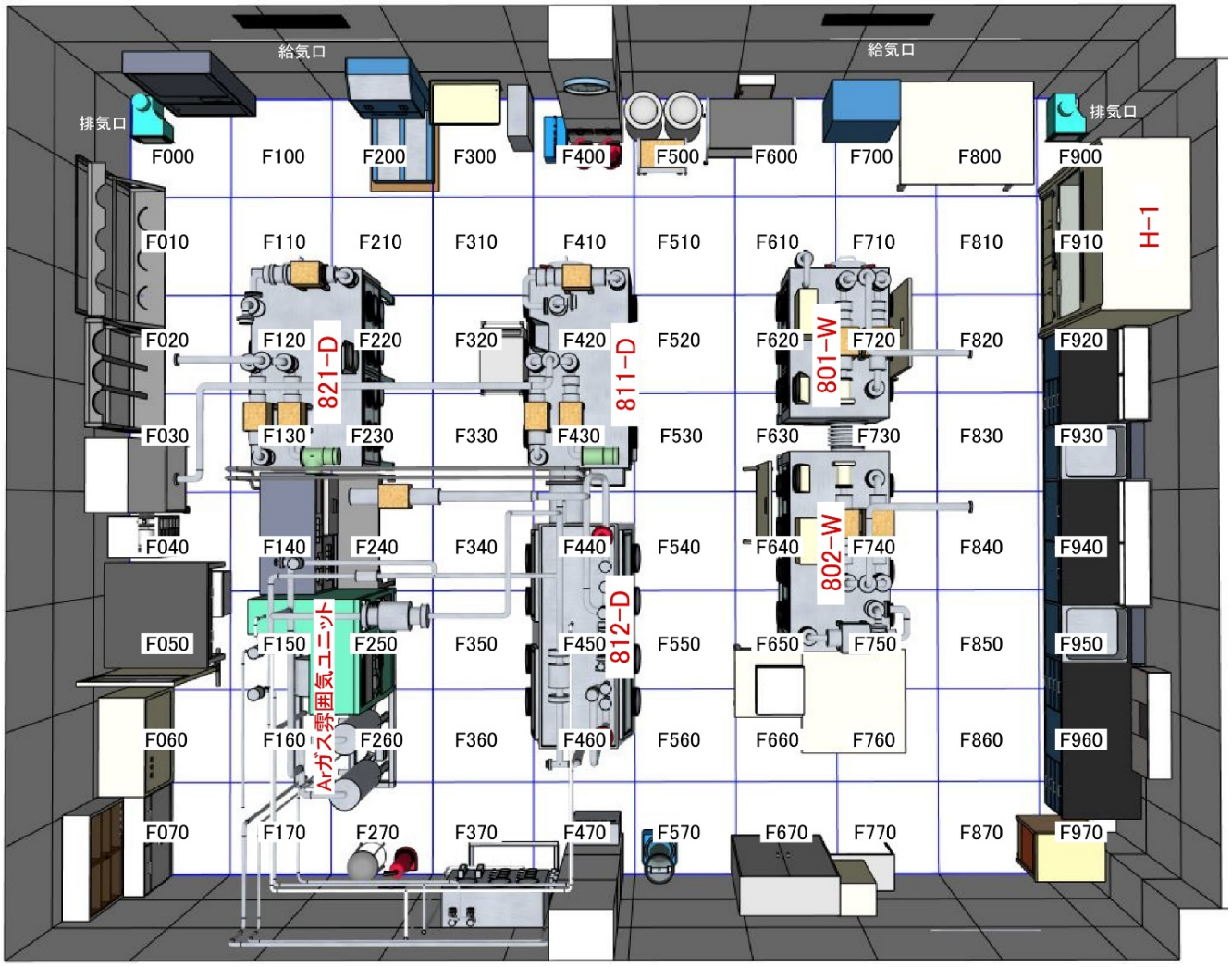


図6.2.9　108号室の空気流線測定結果



【測定方法】化学雑巾による拭き取り後、サーベイメータにより化学雑巾を測定

	000	100	200	300	400	500	600	700	800	900
00	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND
10	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	机等が設置されており、床面の露出はない。
20	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
30	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
40	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
50	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
60	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
70	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND

1未満	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10以上

[Bq/cm^2]

ND:検出限界未満

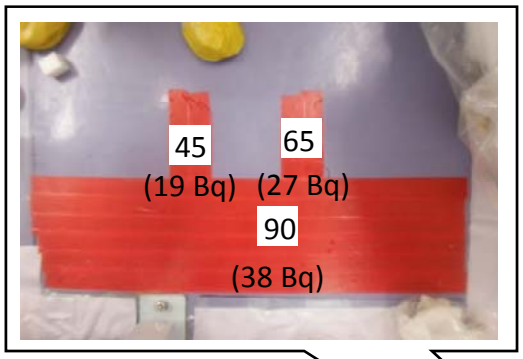
図6.2.10　108号室床面の表面密度分布（除染後）



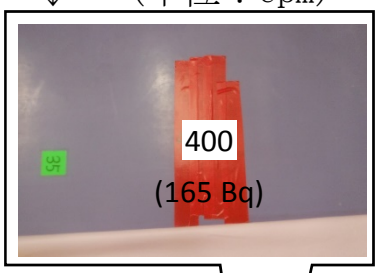
(H29.8.22撮影)

(b)除染作業後のビニルシートによる養生の状況

←(a)汚染の固定状況
↓　(単位：cpm)



(H29.8.21撮影)



(H29.8.21撮影)

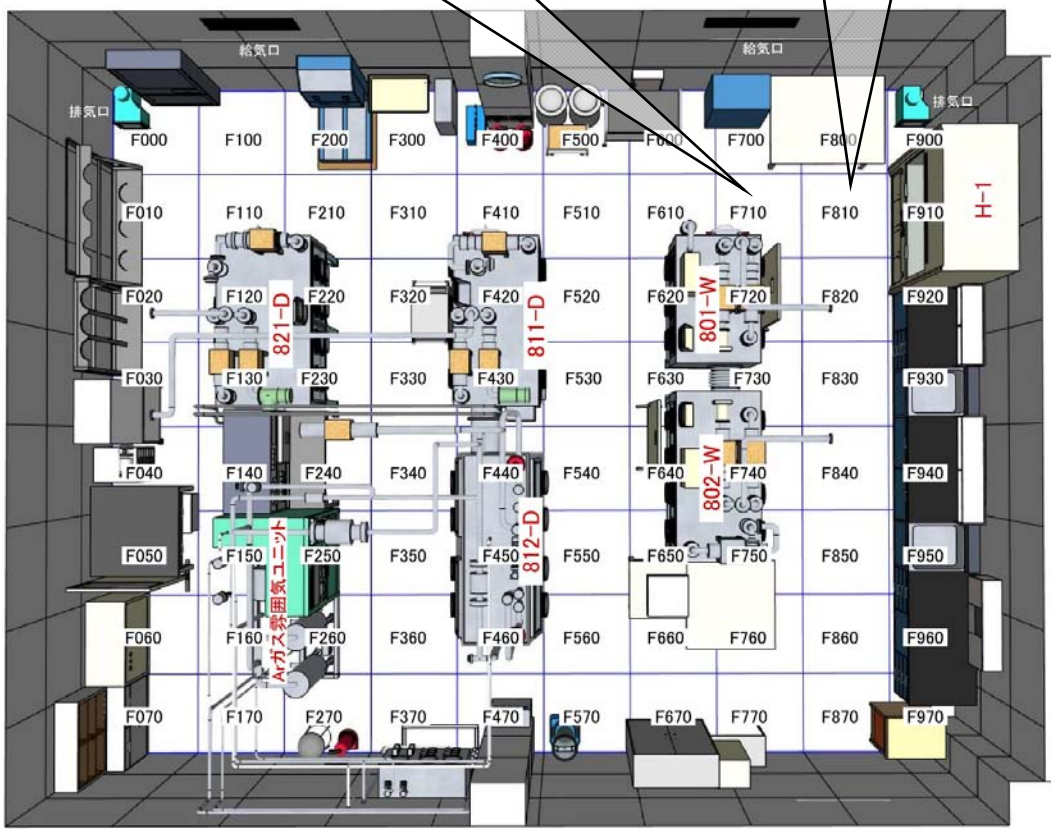
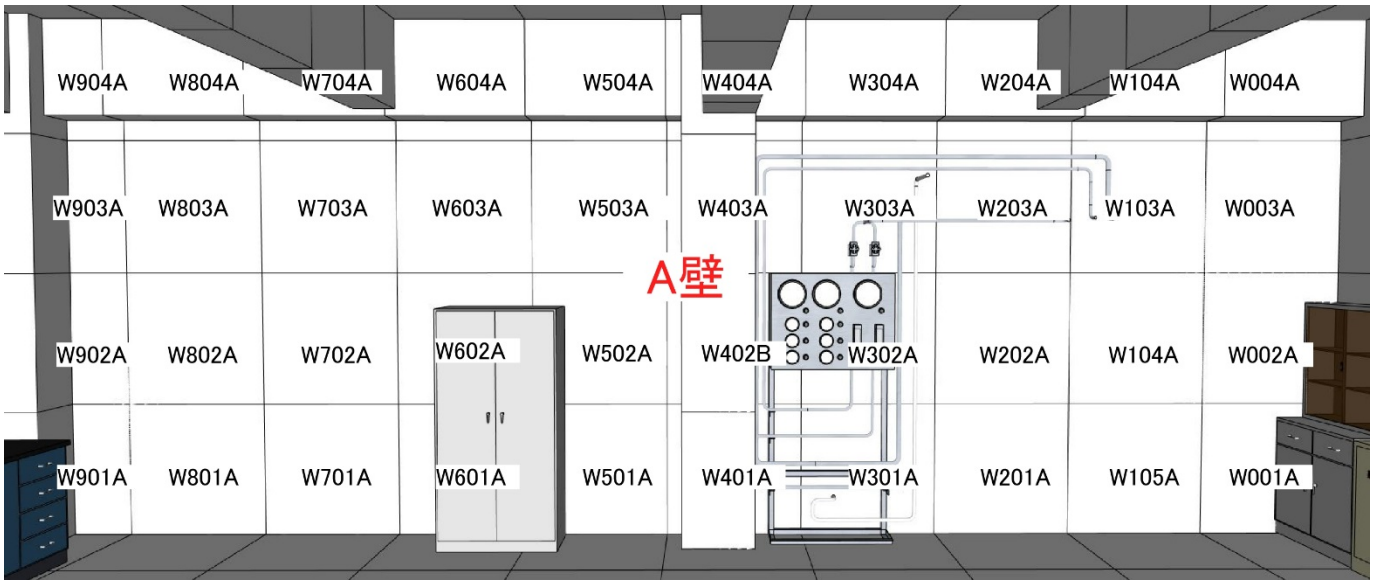


図6.2.11　108号室床面の汚染固定及び除染後の養生の状況



【測定方法】化学雑巾による拭き取り後、サーベイメータにより化学雑巾を測定

【除染前の表面密度】

		900	800	700	600	500	400	300	200	100	000
天井側	04										
	03	< 0.01	< 0.01	< 0.01	< 0.01	< 0.01
	02										
床面側	01	< 0.01	< 0.01	< 0.01	ND	< 0.01

【除染後の表面密度】

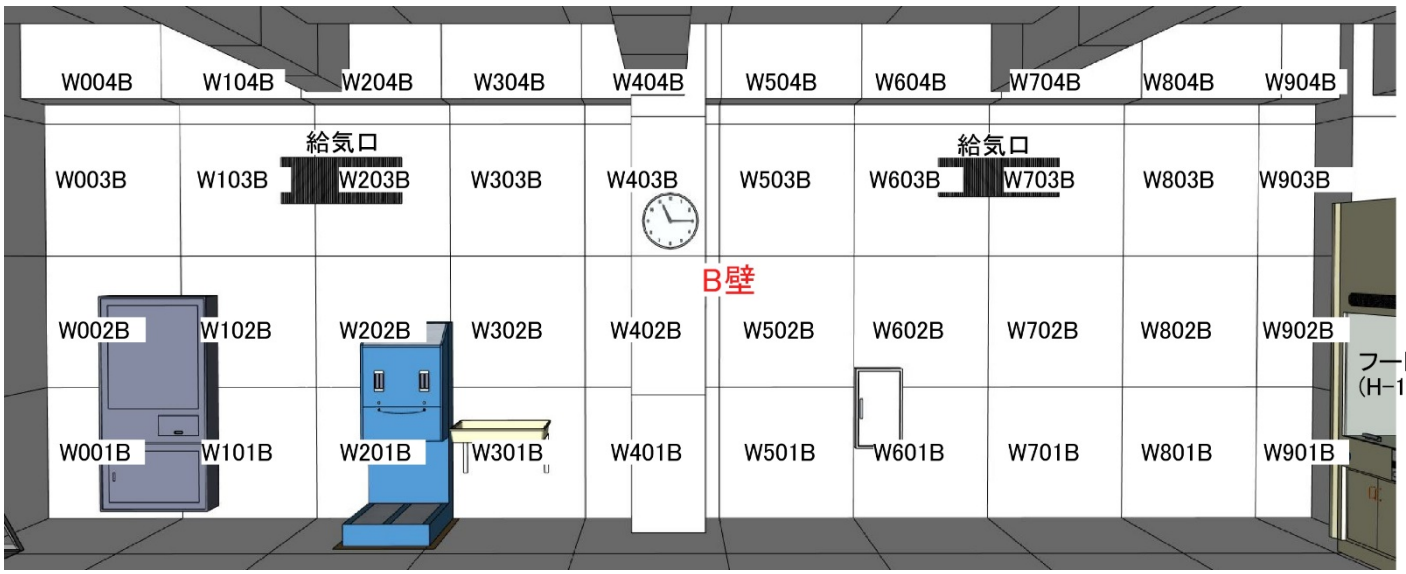
		900	800	700	600	500	400	300	200	100	000
天井側	04										
	03	ND	ND	ND	ND	ND
	02										
床面側	01	ND	ND	ND	ND	ND

1未満	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10以上

[Bq/cm^2]

ND:検出限界未満

図6.2.12　A壁面の除染前後における表面密度分布



【測定方法】化学雑巾による拭き取り後、サーベイメータにより化学雑巾を測定

【除染前の表面密度】

		000-100	100-200	200-300	300-400	400-500	500-600	600-700	700-800	800-900
天井側	04	< 0.01	< 0.01	< 0.01	< 0.01	< 0.01	< 0.01	< 0.01	< 0.01	0.03
	03									
	02	< 0.01	< 0.01	< 0.01	< 0.01	< 0.01	0.01	0.01	0.01	0.02
床面側	01									

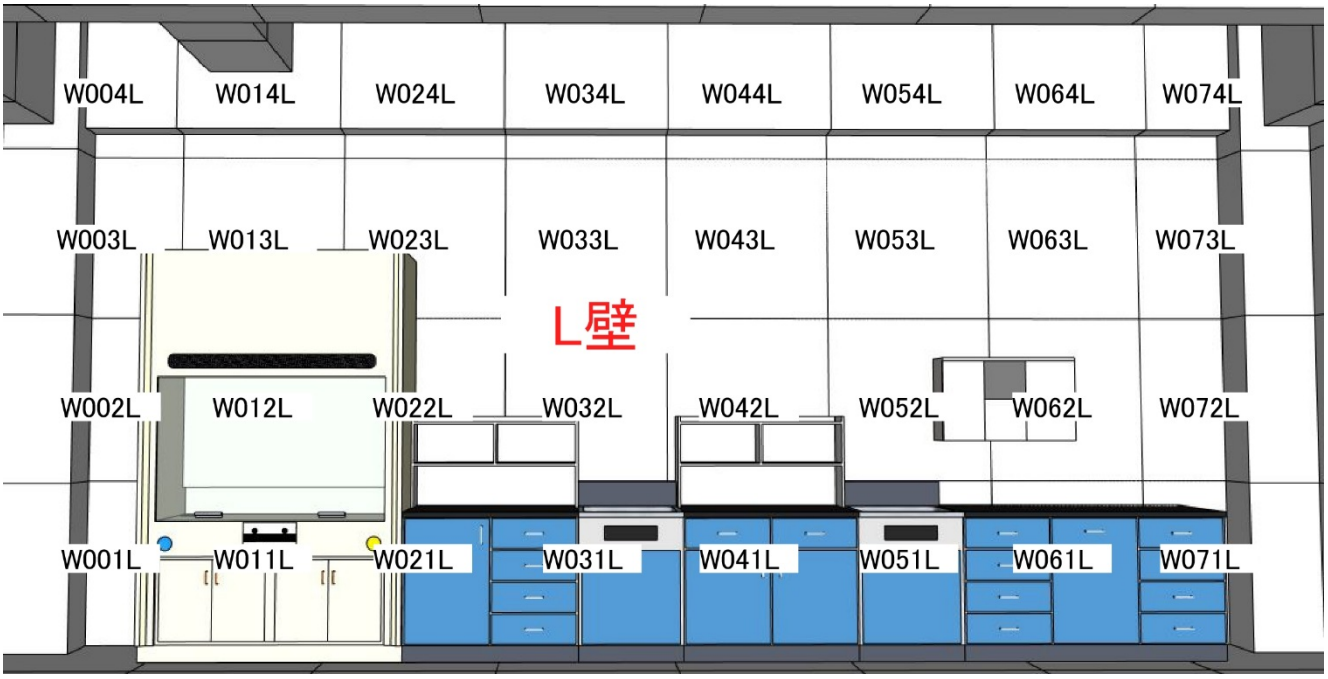
【除染後の表面密度】

		000-100	100-200	200-300	300-400	400-500	500-600	600-700	700-800	800-900
天井側	04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	03									
	02	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND
床面側	01									

1未満	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10以上	[Bq/cm^2]

ND：検出限界未満

図6.2.13　B壁面の除染前後における表面密度分布



【測定方法】化学雑巾による拭き取り後、サーベイメータにより化学雑巾を測定

【除染前の表面密度】

		000–100	100–200	200–300	300–400	400–500	500–600	600–700
天井側	04	0.03		0.03		0.01		< 0.01
	03							
	02	0.02	フード(H-1)が設置されており、壁面の露出はない。	0.02		0.06		0.01
床面側	01			実験台が設置されており、壁面の露出はない。				

【除染後の表面密度】

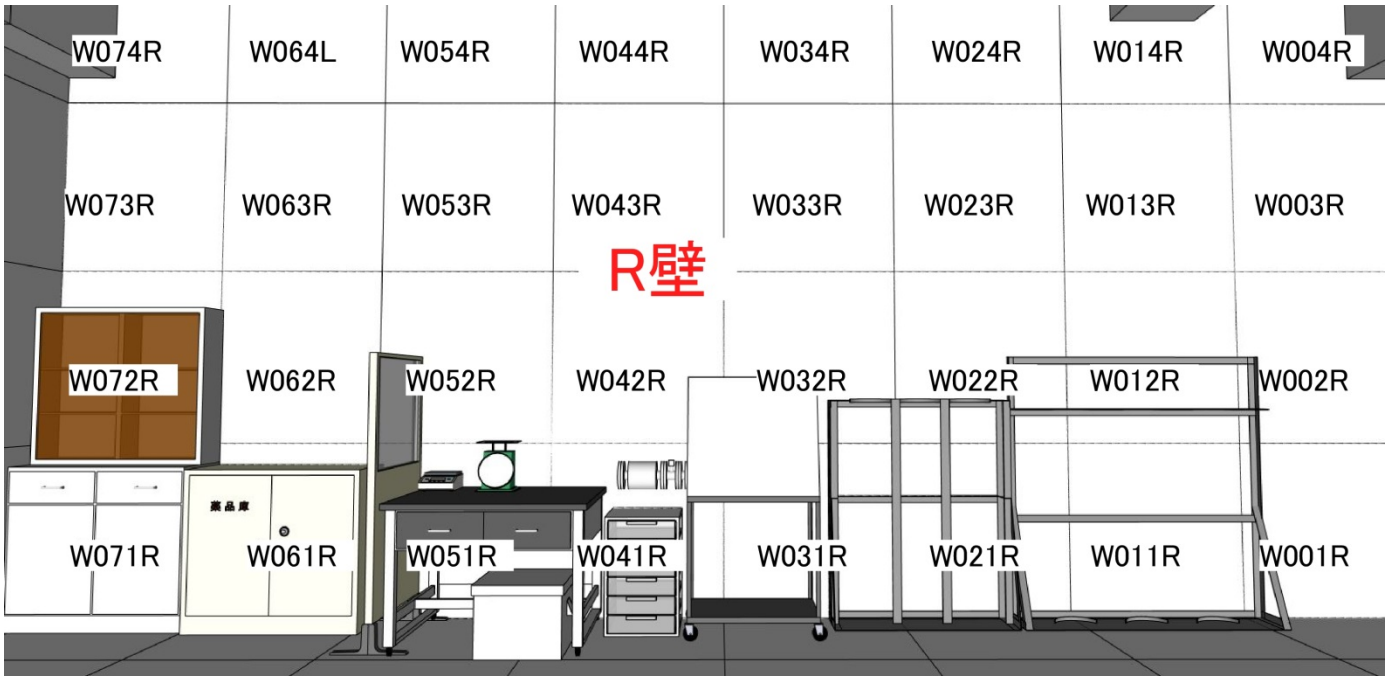
		000–100	100–200	200–300	300–400	400–500	500–600	600–700
天井側	04	ND		ND		ND		ND
	03							
	02	ND	フード(H-1)が設置されており、壁面の露出はない。	ND		ND		ND
床面側	01			実験台が設置されており、壁面の露出はない。				

1未満	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10以上

[Bq/cm^2]

ND:検出限界未満

図6.2.14　L壁面の除染前後における表面密度分布



【測定方法】化学雑巾による拭き取り後、サーベイメータにより化学雑巾を測定

【除染前の表面密度】

		070	060	050	040	030	020	010	000
天井側	04	< 0.01		< 0.01		< 0.01		< 0.01	
	03								
	02	ND		< 0.01		ND		0.02	
床面側	01								

【除染後の表面密度】

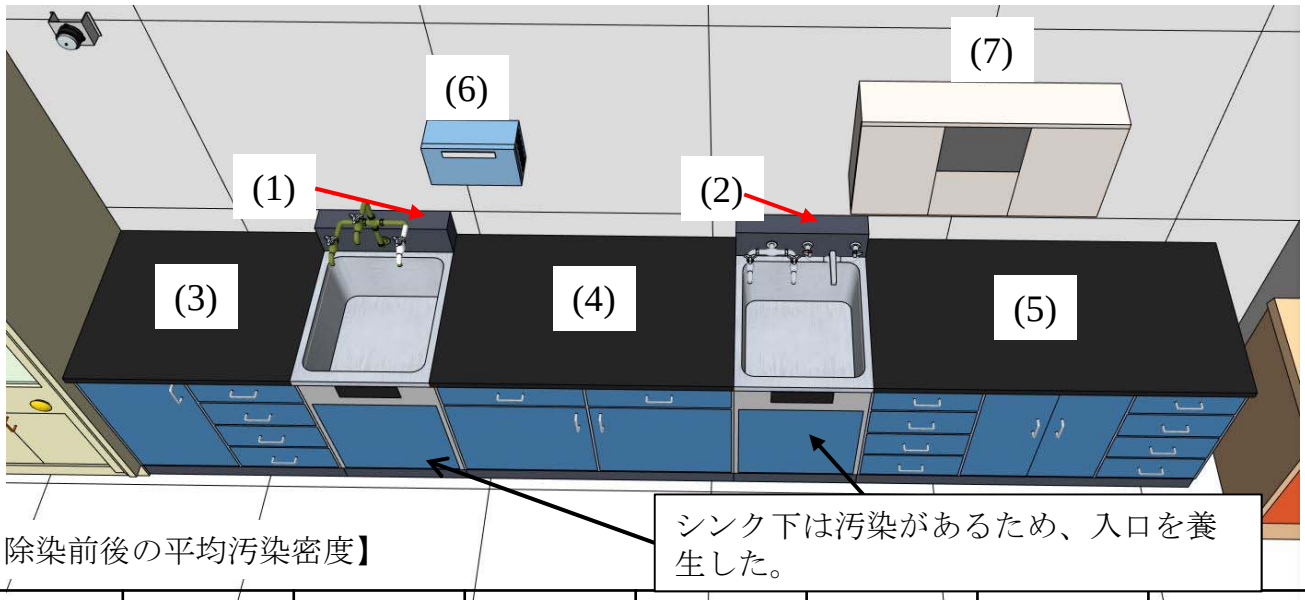
		070	060	050	040	030	020	010	000
天井側	04	ND		ND		ND		ND	
	03								
	02	ND		ND		ND		ND	
床面側	01								

1未満	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10以上

[Bq/cm^2]

ND:検出限界未満

図6.2.15　R壁面の除染前後における表面密度分布

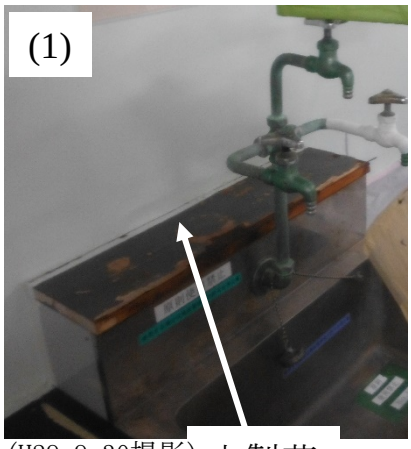


【除染前後の平均汚染密度】

	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)	(7)
除染前 (Bq/cm^2)	15.77	7.15	5.82	3.10	0.44	19.79	5.61
除染後	固着	固着	ND	ND	ND	ND	ND

【汚染固定前】→【汚染固定後】

ND:検出限界未満



(H29.9.30撮影)

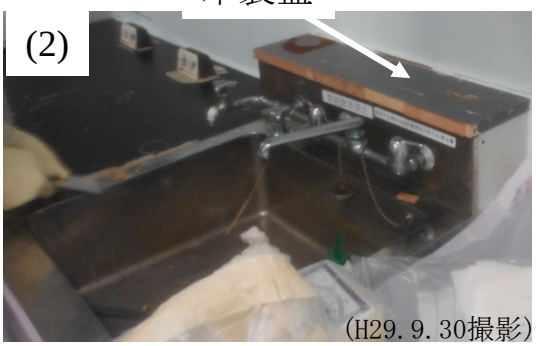


(H29.10.2撮影)

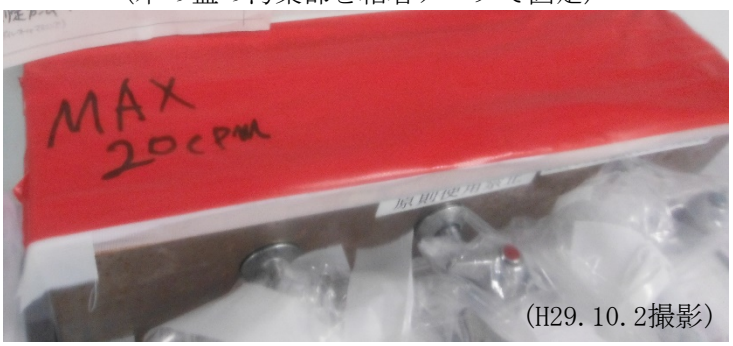


(H29.10.2撮影)

(木の蓋の汚染部を粘着テープで固定)



(H29.9.30撮影)

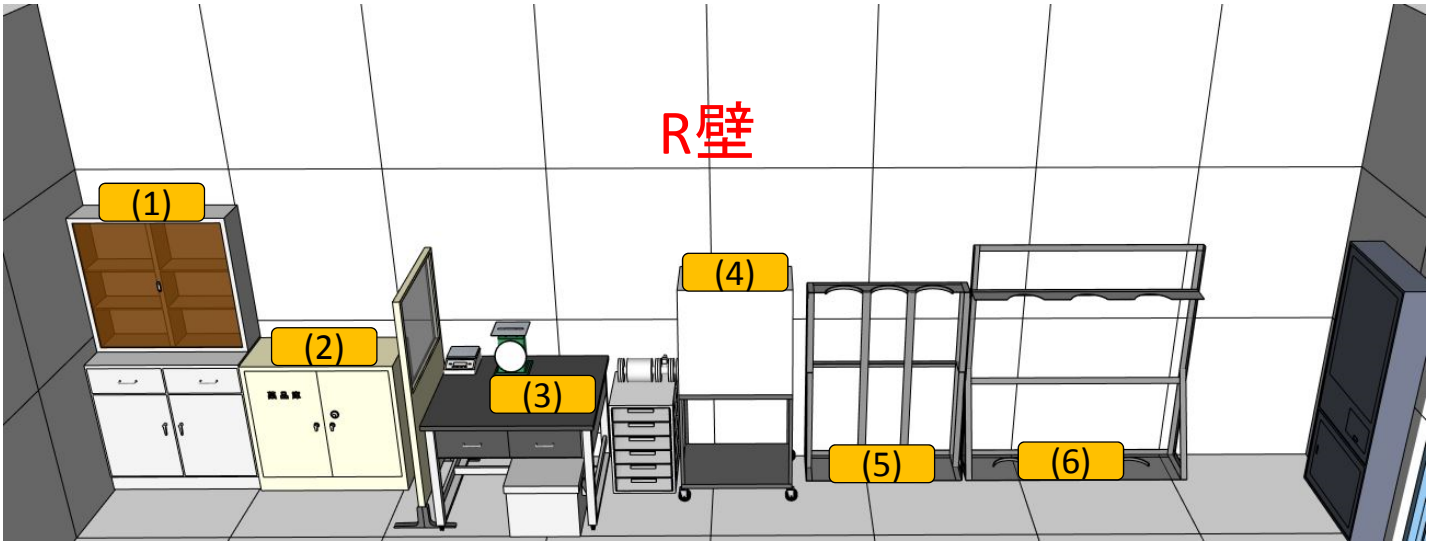


(H29.10.2撮影)

(表面状態に起因し、上面の木製蓋及び蛇口の除染は困難)

(蛇口の汚染部を粘着テープで固定し、ビニル袋養生)

図6.2.16　L壁面備品の除染前後における表面密度と汚染固定写真



【除染前後の表面密度】

	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)
除染前 (Bq/cm^2)	0.36	0.99	0.86	2.23	2.11	3.32
除染後	ND	ND	ND	ND	固定	固定

ND:検出限界未満

【汚染固定前】⟶【ストリッパブルペイントによる汚染固定後】



(H29.8.28撮影)

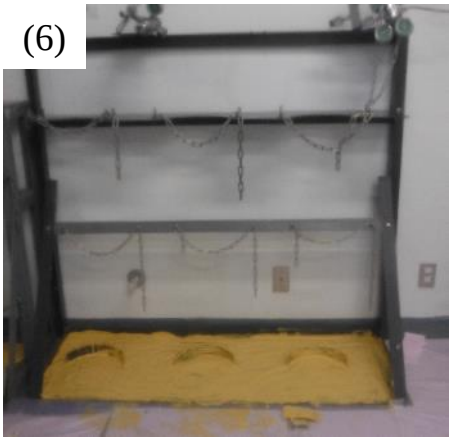
(表面状態に起因し、ボンベスタンド下面の除染は困難)

(5)



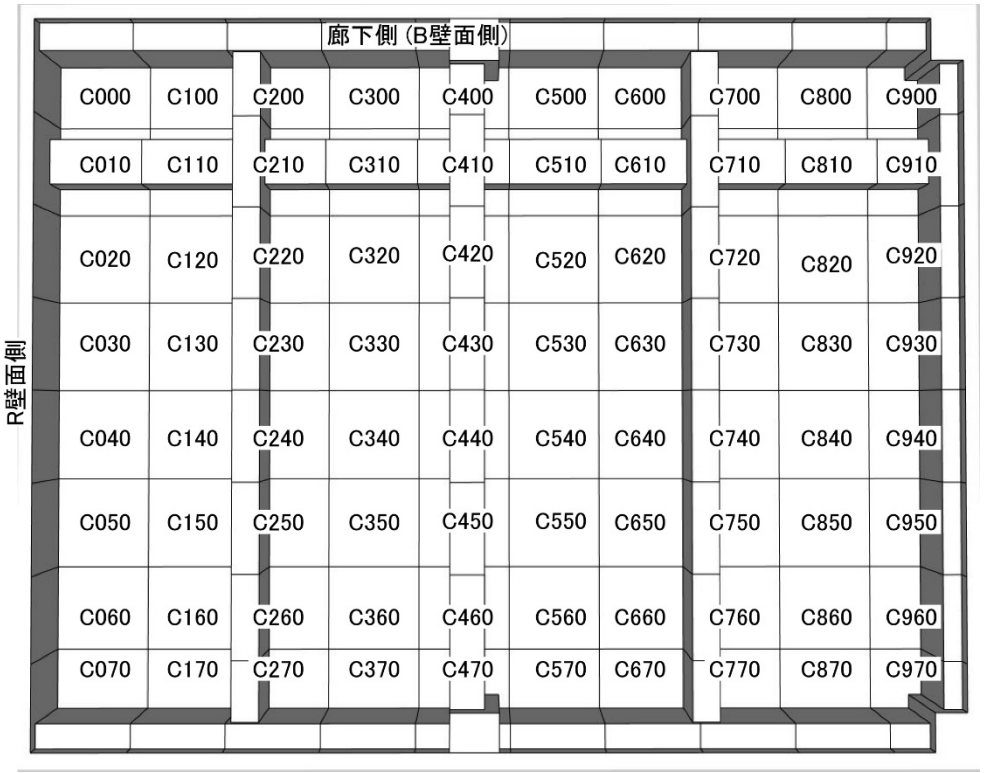
(H29.8.28撮影)

(6)



(H29.8.28撮影)

図6.2.17　R壁面備品の除染前後における表面密度と汚染固定写真



【測定方法】化学雑巾による拭き取り後、サーベイメータにより化学雑巾を測定

【除染前の表面密度】

（廊下側）

	000	100	200	300	400	500	600	700	800	900
00 10	<0.01		<0.01		<0.01		<0.01		ND	
20 30	ND		<0.01		<0.01		0.01		0.01	
40 50	ND		<0.01		ND		<0.01		<0.01	
60 70	ND		<0.01		ND		ND		ND	

【除染後の表面密度】

（廊下側）

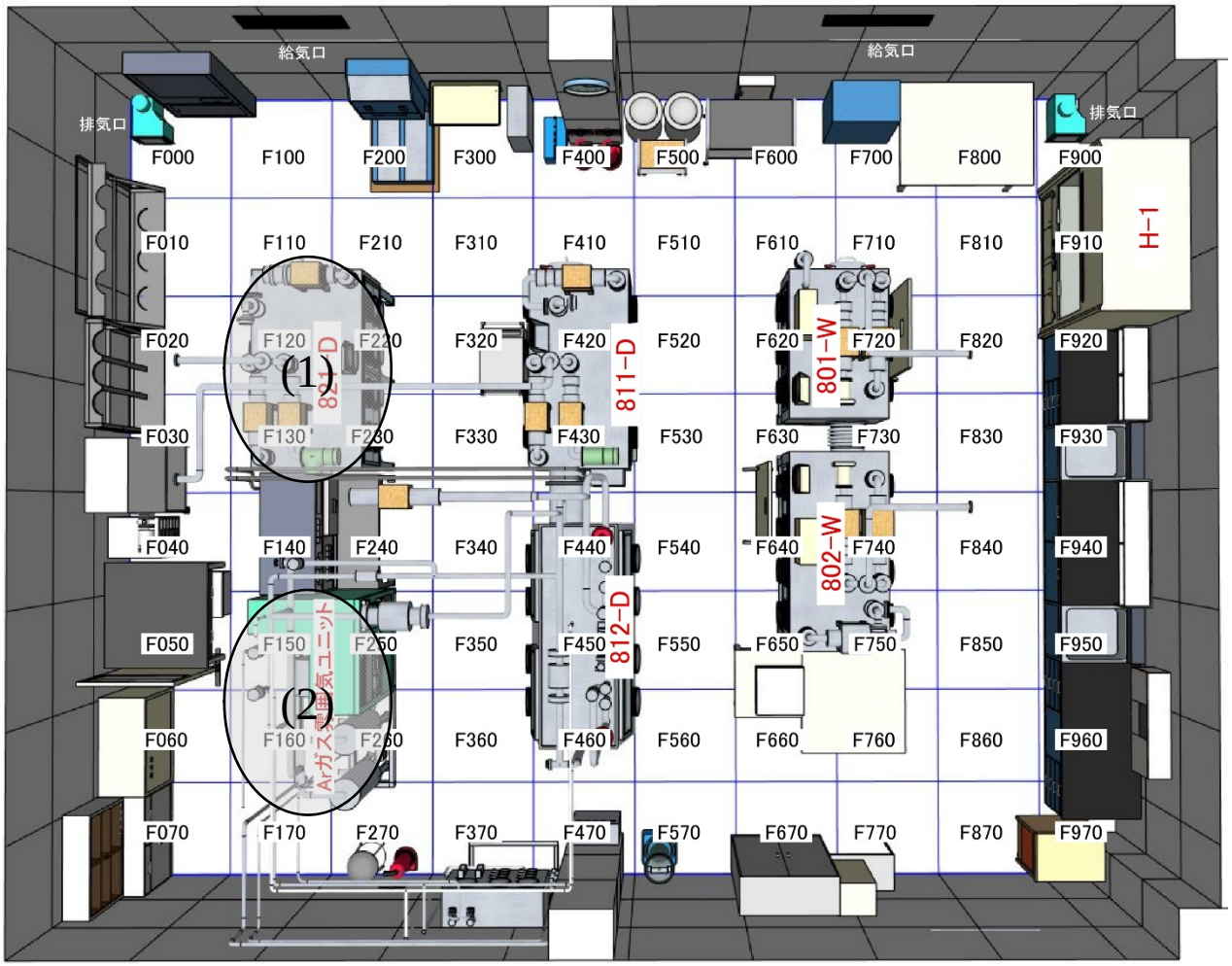
	000	100	200	300	400	500	600	700	800	900
00 10	ND		ND		ND		ND		ND	
20 30	ND		ND		ND		ND		ND	
40 50	ND		ND		ND		ND		ND	
60 70	ND		ND		ND		ND		ND	

1未満	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10以上

[Bq/cm^2]

ND：検出限界未満

図6.2.18　天井面の除染前後における表面密度分布



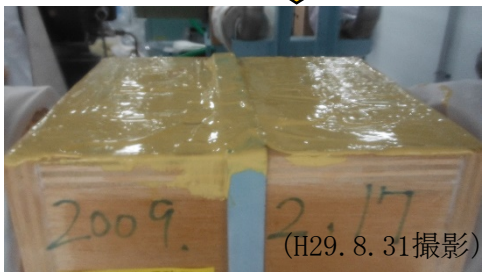
装置	除染前(最大)	除染後	備考
(1)グローブボックス(821-D)	0.661 Bq/cm^2	ND	一部固着有
(2) Arガス雰囲気ユニット	0.559 Bq/cm^2	ND	一部固着有

ND:検出限界未満

グローブボックスのフィルタ木枠に固着汚染有



(H29.8.30撮影)

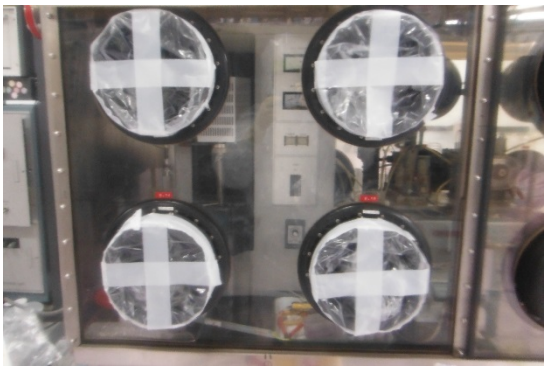


(H29.8.31撮影)

ストリッパブルペイント塗布後

(表面状態に起因し、木枠上面の除染は困難)

除染後のグローブボックスのグローブポート部



(H29.9.1撮影)

(ビニル養生)

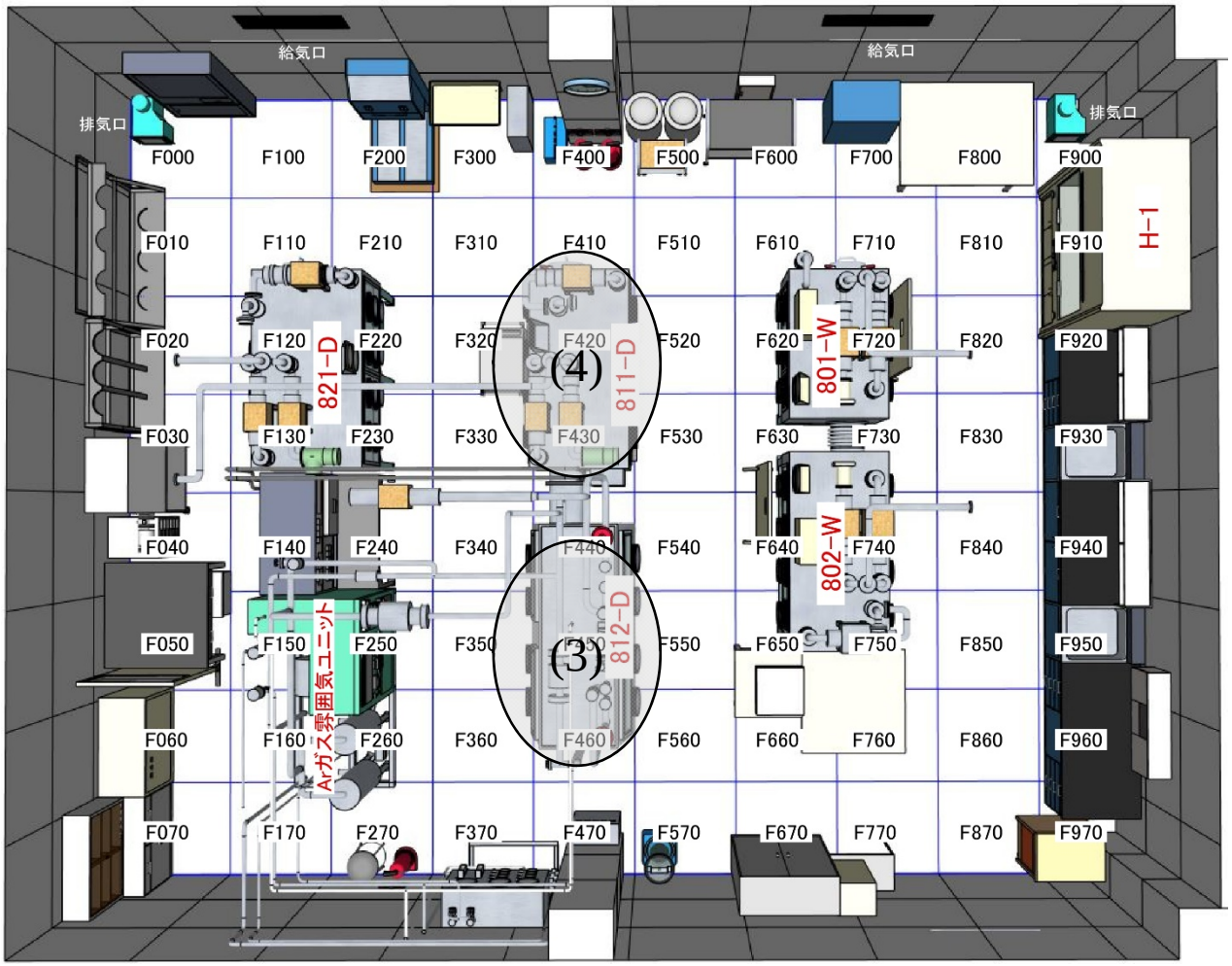
除染後のArガス雰囲気ユニット



(H29.9.5撮影)

(ビニル養生)

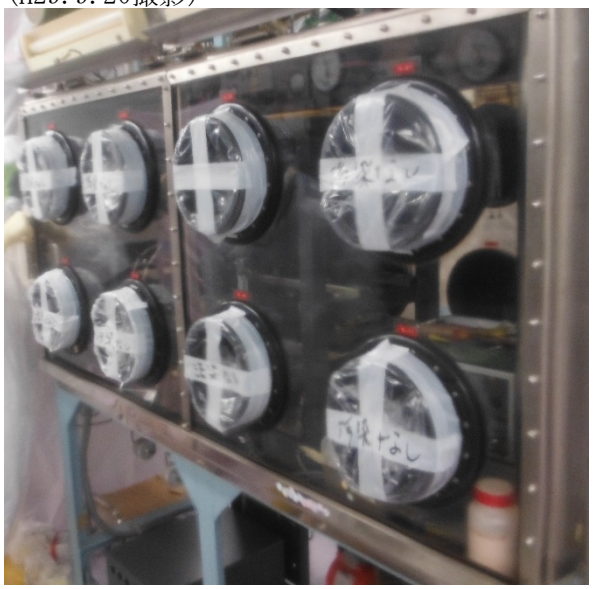
図6.2.19　装置の除染前後における表面密度測定結果（1）



装置	除染前(最大)	除染後	備考
(3) GB(812-D)	5.40 Bq/cm^2	ND	固着汚染無
(4) GB(811-D)	1.24 Bq/cm^2	ND	一部固着有

ND:検出限界未満

(H29.9.20撮影)

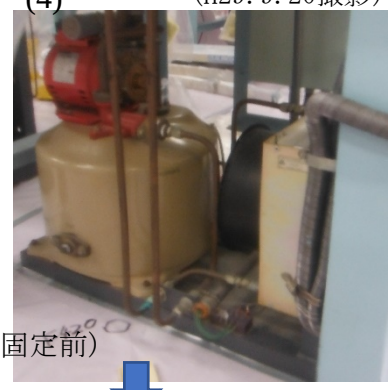


グローブポート部のビニル養生

*) SP:ストリッパブルペイント

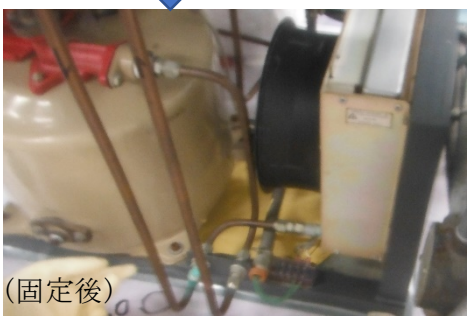
(4)

(H29.9.20撮影)



(固定前)

GB(811-D)付属の冷却水循環装置は、床面との隙間が小さく、床面の除染が困難であることからSPにより汚染を固定した。

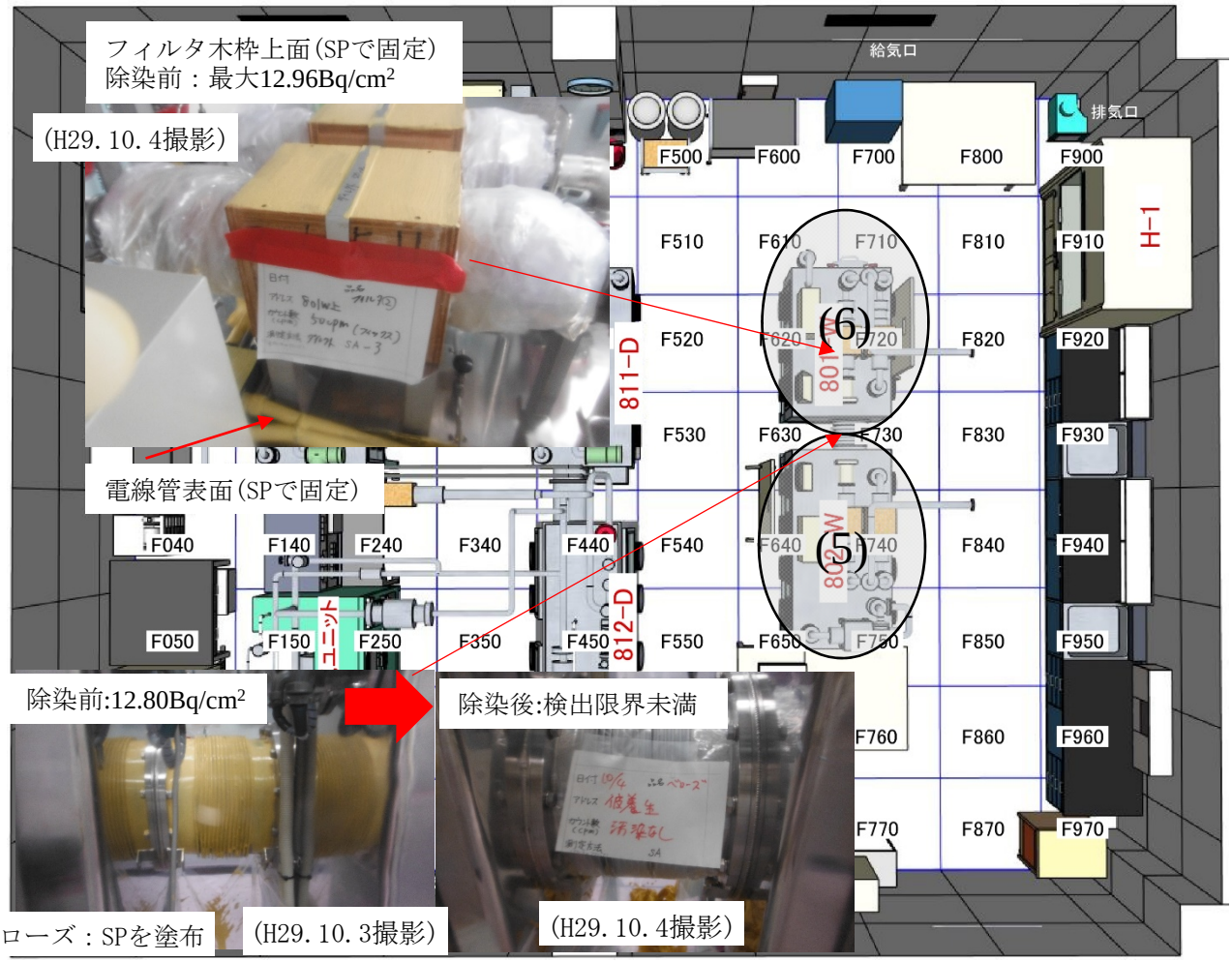


(固定後)

(H29.9.20撮影)

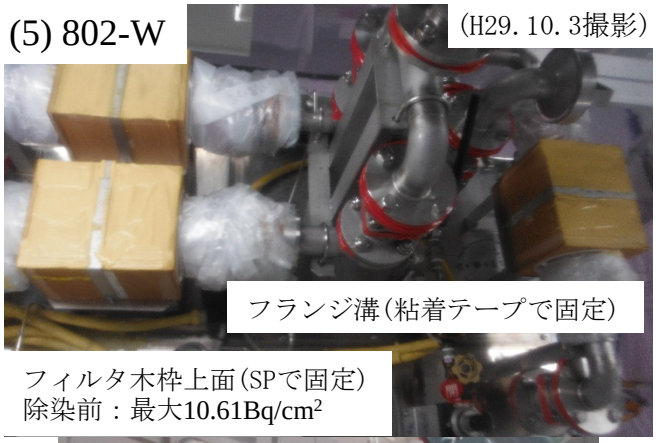
SPにより床面の汚染を固定した。

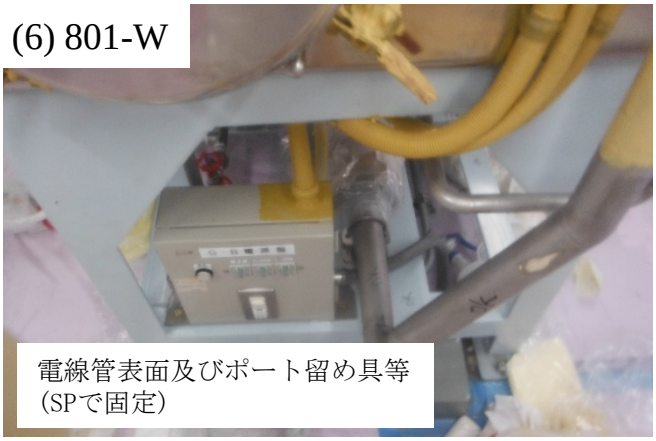
図6.2.20　装置の除染前後における表面密度測定結果（2）



装置	除染前(最大)	除染後	備考
(5) GB(802-W)	2.43 Bq/cm²	ND	固着汚染有
(6) GB(801-W)	1.24 Bq/cm²	ND	固着汚染有

ND:検出限界未満





(H29. 10. 5撮影)



✓ 多数のフランジ溝(粘着テープで固定)
✓ フード側グローブ：ビニル養生で汚染を固定

*) SP：ストリッパブルペイント

図6. 2. 21　装置の除染前後における表面密度測定結果（3）



貯蔵容器から取り出した収納物の全体像
（H29.8.2撮影）



ポリ容器の蓋を外した状態
（H29.8.3撮影）

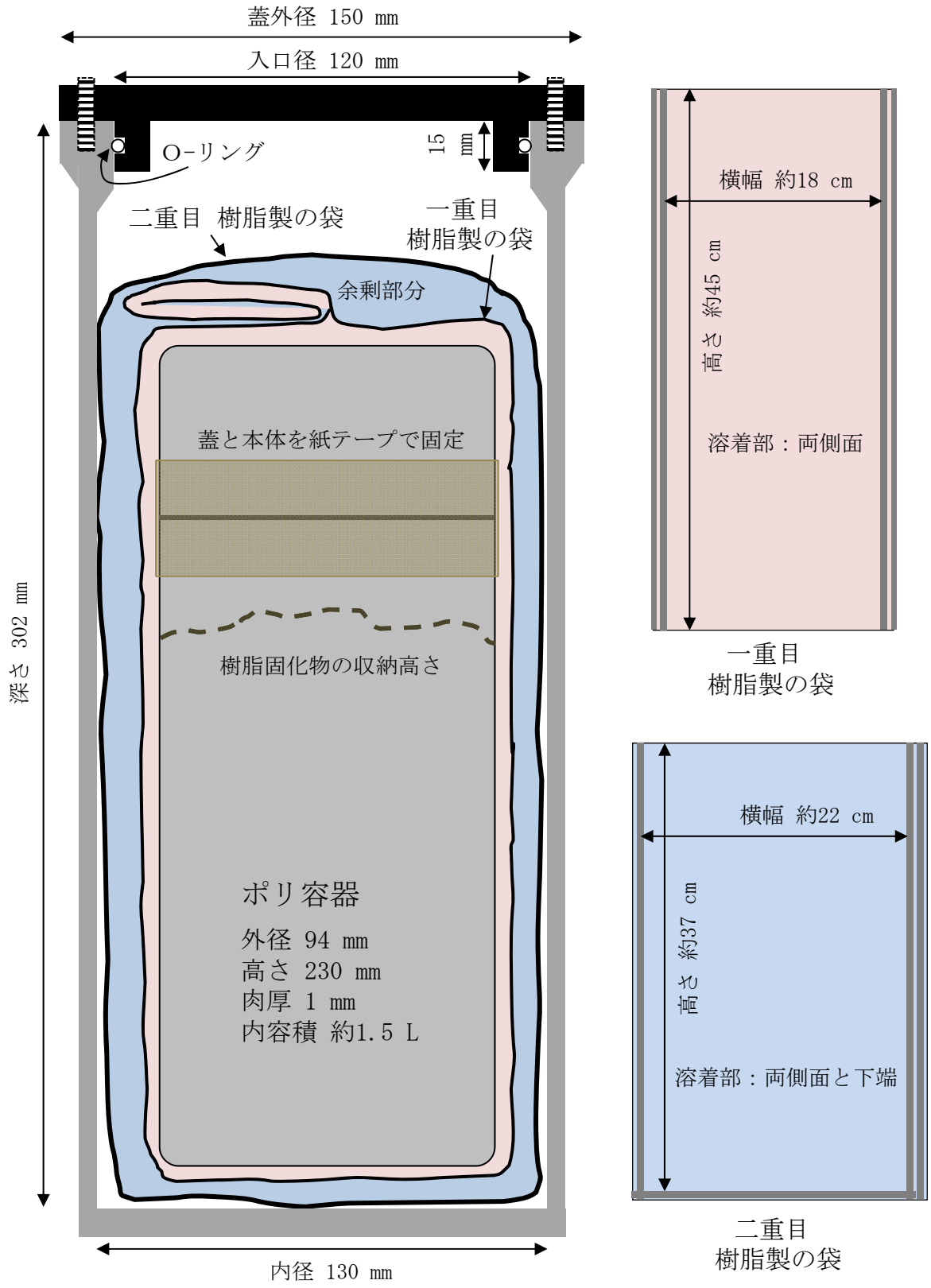


ポリ容器から回収する前の
樹脂固化物の収納状態
（H29.8.2撮影）



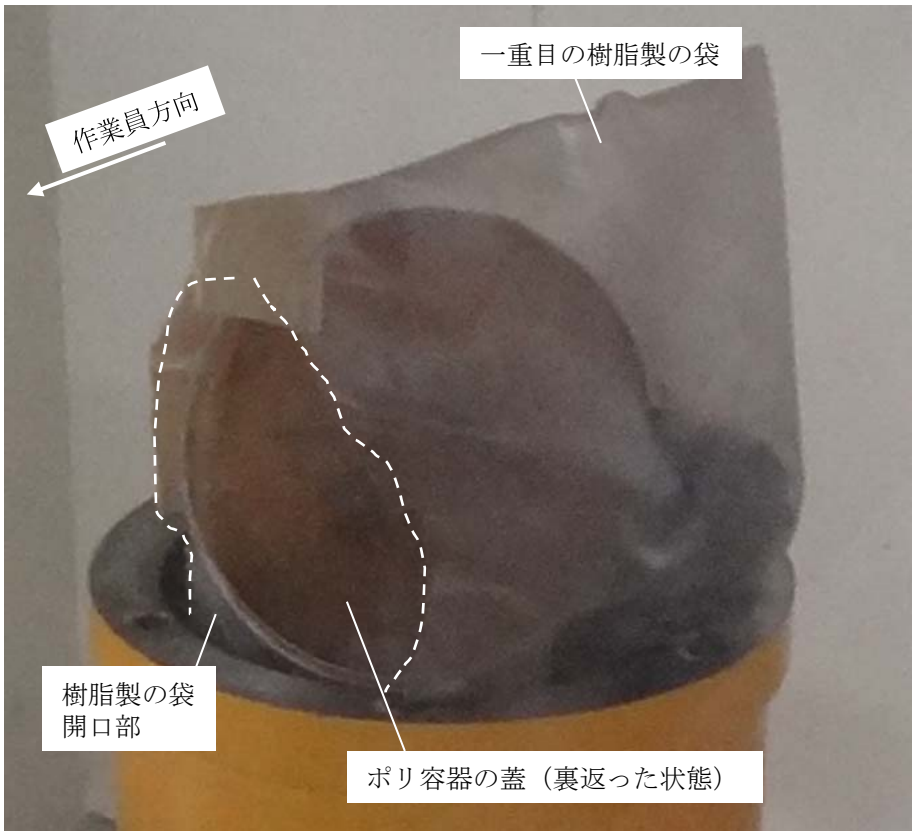
ポリ容器底部付近のかけら成分
（H29.8.4撮影）

図 6.4.1　貯蔵容器内容物を取り出した際の外観写真



全高320 mm×胴外径140 mm、胴体肉厚5 mm、底肉厚8 mm、蓋肉厚10 mm、内容積約3.9 L

図 6.4.2　核燃料物質の梱包更新時の収納状態想定図



樹脂製の袋の破裂後に作業員が撮影した写真を拡大

（H29.6.6 撮影）

図 6.4.3　樹脂製の袋の破裂後貯蔵容器上部状態

飛散物の回収時に撮影　　（H29.7.4 撮影）

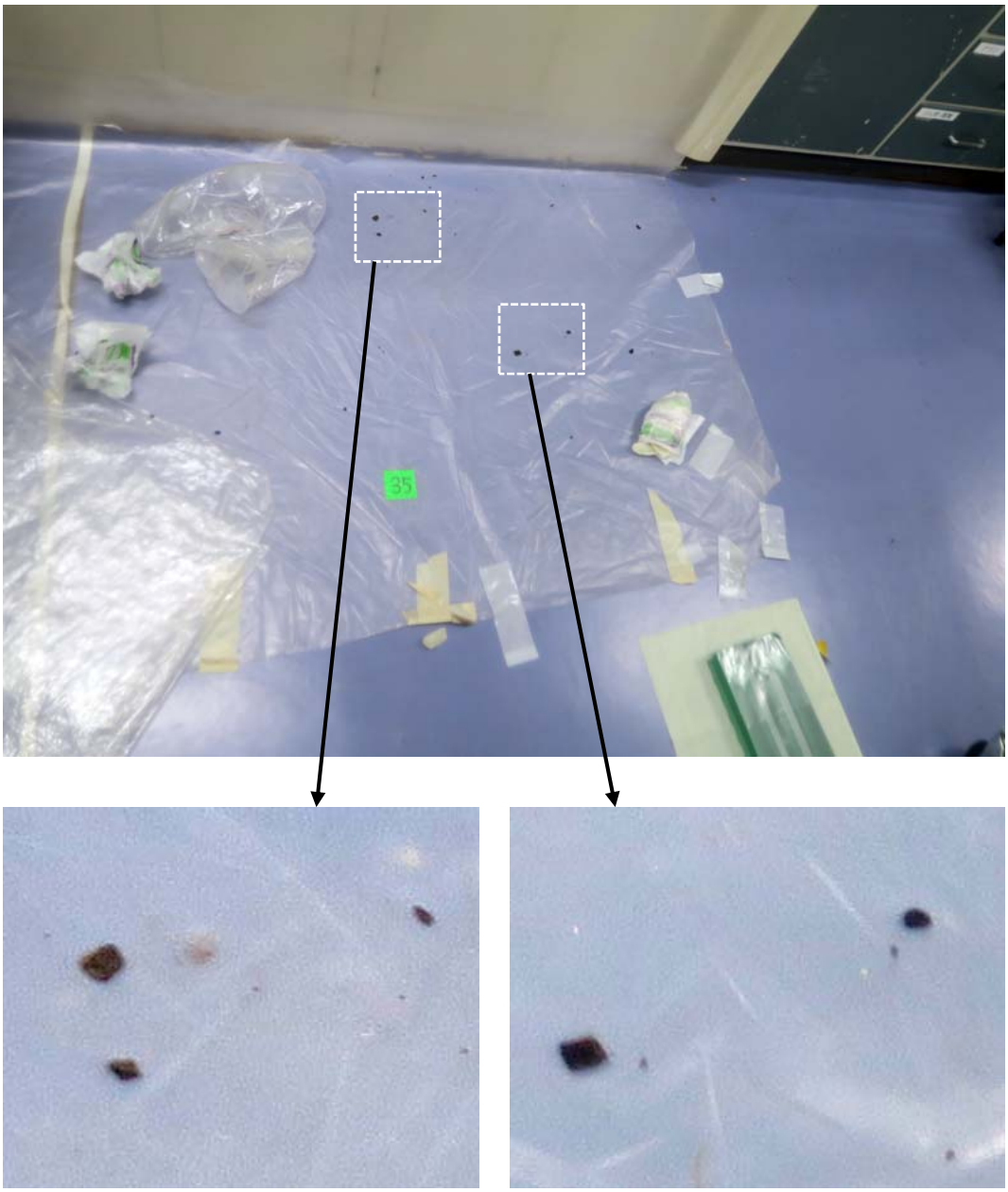


図 6.4.4　フード手前における床養生シート上の飛散物の外観

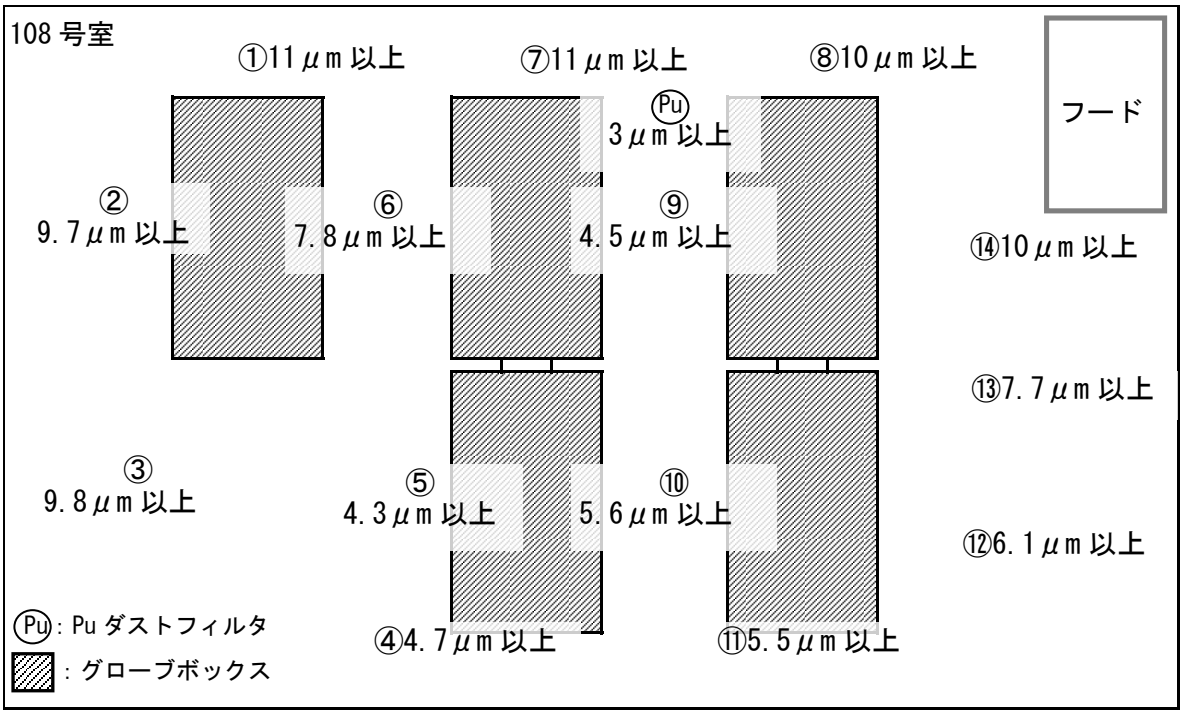
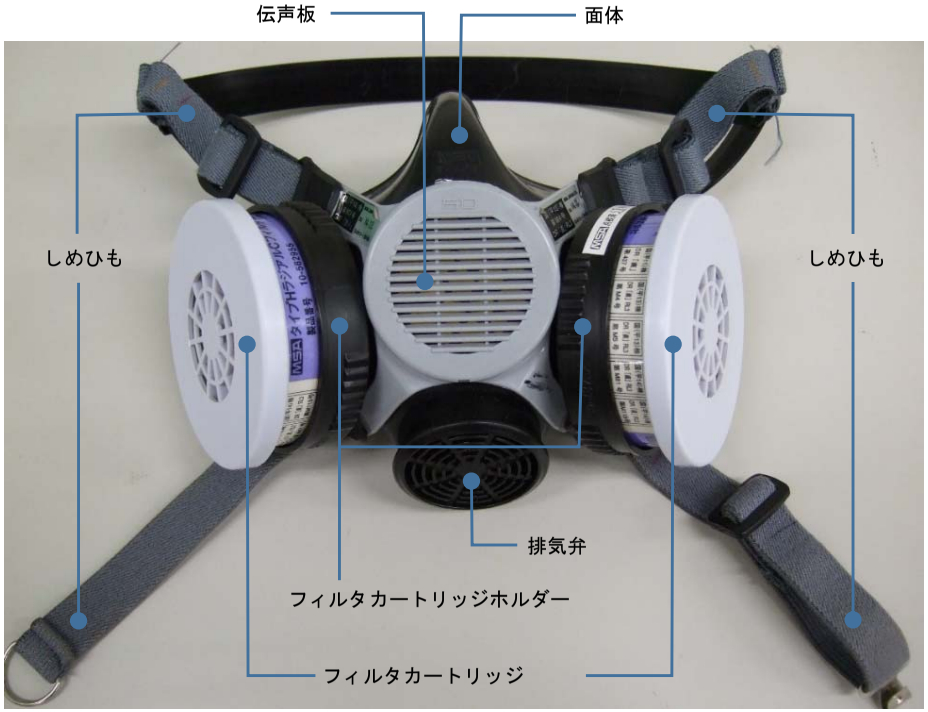


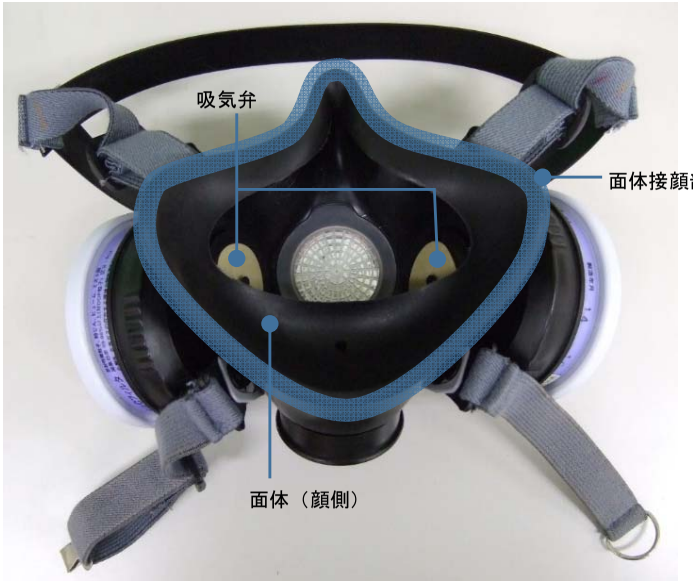
図 6.5.1　108 号室スミヤろ紙及び室内 Pu ダストモニタ No.2 フィルタの空気力学的放射能中央径（AMAD）分布評価結果



マスク前面



マスク前面
（フィルタカートリッジ取り外し状態）



マスク着用者側

図6.5.2　半面マスクの構造

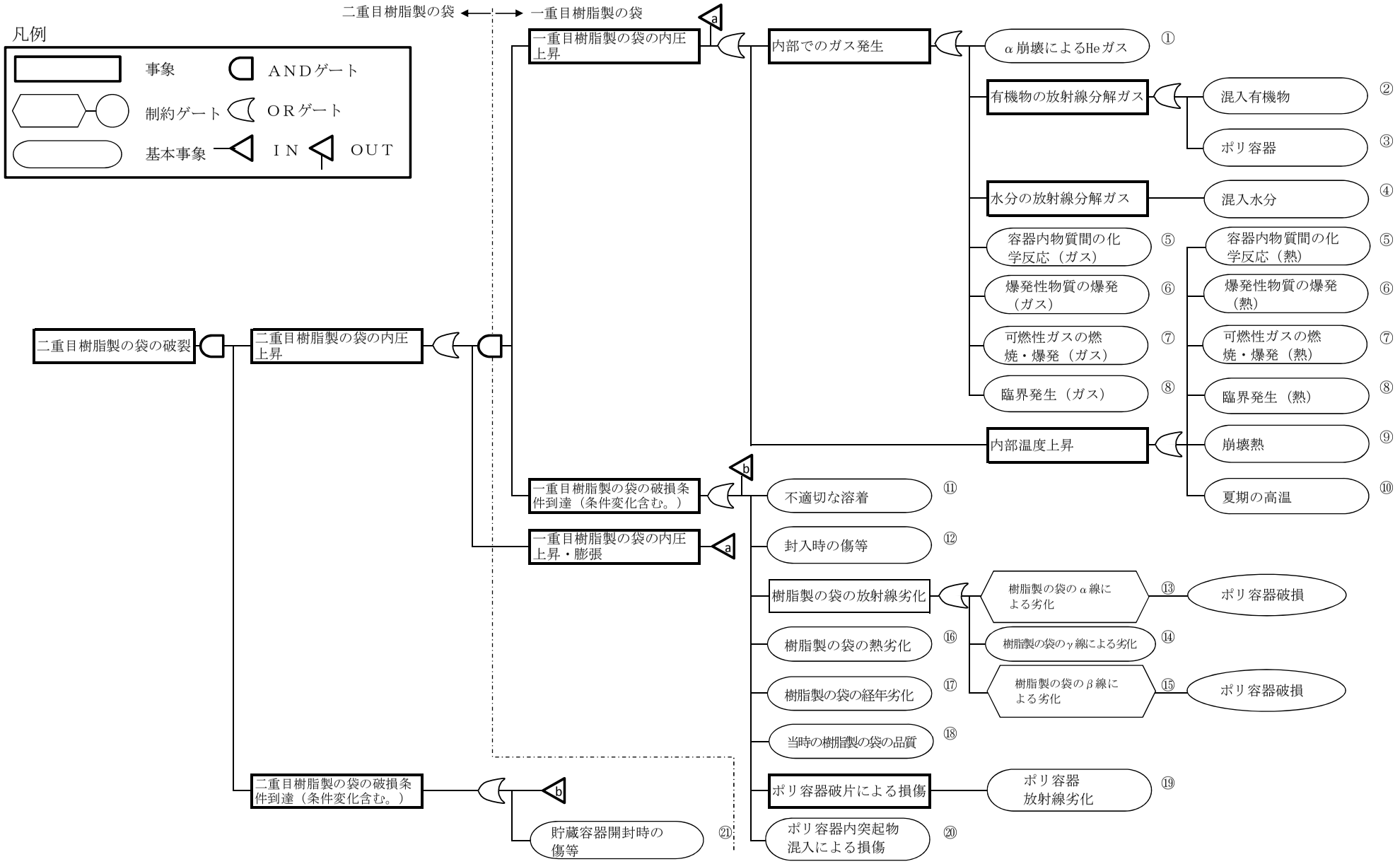


図7.1.1　樹脂製の袋の破裂要因に係るフォルトツリー図

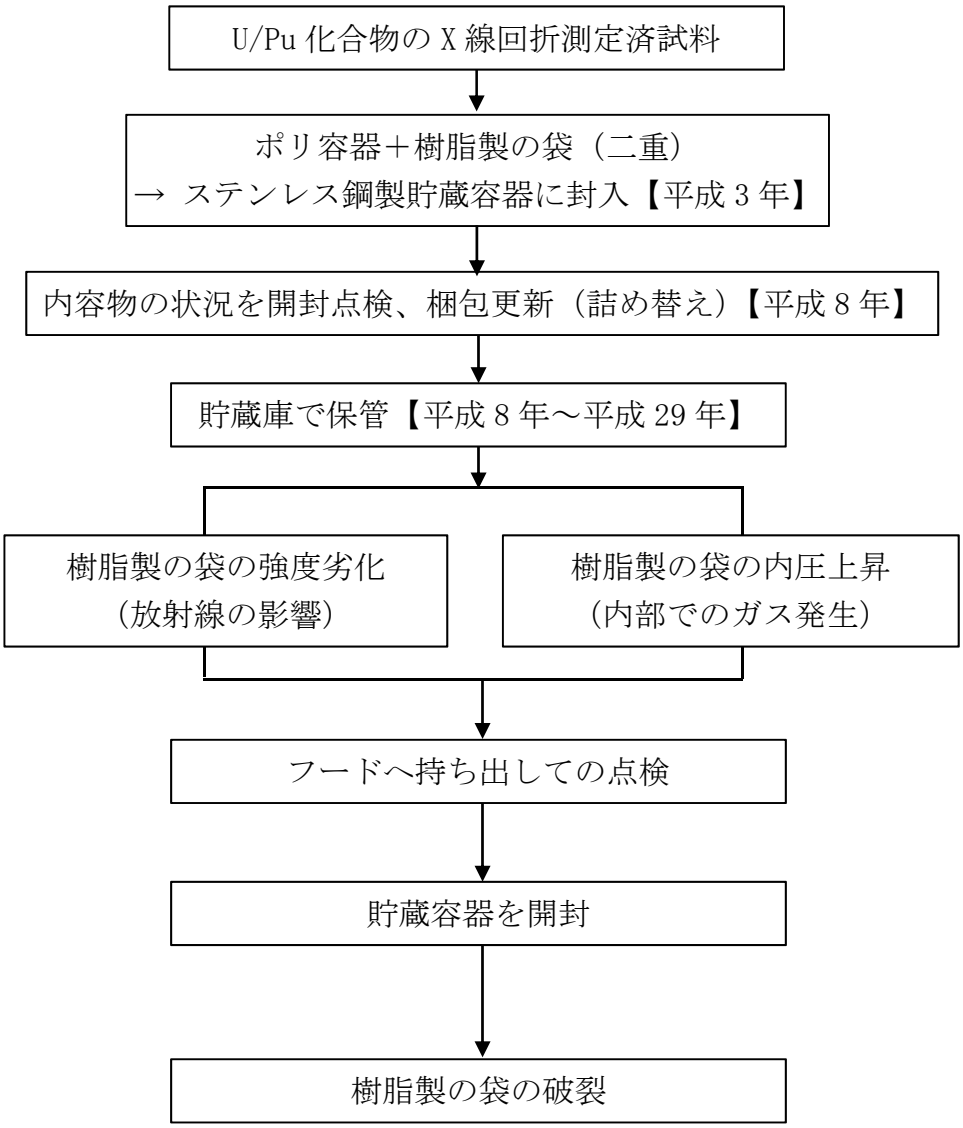
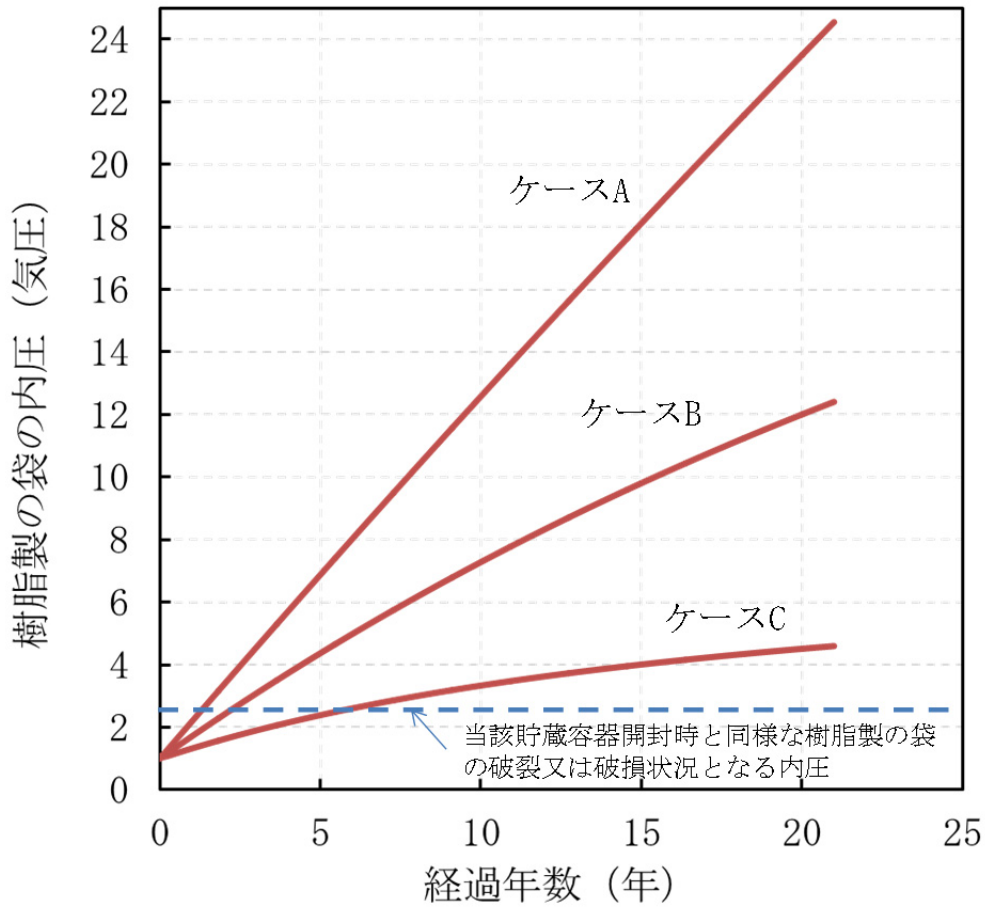
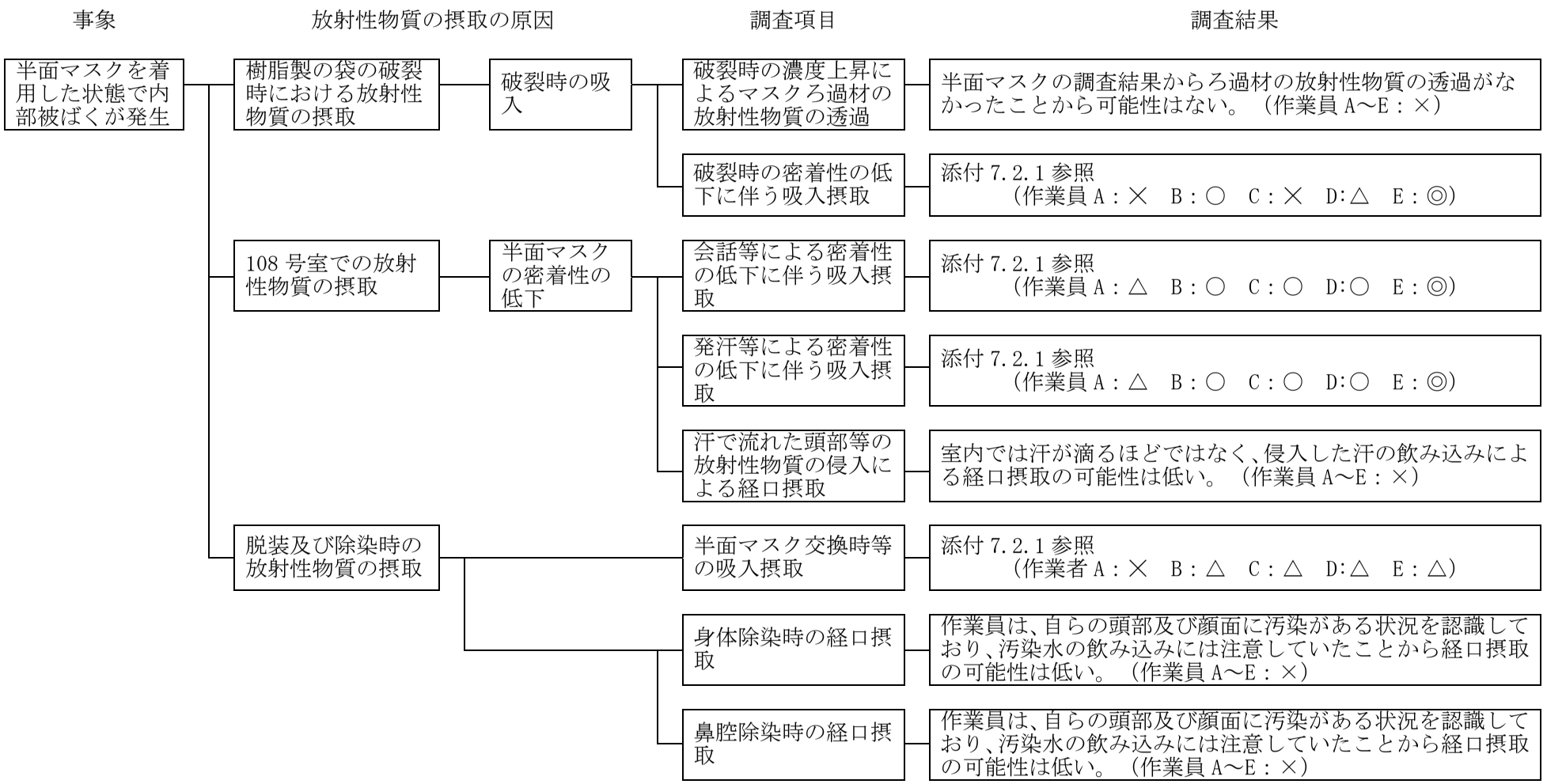


図 7.1.2　樹脂製の袋の破裂に至る推定シナリオ



（当該貯蔵容器開封時と同様な樹脂製の袋の破裂又は破裂状況となる内圧は、21 年間の貯蔵期間中のγ線照射による樹脂製の袋の劣化を模擬した状態に相当）

図 7.1.3　樹脂製の袋における内圧の経時変化の計算結果



○：被ばくの経路として可能性が高いと評価したもの　△：可能性があると評価したもの　×：可能性が低いと評価したもの
◎：○のうち、線量限度との関係で重大な被ばくの経路と評価したもの

図 7.2.1　被ばく経路の推定に係る要因分析図

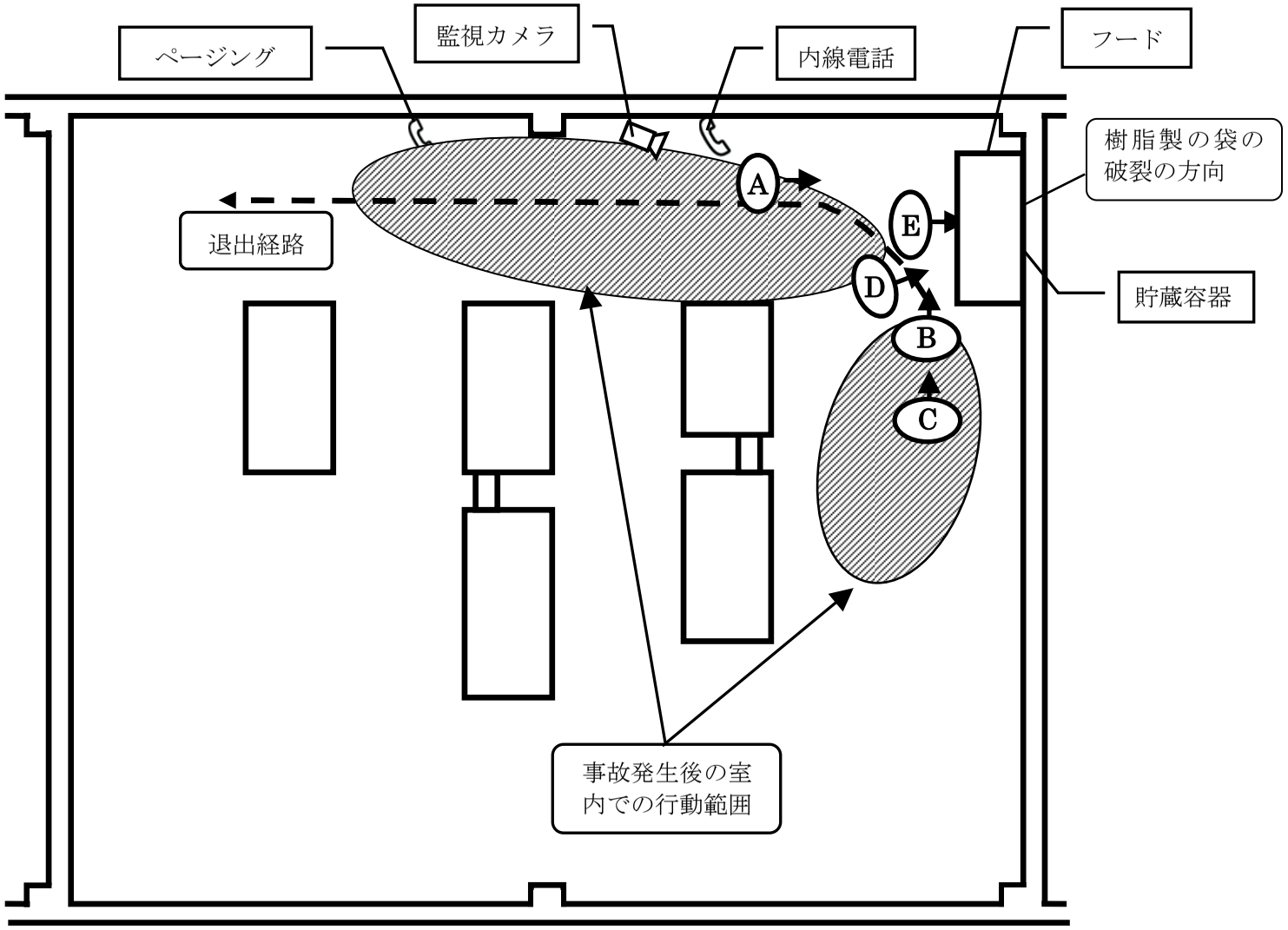
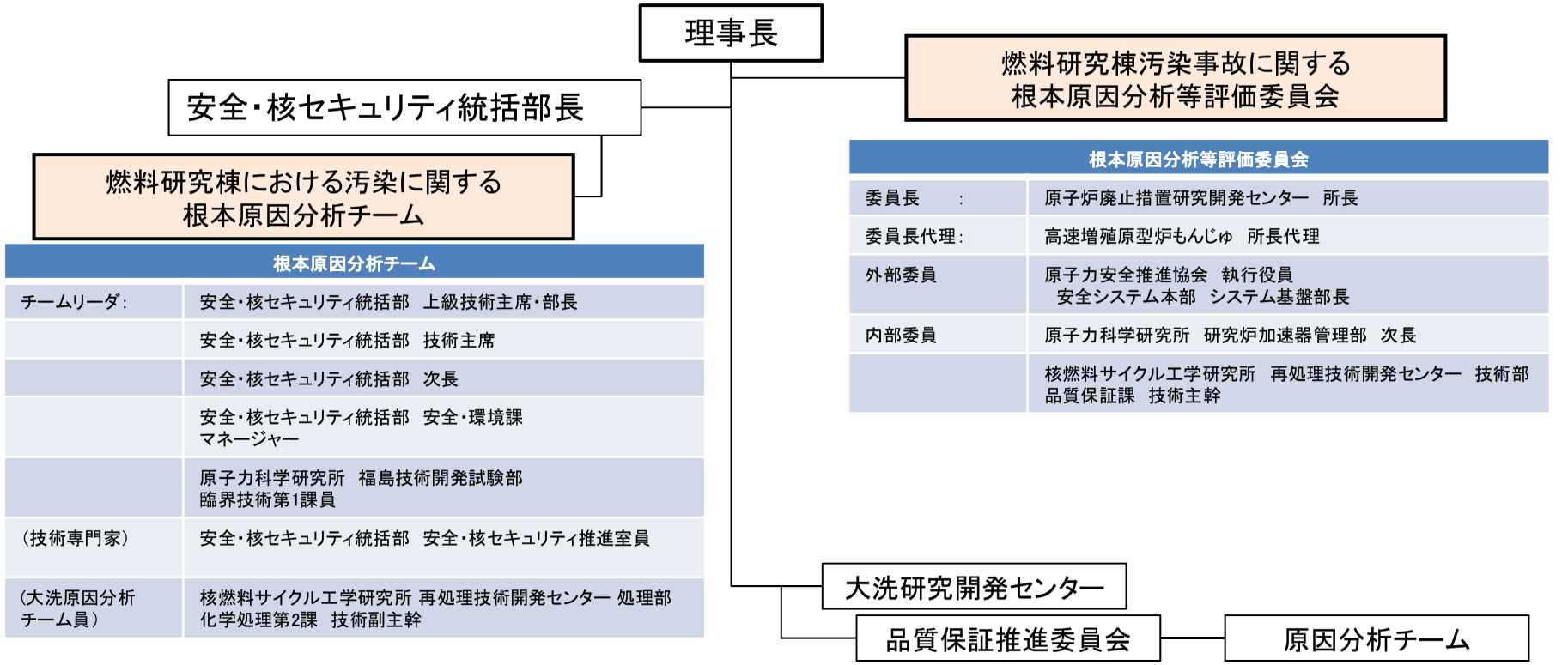


図 7.2.2　作業員の事故発生時の位置及び事故発生後の行動範囲



根本原因分析チーム	
チームリーダ:	安全・核セキュリティ統括部　上級技術主席・部長
	安全・核セキュリティ統括部　技術主席
	安全・核セキュリティ統括部　次長
	安全・核セキュリティ統括部　安全・環境課 マネージャー
	原子力科学研究所　福島技術開発試験部 臨界技術第1課員
（技術専門家）	安全・核セキュリティ統括部　安全・核セキュリティ推進室員
（大洗原因分析 チーム員）	核燃料サイクル工学研究所 再処理技術開発センター 処理部 化学処理第2課　技術副主幹

根本原因分析等評価委員会	
委員長　　:	原子炉廃止措置研究開発センター　所長
委員長代理:	高速増殖原型炉もんじゅ　所長代理
外部委員	原子力安全推進協会　執行役員 安全システム本部　システム基盤部長
内部委員	原子力科学研究所　研究炉加速器管理部　次長
	核燃料サイクル工学研究所　再処理技術開発センター　技術部 品質保証課　技術主幹

原因分析チーム		
チームリーダ:	環境保全部長（現　環境保全部主席）	
サブリーダ:	高温工学試験研究炉部　次長	高速実験炉部　次長
	次世代高速炉サイクル研究開発センター上級嘱託	福島燃料材料試験部　燃料技術管理課　マネージャー
	核燃料サイクル工学研究所　再処理技術開発センター処理部　化学処理第2課　技術副主幹	福島燃料材料試験部　燃料試験課　主査
	安全管理部　安全対策課　マネージャー	福島燃料材料試験部　燃料技術管理課　嘱託
	照射試験炉センター計画推進室　副主幹（材料試験炉部　計画管理課　マネージャー）	福島燃料材料試験部　材料試験課長
	材料試験炉部　照射課　主査	高速炉技術開発部　熱流体技術開発課　研究副主幹
	安全管理部　放射線管理第1課長	次世代高速炉サイクル研究開発センター燃料サイクル技術開発部　燃料材料開発Gr
オブザーバー	安全・核セキュリティ統括部　上級技術主席・部長	安全・核セキュリティ統括部 技術主席
	安全・核セキュリティ統括部　安全・環境課　マネージャー	原子力科学研究所　福島技術開発試験部　臨界技術第1課員

図8.2.1　直接的な原因分析及び組織的な要因分析並びに分析結果等の評価に係る実施体制

表 4.2.1　鼻腔内汚染検査結果

作業員	α放射能（Bq）
A	不検出
B	不検出
C	13
D	3
E	24

※鼻腔内汚染検査に用いた測定器及び測定結果を添付 4.2.3 に示す。

表 4.2.2　核燃料サイクル工学研究所における肺モニタ測定結果

（平成 29 年 6 月 6 日）

作業員	放射能（Bq）	
	Pu-239	Am-241
A	＜ 2.2×10^{3}	＜ 7.1×10^{0}
B	＜ 5.6×10^{3}	8.5×10^{0}
C	＜ 6.0×10^{3}	1.2×10^{1}
D	＜ 1.4×10^{4}	1.3×10^{2}
E	2.2×10^{4}	2.2×10^{2}

注 1：「＜」は、核種が検出されておらず、この値未満であることを示す。
なお、この値は被測定者体内の天然核種の量などによって異なる。

注 2：表の値は平成 29 年 6 月 6 日時点のものである。

注 3：肺モニタ仕様、測定方法等を添付 6.3.2 に示す。

注 4：量研　放医研は平成 29 年 6 月 12 日付けで肺モニタの測定結果について次のように公表している。「肺モニターの計測は、受け入れ以降、3～4 回実施。全員、いずれの回の計測からも、プルトニウムについては明確なエネルギーピークを確認できなかった。アメリシウムについては、計測データからエネルギーピークを確認した方がいるが、そのレベルは減少している。」

表 4.2.3　事故発生場所に係る時系列

日付	時間	内容
平成 29 年 6 月 6 日	11:15 頃	燃料研究棟の 108 号室（管理区域内）において、核燃料物質を収納した貯蔵容器の点検作業中（フード（H-1）内作業)、貯蔵容器内の樹脂製の袋の破裂を確認し、作業員 5 名に身体汚染の可能性を確認した。作業員 5 名は半面マスクを着用していた。当該作業に当たっての手袋の装備としては、内側から、布手袋、ゴム手袋①、ゴム手袋②と 3 重に重ねて着装していた。
	11:20 頃	108 号室作業員から 101 号室で行っていた溶融塩電解炉の運転中断を指示
	11:23 頃	作業員 A から施設管理統括者である福島燃料材料試験部長へ汚染発生を連絡
	11:25 頃	放射線管理第 2 課員 2 名が燃料研究棟に到着。放射線管理第 2 課員が Pu ダストモニタ No.2（108 号室）の指示値が正常値であることを確認
	11:30 頃	放射線管理第 2 課員が放射線モニタ異常無しを確認
	11:35 頃	放射線管理第 2 課員（上記 2 名のうち 1 名）が管理区域へ入域
	11:37 頃	放射線管理第 2 課員が実験室廊下の汚染無しを確認。負傷者無し
	11:37 頃	作業員 5 名自らがα線用表面汚染検査計を用いて測定した結果、全員の汚染を確認（汚染の有無のみの確認で、数値については記録無し）
	11:48 頃	施設管理統括者から連絡責任者（危機管理課長）に連絡するとともに現場指揮所を設置
	11:54 頃	施設管理統括者が 108 号室廊下にグリーンハウス設置を指示
	12:00	Pu ダストモニタ No.2(108 号室)及び排気ダストモニタ指示値異常無し
	12:00	大洗現地対策本部設置
	12:20	モニタリングポスト（P－2）指示値異常無し。環境への影響無し
	12:22	Pu ダストモニタ No.2（108 号室）及び排気ダストモニタ指示値異常無し
	12:23	放射線管理第 2 課にグリーンハウス設置場所の汚染確認のための入域を依頼
	12:27	FAX（第 1 報）発信→12:52 FAX 着信確認完了
	12:43	グリーンハウス資材の準備完了
	12:45	グリーンハウス資材搬入準備開始
	12:52	放射線管理第 2 課員 1 名、燃料試験課員 1 名、管理区域に立ち入り。作業員、健康状態異常無しを確認
	13:05	108 号室の壁 非常口等のすき間（外側境界）の汚染無し、目張りを実施
	13:10	Pu ダストモニタ No.2（108 号室）及び排気ダストモニタ指示値異常無し
	13:15	グリーンハウス組立要員 5 名（燃料試験課員 2 名、他施設から 3 名）入域、108 号室入口グリーンハウス設置開始
	13:22	FAX（第 2 報）発信→13:40 FAX 着信確認完了
	13:45	グリーンハウス組立追加要員(燃料試験課員 1 名、他施設から 1 名)入域(組立要員計 7 名)

日付	時間	内容
平成 29 年 6 月 6 日	13:55	Pu ダストモニタ No.2（108 号室）の指示値上昇を確認（約 5×10^{-8} Bq/cm^3（1 週間平均濃度））。排気ダストモニタは通常指示範囲内を確認
	14:00	グリーンハウス骨組み設置完了、ビニルシート貼付け等作業開始
	14:20	モニタリングポスト（P－2）指示値異常無し。環境への影響無し
	14:29	108 号室入口グリーンハウス設置完了
	14:30	Pu ダストモニタ No.2（108 号室）の指示値（約 5×10^{-8} Bq/cm^3（1 週間平均濃度））変動無し
	14:30～	作業員の 108 号室からの退室開始（身体の汚染検査）
	14:44～	作業員 A の汚染検査実施：最大 100 cpm（0.33 Bq/cm^2）（α線、特殊作業帽子）。半面マスク交換後に特殊作業衣等の脱装、身体汚染無し。鼻腔内汚染検査結果：異常無し
	14:53	FAX（第 3 報）発信→15:15 FAX 着信確認完了
	14:59～	作業員 B の汚染検査実施：最大 3,000 cpm（9.7 Bq/cm^2）（α線、特殊作業衣）。半面マスク交換後に特殊作業衣等の脱装、汚染検査結果：身体汚染有り；耳 500 cpm（1.7 Bq/cm^2）（α線）。鼻腔内汚染検査結果：異常無し。シャワー室で除染実施[15:25-16:34]（シャワー開始後 1～2 分経過して流量が減少したため、ホースを敷設して燃料研究棟機械室から工業用水を引水し、水を用いた除染を再開）
	15:25～	作業員 C の汚染検査を実施：最大 1,000 cpm（3.3 Bq/cm^2）（α線、特殊作業帽子）。半面マスク交換後に特殊作業衣等の脱装、鼻腔内汚染検査結果：13 Bq（α線）。シャワー室で除染実施[16:34-17:29]（シャワー使用）
	15:30	モニタリングポスト(P-2)指示値異常無し。環境への影響無し。
	15:47～	作業員 D の汚染検査を実施：最大 1,800 cpm（5.8 Bq/cm^2）（α線、特殊作業衣）。半面マスク交換後に特殊作業衣等の脱装、鼻腔内汚染検査結果：3 Bq（α線）。シャワー室で除染実施 1)[18:22-18:52]（ホース使用）
	16:07～	作業員 E の汚染検査を実施：最大 100,000 cpm（322 Bq/cm^2）以上（α線、特殊作業衣）。半面マスク交換後に特殊作業衣等の脱装、鼻腔内汚染検査結果：24 Bq（α線）。シャワー室で除染実施 1)[17:29-18:22]（ホース使用）
	16:17	モニタリングポスト(P-2)指示値異常無し。環境への影響無し。
	16:27	108 号室を立入制限区域に設定（17:05 通算第 4 報にて連絡）
	16:51	グリーンハウス内作業員退出
	17:05	FAX（第 1 報）【通算第 4 報】 発信→17:40 FAX 着信確認完了
	18:15	Pu ダストモニタ No.2（108 号室）の指示値：変動無し
	18:52	作業員 5 名全員の除染が完了
	18:55	作業員 5 名全員の退域が完了
	19:05	作業員 5 名が核燃料サイクル工学研究所に向けて出発
	19:08	プレス文を FAX 発信
	19:40	Pu ダストモニタ No.2（108 号室）の集塵用フィルタの交換を実施

1）作業員 E の汚染レベルが高かったことから、作業員 D と E の順番を入れ替えて実施した。

日付	時間	内容
平成 29 年 6 月 6 日	19:41	作業員が核燃料サイクル工学研究所に到着
	19:59	肺モニタにて作業員 E の測定を開始
	20:04	Pu ダストモニタ No.2（108 号室）の集塵用フィルタの交換後、通常指示値範囲内を確認（この時刻以降、変動無し）。排気ダストモニタ：通常指示範囲内を確認
	21:47	管理区域から防護資材等の片付け作業員が退出
	22:05	作業員にキレート剤の投与を開始
	23:33	作業員 5 名の肺モニタによる測定が終了。測定の結果、Pu-239 と Am-241 について、最大でそれぞれ 2.2×10^{4} Bq、2.2×10^{2} Bq を確認（6 月 6 日時点）
平成 29 年 6 月 7 日	1:05	作業員全員のキレート剤投与を終了
	1:42	作業員 5 名が大洗研究開発センターに到着
	10:00	量研 放医研に向けて大洗研究開発センターを出発（作業員 5 名）
	10:16	グリーンハウス増設のため、作業開始
	10:42	モニタリングポスト(P-2)指示値異常無し。環境への影響無し
	11:55	量研 放医研に作業員 5 名到着 身体汚染検査、除染後肺モニタによる測定を開始
	12:12	増設グリーンハウスの設置作業が終了
	12:18	FAX（第 2 報）【通算第 5 報】発信→13:01 FAX 着信確認完了
	13:27	原子力規制庁に法令報告と判断した旨を報告（判断時刻：13:00）
	16:41	108 号室内の汚染検査（スミヤ試料採取）のため、作業員 2 名が入域
	17:05	FAX（第 3 報）【通算第 6 報】発信→17:56 FAX 着信確認完了
	17:05	作業員 1 名退域
	17:09	作業員 1 名退域
	18:36	スミヤ試料測定開始
	18:55	スミヤ試料測定終了。108 号室の汚染検査の結果、最大 55 Bq/cm^{2}（α線）の汚染を確認
平成 29 年 6 月 8 日	10:43	FAX（第 4 報）【通算第 7 報】発信→11:20 FAX 着信確認完了
	16:40	グリーンハウス内の整理・除染作業が終了
平成 29 年 6 月 13 日	11:51	大洗研究開発センターに向けて量研 放医研を出発（作業員 5 名）、 13:52 到着、到着後に作業員 5 名への聞き取りを開始
	14:37	OSL 線量計回収開始
	14:58	OSL 線量計回収終了
平成 29 年 6 月 14 日	14:01	現場に入域
	14:37	SD カードを管理区域から搬出
	14:46	SD カードを現地対策本部へ搬送
	14:50	SD カードが現地対策本部に到着
	15:25	SD カード内の画像チェック開始
	15:29	画像確認終了

日付	時間	内容
平成 29 年 7 月 4 日	14:09	現場に入域
	14:53	108 号室へ入室
	15:17	アクセスルートの確保に係る作業を終了し、108 号室から退室
	16:43	現場から退域
平成 29 年 7 月 6 日	13:48	現場に入域
	14:42	108 号室へ入室
	14:54	貯蔵容器の蓋固定及び転倒防止治具取付を完了
	14:59	ビニルシート及び飛散粒子を収納した金属容器を 108 号室から搬出
	15:08	108 号室から退室
	16:29	101 号室グローブボックス(123-D)へ金属容器を搬入
	16:52	現場から退域
平成 29 年 7 月 7 日	9:29	現場に入域
	14:43	化学雑巾を用いた廊下の汚染検査を開始
	18:24	汚染検査で確認された廊下の汚染拭取り等の作業を終了し、現場から退域
平成 29 年 7 月 12 日	15:35	現場に入域
	17:56	汚染管理の強化に係る作業を終了
	18:09	現場から退域
平成 29 年 7 月 13 日	9:41	現場に入域
	10:30	金属製運搬容器へのスミヤ等の収納作業を終了
	11:00	金属製運搬容器を管理区域から搬出、運搬準備開始
	11:16	金属製運搬容器の運搬開始、燃料研究棟を出発（行先：照射燃料集合体試験施設）
	11:58	現場から退域
平成 29 年 7 月 14 日	14:48	現場に入域
	17:19	グリーンハウス更新準備作業を終了し、現場から退域
平成 29 年 7 月 18 日	10:12	現場に入域
	16:20	グリーンハウスの解体終了
	17:02	現場から退域
平成 29 年 7 月 19 日	9:49	現場に入域
	17:57	グリーンハウスの更新(床養生残し)
	18:08	現場から退域
平成 29 年 7 月 20 日	9:16	現場に入域
	11:35	グリーンハウスの更新終了
	15:36	貯蔵容器を 108 号室から搬出
	16:45	101 号室グローブボックス(123-D)へ貯蔵容器を搬入
	19:04	現場から退域

日付	内容
平成 29 年 7 月 25 日	フード（H-1）内の汚染検査・除染作業を開始（7 月 28 日まで）
平成 29 年 7 月 27 日	6 月 6 日に作業員が装着した半面マスク(9 個)を燃研棟から AGF に搬出
平成 29 年 8 月 3 日	108 号室の床の汚染検査・除染作業を開始（8 月 22 日まで）
平成 29 年 8 月 23 日	108 号室の壁、天井、グローブボックス等の汚染検査・除染作業を開始
平成 29 年 9 月 8 日	101 号室のグローブボックス（123-D）の整理作業中に作業者の特殊作業衣等の汚染が発生。当日の応急措置を実施
	108 号室の壁、天井、グローブボックス等の汚染検査・除染作業を中断
平成 29 年 9 月 11 日	101 号室の現場復旧のための措置を開始（9 月 13 日まで）
平成 29 年 9 月 19 日	108 号室の壁、天井、グローブボックス等の汚染検査・除染作業を再開（10 月 5 日まで）
平成 29 年 10 月 6 日	108 号室全域及び実験室廊下（立入制限区域内）の最終汚染検査を開始（10 月 15 日まで）
平成 29 年 10 月 14 日	グリーンハウスの撤去作業を開始（10 月 15 日まで）
平成 29 年 10 月 16 日	立入制限区域を解除
	実験室廊下（立入制限区域外）の整理を開始（10 月 17 日まで）

表6.2.1　現場復旧の実績

(1) 安全確保のための措置

1) フードまでのアクセスルート確保
7/4

2) フード内の貯蔵容器の蓋固定
7/6

3) フード内の貯蔵容器を搬出し、108号室から101号室へ貯蔵容器移動
7/19 — 7/20

(2)本格的な現場復旧のための措置

1-1) 汚染管理の強化
7/12 — *継続的な改善* →

1-2) グリーンハウスの撤去・更新
7/14 — 7/20

2) フード内の除染
7/25 — 7/28

3) 108号室内の粒子回収+床面除染
8/3 — 8/22

4) 108号室内の天井部・壁面・GB他構造物の除染
8/23 — 9/8　9/19 — 10/5

5) 108号室の全域養生撤去+汚染検査
10/6 — 10/15

6) グリーンハウスの除染・解体・撤去
10/14 — 10/15

立入制限区域解除▼10/16

表 6.3.1　作業員の外部被ばくによる実効線量

実効線量	人数
記録レベル(0.1mSv)未満	５名

表 6.3.2　作業員の内部被ばくによる実効線量（預託実効線量）

作業員	実効線量
A	[redacted]mSv
B	[redacted]mSv
C	[redacted]mSv
D	[redacted]mSv
E	[redacted]mSv

注　記録レベル：1 mSv

個人情報保護の観点から[redacted]の箇所は非開示としています。

表 6.4.1　当該貯蔵容器内のプルトニウムの 5 種類の同位体組成

組成名称	A	B	C	D	E
受入年月	昭和 56 年 12 月	昭和 55 年 4 月	昭和 55 年 4 月	昭和 54 年 3 月	昭和 54 年 1 月
払出元	旧動燃東海*1	旧原研東海*2	旧原研東海*2	旧動燃東海*1	旧原研東海*2
同位体組成データ（重量%）					
Pu-238	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
Pu-239	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
Pu-240	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
Pu-241	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
Pu-242	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
Am-241	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
組成の年月	昭和 55 年 2 月	昭和 48 年 6 月	昭和 46 年 12 月	昭和 49 年 4 月	昭和 49 年 12 月
年月	α 崩壊の実効崩壊定数*3（s^{-1}）				
平成 29 年 6 月	3.06×10^{-12}	1.23×10^{-12}	2.19×10^{-12}	2.97×10^{-12}	1.20×10^{-12}

*1 旧　動力炉・核燃料開発事業団　東海事業所

*2 旧　日本原子力研究所　東海研究所

*3 Am-241 の除去を行なっていないと仮定した値

核物質防護上の観点から■の箇所は非開示としています。

表 6.4.2　平成 8 年 5 月から平成 9 年 2 月までに実施した貯蔵容器内の点検結果

項目		個数	備考
貯蔵容器点検総数		64	
異常なし		41	
異常あり		23	
異常ありの内訳	樹脂製の袋の膨張及びポリ容器底部破損	1	更新（交換）、当該貯蔵容器 No. 1010 内容物「X 線回折済打抜試料」
	樹脂製の袋の膨張	1	更新（交換）、貯蔵容器 No. 1051 内容物：$Pu(NO_3)_4\cdot 5H_2O$
	樹脂製の袋や容器の変色	21	更新（交換）

表 6.6.1　フード（H-1）内面の表面密度測定結果

各部位	各部位の表面密度測定結果の最大値（Bq/cm^2）
天井（150 cm×70 cm）	約 4.1×10^{-1}
背面（150 cm×100 cm）	約 6.6×10^{1}
床面（150 cm×70 cm）	約 6.1×10^{2}
前面（150 cm×50 cm）	約 3.7×10^{2}
左側面（70 cm×100 cm）	約 3.4×10^{1}
右側面（70 cm×100 cm）	約 1.7×10^{1}

表 6.6.2　ダストフィルタのα線測定結果

対象	放射能量（Bq）
ダストフィルタ（1）	約 4.5×10^{4}
ダストフィルタ（2）	約 1.2×10^{4}
ダストフィルタ（3）	約 1.6×10^{5}
ダストフィルタ（4）	約 1.4×10^{5}

表 6.6.3　核燃料物質及び ^{241}Am の飛散量の評価結果

核種	飛散量（Bq）
^{235}U	約 6.4×10^{2}
^{238}U	約 1.4×10^{4}
^{238}Pu	約 3.5×10^{8}
^{239}Pu	約 7.3×10^{8}
^{240}Pu	約 7.3×10^{8}
^{241}Pu	約 8.9×10^{9}
^{242}Pu	約 4.2×10^{5}
^{241}Am	約 1.6×10^{9}

表7.1.1　樹脂製の袋の破裂に係る基本事象の影響度評価（1/2）

基本事象No.	基本事象名	影響度(*1)	確認・調査事項	作業員等への聞き取り調査(*2)	帳票類、作業記録等確認(*2)	現地調査(*2)	概略評価・文献情報(*2)	検証試験(*2)	各種調査の実施内容、調査・評価結果等
①	α崩壊によるHeガス	×	5種Pu同位体組成の中で、最も厳しい条件でHe発生量を評価	－	●	－	●	－	貯蔵容器内にあるPuの中で、α崩壊が最大となるPu同位体組成を用いて、21年間のHe発生量を計算した。その結果、発生量は12.6 mL（標準状態換算）であり、影響は小さい。
②	混入有機物	○	聞き取り調査等により混入有機物の種類及び量を推定	●	●	●	－	－	主たる混入有機物はエポキシ樹脂である。エポキシ樹脂はX線回折用試料作製時に使用され、エポキシ樹脂固化物は[redacted] g、粉末様の物は9.89 gであった。
			混入有機物の放射線分解によるガス発生量	－	－	－	●	●	エポキシ樹脂のα線分解によるガス発生 Cm-244のα線照射による圧力上昇試験や量研　高崎研におけるエポキシ樹脂へのHeイオン照射試験の結果から、ガス発生率は積算照射量とともに低下することが分かった。これらを考慮して、G値を0.22と見積もった。その結果、21年間のガス発生量は、Pu粉末粒径を20 μmとした場合、48 L（標準状態換算）である。
③	ポリ容器	△	ポリ容器の放射線分解による発生ガス量、内容物形状（塊、分布等）及びポリ容器への接触状況を確認	－	－	●	●	●	ポリエチレンのα線分解によるガス発生 貯蔵容器内の粉末9.89 gを全てUとPuの混合化合物粉末と仮定し、それらがポリ容器底部に存在するとした場合の評価を行った結果、21年間のガス発生量は0.18 L（標準状態換算）であり、②「混入有機物」に比べて寄与は小さい。
④	混入水分	×	混入水分の量（核物質の物理形態を確認した上で評価）	－	●	－	●	－	粉末9.89 g全量を核燃料物質粉末と仮定し、文献調査結果を基に吸着水分量を0.5 wt%として計算を行った結果、吸着水分量は0.05 gである。
			混入水分の放射線分解によるガス発生量	－	－	－	●	－	上記吸着水分量を基に評価した放射線分解によるガス発生量は0.09 L（標準状態換算）である。吸着水分の全量が分解するなど、過度に保守的な仮定をしていることから、実際にはその影響は無視できると考えられる。
⑤	容器内物質間の化学反応（ガス及び熱）	×	化学反応による熱及び発生ガスの種類及び量の推定	●	●	－	●	－	炭化物及び窒化物が加水分解を起こした場合、それぞれメタン及びアンモニアの生成が考えられる。樹脂固化物の分析結果から、炭化物又は窒化物（あるいはその双方）がエポキシ樹脂に含まれていることが分かった。特に炭化物については水分との反応性が高く水分と接触した場合即座に加水分解を生じることから、この結果は貯蔵期間中に炭化物又は窒化物（あるいはその双方）の加水分解がほとんど起こらなかったことを示している。これらより、本事象の影響は小さいと考えられる。
⑥	爆発性物質の爆発（ガス及び熱）	×	爆発性物質生成の有無（量、爆発可能性など）、衝撃・影響等の有無の調査	●	－	－	●	－	作業員への確認の結果、破裂時の爆発による異臭等無し。 平衡条件では爆発性物質である硝酸アンモニウムは生成せず、また爆発温度である260℃以上にも達していないため、爆発性物質の生成並びにその爆発によるガス及び熱発生の可能性は低い。
⑦	可燃性ガスの燃焼・爆発（ガス及び熱）	×	水素等の燃焼範囲への到達可能性、爆発発生等の有無	●	－	－	●	－	作業員への確認の結果、樹脂製の袋破裂時の爆発による異臭や火炎等無し。 量研　高崎研におけるエポキシ樹脂へのHe照射試験においては、発生ガスの大半は水素であった。静電気等により着火源が発生して爆発したとしても、二重目の樹脂製の袋は健全であったことを考えると、想定しがたい。
⑧	臨界発生（ガス及び熱）	×	臨界可能性	－	●	－	－	－	最小臨界量は220 g（湿式条件で二重装荷を考慮して安全係数を見込んだ値）であり、実態はこれより大幅に小さい核分裂性物質重量（[redacted] g）であったことから、臨界発生可能性はない。
⑨	崩壊熱	×	崩壊熱量と熱バランス	●	●	－	●	－	崩壊熱はα崩壊による寄与が大きいことから、貯蔵容器内にあるPuの同位体組成を用いた計算を行った結果、崩壊熱は最大で0.5 Wである。これによる容器内温度上昇は2 ℃以下であり、内圧上昇（*3）は0.01気圧以下である。このことから、崩壊熱による内部温度上昇への影響は小さいと考えられる。 また、作業員証言「ゴム手袋越しであるが、貯蔵容器側面を手で触ってみて、温度上昇はなかった。」からも、発熱は小さい。

*1　○：影響大、△：影響あり、×：小（無視できる）
*2　●：実施済み、－：実施しない
*3　一重目の樹脂製の袋の容積3.9 Lに対して、内容物0.4 Lを減じた値として、3.5 Lを考慮し、これに対する内圧上昇を計算

核物質防護上の観点から■の箇所は非開示としています。

表7.1.1　樹脂製の袋の破裂に係る基本事象の影響度評価（2/2）

基本事象No.	基本事象名	影響度(*1)	確認・調査事項	作業員等への聞き取り調査(*2)	帳票類、作業記録等確認(*2)	現地調査(*2)	概略評価・文献情報(*2)	検証試験(*2)	各種調査の実施内容、調査・評価結果等
⑩	夏期の高温	×	夏期の室内温度	●	－	－	－	－	作業記録の調査結果等によると、封入は夏に実施された。このため夏期の温度上昇ほとんど無く、内圧上昇へ及ぼす影響は小さいと考えられる。
⑪	不適切な溶着	×	現物の破損個所（溶着性）	－	－	●	－	－	貯蔵容器内容物の観察結果からは、溶着部の不良個所は観察されなかった。このため、本事象の影響は小さいと考えられる。
⑫	封入時の傷等	×	現物確認による傷等の有無	－	－	●	－	－	貯蔵容器内容物の観察結果からは、傷等は観察されなかった。このため、本事象の影響は小さいと考えられる。
⑬	樹脂製の袋のα線による劣化	×	樹脂製の袋のα線照射による劣化度合い	－	－	●	－	－	樹脂製の袋にα線による劣化をもたらすためには、ポリ容器の破損により内部の核燃料物質が放出して樹脂製の袋に接触することが必要であるため、ポリ容器の観察を行った。その結果、ポリ容器の破損は認められなかった。また、樹脂製の袋の劣化も認められなかったことから、本事象の影響は小さいと考えられる。
			ポリ容器現物確認による劣化の有無（樹脂製の袋が直接α線源に接していたか）を確認	－	－	●	－	－	
⑭	樹脂製の袋のγ線による劣化	△	樹脂製の袋のγ線照射による劣化度合い	●	－	●	●	●	樹脂製の袋のγ線照射試験（量研 高崎研）により劣化度合いを評価。樹脂製の袋のγ線照射試験後、引張試験を実施した結果、照射に伴い引張強度及び破断伸びは線形的に低下し、240 kGy（21年間の貯蔵期間相当）では、未照射のものに比べてそれぞれ約25%及び約21%低下することが分かった。
⑮	樹脂製の袋のβ線による劣化	×	樹脂製の袋のβ線照射による劣化度合い	－	－	－	●	－	Pu-241のβ壊変に伴い放出されるβ線エネルギーは0.0208 MeVとα線のものに比べて大幅に小さいことから、⑬「樹脂製の袋のα線による劣化」における評価に包含される。
⑯	樹脂製の袋の熱劣化	×	樹脂製の袋の熱による劣化度合い	●	－	－	●	－	文献による高温での樹脂製の袋の伸びデータからの外挿を正しいとすると、室温付近において樹脂製の袋の伸びが有意に低下する時間は、貯蔵期間に比べて長い。また、作業員への聞き取り調査や内部温度上昇に係る評価の結果、貯蔵容器の温度上昇は小さいことが分かったことから、本事象が樹脂製の袋の破損条件変化に影響する度合いは小さいと考えられる。
			樹脂製の袋の熱解析結果と過去の基準値との比較	－	－	－	●	－	温度上昇として考えられる事象（⑤～⑩）のいずれも貯蔵期間中に有意な劣化をもたらすほどの温度ではない。
⑰	樹脂製の袋の経年劣化	×	樹脂製の袋の経年による劣化度合い	●	－	－	●	－	文献調査の結果、貯蔵期間中に樹脂製の袋の破断に至る強度や伸びの低下はほとんど生じないことが分かった。樹脂製の袋製造メーカーへの聞き取り調査の結果、経年劣化は主に紫外線の影響によるが、放射線の影響の方が大きいため、本項目は放射線による劣化（⑬及び⑭）に包含される。
⑱	当時の樹脂製の袋の品質	×	数十年前の樹脂製の袋の品質調査（強度等）	－	－	－	●	－	樹脂製の袋製造メーカーへの聞き取り調査により、購入当時より原材料等の変更がないことを確認。品質に変更がないことから影響度合いは小さいと考えられる。
⑲	ポリ容器放射線劣化	×	ポリ容器現品の放射線による劣化度合い	－	－	●	－	●	ポリ容器のγ線照射試験による劣化度合い評価を実施した結果、360 kGy（26年間の貯蔵期間相当）まで照射してもやや変色する程度で、柔軟性もほとんど変化なく、劣化は認められなかった。また、ポリ容器を実際に触れてみた感触からは、α線によると思われるポリ容器脆化の傾向が認められたが、破損は無かった。このことから、本事象の影響は小さいと考えられる。
⑳	ポリ容器内突起物混入による損傷	×	突起物等混入有無	－	－	●	－	－	貯蔵容器内容物の観察結果、突起物等の混入は認められなかった。これより、本事象の影響は小さいと考えられる。
㉑	貯蔵容器開封時の傷等	×	現物確認による開封時の傷付与の有無	●	－	●	－	－	作業員への聞き取りの結果、傷付与に係る証言無し。また、貯蔵容器内容物の観察の結果、傷等は認められなかった。これらの結果から、本事象の影響は小さいと考えられる。

*1　○：影響大、△：影響あり、×：小（無視できる）
*2　●：実施、－：実施しない
*3　一重目の樹脂製の袋の容積3.9 Lに対して、内容物0.4 Lを減じた値として、3.5 Lを考慮し、これに対する内圧上昇を計算

表 7.2.1　放射性物質の摂取に至った原因となる可能性のある要因事象

放射性物質の摂取の原因	要因事象
樹脂製の袋の破裂時における放射性物質の摂取	・樹脂製の袋の破裂に伴う放射性物質の飛散により作業環境の空気中放射性物質濃度が急激に上昇し、その一部が半面マスクのろ過材を透過したことにより、放射性物質を吸入摂取した。 ・破裂音が聞こえたときの反射的な顔の動き等により、半面マスクの面体と顔面との密着性半面マスクの密着性が低下し、放射性物質を吸入摂取した。
108 号室での放射性物質の摂取	・作業員同士のコミュニケーションや室外との電話や口頭での連絡等で大声を出した際、半面マスクの密着性が低下し、放射性物質を吸入摂取した。 ・半面マスク装着による発汗、呼気中水蒸気の半面マスク面体内での結露等により半面マスクの密着性が低下し、放射性物質を吸入摂取した。 ・破裂時の飛散物又は汚染した空気に触れたことにより頭部（頭髪及び半面マスク外側の顔面）に付着した放射性物質が汗で流れて半面マスクの面体内に侵入し、経口摂取した。
脱装及び除染時の放射性物質の摂取	・半面マスクを汚染していないものに交換する際（短時間だが半面マスクを装着しない状態となる。）に、グリーンハウス内で放射性物質を吸入摂取した。 ・流水による除染の際、頭髪や顔面を除染した際に放射性物質を含んだ水が口元などにまわり経口摂取した。 ・鼻腔除染の際、放射性物質を含んだ水の一部が誤って口腔側にまわり経口摂取した。

表8.5.1　燃料研究棟の汚染事故に関する原因と対策の整理表（直接的な原因及び組織的な要因）（1/6）

頂上事象	問題事象		直接的な原因			組織的な要因			
	番号	事実	番号	分析結果	対策	分類	分析結果	JOFL分類	対策
核燃料物質を収納した貯蔵容器を点検作業中、樹脂製の袋が破裂し、108号室を汚染し作業員が内部被ばくした。	①	X線回折測定済試料からエポキシ樹脂を除去せず封入していた、またその情報が引き継がれていなかった。	①	初代プルトニウム技術開発室長は、貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質の状態の記録についてルール化し引き継ぎする必要があったが、計量管理の核燃料物質移動票（燃料研究棟内移動票を含む。）で核燃料物質の管理ができることから貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質及びその状態の記録を残すことをルール化していなかった。	燃料試験課は、保安規定の下部要領である燃料研究棟使用手引（図4.1.3参照）を改正し、貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質の記録を作成・管理することを記載する。あわせて、燃料研究棟本体施設作業要領に核燃料物質の管理に関する文書を追加し、その中で、核燃料物質の貯蔵に関する情報として必要な事項（放射能・放射線情報、物理・化学性状情報、臨界管理情報、同梱物の性状、使用履歴等）を明確にするとともに、今後行う核燃料物質の貯蔵作業の都度、記録の作成・更新を行うことを記載することにより、記録の管理について手順化し確実なものとする。	①	プルトニウム技術開発室（現燃料試験課）では、計量管理に関する情報（核燃料物質所内移動票）のほかに、貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質及びその状態を記録として保管し管理することをルール化する必要があったが、核燃料物質の保管状況等を明確にした管理情報が保管されていないなど、核燃料物質を安全に長期的に貯蔵するための管理基準等の仕組みが構築されないまま運用されていた。	4.中間管理要因 4-1-3　マニュアルの整備 4-8　技術管理	燃料試験課は、保安規定の下部要領である燃料研究棟使用手引を改正し、保有する核燃料物質の貯蔵（保管）、取扱いの記録を管理することを記載する。あわせて、燃料研究棟本体施設作業要領に核燃料物質の管理に関する文書を追加し、その中で保有する核燃料物質の貯蔵（保管）、取扱いを行う上で必要な管理基準（核燃料物質の性状や状態、その他含まれている物質の性状等を含む。）及び管理台帳を整備するとともに、当該管理情報を組織内で利活用できる仕組みを構築する。 また、福島燃料材料試験部における燃料研究棟以外の施設に対しては、保安規定の下部要領である燃料材料試験施設（南地区）安全作業要領を改正し、保有する核燃料物質の貯蔵（保管）、取扱いの記録を管理することを記載する。
			②	初代プルトニウム技術開発室長は、X線回折測定済試料を酸化加熱処理してから回収した核燃料物質を貯蔵容器に保管するまでの作業方法をルール化し引き継ぎする必要があったが、炭窒化物燃料等は安定化処理のための酸化加熱処理を徹底してきたことから、X線回折測定済試料も同様に酸化加熱処理するものと考えルール化していなかった。	燃料試験課は、燃料研究棟で自ら取り扱う核燃料物質の性状及び貯蔵状態を明確にするとともに、核燃料物質を安全・安定に貯蔵する。核燃料物質の安全・安定貯蔵のため以下の事項を明確にする。 (a)　Pu、Am等α線を放出する核種を含む試料は、放射線分解ガスの発生起源となる有機物等を加熱により分解・除去する。 (b)　Pu、Am等α線を放出する核種を含む粉末状の試料は、ポリ容器等の有機物との密着を避けるために金属容器に収納する。 (c)　容器材質については、内容物との物理・化学的反応や腐食が発生しない適切なものを選択する。 (d)　炭化物等の空気中や貯蔵環境下で化学的に活性な物質は、安定化処理するか又は不活性環境下で安定に貯蔵する。 以上の内容については、原因①の対策として燃料研究棟本体施設作業要領に追加する核燃料物質の管理に関する文書に記載する。	②	プルトニウム技術開発室（現燃料試験課）では、X線回折測定済試料を酸化加熱処理してから回収した核燃料物質を貯蔵容器に貯蔵（保管）するための作業方法をルール化する必要があったが、施設を安全に維持するための作業マニュアル等を制定、改正する文書管理の仕組みが機能していなかった。	4.中間管理要因 4-1-3　マニュアルの整備	燃料試験課は、核燃料物質の貯蔵（保管）を適切に行うための作業方法（酸化加熱処理を含む。）を明確にした作業マニュアル等を文書管理の体系に位置付けるとともに、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」を改正し、施設を安全に維持するために必要な作業マニュアル等を適切に制定、改正する文書レビューの視点、方法を手順化し、定期的にレビューする仕組みを充実する。
			③	平成2年頃、プルトニウム技術開発室長は、プルトニウム技術開発室及び実験しているプルトニウム燃料研究室の関係者と協議を行わずに、試料中の核燃料物質は安定していると判断し、初代プルトニウム技術開発室長から引き継いだ有機物と混在した核燃料物質の酸化加熱処理の中止を決定した。これ以降、X線回折測定済試料の酸化加熱処理は行われてこなかった。	燃料試験課は、関係者と協議し核燃料物質の貯蔵に関する情報として必要な事項（放射能・放射線情報、物理・化学性状情報、臨界管理情報、同梱物の性状、使用履歴等）を明確にし、それらの記録の管理について手順化し確実なものとする【原因①の対策と同じ。】。 また、燃料試験課は、燃料研究棟で自ら取り扱う核燃料物質の性状及び貯蔵状態を明確にするとともに、核燃料物質を安全・安定に貯蔵する。核燃料物質の安全・安定貯蔵のため以下の事項を明確にする【原因②の対策と同じ。】。 (a)　Pu、Am等α線を放出する核種を含む試料は、放射線分解ガスの発生起源となる有機物等を加熱により分解・除去する。 (b)　Pu、Am等α線を放出する核種を含む粉末状の試料は、ポリ容器等の有機物との密着を避けるために金属容器に収納する。 (c)　容器材質については、内容物との物理・化学的反応や腐食が発生しない適切なものを選択する。 (d)　炭化物等の空気中や貯蔵環境下で化学的に活性な物質は、安定化処理するか又は不活性環境下で安定に貯蔵する。	⑤	プルトニウム技術開発室（現燃料試験課）は、有機物と混在した核燃料物質の酸化加熱処理の方法等、安定化処理の変更について研究員を含め関係者間で安全への影響等を検討する必要があったが、燃料研究棟連絡会議等の場において研究員を含め燃料研究棟の関係者で変更内容の妥当性を検討してこなかったなど、重要な業務プロセスを変更する場合にその妥当性を確認する仕組みが明確になっていなかった。	4.中間管理要因 4-10-4　作業の変更管理	燃料試験課は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」及び燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、保安活動に関する重要な業務プロセスを変更する場合、安全への影響等を含めた変更内容を関係する研究者を含む会議体で審議し、妥当性を確認するなど、変更管理の仕組みを構築する。
						⑥	プルトニウム燃料研究室（現燃料高温科学研究グループ）は、有機物が混在した核燃料物質の安定化処理に関して、酸化加熱処理を含むPu取扱技術の向上に参画し、一体となって核燃料物質の安全確保に取り組む必要があったが、研究員である兼務者が施設の保安活動に対する関与が希薄であるなど、安全確保・維持に対する体制が一体化していない状況になっていた。	3.経営管理要因 3-2-2　組織構造	福島燃料材料試験部は、燃料・材料工学ディビジョン（燃料試験課に兼務している燃料高温科学研究グループ）と連携し、今後廃止措置することが決定している燃料研究棟の計画を安全かつ計画的に進めることができるよう、安全確保・維持に対する体制の一体化に向け検討し、実施する。

表8.5.1　燃料研究棟の汚染事故に関する原因と対策の整理表（直接的な原因及び組織的な要因）（2/6）

頂上事象	問題事象		直接的な原因			組織的な要因			
	番号	事実	番号	分析結果	対策	分類	分析結果	JOFL分類	対策
核燃料物質を収納した貯蔵容器を点検作業中、樹脂製の袋が破裂し、108号室を汚染し作業員が内部被ばくした。	①	X線回折測定済試料からエポキシ樹脂を除去せず封入していた、またその情報が引き継がれていなかった。	④	平成3年10月、プルトニウム技術開発室長は、放射線安全取扱手引の貯蔵の条件を考慮しX線回折測定済試料を酸化加熱処理して貯蔵容器に貯蔵する必要があったが、当時の放射線安全取扱手引で「3.3.3 貯蔵の条件　(4)放射線分解によるガス圧の上昇に十分注意する。」と定めていることに反し、十分な確認を行わずに、X線回折測定試料のエポキシ樹脂はPuの放射線による放射線損傷に対する影響が少ないと考え、酸化加熱処理をしないまま貯蔵していた。	燃料試験課は、現在の放射線安全取扱手引の「3.3.4 貯蔵の条件（4)放射線分解によるガス圧の上昇に十分注意する。」ことの趣旨を理解させるために今回発生した事故に関する原因（エポキシ樹脂とPuの放射線による影響でガスが発生すること。）と対策を教育する。	③	大洗研究開発センターは、毎年度実施する保安教育等の中で放射線安全取扱手引の重要事項について受講者に理解させるための保安教育を的確に行うよう指導する必要があったが、大洗研究開発センター（北地区）の関係者は核燃料物質の貯蔵の条件に関する留意事項に関して理解していないなど、当該手引の遵守すべき要件（貯蔵の条件）に関する保安教育が実施されていることの確認が不十分であった。	4.中間管理要因 4-7-4　教育・訓練	大洗研究開発センターは、センターの品質目標を改定し、今回の事故から得られた教訓（原因から得られた課題を含む。）に関する教育の実施を施策として明確に示し、実施状況をフォローするとともに品質目標の達成状況及びマネジメントレビューを通して継続的に実施する。また、今回の事故の顛末及び教訓を教育資料としてまとめる。
						④	大洗研究開発センターは、品質マネジメントシステム（以下「QMS」という。）を遵守し保安活動を実行することの重要性が理解できるよう放射線安全取扱手引の定期的な見直しを実施する必要があったが、貯蔵に関する条件について一般的な記述にとどまり、狙いや背景が理解できない記載となっているなど、利用する者が理解できるルールに見直すことが行われていなかった。	4.中間管理要因 4-2-3　ルールの維持管理	安全管理部は、保安活動に関するルールを維持管理するため、保安活動を実施するための文書について狙いや背景を理解できるよう、文書レビューの視点、マニュアルへの反映の方法をレビュー要領等として文書化する【組織的な要因②の対策と関連】。
			⑤	平成8年、プルトニウム技術開発室長は、樹脂製の袋の膨張とポリ容器の破損までも確認したにもかかわらず、放射線安全取扱手引の要件（貯蔵の条件）に反し、新しい樹脂製の袋やポリ容器に交換しただけで、酸化加熱処理を行った上で金属容器への変更等の異常状況の回避、マニュアル等においてその記録を残し定期的な点検を指示する等の改善をしていなかった。そのため、これ以降、貯蔵状況の改善や定期的な点検は実施されてこなかった。	燃料試験課は、燃料研究棟で自ら取り扱う核燃料物質の性状及び貯蔵状態を明確にするとともに、核燃料物質を安全・安定に貯蔵する。核燃料物質の安全・安定貯蔵のため以下の事項を明確にする【原因②の対策と同じ。】。 (a)　Pu、Am等α線を放出する核種を含む試料は、放射線分解ガスの発生起源となる有機物等を加熱により分解・除去する。 (b)　Pu、Am等α線を放出する核種を含む粉末状の試料は、ポリ容器等の有機物との密着を避けるために金属容器に収納する。 (c)　容器材質については、内容物との物理・化学的反応や腐食が発生しない適切なものを選択する。 (d)　炭化物等の空気中や貯蔵環境下で化学的に活性な物質は、安定化処理するか又は不活性環境下で安定に貯蔵する。 また、燃料試験課は、燃料研究棟使用手引を改正し、貯蔵している核燃料物質の定期点検を行うことを記載するとともに、燃料研究棟本体施設作業要領に当該定期点検に関する文書を追加し、その中で、核燃料物質を貯蔵するに当たって、内容物の点検項目、点検方法及び点検頻度を明確にする（通常状態と異常状態の判断基準及び交換基準の明確化を含む。）。	⑦	プルトニウム技術開発室（当時）は、酸化加熱処理を行った上でポリ容器から金属容器への変更や樹脂製の袋がバウンダリとの観点から定期的な点検の実施並びに当該記録の継承を検討する必要があったが、元の状態に戻すことに傾注し貯蔵容器内の内容器や樹脂製の袋の交換にとどめ、その後保管するに当たって定期的な点検を実施する改善を行っていないなど、職場内において核燃料物質を安全に長期的に貯蔵（保管）することに対する取組に欠けていた。	2.組織心理要因 2-1-3　集団レベル組織風土 （安全に対する意欲、慎重さ） 4.中間管理要因 4-1-3　マニュアルの整備	燃料試験課は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」を改正し、潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるとともに改善に向けた活動（常に問いかける姿勢）を行う仕組みを定める。さらに、潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるため、燃料研究棟の事故事例研究を含めた教育を実施する。 また、燃料研究棟本体施設作業要領に核燃料物質の管理に関する文書を追加し、その中で保有する核燃料物質の貯蔵（保管）、取扱いを行う上で必要な管理基準（核燃料物質の性状や状態、その他含まれている物質の性状等を含む。）及び管理台帳を整備するとともに、当該管理情報を組織内で利用できる仕組みを構築する【組織的な要因①の対策と同じ。】。
						③	【組織的な要因③に同じ。】		
						④	【組織的な要因④に同じ。】		

表8.5.1　燃料研究棟の汚染事故に関する原因と対策の整理表（直接的な原因及び組織的な要因）（3/6）

頂上事象	問題事象		直接的な原因			組織的な要因			
	番号	事実	番号	分析結果	対策	分類	分析結果	JOFL分類	対策
核燃料物質を収納した貯蔵容器を点検作業中、樹脂製の袋が破裂し、108号室を汚染し作業員が内部被ばくした。	②	核燃料物質の保管に関して、Puの取扱い、貯蔵(保管）に関する技術情報の考え方が活かされていなかった。	⑥	歴代のプルトニウム技術開発室長、燃料製造試験課長及び燃料試験課長は、国際原子力機関（以下「IAEA」という。）や米国エネルギー省（以下「DOE」という。）で示されたPuの取扱い、貯蔵（保管）に関する技術情報について、Puを取り扱う部署として情報を入手し業務に反映する必要があったが、当該情報を確認していなかった。このため、燃料研究棟における核燃料物質の貯蔵において、金属容器への保管や有機物を含めない等の改善が行われてこなかった。	福島燃料材料試験部は、燃料研究棟使用手引を改正し、核燃料物質の貯蔵に関する最新情報や知見を取り入れた注意事項を追記するとともに、核燃料物質の貯蔵に関する最新情報や知見を適宜入手、リスト化し、逐次レビューを行い、対応が必要な情報について関係規定に反映するまでの要領書をQA文書として作成することにより、DOE-STDレポートやIAEA Safety Reportの核燃料物質の貯蔵に関する最新の安全情報や国内の核燃料物質の管理に関する情報等の知見を適宜入手し、レビューした上で関係規定類へ反映するための仕組みを構築する。	⑧	大洗研究開発センター（福島燃料材料試験部）は、「安全優先」の考え方を基本として施設の保安管理について常に最新情報を入手し適宜施設管理の改善を進める必要があったが、有用な海外情報等を自ら調査し施設管理に反映していないなど、予防処置に関する要領で海外情報等から得られた知見を保安活動に反映する仕組みを明確にしていなかった。	4.中間管理要因 4-2-3　ルールの維持管理 4-12　是正処置・予防処置	福島燃料材料試験部は、安全・核セキュリティ統括部と連携し、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」の改正を行い、予防処置の観点から他の施設から得られた知見を保安活動に反映するため、国内外の施設の安全管理に関する関連情報を入手し保安活動に反映する仕組みを充実するとともに、適宜施設の管理の改善に努める。 大洗研究開発センターは、安全・核セキュリティ統括部と連携し安全管理に有用な情報等を関連する部署に情報共有する仕組みを充実するとともに、適宜施設の管理の改善に反映する仕組みを構築する。
						⑨	原子力機構は、「安全優先」の考え方を基本として原子力施設の海外情報等施設の安全管理に有用な情報を入手し適宜発信するなど、組織的に調査検討をする必要があったが、当該情報を集約し発信する部署が明確になっていないなど、水平展開に関する要領で海外情報等から得られた知見を情報共有する仕組みを明確にしていなかった。	4.中間管理要因 4-2-3　ルールの維持管理 4-12　是正処置・予防処置	安全・核セキュリティ統括部は、海外情報や規制庁面談情報等を拠点に効果的に展開できるよう、水平展開実施要領に対応策を盛り込む。 大洗研究開発センター施設安全課は、安全管理に有用な情報等を関連する部署に情報共有する仕組みを構築する。
	③	燃料研究棟では、貯蔵容器をフードで蓋を開け内容物を確認する際に、樹脂製の袋が破裂し、室内が汚染する可能性があることを想定していなかった。	⑦	燃料試験課長、マネージャー及び担当者は、グローブボックス等から核燃料物質を貯蔵施設に移動する作業計画書を作成する際、付随して貯蔵容器の点検と汚染検査を行う作業であっても貯蔵容器の蓋を開け、核燃料物質の入った内容器等を確認する場合は、フード以外のセル、グローブボックスその他の気密性の高い設備及び適切な放射線防護具を選定した上で具体的な手順を含む非定常作業計画を作成する必要があったが、事前の調査で貯蔵された核燃料物質は安定化処理等、安全な状態で保管され汚染するリスクは低いと考えてしまい、核燃料物質が飛散し室内が汚染して作業員が被ばくするようなリスクを防止する詳細な作業計画書（非定常作業計画書）を作成していなかった。	福島燃料材料試験部は、燃料研究棟の使用許可書及び保安規定の見直しを行うとともに、燃料研究棟使用手引を改正し、貯蔵容器の蓋を開ける作業はグローブボックス等の気密設備内において行うことを定める。 さらに、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、取り扱う核燃料物質が不明瞭で安全が確認できない場合について、以下の対策を講ずることを記載する。 ・リスクを考慮した安全な作業計画を作成するため、核燃料物質の安全取扱い、作業方法（作業場所及び防護装備の選定を含む。）等の基本的事項を手順で明確にする。 ・リスクを回避するため手順と異なる事象が発生した場合や異常の兆候を確認した場合に作業を停止するホールドポイント（作業中断点）を作業計画で明確化する。	⑩	燃料試験課は、作業計画書を作成する際に、貯蔵容器内に保管している核燃料物質の性状や混入している物質等を十分に調査した上で作業計画書を作成する必要があったが、内容物のリスクについて（当時のプルトニウム技術開発室が）安定させた状態で保管しているものと思い込んでしまうなど、核燃料物質を安全に取り扱うことに対する慎重さに欠けた。	2.組織心理要因 2-1-3　集団レベル組織風土（安全に対する意欲、慎重さ）	燃料試験課は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」を改正し、潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるとともに、改善に向けた活動（常に問いかける姿勢）を行う仕組みを定める。さらに、潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるため、燃料研究棟の事故事例研究を含めた教育を実施する【組織的な要因⑦の対策と同じ。】。
						⑪	福島燃料材料試験部（燃料試験課）は、長期間開封していない貯蔵容器の核燃料物質の保管状況（内容物）の確認及び核燃料物質の移動作業について、潜在的リスクが存在する作業である3H作業（状態が変化することへの考慮を含む。）として位置づけ、作業手順やホールドポイントを含む詳細な作業計画を作成することを明確にする必要があったが、品質保証計画書に基づく「業務の計画管理要領」等で個別業務に係る作業計画の作成手順を明確にしていなかった。	4.中間管理要因 4-2-3　ルールの維持管理	燃料試験課は、3H作業に対する作業手順（ホールドポイントを含む。）を作成するため、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」及び燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、個別業務に係る作業計画の作成手順を明確にする。 また、福島燃料材料試験部における燃料研究棟以外の施設に対しては、燃料材料試験施設（南地区）安全作業要領を改正し、個別業務に係る作業計画の作成手順を明確にする。
						⑫	大洗研究開発センターは、安全管理に関する下部要領等で潜在的リスクが存在する作業である3H作業（状態が変化することへの考慮を含む。）に関する作業計画を作成する手順を明確にする必要があったが、3H作業の定義、作業手順、ホールドポイントの明確化等、3H作業を計画する際の下部要領等が定められていなかった。	4.中間管理要因 4-2-1　ルールの整備	大洗研究開発センターは、「作業の安全管理要領（安全管理部通達）」、「非定常作業の安全管理要領（所通達）」、「大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引（所通達）」に3H作業（状態が変化することへの考慮を含む。）に対するホールドポイントを含む作業計画の作成基準を明確にする改正を行う【組織的な要因⑪の対策に関連】。

表8.5.1　燃料研究棟の汚染事故に関する原因と対策の整理表（直接的な原因及び組織的な要因）（4/6）

頂上事象	問題事象		直接的な原因			組織的な要因			
	番号	事実	番号	分析結果	対策	分類	分析結果	JOFL分類	対策
核燃料物質を収納した貯蔵容器を点検作業中、樹脂製の袋が破裂し、108号室を汚染し作業員が内部被ばくした。	③	燃料研究棟では、貯蔵容器をフードで蓋を開け内容物を確認する際に、樹脂製の袋が破裂し、室内が汚染する可能性があることを想定していなかった。	⑦	燃料試験課長、マネージャー及び担当者は、グローブボックス等から核燃料物質を貯蔵施設に移動する作業計画書を作成する際、付随して貯蔵容器の点検と汚染検査を行う作業であっても貯蔵容器の蓋を開け、核燃料物質の入った内容器等を確認する場合は、フード以外のセル、グローブボックスその他の気密性の高い設備及び適切な放射線防護具を選定した上で具体的な手順を含む非定常作業計画を作成する必要があったが、事前の調査で貯蔵された核燃料物質は安定化処理等、安全な状態で保管され汚染するリスクは低いと考えてしまい、核燃料物質が飛散し室内が汚染して作業員が被ばくするようなリスクを防止する詳細な作業計画書（非定常作業計画書）を作成していなかった。	福島燃料材料試験部は、燃料研究棟の使用許可書及び保安規定の見直しを行うとともに、燃料研究棟使用手引を改正し、貯蔵容器の蓋を開ける作業はグローブボックス等の気密設備内において行うことを定める。さらに、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、取り扱う核燃料物質が不明瞭で安全が確認できない場合について、以下の対策を講ずることを記載する。 ・リスクを考慮した安全な作業計画を作成するため、核燃料物質の安全取扱い、作業方法（作業場所及び防護装備の選定を含む。）等の基本的事項を手順で明確にする。 ・リスクを回避するため手順と異なる事象が発生した場合や異常の兆候を確認した場合に作業を停止するホールドポイント（作業中断点）を作業計画で明確化する。	⑬	燃料試験課の管理者は、情報共有された平成8年の点検記録を燃料試験課（燃料研究棟）内で共有し、貯蔵容器を開封する際の重要な情報として認識する必要があったが、共有された過去の点検情報を互いに確認していないなど、安全に関する重要な情報についてフェイス・ツー・フェイスでコミュニケーションする取組が不足していた。	4. 中間管理要因 4-5-1　部署レベルのコミュニケーション	燃料試験課は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」を改正し、保安活動に関する課員からの情報を意識して確認するなど、施設管理や作業管理に必要な情報が適切に報告され、フェイス・ツー・フェイスを基本とした情報共有の励行を記載する。
						①	【組織的な要因①に同じ。】		
						②	【組織的な要因②に同じ。】		
						③	【組織的な要因③に同じ。】		
						④	【組織的な要因④に同じ。】		
						⑤	【組織的な要因⑤に同じ。】		
						⑥	【組織的な要因⑥に同じ。】		
						⑦	【組織的な要因⑦に同じ。】		
			⑧	福島燃料材料試験部長、燃料試験課長、マネージャー及び担当者は、安全・核セキュリティ統括部から平成29年1月26日に「サイクル研プルトニウム燃料技術開発センターの原子力規制庁面談情報」（樹脂製の袋の膨れによるものの取扱いに関する情報を含む。）が配信されたが、面談結果の周知であったため、添付資料中の「樹脂製の袋の膨れによるものの取扱いに関する情報」に気が付かなかった。	福島燃料材料試験部は、DOE-STDレポートやIAEA Safety Reportの核燃料物質の貯蔵に関する最新の安全情報や国内の核燃料物質の管理に関する情報等の知見を適宜入手し、レビューした上で関係規定類へ反映する【原因⑥の対策と同じ。】。	⑭	福島燃料材料試験部は、情報提供された他の施設からの有益な情報について、内容を確認し問い合わせるなどして施設管理に反映する必要があったが、他拠点の面談情報及び今後の面談における注意事項であったことから内容を確認していないなど、安全に関する重要な情報について情報を提供する部署とコミュニケーションが不足していた。	4. 中間管理要因 4-5-1　部署レベルのコミュニケーション	福島燃料材料試験部は、原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」の改正を行い、予防処置の観点から他の施設から得られた知見を保安活動に反映するため、国内外の施設の安全管理に関する関連情報を入手する仕組みを充実するとともに、適宜施設の管理の改善に努める【組織的な要因⑧の対策と同じ。】。
						⑮	情報を提供する部署（安全・核セキュリティ統括部及び大洗研究開発センター施設安全課）は、情報提供する際に入手した情報から安全に関する重要な情報を抽出し、情報提供を受けた者が気付くようコメントを記載する等の留意や各拠点又は各部署である受信側が理解したことを確認する必要があったが、原子力規制庁面談情報等から得られた安全に関する重要な情報について受信側と適切なコミュニケーションを図るための仕組みが明確でなかった。	4. 中間管理要因 4-2-3　ルールの維持管理 4-5-1　部署レベルのコミュニケーション	安全・核セキュリティ統括部は、海外情報や規制庁面談情報等を拠点に効果的に展開できるよう、水平展開実施要領に対応策を盛り込む。 大洗研究開発センター施設安全課は、安全管理に有用な情報等を関連する部署に情報共有する仕組みを構築する。
核燃料物質を収納した貯蔵容器を点検作業中、樹脂製の袋が破裂し、108号室を汚染し作業員が内部被ばくした。	④	貯蔵容器の蓋のボルトを緩めた際に蓋が浮き上がり「シュ」という内圧が抜ける音がなり汚染検査を実施したが、蓋の浮き上がり等通常と異なる状態を異常と認識できず作業を継続した。	⑨	作業員Eは、貯蔵容器の蓋のボルトを緩めた際に蓋が浮き上がり「シュ」という内圧が抜ける音がした際に、作業を一旦停止して、ガスが発生している可能性を想定し対応策を検討する必要があったが、ホールドポイント（作業中断点）を定めていなかったため、異常と認識できず残りのボルトを外して蓋を開けても問題ないと考えてしまった。	福島燃料材料試験部は、取り扱う核燃料物質が不明瞭で安全が確認できない場合について、リスクを回避するため手順と異なる事象が発生した場合や異常の兆候を確認した場合に作業を停止するホールドポイント（作業中断点）を作業計画で明確化する【原因⑦の対策と同じ。】。	⑯	管理者は、異常な兆候を確認した場合には速やかに作業を停止する必要があったが、作業の管理を行う立場であったにもかかわらず自ら作業を行ったことで、適切な作業判断ができなくなってしまったなど、ラインとしてのチェックや適切な判断を行う役割が果たせる要員配置となっていなかった。	4. 中間管理要因 4-7-1　役割・責任 4-7-2　選抜・配置	大洗研究開発センター所長及び福島燃料材料試験部長は、管理者が施設管理を適切にできる体制を考慮するなど、ラインとしてチェックや適切な判断ができるような作業の管理体制を構築する。
						①	【組織的な要因①に同じ。】		
						②	【組織的な要因②に同じ。】		
						③	【組織的な要因③に同じ。】		
						④	【組織的な要因④に同じ。】		
						⑤	【組織的な要因⑤に同じ。】		
						⑥	【組織的な要因⑥に同じ。】		
						⑦	【組織的な要因⑦に同じ。】		
						⑩	【組織的な要因⑩に同じ。】		
						⑪	【組織的な要因⑪に同じ。】		

表8.5.1　燃料研究棟の汚染事故に関する原因と対策の整理表（直接的な原因及び組織的な要因）（5/6）

頂上事象	問題事象		直接的な原因			組織的な要因			
	番号	事実	番号	分析結果	対策	分類	分析結果	JOFL分類	対策
核燃料物質を収納した貯蔵容器を点検作業中、樹脂製の袋が破裂し、108号室を汚染し作業員が内部被ばくした。	⑤	作業員は、貯蔵容器内の確認作業において作業計画に従い半面マスクを装着していたが、樹脂製の袋が破裂することを想定していなかったことから飛散した核燃料物質を吸入摂取した。	⑩	作業員Eは、樹脂製の袋が破裂し、作業服や顔面等、全身汚染をした際、皮膚に付着した核燃料物質が汗等で半面マスク内に入り込むことを抑制するための応急的な処置を行うことが被ばく防止につながるが、大洗研究開発センターには応急的な処置の明確な手順がなかったことから、室内への汚染拡大をさせないため、退室するまで発災時の立ち位置に待機し、汚染部位の拭き取りや固定（封じ込め）及びしめひもの締め付けの調整の処置を行わなかった。	福島燃料材料試験部は、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領を改正し、性状不明で安全性に疑義がある放射性物質等を取り扱う場合には、汚染事故の発生も想定して、安全性の高い上位の装備を選定するよう記載する。 安全管理部は、以下の被ばく防止のための応急的な措置に関する対策を講ずるとともに、事故時の対応（関与）を明確にするため、大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引を改正し、呼吸保護具の点検項目・基準・頻度、半面マスクの使用前点検、顔面近傍に汚染が付着している場合の対応について記載する。 ・呼吸保護具の適切な使用のために、「しめひも」の伸縮性など防護性能に影響を及ぼす項目に対する点検の徹底・強化及び適切な装着を確実にするための教育訓練の充実を図る。 ・Puなどα線放出核種によって頭部や顔面が汚染された状況において、身体除染の応急処置として、顔面近傍に付着した放射性物質の拭き取りや固定の実施、汗等による半面マスクの密着性の低下に備えて半面マスクの「しめひも」をきつく締め直すなどの応急的な密着性の強化の方法を手順として明確にする。また、頭部及び顔面に汚染のある状態での退出後の脱装方法、半面マスクの交換時や鼻スミヤ採取時の汚染の拭き取りや固定方法を検討し、内部被ばくの可能性を低減する手順を具体化する。その際、身体除染の応急処置に必要な資材の準備と作業手順を明確にする。 ・半面マスクの密着性に係る事項について、使用前点検、フィッティングテストなどの半面マスクの適切な装着を確実にする処置の充実を図る。	⑰	大洗研究開発センター（所長、福島燃料材料試験部長、安全管理部長及び管理者）は、身体汚染を確認した場合の初動時対応として、皮膚に付着した核燃料物質が汗等で半面マスク内に入り込んで吸入摂取することをできるだけ避けるよう、簡易的な汚染部位の拭き取り除染や固定（封じ込め）等による汚染拡大や内部被ばく防止を指示する必要があったが、身体汚染に関する応急処置に気付かなかったなど、組織としてのチェックや適切な判断を行う役割が機能しなかった。	4. 中間管理要因 4-7-1　役割・責任	大洗研究開発センター（所長、福島燃料材料試験部長、安全管理部長及び管理者）は、身体汚染を伴うような事故が発生した場合等の緊急時の対応について、役割を明確にするとともに、ラインとしてチェックや適切な判断ができるような体制を構築する【組織的な要因⑯の対策に関連】。
						⑱	大洗研究開発センター（所長、福島燃料材料試験部長及び安全管理部長）は、燃料研究棟でPuによる室内全域汚染や全身の汚染を伴う事故を想定し、事故対策規則の下部要領等において緊急時対応の手順を明確にする必要があったが、身体汚染を伴う事故を想定した定期的な訓練の実施やそれに必要な資機材の整備を含めた手順が明確になっていなかった。	4. 中間管理要因 4-2-3　ルールの維持管理 4-7-4　教育・訓練	大洗研究開発センターは、室内全域汚染や全身の汚染を伴う事故を想定した定期的な訓練の実施について原子力防災訓練中期計画に定めるとともに、各部署の事故対策要領等に必要な資機材の整備を含め緊急時対応の手順を定める。 また、顔面付近に付着した放射性物質の除染の方法等及び身体汚染が発生した場合の除染後のサーベイメータによる汚染測定方法等を明確にし、放射線安全取扱手引及び放射線管理マニュアル（北地区）を改正する。
			⑪	放射線管理第2課員は、汚染検査のほか、半面マスクを交換し、特殊作業衣を脱装するに当たって、汚染した作業員の退出を補助する際、顔面等の汚染部位の拭き取りや固定（封じ込め）を助言することが被ばく防止につながるが、大洗研究開発センターには応急的な処置の明確な手順がなかったことから、半面マスクの交換を優先し、顔面等の汚染部位の拭き取りや固定（封じ込め）の助言を行わなかった。		⑲	【組織的な要因⑰に同じ。】		
			⑫	福島燃料材料試験部長は、緊急時にグリーンハウスを設営して作業員を退室させる場合はグリーンハウスをなるべく短時間で設置する必要があったが、燃料研究棟でグリーンハウスを設置するような室内全域に及ぶ汚染事故を想定していなかったことから、資材調達や設営作業に手間取った。	大洗研究開発センターは、以下の対策を講ずるため、大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引を改正し、身体汚染時の退出基準、汚染拡大防止策及び資機材の維持管理方法について記載する。 ・管理区域内のある程度の汚染拡大は許容し、身体汚染の飛散を抑制する措置（養生シートで身体を覆う等）を講じた上で作業員を発災場所から退出させることを含め、判断や対応に迷いや遅れが生じないよう、退出基準（例えば、室内の広範囲に汚染が拡大していること、顔面近傍に身体汚染があること等）や汚染拡大の影響を最小限にとどめる方策（例えば、身体を覆う養生シート、簡易テント等の事前準備）を定める。この方策には、作業の特殊性や取扱対象物の危険性から事故時の影響が大きいと予想される場合又は発災現場から退出すると汚染が管理区域外に拡大するおそれがある場合には、あらかじめ事故時退出用のグリーンハウスを作業場所の外側に設置しておくことも勘案する。 ・事故を想定し必要となる設備、資機材や要員等を再度確認し、それら資機材等が常に利用できるよう維持管理することや、実効的な訓練により、速やかな対応が取れる仕組みを構築する。	⑳	【組織的な要因⑱に同じ。】		

表8.5.1　燃料研究棟の汚染事故に関する原因と対策の整理表（直接的な原因及び組織的な要因）（6/6）

頂上事象	問題事象		直接的な原因			組織的な要因			
	番号	事実	番号	分析結果	対策	分類	分析結果	JOFL分類	対策
機械室（非管理区域）からホースにより工業用水を除染用シャワー室まで引き、作業員の身体除染を行った。	⑥	身体汚染事故が発生した燃料研究棟において、緊急用の除洗用シャワー設備が使用できなかった。	⑬	燃料試験課担当者は、手洗い水の出方が悪くなっていることに気が付いた際に、原因である減圧弁を補修（交換）し正常な状態にする必要があったが、出方が多少悪くなっても利用できるため問題ないと考え、除染用シャワーが長時間利用できなくなることに気が付かず、適切に補修していなかった。	燃料試験課は、除染用設備の点検方法及び系統の保守管理に関して、確実な点検及び適切な保守管理が行えるよう、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領に除染用設備の点検内容等を追加する改正を行う。	⑲	燃料試験課は緊急時対応設備が故障した場合あるいは故障の予兆が確認された場合の保守点検方法を明確にする必要があったが、使用状況を勘案してその都度補修（交換）を検討しているなど、重要度に応じた設備の保守点検に関するルールを明確にしていなかった。	4. 中間管理要因 4-2-3　ルールの維持管理 4-8-1　設備・機器	燃料試験課は、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領に文書を追加し、緊急時対応設備が故障した場合あるいは故障の予兆が確認された場合の保守点検方法のルールを明確にし、設備管理を徹底する。また、福島燃料材料試験部における燃料研究棟以外の施設に対しては、燃料材料試験施設（南地区）安全作業要領を改正し、緊急時対応設備が故障した場合あるいは故障の予兆が確認された場合の保守点検方法のルールを明確にし、設備管理を徹底する。
作業員5名は、被ばく評価を行うため、燃料研究棟から退出する際、身体除染し汚染のないことを確認した上で施設を退出したが、医療処置を行う量研放医研で作業4名に体表面汚染が確認され、再除染した。	⑦	燃料研究棟の管理区域から退出する際、作業員の身体汚染検査で汚染箇所が残っていた。	⑭	放射線管理第2課員は、除染用シャワーにより身体汚染の除染を行ったのちの汚染検査の際に、時間をかけてα線のダイレクトサーベイを実施したが、汚染が残っていることに気が付かなかった。	安全管理部は、身体除染の確認の方法に関して、身体除染の方法や除染後の測定方法に関する手順等を明確にするため、放射線管理マニュアル（北地区）を改正し、核燃料物質等で身体汚染した場合の身体汚染測定に関する方法や手順、教育訓練の実施を定める。	⑳	安全管理部（放射線管理第2課）は、身体除染後に汚染検査を行う場合、検出漏れが起きない方法で測定し、その後も継続して確認する必要があったが、除染後の汚染検査に関する手順等を明確にしていなかった。	4. 中間管理要因 4-2-3　ルールの維持管理	安全管理部（放射線管理第2課）は顔面付近に付着した放射性物質の除染の方法等及び身体汚染が発生した場合の除染後のサーベイメータによる汚染測定方法等を明確にし放射線安全取扱手引及び放射線管理マニュアル（北地区）を改正する。 なおこの対策は、組織的な要因⑱の対策の提言と同じである。

表8.5.2　燃料研究棟の汚染事故に関する原因と対策の整理表（根本的な原因）（1/1）

頂上事象	組織的な要因		根本的な原因	
	組織的な要因の整理	分類	分析結果	対策
核燃料物質を収納した貯蔵容器を点検作業中、樹脂製の袋が破裂し、108号室を汚染し作業員が内部被ばくした。	(1)業務に対する管理体制（意思決定プロセス）が不明確となっていた（封入時）。 【JNESの組織要因表（以下「JOFL」という。）分類組織要因(1)から組織要因(3)が該当】 (2)原子力安全に係る知見を業務に反映する取組が不十分であった（封入・保管管理）。 【JOFL分類組織要因(4)及び組織要因(5)が該当】 (3)安全確保に対する慎重さ（常に問いかける姿勢）が足りなかった（作業計画・作業時）。 【JOFL分類組織要因(6)から組織要因(8)が該当】	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑭ ⑮ ⑱ ⑲ ⑳	(a)保安活動を改善する取組ができていなかった。 核燃料物質の貯蔵・取扱いに関し、基準類や類似施設の水平展開等から得られる最新の知見の調査・反映及び緊急時対応に際して的確に行動できるよう事前の備えが十分でないなど、保安活動を改善する取組ができていなかった。	・管理者（部長及び課長）は、施設の保安管理を適切に行うため核燃料物質の貯蔵・取扱いについて最新の知見等が反映されているか、起こり得る事故・トラブルに備え緊急時対応に係る作業手順等によって明確になっているかなど、レビューを確実に行う。具体的には、施設の保安管理を適切に行うため核燃料物質の貯蔵・取扱いについて最新知見の反映状況、緊急事対応に係る作業手順等の明確化を個別業務の計画のレビューの視点としてQMS文書（レビュー要領等）で明確にする。 ・部長は、複数の組織で共通する不適合や気付き事項を確実に再発防止や未然防止につなげる仕組みを構築する（部レベルの是正措置プログラム（CAP）の実施（充実）や専門家（核取主務者等）の関わり等）。具体的には、部内会議等の内部コミュニケーションにおいて不適合や気付き事項に関する情報（事象、対応等）について確認することをQMS文書（コミュニケーション要領等）で明確にする。
		③ ⑩ ⑬ ⑯ ⑰	(b)潜在的リスクに対して慎重さが足りなかった。 現場作業を計画、実施した際、潜在的リスクに対して慎重さ（問いかける姿勢）が足りず、定常作業としてPu汚染の可能性がある状態の作業をフードで行ったことなど、誤った判断を避ける取組ができていなかった。	・管理者（部長及び課長）は、個別業務の計画を策定する手順に従った計画の作成及び妥当性の確認（潜在的リスクの抽出及び処置）を実施していることを複数の視点で確認するなど、潜在的リスクに対する確認を確実にする。具体的には、個別業務の計画の確認に対するレビューの視点等をQMS文書（レビュー要領等）で明確にする。 ・管理者（部長及び課長）は、リスクに対する感受性を高めるため、今回の事故を教訓に、事故の原因がどこにあるかを理解した上で事例研究を行い業務に反映する。その際、自らの業務に照らした場合にどのような潜在的リスクがあり、そのリスクを低減・改善するための措置を検討し実践する。具体的には、品質目標に今回の事故の教訓に関する教育の実施を設定し、受講者の理解を含む実施状況を評価する。この活動は、事務職を含めて実施する。
		① ② ④ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑭ ⑮ ⑱ ⑲ ⑳	(c)上級管理者の役割を果たしていなかった。 長期間にわたり保管してきた核燃料物質のリスク及び緊急時対応に関する課題について上級管理者の把握が不十分であり、必要な安全対策、処置等に係る方針、指示、確認等を行っておらず、役割を果たしていなかった。	上級管理者（所長及び部長）は、保安活動における課題を吸い上げ、必要な安全対策、処置等に係る具体的な活動方針（計画）を示し、活動状況を適宜確認し指導するなど、継続的改善が定着する環境をつくる。具体的には、燃料研究棟の汚染事故等を受けた緊急安全点検において実施している所長による作業計画書等の確認を今後各部長が継続して定常的に実施することを品質目標に明記する。

表8.5.3　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表（直接的な原因）（1/4）

核燃料物質の管理方法等の基準化について

No.	直接原因項目	担当部署	実施項目	制定及び改正文書等	評価指標	是正処置完了予定日	平成29年11月	平成29年12月	平成30年1月	平成30年2月	平成30年3月	平成30年度
1	①②③⑤	福島燃料材料試験部	燃料研究棟本体施設作業要領「核燃料物質の管理」（仮名）制定及び教育 ・核燃料物質の貯蔵に関する情報として必要な事項を明確にするとともに、今後行う核燃料物質の貯蔵作業の都度、記録の作成・更新を行うことを記載する。【①③】 ・以下の事項を明確に記載する。【②③⑤】 (a)　Pu、Am等α線を放出する核種を含む試料は、放射線分解ガスの発生起源となる有機物等を加熱により分解・除去する。 (b)　Pu、Am等α線を放出する核種を含む粉末状の試料は、ポリ容器等の有機物との密着を避けるために金属容器に収納する。 (c)　容器材質については、内容物との物理・化学的反応や腐食が発生しない適切なものを選択する。 (d)　炭化物等の空気中や貯蔵環境下で化学的に活性な物質は、安定化処理するか又は不活性環境下で安定に貯蔵する。	燃料研究棟本体施設作業要領「核燃料物質の管理」（仮名）	要領に基づく記録が核燃料物質の貯蔵作業時に作成されていること。	平成30年1月31日			制定 教育			有効性評価 （平成30年10月）
2	①③⑤⑥⑦⑧⑨	福島燃料材料試験部	燃料研究棟使用手引改正及び教育① ・貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質の記録を作成・管理することを記載する。【①③】 ・貯蔵している核燃料物質の定期点検を行うことを記載する。【⑤】 ・核燃料物質の貯蔵に関する最新情報や知見を取り入れた注意事項を追記することを記載する。【⑥⑧】	燃料研究棟使用手引	手引に基づき、課内要領が整備され運用されていること。	平成30年1月31日			改正 教育			有効性評価 （平成30年10月）
			燃料研究棟使用手引改正及び教育② ・貯蔵容器の蓋を開ける作業はグローブボックス等の気密設備内において行うことを定める。【⑦⑨】	燃料研究棟使用手引	改正された手引に、貯蔵容器の蓋を開ける作業はグローブボックス等の気密設備内において行うことが記載されていること。	平成30年3月30日					改正 教育	有効性評価 （平成30年6月）
3	⑦	福島燃料材料試験部	核燃料物質使用変更許可申請、核燃料物質使用施設等保安規定変更認可申請及び改正教育 ・使用許可書及び保安規定での核燃料物質のフードにおける取扱いを削除する。	核燃料物質使用変更許可申請書、大洗研究開発センター（北地区）核燃料物質使用施設等保安規定	核燃料物質使用変更許可申請書が許可され、核燃料物質使用施設等保安規定が認可されていること。	【処置完了】 平成29年12月26日		申請			有効性評価	
4	⑦⑨	福島燃料材料試験部	燃料研究棟本体施設・特定施設共通施設作業要領「No.3燃料研究棟における作業計画区分」改正及び教育 ・作業計画を作成する際に核燃料物質等の放射性物質の安全取扱い、作業方法（作業場所及び防護装備の選定を含む。）等の基本的事項を明確にし、作業計画に盛り込むことを手順として定める。【⑦】 ・手順と異なる事象が発生した場合や異常の兆候を確認した場合に作業を停止するホールドポイント（作業中断点）を明確にして作業計画に盛り込むことを手順として定める。【⑦⑨】	燃料研究棟本体施設・特定施設共通施設作業要領「No.3燃料研究棟における作業計画区分」	要領に基づき作業計画が作成されていること。	【処置完了】 平成29年12月15日		改正 教育				有効性評価 （平成30年10月）

表8.5.3　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表（直接的な原因）（2/4）

No.	直接原因項目	担当部署	実施項目	制定及び改正文書等	評価指標	是正処置完了予定日	平成29年11月	平成29年12月	平成30年1月	平成30年2月	平成30年3月	平成30年度
5	⑦	福島燃料材料試験部	燃料研究棟本体施設・特定施設共通施設作業要領「No.6燃料研究棟における放射線安全チェックリストの運用」改正及び教育 ・　取り扱う核燃料物質が不明瞭で安全が確認できない場合は、事前に作成する放射線安全チェックリストの項目「呼吸保護具の使用について」及び項目「身体防護具の使用について」において、汚染事故の発生も想定し、安全性の高い上位の装備を選定するよう記載する。	燃料研究棟本体施設・特定施設共通施設作業要領「No.6燃料研究棟における放射線安全チェックリストの運用」	要領に基づき作業計画において適切な装備が選定されていること。	【処置完了】 平成29年12月15日		改正 教育				有効性評価 （平成30年10月）
6	④	福島燃料材料試験部	大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引及び今回の事故の原因と対策に関する教育	大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引及び事故の原因と対策に関する教育資料	受講者が教育内容を理解していること。	【処置完了】 平成29年11月15日	有効性評価					
7	⑤	福島燃料材料試験部	燃料研究棟本体施設作業要領「貯蔵中の核燃料物質の定期点検」（仮名）制定及び教育 ・核燃料物質を貯蔵するに当たって、内容物の点検項目、点検方法及び点検頻度を明確にする（通常状態と異常状態の判断基準及び交換基準の明確化を含む。）。	燃料研究棟本体施設作業要領「貯蔵中の核燃料物質の定期点検」（仮名）	要領に基づく点検が実施され、記録が作成されていること。	平成30年1月31日			制定 教育			有効性評価 （平成30年10月）
8	⑥⑧	福島燃料材料試験部	「燃料材料試験施設に係る要領書」コミュニケーション要領の制定及び教育 ・核燃料物質の貯蔵に関する最新情報や知見を適宜入手、リスト化し、逐次レビューを行い、対応が必要な情報について関係規定に反映する仕組みを構築する。	「燃料材料試験施設に係る要領書」コミュニケーション要領	入手した情報について要領に基づく記録が作成されていること。	平成29年12月28日		制定 教育				有効性評価 （平成30年10月）

表8.5.3　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表（直接的な原因）（3/4）

身体汚染が発生した場合の措置について												
No.	直接原因項目	担当部署	実施項目	制定及び改正文書等	評価指標	是正処置完了予定日	平成29年11月	平成29年12月	平成30年1月	平成30年2月	平成30年3月	平成30年度
1	顕在化した事項(2)	安全管理部	「放射線管理マニュアル（北地区）」改正及び教育 ・身体除染の確認の方法に関して、身体除染の方法や除染後の測定方法に関する手順等を明確にするため、核燃料物質等で身体汚染した場合の身体汚染測定に関する方法や手順、教育訓練の実施を記載する。	「放射線管理マニュアル（北地区）」	身体除染の方法や除染後の測定方法に関する手順を明確にしたマニュアルを反映して訓練を実施していること。	平成30年1月31日	改正案検討	改正	教育			平成30年度の教育訓練計画に基づき、教育訓練を実施し、有効性を評価する。
2	⑩⑪	福島燃料材料試験部	燃料研究棟本体施設・特定施設共通施設作業要領「No.6燃料研究棟における放射線安全チェックリストの運用」改正及び教育 ・性状不明で安全性に疑義がある放射性物質等を取り扱う場合には、汚染事故の発生も想定して、安全性の高い上位の装備を選定するよう記載する。	燃料研究棟本体施設・特定施設共通施設作業要領「No.6燃料研究棟における放射線安全チェックリストの運用」	要領に基づき作業計画において適切な装備が選定されていること。	【処置完了】 平成29年12月15日		改正 教育				有効性評価 （平成30年10月）
3	⑩⑪	安全管理部	「大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引」改正及び教育 ・呼吸保護具の点検項目・基準・頻度、半面マスクの使用前点検、顔面近傍に汚染が付着している場合の対応について記載する。	「大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引」	呼吸保護具の点検項目・基準・頻度、半面マスクの使用前点検、顔面近傍に汚染が付着している場合の対応について明確にしたマニュアルを反映して訓練を実施していること。	平成30年1月31日		改正	教育			平成30年度の教育訓練計画に基づき、訓練を実施し、有効性を評価する。

表8.5.3　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表（直接的な原因）（4/4）

緊急時対応設備及び資機材の整備について

No.	直接原因項目	担当部署	実施項目	制定及び改正文書等	評価指標	是正処置完了予定日	平成29年11月	平成29年12月	平成30年1月	平成30年2月	平成30年3月	平成30年度
1	顕在化した事項(1)	福島燃料材料試験部	燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領「No.31管理区域内共通設備・資材の点検要領」制定及び教育 ・除染用設備の点検方法及び系統の保守管理に関して、確実な点検及び適切な保守管理が行えるよう記載する。	燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領「No.31管理区域内共通設備・資材の点検要領」	要領に基づく点検が実施され、記録が作成されていること。	【処置完了】 平成29年11月8日	教育					有効性評価 （平成30年10月）
2	⑫	安全管理部	「大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引」改正及び教育 ・身体汚染時の退出基準、汚染拡大防止策及び資機材の維持管理方法について記載する。	「大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引」	身体汚染時の退出基準、汚染拡大防止策及び資機材の維持管理方法について明確にしたマニュアルを反映して訓練を実施していること。	平成30年1月31日		改正	教育			平成30年度の教育訓練計画に基づき、訓練を実施し、有効性を評価する。

表8.5.4　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表（組織的な要因）（1/7）

保安活動を改善する取組について

No.	要因項目	担当部署	実施項目	制定及び改正文書等	評価指標	是正処置完了予定日	平成29年12月	平成30年1月	平成30年2月	平成30年3月	平成30年度
1	(a)	安全管理部（各部）	レビュー要領等の制改正及び教育 ・レビューの対象として、核燃料物質の取扱いに関する文書、緊急時対応に関する文書をレビューの対象とすることを明記する。レビューの視点として、最新知見の反映、緊急時対応の手順が明確であることを明記して制改正し、教育する。 なお、レビューにおいて「核燃料物質の取扱いに関する管理基準」、「広範に身体を汚染した場合のガイドライン」を活用することを示す。	レビュー要領等	核燃料物質の取扱いに関する文書、緊急時対応に関する文書について、最新知見の反映、緊急時対応の手順が明確化の視点でレビューされていること。	平成30年4月27日				制改正 教育（平成30年4月） 有効性評価（平成30年10月）	
2		安全管理部（各部）	コミュニケーション要領等の制改正及び教育 ・部内会議等の内部コミュニケーションにおいて不適合や気づき事項に関する情報（事象、対応等）について確認することを明記する。	コミュニケーション要領等	部内会議等の内部コミュニケーションにおいて不適合や気づき事項に関する情報（事象、対応等）に基づき再発防止や未然防止について検討されていること。	平成30年4月27日				制改正 教育（平成30年4月） 有効性評価（平成30年10月）	
3	①	福島燃料材料試験部	燃料研究棟本体施設作業要領「核燃料物質の管理」（仮名）の制定及び教育 ・「貯蔵」に加え、取扱い（使用）に必要な情報を整備し、記録として管理するよう記載する。	燃料研究棟本体施設作業要領「核燃料物質の管理」（仮名）	要領に基づく記録が作成されていること。	平成30年3月30日				制定 教育 有効性評価（平成30年10月）	
		福島燃料材料試験部	燃料研究棟使用手引の改正及び教育 ・貯蔵容器に貯蔵した核燃料物質の記録及び取扱い(使用）の記録の管理について課内要領に従い管理することを記載する。	燃料研究棟使用手引	手引に基づき、課内要領が整備され運用されていること。	平成30年3月30日				改正 教育 有効性評価（平成30年10月）	
		福島燃料材料試験部	燃料材料試験施設安全(南地区）作業要領の改正及び教育 ・核燃料物質の貯蔵及び使用に関する情報として必要な事項を明確にし、それらの事項を記録し、管理することについて記載する。	燃料材料試験施設安全(南地区）作業要領	要領に基づく記録が作成されていること。	平成30年3月30日				改正 教育 有効性評価（平成30年10月）	
4	②	福島燃料材料試験部	「燃料材料試験施設に係る要領書」レビュー要領の改正及び教育 ・作業マニュアル等を適切に制定、改正するための文書レビューの視点、方法等を記載する。	「燃料材料試験施設に係る要領書」レビュー要領	文書レビューが実施され、レビュー記録が作成されていること。	平成29年12月28日	改正 教育				有効性評価（平成30年4月）
5	④	安全管理部	文書レビュー要領（又は、「技術マニュアル等作成指針」）の制定及び教育 ・保安活動を実施する文書について利用者が、狙いや背景を理解できるよう文書レビューの視点を定める。	文書レビュー要領（又は、「技術マニュアル等作成指針」）	保安活動を実施する文書について利用者が、狙いや背景を理解できるよう文書レビューの視点を定めた文書に基づき、文書レビューが実施されていること。	平成30年4月27日		レビューの視点の検討		制定 教育（平成30年4月） 有効性評価（平成30年10月）	

表8.5.4　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表（組織的な要因）（2/7）

No.	要因項目	担当部署	実施項目	制定及び改正文書等	評価指標	是正処置完了予定日	平成29年12月	平成30年1月	平成30年2月	平成30年3月	平成30年度
6	⑤	福島燃料材料試験部	燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領「No.1燃料研究棟における安全検討会規約」の改正及び教育 ・参加メンバーを含めレビューし、保安活動に関する重要な業務の手順等を変更する場合の安全への影響等を審議し、妥当性を確認する仕組みを記載する。	燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領「No.1燃料研究棟における安全検討会規約」	課内の検討会が開催され、安全への影響等について審議が実施されていること。	平成30年3月30日				改正 教育	有効性評価 （平成30年10月）
		福島燃料材料試験部	「燃料材料試験施設に係る要領書」福島燃料材料試験部安全技術検討会規約の改正及び教育 ・参加メンバーを含めレビューし、保安活動に関する重要な業務の手順等を変更する場合の安全への影響等を審議し、妥当性を確認する仕組みを記載する。	「燃料材料試験施設に係る要領書」福島燃料材料試験部安全技術検討会規約	部内において保安活動に係る重要事項の審議が実施されていること。	平成29年12月28日	改正 教育				有効性評価 （平成30年10月）
7	⑥	福島燃料材料試験部	燃料試験課の職務から燃料研究棟の管理を分離し、新しく燃料研究棟の管理を職務とする課を新設し、当該施設に関連する実験済核燃料の安定化処理等を担う原子力基礎工学研究センターからの兼務者を新設する課の本務職員とし、廃止措置に向けた活動を一体化する。	体制表	体制の一体化に向けた組織の見直しが行われていること。	平成30年3月30日				組織の見直し	有効性評価 （平成30年4月）
8	⑦	福島燃料材料試験部	「燃料材料試験施設に係る要領書」教育・訓練の管理と重要業務に係る力量評価マニュアルの改正及び教育 ・潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高める教育を行う仕組みを記載する。	「燃料材料試験施設に係る要領書」教育・訓練の管理と重要業務に係る力量評価マニュアル	次年度の年間教育計画に教育が計画されていること。	平成29年12月28日	改正 教育				有効性評価 （平成30年5月）
		福島燃料材料試験部	潜在的なリスクを保有するものに対して感受性を高めるため、燃料研究棟の事故事例研究を含めた教育を実施する。	教育報告書	受講者が教育内容を理解していること。	平成30年2月28日			事例研究	有効性評価	
		福島燃料材料試験部	【組織の要因No.3の内容と同じ。】	【組織の要因No.3の内容と同じ。】	【組織の要因No.3の内容と同じ。】	平成30年3月30日	【組織の要因No.3の内容と同じ。】				
9	⑧	福島燃料材料試験部	「燃料材料試験施設に係る要領書」コミュニケーション要領の制定及び教育 ・Pu貯蔵管理情報に加え、安全管理に関する関連情報を入手及び発信する仕組みを記載する。	「燃料材料試験施設に係る要領書」コミュニケーション要領	入手した情報について要領に基づく記録が作成されていること。	平成29年12月28日	制定 教育				有効性評価 （平成30年10月）
		安全管理部	大洗QAM-06 不適合事項等水平展開実施規則の改正及び教育 ・安全・核セキュリティ統括部と連携し安全管理に有用な情報等を関連部署に情報共有する仕組みを充実するとともに適宜施設の管理の改善に反映する仕組みを構築し、教育する。	大洗QAM-06 不適合事項等水平展開実施規則	安全管理に有用な情報等を関連部署に情報共有され適宜施設の管理の改善に反映されていること。	平成30年4月27日				仕組みの構築	教育 （平成30年4月） 有効性評価 （平成30年10月）

表8.5.4　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表（組織的な要因）（3/7）

No.	要因項目	担当部署	実施項目	制定及び改正文書等	評価指標	是正処置完了予定日	平成29年12月	平成30年1月	平成30年2月	平成30年3月	平成30年度
10	⑨	安全・核セキュリティ統括部	安全に関する水平展開実施要領の改正 ・海外情報や規制庁面談情報等を拠点に効果的に展開できるよう、水平展開実施要領等に対応策を盛り込む。	安全に関する水平展開実施要領	海外情報や規制庁面談情報等を拠点に効果的に展開する内容を反映した要領が改正されていること。	平成29年12月28日	改正 有効性評価				
		安全管理部	大洗QAM-06 不適合事項等水平展開実施規則の改正及び教育 ・安全・核セキュリティ統括部と連携し安全管理に有用な情報等を関連部署に情報共有する仕組みを充実するとともに適宜施設の管理の改善に反映する仕組みを構築し、教育する。	大洗QAM-06 不適合事項等水平展開実施規則	安全管理に有用な情報等を関連部署に情報共有され適宜施設の管理の改善に反映されていること。	平成30年4月27日			仕組みの構築		教育 （平成30年4月） 有効性評価 （平成30年10月）
11	⑪	福島燃料材料試験部	燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領「No.3燃料研究棟における作業計画区分」の改正及び教育 ・作業計画(3H作業を含む。)を作成する際に核燃料物質などの放射性物質の安全取扱い、作業方法（作業場所及び防護装備の選定を含む。）等の基本的事項を明確にし、作業計画に盛り込むことを手順として定める。また、作業の対象物の状態変化(経時変化)考えられる場合においても3Hとして扱うよう明記する。【直接要因⑦と関連】	燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領「No.3燃料研究棟における作業計画区分」	要領に基づき作業計画が作成されていること。	平成30年1月31日		改正 教育			有効性評価 （平成30年5月）
		福島燃料材料試験部	「燃料材料試験施設に係る要領書」レビュー要領の改正及び教育 ・個別業務に係るレビューの視点について具体化する。	「燃料材料試験施設に係る要領書」レビュー要領	改正された要領に基づき個別業務に係るレビューが実施されていること。	平成30年3月30日				改正 教育	有効性評価 （平成30年7月）
		福島燃料材料試験部	燃料材料試験施設安全(南地区）作業要領のレビュー、改正及び教育 (A-9各種計画書の作成基準、A-10安全作業マニュアル作成要領及びA-11安全作業手順作成・運用要領) ・3H作業（状態が変化することへの考慮を含む。）に対する作業手順（ホールドポイントを含む。）を明記する。	燃料材料試験施設安全(南地区）作業要領 ・A-9各種計画書の作成基準 ・A-10安全作業マニュアル作成要領 ・A-11安全作業手順作成・運用要領	作成された作業計画において、3H作業に対する作業手順が記載されていること。	平成29年12月28日	改正 教育				有効性評価 （平成30年7月）
12	⑫	安全管理部	「作業の安全管理要領（安全管理部通達）」、「非定常作業の安全管理要領（所通達）」及び「大洗研究開発センター(北地区)放射線安全取扱手引（所通達）」の改正及び教育 ・3H作業の定義を具体的に明記 ・作業手順の明確化（作業要領等の緊急点検で得られた課題の反映を含む。） ・一般安全チェックシートへホールドポイントに関する項目を追加	「作業の安全管理要領（安全管理通達）」 「非定常作業の安全管理要領（所通達）」 「大洗研究開発センター(北地区)放射線安全取扱手引（所通達）」	改正した要領に基づき、作業計画が作成されていること。	平成30年4月27日				改正	教育 （平成30年4月） 有効性評価 （平成30年10月）
13	⑭	福島燃料材料試験部 安全管理部	【組織の要因No.9の内容と同じ。】	【組織の要因No.9の内容と同じ。】	【組織の要因No.9の内容と同じ。】	平成29年12月28日 平成30年4月27日	【組織の要因No.9の内容と同じ。】				
14	⑮	安全・核セキュリティ統括部 安全管理部	【組織の要因No.10の内容と同じ。】	【組織の要因No.10の内容と同じ。】	【組織の要因No.10の内容と同じ。】	平成29年12月28日 平成30年4月27日	【組織の要因No.10の内容と同じ。】				

表8.5.4　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表（組織的な要因）（4/7）

No.	要因項目	担当部署	実施項目	制定及び改正文書等	評価指標	是正処置完了予定日	平成29年12月	平成30年1月	平成30年2月	平成30年3月	平成30年度	
15	⑱	安全管理部	原子力防災訓練中期計画へ汚染事故を想定した訓練の定期的な実施を定める。	原子力防災訓練中期計画	原子力防災訓練中期計画に基づき訓練を実施していること。	平成30年3月30日				改正		平成30年度の教育訓練計画に基づき、訓練を実施し、有効性を評価する。
		安全管理部	各部の事故対策要領等の改正及び教育 ・各部の事故対策要領等の改正に反映するよう「放射線安全取扱手引」及び「放射線管理マニュアル（北地区）」を提供する。	各部の事故対策要領等	事故対応資機材の整備を含む緊急時対応手順を定め改正した事故対策要領等を反映して訓練を実施していること。	平成30年4月27日				改正	教育 （平成30年4月）	平成30年度の教育訓練計画に基づき、訓練を実施し、有効性を評価する。
		安全管理部	大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引の改正及び教育 ・顔面近傍に付着した放射性物質の拭き取り、半面マスクの交換時や鼻スミヤ採取時の汚染の拭き取りや固定方法など身体除染の方法をセンター文書で明確にする。	大洗研究開発センター（北地区）放射線安全取扱手引	顔面近傍に付着した放射性物質の拭き取り、半面マスクの交換時や鼻スミヤ採取時の汚染の拭き取りや固定方法など身体除染の方法を明確にした手引を反映して訓練を実施していること。	平成30年1月31日	改正	教育				平成30年度の教育訓練計画に基づき、訓練を実施し、有効性を評価する。
		安全管理部	「放射線管理マニュアル（北地区）」の改正及び教育 ・核燃料物質等で身体汚染が発生した場合の除染後のサーベイメータによる汚染測定方法や手順、測定上の注意事項を検討し、放射線管理マニュアルに定め、教育訓練を実施する。検討に当たっては、機構大の「身体汚染が発生した場合の措置に関するガイドライン」策定のWGに参画し、他拠点の意見も取り入れる。	「放射線管理マニュアル（北地区）」	核燃料物質等で身体汚染が発生した場合の除染後のサーベイメータによる汚染測定方法や手順、測定上の注意事項を定めたマニュアルを反映して訓練を実施していること。	平成30年1月31日	改正	教育				平成30年度の教育訓練計画に基づき、訓練を実施し、有効性を評価する。
16	⑲	福島燃料材料試験部	燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領「No.33緊急防護機材の点検要領」の制定 ・事故を想定し必要となる設備、資機材を管理する要領を制定する。	燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領「No.33緊急防護機材の点検要領」	要領に基づく点検が実施され、記録が作成されていること。	【処置完了】 平成29年12月15日	制定 教育	有効性評価				
		福島燃料材料試験部	燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領「No.31管理区域内共通設備・資材の点検要領」の制定 ・保安規定に定めるシャワー等の洗浄設備、管理区域内の資機材等を含めた点検方法及び判定基準を明確にする。【直接要因 その他顕在化した事項①の対策に同じ。】	燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領「No.31管理区域内共通設備・資材の点検要領」	要領に基づく点検が実施され、記録が作成されていること。	【処置完了】 平成29年11月8日	有効性評価実施済					
		福島燃料材料試験部	燃料材料試験施設安全(南地区）作業要領の改正及び教育 (D-2 主要設備等の自主検査) ・緊急時対応設備の特定、点検方法(点検結果の妥当性を含む。)を明記するための改正を行う。	燃料材料試験施設安全(南地区）作業要領 ・D-2 主要設備等の自主検査	要領に基づく点検が実施され、記録が作成されていること。	平成29年12月28日	改正 教育	有効性評価				
17	⑳	安全管理部	【組織の要因No.15の内容に含む。】	【組織の要因No.15の内容に含む。】	【組織の要因No.15の内容に含む。】	平成30年1月31日	【組織の要因No.15の内容に含む。】					

表8.5.4　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表（組織的な要因）（5/7）

潜在的リスクに対する慎重さについて

No.	要因項目	担当部署	実施項目	制定及び改正文書等	評価指標	是正処置完了予定日	平成29年12月	平成30年1月	平成30年2月	平成30年3月	平成30年度
18	(b)	安全管理部	レビュー要領等の制改正及び教育 ・個別業務の計画の確認において、計画の策定手順、妥当性（潜在的リスクの抽出及び処置）の確認を行うことを明記する。	レビュー要領等	レビュー要領に基づき、個別業務の計画の策定手順、妥当性（潜在リスクの抽出及び処置）が確認されていること。	平成30年4月27日				制改正	教育（平成30年4月） 有効性評価（平成30年10月）
19		安全管理部	品質目標の改定 ・品質目標の施策として「燃料研究棟の汚染事故の教訓（原因分析結果から得られた課題を含む。）を教育する」を入れる。教育後、理解度確認を行う。教育の受講状況は、品質目標の達成状況及び評価において確認する。	大洗研究開発センター品質目標	改定した品質目標に基づき実施した教育の実施結果（課題を含む。）が評価され、次年度の品質目標に反映されていること。	平成29年11月30日	改定(11/30)	実施及び達成状況の確認			有効性評価（平成30年5月）
20	③	安全管理部	センターの品質目標を改定し、今回の事故から得られた教訓（原因分析結果を含む。）に関する教育の実施を施策として明確に示す。	大洗研究開発センター品質目標	改定した品質目標に基づき実施した教育の実施結果（課題を含む。）が評価され、次年度の品質目標に反映されていること。	平成29年11月30日	改定(11/30)	実施及び達成状況の確認			有効性評価（平成30年5月）
		安全管理部	今回の事故の顛末及び教訓を教育資料にまとめる。	教育資料	原因分析の結果を反映し、今回の事故の顛末及び教訓を含む教育資料が作成されていること。	平成30年3月30日		教育資料の作成		有効性評価	
21	⑩	福島燃料材料試験部	【組織的な要因No.8の内容と同じ。】	【組織的な要因No.8の内容と同じ。】	【組織的な要因No.8の内容と同じ。】	平成29年12月28日 平成30年2月28日 平成30年3月30日	【組織的な要因No.8の内容と同じ。】				
22	⑬	福島燃料材料試験部	「燃料材料試験施設に係る要領書」コミュニケーション要領の制定及び教育 ・保安活動に関する課員からの情報を意識して確認する等、施設管理や作業管理に必要な情報が適切に報告され、フェイス・ツー・フェイスを基本とした情報共有の励行を記載する。	「燃料材料試験施設に係る要領書」コミュニケーション要領	施設管理や作業管理に必要な情報については、フェイス・ツー・フェイスにて情報共有されていること。	平成29年12月28日	制定 教育			有効性評価	
23	⑯	福島燃料材料試験部	燃料試験課の職務から燃料研究棟の管理を分離し、新しく燃料研究棟の管理を職務とする課を新設し、当該施設に関連する実験済核燃料の安定化処理等を担う原子力基礎工学研究センターからの兼務者を新設する課の本務職員とし、ラインとしてチェックや適切な判断ができるような作業の管理体制を構築する。	体制表	ラインとしてチェックや適切な判断ができるような作業の管理体制の見直しが行われていること。	平成30年3月30日				体制構築	有効性評価（平成30年4月）
24	⑰	福島燃料材料試験部	【組織の要因No.23の内容と同じ。】	【組織の要因No.23の内容と同じ。】	【組織の要因No.23の内容と同じ。】	平成30年3月30日	【組織の要因No.23の内容と同じ。】				

表8.5.4　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表（組織的な要因）（6/7）

上級管理者の役割について											
No.	要因項目	担当部署	実施項目	制定及び改正文書等	評価指標	是正処置完了予定日	平成29年12月	平成30年1月	平成30年2月	平成30年3月	平成30年度
25	(c)	安全管理部	品質目標の改定 ・品質目標の施策として作業計画書等の確認に係る項目を入れる。 作業計画書等の確認は、緊急安全点検で所長が実施している方法、視点を反映したものとする。	大洗研究開発センター品質目標	改定した品質目標に基づき実施した教育の実施結果（課題を含む。）が評価され、次年度の品質目標に反映されていること。	平成30年3月30日		改定	実施及び達成状況の確認		有効性評価 （平成30年5月）
26	①	福島燃料材料試験部	【組織的な要因No.3の内容と同じ。】	【組織的な要因No.3の内容と同じ。】	【組織的な要因No.3の内容と同じ。】	平成30年3月30日	【組織的な要因No.3の内容と同じ。】				
27	②	福島燃料材料試験部	【組織的な要因No.4の内容と同じ。】	【組織的な要因No.4の内容と同じ。】	【組織的な要因No.4の内容と同じ。】	平成29年12月28日	【組織的な要因No.4の内容と同じ。】				
28	⑦	福島燃料材料試験部	【組織的な要因No.8の内容と同じ。】	【組織的な要因No.8の内容と同じ。】	【組織的な要因No.8の内容と同じ。】	平成29年12月28日 平成30年2月28日 平成30年3月30日	【組織的な要因No.8の内容と同じ。】				
29	⑧	福島燃料材料試験部 安全管理部	【組織的な要因No.9の内容と同じ。】	【組織的な要因No.9の内容と同じ。】	【組織的な要因No.9の内容と同じ。】	平成29年12月28日 平成30年4月27日	【組織的な要因No.9の内容と同じ。】				
30	⑨	安全・核セキュリティ統括部	【組織的な要因No.10の内容と同じ。】	【組織的な要因No.10の内容と同じ。】	【組織的な要因No.10の内容と同じ。】	平成29年12月28日 平成30年4月27日	【組織的な要因No.10の内容と同じ。】				
31	⑩	福島燃料材料試験部	【組織的な要因No.21の内容と同じ。】	【組織的な要因No.21の内容と同じ。】	【組織的な要因No.21の内容と同じ。】	平成30年2月28日	【組織的な要因No.21の内容と同じ。】				
32	⑭	福島燃料材料試験部	【組織的な要因No.13の内容と同じ。】	【組織的な要因No.13の内容と同じ。】	【組織的な要因No.13の内容と同じ。】	平成30年3月30日	【組織的な要因No.13の内容と同じ。】				
33	④	安全管理部	【組織的な要因No.5の内容と同じ。】	【組織的な要因No.5の内容と同じ。】	【組織的な要因No.5の内容と同じ。】	平成30年4月27日	【組織的な要因No.5の内容と同じ。】				
34	⑪	福島燃料材料試験部	【組織的な要因No.11の内容と同じ。】	【組織的な要因No.11の内容と同じ。】	【組織的な要因No.11の内容と同じ。】	平成30年1月31日 平成30年3月30日 平成29年12月28日	【組織的な要因No.11の内容と同じ。】				
35	⑫	安全管理部	【組織的な要因No.12の内容と同じ。】	【組織的な要因No.12の内容と同じ。】	【組織的な要因No.12の内容と同じ。】	平成30年4月27日	【組織的な要因No.12の内容と同じ。】				

表8.5.4　燃料研究棟の汚染事故に係る是正処置計画工程表（組織的な要因）（7/7）

No.	要因項目	担当部署	実施項目	制定及び改正文書等	評価指標	是正処置完了予定日	平成29年12月	平成30年1月	平成30年2月	平成30年3月	平成30年度
36	⑱	安全管理部	【組織的な要因No.15の内容と同じ。】	【組織的な要因No.15の内容と同じ。】	【組織的な要因No.15の内容と同じ。】	平成30年3月30日 平成30年4月27日 平成30年1月31日 平成30年1月31日	【組織的な要因No.15の内容と同じ。】				
37	⑲	福島燃料材料試験部	【組織的な要因No.16の内容と同じ。】	【組織的な要因No.16の内容と同じ。】	【組織的な要因No.16の内容と同じ。】	平成29年12月28日 【処置完了】 平成29年12月15日 平成29年11月8日	【組織的な要因No.16の内容と同じ。】				
38	⑳	安全管理部	【組織的な要因No.17の内容と同じ。】	【組織的な要因No.17の内容と同じ。】	【組織的な要因No.17の内容と同じ。】	平成30年1月31日	【組織的な要因No.17の内容と同じ。】				

燃料研究棟（ＰＦＲＦ）の概要

燃料研究棟は、高速炉用新型燃料等の研究開発を行う目的で昭和 49 年に竣工しました。プルトニウムを使用した試験は昭和 52 年に開始しています。

本施設ではウラン・プルトニウム混合炭化物や窒化物燃料、長寿命マイナーアクチニド核変換用燃料、高速炉用金属燃料といった新型燃料の製造及び物性研究、燃料健全性実証を目的とした照射試験用燃料ピンの製作の他、溶融塩電解による乾式分離技術に係る研究を実施してきました。

平成２５年度に廃止の方針が出され、実験済核燃料物質の安定化処理や廃止措置計画の検討を進めています。

施設概要
　建家　２階建、鉄筋コンクリート耐火構造
　延べ床面積　約１５１８ｍ^2（管理区域は約５７０ｍ^2）

主要な設備機器
　本体施設
　　グローブボックス　３６台　（空気雰囲気２５台、高純度アルゴン雰囲気１１台）
　　アルゴン循環精製装置　４台
　　フード　４台
　　主用実験機器
　　粉末成形プレス、焼結炉、Ｘ線回折装置、電子線分析装置、酸素・窒素分析装置、炭素分析装置、燃料ピン製作装置等

　特定施設
　　気体廃棄設備、液体廃棄設備、電源設備、空気圧縮設備等



今回のフードでの点検作業の位置付けについて

日本原子力研究開発機構
大洗研究開発センター

１．概要

今回の事象は、燃料研究棟のグローブボックス内等に保管している核燃料物質を適切に管理（核燃料物質の貯蔵庫への移動）するための作業の中で発生した。本作業は、大きく以下のステップに分類される。

① 個々の貯蔵容器の収納状態を確認
② グローブボックス内等から核燃料物質を容器に封入
③ 回収した容器を貯蔵容器に収納

今回の事象は、①の貯蔵容器の収納状態確認作業で発生したものである。

２．作業計画

前項で示した作業は管理区域内作業に該当し、実施に当たっては、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）核燃料物質使用施設等保安規定」第2編第16条（添付資料①）に基づき、放射線作業計画として放射線作業連絡票（添付資料②）を作成することとなっている。

放射線作業連絡票を作成する際には、保安規定の下部要領である「燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領」（添付資料③）に基づき、安全作業手順書（当該点検作業「核燃料物質の貯蔵作業」、添付資料④）、一般安全チェックリスト（添付資料⑤）、簡易リスクアセスメント（添付資料⑥）、保安規定チェックリスト（添付資料⑦）、使用許可チェックリスト（添付資料⑧）、放射線安全チェックリスト（添付資料⑨）を添付することが定められている。

今回の事象は、当該点検作業の安全作業手順書（添付資料④）の「２．作業方法（1）核燃料物質の確認及び貯蔵作業」の3行目「また、核燃料貯蔵室への核燃料物質の移動に付随して貯蔵容器の点検と汚染検査をフード（H-1）で行う。」に該当する作業中に発生したものである。ここで、フード（H-1）での点検作業は、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）核燃料物質使用変更許可申請書」（添付資料⑩）において、使用目的「汚染検査」、使用の概要「貯蔵容器点検等の作業を行う。」として許可を受けている作業である。

３．作業手順

フード（H-1）での作業については、「燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領」（添付資料③）の付属マニュアル「フードの安全作業」（添付資料⑪）として規定している。今回の作業はこれに従って実施された。

４．フードでの貯蔵容器点検作業の使用許可・保安規定上の位置付けについて

燃料研究棟におけるフード（H-1）での貯蔵容器の点検作業は、使用変更許可申請書において「貯蔵容器点検等の作業を行う。」として許可を受けている作業である。

また、保安規定には、「核燃料物質の取扱いとは、核燃料物質等の使用、貯蔵等又はこれに付随する作業」と規定されている。その「付随する作業」には、グローブボックスでの核燃料物質の取扱いに係る一般的（自明・必須）な事項として、グローブボックス内の核燃料物質等を取り出す場合に、バッグアウト（樹脂製の袋に密封し、汚染を内部に閉じ込める行為）し他のグローブボックス等へ移動すること、バッグアウトした核燃料物質等（樹脂製の袋）をフードにて貯蔵容器に収納し、貯蔵庫に運搬することが含まれている（添付資料⑫）。燃料研究棟では、使用変更許可申請書の記載に基づいて、これまで貯蔵容器への内容物の出し入れや内容物の点検をフード（H-1）で実施している。

なお、核燃料物質を容器に収納した上で樹脂製の袋に収納し、その樹脂を溶着・密閉して汚染を閉じ込める保管・貯蔵方法においては、二重の樹脂製の袋によって密封性を確保している。こうした保管・貯蔵方法は、原子力機構内のプルトニウム取扱施設を始め、他の原子力事業者の施設においても広く採用され、長年にわたって安全な管理実績を蓄積している一般的な保管・貯蔵方法である。

また、燃料研究棟の臨界安全については、使用変更許可申請書の安全対策書の中で、単一ユニットを次の(1)(2)(3)のとおり定めており、それぞれ臨界安全管理上想定される最も厳しい条件を設定したとしても、核的に安全であるよう核分裂性物質（Pu＋^{235}U）の質量制限を行っている。

(1) グローブボックス：　220ｇ

(2) 廃液保管設備：廃液保管室：　220ｇ

(3) プルトニウム・濃縮ウラン貯蔵設備：　1,500ｇ

このうち、(3)は貯蔵容器を最大5個貯蔵できる貯蔵箱を単一ユニットとしているものであり、同貯蔵箱を5個以上の貯蔵容器収納が物理的に不可能な構造にするとともに、貯蔵に付随する作業について、単一ユニットを構成する貯蔵容器1本当たりの貯蔵制限量を300ｇと定め、その制限内で取り扱うことで臨界を防止している。

なお、使用変更許可申請書及び保安規定には、フード(H-1)での「Pu＋^{235}U」の最大取扱量として0.0016ｇとの規定がある。これは使用目的のうち「化学試薬等の調製」のための、非密封の核燃料物質の取扱いに関するものである。

以 上

添付資料：

①）国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）核燃料物質使用施設等保安規定（抜粋：第１編 総則、第２編 放射線管理、第７編 燃料研究棟の管理）

②）放射線作業連絡票

③）燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領

④）安全作業手順書（核燃料物質の貯蔵作業）

⑤）一般安全チェックリスト

⑥）簡易リスクアセスメント（SRAシート）

⑦）保安規定チェックリスト

⑧）使用許可チェックリスト

⑨）放射線安全チェックリスト

⑩）国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）核燃料物質使用変更許可申請書（抜粋：表２－１、表８－１）

⑪）燃料研究棟本体施設作業要領（フードの安全作業）

⑫）グローブボックス及びフードにおける核燃料物質取扱方法の概要

添付資料 ①

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究開発センター（北地区）
核燃料物質使用施設等保安規定

平成２９年４月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）核燃料物質使用施設等保安規定

〔平成１７年１０月　１日１７（規程）第１３号〕
改正　平成１８年　４月　１日１８（規程）第　２号
平成１８年　６月３０日１８（規程）第４３号
平成１９年　５月　１日１９（規程）第　８号
平成１９年　８月　１日１９（規程）第３１号
平成２２年　３月３１日２１（規程）第６３号
平成２２年　４月　１日２２（規程）第　６号
平成２２年１０月２０日２２（規程）第３２号
平成２３年　４月　１日２３（規程）第　３号
平成２４年　４月１７日２４（規程）第　７号
平成２４年　８月１３日２４（規程）第１９号
平成２６年　３月３１日２５（規程）第４２号
平成２７年　４月２７日２７（規程）第　５号
平成２７年１０月２６日２７（規程）第４４号
平成２８年　２月　４日２７（規程）第１００号
平成２８年　３月　１日２７（規程）第１１１号
平成２８年　３月１５日２７（規程）第１２３号
平成２９年　１月１３日２８（規程）第５９号

目次

第１編　総則
第１章　通則（第１条－第４条）
第２章　管理体制
第１節　組織及び職務（第５条・第５条の２）
第２節　核燃料取扱主務者（第６条－第６条の３）
第３節　委員会（第７条－第１２条）
第３章　品質保証（第１３条－第２１条）
第４章　保安教育訓練（第２２条・第２３条）
第５章　非常の場合に採るべき措置
第１節　事前の措置（第２４条）
第２節　非常事態における活動（第２５条－第３０条）
第６章　職員等以外の者に対する保安措置及び放射線管理（第３１条・第３２条）
第７章　記録及び報告（第３３条－第３５条）
（別表）
（別図）
第２編　放射線管理
第１章　管理区域等の管理
第１節　管理区域等（第１条－第７条）
第２節　管理区域等の出入管理（第８条－第１５条）
第３節　管理区域内の作業及び作業管理等（第１６条－第２０条）
第２章　被ばく管理
第１節　被ばくの防止（第２１条・第２２条）
第２節　線量の評価（第２３条－第２６条）
第３節　被ばくに対する措置（第２７条・第２８条）

第３章　環境監視（第２９条ー第３１条）
第４章　放射線管理設備等の管理（第３２条ー第３５条）
（別表）
（別図）
（別記様式）
第３編　核燃料物質等の運搬及び放射性廃棄物等の管理
第１章　核燃料物質等の運搬（第１条・第２条）
第２章　放射性廃棄物の管理（第３条ー第１０条）
第３章　廃棄物管理施設へ引き渡す放射性廃棄物等の管理（第１１条ー第１５条の２）
（別表）
第４編　廃棄物移送設備の管理
第１章　通則（第１条ー第４条）
第２章　管理
第１節　運搬（第５条・第６条）
第３章　保守管理（第７条ー第１０条）
第４章　異常時の措置
第１節　警報装置が作動した場合の措置（第１１条）
第２節　点検等において異常を認めた場合の措置（第１２条）
第５章　大洗研究開発センター南地区等大洗研究開発センター外の放射性廃棄物の移送に係る措置
第１節　大洗研究開発センター南地区の放射性廃棄物の移送に係る措置（第１３条）
第２節　東北大学の放射性廃棄物の移送に係る措置（第１４条）
（別表）
第５編　ＪＭＴＲの管理
第１章　通則（第１条ー第６条）
第２章　使用の管理
第１節　使用上の制限（第７条）
第２節　使用上の条件（第８条ー第１１条）
第３節　作業上の確認（第１２条ー第１５条）
第３章　保守管理（第１６条ー第１９条）
第４章　核燃料物質の管理（第２０条ー第２２条）
第５章　キャプセル等の管理（第２３条ー第２７条）
第６章　異常時の措置
第１節　警報が作動した場合の措置（第２８条・第２９条）
第２節　点検等において異常を認めた場合の措置（第３０条）
第３節　キャプセル等の異常を認めた場合の措置（第３１条）
第７章　放射線管理（第３２条ー第３４条）
第８章　排気筒の取替えが完了するまでの間の措置
第１節　通則（第３５条・第３６条）
第２節　管理体制（第３７条ー第４０条）
第３節　排気筒の取替えが完了するまでの間の施設管理（第４１条ー第４４条）
（別表）
（別図）
第６編　ホットラボの管理
第１章　通則（第１条ー第５条）
第２章　使用の管理
第１節　使用上の制限（第６条）
第２節　使用上の条件（第７条・第８条）

第３節　作業上の確認（第９条ー第１１条）
第３章　保守管理（第１２条ー第１６条）
第４章　核燃料物質の管理（第１７条ー第１９条）
第５章　異常時の措置
第１節　警報装置が作動した場合の措置（第２０条）
第２節　点検等において異常を認めた場合の措置（第２１条）
第６章　放射線管理（第２２条ー第２４条）
第７章　排気筒の取替えが完了するまでの間の措置
第１節　通則（第２５条・第２６条）
第２節　管理体制（第２７条ー第３０条）
第３節　排気筒の取替えが完了するまでの間の施設管理（第３１条ー第３９条）
第４節　排気筒の取替えが完了するまでの間の放射線管理（第４０条ー第４２条）
（別表）
（別図）
第７編　燃料研究棟の管理
第１章　通則（第１条ー第５条）
第２章　使用の管理
第１節　使用上の制限（第６条）
第２節　使用上の条件（第７条・第８条）
第３節　作業上の確認（第９条ー第１２条）
第３章　保守管理（第１３条ー第１７条）
第４章　核燃料物質の管理（第１８条ー第２０条）
第５章　異常時の措置
第１節　警報装置が作動した場合の措置（第２１条）
第２節　点検等において異常を認めた場合の措置（第２２条）
第６章　放射線管理（第２３条ー第２５条）
（別表）
（別図）
第８編　ＨＴＴＲの管理
第１章　通則（第１条ー第６条）
第２章　使用の管理
第１節　使用上の制限（第７条・第８条）
第２節　作業上の確認（第９条ー第１２条）
第３章　保守管理（第１３条ー第１６条）
第４章　核燃料物質の管理（第１７条ー第１９条）
第５章　異常時の措置
第１節　警報装置が作動した場合の措置（第２０条・第２１条）
第２節　点検等において異常を認めた場合の措置（第２２条）
第６章　放射線管理（第２３条ー第２５条）
（別表）
（別図）
附則

第１編　総則

（目的）

第１条　この規定は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和３２年法律第１６６号、以下「法」という。）第５６条の３第１項の規定に基づき定める。

２　この規定は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）の大洗研究開発センター（北地区）（以下「大洗研究開発センター」という。）において、使用施設、貯蔵施設、廃棄施設（以下「使用施設等」という。）の保安に関する基本的事項を定め、大洗研究開発センターにおける核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は使用施設等による災害の防止を図ることを目的とする。

（基本方針）

第１条の２　前条の目的を達成するため、安全文化を基礎とし、国際放射線防護委員会による放射線防護の精神にのっとり、核燃料物質の使用等による災害防止のために適切な品質保証活動のもと保安活動を実施する。

（適用範囲）

第２条　この規定は、別表第１に掲げる使用施設等の保安及び核燃料物質等の取扱いに関して適用する。

（定義）

第３条　この規定において、次の各号に掲げる用語の定義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

(1)　「職員等」とは、役員、職員、嘱託（非常勤を除く。）、常勤職員、常用用員及び臨時用員等の機構と雇用関係にある者、並びに外来研究員、協力研究員及び客員研究員をいう。

(2)　「部長」とは、大洗研究開発センターに属する部長をいう。

(3)　「施設管理統括者」とは、使用施設等を統括する部長をいう。

(4)　「施設管理者」とは、使用施設等を管理する課長をいい、別表第２に掲げる者とする。

(5)　「管理区域管理者」とは、使用施設等の管理区域を管理する課長をいい別表第３に掲げる者とする。ただし、管理区域管理者と施設管理者が同じ場合は、施設管理者と読み替えることができる。

(6)　「放射線業務従事者」とは、核燃料物質等の使用、廃棄、運搬、保管又はこれに付随する業務に従事する者であって、管理区域に立ち入る者をいう。

(7)　「一時立入者」とは、見学、視察等の目的で放射線作業以外の業務のため、一時的に管理区域に立ち入る者をいう。

(8)　「放射線管理」とは、使用施設等に関する放射線による障害を防止するため行う対策をいう。

(9)　「放射線作業」とは、管理区域内において核燃料物質等の取扱い、管理又はこれに付随する作業をいう。

(10)　「核燃料物質等」とは、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物をいう。

(11)　「核燃料物質等の取扱い」とは、核燃料物質等の使用、運搬、貯蔵、廃棄又はこれに付随する作業をいう。

(12)　「放射性廃棄物」とは、核燃料物質等で廃棄しようとする物をいう。

(13)　「廃棄物の仕掛品」とは、使用施設等で発生した固体状の核燃料物質等で廃棄物管理施設へ引き渡す前段階の物であって、これから廃棄しようとする物をいう。

(14)　「放射性廃棄物等」とは、放射性廃棄物又は廃棄物の仕掛品をいう。

(15)　「使用施設等の定期的な自主検査」（以下「施設定期自主検査」という。）とは、使用施設等の保安上特に管理を必要とする設備の性能が維持されているかどうかについての検査並びに使用施設等の保安のために直接関連を有する計器及び放射線測定機器の校正をいう。

(16)　「非常事態」とは、地震、火災及びその他の原因により、使用施設等において事故が発生した場合又は発生するおそれがある場合であって、事業所の通常組織では、事故の原因除去、拡大防止等のための活動を迅速に行う事が困難な事態であり、別表第４に掲げる事態をいう。

(17)　「緊急作業」とは、使用施設等の非常事態において行う、事故の原因除去、拡大防止等のための活動のうち、核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（以下「線量告示」という。）第７条に定める線量限度が適用されるものをいう。

(18)　「品質保証」とは、保安のために必要な措置を体系的に実施することにより、原子力の安全を確

第２編　放射線管理

（周辺監視区域への立入り制限）

第１３条　核物質管理課長は、周辺監視区域内において人の居住を禁止する。

（飲食または喫煙の禁止）

第１４条　管理区域管理者は、管理区域における喫煙及び飲食を禁止する。ただし、当該区域がこの規定の管理区域を示す図中に「喫煙、飲水場所」と明記されている場所にあっては、この限りでない。

２　管理区域管理者は、前項ただし書きの当該場所の目に付きやすい箇所に、喫煙又は飲水ができる場所である旨の表示をするとともに、次の各号に掲げる注意事項を掲示する。

(1)　給排気が停止した場合は、喫煙及び飲水を直ちに中止すること。

(2)　喫煙及び飲水は、手及び衣服等の汚染検査を行ったのち行うこと。

（管理区域外への物品の持ち出し）

第１５条　管理区域管理者は、第１種管理区域から持ち出そうとする物品（核燃料物質等を除く。以下「一般物品」という。）について、当該物品の表面密度が別表第４に掲げる値を超えているときは、持ち出させない。

２　課長は、その課に所属する職員等（以下この条において「持出者」という。）が、第１種管理区域から一般物品を持ち出そうとするときは、当該物品の表面密度が別表第５に掲げる値を超えないようにする。ただし、汚染を除去することが困難な場合であって、別表第４に掲げる値を超えていないことが確認され、かつ、放射線管理上必要な措置が講じられていることが課長により確認されているときは、この限りでない。

３　課長は、持出者が第１種管理区域から一般物品を持ち出そうとするときは、その者に管理区域管理者の許可を受けさせる。ただし、当該物品の表面密度が別表第５に掲げる値を超えていないことを放射線管理第２課員によって確認されたときは、この限りでない。

４　管理区域管理者は、前項の許可をしようとするときは、放射線管理第２課長の同意を得る。

５　放射線管理第２課長は、前項の同意をしようとするときは、その表面密度が別表第４に掲げる値を超えていないことを確認する。

第３節　管理区域内の作業及び作業管理等

（放射線作業計画）

第１６条　放射線業務従事者の作業に係る放射線管理は、その者の所属する課長が行う。

２　課長は、放射線作業を行うときは、当該作業に係る次の各号に掲げる事項を検討し、保安の措置を講ずる。

(1)　作業場所及び作業期間

(2)　作業の内容

(3)　必要とする個人線量計及び防護具の着用

(4)　線量を低くするための措置

(5)　作業に伴う線量

３　課長は、前項の放射線作業を行うときは、あらかじめ、作業場所及び作業期間について、管理区域管理者の同意を得る。

（放射線作業の実施）

第１７条　課長は、放射線作業が別表第６に掲げる基準を超えるおそれがあるときは、次の各号に掲げる事項を記載した放射線作業届を作成し、管理区域管理者の同意を得る。

(1)　作業場所及び作業期間

(2)　作業責任者及び放射線作業従事者の氏名

(3)　作業の内容

(4)　作業に係る計画線量

2　管理区域管理者は、前項の同意をしようとするときは、放射線管理第２課長の同意を得る。
3　放射線管理第２課長は、放射線作業届に係る作業中において、放射線管理上の監視を必要とするときは、当該作業に立ち会う。
4　課長は、第１項の放射線作業届に係る放射線作業が終了したときは、次の各号に掲げる事項について管理区域管理者及び放射線管理第２課長に通知する。
(1)　ポケット線量計等の個人線量計により測定した放射線業務従事者の線量
(2)　放射線業務従事者の身体汚染の有無
(3)　計画線量を超えた場合は、その内容及び講じた措置
(4)　作業前後において線量当量率等に変化があった場合は、作業場所の線量当量率及び表面密度

（線量当量率等の測定）
第１８条　放射線管理第２課長は、管理区域における線量当量率、表面密度及び空気中の放射性物質の濃度を別表第７に掲げるところにより測定する。
2　放射線管理第２課長は、前項の測定を行ったときは、線量当量率及び表面密度を管理区域の出入口又は管理区域に立ち入る者の目につきやすい箇所に掲示する。

（測定に異常を認めた場合の措置）
第１９条　放射線管理第２課長は、前条の管理区域の測定又は第１９条の２第３項の汚染状況の調査において、新たに立入制限区域又は第４条第１項第４号に定める異常を、若しくは別表第８に掲げる値を超える異常を認めたときは、管理区域管理者に通知する。
2　課長は、第１７条の放射線作業後の測定において、線量当量率、表面密度、空気中の放射性物質の濃度等に係る異常を認めたときは、汚染拡大防止の措置、放射線被ばく防止の措置を講ずるとともに、管理区域管理者及び放射線管理第２課長に通知する。
3　管理区域管理者は、前２項の通知を受けたときは、放射線管理第２課長の協力を得て、関係のある課長に原因を調査させ、その異常が第１編第３条に規定する非常事態に該当するとき又は発展するおそれのある場合は、施設管理統括者及び核燃料取扱主務者に通知する。
4　放射線管理第２課長は、前項の非常事態に該当するとき又は発展するおそれのあるときは、安全管理部長に通知する。
5　施設管理統括者は、第３項の通知を受けたときは、所長に通知する。

（放射線業務従事者等の測定に異常を認めた場合の措置）
第１９条の２　課長は、その課に所属する放射線業務従事者等が、体内汚染若しくは皮膚汚染を受けたとき、又はそのおそれがあると認めたときは、管理区域管理者及び放射線管理第２課長に通知する。
2　管理区域管理者は、前項の通知を受けたときは、その原因を調査させるとともに、作業場所の汚染にあっては、その汚染の除去を行わせる。
3　放射線管理第２課長は、第１項の通知を受けたときは、汚染の状況を調査する。
4　課長は、皮膚汚染の場合にあっては、その汚染の除去を行わせ、放射線管理第２課長と協議し、その者の体内汚染検査の必要があると認めるときは、体内汚染の検査及び内部被ばくに係る線量の評価を環境監視線量計測課長に依頼する。
5　環境監視線量計測課長は、前項の依頼を受けたときは、体内汚染の検査及び内部被ばくに係る線量の評価を行う。

（機器、保護衣等の汚染の除去）
第２０条　運搬することが容易な機器及び保護衣の放射性汚染（以下「汚染」という。）の除去は、廃棄物管理課長が行う。
2　運搬することが困難な機器、床等の汚染の除去は、管理区域管理者が行う。この場合、廃棄物管理課長の協力を得ることができる。

第７編　燃料研究棟の管理

第７編　燃料研究棟の管理

第１章　通則

（要員の配置）

第１条　燃料試験課長は、本体施設の使用中、本体施設及び特定施設に係る保安に必要な要員を配置する。

（手引の作成）

第２条　福島燃料材料試験部長は、本体施設及び特定施設について、次の各号に掲げる事項に関して定めた手引を作成する。

(1)　使用又は運転の管理に関する事項
(2)　保守に関する事項
(3)　核燃料物質の管理に関する事項（本体施設のみ）
(4)　異常時の措置に関する事項

２　福島燃料材料試験部長は、前項に掲げる手引を作成する場合は、核燃料取扱主務者の同意を得る。これを変更する場合も同様とする。

３　福島燃料材料試験部長は、第１項に掲げる手引を作成した場合又変更した場合は、所長に報告する。

（年間使用計画）

第３条　福島燃料材料試験部長は、毎年度、当該年度に先立ち、次の各号に掲げる事項を明らかにした年間使用計画を作成し、所長の承認を受ける。これを変更しようとするときも、同様とする。ただし、予定期間等の軽微な変更についてはこの限りではない。

(1)　使用の目的
(2)　使用の予定期間
(3)　使用する核燃料物質の種類及び量
(4)　取扱い方法の概略
(5)　施設定期自主検査の予定期間
(6)　主要な修理及び改造の項目並びに予定期間

２　所長は、前項の承認を行おうとするときは、核燃料取扱主務者の同意を得る。

３　福島燃料材料試験部長は、第１項の承認を受けたときは、燃料試験課長及び放射線管理第２課長に通知する。

（使用実施計画）

第４条　燃料試験課長は、核燃料物質を使用しようとするときは、前条の年間使用計画に基づき、次の各号に掲げる事項を明らかにした使用実施計画を作成し、福島燃料材料試験部長の承認を受ける。これを変更しようとするときも、同様とする。ただし、予定期間等の軽微な変更についてはこの限りでない。

(1)　使用の開始及び終了の予定期日
(2)　使用する核燃料物質の種類及び量
(3)　取扱いの方法

２　福島燃料材料試験部長は、前項の承認を行おうとするときには、核燃料取扱主務者の同意を得る。

３　燃料試験課長は、第１項の承認を受けたときは、放射線管理第２課長に通知する。

（鍵の管理）

第５条　燃料試験課長は、本体施設及び特定施設の出入口の鍵及び使用に関する鍵を管理する。

第２章　使用の管理

第１節　使用上の制限

（使用施設の使用上の制限）

第６条　燃料試験課長は、別表第１の１、別表第１の２及び別表第１の３に掲げるところにより、使用場所ごとに定められた核燃料物質の最大取扱量を超えて使用してはならない。

２　燃料試験課長は、グローブボックス又はグローブボックス群ごとに前項の核燃料物質の種類及び使用制限量を表示する。

３　燃料試験課長は、漏えいするおそれのある粉末の核燃料物質の量を抑制するために、容器に収納されていない粉末の核燃料物質を扱う際には、プルトニウム及びウランの合計量が施設全体で１００ｇ以下となるように管理する。

第２節　使用上の条件

（警報装置の作動条件）

第７条　燃料試験課長は、別表第２に掲げるところにより警報装置が作動するよう設定する。ただし、検査、補修又は改造等を行う場合において、福島燃料材料試験部長の承認及び核燃料取扱主務者の同意を得たときは解除することができる。

（負圧の維持）

第８条　燃料試験課長は、別表第３に掲げるところにより負圧を維持する。ただし、検査、補修又は改造等を行う場合において、福島燃料材料試験部長の承認を受けたときは、この限りでない。

２　燃料試験課長は、グローブボックスの内部の負圧を室内に対し９０Ｐａ以上４９０Ｐａ以下に維持しなければならない。ただし、検査、補修又は改造等を行う場合において、福島燃料材料試験部長の承認を受けたときは、この限りでない。

３　福島燃料材料試験部長は、第１項及び前項のただし書きの承認を行おうとするときは、核燃料取扱主務者の同意を得る。

４　燃料試験課長は、第１項及び第２項のただし書きの規定により、負圧の維持が行われないときは、排気設備、グローブボックス等の汚染が外部へ拡大しないための措置を講じる。

第３節　作業上の確認

（重要な設備等の操作）

第９条　燃料試験課長は、別表第４に掲げる保安上重要な設備等の操作については、第２条に定める手引により、これを行う。

（表示）

第１０条　燃料試験課長は、プルトニウムの取扱い作業中、管理区域入口に設置したプルトニウム使用表示盤により、その旨を表示する。

（作業開始前及び終了後の措置）

第１１条　燃料試験課長は、核燃料物質の取扱い作業開始前及び作業終了後において、別表第５に掲げるところにより、その取扱い作業に係る設備等を点検し、異常のないことを確認する。

（作業中の設備等の監視）

第１２条　燃料試験課長は、核燃料物質の取扱い作業中、別表第４に掲げる保安上重要な設備等が正常に作動していることを監視する。

第３章　保守管理

（計画停電時の措置）

第１３条　燃料試験課長は、計画停電のつど、燃料研究棟施設の保安措置を検討し、福島燃料材料試験部長の承認及び核燃料取扱主務者の同意を得て、これを行う。

（施設定期自主検査）

第１４条　燃料試験課長は、別表第６に掲げるところにより毎年１回以上、施設定期自主検査を行う。

（修理及び改造計画）

第１５条　燃料試験課長は、修理及び改造を行おうとする場合において、その修理及び改造が使用施設に係る施設検査に該当する場合は、次の各号に掲げる事項を明らかにした修理及び改造計画を作成し、福島燃料材料試験部長の承認を受ける。

(1)　修理及び改造をする施設、設備、装置、機器等の名称

(2)　修理及び改造の内容

(3)　担当者の氏名

(4)　予定期間

２　福島燃料材料試験部長は、前項の承認をしようとする場合には、所長の承認を受ける。

３　所長は、前項の承認を行おうとする場合には、核燃料取扱主務者の同意を得る。

４　燃料試験課長は、第１項の承認を受けたときは、放射線管理第２課長に通知する。

（保守結果の通知等）

第１６条　燃料試験課長は、第１４条の施設定期自主検査を終了したとき、及び前条第１項の修理及び改造計画に基づく作業を終了したときは、その結果を福島燃料材料試験部長に報告するとともに、放射線管理第２課長に通知する。燃料試験課長は、第２編第３３条第２項の規定により放射線管理施設に係る施設定期自主検査の結果の通知を受けたときは、福島燃料材料試験部長に報告する。

２　福島燃料材料試験部長は、前項の報告を受けたときは、核燃料取扱主務者及び所長に報告する。

（巡視及び点検）

第１７条　燃料試験課長は、別表第７に掲げるところにより巡視し、点検する。ただし、本体施設の使用が停止されている場合には、これを省略することができる。

第４章　核燃料物質の管理

（使用等の制限）

第１８条　燃料試験課長は、核燃料物質を受け入れるときは、次の各号に掲げるところにより、法第５２条の規定により許可を受けた年間予定使用量（以下「年間予定使用量」という。）を超えないようにして行う。

(1)　いかなる時点においても、受け入れようとする核燃料物質の量と在庫量との和が年間予定使用量（最大存在量）を超えないこと。

(2)　１年間に受け入れる核燃料物質の量が年間予定使用量（延べ取扱量）を超えないこと。

２　前項の年間予定使用量は、別表第８に掲げるとおりとする。

（貯蔵）

第１９条　燃料試験課長は、核燃料物質を貯蔵するときは、別表第９に掲げる貯蔵施設で行い、かつ、同表に掲げる種類の核燃料物質以外の核燃料物質を貯蔵し、又は同表に掲げる制限量を超えて貯蔵してはならない。

２　燃料試験課長は、核燃料物質を貯蔵するときは、別表第９に掲げる設備ごとに貯蔵制限量を表示する。

（臨界管理）

第２０条　燃料試験課長は、別表第１の１、別表第１の２、別表第１の３及び別表第９に掲げる単一ユニットに係るプルトニウム及び濃縮ウランの移動を行うときは、移動する量、形状等について福島燃料材料試験部長が指名した者及び核燃料取扱主務者の確認を受ける。

２　燃料試験課長は、別表第１の１、別表第１の２、別表第１の３及び別表第９に掲げる単一ユニットごとの核的制限値以下にプルトニウム及び濃縮ウランを管理する。

３　燃料試験課長は、湿式グローブボックス又は廃液保管室でプルトニウム又は濃縮ウランの管理を行うときは、前項の制限値による管理に加えて、安全体積（３リットル以下）による管理を合わせて行う。

４　管理区域内において核燃料物質を運搬するときは、所定の運搬車により行う。

第５章　異常時の措置

第１節　警報装置が作動した場合の措置

（警報装置が作動した場合の措置）

第２１条　燃料試験課長は、警報装置が作動したときは、その原因及び状況を調査し、原因の除去及び異常の拡大防止等の措置を講じる。

第２節　点検等において異常を認めた場合の措置

（巡視、点検等において異常を認めた場合の措置）

第２２条　燃料試験課長は、第１１条の作業開始前及び終了後の措置並びに第１７条の巡視及び点検の結果、異常を認めたときは、その原因及び状況を調査し、原因の除去及び異常の拡大防止等の措置を講じる。

２　燃料試験課長は、第２編第３５条の規定により放射線管理第２課長から点検の結果、異常を認めた旨の通報を受けたときは、その原因及び状況を調査し、原因の除去及び異常の拡大防止等の措置を講じる。

３　燃料試験課長は、第１項及び前項の調査の結果、その異常が燃料研究棟の使用に支障を及ぼすと認めたときは、福島燃料材料試験部長及び核燃料取扱主務者に通報する。

４　福島燃料材料試験部長は、前項の通報を受けたときは、その状況を確認し、所長に通報する。

第６章　放射線管理

（管理区域の区分）

第２３条　燃料研究棟に係る管理区域の区分は、別図に示すとおりとする。

（放射線測定機器）

第２４条　第２編第３２条第１項に規定する燃料研究棟に係る放射線測定機器は、別表第１０及び別表第１１に掲げるとおりとする。

（放射線測定機器の警報装置の作動条件）

第２５条　放射線管理第２課長は、別表第１２に掲げるところにより警報装置が作動するよう設定する。

別表第１の１　最大取扱量（グローブボックス）（第６条、第２０条関係）

グローブボックス	Pu+^{235}U (g)	U+Th (g)	ユニットにおけるPu+^{235}U (g)	グローブボックス	Pu+^{235}U (g)	U+Th (g)	ユニットにおけるPu+^{235}U (g)
１０１－Ｄ	２２０	８８０		２０２－Ｄ	２２０	８８０	２２０
１０２－Ｄ	２２０	８８０	２２０	２１１－Ｗ	５０	２００	２２０
１０３－Ｄ	２２０	８８０		２１２－Ｄ	２２０	８８０	２２０
１０４－Ｄ	２２０	８８０		３０１－Ｄ	２２０	８８０	
１０５－Ｄ	２２０	８８０		３０２－Ｄ	２０	８０	２２０
１０６－Ｄ	２２０	８８０		３０３－Ｄ	２０	８０	
１０７－Ｄ	２２０	８８０		７０１－Ｄ	２２０	８８０	
１０８－Ｄ	２２０	８８０		７０２－Ｄ	２０	８０	２２０
１１３－Ｄ	２２０	８８０		７１１－Ｄ	２２０	８８０	２２０
１１４－Ｄ	２２０	８８０	２２０	８０１－Ｗ	２２０	８８０	
１１５－Ｄ	２２０	８８０		８０２－Ｗ	１１０	４４０	２２０
１２３－Ｄ	２２０	８８０		８１１－Ｄ	２２０	８８０	
１２４－Ｄ	２２０	８８０	２２０	８１２－Ｄ	２２０	８８０	２２０
１３１－Ｄ	２２０	８８０		８２１－Ｄ	２２０	８８０	２２０
１３２－Ｄ	２２０	８８０		９０１－Ｄ	１１０	４４０	
１４２－Ｄ	１００	４００	２２０	９０２－Ｄ	１１０	４４０	２２０
１４３－Ｗ	１００	４００		９１１－Ｄ	１１０	４４０	
２０１－Ｄ	２２０	８８０	２２０	９１２－Ｄ	１１０	４４０	２２０

（注）　・表中のＵは天然ウラン及び劣化ウランとする。
・表中のユニットは臨界安全管理上の単一ユニットであり、そのPu+^{235}U量は核的制限値とする。

別表第１の２　最大取扱量（フード）（第６条、第２０条関係）

フード	Pu+^{235}U（g）	U+Th（g）	フード	Pu+^{235}U（g）	U+Th（g）
Ｈ－１	０．００１６	３，０００	Ｈ－３	—	３，０００
Ｈ－２	—	３，０００	Ｈ－４	—	１０

（注）　・表中のＵは天然ウラン及び劣化ウランとする。

別表第１の３　最大取扱量（実験室等）（第６条、第２０条関係）

使用場所	Pu+^{235}U（g）	U+Th（g）	備考
１０５号室	３０	１２０	廃液一時保管（密封）
１１２号室	３０	１２０	廃棄物非破壊計量（密封）

（注）　・表中のＵは天然ウラン及び劣化ウランとする。
・１０５号室は単一ユニットであり、Pu+^{235}U量は核的制限値とする。

別表第２　警報装置の作動条件（第７条関係）

区分	警報装置	作動条件
本体施設	グローブボックス内負圧	室内に対し５０Ｐａ以下及び５４０Ｐａ以上
	グローブボックス内温度	６０℃以上
	実験室内水素濃度	１％超過
特定施設	非常用電源	非常用電源異常停止
	排気第１系統ダクト内負圧	室内に対し７８０Ｐａ以下
	廃液貯槽（№１、№２）	容積の９０％以上
	圧縮空気圧力	０．４９ＭＰａ以下

別表第３　常用負圧維持値（第８条関係）

設備等	負圧維持値
排気第１系統ダクト	室内に対し７８０Ｐａ以上
建家全体	非管理区域から管理区域へ空気が流れること。

別表第４　保安上重要な設備等（第９条、第１２条関係）

区分	施設	設備等
本体施設	使用施設	(1)　グローブボックス
		(2)　警報装置
特定施設	廃棄施設	(1)　気体廃棄設備
		(2)　液体廃棄設備
	上記以外の施設	(1)　電源設備
		(2)　空気圧縮設備

別表第５　作業開始前及び終了後の点検（第１１条関係）

区分	設備等	検査項目
本体施設	グローブボックス	(1)　負圧が正常に維持されていること。
		(2)　グローブ及びビニルバックに損傷がないこと。
		(3)　外部汚染のないこと。
特定施設	電源設備	電圧、電流、電力等が正常であること。
	気体廃棄設備	電圧、電流、操作機器等が正常であること。
	液体廃棄設備	(1)　警報水位以下であること。
		(2)　バルブ等が正常であること。
	空気圧縮設備	電圧、空気圧力等が正常であること。

別表第６　施設定期自主検査項目（第１４条関係）

区分	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本体施設	建家	—	外観検査
	グローブボックス	負圧計	作動検査（校正を含む）
		ボックス本体	外観検査
		しゃへい体	外観検査
	フード	—	風速検査
	警報設備	警報装置	警報作動検査
	プルトニウム・濃縮ウラン貯蔵設備	プルトニウム・濃縮ウラン貯蔵棚	未臨界性確認検査
	専用運搬車	—	未臨界性確認検査
特定施設	電源設備	非常用受電機器	機能検査
	気体廃棄設備	排風機	風量・風向検査
			作動検査
		フィルタ装置	捕集効率検査
	液体廃棄設備	廃液貯槽	漏えい検査
	警報設備	警報装置	警報作動検査
	空気圧縮設備	空気圧縮機	作動検査

別表第７　巡視及び点検（第１７条関係）

区分	設備等	確認事項	ひん度
本体施設	グローブボックス	負圧が正常に維持されていること。	１回／日
特定施設	電源設備	表示灯、計器、機器温度等が正常であること。	１回／日
	気体廃棄設備	表示灯、計器、機器温度、ベルト、油量等が正常であること。	１回／日
		フィルタの差圧が正常であること。	１回／月
	液体廃棄設備	水量計の指示計、表示灯、貯槽及び各機器が正常であること。	１回／日
	空気圧縮設備	表示灯、計器、機器温度、ベルト、油量等が正常であること。	１回／日

別表第８　核燃料物質の年間予定使用量（第１８条関係）

核燃料物質の種類	年間予定使用量	
	最大存在量	延べ取扱量
劣化ウラン	１ｋｇ	１ｋｇ
天然ウラン	４０ｋｇ	４０ｋｇ
濃縮ウラン（濃縮度２０％未満）	２ｋｇ（^{235}Ｕ量４００ｇ）	２ｋｇ（^{235}Ｕ量４００ｇ）
プルトニウム（非密封）	５．５ｋｇ	５．５ｋｇ
トリウム	１ｋｇ	１ｋｇ

別表第９　核燃料物質の貯蔵制限量（第１９条、第２０条関係）

[redacted]			種類	形態	貯蔵箱１個に格納する貯蔵容器の数	貯蔵容器１個に対する（Ｐｕ＋^{235}Ｕ）貯蔵制限量	貯蔵箱１個に対する（Ｐｕ＋^{235}Ｕ）貯蔵制限量
場所	設備名称	貯蔵箱No.					
[redacted]	プルトニウム・濃縮ウラン貯蔵箱	No.１～No.１４	プルトニウム・濃縮ウラン及びその化合物	固体（粉末、ペレット、結晶等）	各最大５個	各３００ｇ	各１，５００ｇ
		No.１５ No.１６	濃縮ウラン及びその化合物				濃縮ウランで各１，０００ｇ
	燃料棒貯蔵箱	—	プルトニウム・濃縮ウラン及びその化合物	燃料棒	貯蔵棚に１個		—
[redacted]			種類	形態	ウラン又はトリウム貯蔵制限量		
場所	設備						
[redacted]	天然ウラン・劣化ウラン貯蔵箱	No.１～No.１５	天然ウラン・劣化ウラン及びその化合物	固体	各１０，０００ｇ		
		No.１６	トリウム及びその化合物	固体	１，０００ｇ		

［Ｐｕ＋^{235}Ｕに係る貯蔵制限量は核的制限値である。また、Ｐｕ＋^{235}Ｕの貯蔵箱は単一ユニットである。］

別表第１０　放射線測定機器の測定箇所（第２４条関係）

機器種別	測定箇所	指示範囲	数量	測定目的	測定線種
排気ダストモニタ	排気口	１～１０^{6} ｍｉｎ$^{-1}$ 注）	１	排気中の放射性塵埃濃度の連続監視	アルファ線
室内ダストモニタ	施設内	１～１０^{6} ｍｉｎ$^{-1}$ 注）	１	管理区域内空気中の放射性塵埃濃度の監視	アルファ線
ガンマ線エリアモニタ	施設内	０～１０^{3} μＳｖ／ｈ	５	管理区域内の線量当量率の連続監視	ガンマ線

注）計数率を示す。

別表第１１　放射線測定機器及び設置場所（第２４条関係）

機器種別	設置箇所	数量	測定目的	測定線種
ハンドフットクロスモニタ	管理区域出入口	１	手、足、衣服等の表面密度の検査	アルファ線
表面汚染検査用サーベイメータ	施設内	—	床及び機器等の表面密度の測定	アルファ線ベータ線
ガンマ線サーベイメータ		—	線量当量率の測定	ガンマ線

別表第１２　放射線測定機器の警報装置の作動条件（第２５条関係）

測定機器	測定対象	測定線種	警報装置の作動条件　注）
排気ダストモニタ	排気口の放射性塵埃の濃度	アルファ線	１日平均して３×１０$^{-8}$Ｂｑ／ｃｍ^{3}以上

注）警報装置の作動条件の値は、バックグラウンドを除く値とする。
なお、この値より低い値で作動させることができるものとする。

核物質防護の観点からマスキングを施しています。

放射線作業連絡票①

提出経路（作業前）作業担当課→放射線管理チームリーダー→管理区域管理者→作業担当課長（保存責任者）→写し配布→管理区域管理者／放射線管理チーム

受付番号	放管 HL(F)29 − 016		平成 29 年 5 月 24 日
件名	核燃料物質の貯蔵作業		作業担当課 [redacted]
			作業担当者 [redacted]
場所	燃料研究棟 101 号室、他	予定期間	H29・6・1 ～ H29・6・30
作業従事者	職員等 7 名、（年間請負業者 6 名）、外来作業者等 0 名（事業所名 ）		
作業の種類	□経験のない作業 ■定常的な作業 □その他（ ）		
作業概要	核燃料物質の不適切な管理に係る改善作業として、グローブボックス等から核燃量貯蔵庫へ収納を行う。（詳細は別添 1 参照）		

防護具及び測定器						
頭部	呼吸保護具	身体	手	足	測定器
■特殊作業帽子 □ポリエチレン帽子 □防塵眼鏡 □放射線防護眼鏡 □	■半面マスク □全面マスク □エアラインマスク □	□黄色実験衣 ■特殊作業衣 □タイベックスーツ □ビニールアノラック □浄気式加圧服 □エアラインスーツ	■布手袋 ■ゴム手袋 □腕カバー □含鉛ゴム手袋 □	■RI 作業靴 □RI 長靴 □ｵｰﾊﾞｰｼｭｰｽﾞ □靴カバー □	□ガラスバッジ ■OSL バッジ □リングバッジ □不均等ｶﾞﾗｽﾊﾞｯｼﾞ □不均等 OSL バッジ ■ポケット線量計 □アラームメータ □TLD

作業場の予想レベル					被ばく低減措置
線量当量率（μSv/h）	□＜1	■ 1～25	□＞25		□線源・廃棄物等の移動 ■作業時間管理 □遠隔操作・遮へい □局所排気・グリーンハウス ■汚染拡大防止措置 □その他 （ ）
線量（mSv）	■＜0.1	□ 0.1～1	□＞1		
空気中濃度	■＜検出下限	□検出下限～(DAC)			
表面密度（Bq/cm²）	β(γ) ■＜0.4	□0.4～40	□＞40		
	α ■＜0.04	□0.04～4	□＞4		
（平成 29 年 5 月 11 日現在）					

放射線管理 ☑立 会（□作業開始前 ☑随時 □連続 □作業終了後） □モニタリング

放管との打合せ事項

打合せ日：平成'29年 5月 30日

・随時、線量当量率及び表面密度を確認すること

・核燃料物質をグローブボックスから搬出する際は、放管に連絡すること。

同意印	管理区域管理者	確認印	放射線管理チーム		作業担当課		
			チームリーダー	担当	課長	係長	担当者
	[redacted]		[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

注 1 太線内は作業担当課担当者が記入すること。

2 当連絡票は、作業前に放管へ提出すること。

保存期間	1 年

日本原子力研究開発機構

個人情報保護の観点からマスキングを施しています。

添付資料 ③

燃料研究棟
本体施設・特定施設共通作業要領

平成 29 年 3 月

燃料研究棟 本体施設・特定施設共通作業要領								
No.3	燃料研究棟における作業計画区分							
平成28年10月11日改定	承認	[redacted]	同意	[redacted]	審査	[redacted]	作成	[redacted]

1．適用範囲

本要領は、大洗研究開発センターの規程類、（北地区）核燃料物質等使用施設等保安規定（以下、保安規定という。）、燃料研究棟使用手引及び燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領に基づき、燃料研究棟で行われる作業の作業区分と計画書等の関連を整理したものである。

2．定義

(1)計画書

計画書とは、放射線作業届、放射線作業連絡票、一般作業計画書、非定常作業計画書をいう。

(2)計画書等

計画書等とは、計画書及び計画書に添付される放射線安全チェックリスト、一般安全チェックリスト、使用許可チェックリスト、保安規定チェックリスト、安全作業手順書、リスクアセスメント（ＳＲＡ又はＤＲＡ）をいう。

3．計画書の起案について

燃料研究棟における作業の安全管理のため、作業の区分に応じて４項に示す計画書を起案し、燃料試験課長の承認を得た後に作業を実施する。

計画書の起案（作成）に当たっては、燃料研究棟 本体施設・特定施設共通作業要領 「No.4 安全作業手順書の作成要領」に基づくとともに、作業関係者が、何が重要か判るように、作業範囲、ホールドポイント等を明確に記載すること。

また、計画書において作業体制を明確にし、TBM 等により作業関係者が計画書等を必ず確認すること。

起案に当たっては、事前の現場確認、作業手順の分析等により、安全確保のための注意点、手順等を確認し、確認結果を安全作業手順書等（計画書等）に反映すること。また、作業責任者は、安全作業手順書等（計画書等）への反映について確認すること。

3-1 計画書の起案の頻度

定常作業、非定常作業、放射線作業、非放射線作業、請負、非請負にかかわらず、作業を計画する都度を原則とする。

計画書の起案にあたっては、５項に示す作業区分と計画書等の関連に則り、必要なチェックリスト等を添付する。

ただし、研究に伴う実験行為（実験装置の修理やスポットの作業請負による作業は除く。以下同じ。）については、以下により安全作業手順書の添付は不要とする。

①燃料研究棟使用実施計画の項目（研究の目的）ごとに放射線作業連絡票などの計画書を細分化して起案する。

②研究に伴う実験手順の中で想定されるリスクをとその安全対策について、一般安全チェックリストと放射線安全チェックリストでリスクを抽出して、その安全対策を定め、計画書に添付する。

3-2 計画書の作業期間

計画書で想定する作業期間は、原則３か月とする。

個人情報保護の観点からマスキングを施しています。

3-3 計画書の内容に変更の必要が生じる場合

承認を得た計画書の内容に変更が生じる場合は、変更の内容を反映した計画書を起案して燃料試験課長の承認を得る。ただし、予め燃料試験課長と協議の上、その変更の内容が大洗研究開発センター品質保証計画書「燃料材料試験施設に係る要領書」燃材-QAS-施-大-01-02 の 3.　軽微な変更の基準に該当する軽微なものである場合は、施設管理者（燃料試験課長）に口頭での了解を得、作業を行い、作業終了後に同要領書に従って様式-1 作業要領（承認文書）の軽微な変更記録を作成する。

3-4 計画した作業において他部署が関係する場合

計画した作業において他部署が関係する場合は、関係者間で異常時の速やかな連絡・設備の不具合に対する措置が行えるよう、作業計画時に体制及び手順を明確にすること。

3-5 計画外作業について

計画外の作業は禁止する。また、本要領に基づき作成する計画書に計画外の作業を禁止することを記載する。

4．計画書等の定義先と運用の概要

以下に計画書等の定義先と運用の概要を示す。詳細については、それぞれ定義先を参照のこと。

4-1 放射線作業

(1)放射線作業届

①定義先

・保安規定第 1 編第 1 章第 3 条(8)

②運用の概要

・保安規定　第 2 編第 1 章第 2 節第 16 条、同第 17 条に基づく

・(北地区) 放射線安全取扱手引第 6 章 6.3 項に基づく

・燃料研究棟使用手引　第Ⅳ編第 1 章 1.2 項に基づく

(2)放射線作業連絡票

①定義先

・保安規定第 1 編第 1 章第 3 条(8)

②運用の概要

・保安規定　第 2 編第 1 章第 2 節第 16 条、同第 17 条に基づく

・(北地区) 放射線安全取扱手引第 6 章 6.3 項に基づく

・燃料研究棟使用手引　第Ⅳ編第 1 章 1.2 項に基づく

4-2 一般作業(非放射線作業)

(1)一般作業計画書

①定義先

・燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領　No.5「一般作業の安全管理」

②運用の概要

・燃料研究棟における作業安全管理の自主的な保安活動として運用する。

・一般作業（非管理区域での作業及び管理区域での非放射線作業）で、特に安全確保上必要とする場合に作成する。

(2)非定常作業計画書

①定義先・運用の概要

大洗研究開発センター　非定常作業の安全管理要領

②運用の概要

非定常作業に適用する。ただし、作業計画書が、(北地区) 放射線安全取扱手引、安全管理仕様書等の他の要領等に従って作成・承認され、その内容が非定常作業の安全管理要領 4.(1)で要求している非定常作業計画書と同等である場合は、この限りでない。

4-3 安全チェックリスト等

(1)放射線安全チェックリスト

①定義先

・燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領　No.6「燃料研究棟における放射線安全チェックリストの運用」

②運用の概要

・燃料研究棟における作業安全管理の自主的な保安活動として運用する。

・放射線作業届又は放射線作業連絡票を起案する際に作成し、添付する。

(2)一般安全チェックリスト

①定義先

・大洗研究開発センター　安全管理仕様書

・燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領　No.5「一般作業の安全管理」

②運用の概要

・燃料研究棟における作業安全管理の自主的な保安活動として運用する。

・一般作業計画書、非定常作業計画書、放射線作業届又は放射線作業連絡票を起案する際に作成し、添付する。

(3)使用許可チェックリスト及び保安規定チェックリスト

①定義先

燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領　No.7「燃料研究棟における使用許可チェックリスト、保安規定チェックリストの運用」

②運用の概要

・燃料研究棟における作業安全管理の自主的な保安活動として運用する。

・計画書を起案する際に保安規定チェックリストを作成し、放射線作業届又は放射線作業連絡票については加えて使用許可チェックリストを作成し、添付する。

(4)安全作業手順書

①定義先

燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領　No.4「安全作業手順書の作成要領」

②運用の概要

・燃料研究棟における作業安全管理の自主的な保安活動として運用する。

・計画書を起案するにあたって、以下の場合に作成する。

a)作業要領に定めのない作業を計画する場合であって、計画書の様式に手順等が書ききれない場合に作成し、添付する。

b)複数の作業要領の組み合わせにより作業を計画する場合であって、計画書の様式にその関連が書ききれない場合作成し、添付する。

c)放射性廃液設備等の機器を分解・再組立てする場合に作成し、添付する。(手順書通りに行われていることが確認できるようにチェックシート方式とすること)

5．作業区分と計画書等の関連

作業区分に対する計画書の適用とチェックリスト等の添付の関係を以下に示す。

作業区分 ＼ 計画書	管理区域内での作業（請負／非請負）				非管理区域での作業（請負／非請負）		チェックリスト等の添付					
	放射線作業		非放射線作業（一般作業）		一般作業		保安規定チェックリスト	使用許可チェックリスト	一般安全チェックリスト	放射線安全チェックリスト	リスクアセスメント	安全作業手順書（非請負）
	定常	非定常（経験のない作業）	定常	非定常	定常	非定常						
放射線作業届	○	○	－	－	－	－	○	○	○	○	○	▲
放射線作業連絡票	○	○	－	－	－	－	○	○	○	○	○	▲
一般作業計画書	－	－	○	－	○	－	○	－	○	－	○	▲
非定常作業計画書	－	○※	－	○※	－	○※	○	－	○	－	○	▲

凡例　○：適用、添付必要

▲：安全作業手順書は、非請負かつ作業要領に定められていない作業であって、計画書の様式に手順や安全対策を書ききれない場合に添付する。ただし、研究に伴う実験手順などには適用しない。
請負作業の場合は、請負契約の提出書類に基づく作業要領や作業手順書で代替する。

－：非適用、添付不要

※：放射線作業届、放射線作業連絡票、一般作業計画書が、（北地区）放射線安全取扱手引、安全管理仕様書等の他の要領等に従って作成・承認され、その内容が非定常作業の安全管理要領4.(1)で要求している非定常作業計画書と同等である場合は、当該作業計画書に代えることができる。

5

(5)リスクアセスメント

①定義先

・大洗研究開発センター　リスクアセスメント管理運営規則

・大洗研究開発センター　リスクアセスメント実施要領

②運用の概要

・計画書を起案する際に作成し、添付する。

・リスクアセスメントの実績があり、且つ、過去に事故・災害の発生がなかった作業であって、作業単位メンバーの半数以上に変更がない時などについては、省略することもできる。詳細は、リスクアセスメント実施要領に従うこと。

・前項に基づき、計画書の起案にあたってリスクアセスメントを省略する場合は、当該計画書又は添付する安全作業計画書に過去のリスクアセスメントのナンバーを記載すること。

・一般安全チェックリスト及び放射線安全チェックリストの該当した項目については、原則としてリスクアセスメントの評価項目に反映する。

4

添付資料　④

別添１

平成 29 年 5 月 24 日
燃料試験課

燃料試験課長	燃料高温科学研究ｸﾞﾙｰﾌﾟﾘｰﾀﾞｰ（確認）	作業責任者	現場責任者
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

核燃料物質の貯蔵作業

１．目的

AGS メモ燃料研究棟における核燃料物質の不適切な管理の改善計画【2016（AGS）011102】に基づき、燃料研究棟グローブボックス内およびフード内に存在している核燃料物質を核燃料貯蔵庫に収納する。

２．作業方法

(1)核燃料物質の確認及び貯蔵作業

グローブボックスおよびフード内に存在している核燃料物質について、現状を再確認して整理、集番を行い、核燃料貯蔵室に移動する。

また、核燃料貯蔵室への核燃料物質の移動に付随して貯蔵容器の点検と汚染検査をフード H-1 で行う。

【6 月対象試料】

- 101 号室：1 試料
- 102 号室：1 試料
- 103 号室：2 試料
- 108 号室：1 試料

(2)資材のバッグイン

燃料研究棟本体施設作業要領No.1「グローブボックス物品搬入（バックイン）」及びNo.8「アルゴン系グローブボックス物品搬出入」に基づく。

(3)資材及び核燃料物質のバッグアウト

燃料研究棟本体施設作業要領No.2「グローブボックス物品搬出（バックアウト）」及びNo.8「アルゴン系グローブボックス物品搬出入」に基づく。

(4)核燃料物質の取扱い

核燃料物質の取扱いに関しては、燃料研究棟本体施設作業要領No.39「空気中で化学的に活性な核燃料物質の取扱い」及び燃料研究棟本体施設作業要領No.44「漏えいするおそれのある粉末の核燃料物質の制限管理」に基づき取扱いを行う。

(5) その他

必要に応じて燃料研究棟本体施設作業要領No.4「グローブボックスビニルバック交換」に

個人情報保護の観点からマスキングを施しています。

基づき、グローブボックスのビニルバッグを交換する。

３．作業場所

燃料研究棟 101、102、103、108、[redacted]室及びフード(H-1)

４．作業体制、指揮命令

(1)作業責任者

[redacted]

(2)現場責任者

[redacted]

(3)作業従事者

[redacted]

※1：年間請負の作業者

※2：安全管理については[redacted]の指示に従い、作業を行うものとする。

５．作業予定日

平成 29 年 6 月 1 日～平成 29 年 6 月 30 日

６．安全対策

(1) 燃料研究棟本体施設作業要領No.32「グローブボックスの安全作業」に基づく。

(2) 燃料研究棟本体施設作業要領No.33「フードの安全作業」に基づく。

(3) 本計画書で計画していない計画外の作業を禁止する。

７．異常が認められた場合の処置

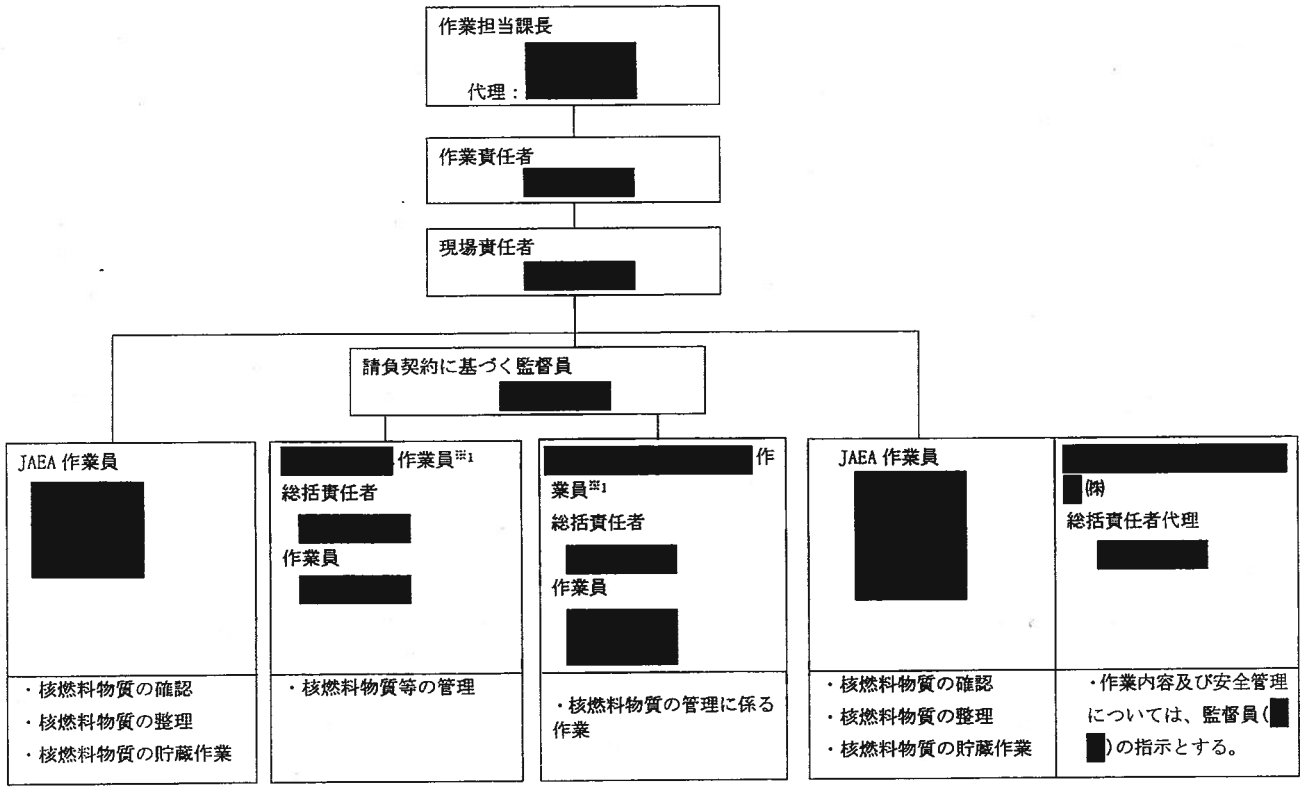
燃料研究棟使用手引第５章異常時及び非常事態の措置に基づく。

８．リスクアセスメント

平成 29 年 5 月 24 日作成「核燃料物質の貯蔵作業」（参照）

個人情報保護及び核物質防護の観点からマスキングを施しています。

作業実施体制



※1：年間請負の作業者について

(株)[redacted]総括責任者([redacted] 代理：[redacted])の指示に従い作業を行う。

(株)[redacted]総括責任者([redacted] 代理：[redacted])の指示に従い作業を行う。

個人情報保護の観点からマスキングを施しています。

添付資料 ⑤

一般安全チェックリスト

(1／3)

担当課室長	作業責任者	現場責任者
5月29日 [redacted]	5月29日 [redacted]	5月29日 [redacted]

作業件名　核燃料物質の貯蔵作業

点検項目		危険予知のヒント	該当 する	該当 しない
(人の対応等に関するもの)				
①	マニュアル、手順書等は整備されているか、内容は適切か最新の事故トラブル情報を反映しているか。＊	(関連マニュアル名称を記載すること。) 1. 燃料研究棟本体施設作業要領No.1「グローブボックス物品搬入（バックイン）」 2. 燃料研究棟本体施設作業要領No.2「グローブボックス物品搬出（バックアウト）」 3. 燃料研究棟本体施設作業要領No.4「グローブボックスビニルバック交換」 4. 燃料研究棟本体施設作業要領No.8「アルゴン系グローブボックス物品搬出入」 5. 燃料研究棟本体施設作業要領No.32「グローブボックスの安全作業」 6. 燃料研究棟本体施設作業要領No.33「フードの安全作業」 7. 燃料研究棟本体施設作業要領No.39「空気中で化学的に活性な核燃料物質の取扱い」 8. 燃料研究棟本体施設作業要領No.44「漏えいするおそれのある粉末の核燃料物質の制限管理」	○	
②	危険物等を取り扱うか。	消防法危険物、有機溶剤、特化物、毒劇物、腐食性ガス、その他可燃性ガス類（スプレー缶、LPG 等）、SDS の配置、取扱可能場所か、消火器の準備、同一作業場の同時火気使用厳禁、トレイの必要性、使用した可燃性溶剤等の蒸発滞留、同室他作業者の有無、換気は十分か	○	
3	高圧ガスを取り扱うか。	水素、酸素、アセチレン、窒素、圧縮空気、液化石油ガス、ボンベの転倒防止策、接続部の漏洩、表示の有無		レ
4	高圧空気を取り扱うか。	圧空ライン、コンプレッサー、ベビコン、ユーティリティ運転者への確認、タグ表示		レ
5	真空を取り扱うか。	真空ライン、真空ポンプ、吸込まれ、排気は適切か。		レ
6	高圧蒸気・高圧水を取り扱うか。	ジェッター、ホース等のはね返り、試運転の必要性（使用前通気通水の確認）、接続部の漏洩、ホース等のはね返り		レ
⑦	重量物を取り扱うか・摩擦は発生するか。	重量、形状、吊具強度、運搬取扱用具、運搬方法、防護具（革手袋）、囚ばく方法、通路の状況、足場の確保、有資格者（玉掛け、クレーン等）	○	
8	停止する機器はあるか。	操作盤、電動機器、回転機械、コンプレッサー、停止タグ(操作禁止タグ)		レ
9	明るさに対する配慮が必要か	採光、照明、暗、まぶしさ、仮設照明が必要か。		レ
⑩	保護具は準備したか。	ヘルメット、安全靴、革手袋、安全帯、特殊な保護具が必要か	○	
11	有資格者を選任、指名する必要があるか。	酸欠危険作業主任者、圧力容器取扱作業主任者、ガス溶接作業主任者、特化物等作業主任者、クレーン運転士、フォークリフト運転有資格者、危険物保安監督員、高圧ガス保安係員		レ
12	使用経験のない工具類や方法を採用しているか。	取扱手順書の整備、モックアップ試験の必要性		レ
(物、装置及び作業場に関するもの)				
13	転落・墜落のおそれはあるか。	足場、はしご、脚立、ローリングタワー、滑り止め、高所、車上荷積、仮設足場の確保、脚立の固定、手すりの有無、開口部の有無、補助者の必要性		レ
14	転倒のおそれはあるか。	床の凹凸、段差、油、水、凍結、床材、靴底、仮設構築物当の転倒防止措置、荷崩れ防止措置、現場の養生、注意事項		レ
15	崩壊のおそれはあるか。	荷積の高さ、転がり止め、素掘り、支持枠、足場強度、荷崩れ防止措置、作業場の確認、作業立会者		レ
16	落下物のおそれはあるか。	不安定物、囚ばく、頭上作業、足下作業、吊荷、保護ネットの有無、立入禁止表示（網張り）		レ
⑰	擦刺のおそれはあるか。	刃物、突起物、ガラス器具、ワイヤー、保温材の板金材等、現場の養生、革手袋	○	
18	狭窄のおそれはあるか。	タンク内、配管間、すき間、マンホール、足場、車輌誘導、タグ表示、補助作業者、仮設照明、保護具（ヘルメット等）		レ

個人情報保護の観点からマスキングを施しています。

(2／3)

点検項目		危険予知のヒント	該当 する	該当 しない
19	巻込み、挟込みのおそれはあるか。	ベルトコンベアー、回転機器等安全カバー、ドア開閉、作業衣類（袖口、裾）、長尺工具類、作業場所の確認		レ
20	火災発生のおそれはあるか。（発火源を使用するか）	ガスバーナー、グラインダー、サンダー、溶接・溶断機、高温体（高温蒸気等が流れる配管表面ヒーター等）、静電気火花、電気機器（漏電・スパーク）、消火器の配置、現場の養生、スパッターシート等の使用、火花の飛散落下対策、火気使用の表示、同一区域の作業者への周知、火と可燃性溶剤等（危険物、有機溶剤、スプレー缶等）の同時使用厳禁、可燃性滞留ガスの確認（換気・臭い・検知器・その他）、火気使用後の残火確認、監視人、火気使用許可、火気使用チェックシート		レ
21	粉塵発生のおそれはあるか。	混合、ヒューム、粉砕、はつり、局所排気、フィルターの目詰まり、他室への影響（電気設備等）		レ
22	爆発・破裂・飛散のおそれはあるか。	異常反応、乾燥、ガス、混合保管、乾固、系内液抜、残圧、容器の昇圧、爆発性ガス、Na 洗浄時の水素濃度		レ
23	電気災害発生のおそれはあるか。	感電、停復電、漏電、絶縁不良、ショート、接続不良、アース、仮配線、活線、通電中タグ、操作禁止タグ、検電、接地、ジャンパーリフト管理、電気保護具		レ
24	高温・低温接触のおそれはあるか。	ヒーター、加熱物、サンドバス、乾燥器、ドライアイス、液体窒素、液化ガス類、接触禁止タグ		○
25	噴出、漏洩のおそれはあるか。	弁、フランジ、パッキン、閉止盲、安全弁（破壊板）、ガス抜き、残圧、残液、オバーフロー		レ
26	振動・騒音のおそれはあるか。	回転機械、エアハンマー、チェンソー、コンプレッサー、往復運動機械、保護具(耳栓等)、連絡票の発行、落下の確認、ボルトの緩み		レ
27	腐食のおそれはあるか。	塩害、腐食性試薬（酸、アルカリ）、材質劣化、減肉等、換気の確認		レ
28	酸欠・窒息のおそれはあるか。	酸素濃度 18%以上、硫化水素 10ppm 以下、一酸化炭素 50ppm 以下、窒息性ガス、ドライアイス、酸欠危険作業主任者、Ar 溶接、換気の確認		レ
㉙	ホールドポイントは明確か。	放射能汚染、放射線線量率，被ばく線量，空調等他への影響，立会い確認，試験・検査，重要手順	○	
30	適正な治工具類や方法を採用しているか。	擦刺、狭窄、巻き込み、挟み込み、摩擦力、感電等電気災害、火災、火傷、高温・低温接触、粉塵、噴出、漏洩、爆発・破裂・飛散、振動・騒音、腐食酸欠・窒息、強度		レ

(注)　該当欄が「しない」場合は、レ印とする。「する」場合は○で印し、その対策を本様式の（3／3）に記載する。
また、当該すると判断した点検項目番号、危険予知のヒント(必要に応じて追記)にも○で印す。

＊　類似作業等による作業手順の反映、事故トラブル事例の安全対策等の関連項目の反映等

安　全　対　策

別添：有・(無)

〔点検項目〕		〔安全対策〕
1	作業要領、手順書等は整備されているか、内容は適切か	適用する作業要領は以下の通り。 1. 燃料研究棟本体施設作業要領No.1「グローブボックス物品搬入（バックイン）」 2. 燃料研究棟本体施設作業要領No.2「グローブボックス物品搬出（バックアウト）」 3. 燃料研究棟本体施設作業要領No.4「グローブボックスビニルバック交換」 4. 燃料研究棟本体施設作業要領No.8「アルゴン系グローブボックス物品搬出入」 5. 燃料研究棟本体施設作業要領No.32「グローブボックスの安全作業」 6. 燃料研究棟本体施設作業要領No.33「フードの安全作業」 7. 燃料研究棟本体施設作業要領No.39「空気中で化学的に活性な核燃料物質の取扱い」 8. 燃料研究棟本体施設作業要領No.44「燃えいするおそれのある粉末の核燃料物質の制限管理」
7	重量物を取り扱うか・摩擦は発生するか。	貯蔵容器を貯蔵棚から取り出すとき周囲を確認してから取り出す。 移動に際して、容器に核燃料が収納されている場合は専用運搬車を用いて運搬する。
2	危険物を取り扱うか	①アルパス（エタノール）を使用する際は、火気を使用しない。(SRA No.2) ②アルパス（エタノール）を使用する際は、周囲に火気が無いことを確認する。(SRA No.2)
10	保護具は準備したか	①グローブボックス作業：安全靴（ＲＩ作業靴）を履き、半面マスクを着用する。 ②ビニルバッグ取扱作業：安全靴（ＲＩ作業靴）を履き、半面マスクを着用する。 ③フード作業：安全靴（ＲＩ作業靴）を履き、半面マスクを着用する。
17	擦傷のおそれはあるか	突起物を有する工具等を取扱う時は、革手袋を使用する。(SRA No.3)
29	ホールドポイントは明確か	・ビニルバッグを溶着する時は、溶着状態を２人以上で確認する。(SRA No.1) ・グローブ操作及びビニルバッグの操作を行う際は、急激な負圧の変動を避けるためゆっくりと操作を行う。(SRA No.3) ・試料のIDを２名以上で確認してからバッグアウト作業に入る。

安全対策についてリスクアセスメントと関連するものについては、リスクアセスメント表のNo.を記載すること。

様式1，4

簡易リスクアセスメントシート（SRAシート）

No.

課室長	課室代	ＴＬ	担当

社名：

責任者	担当

作業件名	核燃料物質の貯蔵作業

参加者：[redacted]

作 成 ：平成29年5月24日

（日付）

1．危険源に接近した時災害が発生する可能性：P	点数
確実に発生 （誰もが回避不能）	6
可能性が高い （注意すれば回避可能）	4
可能性がある （通常の意識で回避可能）	2
ほとんどなし （うっかりしなければ回避可能）	1

損傷の程度：D	点数
著しい損傷	5
主要部分の損傷	4
部分的な損傷	3
一部の損傷	2
ほとんどなし	1
なし	0
環境への影響：E	点数
施設外への漏えい	5
施設内への漏えい	3
当該設備周辺への漏えい	2
ほとんどなし	1
なし	0

2．災害の重大さ：I			2.' 被ばくの重大さ		
傷害レベル	負傷等	点数	線量レベル	被ばく	点数
致命的	死亡 Or 永久労働不能Or 身体障害残留（労働障害等級14級以上）	10	超 過	個人被ばく 50mSv以上	10
重 度	入院 身体障害残留（労働障害等級8～14級）	6	限 度	個人被ばく 50mSv未満 20mSv以上	6
中 度	医師による手当・診断 休業災害（入院なし） 完治可能障害	3	制 限	個人被ばく 20mSv未満 13mSv以上	3
軽 度	軽症（医師による手当有り休業なし）	2	警 戒	個人被ばく 13mSv未満 1mSv以上	2
軽度未満	軽症未満（職場手当後復帰）	1	警戒未満	個人被ばく 1mSv未満	1

3.危険要因へ接近する頻度：F				
接近頻度の目安 ＼ 接近頻度	作業期間中に接近する回数	作業期間中に接近する時間（日数）		点数
		1週間程度の作業	1ヶ月程度の作業	
頻繁	毎日複数回	4日程度以上	3週間程度以上	4
多い	毎日1回程度	2～3日程度	2～3週間程度	3
時々	2～3日に1回程度	1日程度	1週間程度	2
ほとんどなし	1回程度	半日程度	2～3日程度	1

4．リスクレベル：R		
リスクレベル	リスクポイント	判定結果及び指置原則
Ⅴ	71～	許容不可能	十分な経営資源を投入しリスクを下げること。不可能であれば作業禁止。
Ⅳ	36～70	重大な問題あり	必要な経営資源を投入しリスクを下げる必要があり、詳細リスクアセスメントを実施してリスク低減策を再検討する。
Ⅲ	11～35	問題あり	コスト対効果を考慮したリスク低減が必要。不可能であれば可能な範囲の対応を行って部長まで承認を得る。
Ⅱ	6～10	多少の問題あり	コスト増加を伴わない追加管理が必要。
Ⅰ	0～5	許容可能	特段の措置不要。

リスクレベルⅢの場合のKY対応の有無
○有 ●無

危険な工程、ポイントを抽出し評価する。（詳細記述は必要に応じて次頁へ）　　リスクポイント AR＝P＊F＊I　BR＝P＊F＊(D＋E)

No.	検討対象工程（作業の状態）	件数	作業分類	事故の型	事故の起因物	評価時期	P	I	F	D	E	AR	リスクレベル	BR	リスクレベル	措置（改善）事項
1	作業の状態 【バッグイン及びバッグアウト作業】 （ビニル溶着装置でビニルバッグを3ヶ所溶着する。） 1.溶着箇所が損傷し汚染する。 具体的な対策等 ・溶着中にビニルバッグが動かないようにサポート員が補助する。 ・溶着中の溶着状態を2人以上で確認する。	1	L:被ばく・汚染の恐れのある作業(RI等の取扱いを含む)	12 有害物等との接触	515 放射線	改善前	1	1	2	1	2	2	Ⅰ	6	Ⅱ	改善内容分類：（　）
						改善後						0	Ⅰ	0	Ⅰ	
		2				改善前						0	Ⅰ	0	Ⅰ	改善内容分類：（　）
						改善後						0	Ⅰ	0	Ⅰ	
		3				改善前						0	Ⅰ	0	Ⅰ	改善内容分類：（　）
						改善後						0	Ⅰ	0	Ⅰ	
		4				改善前						0	Ⅰ	0	Ⅰ	改善内容分類：（　）
						改善後						0	Ⅰ	0	Ⅰ	

注）リスクレベルがⅢであって課室長がＫＹによる事前確認を認めた場合は、その旨を措置事項に記載する。

様式1，4

No.	検討対象工程（作業の状態）	件数	作業分類	事故の型	事故の起因物	評価時期	P	I	F	D	E	AR	リスクレベル	BR	リスクレベル	措置（改善）事項
2	作業の状態 【ビニルバッグ交換作業】 （バッグポート部に設したOリングを支点に旧ビニルバッグの取付部を折り返す。） 1.旧ビニルバッグを折り返す時に、誤ってビニルバッグが外れてしまい汚染する。 2.除染時にアルパスを使用する際に、火気を同時に使用して火災となる。 具体的な対策等 1.旧ビニルバッグを折り返す時は、Oリングが外れないように注意する。 2.アルパスを使用する際は、火気を使用しない。また、周囲に火気が無いことを確認する。	1	L:被ばく・汚染の恐れのある作業(RI等の取扱いを含む)	12 有害物等との接触	515 放射線	改善前	1	1	2	1	2	2	Ⅰ	6	Ⅱ	改善内容分類：（　）
						改善後						0	Ⅰ	0	Ⅰ	
		2	E:火気(切断工具等の火花を発生するものを含む)を取扱作業	16 火災	512 引火性の物	改善前	1	1	2	2	2	2	Ⅰ	8	Ⅱ	改善内容分類：（　）
						改善後						0	Ⅰ	0	Ⅰ	
		3				改善前						0	Ⅰ	0	Ⅰ	改善内容分類：（　）
						改善後						0	Ⅰ	0	Ⅰ	
		4				改善前						0	Ⅰ	0	Ⅰ	改善内容分類：（　）
						改善後						0	Ⅰ	0	Ⅰ	
No.	検討対象工程（作業の状態）	件数	作業分類	事故の型	事故の起因物	評価時期	P	I	F	D	E	AR	リスクレベル	BR	リスクレベル	措置（改善）事項
3	作業の状態 【核燃物質の整理作業】 1.グローブ操作、ビニルバッグの操作を乱雑に行い、グローブボックスの負圧が正常な範囲を超える 2.グローブボックス内の内装機器や工具等でグローブを損傷し、汚染する。 具体的な対策等 1.グローブ操作、ビニルバッグの操作は、急激な負圧の変動による鼓膜狭鳴を避けるために、ゆっくりと行う。 2.損傷の恐れがある作業は、工具の使用や装置の操作に係わらず必ずグローブに革手袋を着用する。	1	L:被ばく・汚染の恐れのある作業(RI等の取扱いを含む)	12 有害物等との接触	515 放射線	改善前	2	1	2	1	1	4	Ⅰ	8	Ⅱ	改善内容分類：（　）
						改善後						0	Ⅰ	0	Ⅰ	
		2	D:工作作業(発生、加工、配管取付作業を含む)	8 切れ・こすれ	364 手工具	改善前	1	2	2	1	2	4	Ⅰ	6	Ⅱ	改善内容分類：（　）
						改善後						0	Ⅰ	0	Ⅰ	
		3				改善前						0	Ⅰ	0	Ⅰ	改善内容分類：（　）
						改善後						0	Ⅰ	0	Ⅰ	
		4				改善前						0	Ⅰ	0	Ⅰ	改善内容分類：（　）
						改善後						0	Ⅰ	0	Ⅰ	

注）リスクレベルがⅢであって課室長がＫＹによる事前確認を認めた場合は、その旨を措置事項に記載する。

個人情報保護の観点からマスキングを施しています。

添付資料 ⑥

保 安 規 定 チ ェ ッ ク リ ス ト

件 名 ： 核燃料物質の貯蔵作業

確 認 項 目 （保安規定第2編・第3編関係）	適用有無	措置等	保安規定				放射線安全取扱手引		
			編	章	節	条	章	項	様式
第1種又は第2種の一時管理区域の設定の必要はあるか	無		2	1	1	4	2	2.2	2-1-1
→解除したか	無						2	2.2	2-1-2
立入制限区域の設定の必要はあるか	無		2	1	1	5	2	2.2	6-1-1
→設定した場合、立入の許可は与えたか	無		2	1	1	11			
→解除したか	無						2	2.2	6-1-2
放射線業務従事者の指定及び解除の必要はあるか	無		2	1	2	8	4	4.1	4-1
管理区域外への物品の持ち出しはあるか	無		2	1	2	15	6	6.4	6-8-1
放射線作業か	有	放射線作業に該当する。	2	1	3	16			
→放射線作業届に該当するか	無		2	1	3	17	6	6.3	6-3
→放射線作業連絡票か	有	放射線作業連絡票を起票する。					6	6.3	6-5
液体廃棄物は発生するか （放射性廃液は廃液貯槽に流さないこと）	無		3	2	－	4			
廃棄物の仕掛品は発生するか （材質分類困難なものについては事前協議）	有	グローブボックスからのバッグアウト作業及び作業時に着用したゴム手袋等が、廃棄物の仕掛品として発生する。	3	3	－		8	8.3	

確 認 項 目 （保安規定第7編関係）	適用	措置等	保安規定				使用手引き		
			編	章	節	条	編	章・項	様式
手引き			7	1	－	2			
→作業要領はあるか[1)]	有								
→燃料研究棟本体施設作業要領 Ⅰ.本体施設作業要領	有		該当No.1、2、4、8、32、33、39、44						
→燃料研究棟本体施設作業要領 Ⅱ.主要試験装置の機器取扱要領	―		該当No.						
→燃料研究棟特定施設作業要領	―		該当No.						
年間使用計画に基づいているか	無		7	1	－	3	Ⅰ	1・1.4	Ⅰ-1-2
使用実施計画に基づいているか	有	燃料研究棟使用実施計画（H29年6月）に記載する。	7	1	－	4	Ⅰ	1・1.5	Ⅰ-1-3
核燃料物質の最大取扱量を超えないか	無		7	2	－	6	Ⅰ	2・2.1	
警報装置の解除の必要はあるか（検査、補修及び改造等の場合のみ）	無		7	2	－	7		2・2.2	Ⅰ-2-2
負圧維持の解除の必要はあるか（検査、補修及び改造等の場合のみ）	無		7	2	－	8		2・2.2	Ⅰ-2-3
プルトニウム使用表示盤に表示の必要はあるか	有	核燃料物質を使用するグローブボックスで作業行うため、表示する。	7	2	－	10		2・2.3	
計画停電の必要はあるか	無		7	3	－	13		3・3.1	Ⅰ-3-1
修理及び改造計画に該当するか	無		7	3	－	15		3・3.4	Ⅰ-3-3

1) 当該作業の作業要領が無い場合、非請負作業の場合は、計画書の様式の他に作業の内容、手順、安全対策を明記するか計画書に安全作業手順書を添付のこと。 請負作業の場合は、契約に基づく作業手順書等を計画書に添付すること。

使 用 許 可 チ ェ ッ ク リ ス ト　　1/3 別添1

件 名 ： 核燃料物質の貯蔵作業

使用場所	グローブボックス	使用目的	使用の概要	適用有無	解 釈
101号室	１０１－Ｄ（空気雰囲気）	物品搬出入	アルゴンガス雰囲気（102-D～108-D）グローブボックスへ核燃料物質、物品等を搬出入するときのアルゴンガス雰囲気保持のための中継作業を行う。	有	使用目的の通り
	１０２－Ｄ（ｱﾙｺﾞﾝ雰囲気）	高温合成反応	反応炉あるいは小型赤外線加熱炉を使用し、真空、不活性ガス（Ar,He等）、還元性ガス(Ar-8%H2)等の雰囲気下で試料の熱処理等を行う。	無	
	１０３－Ｄ（ｱﾙｺﾞﾝ雰囲気）	粉砕・混合の準備	塊状ペレット等の粉砕、粉末試料の混合の準備等を行う。	無	
	１０４－Ｄ（ｱﾙｺﾞﾝ雰囲気）	粉砕・混合	塊状ペレット等の粉砕、粉末試料の混合等を行う。	無	
	１０５－Ｄ（ｱﾙｺﾞﾝ雰囲気）	秤量	原料、試料等の秤量を行う。	無	
	１０６－Ｄ（ｱﾙｺﾞﾝ雰囲気）	試料の一時保管	試料等の一時保管を行う。	無	
	１０７－Ｄ（ｱﾙｺﾞﾝ雰囲気）	焼結	1）真空、不活性ガス（Ar,He等）、還元性ガス(Ar-8%H2)等の雰囲気の下で圧粉体の焼結を行う。	無	
			2）真空、不活性ガス、還元性ガス等の雰囲気下で試料の熱処理を行う。	無	
	１０８－Ｄ（ｱﾙｺﾞﾝ雰囲気）	粉末成形	圧粉体の製作を行う。	無	
101号室	１１３－Ｄ（空気雰囲気）	物品搬出入	アルゴンガス雰囲気（114-D及び115-D）グローブボックスへ核燃料物質、物品等を搬出入するときのアルゴンガス雰囲気保持のための中継作業を行う。	有	使用目的の通り
	１１４－Ｄ（ｱﾙｺﾞﾝ雰囲気）	電解	1）溶融塩電解で金属試料を調製する。	無	
		熱処理	2）熱処理により試料の回収等を行う。	無	
		電解試験	3）溶融塩電解についての各種条件を試験する。	無	
	１１５－Ｄ（ｱﾙｺﾞﾝ雰囲気）	合金調製	1）アーク溶解炉を使用し、合金調製を行う。	無	
			2）試料の焼鈍を行う。	無	
			3）試料の比熱、変態熱等の測定を行う。	無	
	１２３－Ｄ（空気雰囲気）	金相試験	試料の顕微鏡組織観察等の金相試験を行う。	無	
	１２４－Ｄ（ｱﾙｺﾞﾝ雰囲気）	合金燃料製造	射出成形装置等を用い、合金燃料の製造を行う。	無	
	１３１－Ｄ（空気雰囲気）	試料加工	1）ダイヤモンドカッタ等を用いて焼結ペレットの切断、穴開け等の加工を行う。	無	
		酸化還元熱処理	2）空気、Ar-8%H_2 ガス等の雰囲気での酸化物の仮焼、酸化物中の酸素／金属比の調節のための熱処理等を行う。	無	
			3）有機性廃棄物の焼却処理を行う。	無	
101号室（調製室）	１３２－Ｄ（空気雰囲気）	外周研削	照射試験用ペレットの外周研削を行う。	無	
	１４２－Ｄ（空気雰囲気）	試料成型	音速測定用試料の成型加工処理を行う。	無	

使 用 許 可 チ ェ ッ ク リ ス ト　　2/3 別添1

	グローブボックス	使用目的	使用の概要	適用有無	解 釈
	１４３－Ｗ（空気雰囲気）	溶液処理	1）プルトニウム含有試料の化学的処理を行う。	無	
			2）グローブボックス内廃液の固化処理等を行う。	無	
		溶解・精製	3）酸化プルトニウムの溶解試験及び溶解試験後のプルトニウムの精製を行う。	無	
	２０１－Ｄ（空気雰囲気）	高温熱処理	1）真空、不活性ガス（Ar,He等）、還元性ガス(Ar-8%H_2等)等の雰囲気下で粉末あるいはペレット試料の熱処理を行う。	無	
			2）炭素活量測定、平衡酸素圧力測定等の試験を行う。	無	
102号室（物性室）	２０２－Ｄ（空気雰囲気）	熱定数測定	レーザーフラッシュ法により、熱拡散率、比熱等の熱定数の測定を行う。	無	
	２１１－Ｗ（空気雰囲気）	金属不純物定量	粉末試料を直流アーク加熱、溶液試料を高周波プラズマ励起で発光させ、その光スペクトルを分光分析して不純物元素の同定及び定量を行う。	無	
	２１２－Ｄ（空気雰囲気）	蒸気圧測定	真空中で試料を加熱し、クヌンセンセル質量分析計等により蒸発種の分析及び蒸気圧等の測定を行う。	無	
103号室（X線室）	３０１－Ｄ（空気雰囲気）	試料搬出入	X線回折試料、物品等の搬出入を行う。	無	
	３０２－Ｄ（空気雰囲気）	X線回折	各種試料のX線回折を行う。	無	
	３０３－Ｄ（空気雰囲気）	高温X線回折	各種試料の高温X線回折を行う。	無	
107号室（SEM室）	７０１－Ｄ（空気雰囲気）	試料表面処理	1）電子線分析装置で観察、分析する試料の前処理として試料の表面処理を行う。	無	
		窒素定量	2）試料中の窒素の定量を行う。	無	
	７０２－Ｄ（空気雰囲気）	電子線分析	試料の走査像の観察及び極微小領域の元素分析を行う。	無	
	７１１－Ｄ（空気雰囲気）	高温音速測定	音速測定により、プルトニウム化合物の弾性率測定を行う。	無	
108号室（分析室）	８０１－Ｗ（空気雰囲気）	秤量	ウラン・プルトニウム分析試料の秤量等を行う。	無	
	８０２－Ｗ（空気雰囲気）	ウラン・プルトニウム分析	電位差滴定法により、ウラン・プルトニウムの定量を行う。	無	
	８１１－Ｄ（空気雰囲気）	酸素・窒素分析	試料中の酸素及び窒素の定量を行う。	無	
	８１２－Ｄ（ｱﾙｺﾞﾝ雰囲気）	秤量	1）酸素・窒素分析及び炭素分析用試料の秤量を行う。	無	
		試料封入	2）白金及び偶製キャプセルまたはステンレス鋼管への封入を行う。	無	
	８２１－Ｄ（空気雰囲気）	炭素分析	試料中の炭素の定量を行う。	無	
109号室（照射準備室）	９０１－Ｄ（空気雰囲気）	溶接準備	燃料ペレットの被覆管装填等の燃料ピン溶接作業の準備を行う。	無	
	９０２－Ｄ（空気雰囲気）	燃料ピン溶接	燃料ペレットを装填した被覆管の端栓部の溶接等を行う。	無	
	９１１－Ｄ（空気雰囲気）	除染	燃料ピン、実験器具等の低汚染物の除染を行う。	無	
	９１２－Ｄ（空気雰囲気）	燃料ピン溶接部の熱処理	溶接による熱影響を除去するための熱処理を行う。	無	

使用場所	フード	使用目的	使用の概要	適用有無	解 釈
108号室（分析室）	H－1	汚染検査	1）貯蔵容器点検等の作業を行う。	有	使用目的の通り
		化学試薬等の調製	2）化学試薬の調製等を行う。	無	
111号室（工作室）	H－2 H－3	ウラン燃料の取扱い	金属ウラン、酸化ウラン等の原料の秤量、切断、研磨等の作業を行う。	無	
33号室（放射線管理測定室）	H－4	蒸発乾固	実験室で採取した放射線管理用試料の蒸発乾固等の作業を行う。	無	

使用場所	使用目的	使用の概要	適用有無	解 釈
105号室（廃液保管室）	廃液一時保管	固化処理を行うまでの間、プルトニウムを含む廃液を３リットル以下の容器に入れ廃液保管棚に一時保管する。	無	
106号室（ﾄﾗｯｸｴｱﾛｯｸ室）	大型機器の搬出入	大型機器の搬出入及びβ・γ固体廃棄物を廃棄物管理施設へ移送するまでの間、一時保管する。	無	
	β・γ固体廃棄物一時保管		有	使用目的の通り
112号室（非破壊計量室）	廃棄物中の核燃料物質の定量	固体廃棄物中に含まれる核燃料物質を非破壊計量装置を使用して評価する。	無	
113号室（計量準備室）	α固体廃棄物一時保管	α固体廃棄物を廃棄物管理施設へ移送するまでの間、一時保管する。	有	使用目的の通り

放射線安全チェックリスト

1）「放射線安全チェックリスト」及び「放射線安全チェックリスト検討結果」は、放射線作業届及び放射線作業連絡票に添付する資料である。
2）放射線作業の立案に先立ち、各項目について検討を行い、該当の有無を確認する。
3）該当する項目に対して、検討結果に相当する内容が放射線作業届、放射線作業連絡票、作業要領、安全作業手順書に記載されている場合は、チェックリスト備考欄にその名称、頁等を記載する。
4）また、該当する項目のうち、上記 3）以外のものについては、検討結果を「放射線安全チェックリスト検討結果」に具体的に記載する。

作業件名	核燃料物質の貯蔵作業
作業担当課室	燃料試験課

No.	項　目	具体的検討内容	該当 する	該当 しない	備考
1	被ばく線量は適切か・（計画値）	① 事前のサーベイ結果に基づいたか ② 以前実施した同種、類似作業の結果に基づいたか ③ その他	■ ■ □	□ □ ■	
2	被ばく低減の措置	① 放射線レベルの低減（線源の除去，フラッシング，除染，遮へい，汚染拡大防止，局排機の設置） ② 被ばく時間の短縮（教育，モックアップトレーニング，遠隔操作，作業環境改善，設備改善，線量率表示） ③ その他	■ ■ □	□ □ ■	
3	作業中、作業後のサーベイ計画について	① 事前の作業エリア、作業対象物のサーベイ（線量率，空気中放射性物質濃度，表面密度）結果を基に作業中、後のサーベイ計画について検討したか (a) サーベイ対象物（身体，作業対象物，廃棄物の仕掛品） (b) サーベイ時期 (c) 線　種（α，β，γ，中性子） ② 必要な放射線測定器について過去の作業実績を基に検討したか (a) 使用する測定機器（αサーベイメータ，β（γ）サーベイメータ，電離箱他） (b) 放射線測定器の配置場所及び必要台数	 ■ ■ ■ ■ ■	 □ □ □ □ □	
4	作業中の状況変化について	① 関連設備への（からの）影響について検討したか ② 関連機器、配管のバルブの開閉状態を確認し放射性物質の噴出、漏えいの恐れについて検討したか	□ □	■ ■	
5	作業の中断、作業の見直し判断基準について	① 以下のポイントにおける作業の中断、作業の見直しの判断基準について検討したか (a) 線量率の上昇 (b) 空気中の放射性物質濃度の上昇 (c) 作業エリア外への表面汚染の拡大 (d) 被ばく線量の推移、変動等	 □ ■ ■ □	 ■ □ □ ■	

No.	項　目	具体的検討内容	該当 する	該当 しない	備考
6	廃棄物、物品の取扱について	① 発生する廃棄物の仕掛品の処理方法について検討したか ② 放射性物質、汚染された物品の処理方法について検討したか ③ 廃棄物の仕掛品の搬出について検討したか	■ □ □	□ ■ ■	
7	作業区域の区分について	① 作業内容を基に作業区域を定め、区画したか (a)主作業区域 (b)サーベイ区域 (c)廃棄物の仕掛品置場 (d)機材置場 (e)通　路 (f)防護具着脱装場所	 ■ □ ■ □ □ □	 □ ■ □ ■ ■ ■	
8	汚染の拡大防止対策について	① ミスト・ダスト・ガスの閉じ込め（グリーンハウス設置）対策、発生方法について検討したか ② 作業区域、作業機材、周辺機器及び測定器の発生について検討したか ③ 鋭利な物の発生、摩擦の発生、重量物を取り扱う場合の密閉材料（グローブ）の保護について検討したか	□ □ □	■ ■ ■	
9	個人被ばく管理用機器の使用について	① 作業環境（線量率）、作業内容、作業区分を基に使用する個人被ばく管理用機器（ガラスバッジ又はＯＳＬバッジ，リングバッジ，警報付ポケット線量計（ＡＰＤ），ポケット線量計他）の使用について検討したか	■	□	
10	呼吸保護具の使用について	② 作業環境（空気中放射性物質濃度，表面密度）、作業内容、作業区分を基に使用する呼吸保護具（半面マスク，全面マスク，エアラインマスク）の使用（選定・評価）について検討したか	■	□	
11	身体防護具の使用について	③ 作業環境（空気中放射性物質濃度，表面密度，線量率）、作業内容、作業区域を基に使用する身体保護具（ゴム手袋、シューズカバー、タイベックスーツ、酢ビスーツ、鉛エプロン、鉛手袋）の使用（選定・評価）について検討したか	■	□	
12	役割分担及び配置について	① 人員配置、作業の役割分担について検討したか	■	□	
13	連絡通報体制・指揮命令系統について	① 保安規定、使用手引、事故対策要領を基に通報連絡体制・指揮命令系統について検討したか	■	□	
14	その他 イ)ホールドポイントは明確か（燃材施設）	① その他検討する内容はないか イ)放射能汚染、放射線線量率、被ばく線量、空調等他への影響、立会い確認、試験・検査、重要手順	■	□	

放射線安全チェックリスト検討結果

番号	項　　目	具体的検討結果
1	被ばく線量は適切か（計画値）	①事前のサーベイ結果に基づいたか 5月11日の測定結果より、本作業で使用する行う各グローブボックス及びフードは、表面線量率が20μSv/h以下である。 ②以前実施した同種、類似作業の結果に基づいたか 作業場の予想レベルは、放射線作業連絡票に示す通りである。想定される作業時間は、これまでに実施してきたグローブボックス及びフード作業と同様である。よって、放射線作業連絡票に示す線量（＜0.1mSv）は適切である。
2	被ばく低減の措置	①放射線レベルの低減 作業中及び作業終了時に汚染が発見された場合は、直ちに施設管理者へ連絡するとともに、その指示に従い汚染拡大防止措置を行う。 ②被ばく時間の短縮 作業前TBMにて作業内容を確認し、作業時間の短縮を図る。
3	作業中、作業後のサーベイ計画について	①事前の作業エリア、作業対象物のサーベイ結果を基に作業中、後のサーベイ計画について検討したか (a)サーベイ対象物（身体、作業対象物、核燃料物質、廃棄物の仕掛品） ・身体及び作業区域内の汚染検査を行う。 ・グローブ及びビニルバッグ交換時のポート表面、ビニルバッグ切り口、グローブ表面の汚染検査を行う。 ・核燃料物質の汚染検査及び線量当量率測定を行う。 ・廃棄物の仕掛品の汚染検査及び線量当量率測定を行う。 (b)サーベイ時期 ・身体については作業終了時、作業区域内については作業開始前及び終了時。 ・グローブボックスのグローブから手を抜いた時。 ・フードから手を抜いた時。 ・グローブ及びビニルバッグ交換時 ・グローブボックスからのバッグアウト時及び所定の容器への収納時。 (c)線　種（α、β、γ、中性子） α、β、γ線について測定を行う。 ②必要な放射線測定器について過去の作業実績を基に検討したか (a)使用する測定機器 本作業は、これまでに実施してきたグローブボックス及びフード作業と同様であり、α線用サーベイメータ（汚染検査用）及びβ・γ線用サーベイメータ（線量当量率測定用）を使用する。 (b)放射線測定器の配置場所及び必要台数 本作業を行う時は、α線用及びβ・γ線用サーベイメータを各1台配置する。
5	作業の中断、作業の見直し判断基準について	①　以下のポイントにおける作業の中断、作業の見直しの判断基準について検討したか (b)空気中の放射性物質濃度の上昇 作業中に放射性物質濃度が異常に上昇し警報が吹鳴したら、作業を中断し作業の見直しを行う。 (c)作業エリア外への表面汚染の拡大 作業中及び作業終了時の汚染検査により汚染が発見された場合は、作業を中断し、直ちに呼吸保護具の着用、身体保護具の交換を行う。その後作業責任者へ連絡するとともに、その指示に従い汚染拡大防止策、原因究明、除染作業、作業方法の見直しを行う。
6	廃棄物、物品の取扱について	①発生する廃棄物の仕掛品の処理方法について検討したか 放射性廃棄物管理要領に基づき、施設内の紙バケツ等に収納する。
7	作業区域の区分について	①作業内容を基に作業区域を定め、区画したか (a)主作業区域 101、102、103、108[redacted]号室 (c)廃棄物の仕掛品置場 β・γ固体廃棄物の仕掛品：106号室 α固体廃棄物の仕掛品：113号室

核物質防護の観点からマスキングを施しています。

9	個人被ばく管理用機器の使用について	①作業環境（線量率）、作業内容、作業区分を基に使用する個人線量計の使用について検討したか 本作業は、GBの表面が20μSv/h以下であるため、OSLバッジを着用して作業を行う。 ただし、[redacted]での作業時にはポケット線量計を装着する。
10	呼吸保護具の使用について	①作業環境、作業内容、作業区分を基に使用する呼吸保護具について検討したか ・グローブボックス作業時、グローブ交換作業時、ビニルバッグ交換作業時、バッグインバッグアウト作業時、フード作業時、汚染検査の実施時は、半面マスクを着用する。
11	身体防護具の使用について	①作業環境、作業内容、作業区域を基に使用する身体保護具について検討したか ・特殊作業衣、特殊作業帽子、軍足、安全靴（ＲＩ作業靴）、ゴム手袋2重、半面マスク携帯を基本装備とする。
12	役割分担及び配置について	①人員配置、作業の役割分担について検討したか ・２名以上で作業を行う。
13	連絡通報体制・指揮命令系統について	①保安規定、作業手引、事故対策要領を基に通報連絡体制・指揮命令系統について検討したか ・連絡体制 作業中に疑義が生じた場合は、作業責任者に連絡して指示に従う。作業責任者は、必要に応じて施設管理者に連絡し、適切な作業指示を行う。 事故時の連絡通報体制は燃材部事故対策要領に基づく。 ・　指揮命令系統 作業責任者：[redacted] 現場責任者：
14	その他 イ)ホールドポイントは明確か（燃材施設）	①その他検討する内容はないか イ)放射能汚染、放射線線量率、被ばく線量、空調等他への影響、立会い確認、試験・検査、重要手順 ・鋭利な刃を有する工具等を取扱う時は、革手袋を装着する。 ・グローブボックス作業中は、常時負圧を監視する。 ・試料のバッグアウト時には2名以上でIDを確認する。

個人情報保護及び核物質防護の観点からマスキングを施しています。

核燃料物質使用変更許可申請書

大洗研究開発センター（北地区）施設編

燃料研究棟（施設番号３）

第2−1表　使用の方法（グローブボックス）（続4）

使用場所	グローブボックス	使用目的	使用の概要
109号室（照射準備室）	９０１−Ｄ（空気雰囲気）	溶接準備	燃料ペレットの被覆管装填等の燃料ピン溶接作業の準備を行う。
	９０２−Ｄ（空気雰囲気）	燃料ピン溶接	燃料ペレットを装填した被覆管の端栓部の溶接等を行う。
	９１１−Ｄ（空気雰囲気）	除染	燃料ピン、実験器具等の低汚染物の除染を行う。
	９１２−Ｄ（空気雰囲気）	燃料ピン溶接部の熱処理	溶接による熱影響を除去するための熱処理を行う。

第2−1表　使用の方法（フード）（続5）

使用場所	フード	使用目的	使用の概要
108号室（分析室）	Ｈ−１	汚染検査	１）貯蔵容器点検等の作業を行う。
		化学試薬等の調製	２）化学試薬の調製等を行う。
111号室（工作室）	Ｈ−２ Ｈ−３	ウラン燃料の取扱い	金属ウラン、酸化ウラン等の原料の秤量、切断、研磨等の作業を行う。
33号室（放射線管理測定室）	Ｈ−４	蒸発乾固	実験室で採取した放射線管理用試料の蒸発乾固等の作業を行う。

第8－1表 [redacted] 使用方法

[redacted]							
場所	設備		種類	形態	貯蔵箱1個に格納する貯蔵容器の数	貯蔵容器1個に対する（Pu＋^{235}U）貯蔵制限量	貯蔵箱1個に対する（Pu＋^{235}U）貯蔵制限量
	名称	貯蔵箱 No.					
[redacted]	プルトニウム・濃縮ウラン貯蔵棚	No. 1 ～ No.14	プルトニウム・濃縮ウラン及びその化合物	固体（粉末、ペレット、結晶等）	各最大5個	各 300 g	各 1,500 g
		No.15 ～ No.16	濃縮ウラン及びその化合物				濃縮ウランで 各 1,000 g
[redacted]	燃料棒貯蔵棚	——	プルトニウム・濃縮ウラン及びその化合物	燃料棒	貯蔵棚に 1個		——

[redacted]				
場所	設備		種類	形態	ウラン又はトリウム貯蔵制限量
[redacted]	天然ウラン・劣化ウラン貯蔵箱	No. 1 ～ No.15	天然ウラン・劣化ウラン及びその化合物	固体	各 10,000 g
		No.16	トリウム及びその化合物	固体	1,000 g

核物質防護の観点からマスキングを施しています。

添付資料 ⑪

燃料研究棟 本体施設
作 業 要 領

平成 29 年 3 月 27 日

No.33	フードの安全作業	平成 19 年 8 月 20 日
		制 定
		作成担当者 [redacted]

1．必要人員： 核燃料物質を使用する場合は２人以上

2．区域放射線管理チームの立会い： 放射線作業の内容に応じて協議

3．服装： ワンピース、布帽子、布手袋、ゴム手袋及び半面マスクを着用する。

4．必要器材等： 革手袋、ゴム手袋、腕カバー、綿手等

5．作業手順

放射線安全手引に定められている以下の注意事項

第６章放射線作業に関する注意事項

に加え、フードの安全作業のため以下の事項を遵守すること。

(1) フード作業

①作業員は、半面マスクを着用する。また、綿手袋の上にゴム手袋を二重に着用し、内側のゴム手袋の袖口をテープによりシールする。必要に応じて、三重目のゴム手袋と腕カバーを着用する。

②作業前にフードの吸引状態が正常であることを確認する。（面速計は用いなくても良い）

③以下のような擦刺の恐れがある作業の場合は、工具の使用や装置の操作に係わらず必ず革手袋を着用する。

・鋭利な刃を有する工具を扱う作業

・突起物を扱う作業

・重量物の取扱い作業

・摩擦力の発生が想定される作業

・その他擦刺の恐れがある作業

④カッターを使用する場合は、柄付きのものを使用し、刃の飛び出しや角部でゴム手袋が損傷しないように、十分な固定養生を施すこと。

⑤フード内の工具等の鋭利な突起物は先端を丸めるかテープで巻くなどの処置を施し、ゴム手袋の損傷を防止する。

⑥フード内へは必要以上に腕を差し入れない。

⑦フードから手を抜き出すときは、腕カバー及び一番外側のゴム手袋を脱装し、手、腕及び作業衣の汚染検査を入念に行う。

⑧適宜、フード内の取り扱った試料、工具、 機器類を整理整頓する。

個人情報保護の観点からマスキングを施しています。

⑨物品をフードへ搬入する場合は、スライド式ガラス窓面のフード内直近で補助者が作業者に手渡す。その際、補助者は作業者の手に触れないように注意する。搬入後は、補助者の手の汚染検査を行う。

⑩薬品の管理、硝酸等の取扱は慎重に行う。

⑪ガス、危険物、水の使用にあたっては、燃料研究棟使用手引第Ⅱ編本体施設第1章1.3ガス、危険物、水の使用上の注意事項に準ずる。

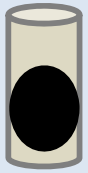
グローブボックス（GB）36台

2. 使用の目的及び方法

【記述】
- 核種、化学形・物理形等
- 第2-1表　各GBの使用目的
  使用の概要
- 第2-2表　各GBでの最大取扱量

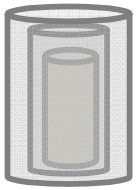
7-3　使用施設の設備

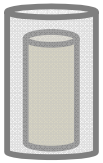
【記述】
- GBの材料、性能、警報装置等



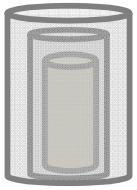
核燃料物質
収納容器

バッグイン／アウト





樹脂製の袋
（1重）



2重化

フード（H-1）

2. 使用の目的及び方法

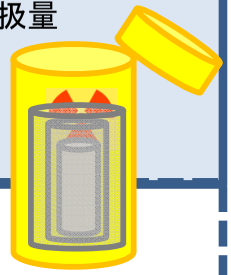
【記述】
- 本文に特に記載はなし
- 第2-1表　フードの使用目的、使用の概要

フード	使用目的	使用の概要
H-1	汚染検査 化学試薬等の調製	1) 貯蔵容器点検等の作業を行う。 2)化学試薬の調製等を行う。

- 第2-2表　フード(H-1)の非密封の最大取扱量

7-3　使用施設の設備

【記述】
- フードの材質、性能



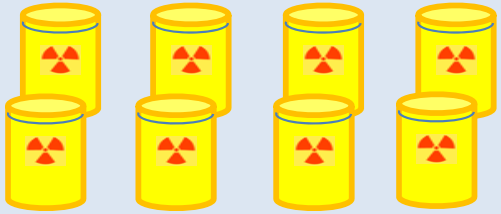
108号室フード一燃料
貯蔵場所間の移動

作業

●GBの使用前後における作業
- GB使用前における樹脂製の袋の貯蔵容器からの取り出し
- GB使用後における樹脂製の袋の貯蔵容器への収納

●核燃料物質の不適切な管理に関する作業
- 貯蔵設備から移動した貯蔵容器を開け、内部の空きスペースを確認　**（今回事故が起こった作業）**
- 空きスペースが確認できた場合、核燃料物質の入れ替え（整理・集番）を実施し、貯蔵容器内のスペースの効率化を図る計画　（4月にも別容器で実施）

貯蔵設備



8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備

8-3　貯蔵施設の設備

【記述】
- 貯蔵棚・貯蔵箱・貯蔵容器等の個数、仕様等
- 第8-1表　貯蔵設備の使用方法
  貯蔵容器等の貯蔵制限量／個
- 第20図a,b　貯蔵容器の構造図※

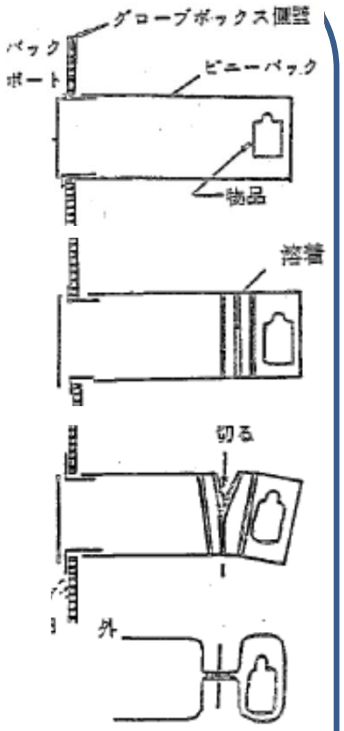
※ 核燃料の収納状態（容器をビニルで包み、貯蔵容器に収納した状態図

許可に詳細な作業内容は記載していない。
しかし、許可の内容どおり使用する上で、核燃料物質を汚染が拡大しないようにGBから搬出して貯蔵容器に収納するなどの作業は、必須・自明の行為
（GB設備を有する施設では一般的な作業）

① バックポートの内蓋を開け、ビニルバックを損傷させないように搬出物をビニルバックに納め、グローブボックス外に引き出し内蓋閉め

② 搬出物をビニルバックの先端まで移動し、ビニル溶着装置でビニルバックを3か所溶着

③ 中央の溶着部を注意しながらハサミで切離



グローブボックス物品搬出（バッグアウト）の手順
燃料研究棟本体施設安全作業要領№2 から

使用変更許可申請書で明示されている範囲

グローブボックス及びフードにおける核燃料物質取扱方法の概要

プルトニウム・濃縮ウラン貯蔵容器の点検等作業の状況

<table>
<tr><td>点検等作業
実施済貯蔵容器
(H29年2月～6月)</td><td>本事象に至った貯蔵容器
(H29年6月6日)</td><td colspan="2">点検等作業
未実施貯蔵容器</td></tr>
<tr><td>内容物：
「M化合物/スクラップ」
以外</td><td colspan="2">内容物：
「M化合物/スクラップ」</td><td>内容物：
「M化合物/スクラップ」
以外</td></tr>
<tr><td>30個
(異常なし)</td><td>1個</td><td>20個</td><td>29個</td></tr>
<tr><td colspan="4">合計　80個（全保有貯蔵容器）</td></tr>
</table>

「M化合物(化学形)/スクラップ(物理形)」：UとPu等の化合物を含む実験済みのスクラップ試料

注：6月9日に機構から、これまでに点検を実施し異常がなかった貯蔵容器の個数を31個と報告してきたが、これは点検中の本事象に至った貯蔵容器も誤ってカウントしていたものであり、正しくは30個であることがその後の確認作業で判明した。

退院後の作業員聞き取り概要

作業員 5 人を 3 班に分け、所長、副所長をヘッドに、約 1 時間聞き取りを行った。主作業員が、運搬された貯蔵容器を開け、内部の状況を点検する作業を実施した。5 人の役割は以下のとおり。

【役割】

作業員Ａ（補助作業員）：作業員Ｅの左後にて作業のサポート及び貯蔵容器の運搬を実施

作業員Ｂ*（補助作業員）：作業員Ｅの右横にてスミヤ測定及び貯蔵容器の運搬を実施

作業員Ｃ*（記録者）：作業員Ｅの右横にて貯蔵容器内容物の写真撮影及びスケッチを貯蔵容器ごとに実施

作業員Ｄ（補助作業員）：作業員Ｅの右横にて作業のサポート及び貯蔵容器の運搬を実施

作業員Ｅ（主作業員）：貯蔵容器を開け、内部を点検する作業を実施

【聞き取り内容】

作業員Ｅが、貯蔵容器のボルト 6 か所をゆっくり対角線上に 4 本を外した後、残り 2 本のボルトを緩めた際に貯蔵容器内圧が抜ける音が「シュ」としたため、蓋と貯蔵容器本体のすき間について全周スミヤをとり、汚染なしを確認した。中からエアが抜けるのは室温が比較的高い場合に経験があり、全周のスミヤで汚染がないことを確認できたため、作業員Ｅは引き続き作業を進めることを判断した。

作業員Ｅが片手で蓋を持ちながら、残り 2 本のボルトを外したと同時に樹脂製の袋が破裂した。蓋はその後、フード内に置いた。

破裂の際、作業員Ｅは腹部に風圧を感じるとともに、ほかの作業員全員が破裂音を聞いた。貯蔵容器からモヤモヤとした内部からの漏えいが認められた。マスク越しではあるが作業員Ｅは異臭はないことを確認した。また、作業員Ｅがゴム手袋越しではあるが、貯蔵容器に触れたところ、温度上昇はなかった。

作業員Ｅは、貯蔵容器内の状況を注意しながら、進展などの兆候がないことを 1 時間以上にわたり確認するとともに、汚染している外側ゴム手袋を新しい物に交換した。その後、貯蔵容器の蓋をのせて、フードの扉を閉めるほうが良いと考え、それぞれ行った。

破裂直後、重大な事象であることを判断し、作業員全員、プルトニウムによる汚染を室内に留めることが最重要と考え、108 号室の入り口扉を内側から施錠するとともに、同室の非常口外側の目張りをするよう要請した。

室外との連絡は、室内に設置された電話を通じて作業員Ｄが継続的に行った。

各人とも汚染確認を行い、フード近傍にいる者が高い値である傾向を全員で確認し

た。入り口扉や非常口への汚染拡大防止を図るため、各人とも基本的に事故時の位置にとどまるとともに、汗を介した身体汚染を防ぐため、立ったまま静止していた。

作業の状況記録のために、デジタルカメラを室内に持ち込んでいたため、事故後の貯蔵容器内の写真など記録し、グリーンハウス内に置いてきた。

作業前の半面マスクやゴム手袋などの装備の点検、装着状態を確認するのは当然の手順として全員行っている。作業中はもとより、汚染が発生したことが明らかになったことから、内部被ばく防止の観点から、待機中においても、全員、途中で半面マスクを外すことはなかった。

退室の際、グリーンハウス内の汚染を抑制するため、5 人の汚染の状況を踏まえて、低い汚染の者から順番に室外に出ることを作業員Ｅが提案し、皆もそれが適当であると同意した。

作業員Ｅは、重大なことを起こしてしまったことに対して、責任を感じるとともに、多くの方に迷惑をかけることを申し訳なく思った。

待機している間は、不安よりも室外で多くの人がグリーンハウスの設置など頑張っていることがわかっており、5 人全員、冷静であった。

＊）6 月 13 日のプレスリリースにおいて、作業員Ｂと作業員Ｃの役割の記述が逆になっておりました。本添付資料において訂正しております。

以上

現場から回収したデジタルカメラ画像について

平成 29 年 2 月から貯蔵容器の点検等作業を開始し、今回の事象が発生するまでに 30 個の点検等作業を実施し、汚染等の異常はなかった。作業状況記録のために室内に持込んだデジタルカメラに貯蔵容器の点検等作業結果が記録されており、回収データを確認した結果、6 月 6 日に撮影した全画像は 5 枚であった。

6 月 6 日は貯蔵容器の点検等作業を実施しており、樹脂製の袋が破裂した貯蔵容器 No.1010 は 5 本目に該当し、撮影時間は作業員からの聞き取り内容に合致することを確認した。

＜回収までの時系列＞

6 月 14 日（水）

14：01　現場に入域

14：37　SD カードを管理区域から搬出

14：46　SD カードを現地対策本部へ搬送

14：50　SD カードが現地対策本部に到着

15：25　SD カード内の画像チェック開始

15：29　画像確認終了

SD カード抜き取りから画像確認までの工程は原子力保安検査官立ち合いの下実施

グリーンハウス内のデジタルカメラは除染未実施のため、SD カードを抜き取り

＜回収データ＞

SD カードには 2011 年 5 月 2 日～2017 年 6 月 6 日までの撮影画像が保存

なお、6 月 6 日に撮影した全画像は 5 枚

＜画像の詳細（5 枚）＞

写真 1（作業前 TBM ボード）　撮影時刻　8：54　（本作業とは無関係の作業）

写真 2（貯蔵容器 No.1007）　撮影時刻　10：59

写真 3（貯蔵容器 No.1007）　撮影時刻　11：00

写真 4（貯蔵容器 No.1008）　撮影時刻　11：13

写真 5（貯蔵容器 No.1010）　撮影時刻　12：55　（事象発生後の貯蔵容器）

撮影時刻はデジタルカメラの設定時刻による（6 月 19 日に設定時刻が 10 分進んでいることを確認済。したがって写真 1～写真 5 の実際の撮影時刻は、上に記載した時刻から 10 分前の時間となる。）。

＜添付資料＞

写真 1～5

以上

写真１


TBM－KY ボード

本日（6月6日）の作業	件名	日常点検等
機械室の点検		作業者（作業リーダーは○印）・作業場所・作業分担 本体 施設 ○ 本体 施設 [redacted] 特定施設 準備する資機材 ヘルメット、安全靴

確認事項［作業前・作業方法・工程（時間）・健康状態・服装］

危険予知のポイント	対策
・点検通路にはみ出てるバルブ、ダクトに頭をぶつける。	・頭上に注意して点検を行う。

確認事項［・一般安全チェックリストによる確認は・取り合いはあるか ・急ぎすぎていないか・保護具は適切か・作業環境、手順の変化はないか］

ワンポイント　頭上注意ヨシ！

火気の使用：有（5m）　可燃性溶剤等使用：有（5m）　監視者：有（5m）　危険物施設・火気使用制限場所：有（5m）　高所作業：有（　m）（5m）

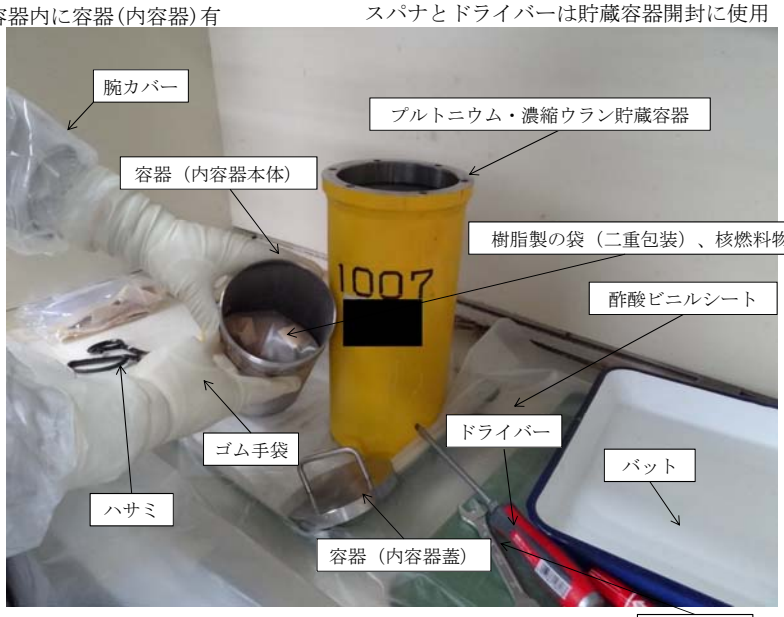
同一場所における火気及び可燃性溶剤の同時使用禁止（掲示物、安全主任者の事前確認）

機械室（コールド環境）で実施していたTBMボード

当該放射線作業とは無関係の作業

貯蔵容器内に容器(内容器)有　　スパナとドライバーは貯蔵容器開封に使用

写真２



バットとハサミは、当該作業に使用していない。
バットを使用しない代わりに、フード内床面を酢酸ビニルシートで養生している。

貯蔵容器内に容器(内容器)有

写真３

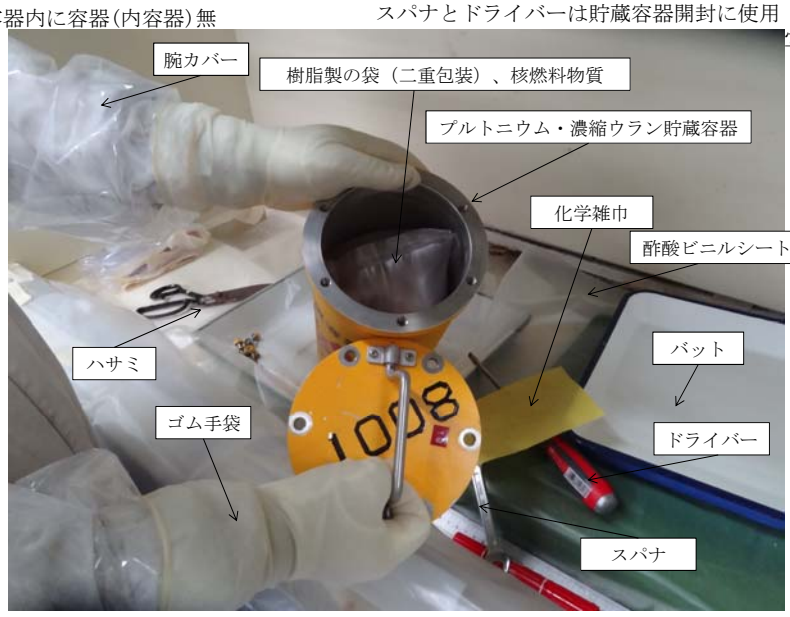


バットは、当該作業に使用していない。
バットを使用しない代わりに、フード内床面を酢酸ビニルシートで養生している。

貯蔵容器内に容器(内容器)無

スパナとドライバーは貯蔵容器開封に使用

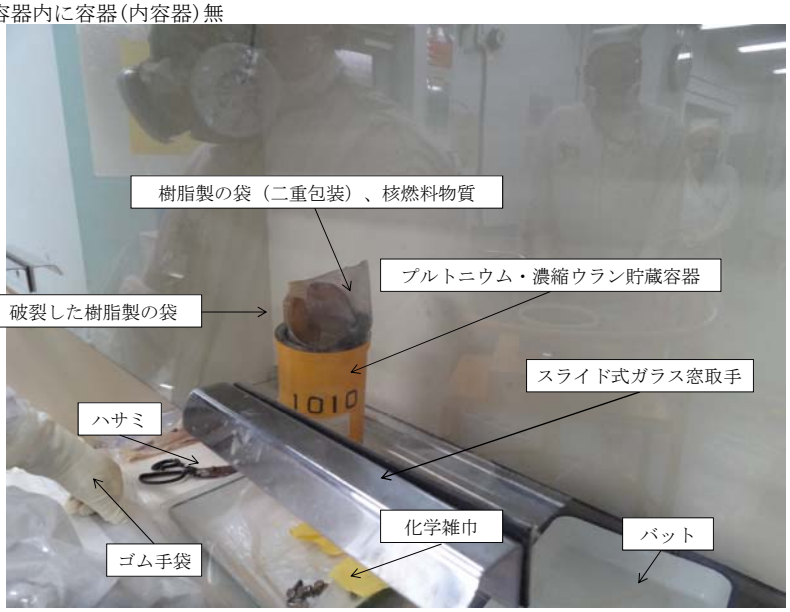
写真４



バットとハサミは、当該作業に使用していない。樹脂製の袋を折りたたんで貯蔵容器に収納した。
バットを使用しない代わりに、フード内床面を酢酸ビニルシートで養生している。

貯蔵容器内に容器(内容器)無

写真５



バットとハサミは、当該作業に使用していない。
バットを使用しない代わりに、フード内床面を酢酸ビニルシートで養生している。

鼻腔内汚染検査に用いた測定器及び測定結果について

1. 採取及び測定

綿棒により作業員の左右の鼻孔をスミヤし、鼻腔内汚染検査用試料（以下「鼻孔スミヤ試料」という。）を採取した。2 つの鼻孔スミヤ試料をまとめ（図 4.2.3-1）、α β シンチレーション測定装置でα放射能及びβ放射能を測定した。

2. 測定器及び測定結果

測定器　　：α β シンチレーション測定装置（ES－7284）（図 4.2.3-2）
検出器　　：ZnS（Ag）塗布プラスチックシンチレーション検出器
測定時間　：１分間
検出下限　：α ；0.57 Bq　、β ；1.7 Bq

作業員	α放射能（Bq）	β放射能（Bq）
A	不検出	不検出
B	不検出	不検出
C	13	不検出
D	3	不検出
E	24	不検出

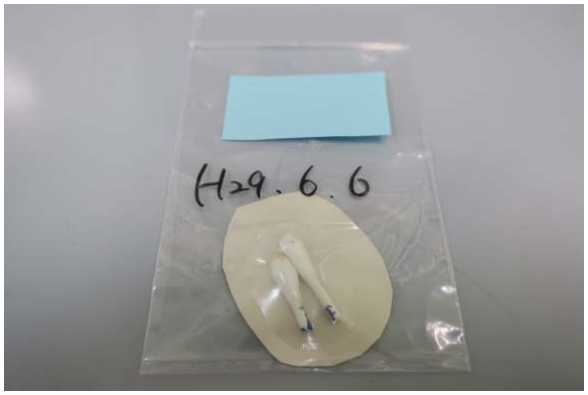


図 4.2.3-1　鼻孔スミヤ試料
（汚染防止のためにポリエチレン袋に入れた状態。測定時には試料を取り出す。）



図 4.2.3-2　α β シンチレーション測定装置
（ES－7284）

以上

事故発生後の作業員に対する除染作業の概要

添付4.2.4

除染手順

1. 水で体をぬらす(除染を含む。)。
2. 中性洗剤等で泡立てて洗浄
3. 水で流す
4. 布orキムタオルで拭く(水分除去)
5. 少し自然乾燥(水分除去)

↓

除染補助者による汚染検査 [α]

↓ (B, C, E氏)

(除染補助者)
- ✓ 髪の汚染が高い(B, C, E氏)⇒斬髪
- ✓ 背中の汚染が高い(E氏)⇒液体石鹸+キムタオルで除染

↓

除染補助者による汚染検査 [α]

↓ 汚染不検出の場合

身体サーベイ者(放管員)による最終確認検査[α, β(γ)]

↓ 検出限界以下の場合

作業員が管理区域退出

汚染検出の場合(繰り返し除染実施)

汚染不検出の場合 (D氏)

✓ A氏は身体汚染無し。

使用した除染キット

燃研棟の除染キット
- ✓ 中性洗剤(粉)
- ✓ 固形石鹸
- ✓ キムタオル(紙)

除染キット(他施設*)
- ✓ シャンプー
- ✓ 鼻洗浄キット
- ✓ 中性洗剤(液体)

燃研棟+他施設*
- ✓ 液体石鹸
- ✓ タオル(布)

燃研棟の未使用除染キット
- ✓ ガーゼ
- ✓ ブラシ
- ✓ 洗眼
- ✓ ゴム手
- ✓ オレンジオイル

*) 除染が必要と判断したことから、除染作業前に他施設(MMF,FMF, AGF)から除染キットは集めておいた。

除染キットの各施設からの搬出時間
(AGF:14:30, FMF: 14:41, MMF: 14:45)
⇒1人目の汚染検査開始(14:44～)

● 除染は作業員自ら実施

シャワー室でのホース利用について

除染をする前にシャワー室が使用できること(水が出る。)を確認

↓

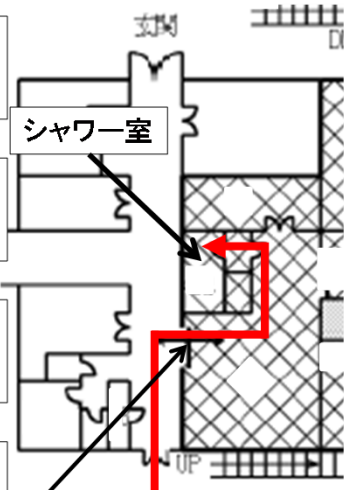
1人目の除染開始(15:25)後、流量が減少(1～2分後)

↓

減圧弁が不調と考えたため、機械室からホースを用いて、水を使用

↓

水を用いた除染を再開(10分程度)



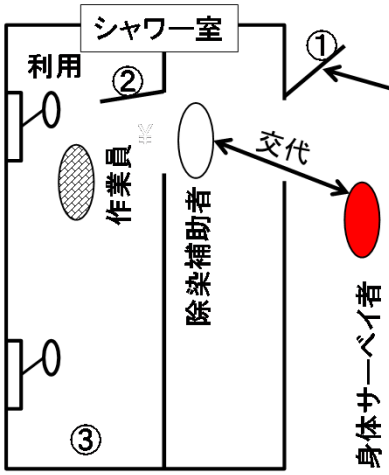


ホース使用時を再現し、風向が管理区域側に流れることを確認済

H29. 7. 1撮影

風向検査実施場所
(管理区域境界)

・機械室からシャワー室までの距離:約42m
・実際使用したホース長さ:50m





H29. 6. 30撮影



H29. 6. 30撮影



H29. 6. 30撮影

除染補助者と身体サーベイ者は位置を交代した。

ホースに切り替え
(再開までに10分程度)

実施内容

作業員;自ら除染

除染補助者;
- ・サーベイメータによる除染効果の確認
- ・斬髪
- ・背中をキムタオルで拭く。

身体サーベイ者;
- ・放管員による汚染有無の最終確認

燃料研究棟における汚染に伴う環境モニタリング結果

平成 29 年 6 月 6 日に発生した燃料研究棟における汚染に伴う環境モニタリング（大気塵埃中放射能濃度測定）の結果は、平成 29 年 6 月 5 日～同年 11 月 6 日において異常はなかった（表 5.1-1 参照）。また、6 月採取分の大気塵埃について化学分析を行い、有意な濃度の $^{239,240}Pu$ [注 1)]は検出されなかったことを確認した（表 5.1-2 参照）。試料採取場所を図 5.1-1 に示す。

今後も、モニタリングポスト（P-2）内ダストモニタにおいて、試料採取と放射能分析を継続する。

表 5.1-1　モニタリングポスト（P-2）内ダストモニタフィルタ放射能分析結果

試料採取場所	試料採取期間	^{241}Am 放射能濃度[注 2)]（測定終了日時）	全α放射能濃度[注 3)]（測定終了日時）
燃料研究棟西	6/6 14:57-6/6 17:10	< 1.8×10^{-9} Bq/cm^3 (6/7 8:18)	< 2.3×10^{-9} Bq/cm^3 (6/13 11:17)
燃料研究棟北	6/6 18:00-6/6 20:07	< 3.0×10^{-9} Bq/cm^3 (6/7 21:56)	< 2.4×10^{-9} Bq/cm^3 (6/13 12:08)
モニタリングポスト(P-2)内ダストモニタ	6/5 9:00-6/12 9:00	< 1.9×10^{-11} Bq/cm^3 (6/13 7:42)	< 2.5×10^{-11} Bq/cm^3 (6/16 12:13)
	6/12 9:00-6/19 9:00	< 1.2×10^{-10} Bq/cm^3 (6/21 6:53)	< 2.5×10^{-11} Bq/cm^3 (6/23 11:36)
	6/19 9:00-6/26 9:00	< 1.3×10^{-10} Bq/cm^3 (6/27 14:35)	< 2.4×10^{-11} Bq/cm^3 (6/30 10:06)
	6/26 9:00-7/3 9:00	< 1.3×10^{-10} Bq/cm^3 (7/4 13:46)	< 2.4×10^{-11} Bq/cm^3 (7/7 10:09)
	7/3 9:00-7/10 9:00	< 1.4×10^{-10} Bq/cm^3 (7/11 14:25)	< 2.5×10^{-11} Bq/cm^3 (7/14 13:50)
	7/10 9:00-7/17 9:00	< 1.3×10^{-10} Bq/cm^3 (7/19 16:07)	< 2.8×10^{-11} Bq/cm^3 (7/21 11:10)
	7/17 9:00-7/24 9:00	< 1.3×10^{-10} Bq/cm^3 (7/26 11:28)	< 2.5×10^{-11} Bq/cm^3 (7/28 10:10)
	7/24 9:00-7/31 9:00	< 1.4×10^{-10} Bq/cm^3 (8/3 7:25)	< 2.7×10^{-11} Bq/cm^3 (8/4 10:08)
	7/31 9:00-8/7 9:00	< 1.3×10^{-10} Bq/cm^3 (8/13 6:20)	< 2.7×10^{-11} Bq/cm^3 (8/9 15:34)
	8/7 9:00-8/14 9:00	< 1.5×10^{-10} Bq/cm^3 (8/18 14:01)	< 3.0×10^{-11} Bq/cm^3 (8/18 17:26)
	8/14 9:00-8/21 9:00	< 1.4×10^{-10} Bq/cm^3 (8/22 15:08)	< 3.0×10^{-11} Bq/cm^3 (8/24 11:10)
	8/21 9:00-8/28 9:00	< 1.3×10^{-10} Bq/cm^3 (8/29 13:51)	< 2.4×10^{-11} Bq/cm^3 (9/1 11:06)
	8/28 9:00-9/4 9:00	< 1.3×10^{-10} Bq/cm^3 (9/7 11:39)	< 2.6×10^{-11} Bq/cm^3 (9/8 18:30)
	9/4 9:00-9/11 9:00	< 1.3×10^{-10} Bq/cm^3 (9/12 15:57)	< 2.3×10^{-11} Bq/cm^3 (9/15 12:17)
	9/11 9:00-9/19 9:00	< 1.2×10^{-10} Bq/cm^3 (9/20 15:13)	< 2.5×10^{-11} Bq/cm^3 (9/22 10:59)
	9/18 9:00-9/25 9:00	< 1.4×10^{-10} Bq/cm^3 (9/26 14:28)	< 2.9×10^{-11} Bq/cm^3 (9/29 10:02)
	9/25 9:00-10/2 9:00	< 1.4×10^{-10} Bq/cm^3 (10/3 13:38)	< 2.5×10^{-11} Bq/cm^3 (10/10 9:59)
	10/2 9:00-10/9 9:00	< 1.3×10^{-10} Bq/cm^3 (10/11 14:58)	< 2.7×10^{-11} Bq/cm^3 (10/13 10:01)
	10/9 9:00-10/16 9:00	< 1.3×10^{-10} Bq/cm^3 (10/17 14:33)	< 2.5×10^{-11} Bq/cm^3 (10/19 10:01)
	10/16 9:00-10/23 9:00	< 1.2×10^{-10} Bq/cm^3 (10/24 14:29)	< 3.2×10^{-11} Bq/cm^3 (11/20 22:31)
	10/23 9:00-10/30 9:00	< 1.2×10^{-10} Bq/cm^3 (11/5 10:04)	< 3.2×10^{-11} Bq/cm^3 (11/20 23:32)
	10/30 9:00-11/6 9:00	< 1.2×10^{-10} Bq/cm^3 (11/22 12:06)	< 3.2×10^{-11} Bq/cm^3 (11/21 1:33)

表 5.1-2　モニタリングポスト（P-2）内ダストモニタフィルタ化学分析結果

分析試料	試料採取期間	^{239,240}Pu 濃度[注 1)]
モニタリングポスト(P-2)内 ダストモニタ装着フィルタ	6/1 10:33-7/3 9:00	$< 2\times10^{-13}$ Bq/cm^3

注 1) ^{239}Pu と ^{240}Pu の合計濃度を示す。^{239,240}Pu 濃度の測定は、「放射能測定法シリーズ 12 プルトニウム分析法」の分析目標レベル（2×10^{-4} mBq/m^3）を担保するように、分析試料を化学処理した後にα線測定装置により実施した。環境モニタリングレベルの通常の放射能測定では ^{239}Pu と ^{240}Pu の弁別はできない。

注 2）^{241}Am 放射能濃度の測定は、法令に基づく排気中濃度限度（3.0×10^{-9} Bq/cm^3）を担保する検出限界値が得られる計測時間で、Ge 半導体検出器を用いたγ線核種分析により実施した。

注 3）全α放射能の測定は、天然放射性核種の減衰を待ち、法令に基づく排気中濃度限度（^{241}Am 及び ^{239}Pu について 3.0×10^{-9} Bq/cm^3）を担保する検出限界値が得られる計測時間で、低バックグランドα/β線自動測定装置により実施した。

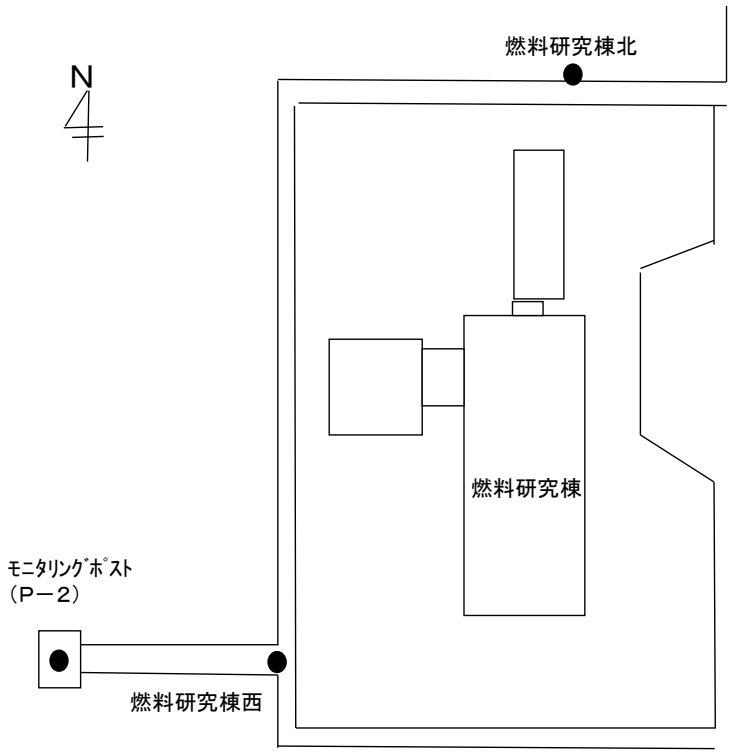


図 5.1-1　試料採取場所

燃料研究棟における排気系統の運転について

燃料研究棟 108 号室の排気系統としては、図 4.2.13 に示すように排気第１系統（グローブボックス内排気系統)、排気第２系統（フード内排気系統)、排気第３系統（管理区域内排気系統）が設置されている。

グローブボックス内排気系統は、グローブボックスに装着した高性能フィルタ１段によりろ過し、グローブボックス用排気ダクトを経て、さらに排風機室に設備されたプレフィルタ１段及び高性能フィルタ２段によりろ過した後、排気筒出口から環境に放出する。また、フード内排気系統はフードに装着した高性能フィルタ１段によりろ過し、フード用排気ダクトを経て、さらに排風機室に設備されたプレフィルタ１段及び高性能フィルタ２段によりろ過した後、排気筒出口から環境に放出する。管理区域内排気は管理区域用排気ダクトを経て、排風機室に設備されたプレフィルタ１段及び高性能フィルタ２段によってろ過した後、排気筒出口から環境に放出する。いずれの排気系統にも高性能フィルタ（捕集効率：99.97%以上（0.15μm 粒子））を複数段設置しており、各排気系統は同等のろ過性能を有している。

6 月 6 日の当該事故発生前後のフィルタ差圧に変動はなく、現在、日常点検により監視を強化しているが、排気ダストモニタでは有意な放出は確認されておらず排気系統が正常に機能している。

また、商用電源停電時には、非常用電源設備が自動的に起動し、排風機等の保安上重要設備に給電され安全性は確保される（6 月 16 日 16 時 35 分頃に発生した落雷による停電時においても正常に運転され、Pu ダストモニタ No.2(108 号室)の指示値も通常の変動範囲内であった。)。

なお、排気第２系統、排気第３系統を停止する場合、108 号室のみを停止することはできないため、施設全体を排気第１系統（グローブボックス内排気系統）のみで運転することになるが、この場合、108 号室を含む全工程室の負圧が外部に対して極めて浅くなることが懸念される。

フード内の核燃料物質のグローブボックスへの移動、飛散した核燃料物質の回収、108 号室内の除染作業時において汚染の拡大を防止しつつ進めるには排気系統の安定した運転による負圧、気流の維持が必須であり、排気系統の運転を継続している。

燃料研究棟における作業員の特殊作業衣等の汚染について

1. 概要

9月8日、燃料研究棟101号室（調製室）において、グローブボックス（123-D）内の整理作業としてバッグアウト作業を実施していた。グローブボックス内の使用済み樹脂製の袋を廃棄物(廃棄物の仕掛品。以下「梱包物」という。)として払い出すため、樹脂製の袋内に入れた。梱包物を先端まで押し込んだとき、樹脂製の袋の先端が開いていたため、梱包物が床に落ちた。この事象により作業員3名の特殊作業衣及び装備から最大で2500 cpmの汚染が確認された。本事象による環境への影響はない。また、室内の汚染状況は、スポット的な汚染であり、汚染拡大の可能性がないことから、法令報告には該当しないと判断した。

その後、101号室の復旧のための応急措置を実施した上で不適合管理を行い、原因を特定し対策を立案した。

2. 作業状況

(1) 作業計画

当該グローブボックスでは、6月6日に発生した燃料研究棟における汚染事故の原因究明として貯蔵容器の観察及び収納物の分析作業を実施してきた。101号室の汚染発生時は、本分析作業の一環として使用済み樹脂製の袋を梱包、搬出するための整理作業を以下の作業計画及び作業体制で実施した。

作業計画：貯蔵容器内収納物及び前面飛散物の分析作業（非定常作業計画）

期間：H29年8月17日～9月15日

作業体制：合計4名；主作業員F(職員)、作業員G(年間役務)、作業員H(職員)、放管員(職員)

装備：全面マスク、特殊作業衣（カバーオール）、ゴム手袋(2重)、靴カバー(2重)

(2) 発生状況

9月8日、燃料研究棟101号室（調製室）において、グローブボックス（123-D）内の整理作業として以下の作業を実施した。

・TBM-KYを実施し、管理区域へ入域し、作業準備をした。
・作業員Gは、作業準備として101号室内のテーブルから予備の樹脂製の袋をグローブボックス近傍の作業台上へ準備した。
・作業員Hは、作業台上の樹脂製の袋の外観点検を行い、グローブ作業により、使用済み樹脂製の袋の梱包作業を開始した。
・主作業員Fは、作業員Gへ二重梱包を考えて、樹脂製の袋をもう1本準備するよう指示した。
・作業員Gは、112号室の樹脂製の袋の置き場から筒状に丸められた樹脂製の袋をとり、O-リングなどの樹脂製の袋の交換用備品と一緒に主作業員Fへ渡した。
・作業員Gは、グローブ作業によりグローブボックス内の使用済み樹脂製の袋の梱包作業を実施した。
・主作業員F及び作業員Gは、樹脂製の袋の交換作業を実施した。112号室内から準備した樹脂製の袋を用いた。

・放管員は、作業終了後、周辺の汚染確認を実施した。
・主作業員F及び作業員Gは、バッグアウト作業を開始した。作業員Gは、グローブ作業により樹脂製の袋に梱包物を入れ、主作業員Fは、樹脂製の袋越しに梱包物を受け取った。梱包物を樹脂製の袋の先端部まで移動させたところ樹脂製の袋の先端が開いており（溶着されておらず）、梱包物は養生した作業台の下の床に落ちた。その際、梱包物は主作業員Fの左足首付近に接触した。
・主作業員Fは、作業員Hに連絡・通報を依頼するとともに、汚染拡大防止を考えて梱包物を拾い、樹脂製の袋内へ戻した。
・作業員Hは、管理者への通報後、溶着機を準備し、主作業員Fと共に樹脂製の袋の端部の溶着を実施した（図6.2.2-1の上の写真参照）。

(3) 汚染処置

汚染発生後、別の作業員4名が101号室に入域し、作業員の身体サーベイを実施した。身体サーベイの結果、作業員2名から、腹部、足首など特殊作業衣に汚染が検出され、他の1名から全面マスクの一部に汚染が検出された。汚染が検出された箇所は粘着テープで固定した。各作業員は、本事象発生後に養生した廊下を通って、108号室の復旧作業のために設置していたグリーンハウス内へ移動した。グリーンハウス内で特殊作業衣等を脱装し、全身サーベイを実施し、身体汚染がないことを確認して管理区域から退出した。また、鼻腔内汚染検査を実施し、作業員全員に汚染がないことを確認した。

3. 室内汚染状況と現場復旧のための措置

作業員が退出後、101号室の出入口の廊下側にグリーンハウスを設置し、当日の応急措置として以下に示す作業を実施した。

・当該梱包物及び樹脂製の袋は、作業台上の養生シートで包んだ。
・室内の汚染状況を把握するために、汚染発生箇所周辺のダイレクトサーベイを実施した結果、8か所で0.36～30 Bq/cm^{2}のスポット状の汚染(図6.2.2-2参照)を確認し、粘着テープで固定した。

上記の状況を踏まえた上で、非定常作業計画書を作成し、施設管理統括者の承認に加え、所長及び担当理事の確認を経て、9月11日から13日までに以下に示す手順でその後の応急措置を実施した（図6.2.2-1の下の写真参照）。

①作業員の聞き取りから溶着機に汚染の可能性が考えられたため、溶着機の汚染検査を行った。圧着部で汚染が検出されたが、拭き取りにより除染した。
②樹脂製の袋及び梱包物の汚染状況を確認し、養生シートでの梱包をより確実に実施した後、樹脂製の袋に収納し、落下防止のために粘着テープにより作業台へ固定した。
③汚染発生箇所周辺の床面について再度汚染検査を行った結果、汚染は検出されなかった。
④作業員の聞き取りから汚染の可能性のあるグローブ（１双）の交換作業を実施し、グローブポート周辺の汚染検査の結果、汚染がないことを確認した。
⑤樹脂製の袋及び梱包物をグローブボックスへ収納した後、樹脂製の袋の交換作業を実施した。
⑥9月8日に汚染発生箇所の周辺で検出され粘着テープで固定してあった8か所の床汚染について、拭き取りによる除染を終了した。

⑦101号室内の床全面について拭き取り、汚染検査の結果、汚染がないことを確認した。
⑧101号室出入口に設置したグリーンハウスの撤去及び梱包物の整理を実施した。

4. 汚染発生原因について

汚染発生の原因分析を実施し、以下の4つを抽出した。

① 樹脂製の袋の保管管理

樹脂製の袋は緩衝材に包まれ、防炎シートで覆われた状態で112号室に保管されている。当該保管場所は、新品の置き場として使用していたが、燃料研究棟の作業員全員には周知されておらず、表示もなかった。この場所から準備した樹脂製の袋は、折りたたんだ新品の樹脂製の袋を包んだ緩衝材の上に置かれ、筒状に丸められていた。この樹脂製の袋の先端部が切り取られていた。作業員Gは、この先端部が切り取られていた樹脂製の袋を交換用として準備した。

② 樹脂製の袋の交換作業

樹脂製の袋の交換に関する作業要領には、使用前点検に関する記載はなかった。当該作業員F, Gは、樹脂製の袋は点検済みのものが支給されており点検の必要はないとして、使用前の点検を実施せずに樹脂製の袋を交換し、先端が開いたままの樹脂製の袋を装着した。

③ バッグアウト作業

・バッグアウトに関する作業要領には、樹脂製の袋に損傷がないことを確認する旨が記載されているが、樹脂製の袋の交換後の連続した作業であったため、樹脂製の袋の点検を省いた。
・梱包物を手で保持せずに樹脂製の袋内で移動したため、樹脂製の袋の開口部から落下させた。

④ 現場の作業監視

樹脂製の袋の交換作業及びバッグアウト作業は、作業責任者が主作業員として作業に従事したため、バッグアウト作業時の点検漏れなど作業手順の確認ができなかった。

5. 対策について

(1) 101 号室汚染発生に係る是正処置

是正処置の計画を策定し、以下の対策を実施することとした。

① 樹脂製の袋の管理に係る改善

新品の樹脂製の袋の置き場を定め、表示をする。また、作業員への周知教育を実施する。

② 樹脂製の袋の交換に係る作業要領の改正

樹脂製の袋の交換作業の作業要領に、使用前点検として外観、ピンホールの有無を確認することを記載する。また、ホールドポイントとして管理し、作業員へ教育を実施する。

③ バッグアウトに係る作業要領の改正

・バッグアウト作業の点検として、具体的な点検項目（目視による溶着部の点検、傷の有無及び汚染検査）を記載する。また、ホールドポイントとして管理し、作業員へ教育する。
・バッグアウト作業要領に、バッグアウト物は樹脂製の袋を内側に折り返して掴み取ることを追加する。

④ 非定常作業における作業監視の強化

ホールドポイントが確実に実施され、作業手順書どおりに作業が進むことを確認するために、作業を監視する担当者を配置する。

なお、①～③までの改正した作業要領について教育を行うとともに、習熟訓練を行い確認した上で、実際の作業に従事する。

(2) 108 号室の汚染検査・除染作業への反映

108 号室の汚染検査・除染作業を再開するに当たって、101 号室の汚染事象を受けて実施する対策の中から以下に示す対策を 108 号室の汚染検査・除染作業の非定常作業計画書に反映した上で、108 号室の汚染検査・除染作業を再開する。

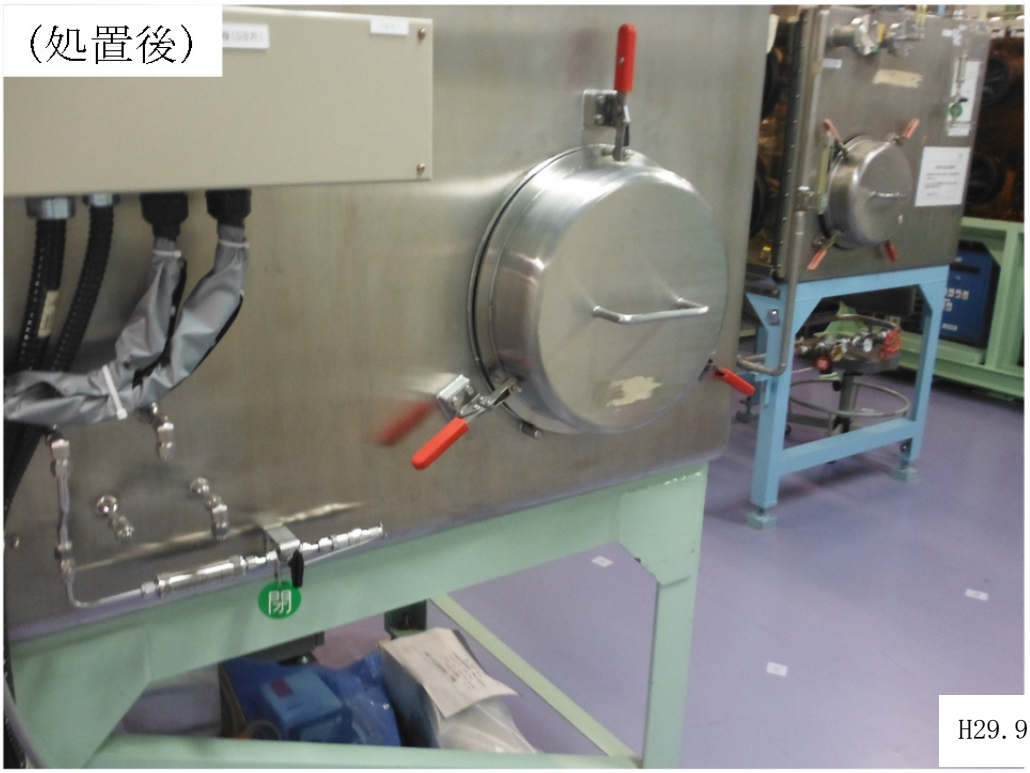
・ホールドポイントが確実に実施され、作業手順書どおりに作業が進むことを確認するために、従来は 108 号室内の作業担当者のみが 108 号室における除染等の作業を監視していたが、108 号室内に監視 TV カメラを設置することで 108 号室外の工事担当者も監視できる状態とし、複数人による監視強化を図る。

・樹脂製の袋を指定された保管場所から持ち出す際には、外観や溶着の状態について健全性を点検した上で使用することを作業計画書へ反映する。

以上

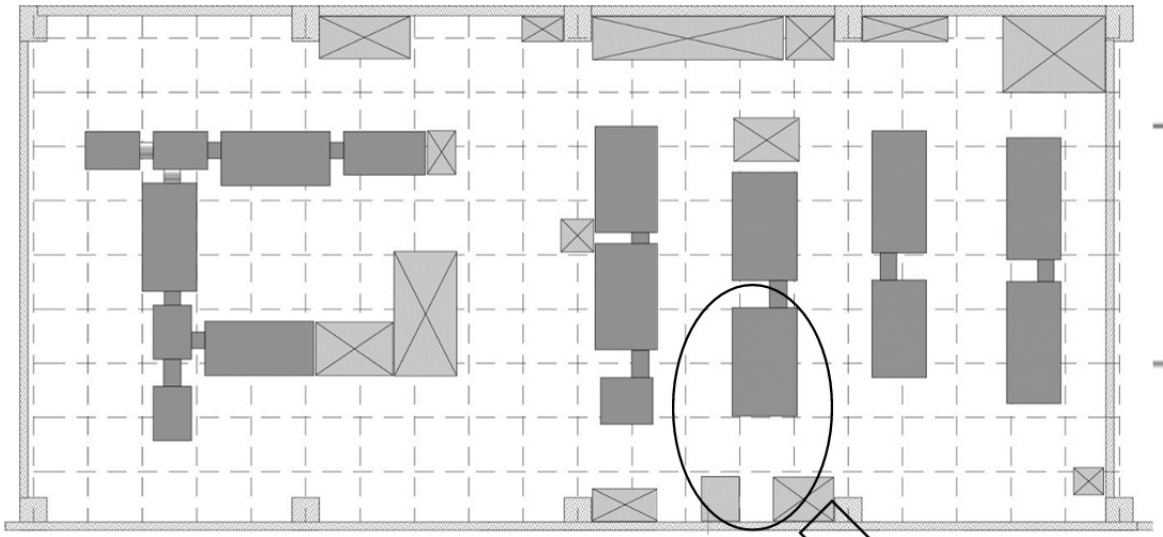


H29.9.8 撮影

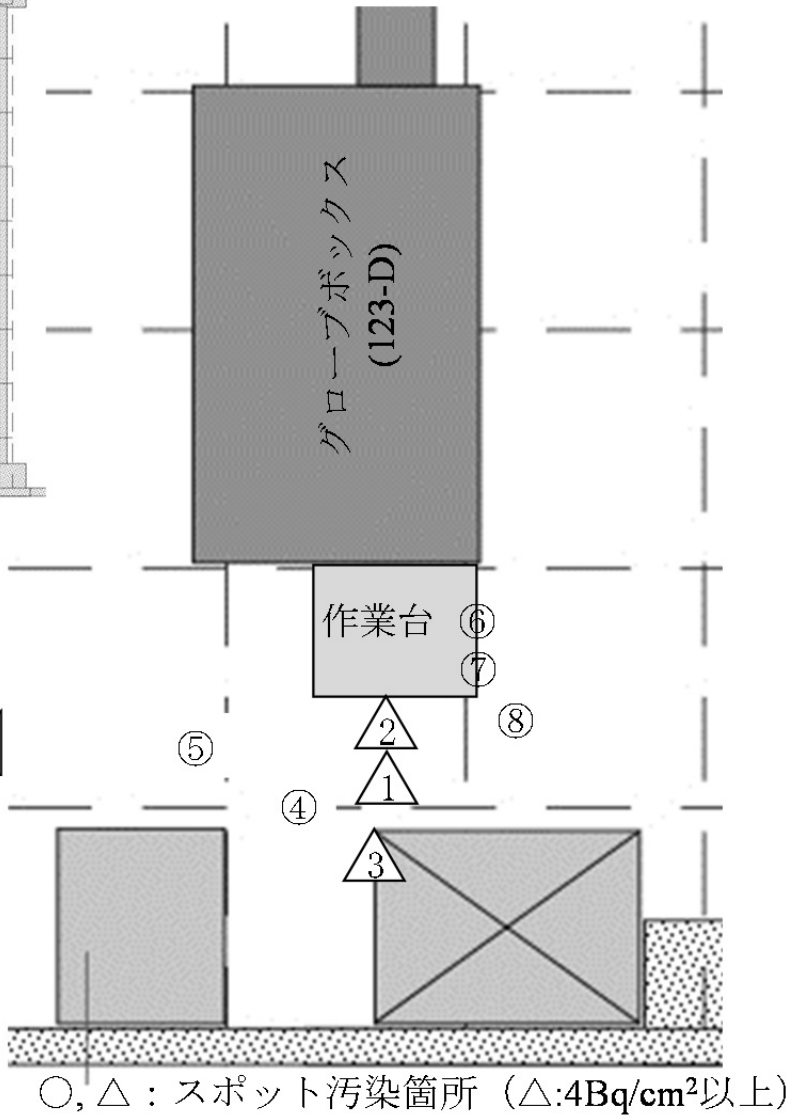


H29.9.13 撮影

図6.2.2-1　101号室　処置前後のグローブボックス（123-D）



拡大



スポット位置における表面密度(α)

汚染位置	表面密度 (Bq/cm²)	汚染位置	表面密度 (Bq/cm²)
△1	30	⑤	0.74
△2	7.8	⑥	0.39
△3	5.4	⑦	0.36
④	2.3	⑧	0.63

備考）直接サーベイによる測定

図6.2.2-2　101号室のスポット汚染位置と表面密度

108 号室の汚染検査・除染作業に係る安全対策の強化について

燃料研究棟 108 号室で進めてきた汚染検査・除染作業計画書について安全対策強化のための見直しを行った。

1. 101 号室における汚染事象に係る原因と対策の反映

(1) 101 号室における汚染事象の原因と対策

汚染事象の原因及び対策を検討した結果を以下に示す。

主な原因としては、樹脂製の袋の保管管理の不備、樹脂製の袋の交換及びバッグアウト作業に係る作業要領書の不備、現場の作業手順の確認不備が挙げられた。

その対策としては、樹脂製の袋の保管管理を強化（是正処置①）し、樹脂製の袋を用いる作業の要領を改正（是正処置②、③）する。また、ホールドポイントが確実に実施され、作業手順書どおりに作業が進むように監視を強化（是正処置④）する。

(2) 101 号室汚染事象に係る対策の 108 号室における作業への反映

(1)に示す対策に基づく 108 号室における作業への反映点を以下に示す。

・ホールドポイントが確実に実施され、作業手順書どおりに作業が進むことを確認するために、従来は 108 号室内の作業担当者のみが 108 号室における除染等の作業を監視していたが、108 号室内に監視 TV カメラを設置することで 108 号室外の工事担当者も監視できる状態とし、複数人による監視強化を図る。

・樹脂製の袋を指定された保管場所から持ち出す際には、外観や溶着の状態について健全性を点検した上で使用することを作業計画書へ反映した。

2. 緊急点検に基づく改善事項の反映

当該作業計画書の緊急点検を行い、抽出された改善内容を反映した。

・計画どおりに作業が進まない場合は立ち止まる計画となっていることを確認した。あわせて、作業を中断した後の対応について明確化を図った（緊急点検①③）。

・曖昧さを無くすために、108 号室の燃料研究棟共通作業要領と本作業計画書の突合せ確認を行い、作業計画書で補足すべき変更点を抽出し、作業計画書に反映した（緊急点検①）。

・ホールドポイントを明確化するために所要の見直しを行った。一例として、従来作業計画書における作業手順の要領としていた確認事項を安全に関わるホールドポイントとして明確化した（緊急点検②）。

・思い込みを防ぐために、作業前の装備品等の確認を確実に実施する。装備品等の作業前点検については、これまでも作業計画書の下部のチェックシートに基づき実施していたが、作業装備の健全性、装着状況、健康状態の確認の手順等について作業計画書にも明記し、ホールドポイントの一環として確認が確実に行われるように作業計画書を改訂した（緊急点検②）。

・作業責任者認定制度における保安立会者の資格を有するものが作業担当者に指名されていることを確認した。また、作業員については、作業実績に基づき力量を有することを確認した（緊急点検④）。

・汚染の拡大防止を図るために、汚染発生時における作業員の行動を明確化して作業計画書に反映するとともに、作業員が確実に行動できるよう基本動作に係る周知教育を実施した（緊急点検②）。

3. 108 号室の作業における自発的な改善活動

(1) 作業員全員の意見交換による改善点の抽出

9 月 14 日、108 号室作業に従事する原子力機構の職員及び請負業者の全員で、101 号室での汚染トラブルの状況と原因を共有するとともに、108 号室の今後の作業を改善するための意見交換を実施した。ここで得られた以下に示す改善点に関する主な内容を作業計画書に反映した。

・108 号室内の汚染レベルが下がり、α サーベイメータが有意値を検出する機会が減少したことに伴い、α サーベイメータの健全性確認を確実に実施するために、簡易線源を用いた動作確認を毎日の作業開始前に実施することとして作業計画書に反映した。
・天井付近に塗装された塩ビ配管があり、誤って安全帯のフックを掛けるおそれがあったため、108 号室内作業開始時に塩ビ配管へ表示を行った。
・移動型ダストモニタの起動について、ホースを接続する前に誤って起動させないために、ダストモニタ本体の起動ボタン付近に、ホース接続有無に関する表示を行った。

(2) 継続的な改善活動

毎日の終礼時に当日作業の実施状況の確認とともに改善点の確認を行い、翌日の TBM に反映することで、PDCA を回していく。

4. 作業員、関係管理者の意識改善

(1) 教育

改善点を反映した作業計画書を用いて、作業員全員で読み合わせを行い、作業に際しての注意点を確認し合うとともに、安全に関する意識向上を図った。作業手順の遵守、ホールドポイントの確実な遂行、並びに、汚染拡大防止のための基本動作の再確認のため、作業員全員で意識の共有を図るための教育を実施した。

(2) 安全大会

作業再開に際しては、所長及び福島燃料材料試験部長から安全訓示を行い、作業員全員（請負会社員を含む。）で安全大会を開催し、安全意識の浸透を図った。

5. これまで講じてきた各種対策の確実な実施

(1) 作業に係る詳細 TBM-KY

本作業における作業前の TBM-KY は、朝、昼の 2 回、ホワイトボードにその日ごとの作業項目、メンバー配置を記載するとともに、注意点については具体的な図、マップ、現場を再現した 3D 図面、現場写真等を配布して全員で確認している。また、作業終了後も全員で終礼を行い、実施の状況と翌日作業への反映点を確認している。

(2) 健康維持管理

多重の装備を装着しているため、熱中症の対策として、熱中症計の設置及び監視、並びにクールベスト（保冷剤内蔵）の着用を実施している。また、作業員の健康状態は 30 分ごとに確認している。さらに、管理区域出口に冷えた飲み物を常設し、容易に水分補給できる環境を整備している。

外部被ばく線量（実効線量及び皮膚の等価線量）の評価について

本文「6.3 (1) 外部被ばくによる実効線量の評価」及び「6.3 (2) 体表面汚染による皮膚被ばく線量の評価」において記載した被ばく線量評価の詳細を以下に示す。

１．外部被ばく線量の評価

(1) OSL（光刺激蛍光）線量計による測定

大洗研究開発センターでは放射線業務従事者の日常モニタリング用の基本線量計として OSL 線量計を使用している。この OSL 線量計では、4 個の OSL 素子の上に、それぞれ材質及び厚さの異なるフィルタ（フィルタなし、プラスチック、アルミニウム及び銅）を配置することによりγ線とβ線の弁別及び入射放射線エネルギーの推定を行い、被ばく線量の評価に必要な精度を担保できるよう設計されており、外部からの放射線が線量計に一様に入射することが正しい測定の前提条件となる。γ線のエネルギーの推定にはアルミニウム（Al）フィルタと銅（Cu）フィルタに対する透過率の違いを利用しており、本被ばく事故における主要な外部被ばく源と考えられる Am-241 の γ 線（59.5 keV）やそれより低いエネルギーにおいては、両フィルタ下の OSL 素子の読取値の比が約 1.5 以上となる。

作業員の着用していた OSL 線量計は、表面汚染が認められたためグリーンハウス内で保管され、平成 29 年 6 月 13 日に回収された。回収時に行われた表面汚染検査の結果、線量計ケース外側には最大で 1.0×10^3 Bq/cm^2 の汚染（後述の 2.2(2)参照）が確認されたが、ケースに収納された線量計本体には汚染はなかった。

平成 29 年 6 月 15 日に OSL 線量計の測定を実施した結果、作業員 A、B、C 及び D の 1cm 線量当量は検出下限値（0.1 mSv）未満であった。しかし、作業員 E の OSL 線量計では、Al フィルタ下と Cu フィルタ下の OSL 素子の読取値の比が約 0.5 となっており、前述した、今回の被ばく状況で想定される約 1.5 以上という値とは大きく異なっていた。これは、表面に付着していた汚染からの放射線が長時間にわたって線量計に局所的に入射したためと考えられる。したがって作業員 E の OSL 線量計については、評価不能と判定した（表 6.3.1-1）。

また、OSL 線量計に同梱された中性子用の固体飛跡中性子線量計の測定も実施した結果、中性子による有意な被ばくは認められなかった。

(2) 電子式ポケット線量計（EPD）による測定

平成 29 年 6 月 19 日付け報告で既報のとおり、作業員 5 名のうち 3 名が補助線量計として EPD を着用しており、その読取値は 2 μSv（作業員 B)、3 μSv（作業員 D)、60 μSv（作業員 E）であった（表 6.3.1-１）。

この EPD の読取値についても EPD 表面の汚染による寄与が含まれていると考えられるが、各作業員の退域時に読み取られた値であることから、回収までの約 7 日間汚染下にあった OSL 線量計に比べて読取値に対する汚染の寄与は小さいと考えられる。ただし、EPD は 40 keV 以下のエネルギーの光子に感度を持たないため、108 号室の光子エネルギースペクトル（波高分布）を測定した。

(3)　108 号室の線量率及び光子エネルギーの測定

平成 29 年 7 月 4 日に 108 号室の光子エネルギースペクトル（波高分布）を測定した。その結果を図 6.3.1-1 に示す。この結果から 108 号室については Am-241 からの γ 線（59.5 keV）が支配的であり、EPD の測定値が過小評価である可能性は低いことが確認された。

(4)　実効線量の評価

以上の結果から、5 名の作業員の外部被ばくによる実効線量は、作業員 A、B、C、D については OSL 線量計、作業員 E については EPD を基に評価を行い、全員記録レベル（0.1 mSv）未満であると評価した（表 6.3.1-1)。

なお、平成 29 年 6 月 7 日に測定した 108 号室内の線量当量率は最大で 2 μSv/h であったことから、同室内に 8 時間滞在したとして外部被ばくを評価しても最大で 16 μSv であり、上記の評価と矛盾しない。

表 6.3.1-1　OSL 線量計及び EPD による外部被ばく線量の測定・評価結果

作業員	A	B	C	D	E
測定値（OSL 線量計）	<0.1mSv	<0.1mSv	<0.1mSv	<0.1mSv	評価不能 *1
測定値（EPD）	着用なし	2 μSv	着用なし	3 μSv	60 μSv
実効線量評価結果	X*2	X*2	X*2	X*2	X*2

*1 線量計表面汚染の影響があり評価不能

*2 X;記録レベル（0.1mSv）未満

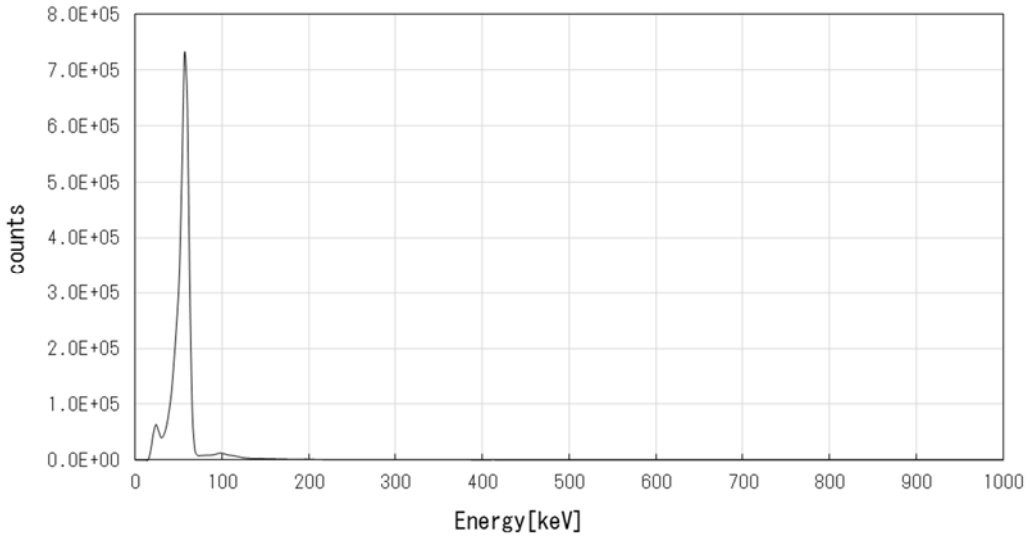


図 6.3.1-1　$LaBr_3$ スペクトロメータによる 108 号室内の光子エネルギースペクトル測定結果
（平成 29 年 7 月 4 日　約 3 時間測定）

２．　皮膚の等価線量の評価方法

2.1　計算方法

皮膚の等価線量の評価は、表面汚染の測定結果から以下の計算方法を用いて評価した。

(1) 表面汚染の測定結果に基づく表面密度の算出　（出典：JIS Z 4504:2008[1]）

①直接法で単位面積当たりの放射能 A_S（Bq/cm²）を求める場合

$$A_s = \frac{n - n_B}{\varepsilon_i \times W \times \varepsilon_S} \quad \cdots\cdots (1)$$

ここに、
n ： 総計数率（cps）
n_B ： バックグラウンド計数率（cps）
ε_i ： β線又はα線に対する機器効率
W ： 放射線測定器の有効窓(入射窓)面積（cm²）
ε_S ： 放射性表面汚染の線源効率

②間接法で遊離性表面汚染の単位面積当たりの放射能 A_{sr}（Bq/cm²）を求める場合

$$A_{sr} = \frac{n - n_B}{\varepsilon_i \times F \times S \times \varepsilon_S} \quad \cdots\cdots (2)$$

ここに、
n ： 全計数率（cps）
n_B ： バックグラウンド計数率(cps)
ε_i ： β線又はα線に対する機器効率
F ： 拭き取り効率
S ： 拭き取り面積(cm²)
ε_S ： 拭き取り試料の線源効率

(2) 核種別の放射能の算出

対象となる混合物中の各核種の重量から放射能を求める。

質量数 M、半減期 $T_{1/2}$(sec)の核種 ^{M}N が W(g)ある場合、その核種の放射能 $A_{N\text{-}M}$(Bq)は

$$A_{N-M} = W \cdot \frac{ln(2)}{T_{1/2}} \cdot \frac{A_\upsilon}{M} \quad \cdots\cdots (3)$$

ここに、A_υ：アボガドロ数（6.02×10^{23}）

となる。前項で求めた表面密度の値は、全てのα線放出核種の放射能の密度であることから、この値から皮膚の線量を評価する場合は、核種組成（放射能比）を用いて核種別の表面密度を算出する。

(3) 皮膚の等価線量の算出

表面汚染による皮膚の被ばく線量は、表面密度に単位時間当たりの線量換算係数（[mSv/h]/[kBq/cm²]）及び被ばく時間を乗じて算出した核種ごとの被ばく線量を合計することにより評価する。今回の評価で対象とした核種の情報を表 6.3.1-2 に示す。

[1] JIS Z4504:2008 放射性表面汚染の測定方法－β線放出核種（最大エネルギー0.15MeV 以上）及びα線放出核種　から。

表 6.3.1-2　評価で対象とした核種の情報

核種	半減期[2] (year)	線量換算係数[3] ([mSv/h]/[kBq/cm^2])	α線放出率 (%)
Pu-238	8.770E+01	3.70E-03	99.9
Pu-239	2.41E+04	1.43E-03	99.7
Pu-240	6.564E+03	3.70E-03	99.9
Pu-241	1.435E+01	0.00E+00	0.0023
Pu-242	3.75E+05	3.70E-03	100
Am-241	4.322E+02	1.95E-02	99.3

2.2　今回の評価

(1) 汚染の核種組成（放射能比）

現時点では実際の表面汚染の同位体比等に係る情報は得られていないことから、これまでに調査された、破裂した容器に収納されたことが確認されている試料の情報（本文　表 6.4.1 の 5 種類の同位体組成）を開封時（平成 29 年 6 月）までの崩壊を考慮した放射能組成に換算し、皮膚被ばく線量が最大となる同位体比を評価し使用した。

(2) OSL 線量計ケースの表面密度

OSL 線量計ケースの表面（身体に密着した背面部分を除く 5 面）を拭き取ったスミヤろ紙の測定結果は、バックグラウンド計数を減じた正味値で 27,756 cpm であった。

また、ケースの外形は 3.5 cm(W)×7 cm(H)×1 cm(L)であることから、拭き取った表面積は 45.5 cm^2 とした。この場合、表面密度(Bq/cm^2)は、式(2)から以下の値となる。

なお、機器効率及び線源効率は、このときの測定に使用したα βシンチレーション測定装置：JREC ES-7284A について、大洗研究開発センターの通常の放射線管理で使用している値を適用した。

$$A_{sr} = \frac{n - n_B}{\varepsilon_i \times F \times S \times \varepsilon_S} = \frac{27756\ /60}{0.416 \times 0.1 \times 45.5 \times 0.25} = 1.0 \times 10^3$$

(3) 量研　放医研で測定された身体汚染の表面密度

量研　放医研の受け入れ時のサーベイメータによる体表面汚染検査では、最大 140 cpm の汚染が身体の一部に検出されたと発表されている。この場合、表面密度(Bq/cm^2)は、式(1)から以下の値となる。

なお、機器効率及び線源効率は、量研 放医研が当該測定で使用した測定器（α汚染サーベイメータ：Aloka TCS-232）と同型の測定器について、大洗研究開発センターの通常の放射線管理で使用している換算係数（Bq/cpm)、すなわち機器効率×線源効率に 60 を乗じた値の逆数を適用した。

---

[2] 日本アイソトープ協会、アイソトープ手帳 11 版（2011）から。

[3] D. Delacroix et. al.、 “Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook 2002”、 Radiation Protection Dosimetry、 Vol.98、 No.1、 2002 から。ただし、ここでは Pu-240 に対する係数が 0、Pu-242 については記載なしのため、Pu-238 での値を代用し保守的評価となるようにした。

$$A_s = \frac{n - n_B}{\varepsilon_i \times W \times \varepsilon_S} = \frac{140}{71.5} \times 0.225 = 0.44$$

(4) OSL 線量計ケースの表面密度を用いた事故発生から管理区域退域までの線量

OSL 線量計ケースの表面密度の最大値（1.0×10^3 Bq/cm^2）と同じレベルの汚染が身体表面に直接付着したと仮定し、事故発生（平成 29 年 6 月 6 日 11 時 15 分）から 5 名全員の除染が完了し管理区域を退域した時刻（同日 18 時 55 分）までの 7.67 時間を最大の被ばく時間として皮膚の線量を評価した。その結果、各核種の合計で約 83 μSv となった。

(5) 量研　放医研の測定結果（公表値）を用いた管理区域退域から量研　放医研での除染完了までの線量

量研　放医研での受入時に検出された汚染（0.44 Bq/cm^2）が、管理区域退域時から残存していたと仮定し、燃料研究棟の管理区域退域時（平成 29 年 6 月 6 日 18 時 55 分）から本情報が公表されたプレス発表の開始時刻（平成 29 年 6 月 7 日 17 時）までの約 22 時間を最大の被ばく時間として皮膚の線量を評価した。その結果、各核種の合計で約 0.11 μSv となった。

作業員の内部被ばくによる実効線量の算定

原子力機構として行った作業員の内部被ばく実効線量の算定過程を以下に示す。

1. 測定結果

プルトニウム等による内部被ばく線量の評価材料として、初期の便バイオアッセイ結果及び肺モニタ結果（量研　放医研実施分）を確認した。確認した値を表 6.3.2-1 及び表 6.3.2-2 に示す。

なお、尿バイオアッセイ結果によりウランの排泄がないことを確認した。

表 6.3.2-1　初期の便バイオアッセイ結果

作業員	試料採取期間	^{238}Pu	^{239}Pu+^{240}Pu	^{241}Pu	^{241}Am
A	平成 29 年 6 月 7 日-6 月 11 日	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq
B	平成 29 年 6 月 7 日-6 月 12 日	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq
C	平成 29 年 6 月 8 日-6 月 11 日	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq
D	平成 29 年 6 月 7 日-6 月 11 日	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq
E	平成 29 年 6 月 7 日-6 月 11 日	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq

注記）「<」は検出限界値未満であることを示す。

表 6.3.2-2　肺モニタ結果（量研　放医研実施分）

作業員	測定日時	^{239}Pu	^{241}Am
A	平成 29 年 6 月 7 日、6 月 9 日以降	[redacted]Bq	[redacted]Bq
B	平成 29 年 6 月 7 日、6 月 9 日以降	[redacted]Bq	[redacted]Bq
C	平成 29 年 6 月 7 日	[redacted]Bq	[redacted]Bq
D	平成 29 年 6 月 7 日、6 月 9 日以降	[redacted]Bq	[redacted]Bq
E	平成 29 年 6 月 9 日	[redacted]Bq	[redacted]Bq

注記）「<」は検出限界値未満であることを示す。

個人情報保護の観点から[redacted]の箇所は非開示としています。

2. 空気力学的放射能中央径及び吸収のタイプの評価

放射性物質の摂取に至った原因は、事故発生から管理区域退域までの間の吸入摂取によるものと推定し、経口摂取は考慮しないものとした（詳細は別添本文 7.2 及び添付 7.2.1 参照)。108 号室の放射線管理情報等の調査結果（詳細は別添本文 6.5 及び添付 6.5.1 参照）及び事故当時の作業状況の聞き取り調査結果（別添本文 4.2 及び添付 4.2.1 参照）により、吸入摂取した放射性物質の空気力学的放射能中央径及び吸収タイプを評価した。不確かな要素については保守的に評価した。表 6.3.2-3 に評価結果を示す。量研　放医研によるバイオアッセイ等の結果に基づく空気力学的放射能中央径及び吸収タイプの設定は、放射線管理情報等の調査結果と比べても保守的であり、適切であることを確認した。また、量研放医研が実施した肺モニタと初期便中の放射能比から文献[1]に基づき空気力学的放射能中央径を求める方法についても確認し、適切であることを確認した。

表 6.3.2-3　空気力学的放射能中央径及び吸収タイプ（^{238}Pu、$^{239+240}$Pu、^{241}Pu 及び ^{241}Am）

作業員	空気力学的放射能中央径	吸収タイプ
A	1 μm	M
B	1 μm	M
C	1 μm	M
D	1 μm	M
E	5 μm	M

注記）吸収タイプ M[2]の化合物　Pu：不溶性酸化物以外　Am：全ての化合物

[1] H. Doerfel, et. al, General Guidelines for the Estimation of Committed Effective Dose from Incorporation Monitoring Data, Forschungzentrum Karlsruhe GmbH, Karlsluhe, FZKA7243 (2006)

[2] 吸収タイプ「M」とは、放射性核種を含む化合物の肺から体内への吸収速度を速い(F)・中位(M)・遅い(S)と分類した上で、吸収速度が中程度（肺からの排出の近似的半減期が概ね 140 日程度で近似できる）の化合物が、吸入摂取した放射性核種の組成の主要成分であることを示す。

3. 吸入摂取後の便中排泄割合と実効線量係数の決定

内部被ばくによる実効線量は、以下の式により算出した。

内部被ばくによる実効線量［Sv］＝摂取量［Bq］×実効線量係数［Sv/Bq］　・・・・・・・・・(1)

摂取量［Bq］＝初期の便バイオアッセイ結果〔Bq〕／吸入摂取後の便中排泄割合〔Bq/Bq〕・・・(2)

吸入摂取後の便中排泄割合（当該期間の放射性物質の排泄量/放射性物質の摂取量）及び実効線量係数を、「2.」で評価した空気力学的放射能中央径と吸収タイプに基づき、IMBA[3]内蔵のデータから決定した。吸入摂取後の便中排泄割合を表 6.3.2-4 に、実効線量係数を表 6.3.2-5 にそれぞれ示す。

表 6.3.2-4　吸入摂取後の便中排泄割合

吸入摂取後の経過時間（日）	1 日当たりの便中排泄割合			
	空気力学的放射能中央径 1 μm 吸収タイプ M		空気力学的放射能中央径 5 μm 吸収タイプ M	
	Pu	Am	Pu	Am
1	5.8×10^{-2}	5.8×10^{-2}	1.1×10^{-1}	1.1×10^{-1}
2	8.4×10^{-2}	8.4×10^{-2}	1.5×10^{-1}	1.5×10^{-1}
3	4.4×10^{-2}	4.4×10^{-2}	8.0×10^{-2}	8.0×10^{-2}
4	1.9×10^{-2}	1.9×10^{-2}	3.4×10^{-2}	3.3×10^{-2}
5	8.0×10^{-3}	8.0×10^{-3}	1.3×10^{-2}	1.3×10^{-2}

表 6.3.2-5　実効線量係数

作業員	^{238}Pu	$^{239+240}$Pu	^{241}Pu	^{241}Am
A	4.35×10^{-5} Sv/Bq	4.73×10^{-5} Sv/Bq	8.48×10^{-7} Sv/Bq	3.93×10^{-5} Sv/Bq
B	4.35×10^{-5} Sv/Bq	4.73×10^{-5} Sv/Bq	8.48×10^{-7} Sv/Bq	3.93×10^{-5} Sv/Bq
C	4.35×10^{-5} Sv/Bq	4.73×10^{-5} Sv/Bq	8.48×10^{-7} Sv/Bq	3.93×10^{-5} Sv/Bq
D	4.35×10^{-5} Sv/Bq	4.73×10^{-5} Sv/Bq	8.48×10^{-7} Sv/Bq	3.93×10^{-5} Sv/Bq
E	3.01×10^{-5} Sv/Bq	3.26×10^{-5} Sv/Bq	5.83×10^{-7} Sv/Bq	2.71×10^{-5} Sv/Bq

[3] IMBA: (Integrated Modules for Bioassay Analyses) 国際放射線防護委員会 (ICRP; International Commission on Radiation Protection) が推奨する標準的な代謝モデルに基づき英国放射線防護局が 1998 年に作成した内部被ばく計算プログラム。

4. 摂取量の算出

式(2)により摂取量を算出した。表 6.3.2-6 にその結果を示す。

なお、吸入摂取日時は、保守的に事故発生日時とした。

表 6.3.2-6　摂取量

作業員	^{238}Pu	$^{239+240}$Pu	^{241}Pu	^{241}Am
A	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq
B	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq
C	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq
D	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq
E	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq	[redacted]Bq

5. 実効線量の算定

式(1)により内部被ばく線量を算定した。表 6.3.2-7 にその結果を示す。

表 6.3.2-7　内部被ばくによる実効線量

作業員	^{238}Pu	$^{239+240}$Pu	^{241}Pu	^{241}Am	合計
A	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv
B	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv
C	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv
D	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv
E	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv	[redacted]mSv

個人情報保護の観点から[redacted]の箇所は非開示としています。

内部被ばく線量評価におけるキレート剤の効果の取扱いについて

内部被ばくによる実効線量は、摂取量に実効線量係数を乗じて算出する。

摂取量は、バイオアッセイ試料（便や尿）の測定結果（体外に排泄された放射能）や全身カウンタの測定値（体内に残留している放射能）から評価する。

実効線量係数は、放射性物質の摂取後の体内における挙動を表す代謝モデルに基づき計算された、摂取量から預託実効線量へ換算するための係数である。国際放射線防護委員会（ICRP）から、推奨される標準的な代謝モデル（以下「ICRP モデル」という。）とそれに基づく実効線量係数の値が与えられており、その代表的な値が法令に採用されている[1]。実効線量係数は、核種別に与えられているが、吸入摂取の場合、吸い込んだ粒子のサイズ、化学形により代謝が異なるため、同じ核種であっても、これらにより値が異なる。

内部被ばくの場合、体内に摂取した放射性物質は、代謝により徐々に体外に排出されるものの、一部は長期間体内にとどまり被ばくを与え続ける。このため、摂取時だけでなく将来にわたって受ける被ばくを考慮することから 50 年間の積算線量である預託実効線量を算出し、これを摂取時点の年線量限度などと比較することになっている。

なお、治療の目的で投与されるキレート剤は体内に摂取された放射性物質の排泄を促す効果があるが、ICRP モデルにはこの効果は取り入れられていない。

Pu 等の内部被ばくによる線量評価においては、ICRP モデルに基づいて便中の排泄量から摂取量を求めることが一般的である。バイオアッセイによって分析された便中の Pu 等は経口又は呼吸気道に沈着後胃腸管へ移行した成分が主である。

Ca-DTPA 等のキレート剤は、血液中で Pu 等と結合して尿中への排泄を促進させることにより、被ばく線量を低減する効果が期待できる。一方で、便中の Pu 等の排泄量は、血液中の Pu 等の尿中への排泄を促進する効果があるキレート剤の影響をほとんど受けない。したがって、Pu 等の便中排泄量から ICRP モデルにのっとって行う内部被ばく線量評価では、キレート剤の影響をほとんど受けないと考えられる。さらに、現時点において、キレート剤による Pu 等の体内動態の変化を定量的に評価する手法については研究段階である。

以上から、今回の線量評価に関して、量研　放医研ではキレート剤の効果を考慮しない ICRP モデルに基づく評価を行っており、原子力機構も同様の判断を行った。

---

[1] 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成 27 年原子力規制委員会告示第 8 号）
第十条第 4 項　第二項第二号に規定する内部被ばくによる実効線量並びに核燃料物質使用規則第三条第八号ハ、核原料物質使用規則第二条第七号ハ及び受託貯蔵規則第二条第十号ハの線量は、別表第一の第一欄に掲げる放射性物質の種類に応じて、吸入摂取の場合は第二欄に、経口摂取の場合は第三欄に掲げる実効線量係数に摂取量を乗じたもの（二種類以上の放射性物質を吸入摂取し、又は経口摂取した場合にあっては、それぞれの種類ごとに算出したものの和とする。）とする。

事故発生直後の肺モニタによる測定の経緯について

1. はじめに

事故発生当日（平成 29 年 6 月 6 日)、大洗研究開発センターの産業医は、鼻スミヤの測定結果、核燃料サイクル工学研究所（以下「核サ研」という。）で実施した肺モニタ測定の結果、事故時の汚染状況等に基づき、作業員 5 名に対してキレート剤の投与を行った。

この核サ研で実施した肺モニタ測定では、皮膚に付着していた汚染の影響によって結果が過大評価となった可能性が高いと考えられる（添付 6.3.5 参照)。これは、キレート剤投与をできるだけ早期に開始するため、燃料研究棟退出時に除染・汚染検査が完了したという情報に基づき、肺モニタ測定時には改めて汚染検査を実施しなかったことによる。この経緯の詳細を以下に示す。

2. 核サ研における肺モニタ測定時に改めて汚染検査をしなかった経緯

燃料研究棟において作業員5名に対し鼻スミヤを採取し測定した結果､3名から有意な値が検出され、最大は 24 Bq（α線）であった（表 4.2.1 参照)。このため、作業員を核サ研の放射線保健室へ搬送し、肺モニタ測定及びその結果等に基づくキレート剤投与を行うこととした。

今回鼻スミヤで検出された値は、過去に核サ研で発生した Pu 内部被ばく事例で線量が最大であった者の鼻スミヤの結果を上回る値であり[1]、これまでの知見に基づいて保守的な評価[2]を行った場合には、線量限度（50 mSv/年）の 10 倍を超える可能性があることが予想されたことから、キレート剤の最初の投与を急ぐ必要があった[3]。しかし、作業員が放射線保健室に到着したのは 19 時 41 分であり、事象発生から約 8 時間が経過していた。

また、核サ研では受入れ準備の段階では体表面の汚染検査及び除染を行う予定であったが、作業員が到着する前に大洗研究開発センターから、除染と汚染検査は燃料研究棟退出前に終了したとの情報が入り、また到着時には随行した関係者からもその旨を確認することができた[4]。

以上の状況から、キレート剤投与を最優先すべきとの考えの下、核サ研において改めて汚染検査及び除染を行うことはせず、キレート剤投与の判断に必要な肺モニタの測定を直ちに行うこととし、鼻スミヤの測定結果又は 108 号室退室直後の汚染検査結果の高い順に肺モニタの測定を開始した。しかしながら、緊急時には不測の事態を想定して対応すべきであり、今回肺モニタ測定前に汚染検査を行わなかったことは反省点として、今後の緊急時における対応を検討する必要がある。

---

[1] 平成 5 年に再処理施設で発生した事例で、最大の実効線量（90 mSv）となった作業員の鼻スミヤの結果は 0.8 Bq であった。

[2] Kurihara.O et.al, Practical action levels for chelation therapy in plutonium inhalation using nose swab. Radiat Prot Dosim; 127-1 (2007) pp. 411-414

[3] 一般に、最初のキレート剤の投与の開始は、摂取後可能な限り速やかに開始することが望ましいとされている。Gerber.G et.al, Guidebook for the Treatment of Accidental Internal Radionuclide Contamination of Workers. Radiat Prot Dosim; 41-1 (1992)

[4] 核サ研の特殊モニタリング手順書においては、除染が確実に行われていることを放射線管理担当課からの聞き取り情報により確認する事としている。

3. 肺モニタ測定の位置付け及び測定値の取扱いについて

今回の事故対応で実施した内部被ばくモニタリングと医療措置の関係を図 6.3.4-1 に示す。プルトニウム等による内部被ばく事故発生直後に実施する肺モニタによる測定は、主に迅速に実施すべき医学的な処置（キレート剤の投与による排泄の促進等）の判断に資することを目的としたものであり、迅速性が優先となるため、鼻スミヤの結果等から線量が高いことが予測される場合には、予防原則に沿った対応として過大評価を排除せず対応する場合がある。医療対応においては、被ばくを過小評価する方が後の対応において問題となることが多い。

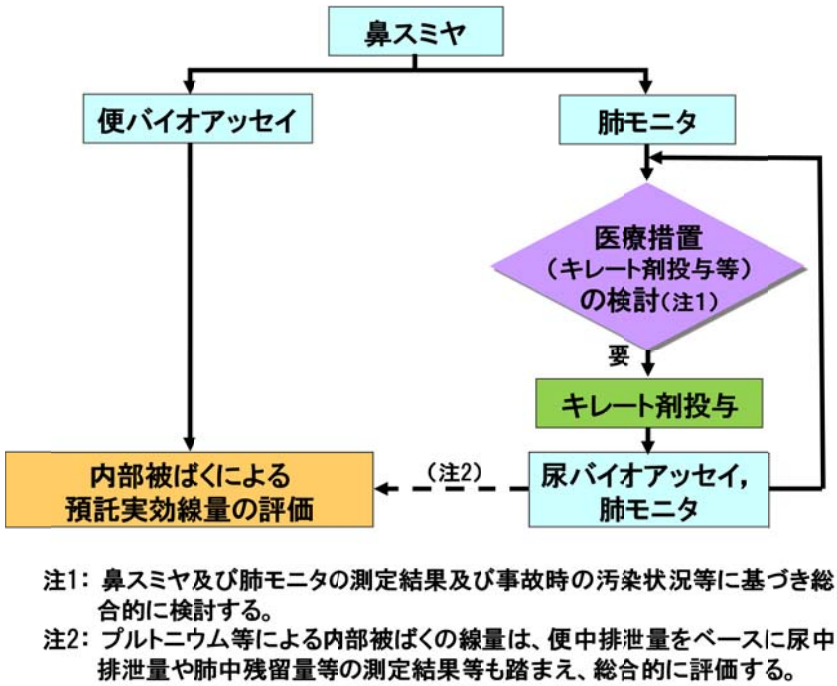


図 6.3.4-1　今回の事故における内部被ばくモニタリングと医療措置の関係

今回、上記の考え方に基づき、肺モニタの測定時には改めての汚染検査はせず、その測定値に含まれる皮膚汚染による過大評価の程度を確認することはしなかった。

過大評価の可能性がある場合、その情報を付さずに測定結果のみを公表することは風評被害を含む社会的な影響をもたらすおそれがある。今回単に測定値（ベクレル数）のみを公表してしまったことについては重大な反省点ととらえ、緊急時の対応を検討する必要がある。

4.　核サ研と量研　放医研の受け入れ時の対応の違いについて

核サ研においては、燃料研究棟の管理区域から退域する際に実施した除染及び汚染検査で管理区域からの退出基準をクリアしていたことを前提として、キレート剤の投与に係る対応を優先させ、再度の汚染検査は必要ないと判断し、量研　放医研で実施されたような詳細な汚染検査を実施しなかった。また、キレート剤の投与が終了したのは深夜であり、作業員が相当疲労していたことから、キレート剤投与後に改めて汚染検査を実施することなく休息させた。さらに、当時の機構内の関係者の間では除染又は汚染検査が不十分である可能性を考慮できなかったことから、翌日量研　放医研に搬送するまで汚染検査は実施しなかった。

一方、量研　放医研においては、被ばく医療機関の原則的な手順に従って、入院前の受け入れ時に、作業員１名に対し複数のサーベイ要員を配置し、十分な時間をかけて汚染検査を実施した。また、除染しにくい皮膚の汚染については数日間にわたって除染を行うなどの対応を行った。

5．今後の緊急時の対応

上記を踏まえて、今後は以下の対応を採る。

身体の広範囲が汚染するような事故が発生した場合は、除染完了後も一定の時間ごとに皮膚汚染の状況をチェックするなどの対応を行うことを要領等に定める。また、肺モニタを含む体外計測においては、測定の直前に体表面汚染検査、特に対象部位（肺モニタの場合には胸部）表面の汚染検査を実施し、可能な限り除染を行うことを原則とする。

また、プルトニウム等による内部被ばく線量については、バイオアッセイ等の分析結果に基づいた評価を基本とし、この評価が確定する前に肺モニタ等他の方法での測定結果やそれに基づく暫定的な線量推定結果を外部に発信する場合には，その結果の確定度に係る情報を関係者が十分共有するよう、情報発信の手順及び方法に係る要領等を整備する。

肺モニタ測定値と体表面汚染との関係の評価

1.確認・調査事項

量研　放医研に受け入れ後実施された体表面汚染の測定にて数箇所から最大 140 cpm の汚染が検出されていることから、核燃料サイクル工学研究所の肺モニタ（以下「肺モニタ」という。）の測定結果には皮膚に付着していた ^{239}Pu 等による影響があったと考えられるため、肺モニタで測定された値と体表面汚染との関係を評価する。

2.肺モニタの仕様及び測定・評価方法

(1) 仕様

・肺モニタ本体：CANBERRA 製 BE5020（図 6.3.5-1）

検出器	Ge 半導体検出器 ×2 本
検出器サイズ	5000 mm^2 × 20 mm（L）
測定エネルギー範囲	10 keV ～ 400 keV

※肺モニタ本体は鉄遮蔽室内に収容

・解析ソフト：　CANBERRA 製ホールボディカウンタ・肺モニタ用ソフト Apex-InVivo™ Version 1.2（本ソフトのバックグラウンドプロセスとして同社製ガンマ分析ソフト Genie™ 2000 Version 1.3.1 が動作する。）

・鉄遮蔽室（図 6.3.5-2）

内寸	2.0 m(W) × 2.5 m(D) × 2.0 m(H)
総重量	52.3 t
遮蔽材	鉄 200 mm、鉛 3 mm、銅 0.5 mm、塩化ビニル 3 mm



図 6.3.5-1　肺モニタ



図 6.3.5-2　鉄遮蔽室

(2) 測定方法

被検者は検査衣のみを着用した状態でベッドに仰臥位となる。その後、肺モニタの検出器位置を調整し、30 分間測定する。

(3) 評価方法

肺モニタは ^{241}Am 及び ^{239}Pu を評価対象としている。これらの核種が放出する主な光子のエネルギーを表 6.3.5-1 に示す。

表 6.3.5-1　^{241}Am 及び ^{239}Pu が放出する主な光子のエネルギーと放出割合

ライン	^{241}Am		^{239}Pu	
	エネルギー	放出割合	エネルギー	放出割合
$L_{\alpha 1}$	13.95 keV	0.119	13.62 keV	0.015
$L_{\beta 2}$	16.84 keV	0.026	16.43 keV	0.003
$L_{\beta 1}$	17.75 keV	0.116	17.22 keV*	0.017
$L_{\gamma 1}$	20.78 keV	0.028	20.17 keV	0.004
γ	26.35 keV 59.54 keV*	0.024 0.360	—	—

* 肺モニタにて核種の同定及び定量に使用するエネルギーとして設定しているものを示す。

肺モニタは ^{239}Pu の核種同定及び定量に 17.22 keV の特性 X 線による光電ピークを使用しており、その全計数が肺中に均一分布した ^{239}Pu によるものとし、被検者の肺、胸郭及び胸部軟組織（以下「胸部組織」という。）による遮蔽を考慮して放射能を算出するよう校正されている。胸部組織による遮蔽の度合いは被検者により異なるため、被検者の身長・体重から胸部組織の厚みを経験式[1]に基づいて算出し、補正を行う。

肺モニタは被検者の体表面に汚染がない状態で測定するのが理想であるが、胸部表面に汚染がある場合、胸部組織による遮蔽がないことから検出器の計数効率が肺中の汚染に比べ非常に高く、肺中の汚染よりかなり少ない放射能の表面汚染で同じ解析結果が算出されることになる。

^{241}Am は核種同定等に使用する 59.54 keV の γ 線のほかに 17.75 keV の特性 X 線を放出するが、^{239}Pu に起因する 17.22 keV のピークとは分離可能であり、^{241}Am の存在によって ^{239}Pu を過大評価することはない。一例として、作業員 E のスペクトル及び解析結果を図 6.3.5-3 及び図 6.3.5-4 に示す。

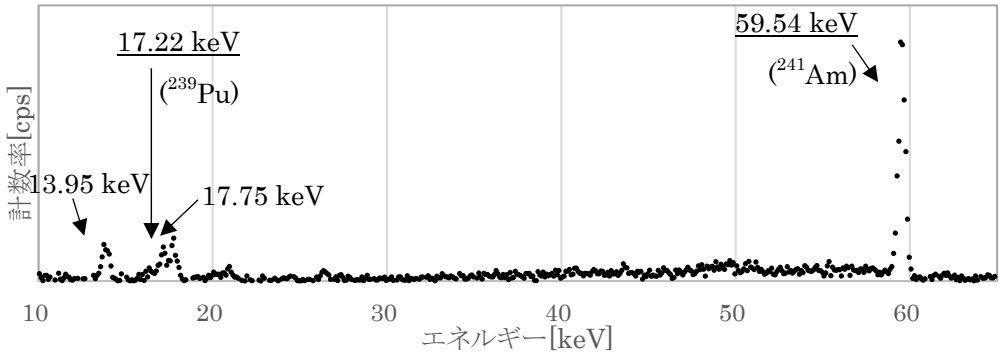


図 6.3.5-3　作業員 E の低エネルギー領域のスペクトル

（ピークと解析されたエネルギーを図中に記す。
このうち下線は核種同定及び定量に使用するエネルギーである。）

[1] F. A. Fry. *Health Physics,* Vol. 39, (1980). 89-92.

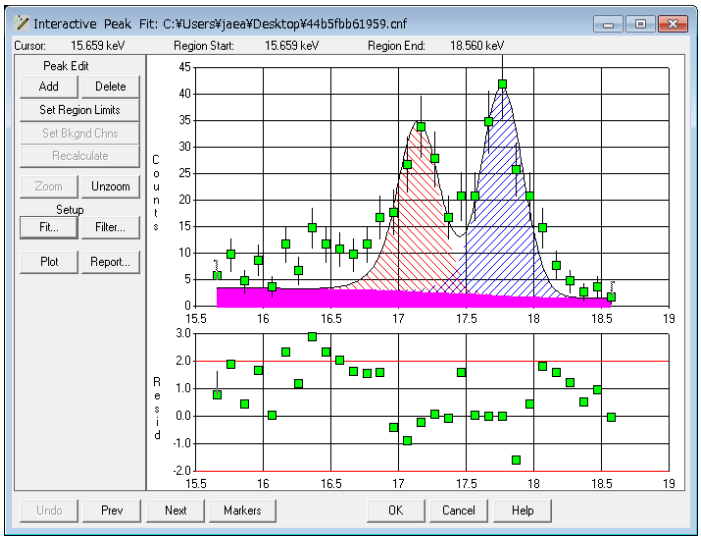


図 6.3.5-4 作業員 E のスペクトル解析結果

（解析ソフト Genie™ 2000 によるピークフィットの結果（17.22 keV 付近の拡大）
17.22 keV（左）と 17.75 keV（右）は別のピークとして解析できている。）

3.確認・調査方法

本調査では、まず、校正用の人体形状ファントム（線源なし）の胸部表面に ^{241}Am 線源（図 6.3.5-5）を設置して肺モニタにて測定し（図 6.3.5-6）、^{241}Am 線源の 59.54 keV のγ線放出率[2]と測定にて得たスペクトルの 59.54 keV のピークの計数との比によって、体表面の線源からの 59.54 keV のγ線に対する計数効率を求めた。この計数効率を用い、作業員 E の体表面汚染による 59.54 keV の計数から体表面汚染の ^{241}Am の放射能を算出した。ここで、体表面汚染による計数は、摂取量[3]から求めた測定時の肺中残留量に相当する計数を測定時の計数から差し引いた値とした。

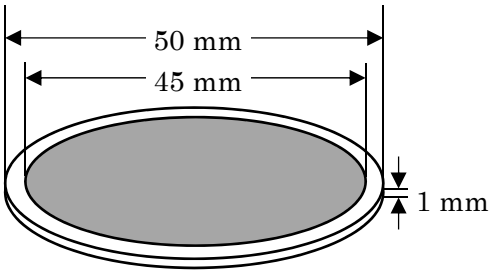


図 6.3.5-5 使用した ^{241}Am 線源の形状
（網掛け部分が放射性）

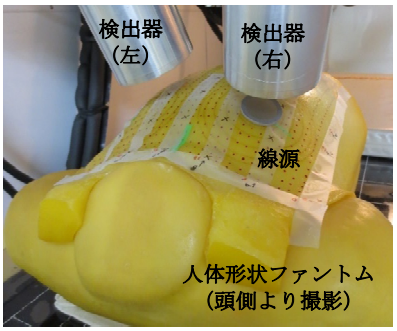


図 6.3.5-6 ^{241}Am 線源の測定風景

次に、^{241}Am 線源の 17.75 keV の特性 X 線放出率と測定にて得たスペクトル[4]（図 6.3.5-7）の 17.75 keV のピークの計数との比によって、体表面の線源からの 17.75 keV の特性 X 線に対する計数効率を求めた。この計数効率は、体表面の線源からの 17.22 keV の特性 X 線に対する計数効率と同様である

2 放出率の計算には、^{241}Am 及び ^{239}Pu から放出される特性 X 線放出割合として M. C. Lépy et al. *Nucl. Instr. and. Meth. in Phys. Res.* A 353 (1994) 10-15.の値を、^{241}Am のγ線放出割合として IAEA. X-ray and gamma-ray standards for detector calibration, *IAEA-TECDOC-619* (1991).の値（表 6.3.5-1）を使用した。

3 量研 放医研から入手した内部被ばく線量の評価結果に基づき推定される ^{241}Am 及び ^{239}Pu の摂取量

4 核種の同定・定量は、左右の検出器のスペクトルを合成したデータを用いて行う。

とみなし、作業員 E の体表面汚染による 17.22 keV の計数から体表面汚染の ^{239}Pu の放射能を算出した。

なお、^{241}Am 線源の測定結果の解析は作業員 E の体格を反映させて実施したため、本調査にて求める肺モニタ解析結果と体表面汚染の関係は作業員 E にのみ適用できる。

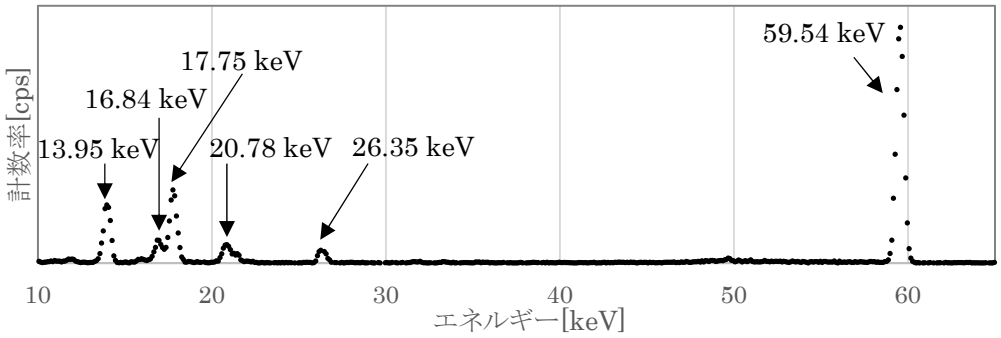


図 6.3.5-7　ファントム表面の ^{241}Am 線源のスペクトル
（ピークと解析されたエネルギーを図中に記す。）

4.確認・調査結果及び考察

作業員 E の測定において計数した体表面汚染が全て検出器近傍に存在した場合、^{239}Pu の体表面汚染が約 45 Bq であれば、肺モニタ解析結果は 2.2×10^4 Bq となる。同様に、^{241}Am の体表面汚染が約 5 Bq であれば、肺モニタ解析結果は 2.2×10^2 Bq となる。

また、作業員 E 測定時の左右の検出器での計数率の比（右 : 左）は 45 : 55 とほぼ等しいことから、汚染は片方の検出器に偏って検出されるような位置・形状ではなかったことが推測される。このことから、肺モニタの左右の検出器近傍に、α線サーベイメータの検出器の有効面積以下の面積の体表面汚染が 50 Bq の等分、すなわち左右各 25 Bq 存在すると仮定した場合、α線サーベイメータの計測値は約 100 cpm となる[5]。この結果から、検出器近傍の胸部表面にα線サーベイメータの計測値にして 100 cpm 程度の汚染がある場合には、肺モニタにて ^{239}Pu と ^{241}Am がそれぞれ 2.2×10^4 Bq、2.2×10^2 Bq と解析されることを確認した。この結果のイメージを図 6.3.5-8 に示す。

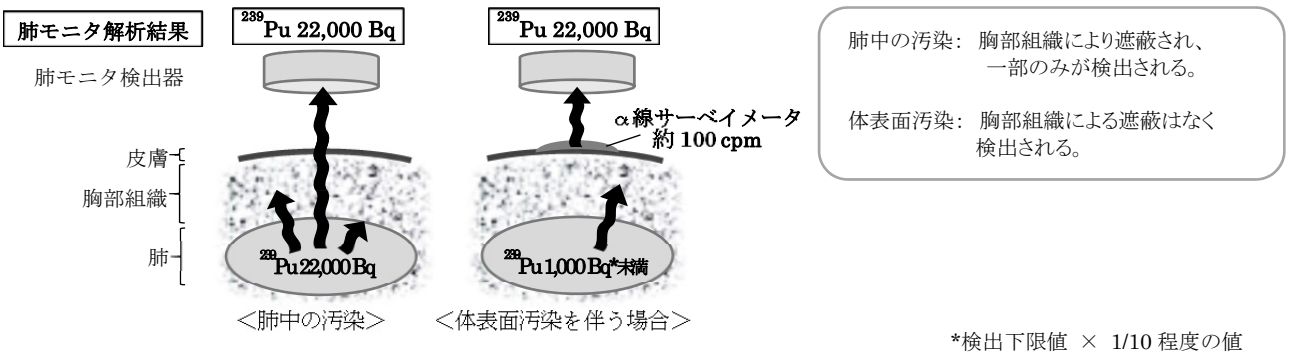


図 6.3.5-8　肺モニタ測定における肺中汚染と体表面汚染のイメージ

以上

[5] α線サーベイメータの換算係数は、添付 6.3.1 の 2.2（3）に示した大洗研究開発センターにて通常の放射線管理で使用している 0.225 Bq/cpm であるとして計算した。また、有効窓面積は 71.5 cm^2 であるとした。

体表面汚染の原因について

1. はじめに

作業員は、身体除染を行いサーベイメータを用いた測定による確認を経て、管理区域から退域した（平成 29 年 6 月 6 日 18 時 55 分)。しかし、翌 6 月 7 日、量研　放医研において、作業員受入時の体表面の測定により、作業員 4 名について、頭部、頸部、体幹部、上肢等、上半身を中心に複数の部位で汚染が検出された。

この体表面汚染の可能性となる事象を抽出し、これらについて専門家からの情報収集、関係者からの聞き取り、体内動態に基づく評価等による分析を行い、汚染の原因を推定した。

2. 体表面汚染の可能性となる経路

体表面汚染が生じたタイミングと原因として、次のケースが考えられる。これらについて分析を進めた。

(1) 管理区域退域時に汚染が残っていた。

原因：皮膚に残留していた汚染が測定で検出できなかった。頭部に付着していた汚染が乾燥により剥離し、体表面に付着した。

(2) 管理区域退域時に体表面は除染されていたが、退域後に再汚染が発生した。

原因：鼻腔内に沈着した汚染が体外へ排出された。体内に摂取された放射性核種が汗等により体表面に移行した。

3. 専門家等からの情報収集

Pu の身体汚染や体内動態の研究に多くの経験を有する海外の専門家 4 名（米国 3 名、フランス 1 名）から、事故発生から量研　放医研における体表面検査に至る経過を説明した上で、汚染経路の可能性について見解を求めた。得られた意見のポイントとしては、管理区域退域前の除染により、汚染は完全に除去できずに残っており、かつ、退域時の測定条件により汚染が検出できなかった可能性が挙げられた。また、鼻腔や汗を介した Pu の体内からの排出は、可能性としては考えられるが、ヒトにおいてそれを裏付ける事例や研究報告は把握していないとの回答であった。さらに、マウス実験から、Pu が体毛へ移行することが確認されていることなど、原因分析で参考となる情報も提供された。

一方、文献では、動物実験で Pu が毛包、皮脂腺、汗に移行することが報告されている。毛包や皮脂腺など体表面近傍に移行した Pu は、体表面に付着した汚染にみなされる可能性が考えられる。

4. 抽出された経路の評価

2. で抽出した体表面汚染の可能性となる経路について、現場における除染や汚染検査の状況、専門家や文献調査から得た情報、関係者からの聞き取り、呼吸気道モデルや体内動態による検討等に基づき分析を行い、個々の経路について可能性を検討した。

(1) 管理区域退域時に汚染が残っていたケース

① 皮膚に汚染が残留していた可能性

量研 放医研が公表した作業員受入時の体表面測定の結果によると、除染により水の流れた方向に沿って汚染が分布している傾向が見られ、シャワーによる除染が汚染を拡大させた可能性が指摘されている[1]。これより、最初に頭部を中心に付着した汚染が、水で流されて頸部、体幹部、上肢等に付着し、残留していた可能性がある。

一般的に身体に付着した汚染は、時間の経過とともに毛穴、皮膚のしわなどに入り込んで除染しにくくなるとされている[2]。このような状況では、飛程の短いα線の検出は困難になる。今回の事故では、約 3 時間以上、汚染が皮膚に付着した状況にあったため、Pu 等が検出しにくい状態になり皮膚に残留していた可能性が考えられる。

また、作業員からの聞き取り調査によれば、シャワー室での除染後、水分によるα線の吸収の影響を防ぐため、タオル等で水分を拭き取ってから測定が行われた。一方で、作業員は、体表面は完全に乾いた状態であったとは言えないとも述べている。そのため、体表面の毛穴等に残っていた湿分も、皮膚に付着した汚染からのα線を吸収し、サーベイメータによる測定の検出感度を悪くしていた可能性がある。

② 汚染の髪や頭皮からの剥離、体表面への付着

今回の汚染事故では、特殊作業帽子、特殊作業衣に覆われていない頭髪等の頭部に汚染が付着し、3 時間以上汚染した状態にあった。そのため、液体洗剤を用いた洗浄や一部の毛髪の切除により除染を行ったものの、(1)の皮膚の場合と同様に、除去しにくい状態になっていた可能性がある。頭部に残留した汚染は、毛髪や残留した水分によりα線の検出が困難になり、検知しにくいと考えられる。この残留した汚染が、管理区域退域後、頭部が次第に乾燥することにより剥離し、身体に移行した可能性がある。

この経路では、汚染は体表面以外にも広範囲広がるため、作業員が移動に用いた車両等にも汚染が検出されると考えられる。しかし、車両をサーベイした結果、汚染は検出されなかった。したがって、この経路による汚染は考えられるが、体表面汚染の主たるものであった可能性は低いと考えられる。

(2) 管理区域退域後に体表面汚染が発生したケース

① 鼻腔内に沈着した汚染の体外への排出

呼吸により吸入された放射性エアロゾルは、呼吸気道の各部位に沈着する。図 6.3.6-1 にヒトの呼吸気道を示す。鼻呼吸により吸入されたエアロゾルの一部は、鼻の先端部の前鼻道にあたる ET1 領域（胸郭外領域 1）に沈着する。事故発生現場の 108 号室で採取されたスミヤ試料の分析から、放射性エアロゾルの粒径分布（空気力学的放射能中央径）は、1～10 μm と評価されている。この粒径範囲のエアロゾルの場合、吸入した 30～40%が ET1 に沈着する (図 6.3.6-2)。このエアロゾルは、体内に吸収されるほか、鼻をかむ、拭う等により体外へ取り除かれる。体外への排出は、鼻水、くしゃみ等により更に加速される。これらの事象により、汚染が鼻腔から体外へ排出され、体表面に付着する可能性が考えられる。

---

[1] 富永隆子, ほか. 第 5 回日本放射線事故・災害医学会学術集会ポスター発表, P-6 (2017)

[2] 田代晋吾. 日本原子力学会誌, Vol. 13, pp. 2-7 (1971)；高崎浩司, ほか. 保健物理, Vol. 38, pp. 140-147 (2003).

しかし、作業員は除染時に鼻腔洗浄を行っていることから、ET1 領域に沈着したエアロゾルは、かなりの割合が除かれたと推定される。また、汚染が鼻腔から排出されたとしても、上半身に広範に付着するとは考えにくい。したがって、これが体表面汚染の経路であった可能性は低いと考えられる。

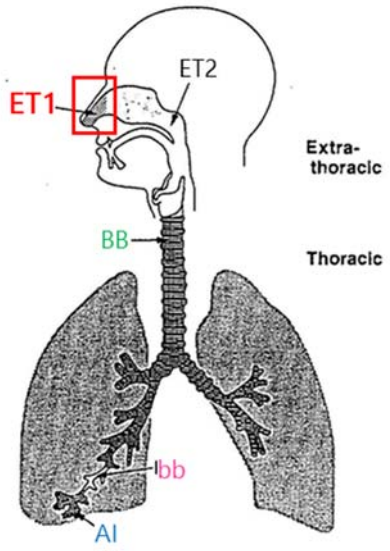


図 6.3.6-1　ヒトの呼吸気道モデル[3]。赤枠が前鼻道にあたる ET1 領域（胸郭外領域 1）。
ET2：胸郭外領域 2、BB：気管支領域、bb：細気管支領域、AI：肺胞-間質領域。

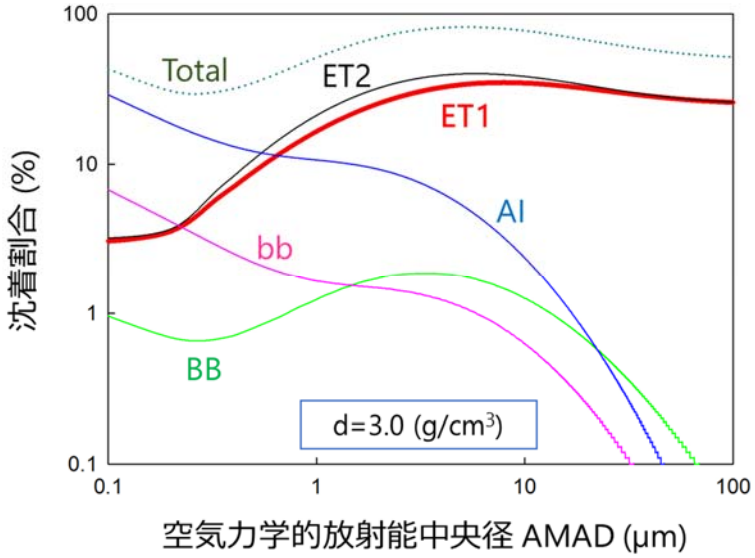


図 6.3.6-2　エアロゾルのサイズに対する領域ごとの沈着割合

[3] ICRP. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66. Ann. ICRP 24 (1-3) (1994).

② 汗による Pu 等の体表面への移行

Pb、H 等のいくつかの元素は、人体への摂取後、汗により体外へ排泄されることが確認されている。Pu については、動物実験から、毛包、体毛、皮脂腺、汗に移行することが観察されている。この経路による Pu の移行は、ヒトにおいては確認されていないが、毛包や皮脂腺、汗を経由し体表面近傍に移行した場合、体表面汚染のように測定される可能性がある。

これらの経路により Pu が体表面に移行したとすると、汚染は全身に分布し、特に発汗しやすい部位（腋窩部等）に相対的に高い汚染が見られるはずである。しかし、量研　放医研における汚染分布の測定結果に、その傾向は見られない。したがって、これらが体表面汚染の経路であった可能性は低いと考えられる。

5. 検討結果のまとめ

作業員の体表面汚染の原因について、考えられる経路を抽出した。それらについて、現場における除染や体表面汚染検査の状況、専門家や文献調査からの情報収集、関係者の聞き取り、呼吸気道モデルや体内動態による検討等に基づき分析を行い、個々の経路の可能性を検討した。その結果、管理区域退域時に皮膚に付着していた汚染が汚染検査で検出できなかった可能性が高いと考えられる。

体表面汚染検査における水分の影響について

1. はじめに

燃料研究棟の管理区域退域時の汚染検査で皮膚汚染を検出できなかった原因の一つと考えられる水分の残存によるα線サーベイメータの検出への影響について、以下に考察する。

２．除染後の状況について

除染後の状況は以下のとおりである。

(1) 除染後の水分の拭き取りと汚染検査の実施について

・除染後の水分の拭き取りは、作業者自らが行い、除染補助者が背中を拭き取った。水分の拭き取りは布タオル及び紙タオルにより実施した。

・拭き取り後、少し時間（5 分程度）をおいて、身体サーベイ者（放管員）が、ダイレクトサーベイにより汚染検査を実施した。

(2) 汚染検査時の皮膚の湿り気の状況について

・見た目で濡れているようではなかったが、皮膚は湿っていた。

３．考察

上記の状況を踏まえると、汚染検査で検出できなかった原因は、残存した水分の遮蔽効果によるものと考える。すなわち、退域時の汚染検査では、^{239}Pu や ^{241}Am から放出されるエネルギーが 5～6 MeV の α 線を α 線サーベイメータで検出することによって行うが、このエネルギーのα線は、標準空気中での飛程が 3.5～4.5 cm 程度であり、それより密度の高い水中では 40～50 μm 程度となる。皮膚には皮溝やしわの凹凸があり、その深さは、30 μm 以下のものから 800 μm 以上のもの[1]など様々である。これらの部位に Pu 粒子が残存し、洗浄時の水分が残っていた場合、α 線の減弱により汚染を検出することができない場合があることが十分に考えられる。

大洗研究開発センターにおいては、作業員の肺モニタ測定のために核燃料サイクル工学研究所への移送を急ぐ必要があり、身体除染後に少し時間（5 分程度）をおいてサーベイを行ったが、このとき皮膚の乾燥は十分ではなかった可能性がある。一方、翌日の量研　放医研のサーベイでは、十分な時間が経過して皮膚が乾燥していたことから水分によるα線の吸収がなくなり、大洗研究開発センターで見逃された汚染が検出できたものと考えられる。

量研　放医研において作業員の除染が温水で実施されたが、1 回目（平成 29 年 6 月 7 日）ではほとんど除染できたものの、残留があり、その後の除染において汚染なし（平成 29 年 6 月 12 日）[2]とされている。大洗研究開発センターにおいては、シャワー設備の不備及び温水でなく常温の水の使用といった差異があるものの、数 kcpm レベルの広い範囲の汚染をほとんど除去しており、残存した汚染は水分によりサーベイで検出できなかった一部の汚染のみであると考えられる。

---

[1] 林 照次ら；「加齢，日光暴露および化粧品によるしわの変化」，J. Cosmet. Chem. Jpn.，Vol. 27(3) (1993)

[2] 量研　放医研 平成 29 年 6 月 12 日記者会見資料

計量管理帳簿による貯蔵容器内容物の調査結果概要

大洗研究開発センター燃料研究棟及び安全管理棟に保管されている計量管理帳簿を収集し、当該貯蔵容器内の核燃料物質の性状を調査した。調査に際しては、バッチ名の付与方法等、文献[1]に示す貯蔵当時の燃料研究棟の計量管理システムに関する報告書を参考とした。

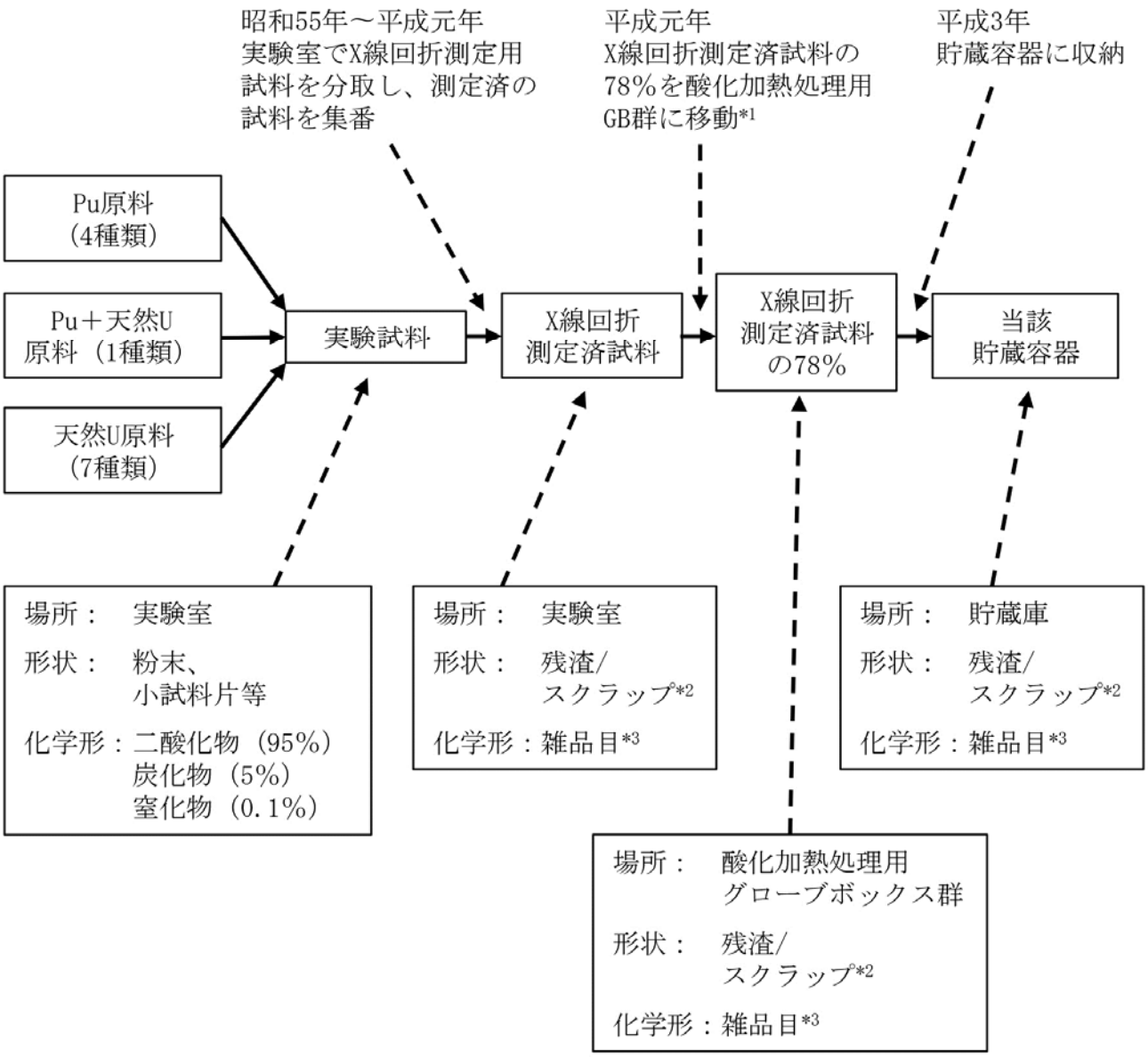
調査結果

当該貯蔵容器内の核燃料物質に関する移動履歴の概要を次項の図 6.4.1-1 に示す。主な移動履歴は以下のとおりである。

① 実験試料の原料として、他施設（旧原研東海、旧動燃東海）から貯蔵庫に核燃料物質を受け入れた。当該貯蔵容器内試料の移動元となった原料は、Pu が 4 種類、Pu と天然 U の混合物が 1 種類、天然 U が 7 種類である。Pu の同位体組成として、5 種類が混在していることになる。
② ①の原料を、燃料研究棟内の実験室に移動し、各種化合物の作製等の実験で使用した。
③ ②の実験試料から一部を分取して X 線回折測定した後、測定済の試料はグローブボックス（以下「GB」という。）内に集約して置かれていた。計量管理帳簿を基に集計した結果、移動元となった実験試料の化学形の内訳は、二酸化物約 95 %、炭化物約 5 %、窒化物約 0.1 %の割合であった（平成元年当時)。
④ 平成元年に、③の全ての X 線回折測定済試料のうちの約 78 %の量に相当する Pu と U を、実験済試料の酸化加熱処理用の GB 群に移動した。その後、酸化加熱処理を行なったかどうかについては、計量管理帳簿上は「残渣/スクラップ」で変化がないため、明らかでない。
⑤ 平成 3 年に、④の X 線回折測定済試料を、当該貯蔵容器に収納して貯蔵庫に貯蔵した。

したがって、当該貯蔵容器内の核燃料物質は、天然 U と Pu（同位体組成 5 種類混在）からなる X 線回折測定済試料であり、平成元年に酸化加熱処理用 GB 群に移動され、その 2 年後の平成 3 年 10 月に貯蔵された。

[1] 阿部、石川、栗原、福島、「燃料研究棟における核燃料物質の管理システム」、JAERI-memo02-284、1990 年 9 月.



*1 移動元の内訳に関する正確な比率は不明。残りの 22 %は別のバッチに移動

*2 生産の過程で生じた残渣及びスクラップで、リサイクル又は回収され得るもの

*3 1つのバッチとしてまとめられた、いろいろな化学的形態の物質

図 6.4.1-1 当該貯蔵容器内の核燃料物質の移動履歴概要

燃料研究棟の月報、技術レポート、点検記録に基づく貯蔵容器内容物の調査結果概要

燃料研究棟に所蔵されている過去の月報、技術レポート、貯蔵容器の点検記録等の資料から、当該貯蔵容器に関連する情報を収集し、内容物の性状と貯蔵後の点検履歴に関して調査した。

調査結果

(1) 燃料研究棟月報

過去の燃料研究棟月報を調査した結果、実験済核燃料物質の酸化加熱処理は、昭和 55 年頃から実施され、特に平成 2 年から平成 3 年にかけて集中的に実施されていた。X 線回折測定済試料（樹脂固化物）については、昭和 60 年 9 月から 10 月にかけて U と Pu の混合炭化物約 100 個をホルダーから打ち抜いて酸化加熱処理し、混合酸化物にしたとの記載がある。月報には、その月ごとに処理した炭化物や窒化物の重量が記載されているが、具体的なバッチ名の記載はない。平成元年から貯蔵までの平成 3 年にかけて、当該貯蔵容器内の核燃料物質を酸化加熱処理していたことを直接確認できるデータは月報からは得られていない。

平成 3 年に当該貯蔵容器が貯蔵庫に保管された後、平成 8 年 5 月から 7 月に貯蔵庫に保管されている貯蔵容器の蓋を開けて内部の梱包状態の点検作業が実施され、必要に応じて再梱包が行われていた。平成 8 年 6 月の月報には、「核燃料貯蔵容器内に収納された内容器の梱包（ビニルバック、ポリ瓶等）状態の確認検査は、原料プルトニウム入り内容器 4 本及び非破壊計量用検量線作成試料入り内容器 13 本について、前月に引き続き行った。その結果、一部の梱包材に経年劣化による薄い変色が見られたので、今回検査した内容器 17 本の再梱包を行った。」との記載がある。また、7 月の月報には、「核燃料貯蔵容器内に収納された内容器の梱包（ビニルバック、ポリ瓶等）状態の確認検査は、実験済プルトニウム試料入り内容器 24 本について、前月に引き続き行い、貯蔵室内核燃料物質の確認検査を終了した。」との記載がある。しかし、月報には具体的なバッチ名あるいは貯蔵容器番号の記載はない。

(2) 技術レポート等

文献[1]の貯蔵当時の燃料研究棟の計量管理システムに関する報告書から、計量管理帳簿のバッチ名の付与方法及び記号の意味等が判明し、これを基にして添付 6.4.1 の調査結果を得た。

文献[2]及び[3]から、燃料研究棟では、X 線回折測定用試料の作製方法として核燃料物質の粉末をエポキシ樹脂系の接着剤（主剤と硬化剤の 2 液混合型）と混合し、アルミニウム製の試料ホルダーに固定する方法を用いていた（図 6.4.2-1 参照）。文献[2]には、試料 1 個当たり核燃料物質の粉末を約 0.2 g 使用するとされている。エポキシ樹脂の具体的な使用量は記載されていないが、同様の方法で作製した場合に 1 g 前後となる。

文献[3]、[4]及び[5]から、貯蔵容器に収納するに当たって、化学的に活性な炭化物と窒化物については、試料ホルダーからエポキシ樹脂固化物を取り外し、グローブボックス内の加熱炉を用いて酸化加熱処理が行われていた時期があったと推測される。この過程でエポキシ樹脂も分解し、炭酸ガスや水、タール等の気体として除去される。

文献[6]では、Pu 中に生成する Am-241 を分離・除去して Pu の精製を行なっていた記述があるが、文献[7]では、精製作業時の外部被ばくが問題になることから精製を行うのをやめたとの記述がある。文献の発行年から、精製しなくなった時期は 1980 年（昭和 55 年）代半ばから後半と推測される。したがって、当該貯蔵容器内に収納されていた Pu は、Am-241 を分離・除去していたものと、していないものが混在し

ている可能性が高く、実際の Am-241 含有率は、Pu 入手時の同位体組成分析データから計算で得られる値よりも低いと考えられる。

(3) 貯蔵容器の点検記録

平成 3 年 10 月に当該貯蔵容器の貯蔵を開始した後、平成 8 年 5 月から 7 月（一部は平成 9 年 2 月）に燃料研究棟の空容器を除く貯蔵容器 64 個について点検が実施された。点検の結果、当該貯蔵容器の「貯蔵容器梱包更新の記録」（図 6.4.2-2 参照）には、当該貯蔵容器 No.1010 に関する記述（平成 8 年 7 月 19 日付け）として、梱包材劣化状況欄には「ポリエチレン容器底部が変色、破損」、「内容器ビニルバックが膨張」と、更新後の欄には「異常なし」と記載されている。これに関する具体的な処置作業内容の記録は見つかっていないが、ポリ容器底部にひび割れ等が見られたものの、樹脂製の袋は破損していなかった状況が推測される。そのため、貯蔵容器内の収納物を一度グローブボックスに搬入し、核燃料物質を新しいポリ容器へ移し替え、再度バッグアウトして貯蔵容器へ収納したと考えられる。この平成 8 年 7 月の点検・詰替作業以降は、当該貯蔵容器の内部に関する点検記録類は見つかっていない。

文献

[1] 阿部、石川、栗原、福島、「燃料研究棟における核燃料物質の管理システム」、JAERI-memo 02-284、1990 年 9 月.

[2] 福島、「U-プルトニウム混合炭化物の X 線回折用試料の作成法」、JAERI-M8718、1980 年 3 月.

[3] 「高速炉用ウラン・プルトニウム混合炭化物及び窒化物燃料の研究開発のあゆみ」、日本原子力研究所、1988 年 3 月.

[4] T. Yahata, J. Abe, M. Kato and M. Kurihara, ″Incineration Method for Plutonium Recovery from Alpha Contaminated Organic Compounds, ″ *J. Nucl. Sci. Chem.*, 22[8] (1985) p 669-677.

[5] T. Yahata, ″Incineration Method for Plutonium Recovery from Alpha Contaminated Organic Compounds, ″ *Inorganica Chimica Acta,* 140 (1987) p 279-282.

[6] 荒井、岩井、前多他、「高出力照射試験用ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料ピンの製作」、JAERI-M 86-094（1986 年 7 月）.

[7] 荒井、岩井、前多他、「JMTR 照射キャプセル（84F-10A, 84F-12A, 87F-2A）用混合炭化物燃料ピンの製作」、JAERI-M 89-060（1989 年 5 月）.

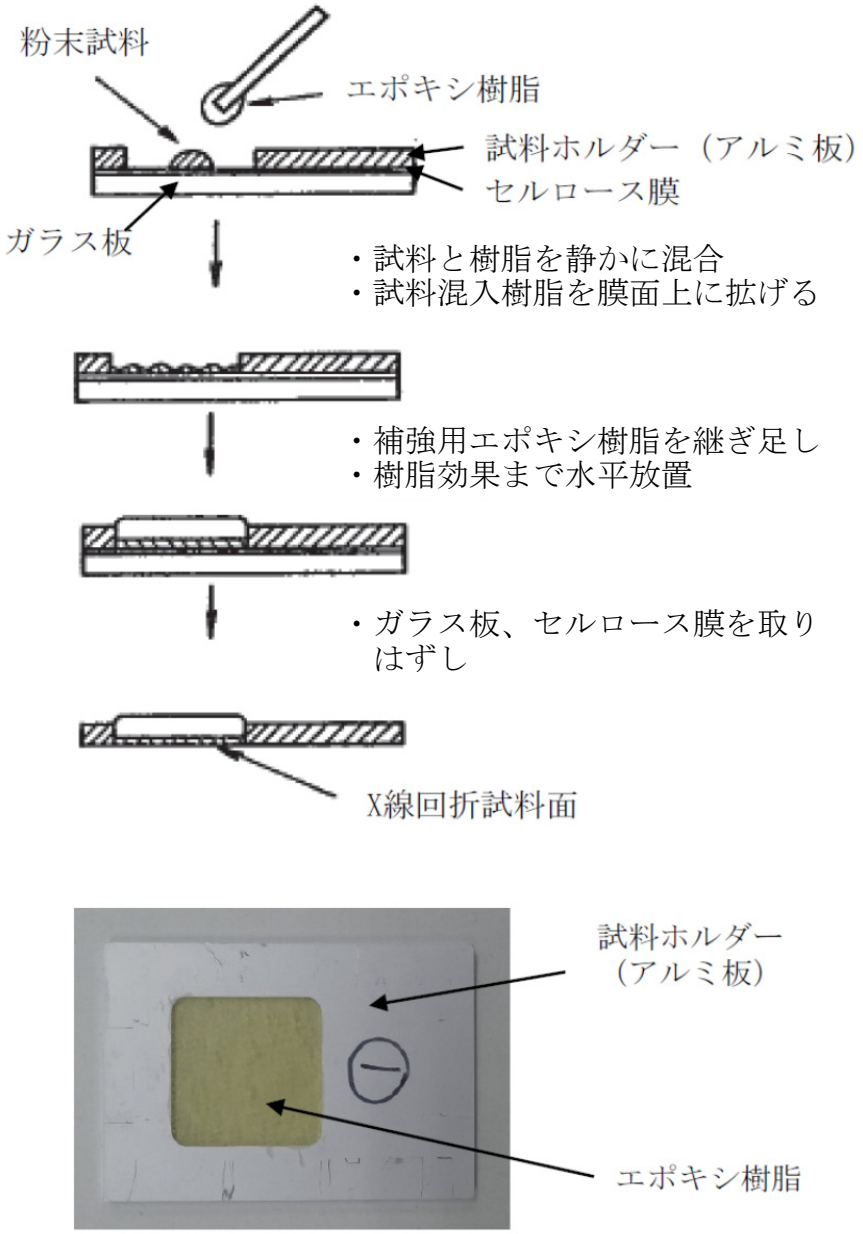


図 6.4.2-1 X 線回折測定用試料の作製手順と外観例
（写真は樹脂のみ）

貯 蔵 容 器 梱 包 更 新 の 記 録

核燃料物質貯蔵容器No. 1010　　平成 8年 7月19日

現　状		更　新　後	
バッチ番号	W410	バッチ番号	W410
化学形	M化合物	化学形	M化合物
物理形	スクラップ	物理形	スクラップ
総重量	[redacted] g	総重量	[redacted] g
Pu・^{235}U 重量	[redacted] g	Pu・^{235}U 重量	[redacted] g
核分裂性物質量	[redacted] g	核分裂性物質量	[redacted] g
NU・Th 重量	[redacted] g	NU・Th 重量	[redacted] g
国籍	F、Q C、Q、U (U)	国籍	F、Q C、Q、U (U)
備考		備考	

梱包状態

内容器：ポリエチレン容器

内容器内の状態

1．X線回折済打抜試料

梱包材劣化状況

ポリエチレン容器底部が変色、破損
内容器ビニルバックが膨張

梱包状態

内容器：ポリエチレン容器

内容器内の状態

1．X線回折済打抜試料

梱包材劣化状況

異常なし。

図 6.4.2-2 平成 8 年 7 月に当該貯蔵容器内の点検を行い、
内容器と樹脂製の袋を交換（梱包更新）したと考えられる際の記録

核物質防護上の観点から■の箇所は非開示としています。

燃料研究棟の関係者（退職者含む。）への聞き取りによる貯蔵容器内容物の調査結果概要

昭和 52 年から平成 10 年の期間に燃料研究棟において業務に従事した職員 52 名の中で、管理区域においてグローブボックス又はフードを用いた作業に従事した者は 16 名であった。そこで、この 16 名に対して、面談、メール、電話問合せを実施し、12 名から回答を得た。以下に、聞き取った結果を示す。

調査結果

(1) 炭化物、窒化物から酸化物への安定化処理について

炭化物、窒化物が化学的に活性であることを燃料研究棟従事者はよく認識しており、1 名は実施しているところを見たことはないとの回答があったが、残りの調査対象者は、酸化加熱処理を行って安定化させていたとの回答があった。

(2) X 線回折測定用試料作製におけるエポキシ樹脂の使用とそれを混合した核燃料物質の処理について

X 線回折用試料の作製に関する質問に対して、「従事したことがない」と 1 名が回答し、残りの 11 名の調査対象者の中で、「試料作製にエポキシ樹脂を使用していた」との回答が 10 名からあり、1 名は「使用した樹脂がエポキシ樹脂であることを知らなかった」との回答であった。測定終了後の処理については、X 線回折用試料の作製に関する質問に対して「従事したことがない」と回答した 1 名を除く 11 名中 7 名から「炭化物、窒化物に対しては酸化加熱処理をしていたが、酸化物に対するエポキシ樹脂の除去については不明」、1 名からは「回折用ホルダーから試料を外し、酸化処理を行なった。(PuO_2+UO_2) の混合物についても、UO_2 が U_3O_8 になるように酸化処理を行った」との回答であった。また、残りの 3 名の中で 1 名は「加熱処理をすることは聞いていたが実際に当該作業を見たことがない」との回答であり、1 名は「憶えている限りでは、エポキシ樹脂の除去や酸化処理は行われていなかった」との回答、残りの 1 名からは無回答であった。

以上から、X 線回折測定後、化学的に活性な炭化物、窒化物については、酸化加熱処理が行われていた時期があり、その処理時にエポキシ樹脂が除去された。一方、安定な酸化物に関してはエポキシ樹脂の除去が行われなかった可能性がある。

(3) 有機物の放射線分解の危険性に対する認識について

樹脂製の袋やエポキシ樹脂などの有機物は放射線によって分解され、ガスが発生することを認識していたのは 6 名であり、4 名は「分からない」、「それほど意識していなかった」又は「ない」との回答であった。残りは無回答であった。また、ガス発生を認識していたと回答した 6 名の中に、「大量のガスが発生するとは思わなかった」との回答や、「あとになって考えれば、Pu 粉末をエポキシ樹脂に混ぜ込めばガスが発生するのは納得できる」との回答が各 1 件ずつあった。

以上から、有機物の放射線分解の危険性については、化学的に活性な炭化物、窒化物の取扱いと比較して、その危険性の認識が低かった可能性がある。

(4) 作業マニュアルの存在について

作業マニュアルについては、「あった」との回答が 2 名であり、「なかったと思う」との回答が 6 名、「分からない」又は「不詳」が 2 名、無回答が 2 名だった。ただし、作業マニュアルがなかったとの回答者の

中に、「グローブボックス建設時をまとめた報告書（JAERI-M レポートあるいは JAERI-memo）を利用した教育は行われ、それがマニュアルに相当する役割を果たしていた」との回答が 2 名からあった。また、樹脂製の袋を溶着する方法では、4 名が同一の回答であったことから、教育又は作業要領等の説明は行われていたと思われる。

(5) 樹脂製の袋やポリエチレン容器が変質することの経験について

樹脂製の袋が劣化する可能性については、3 名の調査対象者から「認識している」との回答があった。

(6) 貯蔵容器内容物の内容器について

貯蔵容器に保管する核燃料物質の内容器としては、「金属製容器を使用する」との回答が 5 名からあり、残りは無回答であった。また、内容器としてポリ容器を使用したことがあるか否かについては、3 名が「ない」と回答し、1 名は「金属容器（内容器）に入らない異形の物については、一時あったかもしれない。しかし、その後、金属容器に入れ替えるための作業を行い、対策を講じたように思う。」との回答であった。残りは無回答であった。

(7) X 線回折測定済試料の一時保管について

6 名から X 線回折測定済試料については、空気雰囲気のグローブボックス内に一時的に容器に保管していたとの回答があり、その内容を総合すると、空気雰囲気のグローブボックス内の容器（バットの中に置いた樹脂製容器（タッパー容器）又はガラス容器）に一時保管（置くだけに近い状態）し、一定数たまると、バッグアウトして別の場所（グローブボックス）で保管していたようである。

(8) 貯蔵容器への樹脂製の袋の収納について

調査対象者の中で 4 名から、樹脂製の袋を貯蔵容器へ収納する様子を聞き取ることができた。その内容を総合すると、貯蔵容器（金属容器）に入れるに当たり、内容器バッグアウト時にできる限り空気を抜き、バッグが容器に密着する状態で貯蔵容器に収めた。余ったバッグ部分はそのままか折りたたんで収納したとのことであった。

(9) 貯蔵容器の一斉点検について

平成 8 年に燃料研究棟の核燃料物質貯蔵容器内の一斉点検を実施した。その時の状況について、2 名から回答があった。1 名は、「当時は知らなかった。事象発生後、当時の月報、月間作業計画を見て、行われていることを知った。貯蔵容器の内部まで確認したかどうかは知らない。」との回答であり、他の 1 名は「全数か否か定かでないが、貯蔵容器内のビニルバッグの健全性（劣化、破損していないか）を確認したことは記憶にある。ただし、内容器の内部までは確認していない。」とのことであった。

当該貯蔵容器内の 5 種類のプルトニウムの混在比と平均同位体組成の推定

当該貯蔵容器内の 5 種類の同位体組成の Pu について、計量管理帳簿（在庫リスト）に記載の情報から混在比（重量比）を推定し、それを元に平均の同位体組成を算出した。また、Pu 中に生成する Am-241 を除去して Pu を精製していた時期があることから、当該貯蔵容器内の Pu について精製時期を仮定し、Am-241 除去によるα崩壊量への影響を計算により評価した。

(1) 5 種類の Pu の混在比の推定

表 6.4.1 に示した同位体組成 A～E の 5 種類の Pu に関して、計量管理上の供給当事国は組成 C のみがフランスで、残りの 4 種類はイギリスである。在庫リストには、同一バッチ内であっても供給当事国ごとに Pu 元素重量とそのうちの核分裂性 Pu（Pu-239 と Pu-241 の和）の元素重量が記載されている（表 6.4.4-1 参照）。したがって、当該貯蔵容器内の Pu のうち、組成 C の Pu 重量は一義的に定まる。一方、残りの 4 種類（A,B,D,E）について表 6.4.1 の同位体組成を比べると、A と D、B と E はそれぞれ完全一致ではないものの、ほぼ同様と見なすことができる。そこで、4 種類を A と B の 2 種類で代表し、それぞれの[核分裂性 Pu]/[全 Pu]比を用い、A と B を混合した際に表 6.4.4-1 中の比（[redacted]）となるように重量比を算出した。その結果、貯蔵容器内の 5 種類の Pu の近似的な混在比として、全 Pu 量に占める組成 A、B、C の内訳を以下のとおり推定した。

A/B/C = [redacted]/[redacted]/[redacted] (g)

(2) 平均同位体組成

上記（1）で算出した同位体組成 A～C の Pu 混在状態に対して、ORIGEN 2 コードを用いた崩壊計算により、貯蔵容器内の Pu 全体の平均同位体組成を求めた。貯蔵開始時（平成 3 年 10 月）、梱包更新時（平成 8 年 7 月）、蓋開封時（平成 29 年 6 月）における平均同位体組成と実効崩壊定数の計算値を表 6.4.4-2 に示す。時間の経過とともに Pu-241 は減少し、それに伴い Am-241 は増加する。表 6.4.1 に示した組成 A の実効崩壊定数に対して、平均同位体組成の実効崩壊定数は平成 29 年時点で約 77%に相当する。また、He 生成量（＝α崩壊数）の比は、平成 3 年～平成 8 年で組成 A の 80.5%、平成 8 年～平成 29 年で 78.2%である。

(3) Am-241 除去によるα崩壊数への影響

添付 6.4.2 (2) により、Pu 中に生成する Am の分離・除去を行っていたことが技術レポートに記載されているが、当該貯蔵容器内の Pu に対して、具体的にどの時点でどのくらいの割合で除去されていたかは記録類が見つかっていないため明らかでない。当該貯蔵容器内の核燃料物質は平成元年に親バッチから分割（リバッチング）され、以後貯蔵容器に収納される平成 3 年までに試料の出入りはない。昭和 58 年（1983 年）から平成元年（1989 年）の間に親バッチへ加えられた核燃料物質の履歴を調べた結果、Pu 全体の 76%に相当する量は昭和 58 年に加えられていることが分かった。このことと、1980 年代後半以降は Am の除去をやめたとの記載が技術レポートにあることから、当該貯蔵容器内の Pu は昭和 58 年に Am 全量が除去されたとの仮定の下で ORIGEN 2 コードによる崩壊計算を行い、Am 除去の有無による全α崩壊数の違いを評価した。貯蔵開始時から梱包更新時までと、梱包更新時から蓋開封時までについて、貯蔵容器内の核燃料物質の全α崩壊数の計算結果を表 6.4.4-3 に示す。Am を除去した場合の全α崩壊数は、除去しない場合に対してそれぞれ 83.5%、85.4%であり、昭和 58 年に Am を除去したとしてもその後再び Am が生成し

核物質防護上の観点から■を非開示としています。

続けるので顕著な違いは認められなかった。

表 6.4.4-1　計量管理帳簿（在庫リスト）に記載の供給当事国別 Pu 元素重量

供給当事国 (組成名称)	全 Pu 元素重量 (g)	そのうち核分裂性 Pu 元素重量（g)	核分裂性 Pu/全 Pu
イギリス（A,B,D,E)	■	■	■
フランス（C)	■	■	■
計	■	■	■

表 6.4.4-2　混在状態の平均の Pu 同位体組成計算値[*1]（重量%）

同位体	平成 3 年 10 月 (貯蔵開始時)	平成 8 年 7 月 (梱包更新時)	平成 29 年 6 月 (開封時)
Pu-238	■	■	■
Pu-239	■	■	■
Pu-240	■	■	■
Pu-241	■	■	■
Pu-242	■	■	■
Am-241	■	■	■
実効崩壊定数（s^{-1}）	2.00×10^{-12}	2.11×10^{-12}	2.35×10^{-12}

[*1] Pu と Am の合計で 100%に規格化

表 6.4.4-3　Am 除去の有無による貯蔵容器内核燃料物質全量のα崩壊数の比較

	平成 3 年 10 月～平成 8 年 7 月 (貯蔵開始から梱包更新まで)	平成 8 年 7 月～平成 29 年 6 月 (梱包更新から開封まで)
Am 除去なし	■個	■個
Am 除去あり[*1]	■個	■個
除去あり/除去なしの比	0.835	0.854

[*1] Pu 全量に対して昭和 58 年 6 月に Am 除去を行ったと仮定

核物質防護上の観点から■を非開示としています。

当該貯蔵容器内容物及び飛散物の観察結果

当該貯蔵容器の蓋を固定した後に別室のグローブボックス内に搬入し、内容物（貯蔵容器内面、樹脂製の袋、ポリ容器、ポリ容器内の核燃料物質）の状態を観察した。また、樹脂製の袋の破裂時に貯蔵容器内から飛散したと思われるかけら状の粒子（飛散物）をフード手前の養生シート上から 3 個回収した。回収した飛散物と、フード手前及びフード内の養生シートを同じグローブボックス内に搬入して外観を観察した。作業の履歴と観察項目及び結果を以下に示す。

1. 作業履歴

７月　４日：108 号室フード（H-1）前の養生シートの上から、かけら状の飛散物 3 個を容器に回収
７月　６日：回収した飛散物とフード手前養生シートを別室のグローブボックス（123-D）に搬入。フード（H-1）内の当該貯蔵容器の蓋を固定
７月２０日：フード（H-1）から当該貯蔵容器を別室のグローブボックス（123-D）内に搬入し、蓋を開けて内部の外観を撮影。搬入済のかけら状の飛散物 3 個の外観を撮影
７月２７日：フード（H-1）内の養生シートをグローブボックス（123-D）に搬入
８月　１日：容器に回収したかけら状の飛散物 3 個の観察。養生シート上に残っていた飛散物の回収・集約と観察
８月　２日：貯蔵容器内容物の取り出し、分別、観察
８月　３日：分別した内容物の観察を継続。フード内養生シート上から飛散物回収、外観観察
８月　４日：分別した内容物の観察を継続、片付け（整理して金属容器に収納）
８月　９日：分別した内容物の追加観察、片付け

2. 観察項目・作業内容

(1) 貯蔵容器内容物の分別手順

貯蔵容器の蓋開封、ポリ容器（内容器）の蓋回収
貯蔵容器から内容物を樹脂製の袋ごと取り出し
二重目（外側）の袋の取り外し（ハサミで裁断）
一重目（内側）の袋内からポリ容器取り出し
ポリ容器内の樹脂固化物を別の容器に移し替え
ポリ容器底部付近の粉末と樹脂固化物破片のふるい分け

(2) 観察内容

各部外観撮影
樹脂製の袋の寸法、厚さ、溶着箇所、破損箇所の観察
ポリ容器の状態
樹脂固化物（飛散物含む。）の寸法、重量、線量当量率
分別した粉末の重量、表面線量当量率

3. 観察結果

(1) 貯蔵容器内面の状態（図 6.4.5-1 参照）

貯蔵容器の蓋内面及び本体内面ともに、樹脂製の袋を損傷するような鋭利な突起物はなかった。また、貯蔵容器内に異物（ボルト、工具等）の混入はなかった。蓋の O-リングには周方向に沿って長い亀裂が生じていることを確認した。

(2) 樹脂製の袋の状態（図 6.4.5-2 参照）

貯蔵容器から取り出した内容物の全体像から、二重目の袋の頂部が開口し、そこから一重目の袋が上方に長くはみ出ている状態であった。

一重目（内側）の袋の観察結果は以下のとおり。

- 袋の大きさは、平らにした状態で上下約 45 cm、横幅約 18 cm
- 溶着部は両側面のみで、溶着部に沿って紙テープが貼付してある。
- 片側の側面の溶着部に沿って約 40 cm 開口している。
- 開口部付近の袋の厚さは 0.3 mm で、他の部分と差がない。
- ポリ容器の上端に相当する付近で変色が見られる（破裂時の微粉末付着によると考えられる。）。

二重目（外側）の袋の観察結果は以下のとおり。

- 袋の大きさは、平らにした状態で上下約 37 cm、横幅約 22 cm
- 溶着部は両側面と底部
- 頂部で裂けたように開口しており、開口部の幅は約 10 cm
- 開口部付近の袋の厚さは 0.22 mm～0.28 mm であり、他の部分より薄くなっている。
- 頂部及び底部付近で若干の変色が認められる。

(3) ポリ容器（図 6.4.5-3 参照）

- 外観上は、特に底部付近の変色が著しい。
- 破損は認められなかったが、胴体部分を掴んだ際の感触から脆化が認められる。
- 蓋の上面にはマジックペンで「X線打抜」と記載がある。
- 蓋と容器本体は紙テープで固定してあったが、境目でテープが破断している。
- 蓋、本体ともに内面には細かい粉末が付着している。

(4) ポリ容器内容物（図 6.4.5-4 参照）

外観上の観察結果は以下のとおり。

- ポリ容器高さの 2/3 程度まで X 線回折測定済試料（樹脂固化物）が収納されており、それ以外の異物や内容器、アルミニウム製試料ホルダーはなかった。
- 樹脂固化物はほぼ完全な形状のものと割れたかけら状のものが混在している。
- 樹脂固化物の形状は比較的平坦なものと反り返ったものがある。
- 外観上の色は褐色から黒色まで様々なものがある。
- ポリ容器底部付近には、細かいかけらと粉末が混在しており、これを目開き 300 μm のふるいを用いて粉末成分を分別した。

重量と線量当量率に関する観察結果は以下のとおり。

- ポリ容器内の樹脂固化物（かけらを含む。）は [redacted] g、粉末成分は 9.89 g である。
- ほぼ完全な形状の樹脂固化物 10 個について、それぞれグローブ越しに電離箱式サーベイメータで線量当量率を測定した結果、約 5 μSv/h～120 μSv/h まで幅広く分布している。

核物質防護上の観点から■の箇所は非開示としています。

・欠けのあるものも含めた樹脂固化物 51 個について、同様に線量当量率を測定（距離約 10 cm）した結果、最大で 160 μSv/h、平均で 30 μSv/h である。
・上記 51 個の樹脂固化物の重量は、1 個当たり最小で 0.35 g、最大で 1.79 g、合計 [redacted] g である。
・上記 51 個の樹脂固化物をそれぞれ撮影した写真から寸法を読み取り、51 個分の体積を評価した結果は合計で [redacted] cm^3 であり、上記の合計重量から平均の密度を [redacted] g/cm^3 と算出した。
・粉末成分の線量当量率をグローブ越しに測定した結果、約 180 μSv/h である。
・粉末成分をふるい分けした際にふるい上に残ったかけら成分の重量は 5.27 g で、線量当量率は 0.55 mSv/h である。

(5) 飛散物（図 6.4.5-5 参照）

飛散物の外観から、X 線回折測定済試料（樹脂固化物）の割れたかけらと推測される。養生シート上から集約したものの中には、貯蔵容器の塗装片等の細かい混入物も見られた。フード前の養生シート上から回収した飛散物の総重量は 1.37 g、フード内の養生シート上から回収した飛散物の総重量は 0.18 g である。

4. 観察結果から分かったこと

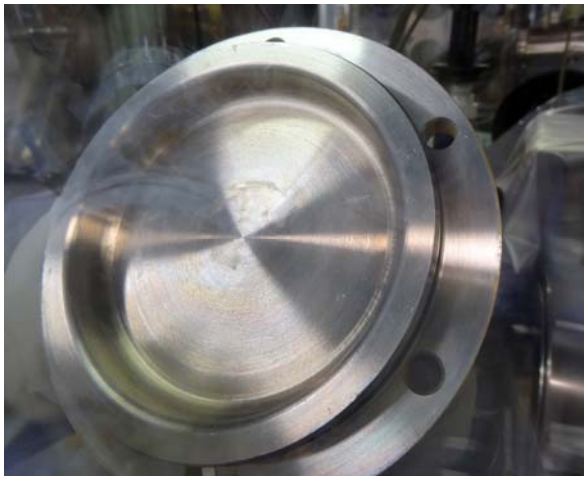
ポリ容器内の収納物の大部分はエポキシ樹脂で固化された X 線回折測定済試料であり、粉末成分は少量であった。観察を行う以前には、Pu を含有した樹脂固化物を加熱処理により酸化物粉末にして貯蔵容器に収納した可能性も想定されたが、観察結果からは加熱処理した粉末は収納されていなかった可能性が高い。

エポキシ樹脂の密度は約 1.2 g/cm^3 であり、これに密度 11 g/cm^3 程度の核燃料物質の粉末を混合した際には樹脂固化物の密度は 1.2 g/cm^3 よりも大きくなる。これに対し、貯蔵容器内から取り出した樹脂固化物の平均密度は [redacted] g/cm^3 と低いことから、α線照射により樹脂が分解・ガス化して重量が減少したことを示している。

一重目の樹脂製の袋の寸法は、内部のポリ容器に対して高さ方向に余裕があるのに対し、二重目の袋の寸法は、内部の収納物に対して高さ方向にほとんど余裕のない状態であった。

貯蔵容器蓋の O-リングには長い亀裂が発生していたが、貯蔵期間中に貯蔵容器内圧が高くなったことで変形の影響により生じたものか、経年劣化の影響で蓋開封作業時に生じたものかは断定できない。

核物質防護上の観点から■の箇所は非開示としています。



蓋の内面（H29.7.20撮影）



蓋のO-リングの状態（H29.7.20撮影）

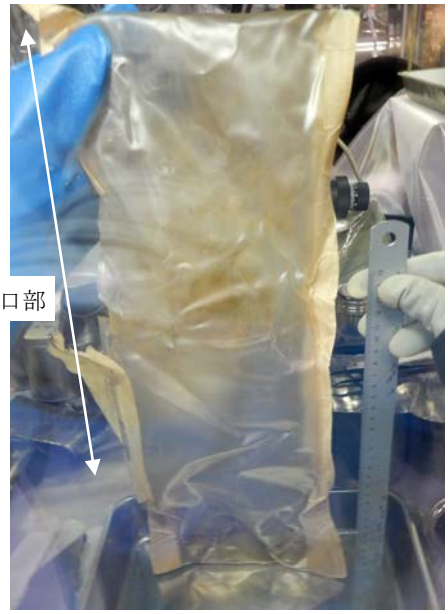


貯蔵容器本体の内面（H29.7.20撮影）

図6.4.5-1　貯蔵容器内面の外観写真



貯蔵容器から取り出した収納物の全体像（H29.8.2撮影）



一重目（内側）の樹脂製の袋の全体像（H29.8.3撮影）



二重目（外側）の樹脂製の袋の全体像（H29.8.2撮影）



二重目（外側）の樹脂製の袋頂部の開口部分（H29.8.2撮影）

図6.4.5-2　破損した樹脂製の袋の外観写真



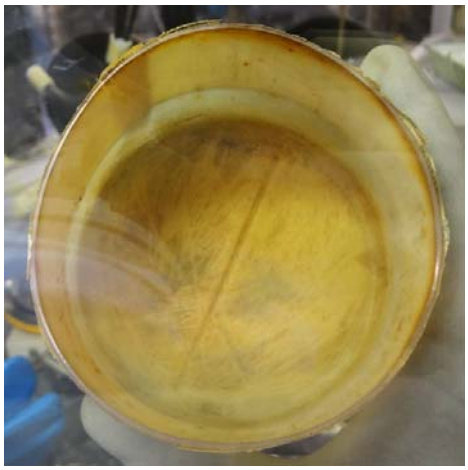
底面側外観（H29.8.3撮影）



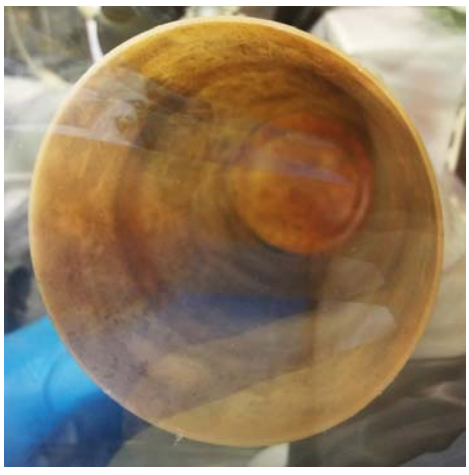
蓋を被せた状態（H29.8.3撮影）



蓋を外した状態（H29.8.3撮影）



蓋の内面の状態（H29.8.3撮影）



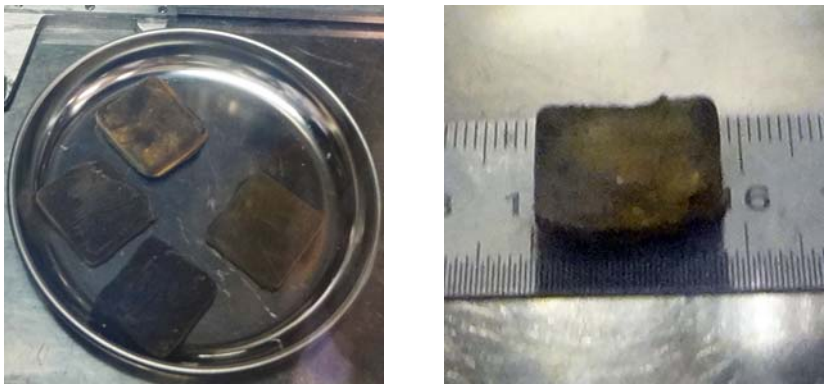
内容物回収後の容器内面の状態
（H29.8.3撮影）

図6.4.5-3　ポリ容器（内容器）の外観写真



ポリ容器から回収する前の収納状態
（H29.8.2撮影）

別の金属容器へ収納した状態
（H29.8.3撮影）



樹脂固化物の外観観察時の写真（H29.8.3撮影）



ポリ容器底部の細かい
かけらと粉末（H29.8.2撮影）

ふるい分けした後の
かけら成分（H29.8.4撮影）

ふるい分けした後の
粉末成分（H29.8.2撮影）

図6.4.5-4　ポリ容器内容物の外観写真



フード前養生シート上の飛散物（H29.7.4撮影）



フード前養生シート上から回収した
飛散物の外観（H29.7.20撮影）



フード前養生シート上から
回収・集約した飛散物
（H29.8.2撮影）



フード内養生シート上から回収・集約した飛散物
（H29.8.3撮影）

図6.4.5-5　フード前及びフード内養生シート上から回収した
飛散物の外観写真

当該貯蔵容器内容物及び飛散物の分析結果

当該貯蔵容器内から回収した核燃料物質（樹脂固化物及び粉末成分）とフード前の養生シート上から回収した飛散物の分析を行い、エポキシ樹脂のα線分解によるガス発生量評価に必要な情報を整理した。

1. 作業履歴

８月１８日：SEM/EDS 観察用試料の選別、分取
８月２１日：SEM/EDS 観察用試料を装置が設置された別室のグローブボックスへ搬入し、観察用に加工、粉末成分試料を観察・分析
８月２２日：SEM/EDS による粉末成分試料の観察・分析
８月２３日：SEM/EDS による樹脂固化物試料の予備観察
８月２４日：SEM/EDS による樹脂固化物試料の観察・分析
８月２５日：SEM/EDS による樹脂固化物試料及び飛散物試料の観察・分析
８月２８日：SEM/EDS による樹脂固化物試料の高倍率観察
８月２９日：SEM/EDS による樹脂固化物試料の観察・分析
８月３０日：SEM/EDS 用の観察試料を元のグローブボックスへ搬入、容器に収納
９月　４日：X 線回折測定用の粉末試料を装置の設置された別室のグローブボックスへ搬入し、X 線回折測定
９月　５日：X 線回折測定、測定後の試料を元のグローブボックスへ搬入し容器に収納、貯蔵容器から回収した全試料をアルゴン雰囲気のグローブボックスで保管

2. 分析対象試料

・ 貯蔵容器内から回収・分別した粉末成分（目開き 300 μm のふるいを通過したもの）
・ 貯蔵容器内から回収した樹脂固化物（X 線回折測定済試料、線量当量率別に 4 個）
・ フード手前の養生シート上から回収した飛散物（樹脂固化物のかけらと推測されるもの 2 個）

3. 分析方法・項目

(1) SEM/EDS による表面観察・元素分析

走査電子顕微鏡と付属のエネルギー分散型 X 線元素分析装置（SEM/EDS）による観察と元素分析（主に U と Pu の比率）を行なった。金属製の試料台の上にカーボン製の両面テープを貼り付け、その上に粉末、樹脂固化物、飛散物をそれぞれ固定して観察試料とした。粉末成分については、全量をよく撹拌した上で少量を採取し、両面テープ上に付着させた。樹脂固化物については、線量当量率が高いもの、中くらいのもの、低いものをそれぞれ選択した上でニッパーによりかけら状に切断し、両面テープ上に固定して断面の観察を行なった。かけら状の飛散物についても同様に観察した。観察・分析上の着眼点は以下のとおりとした。

・ 分別した粉末成分の粒子径、形状、U と Pu の比率、U と Pu 以外の金属元素の有無
・ 樹脂固化物中の粉末粒子径、U と Pu の比率、線量当量率による相違、U と Pu 以外の金属元素の有無
・ 飛散物が貯蔵容器内の樹脂固化物由来であることの確認

(2) X 線回折測定による化学形の同定

ふるい分けした粉末成分から少量を採取し、乳鉢中で粉砕した後にCu管球をX線源としたX線回折測定を行い、得られた回折ピークをデータベースと照合して含有する化合物の化学形を同定した。

4. 分析結果

(1) 粉末成分

粉末成分の観察像を図6.4.6-1に示す。観察像(a)と(b)の背景の黒色部分はカーボンテープである。粉末粒子の大きさは、1 μm程度の微細なものからふるいの目開きである300 μmに近いものまで幅広く存在しているが、微細な成分は相対的に少なく、体積的には数十μm以上の成分が大部分を占めている。また、粗大な成分は角張った形状のものが多く見られる。写真(c)は粗大な粒子の表面を拡大観察したものであり、背景の暗部はエポキシ樹脂で、明るい部分が粉末粒子である。

EDSによる元素分析のX線スペクトルの例を図6.4.6-2に示す。(a)は平均的な組成を評価するために視野全体の面分析を行った例であり、金属元素をUとPuで規格化して簡易定量分析（Lα線のピーク高さの比で評価）した結果、U/(U+Pu)比（U含有率）は0.74であった。個々の粒子表面で約60点の点分析を行った結果でも、大部分はU含有率が0.8±0.1の範囲内であった。一方、(b)は、局所的に見られたPu含有率の高い粒子の例で、Pu/(U+Pu)比（Pu含有率）は0.87であった。UとPu以外の金属元素では、(c)に示すとおり点分析で局所的にNiが検出された。Niの由来として、炭化物燃料への焼結助剤利用を目的としたPu-Ni-C系化合物の研究が行われていた経緯がある[1]。Pu-241の娘核種であるAm-241に関しては、定量評価できるほどの有意な強度のAmのピークは検出されなかった。軽元素に関しては、酸素とともにいずれのX線スペクトルにおいても比較的強度の高い炭素のピークが検出された。

粉末成分のX線回折プロファイルを図6.4.6-3に示す。蛍石型構造の二酸化物（UO_2、PuO_2、$(U,Pu)O_2$等）に由来する2相の回折ピークのほかに、岩塩型構造の炭化物（UC、PuC、(U,Pu)C等）と角度がよく一致する鋭い回折ピークが確認された。元素分析で検出されたNiについては、可能性のある化学形は$PuNiC_2$であるが、これに由来する回折ピークはなかった。ほかには、粉末試料を充填した白金製ホルダーに由来する回折ピークと、同定できなかった回折ピークがある。

なお、X線回折測定により炭化物が含まれていることが判明したため、貯蔵容器から回収した全試料と飛散物は、分析作業の終了後にアルゴン雰囲気のグローブボックス（124-D）へ移動して保管している。

以上の観察像と元素分析結果から、分別した粉末は樹脂固化物の表面やかけらの断面から脱離した粉末粒子と樹脂の微細なかけらであると考えられ、貯蔵期間中に徐々に発生したか、あるいはX線回折用ホルダーから樹脂固化物を打ち抜く作業の際に発生した細かい成分を回収し、樹脂固化物とともにポリ容器に収納したと推測される。また、粉末成分中に炭化物と考えられる化合物が含まれることからも、樹脂固化物を酸化加熱処理した酸化物粉末は当該貯蔵容器に収納されていなかった可能性が高い。

(2) エポキシ樹脂固化物

線量当量率の高、中、低で選別した3個の樹脂固化物の断面の観察像を図6.4.6-4に示す。左側の全体像では、固化時の方法に起因して、粉末とエポキシ樹脂を混合した層と後から樹脂のみを充填した層が明確に分かれている。右側の拡大像からは、数μmの微細な成分から最大50 μm以上までの大きさの粉末粒子が樹脂中に分散していることが分かる。また、試料によって樹脂と粉末の混合比に個体差が見られ、粒子間の近接度合いが異なる。いずれの試料にも50 μm前後の気泡痕が見られ、樹脂のα線分解で発生したガスが放出されずに蓄積されていた可能性が考えられるが、線量当量率の高低にかかわらず気泡痕があることと、樹脂のみの層にもあることから、試料作製時に巻き込んだ空気（又はアルゴン）が気泡として残ったまま固化された可能性もある。

図6.4.6-4に示した3個の試料と、後述の1個（図6.4.6-5）について、それぞれ20点前後の点分析

によってPu/(U+Pu)比（Pu含有率）を評価し、線量当量率と比較した結果は以下のとおりである。

- 線量当量率：高（約220 μSv/h）、Pu含有率：0.17±0.06
- 線量当量率：高（約153 μSv/h）、Pu含有率：0.77±0.17
- 線量当量率：中（約56 μSv/h）、Pu含有率：0.15±0.04
- 線量当量率：低（約14 μSv/h）、Pu含有率：～0

線量当量率が低いものはUのみの化合物と考えて良いが、中くらいのものと高いものとでは、線量当量率とPu含有率の間に明確な比例関係は見られなかった。このことから、個々の樹脂固化物中の粉末量が大きく異なることや、Puの同位体組成（Am含有率）が異なる可能性が考えられる。

UとPu以外の金属元素では、線量当量率約153 μSv/hの試料で希土類のSm（サマリウム）が検出された。EDSによるX線スペクトルを図6.4.6-5に示す。Smの由来として、酸化物燃料に種々の希土類元素を添加した際の熱伝導率への影響を研究していた経緯がある[2]。

(3) 飛散物

かけら状の飛散物2個について観察と元素分析を行った。観察像を図6.4.6-6に示すとおり、ポリ容器内の樹脂固化物と同様に粉末粒子が樹脂に分散した断面組織であり、飛散物は樹脂固化物が割れたかけらであることを確認した。

なお、元素分析の結果、飛散物中の粉末粒子は一方はほぼPuからなる化合物、他方はほぼUからなる化合物であった。

5. 樹脂固化物中の粉末粒子径の評価

エポキシ樹脂のα線分解によるガス発生量の評価において、粉末粒子内部で発生したα粒子のエネルギーは、粉末粒子の外へ到達するまでに結晶内で減衰するため、粉末粒子径が重要な情報である。線量当量率の高い試料と中くらいの試料それぞれ1個について、観察画像上で個々の粒子径を読み取り整理した結果を図6.4.6-7に示す。粉末粒子内で発生するα粒子の数は粒子重量（＝体積）に比例することから、粒子径の単純な算術平均ではなく、粉末粒子の全体積に対する個々の粒子体積の累積分布を求め、累積度数が50%となる粒子径（D_{50}）を平均の粒子径とした。D_{50}値として図の(a)のグラフからは約22 μm、(b)のグラフからは約36 μmを得た。

6. まとめ

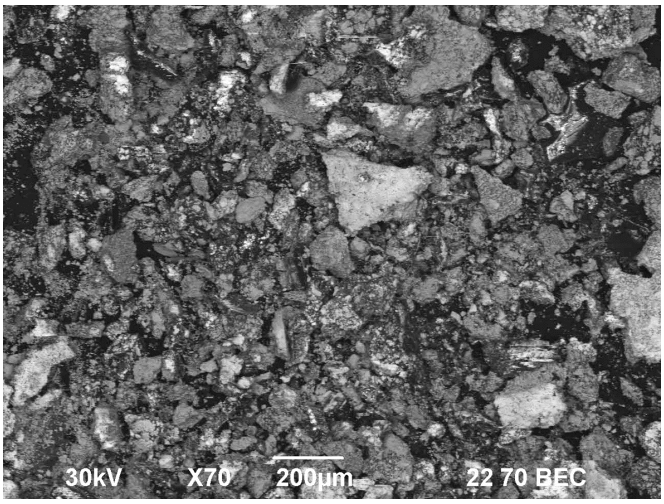
SEM/EDSによる観察・元素分析とX線回折測定の結果から明らかになった点は以下のとおりである。

- 粉末成分の分析結果から、平均的なUとPuの比率は計量管理帳簿に記載の重量比と概ね整合する。
- ポリ容器内の粉末成分は、粗大な成分が多いこと、樹脂も含んでいること、炭化物が検出されたことから、樹脂固化物を加熱処理して得た粉末ではなく、樹脂固化物断面から生じた微細な成分である可能性が高い。
- 核燃料物質の化学形として、少なくとも二酸化物と炭化物が含まれる。化合物はUのみからなるもの、Puのみからなるもの、UとPuの混合化合物がある。
- 個々の樹脂固化物中の粉末重量には大きな幅があることが示唆される。
- 樹脂固化物中の粉末の平均粒子径として、2個の試料から約22 μmと約36 μmを得た。
- 飛散物は、樹脂固化物が割れたかけらである。

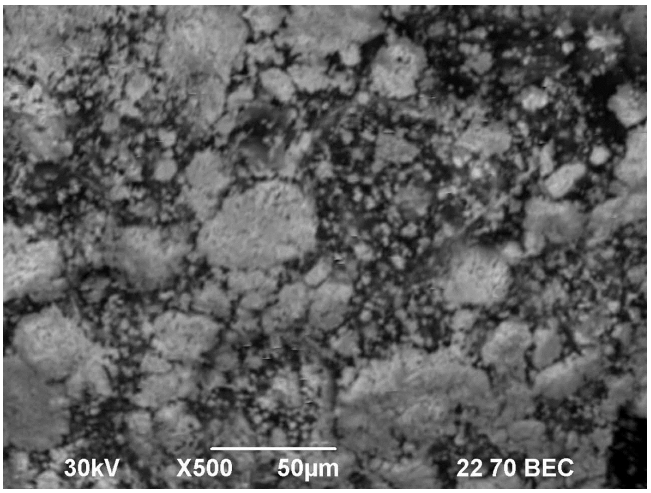
（参考文献）

[1] Y. Arai, Y. Suzuki, T. Sasayama, H. Watanabe, Ternary compounds $PuNiC_2$ and $PuCoC_2$, Journal of Nuclear Science and Technology, 19 (1982) 257-260.

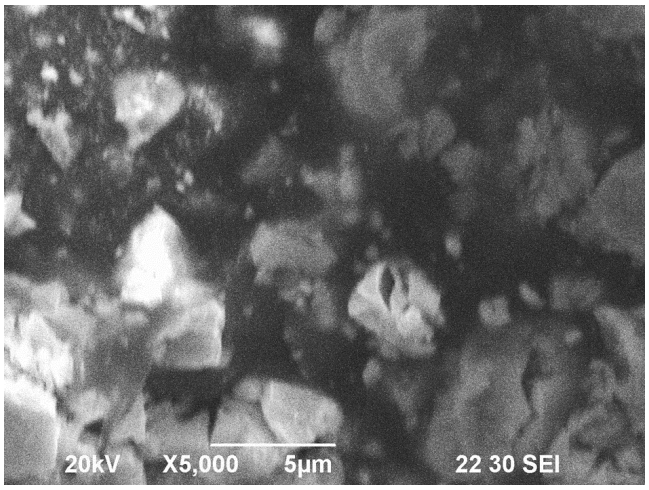
[2] 福島奨, 希土類元素を含む酸化物燃料の熱伝導度, JAERI-memo 61-174 (1986年6月).



(a) 低倍像（反射電子像）

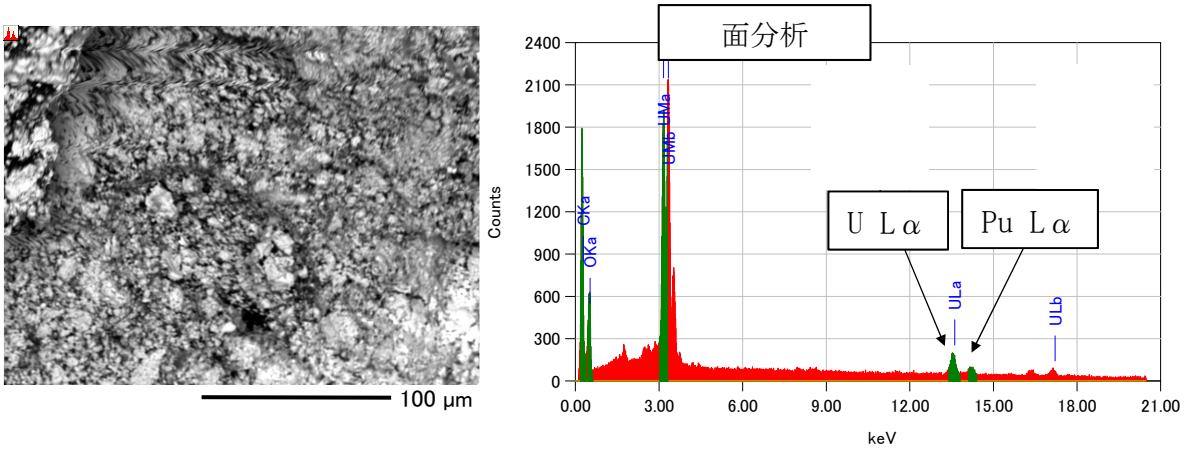


(b) 中倍像（反射電子像）

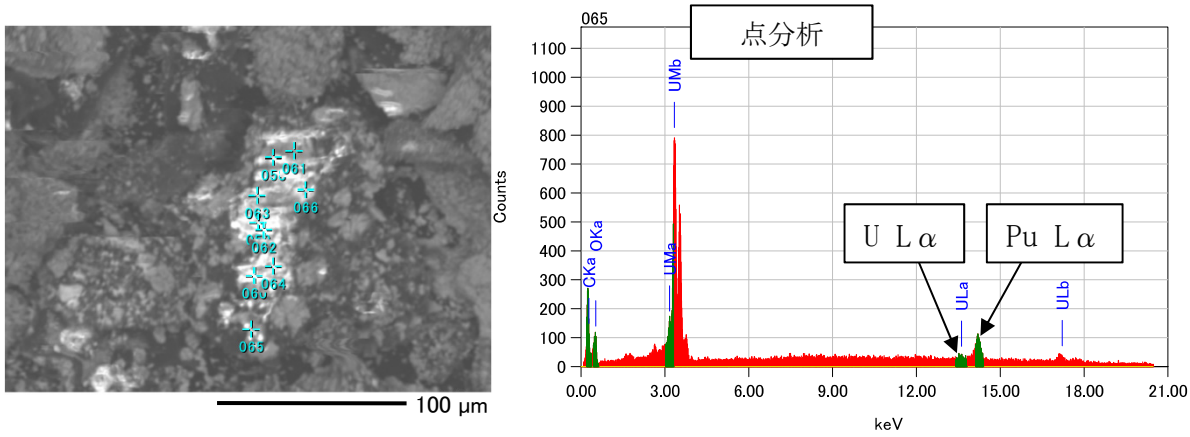


(c) 高倍像（反射電子像）

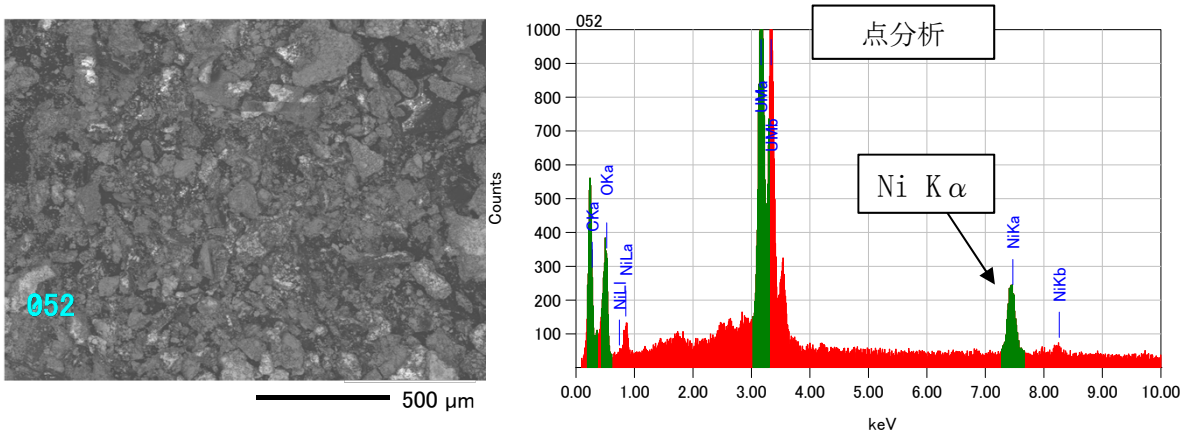
図6.4.6-1　粉末成分の観察像



(a) 面分析（平均的なU含有率の評価の例、U/(U+Pu)～0.74）



(b) 点分析（局所的にPu含有率が高い粒子の例、Pu/(U+Pu)～0.87）



(c) 点分析（局所的にNiが検出された例）

図6.4.6-2　粉末成分のEDSによるX線スペクトルの例

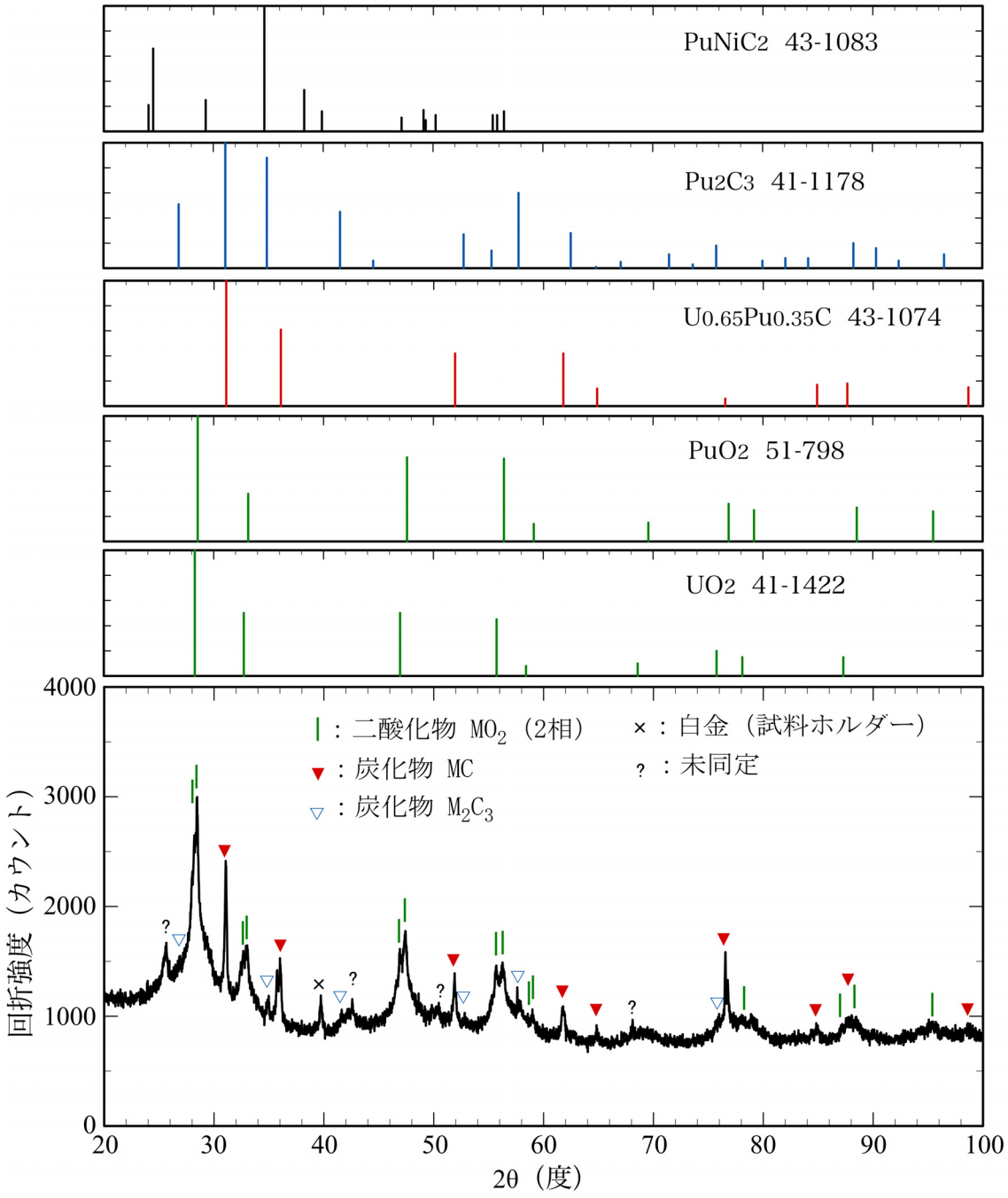
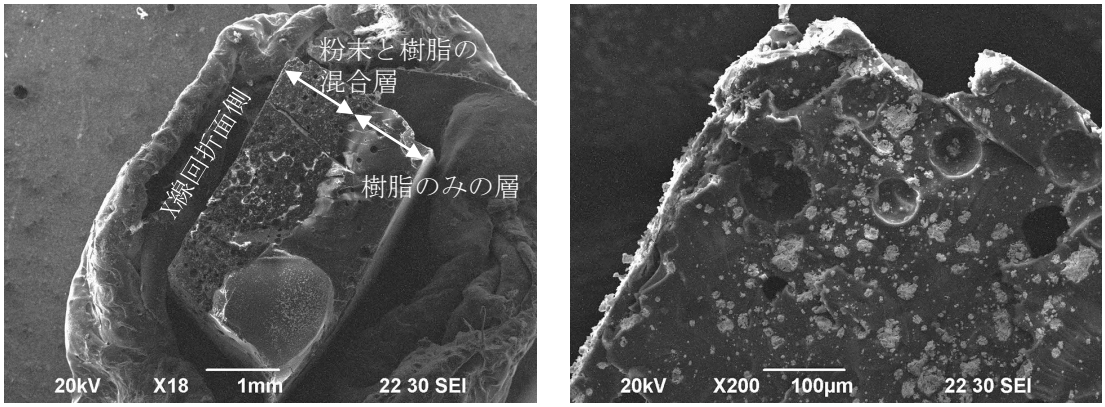
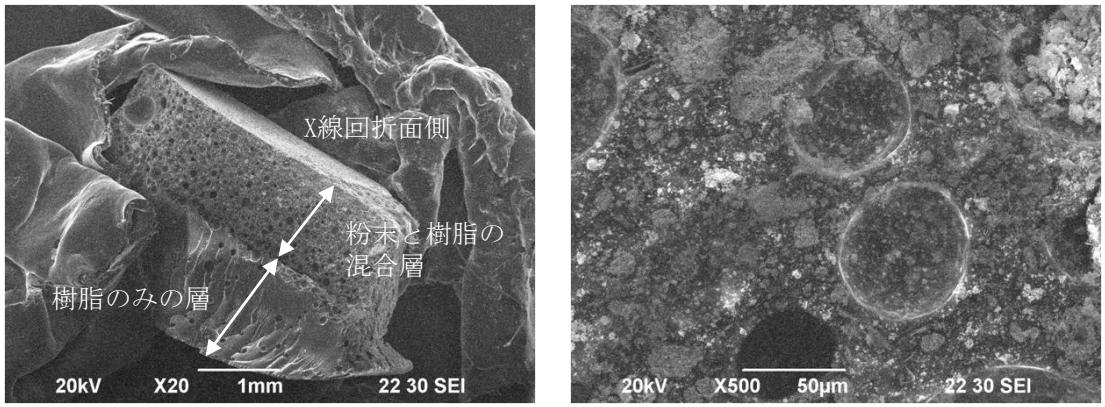


図6.4.6-3　粉末成分のX線回折プロファイルとデータベース*との比較

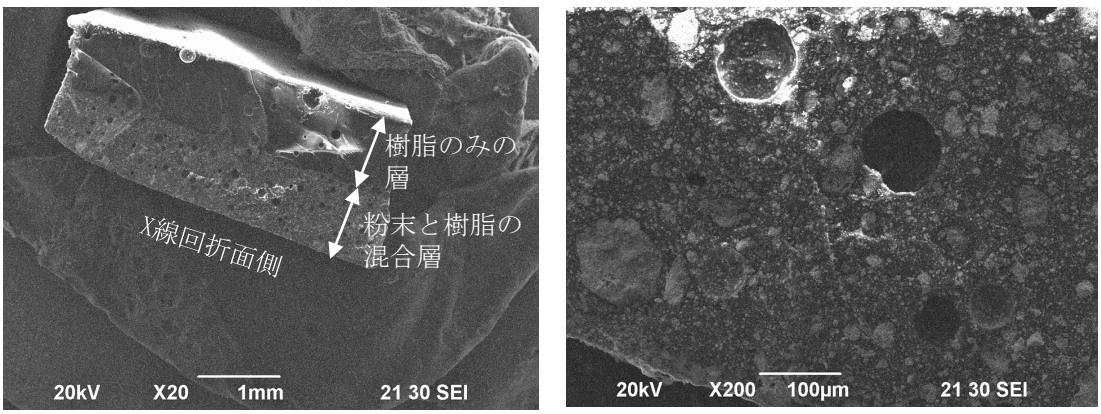
(*ICDD：The International Center for Diffraction Data)



(a) 線量当量率：高（約220 μSv/h、二次電子像）



(b) 線量当量率：中（約56 μSv/h、二次電子像）



(c) 線量当量率：低（約14 μSv/h、二次電子像）

図6.4.6-4　線量当量率で選別したエポキシ樹脂固化物3個の断面観察像
（左：全体像、右：拡大像）

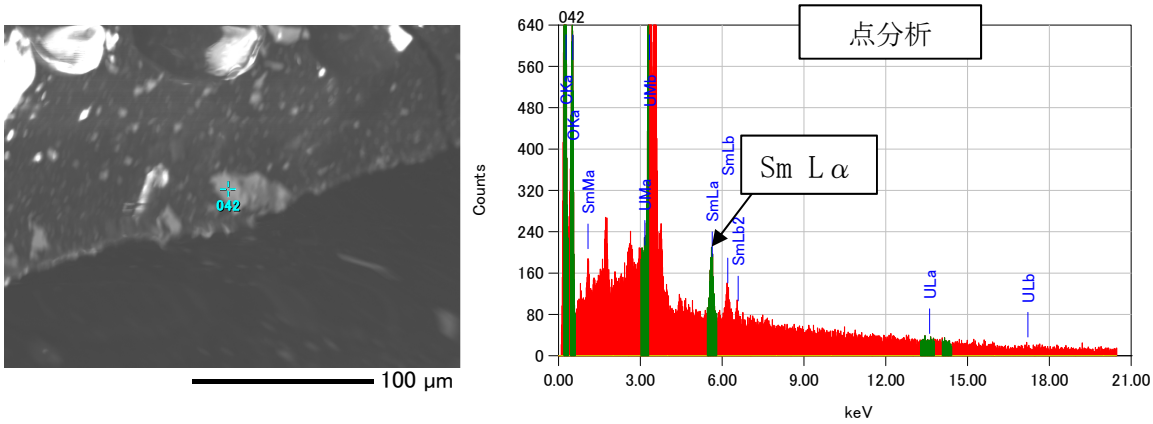
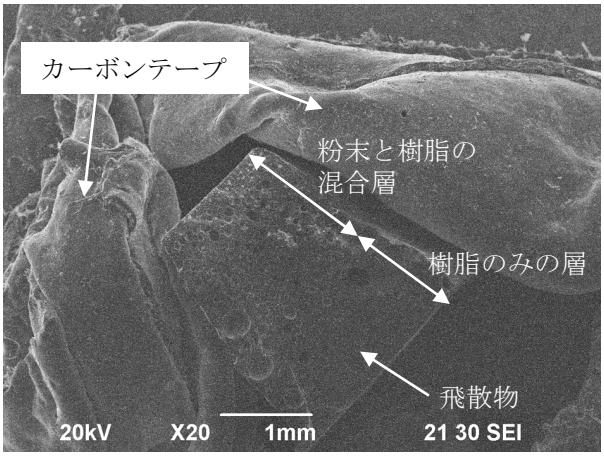
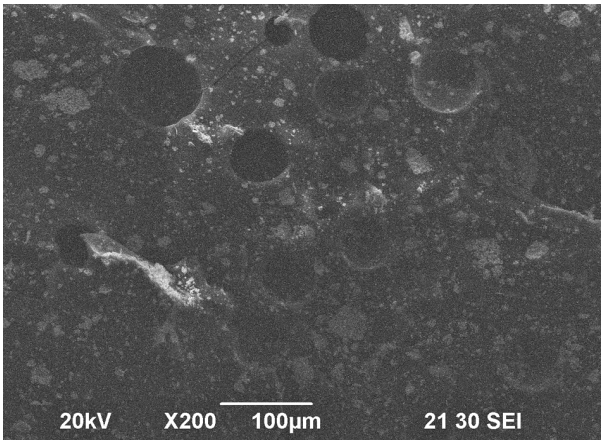


図6.4.6-5　樹脂固化物のEDSによるX線スペクトルの例
（線量当量率：高（約153 μSv/h）、希土類のSmを検出）

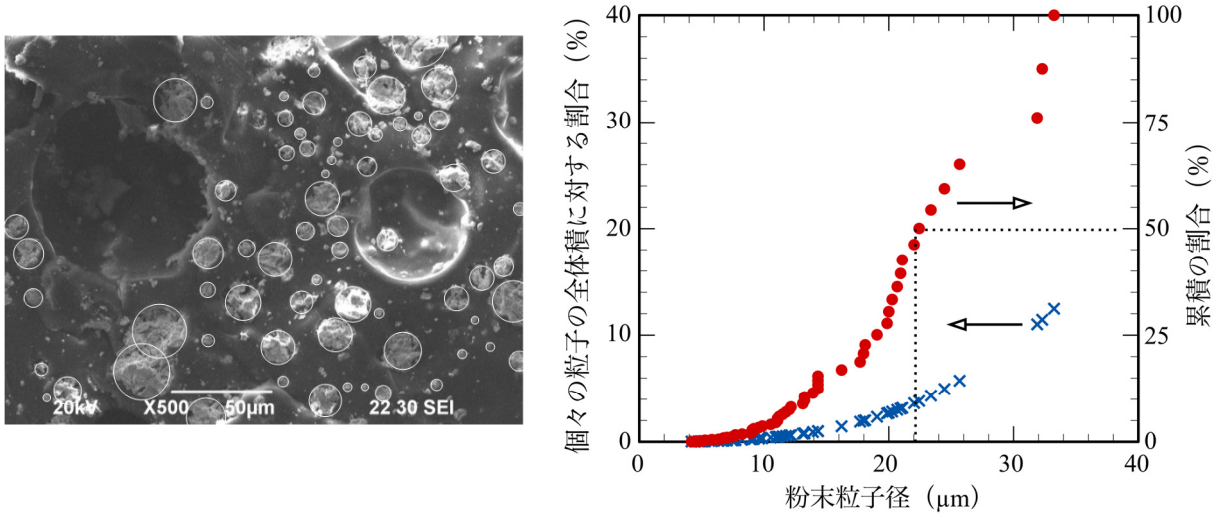


（a）全体像（二次電子像）

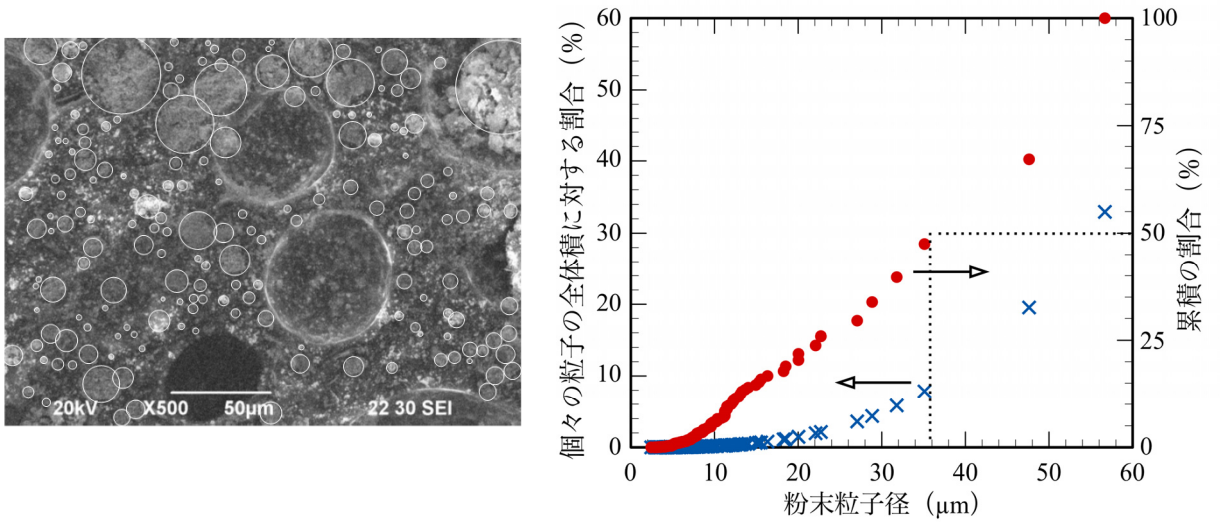


（b）拡大像（二次電子像）

図6.4.6-6　かけら状の飛散物の観察像



（a）線量当量率：高（約220 μSv/h）



（b）線量当量率：中（約56 μSv/h）

図6. 4. 6-7　観察像からの平均粒子径の評価

（左：観察像上で粒子径の読み取り、右：体積基準による粒度分布グラフ）

貯蔵容器の蓋開封時の状況に関する作業員への聞き取り調査概要

実施日：平成 29 年 6 月 28 日
場　所：大洗研究開発センター　健康管理棟
回答者：作業員 3 名

(1) 貯蔵容器のボルトを緩め、外していく過程について

- 6 本のボルトを、抜けない程度のところまで順に均等に緩めていった。
- 6 本のボルトを緩めた段階で、貯蔵容器の蓋が浮き上がってきており、容器本体との間に（感覚的には）数 mm くらいの隙間ができていた。
- 緩めたボルトを 1 本ずつ抜いて行く過程で、抜いた箇所からだんだんと蓋が上がってきていた。
- 4 本のボルトを抜き、残り 2 本のボルトを緩める際に「シュ」と内圧が抜ける音がして、目視では分からないが、その時 O-リングの一部分が容器本体の上端よりも上にきていたと思った。
- 対角線上に２本のボルトが残っている状態で、蓋を手で押さえつけていなくてもボルトで支えられていた。蓋と容器の間に隙間ができていたので、隙間の全周スミヤを採取し、汚染のないことを確認した。

(2) 残り 2 本のボルトを外す過程から破裂まで

- 残り 2 本のボルトを交互に少しずつ指で緩めていった。その際、蓋を下に押さえつけていたわけではなく、片手で取手を持っていた。その過程で、完全にボルトを蓋から抜き去る前に破裂してしまい、蓋が外れた。
- 結果的には、ボルトのネジ山が容器に掛かっていない状態まで緩めた瞬間に破裂したことになる。
- 破裂時の圧力から考えて、蓋が浮き上がってくるのを蓋の自重で押さえつけられる状況ではないと思った。

(3) 破裂した瞬間の状況について

- 破裂時に O-リングが容器本体の上端よりは上がったと思うが、数 cm も上がっていないと思った。蓋が容器本体から大きく離れてから「パン」と鳴ったわけではない。蓋が飛んだり、ボルトが飛んだりはしていない。
- この時すでに写真（図 6.4.3）のように、容器から樹脂製の袋の一部がはみ出ていた。
- 破裂音は「パン」と 1 回だった。（主作業員は）キーンと耳鳴りがして聞こえなくなるほどの音ではなかった。（別の作業員は）耳が痛くなるほど大きな音だった。
- （主作業員は）左腹部に風圧は感じたが、飛散物がぶつかった感覚はなかった。視覚でも飛散物を捉えていなかった。フードのガラスがあったからだと思うが、顔には風を感じていない。
- （主作業員の右後方にいた他の作業員は）両太腿の上方辺りに風を感じたが、ものが当たった感覚はなかった。

(4) 破裂後の状況や処置について

- 破裂した時に「モヤモヤした煙のようなもの」が見えたことに関して、煙草の煙のような白っぽい感

じがした。ごく短い間だけパッと飛んで、すぐに拡散して見えなくなった。粉末という感じではなかった。

- 破裂から写真（図 6.4.3）を撮影するまでに、状況保存を優先して貯蔵容器には触れていない。
- 樹脂製の袋の開口部は、主作業員が上から見て 7 時方向（真正面よりも幾分左寄り）を向いており、左腹部に風圧を感じたのと整合する。
- 写真（図 6.4.3）で見えているのは、貯蔵容器内容物の観察結果から一重目の袋で、主作業員の位置からは容器内部の二重目の袋は見えなかった。
- ポリ容器の蓋は上下逆転して内面が上側を向いていた。
- 写真右側の袋内に見えている、黒い核燃料物質らしきものは、主作業員の位置からは見えなかった。
- 主作業員の位置からは貯蔵容器内の状況は見えなかったが、フード前の床の養生シート上に散らばった飛散物を見て、何かで固めてあるものと思った。
- 実験室外の職員と措置に関して相談し、状況保存の観点からとりあえずできる措置として、貯蔵容器の蓋を閉めることとした。
- その際、貯蔵容器上端からはみ出ている部分は、容器上端と同じくらいの高さまで手のひらで慎重に押し込んだ。
- その後、蓋を載せてボルトを締めることを試みたが、ボルトの先端が容器本体に届かない距離まで蓋が浮いており、上手く出来なかった。
- 0-リングが容器上端に掛かっており、半気密状態にはなっていると思った。内圧が上がっていて破裂したので、気密状態にするリスクも考えられた。

以上

スミヤろ紙・フィルタの測定・評価結果

Ⅰ. スミヤろ紙・フィルタの外観，光子エネルギースペクトル

室内 Pu ダストモニタ No.2 フィルタ（平成 29 年 6 月 6 日交換）及び 108 号室内汚染検査結果のスミヤろ紙（平成 29 年 6 月 7 日採取）について、詳細撮影した外観を図 6.5.1-1 に、Ge 検出器による光子エネルギースペクトルを図 6.5.1-2 に、イメージングプレート（以下「IP」という。）の画像を図 6.5.1-3 に示す。

Ⅱ. スミヤろ紙の粒子径

1．Pu の粒子径について

108 号室のスミヤろ紙 14 枚について、IP で測定し、室内に飛散した Pu の粒子径の評価を行った。国際放射線防護委員会（ICRP）の呼吸気道モデルによる線量評価では空気力学的放射能中央径（以下「AMAD」という。）の 1 μm と 5 μm がデフォルト値となっており、Pu 粒子の粒子径は AMAD を評価するための重要なデータとなる。このため、今回の IP による Pu 粒子径の評価においては、1 μm 又は 5 μm の適用に資するため、現実的に AMAD が最も小さくなる条件を仮定し、評価を行った。

2. Pu 粒子の AMAD の評価について

IP による測定により画像の個々の Pu 粒子の画像から α 線放射能量を評価し、その放射能量から Pu 粒子の粒子径を評価する。その Pu の粒子径から空気力学的径[1]を計算し、AMAD を評価する。

イメージングプレートによる放射能量評価については、原子力機構が開発した方法 [1,2]により実施した。また、今回使用したイメージングプレートの読取装置については、Pu 及び Am-241 線源により放射能量の評価がほぼ一致していることを確認している。Pu の粒子径は IP 画像から得られた個々の放射能量から球形を仮定して直径を算出 [3]した。

空気力学的径は文献 [3,4]の換算式を用いて各 Pu の粒子径から計算し、空気力学的径の分布を対数正規分布に当てはめることで、AMAD を評価した。

また、AMAD が最も小さくなるよう、以下の条件を仮定した。

・Pu のみの化学形態で付着物等がないと仮定

・Pu の密度：硝酸 Pu 塩：2.9 g/cm^3（$Pu(NO_3)_4 \cdot 5H_2O$）

酸化 Pu　：11.46 g/cm^3（PuO_2）

・比放射能：7.7×10^9 Bq/g （比放射能が高くなる法令報告の A の組成を適用）

なお、現段階での調査において、当該容器内に硝酸 Pu 塩の存在は確認されていないが、最も AMAD が小さくなる場合として計算した。実際の Pu 粒子は大部分が酸化物（PuO_2）と考えられ、塵等の付着などもあり、本評価よりも AMAD は大きなものとなる可能性がある。

3.　Pu 粒子の粒子径について

（1）IP で算定した Pu 粒子の粒子径について

[1] 対象とする粒子について空気中で同じ挙動を示す仮想的な水滴の直径として換算したもの。

IP で評価した Pu 粒子の粒子径分布を表 6.5.1-1 に示す。IP による評価の結果、粒子径の平均はそれぞれの試料において、約 0.8～3.5 μm（硝酸 Pu 塩及び酸化 Pu を含めた範囲。ただし、No.8 の巨大粒子を除く。）であった。

試料の No.1、No.7、No.8、No.13 及び No.14 は α 線の放射能強度が高く、通常の放射線検出器の結果よりも IP の評価結果は低い傾向であった。これは Pu 粒子中での α 線の自己吸収の効果によるものと考えられる。

なお、粒子径の評価においては放射能強度の過小評価は粒子径が小さく計算されることになり、保守側の評価となる。

No.8 については、画像から 1 つの巨大な粒子の存在がみられた。図 6.5.1-5 に No.8 の IP 画像（拡大）を示す。

（2）電子顕微鏡で観察された Pu 粒子の粒子径について

試料 No.3 及び No.8 について電子顕微鏡による Pu 粒子径の観察結果を図 6.5.1-6 に示す。スミヤろ紙 No.3 では 1.9、2.0、5.4 及び 8.4 μm の Pu 粒子が観察されている。また、スミヤろ紙 No.8 では 2.2、2.3、3.8、4.2、5.6、49.1 及び 89.6 μm の Pu 粒子が観察されている。

観察された粒子は様々な形状があるが、1.9～8.4 μm の観察結果は、IP の測定から評価した粒子径の範囲内（0.2～44 μm　硝酸 Pu 塩及び酸化 Pu を含めた範囲）である。

49.1 μm 及び 89.6 μm の粒子については、細長の形状をしており、球形として換算した場合の直径は小さくなる。また、Pu 粒子中の α 線の自己吸収により IP では小さく評価される傾向を考慮すれば、49.1 μm 及び 89.6 μm の粒子についても IP による粒子径の評価結果から外れるものではないと考える。

4.　Pu 粒子の AMAD の評価結果について

Pu 粒子から計算した空気力学的径及び AMAD を表 6.5.1-2 に、硝酸 Pu 塩を仮定した場合の AMAD を図 6.5.1-4 に示す。スミヤろ紙 No.8 については巨大粒子とその影響範囲の粒子を除いた評価をカッコ内に示した。スミヤろ紙の結果からは硝酸 Pu 塩では AMAD は 4.3～11 μm 以上、酸化 Pu では、AMAD は 5.6～14 μm 以上となった。したがって、スミヤろ紙については、AMAD は約 4 μm 以上と考えられる。また、Pu ダストろ紙については、硝酸 Pu 塩で AMAD は約 3 μm、酸化 Pu で 3.9 μm となった。

AMAD の傾向としては室内の汚染のレベルと同じ傾向であり、当該のフードから離れるほど AMAD が小さくなる傾向があった。当該フード付近の No.8 においては、巨大な粒子が見られた。No.1、 No.7 及び No.8 は作業員の行動範囲及び退室経路にもなっており、表面密度の高い場所の AMAD の分布についてはこれらの影響も考慮する必要がある。

参考資料

1）佐川直貴　ほか；「MOX 燃料製造施設の放射線管理へのイメージングプレートの適用」, JAEA-Technology 2010-051（2010）

2）K.Takasaki *et al.*; "An Autoradiographical Method Using an Imaging Plate for the Analyses of Plutonium Contamination in a Plutonium Handling Facility", Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 48, No. 6, p. 1–8 (2011)

3）日本保健物理学会 ICRP 新呼吸気道モデル専門研究会；「ICRP Publication 66 新呼吸気道モデル 概要と解説」、日本保健物理学会（1995）

4）石榑信人, 稲葉次郎；「ICRP 新呼吸気道モデルに基づく ^{239}Pu の内部被曝線量評価における粒子性状

依存性」、保健物理、30、227-237（1995）

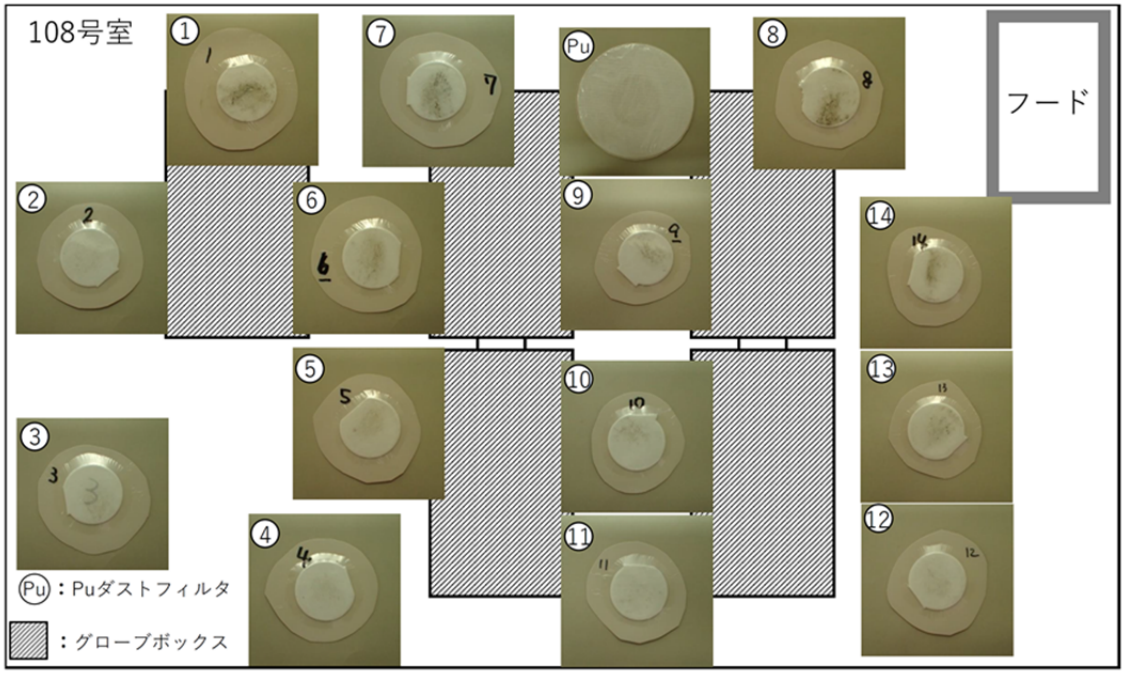


図 6.5.1-1　108 号室スミヤろ紙及び室内 Pu ダストモニタ No.2 フィルタの外観

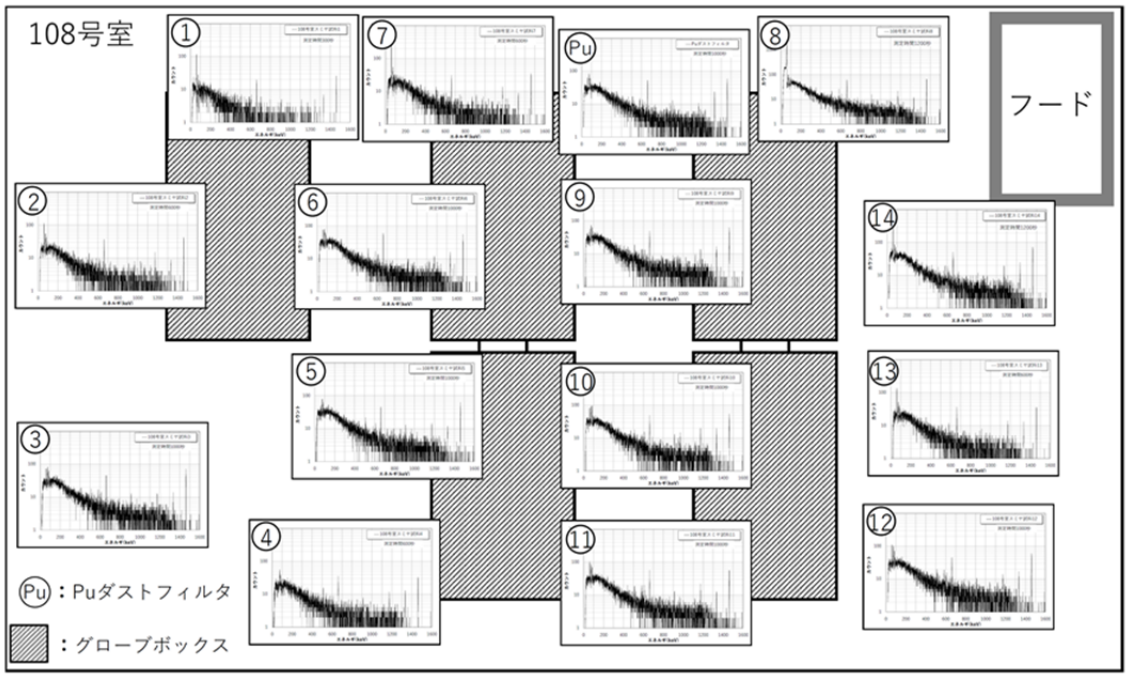


図 6.5.1-2　108 号室スミヤろ紙及び室内 Pu ダストモニタ No.2 フィルタの
光子エネルギースペクトル

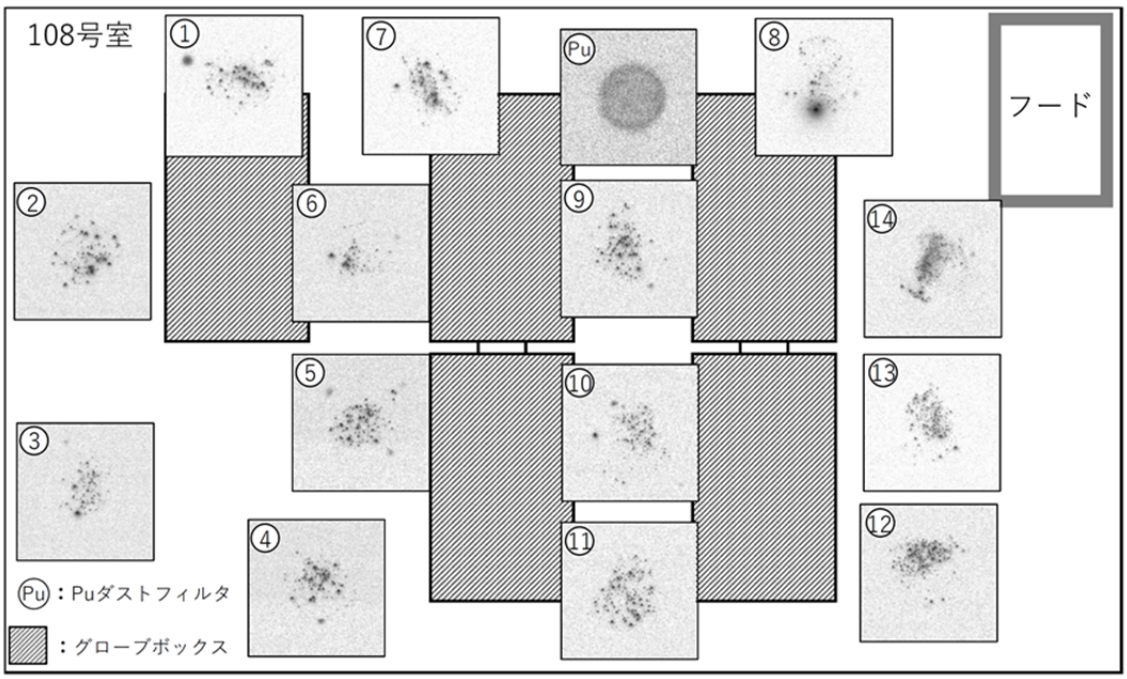


図 6.5.1-3　108 号室スミヤろ紙及び室内 Pu ダストモニタ No.2 フィルタのイメージングプレート像

表 6.5.1-1　イメージングプレートの測定結果から計算した Pu 粒子の粒子径分布

試料	放射線測定器によるろ紙上の放射能量*1 (Bq)	IP によるろ紙上の放射能量（Bq）	粒子径（硝酸 Pu 塩の場合）			粒子径（酸化 Pu の場合）			電子顕微鏡での観察結果 粒子径(μm)
			最小値 (μm)	最大値 (μm)	平均値 (μm)	最小値 (μm)	最大値 (μm)	平均値 (μm)	
No.1	219	159	1.0	12	2.6	0.6	7.8	1.7	－
No.2	78.3	80	0.7	11	2.1	0.5	7.0	1.3	－
No.3	44.6	44	0.8	12	2.0	0.5	7.9	1.2	1.9，2.0，5.4，8.4
No.4	14.7	16	0.5	4.8	1.5	0.3	3.0	1.0	－
No.5	12.6	13	0.5	5.7	1.4	0.3	3.6	0.9	－
No.6	30.8	26	0.8	8.9	1.9	0.5	5.6	1.2	－
No.7	218	174	1.1	14	2.8	0.7	9.1	1.8	－
No.8	1300*2	1200	1.5	44*3 (10)	4.2*3 (3.5)	0.97	28*3 (6.5)	2.7*3 (2.2)	2.2，2.3，3.8，4.2，5.6，49.1，89.6
No.9	16.0	15	0.5	4.9	1.5	0.3	3.1	0.9	－
No.10	24.7	24	0.7	8.1	1.9	0.5	5.1	1.2	－
No.11	38.6	38	0.7	6.7	2.0	0.5	4.2	1.3	－
No.12	47.4	49	0.7	8.0	2.0	0.5	5.1	1.3	－
No.13	133	101	1.0	10	2.8	0.6	6.5	1.7	－
No.14	353	374	1.6	16	3.4	1.0	9.9	2.2	－
Pu ダストモニタ	34	36	0.4	3.9	1.2	0.2	2.5	0.8	－

*1：スミヤろ紙の測定結果から算定。線源効率は 0.5 とした。

*2：測定値の差違が大きかったため、別の測定器での値を記載

*3：巨大粒子の影響あり。カッコ内は巨大粒子の影響を除いた値

表 6.5.1-2　IP による空気力学的径及び AMAD の評価結果

スミヤろ紙	硝酸 Pu 塩			酸化 Pu			備考
	Pu 粒子径の範囲 (μm)	空気力学的径の範囲(μm)	AMAD (μm)	Pu 粒子径の範囲 (μm)	空気力学的径の範囲(μm)	AMAD (μm)	
No.1	1.0~12	1.5~17	11	0.6～7.8	2.0～21	14	
No.2	0.7~11	1~16	9.7	0.5～7.0	1.4～20	12	
No.3	0.8~12	1.1~18	9.8	0.5～7.9	1.5～22	13	
No.4	0.5~4.7	0.8~6.7	4.7	0.3～3.0	1.0～8.6	6.1	
No.5	0.5~5.6	0.8~7.9	4.3	0.3～3.6	1.0～10	5.6	
No.6	0.8~8.8	1.1~13	7.8	0.5～5.6	1.6～16	9.9	
No.7	1~14	1.6~20	11	0.7～9.1	2.1～25	14	
No.8	1.5~44 (1.5～10)	2.2~62 (2.2～14)	50 (10)	1.0～28 (1.0～6.5)	2.9～78 (2.9～18)	63 (13)	1 つの巨大粒子の影響がある。 (　) は巨大粒子を除いた場合の値
No.9	0.5～4.9	0.8～6.9	4.5	0.3～3.1	1.1～8.8	5.8	
No.10	0.7～8.0	1.1～11	5.6	0.5～5.1	1.5～14	7.2	
No.11	0.7～6.6	1.1～99.4	5.5	0.5～4.2	1.5～12	7.1	
No.12	0.7～7.9	1.1～11	6.1	0.5～5.1	1.4～14	7.8	
No.13	1.0～10	1.4～14	7.7	0.6～6.5	1.9～18	9.8	
No.14	1.5～15	2.2～22	10	1.0～9.9	2.9～28	13	
Pu ダストモニタ	0.4～3.9	0.5～5.5	3.0	0.2～2.5	0.8～7.1	3.9	Pu ダストモニタのフィルタろ紙

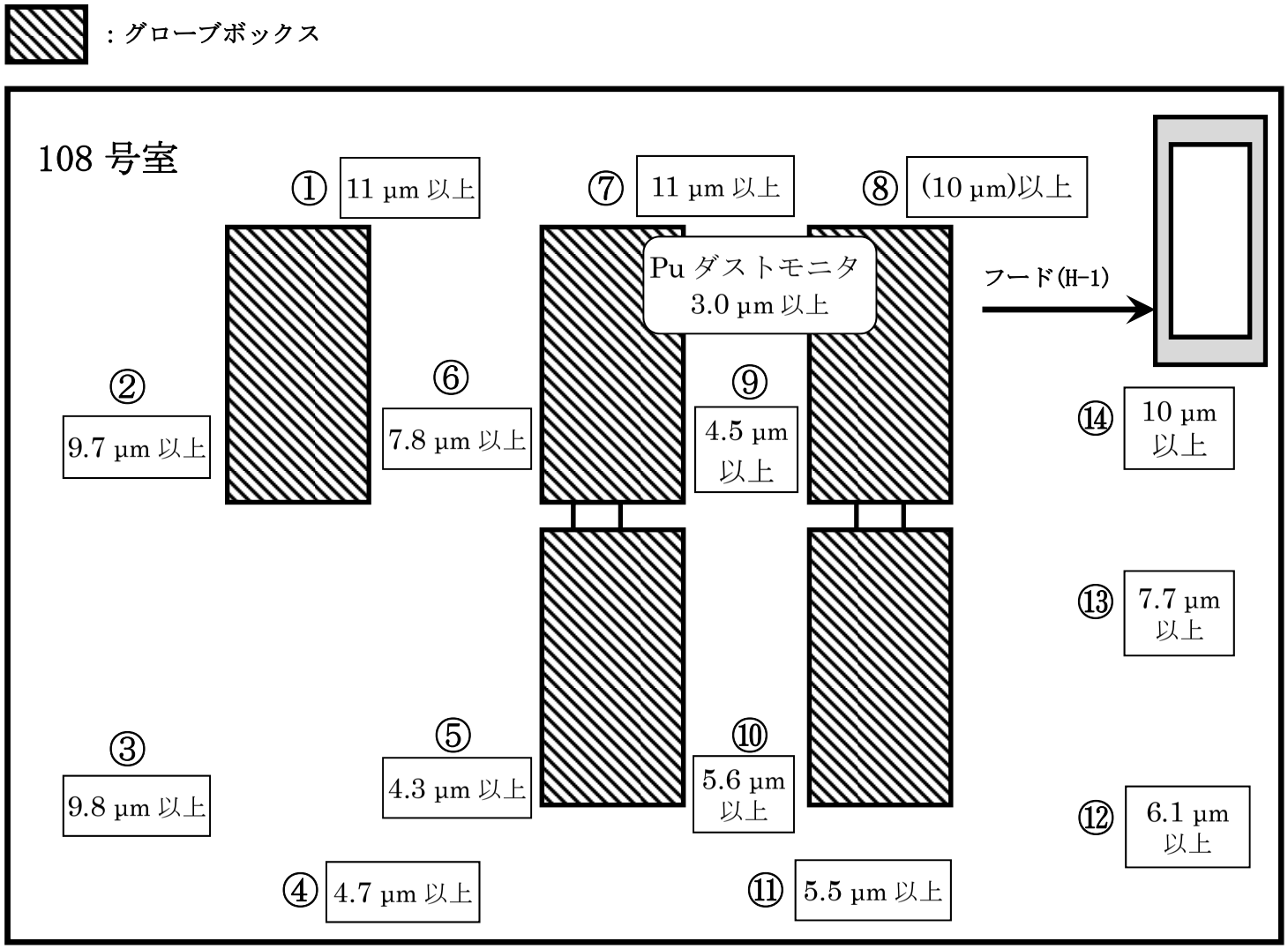
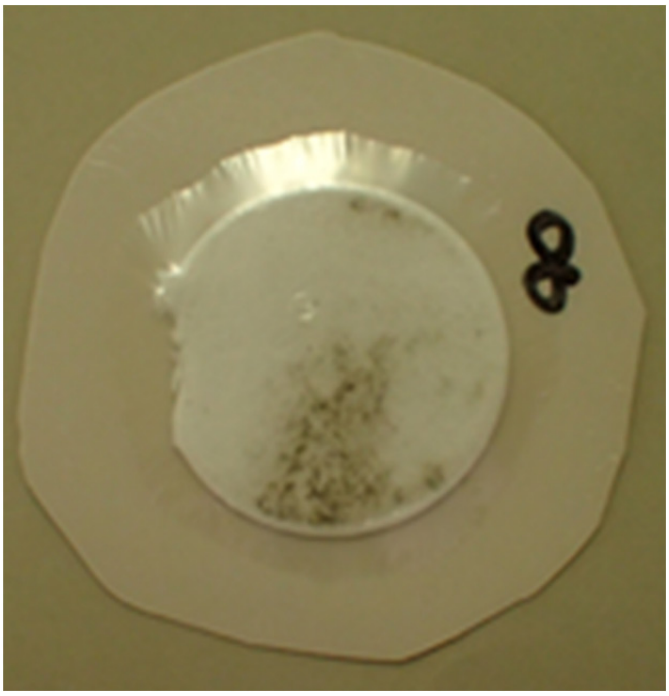
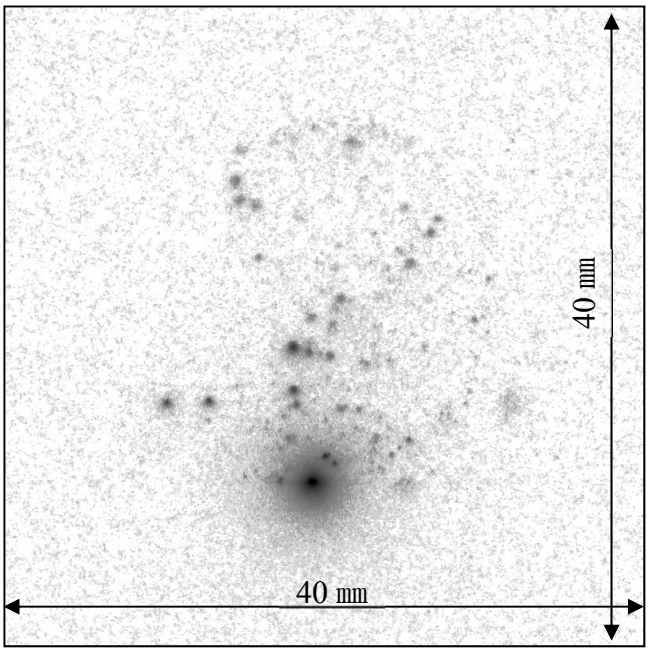


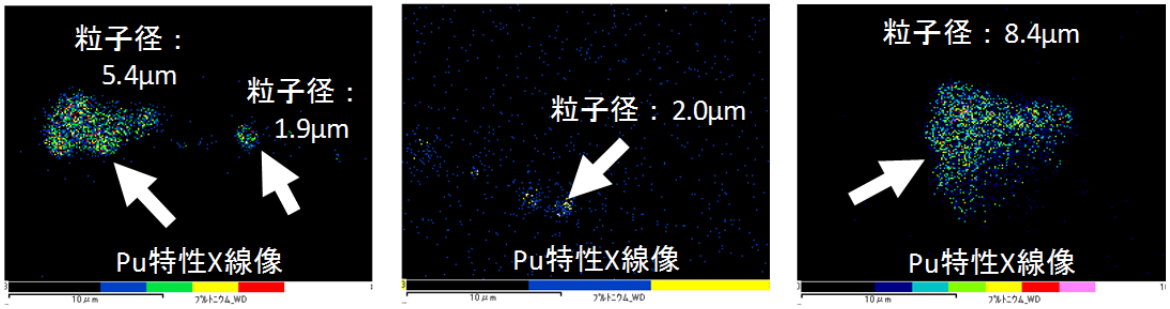
図 6.5.1-4　空気力学的放射能中央径（AMAD）の評価結果（硝酸 Pu 塩を仮定）



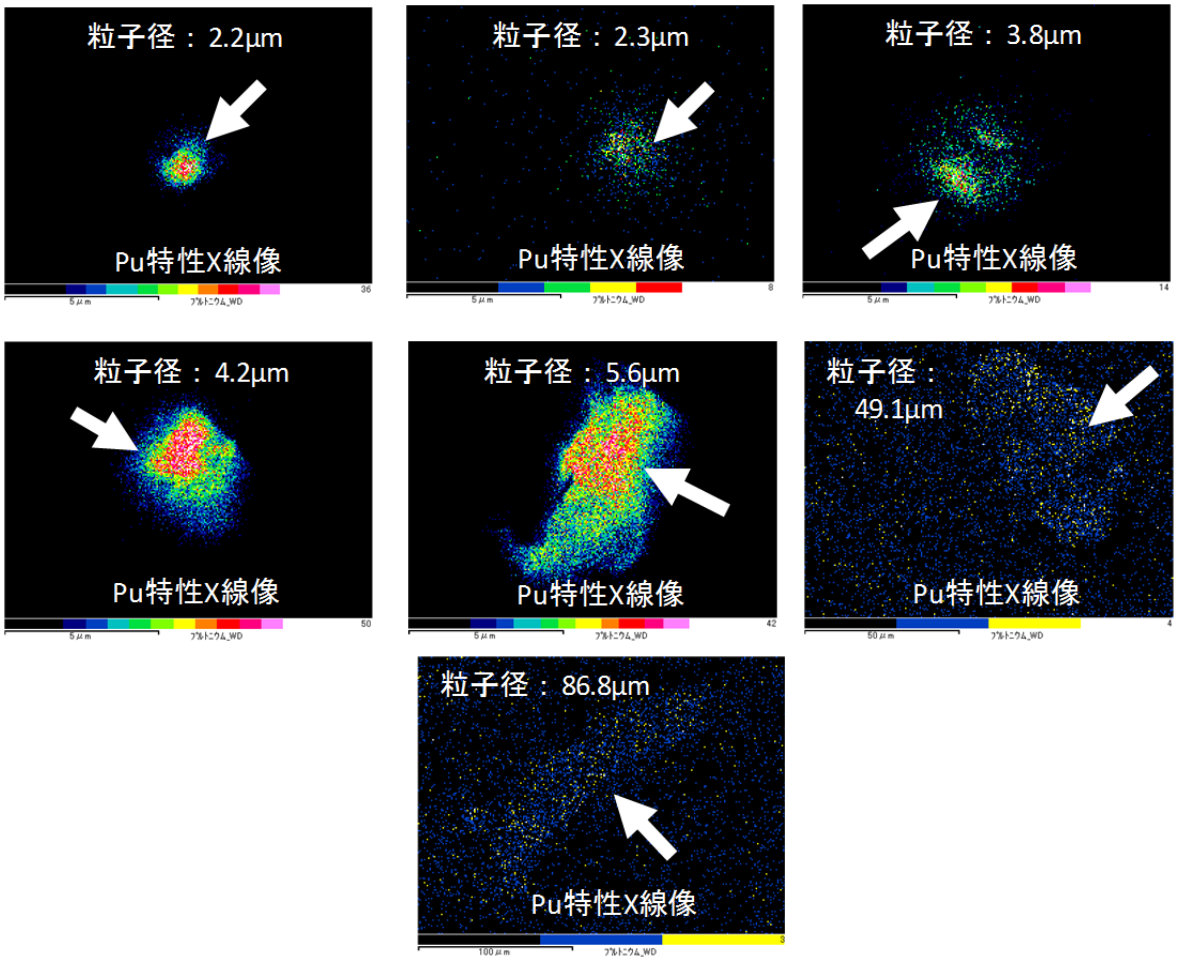


IP による測定の画像から No.8 のスミヤろ紙については極めて大きなα線放出粒子が観察された。その影響が大きいため、影響範囲内の粒子を除外した評価も行った。

図 6.5.1-5　スミヤろ紙 No.8 の IP 画像



スミヤろ紙 No.3



スミヤろ紙 No.8

図 6.5.1-6　スミヤろ紙の電子顕微鏡画像

室内 Pu ダストモニタ No.2 の指示値及びフィルタ測定結果の検討

内部被ばく線量評価の参考とするため、室内 Pu ダストモニタ No.2 の指示値及びフィルタ測定結果について、床スミヤ試料の測定結果との比較を中心に検討した。

Pu ダストモニタ No.2 は、事故発生当時、108 号室のグローブボックス 811-D 近傍の空気の連続採取及び測定を行っていた。採取した空気は放射線管理測定室に移送してろ紙上に塵を採取し、α線測定器でろ紙上のα放射能を連続測定する。系統図は図 4.2.12 に示されている。このモニタについては、燃料研究棟の核燃料物質使用変更許可及び保安規定に記載はなく、自主的に設置した放射線管理モニタであり、108 号室の全体的な空気中の放射性物質濃度の監視を目的としている。室内 Pu ダストモニタ No.2 の吸引口の位置は図 6.5.2-1 に示すとおりであり、フードから離れた位置にある。

過去の定期点検記録及び日常点検記録から、測定系における異常の発生や性能の劣化、サンプリング流量の低下などは見られず､採取空気中の Pu ダスト濃度の測定性能が維持されていたことを確認した。

破裂に伴って飛散した放射性粒子のうち比較的粒子径が大きく重いものの多くは床に沈降し、粒子径が小さく軽いものは空気中に浮遊する。このことは、イメージングプレートによる測定等から評価された床スミヤ試料と室内 Pu ダストモニタフィルタの粒子径を比較すると、Pu ダストモニタフィルタの粒子径は小さい傾向にある（表 6.5.1-1 参照）ことからも確認できる。

したがって、108 号室内に拡散した粒子の粒子径は、破裂の際フードの近くにいた作業員が直接浴びた飛散粒子の粒子径より小さいと考えられる。

なお、室内 Pu ダストモニタ No.2 の指示値が破裂の約 3 時間経過後に上昇したのは、作業者が室内 Pu ダストモニタ No.2 付近を移動し、その影響で放射性物質が吸引されたことによるものと考えられる。

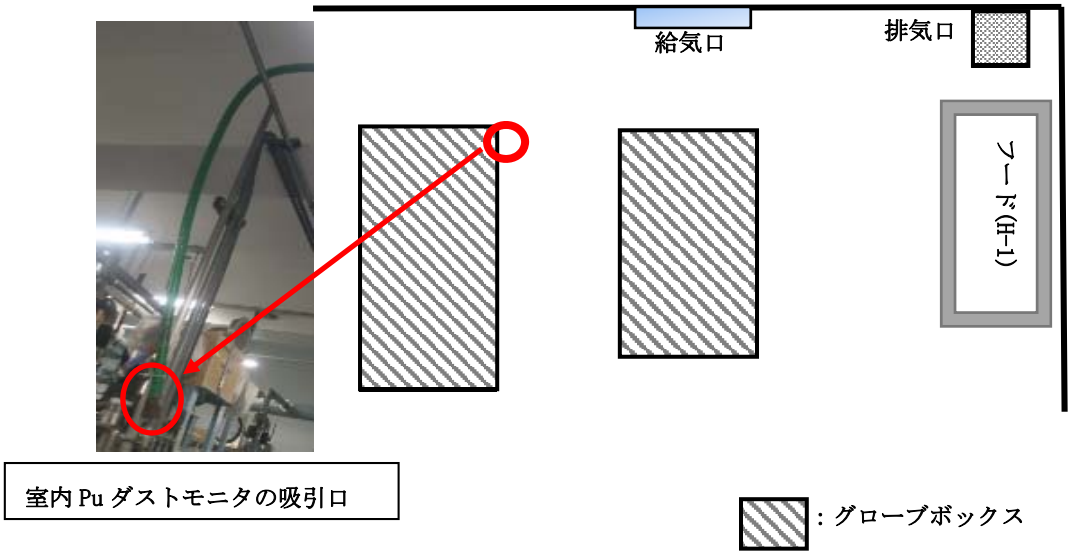


図 6.5.2-1　108 号室内の Pu ダストモニタ No.2 の吸引口位置

半面マスクの測定・分析結果

Ⅰ．ゲルマニウム半導体検出器による半面マスクの予備測定結果

半面マスクの詳細測定に先立ち、照射燃料試験施設（AGF）管理区域内において、梱包状態の半面マスク本体について、ゲルマニウム半導体検出器によりγ線スペクトル測定を行い、汚染状況を確認した。

１．測定日　　平成 29 年 7 月 28 日

２．測定方法等

（１）測定器　　ゲルマニウム半導体検出器

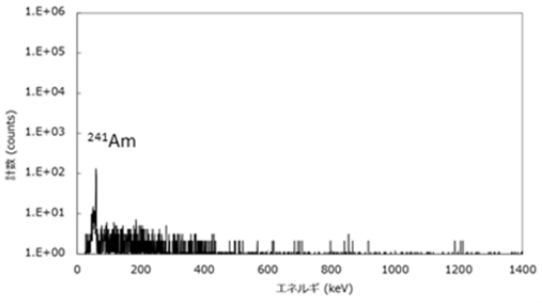
（２）測定対象

① 半面マスク No.1（交換後マスク 着用者不明）
② 半面マスク No.2（交換後マスク 着用者不明）
③ 半面マスク No.3（交換後マスク 着用者不明）
④ 半面マスク No.4（交換後マスク 着用者不明）
⑤ 半面マスク No.5（作業員 C 作業時着用）
⑥ 半面マスク No.6（作業員 E 作業時着用）
⑦ 半面マスク No.7（作業員 D 作業時着用）
⑧ 半面マスク No.8（作業員 A 作業時着用）
⑨ 半面マスク No.9（作業員 B 作業時着用）

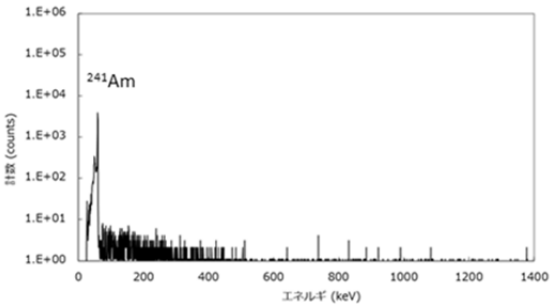
（３）測定時間　　600 秒

３．測定結果

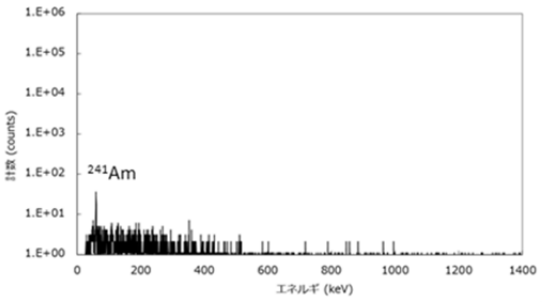
得られたスペクトルを以下に示す。検出された主な核種は ^{241}Am であった。着用者不明の交換後の半面マスクのうち、No.2 は他の交換後の半面マスクよりも ^{241}Am のピークの計数が 1 から 2 桁程度大きく、さらに作業員 E 以外が作業時に着用していたマスクよりも大きいことから、作業員 E が交換後に着用した半面マスクであると推定される。以後、半面マスク No.2 を作業員 E の交換後マスクと識別する。



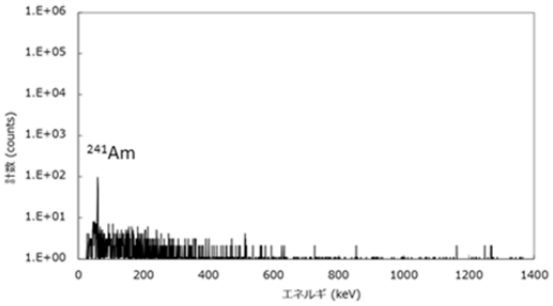
半面マスク No.1(交換後　着用者不明)



半面マスク No.2(交換後　着用者不明)

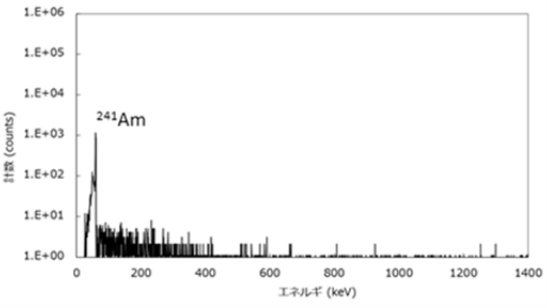


半面マスク No.3(交換後　着用者不明)

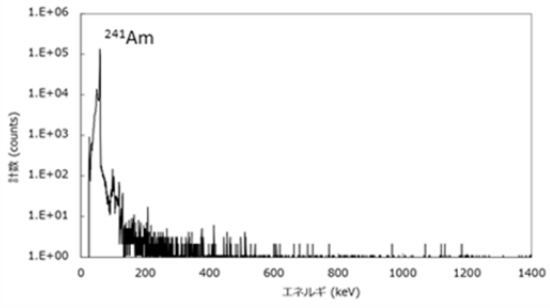


半面マスク No.4(交換後　着用者不明)

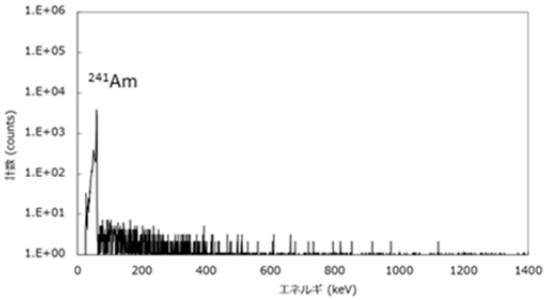
図 6.5.3-1-1　各半面マスクのγ線スペクトル測定結果（その１）



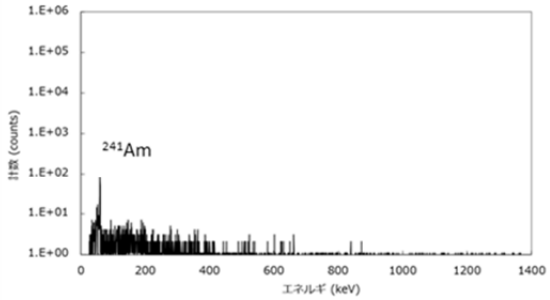
半面マスク No.5(作業員 C 作業時着用)



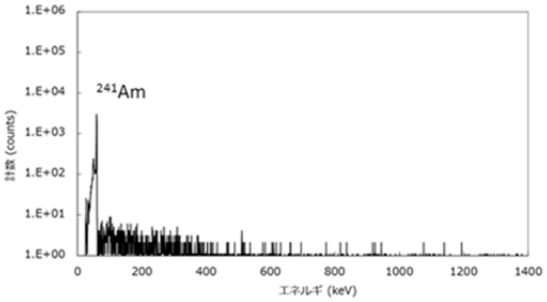
半面マスク No.6(作業員 E 作業時着用)



半面マスク No.7(作業員 D 作業時着用)



半面マスク No.8(作業員 A 作業時着用)



半面マスク No.9(作業員 B 作業時着用)

図 6.5.3-1-2　各半面マスクのγ線スペクトル測定結果（その２）

Ⅱ．ペンシル型測定器による半面マスク面体接顔部のα汚染測定結果

固体廃棄物前処理施設(WDF)において、ペンシル型測定器により半面マスクの面体接顔部の汚染のα放射能の直接測定を実施した(図 6.5.3-2-1)。ペンシル型測定器は、直径 5 mm の有感部分を持つ鉛筆型の ZnS(Ag)シンチレーション検出器であり、狭い範囲のα汚染の検出に特化した測定器である。

１．測定日　　平成 29 年 8 月 1 日～8 日

２．測定対象

① 作業員 B 作業時着用半面マスク（半面マスク No.9）
② 作業員 D 作業時着用半面マスク（半面マスク No.7）
③ 作業員 E 作業時着用半面マスク（半面マスク No.6）
④ 作業員 E 交換後半面マスク（半面マスク No.2）

３．測定結果

測定結果を表 6.5.3-2-1 に示す。各測定ポイントの半面マスクの対応箇所については図 6.5.3-2-2 のとおりである。ペンシル型測定器測定結果とα線測定器によるスミヤの測定結果の比較も実施した（次節の図 6.5.3-3-3 から図 6.5.3-3-6 参照)。

表 6.5.3-2-1　半面マスクの測定結果

マスク識別	作業員 B 作業時着用	作業員 D 作業時着用	作業員 E 作業時着用	作業員 E 交換後マスク
マスク No.	9	7	6	2
測定ポイント	測定結果（count/10 min）			
1	8	2	301	45
2	11	3	227	85
3	21	3	580	39
4	7	2	225	169
5	10	2	179	221
6	4	0	9	15
7	7	0	43	9
8	3	3	92	12
9	9	0	142	8
10	12	0	630	18
11	20	2	549	10
12	2	1	181	4
13	2	2	707	22
14	5	2	302	50
15	9	15	1451	275
16	23	0	370	111
17	8	16	262	172
18	6	8	283	169

※BG：0cpm

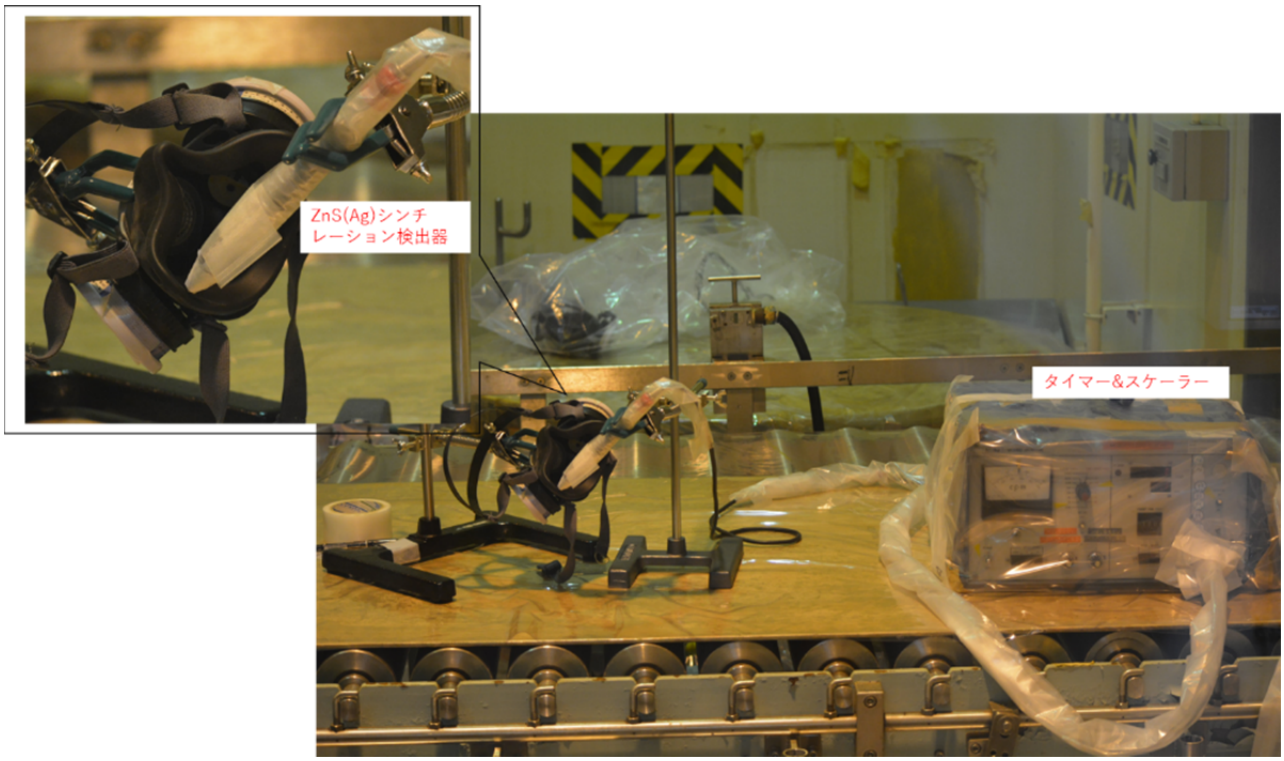


図 6.5.3-2-1　ペンシル型測定器による半面マスク測定の様子



図 6.5.3-2-2　半面マスク測定箇所

Ⅲ．α線測定器による半面マスクのスミヤ試料及び吸・排気弁の測定結果

固体廃棄物前処理施設(WDF)において、α線測定器（表面汚染検査用アルファ線サーベイメータをスケーラモードで使用）により、半面マスクの面体接顔部の湿式スミヤ試料、フィルタカートリッジホルダー内部の乾式スミヤ試料及び吸・排気弁のα放射能を測定した。半面マスクの面体はゴムでできており、表面が平滑ではなく汚染が固着しやすい構造となっているため、試料の採取にはエタノールを浸み込ませたスミヤろ紙で面体を拭き取る湿式スミヤ法を選択した。一方で、フィルタカートリッジホルダー内部は表面が平滑であり容易に汚染の拭き取りが可能であるため、試料の採取には乾いたスミヤろ紙で拭き取る乾式スミヤを選択した。スミヤ試料採取の様子を図 6.5.3-3-1 に示す。

１．測定日　　平成 29 年 8 月 10 日、17 日、23 日

２．測定試料

・顔面接触部の湿式スミヤ試料（各 7 枚）（半面マスク No.2,6,7,9 のみ）
・フィルタカートリッジホルダー内部の乾式スミヤ試料（各 2 枚）
・吸気弁（各 2 枚）　排気弁（各 1 枚）
※湿式スミヤ及びフィルタカートリッジホルダー内部の採取箇所の詳細は図 6.5.3-3-2 及び図 6.5.3-3-3 のとおりである。

３．対象マスク

① 作業員 A 作業時着用半面マスク（半面マスク No.8）
② 作業員 B 作業時着用半面マスク（半面マスク No.9）
③ 作業員 C 作業時着用半面マスク（半面マスク No.5）
④ 作業員 D 作業時着用半面マスク（半面マスク No.7）
⑤ 作業員 E 作業時着用半面マスク（半面マスク No.6）
⑥ 作業員 E 交換後半面マスク（半面マスク No.2）
⑦ 交換後半面マスク（着用者不明）（半面マスク No.1）
⑧ 交換後半面マスク（着用者不明）（半面マスク No.3）
⑨ 交換後半面マスク（着用者不明）（半面マスク No.4）

４．測定結果

測定結果を表 6.5.3-3-1 に示す。作業員 B,D,E 作業時着用マスク及び作業員 E の交換後マスクについてスミヤのペンシル型測定器とα線測定器による測定結果の比較を図 6.5.3-3-4 から図 6.5.3-3-7 に示す。また、全ての半面マスクについての吸気弁及び排気弁の測定結果をカラーチャートで表したものを図 6.5.3-3-8 に示す。また、作業員 A,C 作業時着用マスク及び 3 つの着用者不明のマスクのフィルタカートリッジホルダー内部のスミヤの測定結果については、いずれのマスクについても BG レベルであった。例として、作業員 A 作業時着用マスクのフィルタカートリッジホルダー内部のスミヤ測定結果をカラーチャートで表したものを図 6.5.3-3-9 に示す。

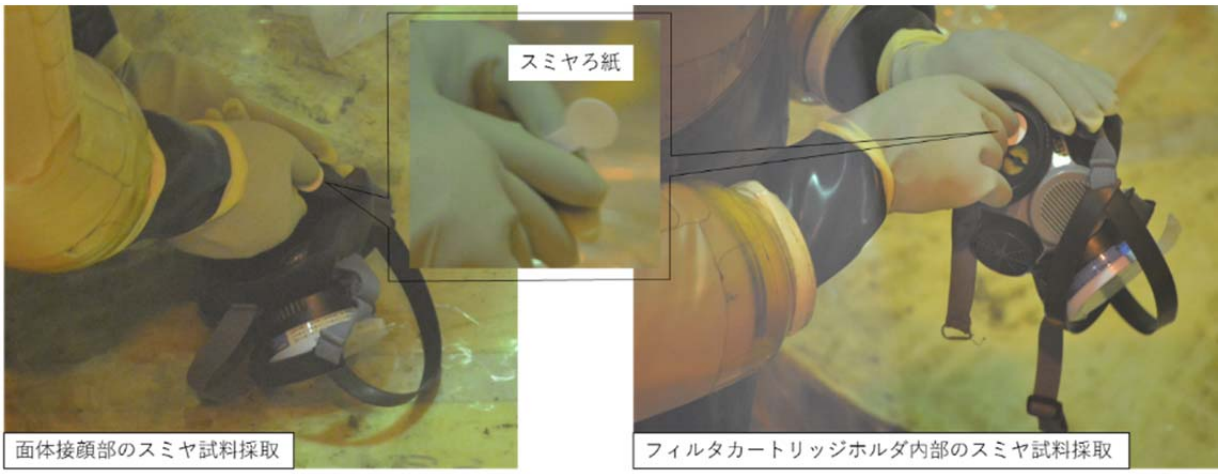


図 6.5.3-3-1　半面マスクのスミヤ試料採取の様子

表 6.5.3-3-1　半面マスクの測定結果

マスク識別		作業員A 作業時装着	作業員B 作業時装着	作業員C 作業時装着	作業員D 作業時装着	作業員E 作業時装着	作業員E 交換後マスク	交換後マスク 装着者不明	交換後マスク 装着者不明	交換後マスク 装着者不明
マスクNo.		8	9	5	7	6	2	1	3	4
測定ポイント		測定結果（Count/1m in）								
湿式スミヤ	1		1		33	4410	378			
	2		4		33	1690	422			
	3		2		61	643	76			
	4		8		75	417	73			
	5		8		67	142	21			
	6		39		11	2060	234			
	7		1		5	799	80			
フィルタカートリッジホルダー乾式スミヤ	左頬側	0	0	1	0	0	0	1	0	0
	右頬側	0	0	0	0	0	0	1	1	0
吸気弁	左頬側上流	1	0	10	0	13	0	0	1	1
	左頬側下流（顔面側）	0	0	49	26	254	5	0	2	1
	右頬側上流	0	0	1	4	0	1	0	0	0
	右頬側下流（顔面側）	0	0	1	7	29	0	0	0	0
排気弁	上流（顔面側）	0	2	24	21	125	1	0	1	0
	下流	1	48	45	160	11920	0	0	0	0



図 6.5.3-3-2　湿式スミヤ試料採取箇所



図 6.5.3-3-3　乾式スミヤ試料採取箇所

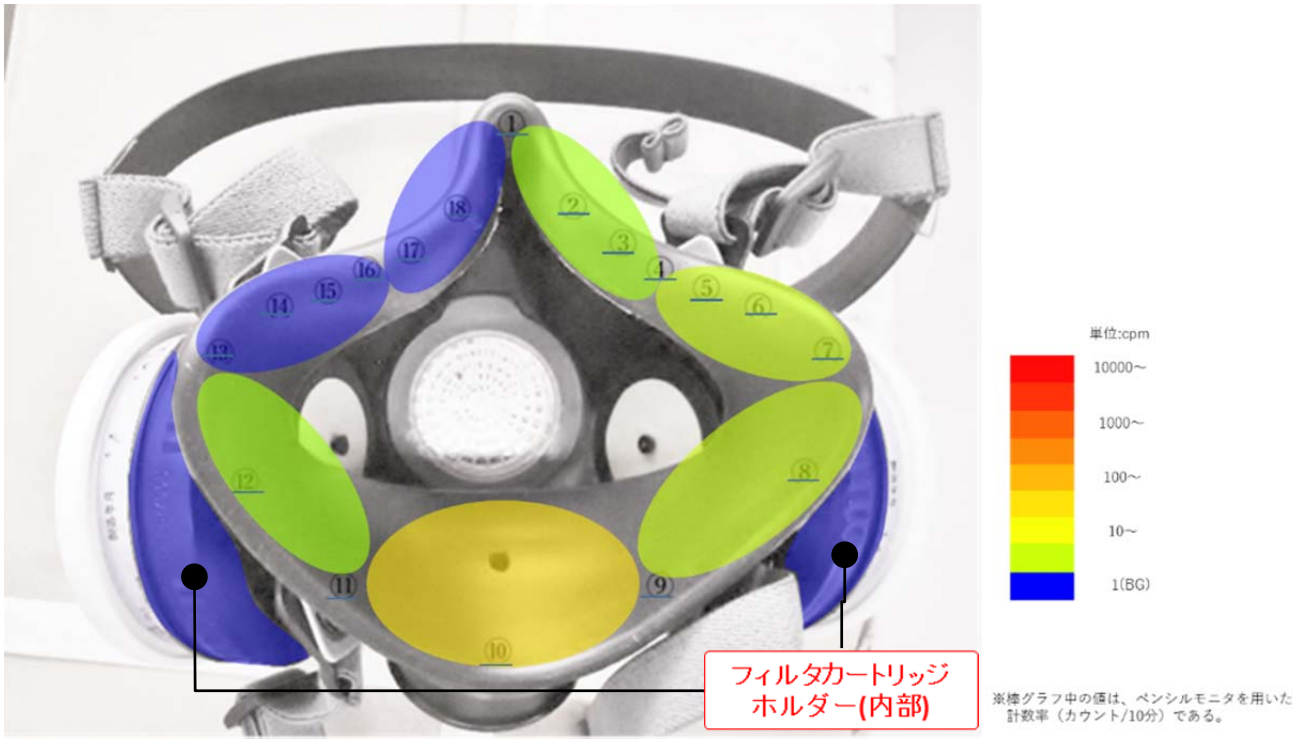


図 6.5.3-3-4　作業員 B の作業時着用半面マスク(半面マスク No.9)の測定結果

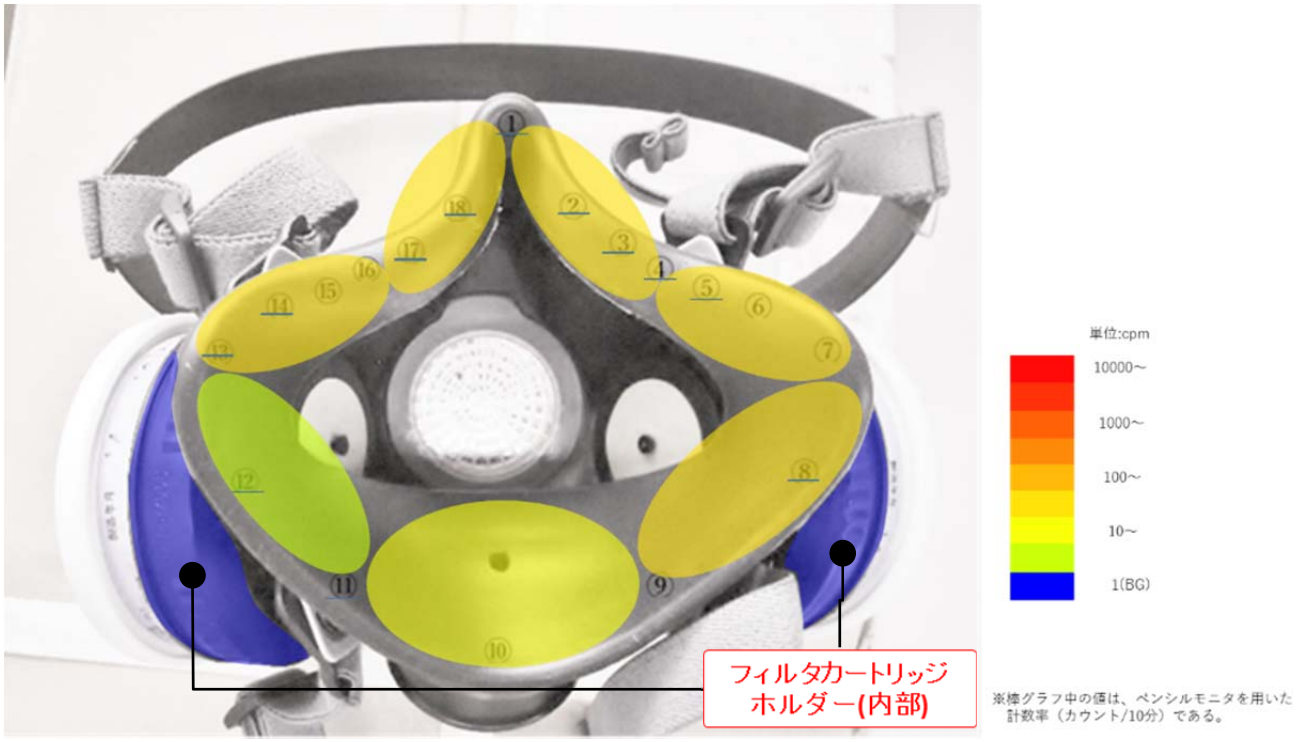


図 6.5.3-3-5　作業員 D の作業時着用半面マスク(半面マスク No.7)の測定結果



図 6.5.3-3-6　作業員 E の作業時着用半面マスク(半面マスク No.6)の測定結果



図 6.5.3-3-7　作業員 E の交換後半面マスク(半面マスク No.2)の測定結果



作業員 A 作業中着用半面マスク(半面マスク No.8)



作業員 B 作業中着用半面マスク(半面マスク No.9)



作業員 C 作業中着用半面マスク(半面マスク No.5)



作業員 D 作業中着用半面マスク(半面マスク No.7)



作業員 E 作業中着用半面マスク(半面マスク No.6)



作業員 E 交換後半面マスク(半面マスク No.2)



交換後半面マスク(着用者不明)(半面マスク No.1)



交換後半面マスク(着用者不明)(半面マスク No.3)



交換後半面マスク(着用者不明)(半面マスク No.4)

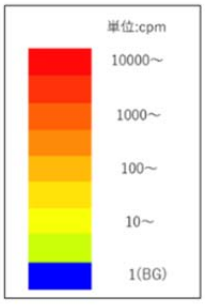


図 6.5.3-3-8　吸気弁及び排気弁の測定結果



作業員 A 作業中着用半面マスク(半面マスク No.8)



作業員 C 作業中着用半面マスク(半面マスク No.5)



交換後半面マスク(着用者不明)(半面マスク No.1)



交換後半面マスク(着用者不明)(半面マスク No.3)



交換後半面マスク(着用者不明)(半面マスク No.4)

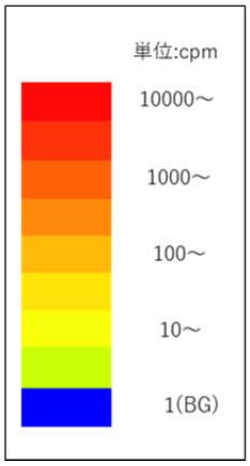


図 6.5.3-3-9　作業員 A,C 作業時着用マスク及び 3 つの着用者不明のマスクの
フィルタカートリッジホルダー内部のスミヤの測定結果

Ⅳ. イメージングプレートによる半面マスクの面体（顔側）のα線汚染分布測定結果

固体廃棄物前処理施設(WDF)において、イメージングプレートにより、半面マスク面体の顔側のα線汚染分布を測定した。イメージングプレートは、薄いプラスチック基板上に放射線に感度を持つ輝尽発光性蛍光体を塗布した位置敏感型放射線検出器であり、α線放出核種の放射能分布を画像化・視覚化することが可能である。

１．測定対象

① 作業員 A 作業時着用半面マスク（半面マスク No.8）
② 作業員 B 作業時着用半面マスク（半面マスク No.9）
③ 作業員 C 作業時着用半面マスク（半面マスク No.5）
④ 作業員 D 作業時着用半面マスク（半面マスク No.7）
⑤ 作業員 E 作業時着用半面マスク（半面マスク No.6）
⑥ 作業員 E 交換後半面マスク（半面マスク No.2）
⑦ 交換後半面マスク（着用者不明）（半面マスク No.1）
⑧ 交換後半面マスク（着用者不明）（半面マスク No.3）
⑨ 交換後半面マスク（着用者不明）（半面マスク No.4）

２．露光及び読み取り日時

・半面マスク No.2,6,7,9
露光　　：　平成 29 年 8 月 8 日 16:00～9 日 10:00（18 時間程度）
読み取り　：　平成 29 年 8 月 9 日 14:30～16:00

・半面マスク No.1,3,4,5,8
露光　　：　平成 29 年 8 月 21 日 14:00～22 日 10:00（20 時間程度）
読み取り　：　平成 29 年 8 月 22 日 11:30～14:00

３．露光方法及び結果

３－１　露光方法

図 6.5.3-4-1 に示すように、頭部マネキンに面体上部測定用イメージングプレートと面体下部測定用イメージングプレートを取り付け、その上から半面マスクを着用させ、露光を行なった。



図 6.5.3-4-1　マスクのイメージングプレートへの露光方法

３－２　各マスクの読み取り結果

各読み取り結果ではイメージングプレートと半面マスク面体との接触範囲を点線及び一点鎖線で示しており、接触箇所と半面マスク面体と位置関係は図 6.5.3-4-2 の様になっている。各マスクの面体上部測定用イメージングプレート及び面体下部測定用イメージングプレートの読み取り結果を図 6.5.3-4-3 から図 6.5.3-4-11 に示す。

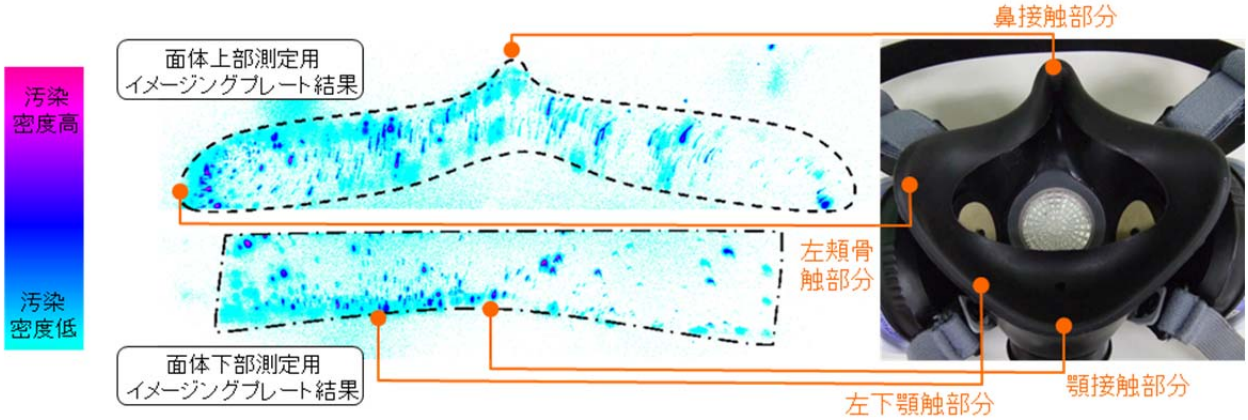


図 6.5.3-4-2　イメージングプレートの読み取り結果と半面マスク面体との位置関係
（例：作業員 E 作業中着用マスク）

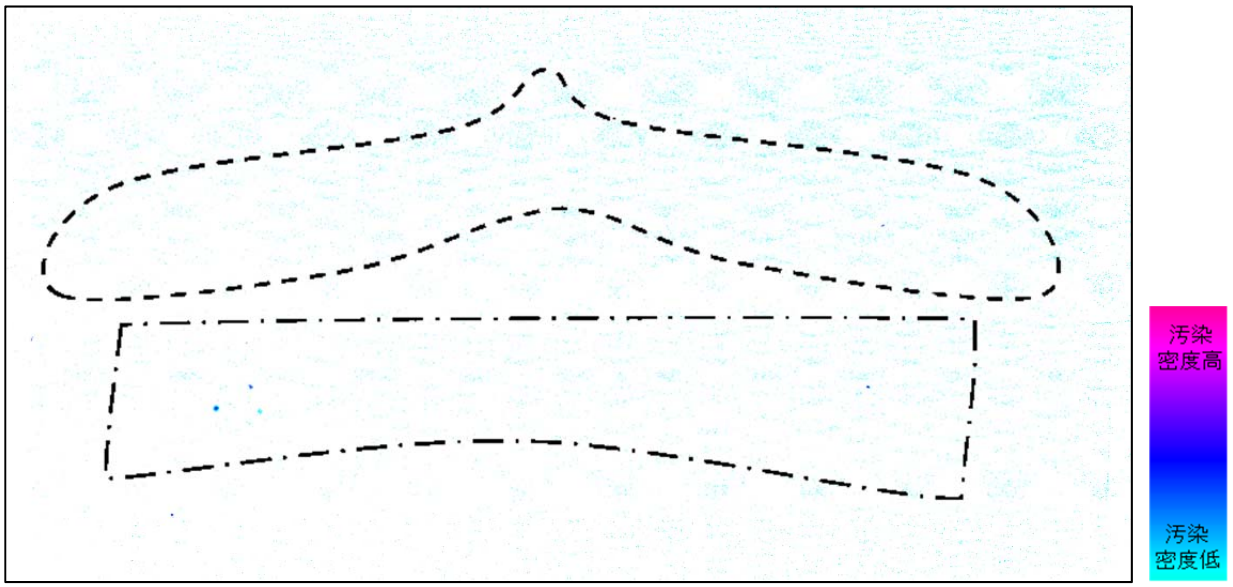


図 6.5.3-4-3　作業員 A の作業時着用半面マスク(半面マスク No.8)

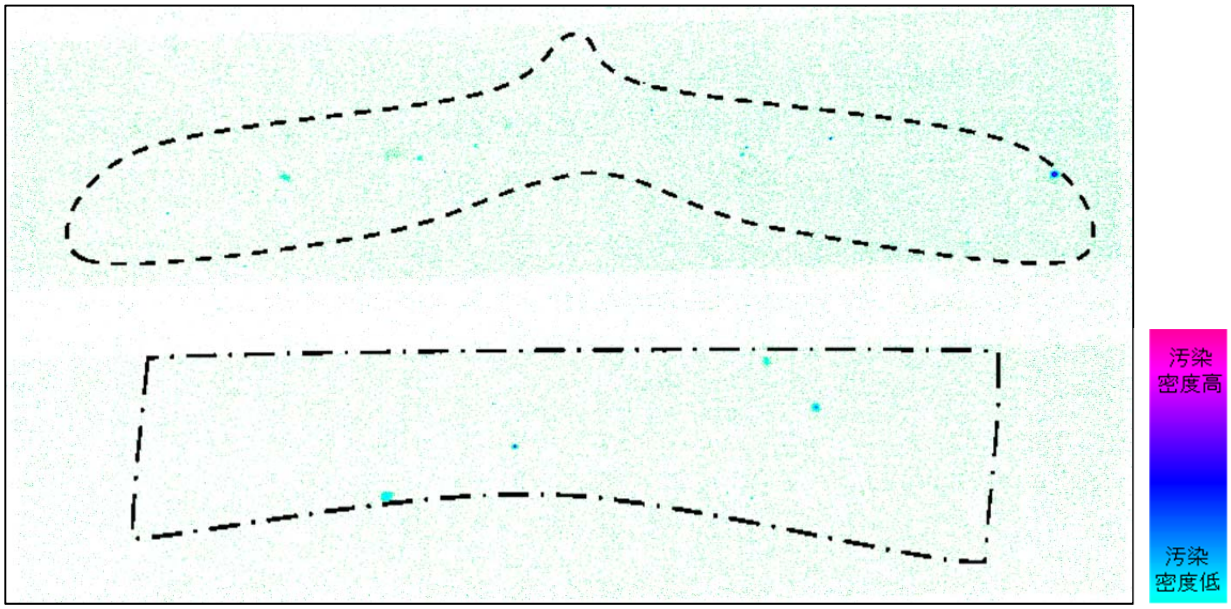


図 6.5.3-4-4　作業員 B の作業時着用半面マスク(半面マスク No.9)

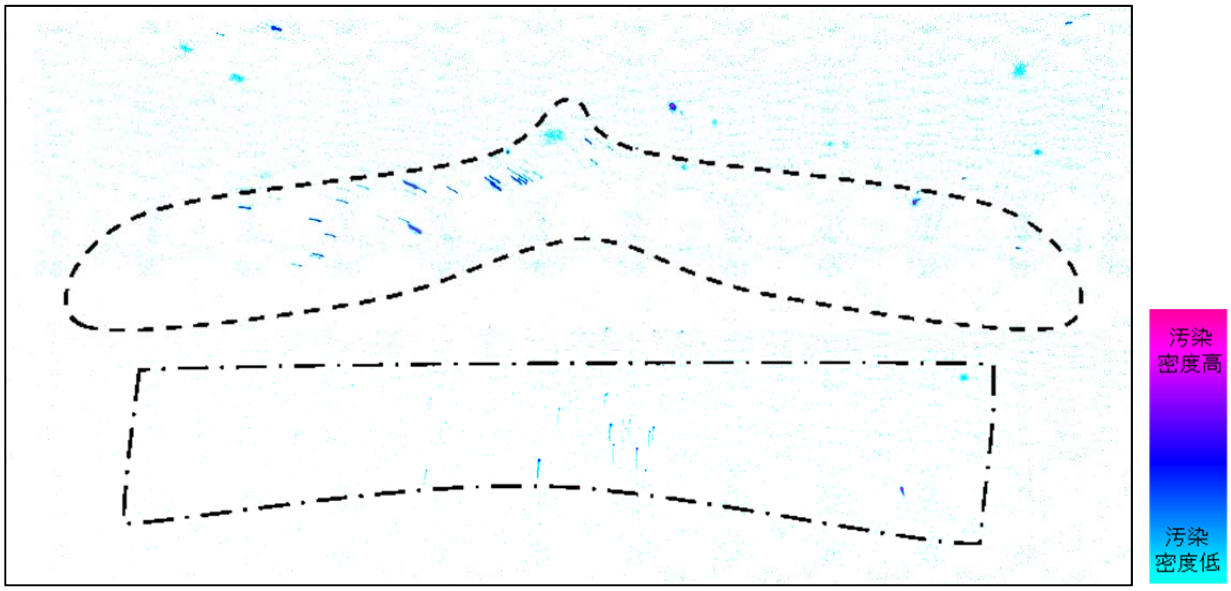


図 6.5.3-4-5　作業員 C の作業時着用半面マスク(半面マスク No.5)

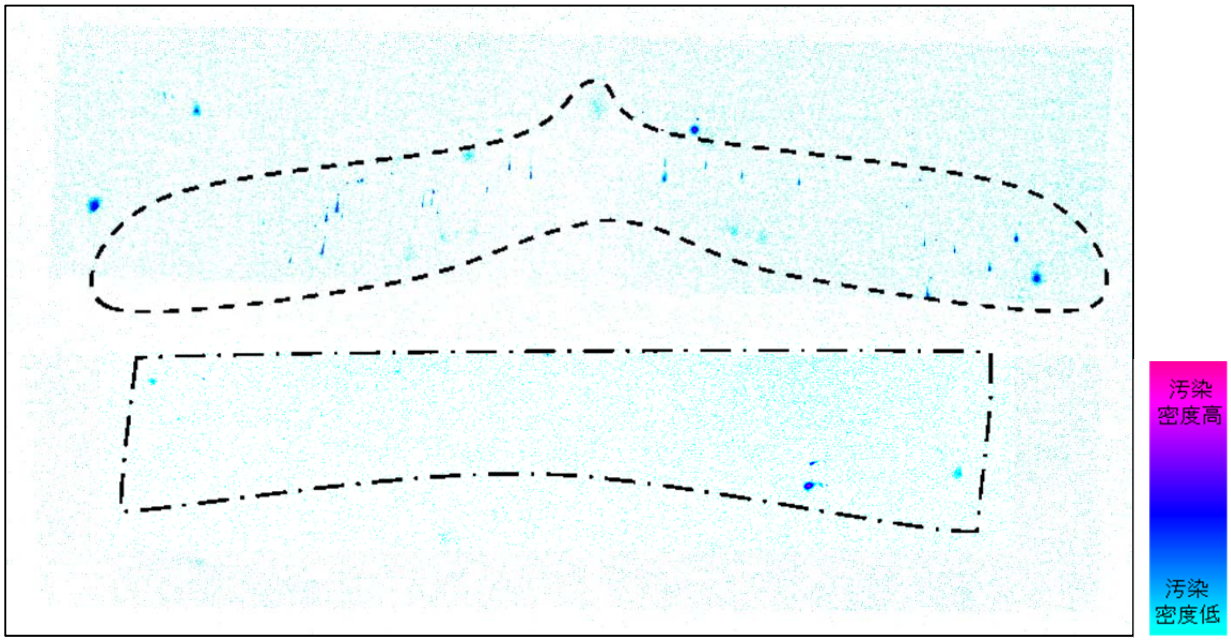


図 6.5.3-4-6　作業員 D の作業時着用半面マスク(半面マスク No.7)

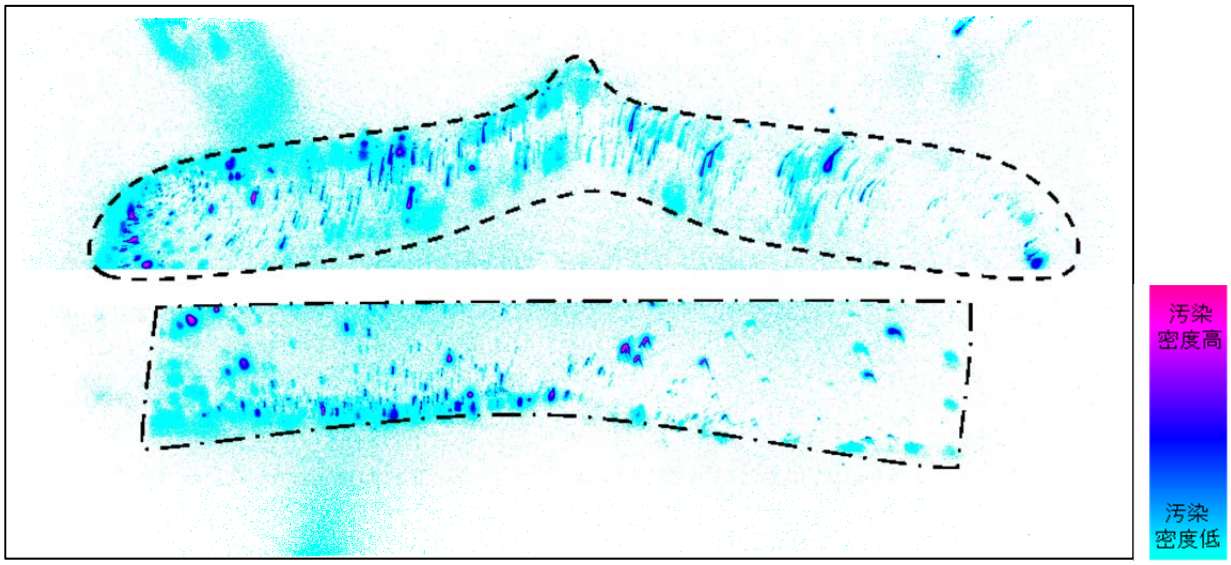


図 6.5.3-4-7　作業員 E の作業時着用半面マスク(半面マスク No.6)

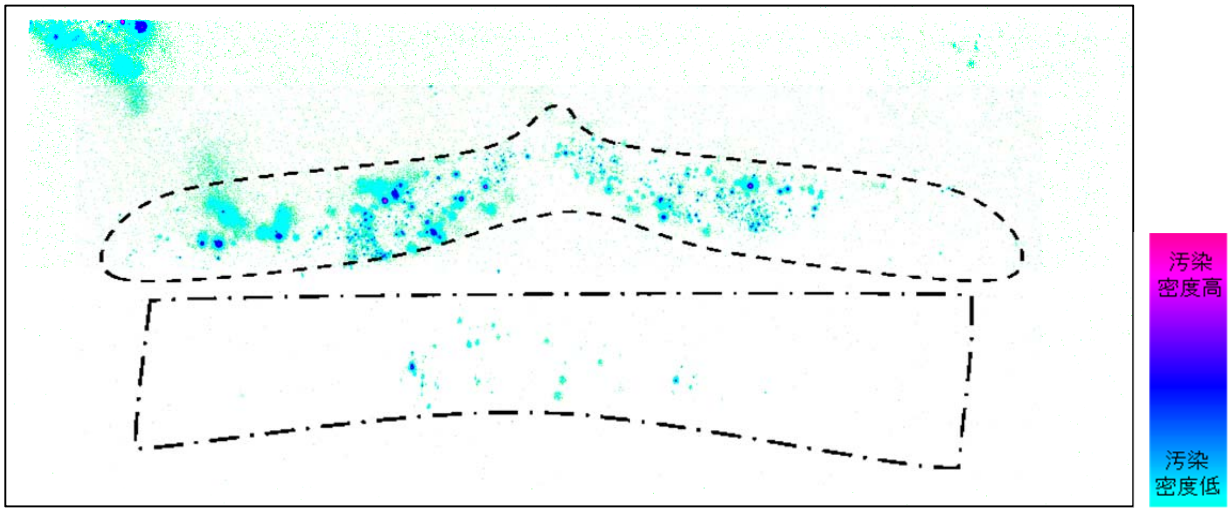


図 6.5.3-4-8　作業員 E の交換後半面マスク(半面マスク No.2)

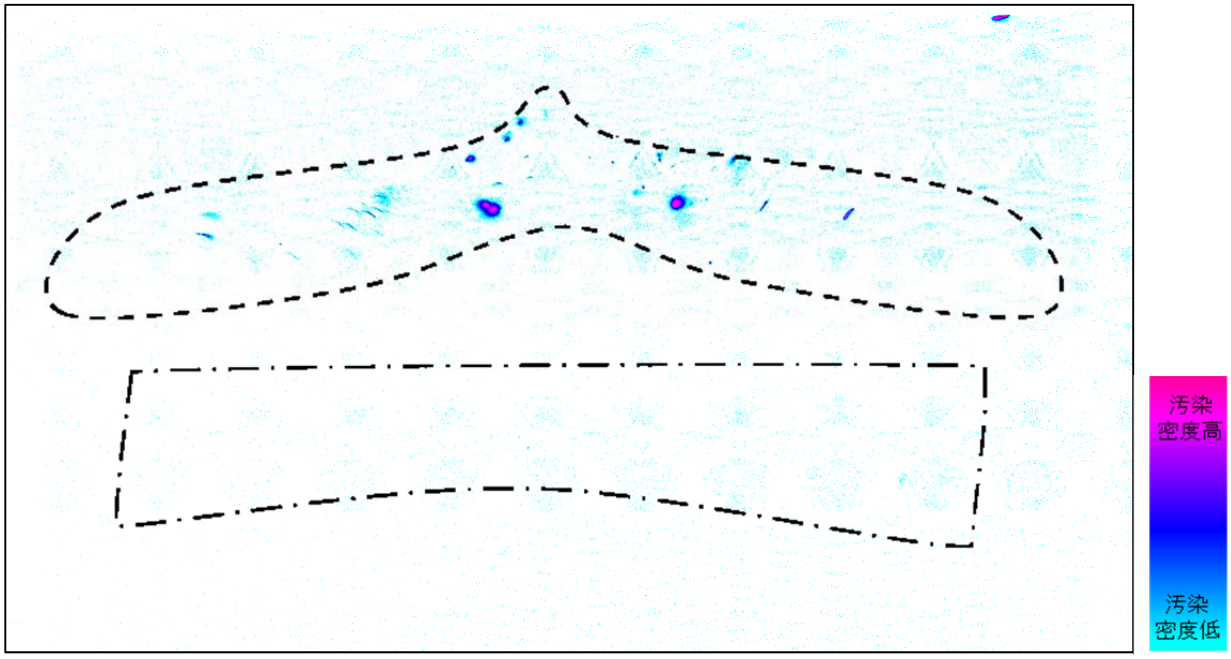


図 6.5.3-4-9　作業員の交換後半面マスク（着用者不明）(半面マスク No.1)

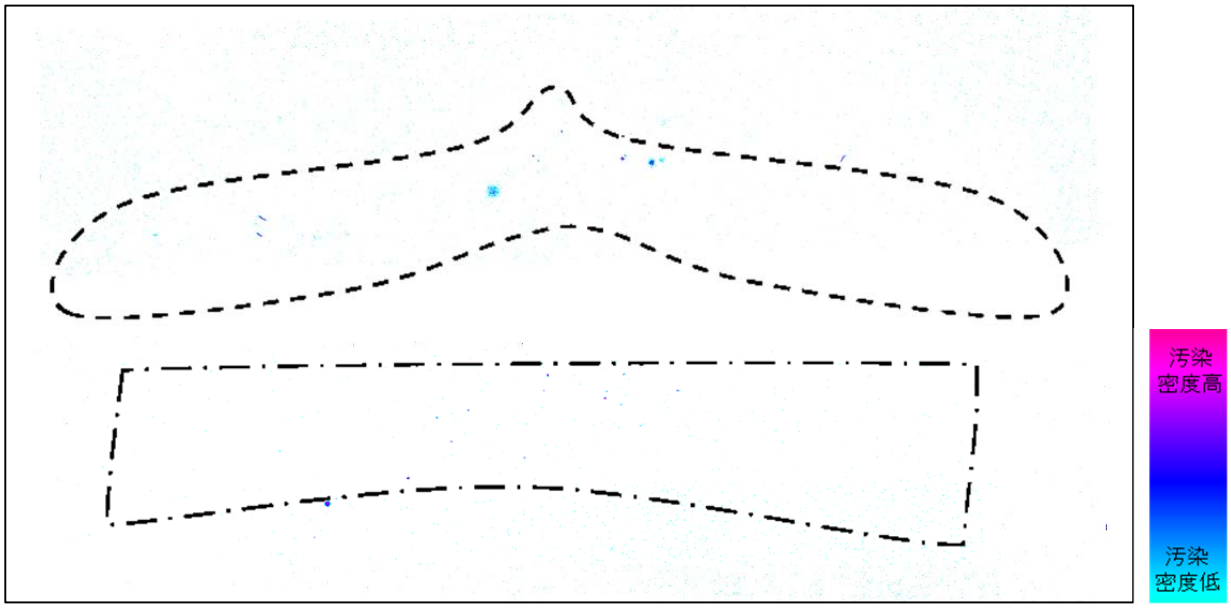


図 6.5.3-4-10　作業員の交換後半面マスク（着用者不明）(半面マスク No.3)

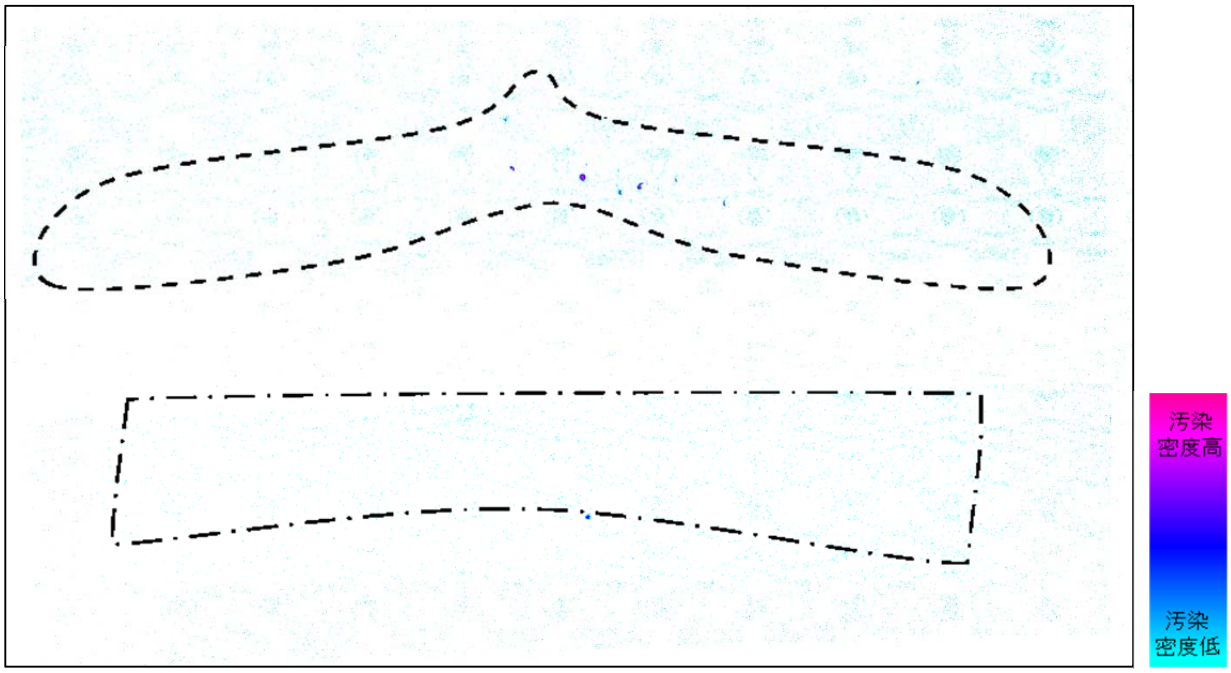


図 6.5.3-4-11　作業員の交換後半面マスク（着用者不明）(半面マスク No.4)

Ⅴ．ゲルマニウム半導体検出器による半面マスクのスミヤ試料及び吸・排気弁の測定結果

固体廃棄物前処理施設(WDF)において、半面マスクの面体接顔部の湿式スミヤ試料、フィルタカートリッジ内側の乾式スミヤ試料及び吸・排気弁のγ線スペクトルを測定した。

１．測定日　　平成 29 年 8 月 18 日～24 日

２．γ線スペクトルの測定

（１）測定器　ゲルマニウム半導体検出器

（２）測定試料

・顔面接触部の湿式スミヤ試料（各 7 枚）（半面マスク No.2,6,7,9 のみ）
・フィルタカートリッジ取外し部分の乾式スミヤ試料（各 2 枚）
・吸気弁（各 2 枚）　排気弁（各 1 枚）
※湿式スミヤ及び乾式スミヤ試料の採取箇所の詳細は図 6.5.3-5-1 及び図 6.5.3-5-2 のとおりである。

（３）測定対象：

① 作業員 A 作業時着用半面マスク（半面マスク No.8）
② 作業員 B 作業時着用半面マスク（半面マスク No.9）
③ 作業員 C 作業時着用半面マスク（半面マスク No.5）
④ 作業員 D 作業時着用半面マスク（半面マスク No.7）
⑤ 作業員 E 作業時着用半面マスク（半面マスク No.6）
⑥ 作業員 E 交換後半面マスク（半面マスク No.2）
⑦ 交換後半面マスク（着用者不明）（半面マスク No.1）
⑧ 交換後半面マスク（着用者不明）（半面マスク No.3）
⑨ 交換後半面マスク（着用者不明）（半面マスク No.4）

３．測定結果：測定結果を以下に示す。

３－１　作業員 A の作業時着用半面マスク(半面マスク No.8)の測定結果

・有意核種不検出

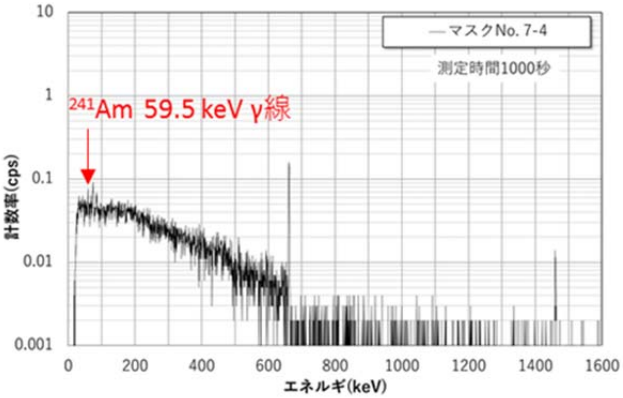
３－２　作業員 B の作業時着用半面マスク(半面マスク No.9)の測定結果

・有意核種不検出

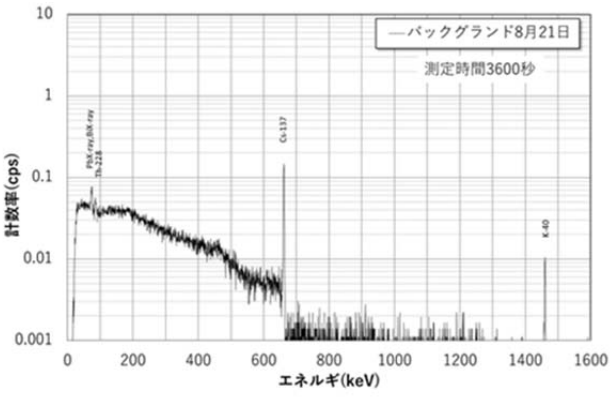
３－３　作業員 C の作業時着用半面マスク(半面マスク No.5)の測定結果

・有意核種不検出

３－４　作業員 D の作業時着用半面マスク(半面マスク No.7)の測定結果

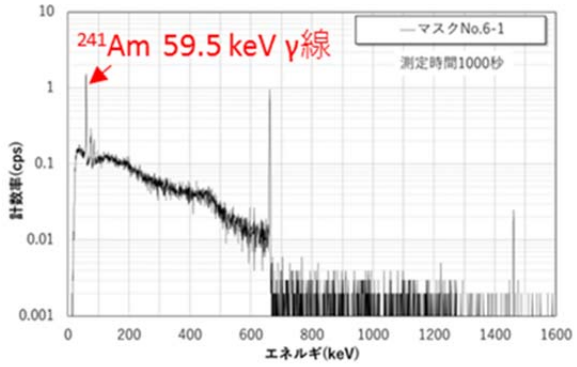


湿式スミヤ試料採取範囲 4（^{241}Am 検出）

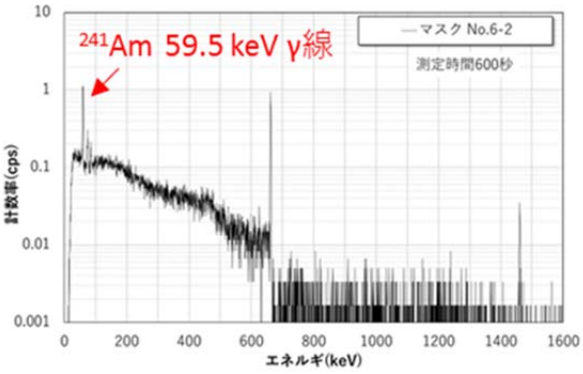


参考：BG 測定結果（8/21 測定）

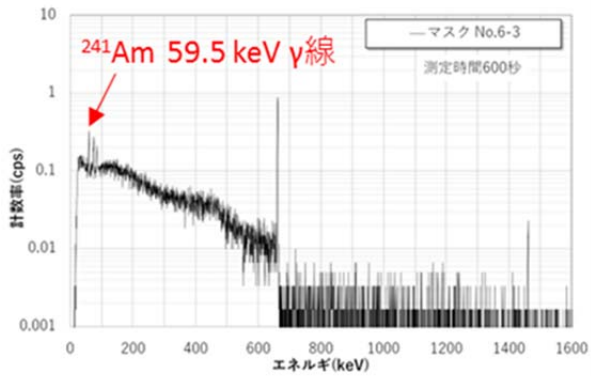
３－５　作業員 E の作業時着用半面マスク(半面マスク No.6)の測定結果



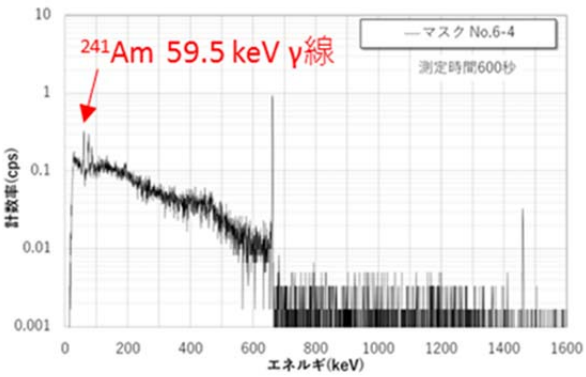
湿式スミヤ試料採取範囲 1（^{241}Am 検出）



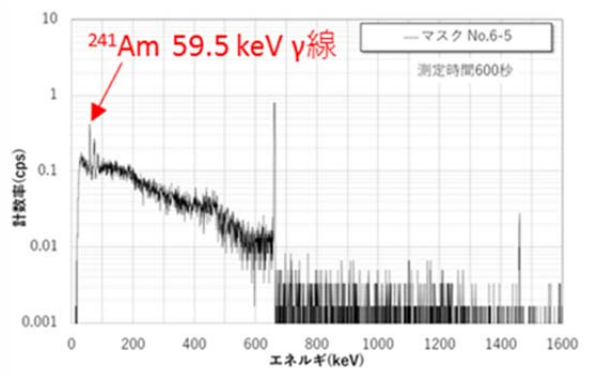
湿式スミヤ試料採取範囲 2（^{241}Am 検出）



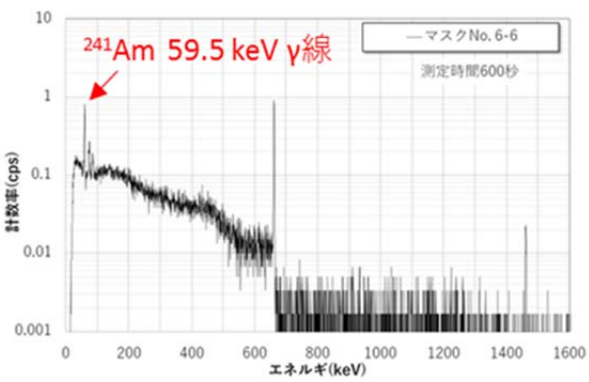
湿式スミヤ試料採取範囲 3（^{241}Am 検出）



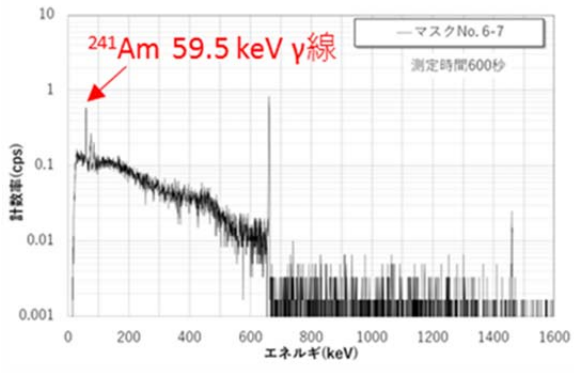
湿式スミヤ試料採取範囲 4（^{241}Am 検出）



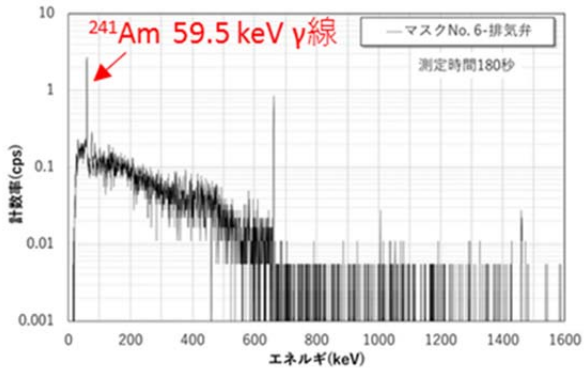
湿式スミヤ試料採取範囲 5（^{241}Am 検出）



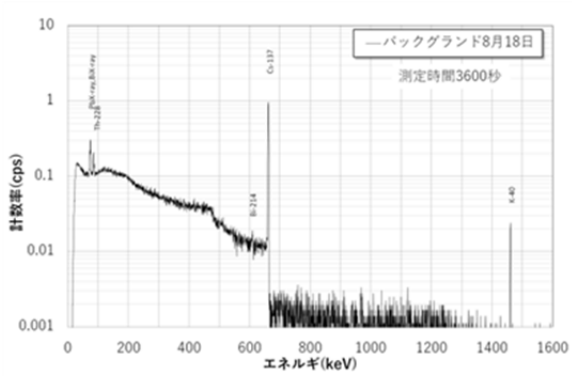
湿式スミヤ試料採取範囲 6（^{241}Am 検出）



湿式スミヤ試料採取範囲 7（^{241}Am 検出）

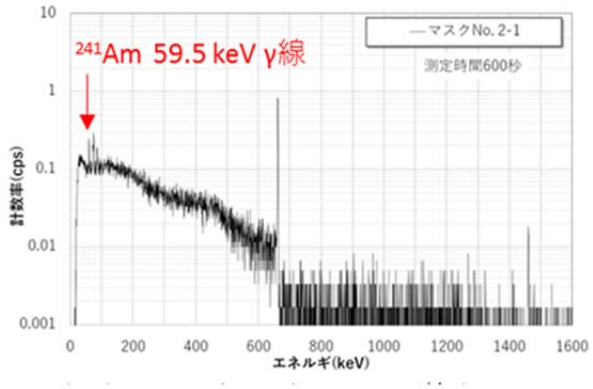


排気弁（^{241}Am 検出）

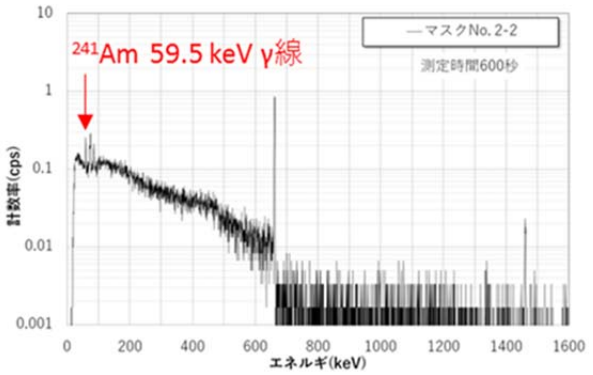


参考 : BG 測定結果（8/18 測定）

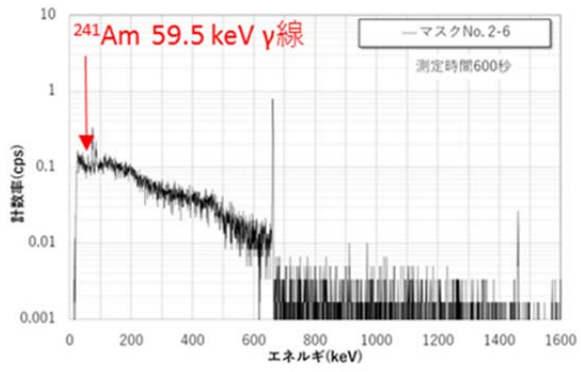
3－6　作業員 E の交換後半面マスク(半面マスク No.2)の測定結果



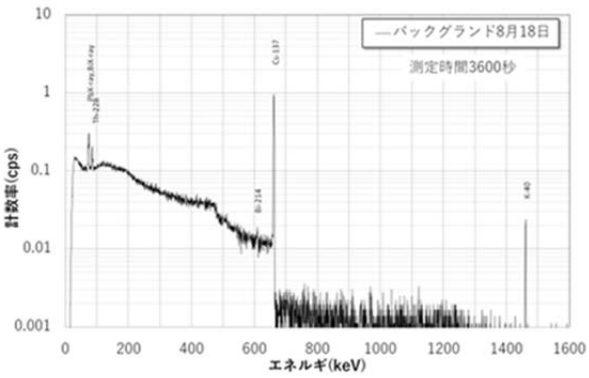
湿式スミヤ試料採取範囲 1（^{241}Am 検出）



湿式スミヤ試料採取範囲 2（^{241}Am 検出）



湿式スミヤ試料採取範囲 6（^{241}Am 検出）



参考：BG 測定結果（8/18）

3－7　作業員の交換後半面マスク(半面マスク No.1)の測定結果

・有意核種不検出

3－8　作業員の交換後半面マスク(半面マスク No.3)の測定結果

・有意核種不検出

3－9　作業員の交換後半面マスク(半面マスク No.4)の測定結果

・有意核種不検出

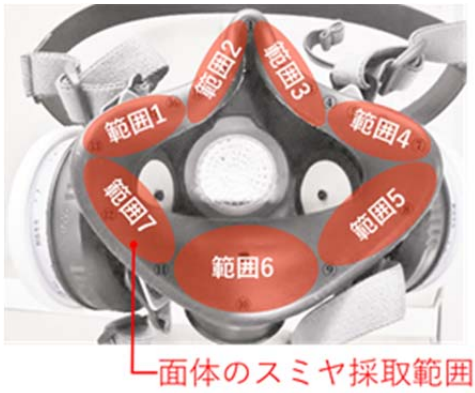


図 6.5.3-5-1　湿式スミヤ試料採取箇所



図 6.5.3-5-2　乾式スミヤ試料採取箇所

VI.　しめひもの調査

固体廃棄物前処理施設(WDF)において撮影した半面マスクの写真から、作業員の作業時着用マスクのしめひもの長さを算出した。各マスクについて複数枚の写真からしめひもの長さをそれぞれ算出し、その平均値、最小値及び最大値を求めた。また、しめひものよれの有無についても、撮影した半面マスクの写真と正常な状態の半面マスクとを比較することで判定し、総合的に状態を評価した。しめひもの観察結果を表 6.5.3-6-1 に、正常な状態のマスクとしめひもによれのあるマスクとの比較写真を図 6.5.3-6-1 に示す。

表 6.5.3-6-1 しめひも[注1]の観察結果

マスク識別	マスク No.	長さ[注2] 上段：平均値(cm) 下段：(最小値(cm)，最大値(cm))	よれの有無	状態の評価
作業員 A 作業時着用	8	21 (18.3 , 23.6)	有	やや不良
作業員 B 作業時着用	9	17 (16.1 , 17.2)	無	正常
作業員 C 作業時着用	5	19 (17.7 , 20.8)	有	やや不良
作業員 D 作業時着用	7	16 (16.1 , 16.3)	無	正常
作業員 E 作業時着用	6	16 (14.6 , 16.4)	無	正常

注 1　首下用、アジャスター無し。
注 2　約 17 cm 程度までを正常と判断した。



よれあり



正常

図 6.5.3-6-1　しめひもによれのあるマスクと正常なマスクとの比較

Ⅶ. 測定及び調査結果のまとめ

各測定及び調査の結果は以下のとおりである。

① 面体の接顔部の測定結果
- ペンシル型測定器、イメージングプレート及び湿式スミヤ法で測定した結果、いずれの方法でも同じ傾向の汚染分布であった。
- 作業中に着用していた半面マスクについては、作業員 B、C、D、E のマスクで面体の接顔部及びその内側の汚染が確認され、汚染侵入の痕跡と推定する。特に作業員 E の作業中に着用していた半面マスクは、左頬骨及び左下顎接触部分で高い汚染が確認され、また面体全体が広く汚染していた。作業員 A の作業中に着用していた半面マスクでは汚染は認められていない。
- 交換後の半面マスクについては、1 体について高い汚染があった。これは作業者 E が着用していたものと考えられる。その他の交換後のマスクの面体接顔部に顕著な汚染は認められなかった。

② フィルタカートリッジホルダー内側及び吸気弁上流側の測定結果
- 全ての半面マスクについて、フィルタカートリッジホルダー内側に汚染は認められなかった。
- 吸気弁上流側の測定結果については、作業員 C、E の作業中に着用していた半面マスクで僅かな汚染が認められたが、吸気による弁の動作により面体内の汚染空気に接触していたためと考えられ、フィルタカートリッジの健全性を否定するものではない。
- 以上のことから、全ての半面マスクについて、吸気中の汚染をろ過するフィルタカートリッジは健全であり、フィルタカートリッジを汚染が透過した可能性はないと考えられる。

③ 吸気弁下流側及び排気弁上流側の測定結果
- 吸気弁下流側及び排気弁上流側の測定結果では、作業員 C、D、E の作業中に着用していた半面マスクで汚染が確認された。半面マスク内に汚染が侵入していたと考えられえる。

④ 「しめひも」の調査結果
- 半面マスクの「しめひも」の状態については、作業員 B、D、E の作業中に着用していた半面マスクについては正常であったが、作業員 A、C の半面マスクについては伸縮性が弱まっていたことが観察された。

また、得られた半面マスクの調査結果を作業員ごとにまとめた結果は以下のとおりとなる。

- 作業者 A：作業中に着用していた半面マスクに汚染侵入の痕跡は認められない。しめひもに伸縮性の弱まっている状態が確認された。
- 作業者 B：作業中に着用していた半面マスクの接顔部に汚染が確認された。
- 作業者 C：作業中に着用していた半面マスクの接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に汚染が確認された。しめひもに伸縮性の弱まっている状態が確認された。
- 作業者 D：作業中に着用していた半面マスクの接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に汚染が確認された。
- 作業者 E：作業中に着用していた半面マスクの接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に高い汚染が確認された。面体接顔部の左頬骨及び左下顎接触部分で高い汚染が確認され、また面体全体が広く汚染している。交換後の半面マスクの面体接顔部にも汚染が確認された。

半面マスクの防護性能の調査について

1. 試験の目的

放射性物質の摂取に至った要因の推定に資するため、事象発生当時作業員が着用していた防じん用半面マスクの防護性能について、文献やメーカー情報では把握できなかった事項（面体と顔面の密着性、飛散した粒子の面体への侵入及び顔面の汚染の面体への侵入）を実験により評価する。

2. 試験に係る共通項目

(1) 使用資機材

①フィッティングテスター（図 6.5.4-1）：柴田科学株式会社製　MT-03 型

検出部に光散乱方式パーティクルカウンターを使用し、面体外（装置本体設置場所）及び面体内の空気中の一定体積中に存在する、あらかじめ定められた、試験対象とするマスクのフィルタ性能を基にフィルタ部を通過しない程度の粒子径以上の粒子の個数を計数し、両者の値の比を漏れ率として算出・表示する。

例えば、核燃料サイクル工学研究所においては半面マスクを新たに貸与する者を対象としたマスクマンテストに本装置を使用している。対象とする半面マスクの指定防護係数は 10、すなわち想定される面体の漏れ率は約 10 %である[1]が、マスクマンテストにおける漏れ率に対する合格基準は 5%としている。また、さらなる密着性の向上を目的として、0.5%を目安にマスクサイズの調整及び装着方法（面体の位置、しめひもの調整等）の指導を行っている。



図 6.5.4-1
フィッティングテスター

②半面マスク

・MSA 製カムホエリート（事象発生時に作業員が着用していたものと同型のもの）

(2) 試験時の注意事項

・装着完了後は半面マスクに触れない（やむを得ず触れた場合は記録する。）。
・着用中の通常の会話は制限しない。
・テスト直前の喫煙は禁止する。

3. 試験 1 面体と顔面の密着性に係る試験

(1) 試験の目的

・半面マスクを数時間着用した場合の密着性の変化の有無・程度を調査する。
・しめひもの伸縮性の良否の影響を確認する。

[1] JIS T 8510-2006 によれば、防護係数は面体等の漏れ率（%）とフィルタの透過率（%）の和の逆数に 100 を乗じた値と定義されている。当該半面マスクのフィルタの粒子捕集効率は 99.9%以上と規定されていることから、フィルタの透過率を 0%とすると、漏れ率は 10%となる。

(2) 試験方法

①被検者に通常と同様の方法でマスクを装着させる。ただし、しめひもの伸縮性が弱まっている半面マスクを装着する場合は通常より締め付けを強くし、漏れ率が小さくなるように調整する。使用したマスクの状態を図 6.5.4-2 に示す。

②フィッティングテスターの試験用ガイドを顎に装着する。

③上記の状態で 30 分ごとにフィッティングテスト（下記 5 項目）を実施する。調査開始時（t = 0 分）を含み、計 8 回実施（着用時間が約 3.5 時間）。ただし短時間で漏れ率が大幅に大きくなった者については、その時点で試験を終了する。

・試験項目：深呼吸、顔のしかめ、会話（五十音発声）、上下首振り、左右首振り



図 6.5.4-2　試験に使用した半面マスク
（しめひもの伸縮性　左：良、中：やや不良、右：不良）

(3) 結果

半面マスク着用時間の経過に伴う漏れ率調査のフィッティングテスト実施結果の概要を表 6.5.4-1 に示す。試験番号１～２の結果から、顔をしかめるなどの動きによって一時的に密着性が低下することがあったが、経時的に密着性が低下することはなかった。試験番号３～４の結果から、しめひもの伸縮性が弱いマスクであっても、通常より締め付けを強くして装着すれば数時間着用しても発汗やしめひもの緩みによる密着性の低下は少なく、期待する防護性能が維持されることを確認した。試験番号５の結果から、伸縮性の十分なしめひもを使用している時と同程度の締め具合で装着した場合は、会話、表情の大きな変化、頭部の運動（首を振る等）で密着性が低下することを確認した。

表 6.5.4-1　面体と顔面の密着性に係る試験結果

試験番号	しめひもの伸縮性	試験開始時漏れ率(%)	結果	その他（特徴など）
1	良	0.00	顔をしかめた際の漏れ率が一時的に 26%になった。その他の試験項目については全て 10%以下を満足した。	顔小さめ、鼻低め
2	良	0.14	全ての試験項目について 10%以下を満足した。	顔大きめ、汗かき
3	やや不良	0.05	全ての試験項目について 10%以下を満足した。	鼻高め
4	不良	0.27	全ての試験項目について 10%以下を満足した。	
5	不良	0.97	深呼吸以外の全ての試験項目で漏れ率 10%を超え、顔を上下左右に動かした際は 13%になった。	試験開始直後から漏れ率が大きかったことから、1 時間で試験を終了した。

4. 試験 2 飛散した粒子の面体への侵入に係る試験

(1) 試験の目的

飛散した粒子が面体接顔部から侵入するか否かを調査する。

(2) 試験方法

・被検者（同一人物）は試験開始時の漏れ率を 0.1%と 3%程度となるよう調整して半面マスクを装着する。

・半面マスクを着用した被検者に粉末状食用色素（食紅等）を吹きつける（図 6.5.4-3)。このとき被検者は、しかめ面で顔を右に動かす。



図 6.5.4-3 粉末吹き付けの様子

・目視及び綿棒やワイプによる拭き取りにて、半面マスク面体の接顔部及び被検者顔面の粉末の飛散・付着等の状況を確認する。

(3) 試験結果

密着度低(漏れ率 2.4%)の場合に、面体内部までの粉末の侵入を確認した。密着度高(漏れ率 0.1%)の場合、侵入は確認できなかった。

5. 試験 3 顔面の汚染の面体への侵入に係る試験

(1) 試験の目的

汗により顔面の汚染が面体接顔部から侵入するか否かを調査する。

(2) 試験方法

①試験条件

試験 2 に同じ、被検者も同一人物

②試験方法

・マスク着用開始 30 分後、粉末状食用色素を面体接顔部付近に付着させ、その後霧吹きで水（約 1cc）をかける（汗を模擬)。更に 5 分後、再度水（約 1cc）を吹きかける。

・以後、多少の会話や表情の変化（しかめるなど）をしながら待機し、顔面の粉末の状態の経時変化を観察する。

(3) 試験結果

密着度低（漏れ率 3%）の場合、水の吹き付けから約 5 分後の観察で、面体内部までの侵入を確認した（図 6.5.4-4)。密着度高（漏れ率 0.1%）では水の吹き付けから約 20 分経過後の観察でも侵入は確認できなかった（図 6.5.4-5)。

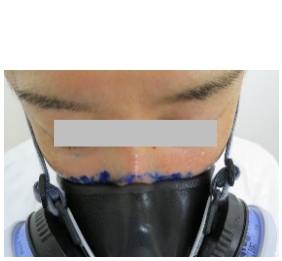




図 6.5.4-4 水分による侵入の確認結果

（漏れ率高、左:粉末+水分付着直後、右:5 分後）

⇒ 侵入有





図 6.5.4-5 水分による侵入の確認結果

（漏れ率低、左:粉末+水分付着直後、右:20 分後）

⇒ 侵入無

6. まとめ

面体と顔面の密着性に係る試験では、伸縮性が弱まったしめひものマスクでも通常より締め付けを強くして装着した場合、着用中に防護性能が著しく低下することはないことを確認した。また、伸縮性に問題のないしめひもを使用している時と同程度の締め具合で装着した場合は、会話、表情の大きな変化、頭部の運動（首を振る等）で密着性が低下することを確認した。

飛散した粒子の面体への侵入に係る試験及び顔面の汚染の面体への侵入に係る試験では、漏れ率が0.1%程度の場合は飛散した粒子も顔面の汚染も面体内部に侵入することはなかったが、 3%程度でも飛散粒子や汚染が侵入することを確認した。この 3 %という値は、半面マスクの指定防護係数（10）から想定される漏れ率（10 %）より十分低い値である。

樹脂製の袋の破裂に係る基本事象ごとの評価内容詳細

①α 崩壊による He ガス
②混入有機物
③ポリ容器
④混入水分
⑤容器内物質間の化学反応（ガス及び熱）
⑥爆発性物質の爆発（ガス及び熱）
⑦可燃性ガスの燃焼・爆発（ガス及び熱）
⑧臨界発生（ガス及び熱）
⑨崩壊熱
⑩夏期の高温
⑪不適切な溶着
⑫封入時の傷等
⑬樹脂製の袋のα線による劣化
⑭樹脂製の袋のγ線による劣化
⑮樹脂製の袋のβ線による劣化
⑯樹脂製の袋の熱劣化
⑰樹脂製の袋の経年劣化
⑱当時の樹脂製の袋の品質
⑲ポリ容器放射線劣化
⑳ポリ容器内突起物混入による損傷
㉑貯蔵容器開封時の傷等

①「α 崩壊による He ガス」

1. 確認・調査事項

貯蔵期間（平成 3 年 10 月～平成 29 年 6 月、ないしは平成 8 年 7 月～平成 29 年 6 月）中に、貯蔵容器内に存在する核燃料物質の α 崩壊で生成される He ガス量を計算により導出し、樹脂製の袋の内圧上昇に対する寄与程度を評価する。

2. 確認調査方法・内容

貯蔵容器内に貯蔵されていた核燃料物質の α 崩壊で生成されるα粒子が全て He ガスになるとして*1、He ガス量と貯蔵容器内の発生気体滞留可能体積とを比較することにより、貯蔵容器内圧上昇へ及ぼす影響の程度を評価する。

*1）発生する He ガス量を保守的に見積もる（多めに見積もる。）ため、α粒子が全て He ガスになると仮定した。

3. 確認・調査結果

3.1 発生気体滞留可能領域の体積

核燃料物質のα崩壊により生成した He ガスは、貯蔵容器内の空間領域（以下「発生気体滞留可能領域」という。）に滞留することになるため、はじめに当該領域の体積を導出した。

発生気体滞留可能領域は、貯蔵容器の内容積からポリ容器の体積及び樹脂固化物の体積を減じて求められる。

・貯蔵容器の内容積 $= (13/2)^2 \times \pi \times 28.7 + (10/2)^2 \times \pi \times 1.5$

$= 3927\ [cm^3]$

・ポリ容器の体積 = ポリ容器の外容積 − ポリ容器の内容積

$= (9.4/2)^2 \times \pi \times 23 - (9.2/2)^2 \times \pi \times 22.8$

$= 81\ [cm^3]$

・樹脂固化物の体積 $= 360\ [cm^3]$*2

・発生気体滞留可能体積 $= 3927 - 81 - 360$

$= 3486\ [cm^3] \rightarrow 3.5\ [L]$

なお、発生気体滞留可能領域体積は、以降の確認・調査においても上記の 3.5 [L]を用いる。

*2）添付 6.4.5 の「比較的形状を保持している樹脂固化物 51 個」の観察結果より、樹脂固化物の比重は約 [redacted] と推定され、ポリ容器内にある樹脂固化物の重量が [redacted] g であることから、その体積を 360 cm^3 とした。

3.2 貯蔵期間中にα崩壊で生成される He ガス量

5 種の Pu 組成（A 組成～E 組成）について、各々を天然ウランと混合させた条件で、ORIGEN2 コード[1]と JENDL-4.0[2]により以下 2 期間に生成される He ガス量を求めた。

・貯蔵容器への貯蔵 ～ 梱包更新（平成 3 年 10 月～平成 29 年 6 月）

・梱包更新 ～ 樹脂製の袋の破裂（平成 8 年 7 月～平成 29 年 6 月）

He ガス量計算結果を表①-1 に示す。特に、梱包更新から樹脂製袋の破裂までの貯蔵期間（平成 8 年 7 月～平成 29 年 6 月）の He ガス量については、Pu が全て A 組成であった場合に最も大きく、次のとおりとなった。

核物質防護上の観点から■の箇所は非開示としています。

・He 重量：2.25×10^{-3} g

・He の標準状態での体積：12.6 mL

4. 評価結果

梱包更新から樹脂製袋の破裂まで（平成 8 年 7 月～平成 29 年 6 月）の貯蔵期間中に核燃料物質の α 崩壊で生成される He ガス量は、Pu 組成が最も保守的とした場合（He ガス発生量を多く見積もるケースで、Pu が全て A 組成の場合）でも 12.6 mL と評価され、貯蔵容器内の発生気体滞留可能体積 3.5 L に比して 0.4 %(≒0.0126/3.5×100)以下と極めて小さく、樹脂製の袋の内圧上昇への寄与も極めて小さいと考えられる。

5. 参考文献

[1] M. J. Bell, “ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code”, ORNL-4628, 1973.

[2] 奥村啓介ら, “JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット:ORLIBJ40”, JAEA-Data/Code 2012-032, 2013

表①-1　貯蔵容器内の核燃料からのヘリウム発生量計算結果

Pu 組成	He 生成量			
	貯蔵容器への貯蔵 ～ 梱包更新（平成 3 年 10 月～平成 8 年 7 月）		梱包更新 ～ 樹脂製の袋の破裂（平成 8 年 7 月～平成 29 年 6 月）	
	[g]	[mL]	[g]	[mL]
A 組成	4.53×10^{-4}	2.5	2.25×10^{-3}	12.6
B 組成	2.09×10^{-4}	1.2	9.43×10^{-4}	5.3
C 組成	3.45×10^{-4}	1.9	1.64×10^{-3}	9.2
D 組成	4.61×10^{-4}	2.6	2.22×10^{-3}	12.4
E 組成	2.03×10^{-4}	1.1	9.20×10^{-4}	5.2

②「混入有機物」

1. 確認・調査事項

ポリ容器内の核燃料物質が有機物と混在している場合、放射線から付与されるエネルギーにより化学結合が切断され、水素や炭化水素（C-H）等の種々のガスが発生する。固体中で発生したα線（He イオン）の飛程は、アクチノイド化合物中で 10 μm 程度、有機物中でも 100 μm 以下と考えられ、α崩壊のエネルギー（5 MeV～）のほとんどを固体に付与することから、γ線によるエネルギー付与に比べて格段に大きい。

当該貯蔵容器には、内容物の観察の結果、X 線回折測定済試料としてエポキシ樹脂と混合されたままの核燃料物質が含まれていたことから、エポキシ樹脂のα線分解によるガス発生に関して、試験及び計算によりガス発生量を評価した。

2. 確認調査方法・内容

調査方法は、(1) α崩壊の半減期の短い Cm-244 を含有した酸化物粉末（以下「Cm 粉末」という。）とエポキシ樹脂を混合し、α線分解による樹脂の重量減少と密閉状態でのガス発生による内圧上昇を直接的に観察する方法と、(2) エポキシ樹脂にα線を模擬した He イオンを照射し、発生するガスを定量分析することで、G 値（エネルギー付与 100 eV 当たり発生するガス分子数）を評価した上で、核燃料物質の粉末とエポキシ樹脂の混合物から発生するガス量を算出する方法の 2 種類を用いた。

なお、確認のため、(3) エポキシ樹脂へのγ線照射によるガス発生の G 値も試験により評価し、α線による寄与と比較検討した。

(1) Cm 粉末を用いたエポキシ樹脂のα線分解試験の方法

使用した Cm 粉末は、Cm-244（半減期 18.1 年）とその娘核種（Pu-240）からなる二酸化物粉末である。この粉末を乳鉢で粉砕し、2 液混合型のエポキシ樹脂系接着剤と所定の比率で混合・固化した試料を 2 個作製した。混合組成は表②-1 のとおりである。

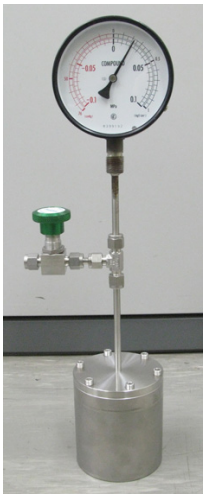
表②-1　Cm 粉末とエポキシ樹脂の混合組成

試料名	エポキシ樹脂重量（mg）			Cm 粉末重量（mg）	Cm 粉末含有率（%）
	主剤	硬化剤	樹脂合計		
A	56.35	60.07	116.42	-	-
B	75.75	75.76	151.51	19.36	11.33
C	116.77	114.20	230.97	28.63	11.03

アルゴン雰囲気（水分濃度 2 ppm 以下）のグローブボックス中で、試料 B は開放状態で毎日重量を測定し、エポキシ樹脂の分解による重量減少率を算出した。試料 A（エポキシ樹脂のみ）は、B の参照用として同様に毎日重量測定し、樹脂のみで変化があるかの確認用に用いた。試料 C は、図②-1 に示す圧力計付きの密閉容器（有効内容積 194 mL）にグローブボックス中と同じアルゴン雰囲気下で密閉し、ガス発生による圧力上昇値を毎日記録した。図②-1 には、試料 A～C の作製時の外観写真も示す。



左から試料A、B、C
（ステンレス鋼製の皿の中で混合・固化）



圧力計付き
密閉容器の外観

図②-1　Cm 粉末とエポキシ樹脂の固化試料外観（左）と圧力計付き密閉容器

(2) エポキシ樹脂への He イオン照射による発生ガス分析方法

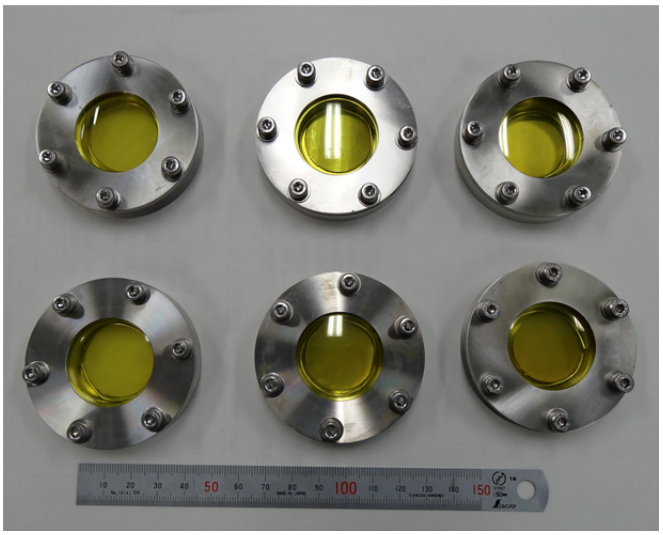
(a) 試料準備

(1)で用いたものと同じ 2 液混合型のエポキシ樹脂系接着剤の主剤及び硬化剤を１：１で混合し、直径 26 mm のステンレス鋼製円盤に塗布して厚さ数 100 μm に固化したものを試料として用いた。また、実環境と同じ大気中でのα線照射を模擬するため、ステンレス鋼製の大気照射セルを利用した。このセルのビーム入射部は、7.5 μm 厚のカプトン製フィルムで、大気中に取り出した He イオンを照射することが可能な構造となっている。図②-2 に大気照射セルの写真を示す。

(b) He イオン照射及び発生水素量分析

量子科学技術研究開発機構　量研　高崎研 TIARA のタンデム加速器を利用して、α粒子を模擬した 5.5 MeV の He イオンを試料に照射し、発生したガスの成分を四重極質量分析器（Q-Mass）で測定した。

大気環境を模擬する大気照射セルへの He イオン照射を行った。タンデム加速器で 9 MeV に加速された He イオンを利用し、大気取り出し窓と空気中でのエネルギー減衰により、5.5 MeV に減衰した He イオンを試料に照射した。照射後、セル内の気体を水上置換により捕集し、ガスクロマトグラフにより発生ガス量の評価を行った。分析ガス種に関しては、高分子の放射線分解生成物で過半を占める水素に対して行った[1]。



図②-2　大気照射セルの写真
（セル内にエポキシ樹脂試料を設置し、１気圧の空気で満たされている）

(3) エポキシ樹脂のγ線照射による G 値（ガス発生量）の評価試験方法

(a) 試料準備

(1)で用いたものと同じ 2 液混合型のエポキシ樹脂系接着剤の主剤及び硬化剤を１：１で混合し、ポリプロピレン製クリアファイルに塗布して厚さ約 1 mm の板状に固めた後、剥がして、約 1 cm 角の正方形に切断した。切断した試料は予備照射を行うものと予備照射を行わない試料に分けた。

(b) γ線照射及び発生水素量分析

量研　高崎研の食品照射棟第 2 セルにて、6 kGy/h で 60 時間の予備照射を行った。予備照射ありの試料と照射なしの試料をそれぞれガラス瓶に入れてゴム栓で密封し、0.76、1.6、2.8、3.6 kGy/h の 4 条件のγ線照射線量率にてそれぞれ 3.5 時間、室温で照射した。試料数は予備照射あり、なしともに 1 個とした。

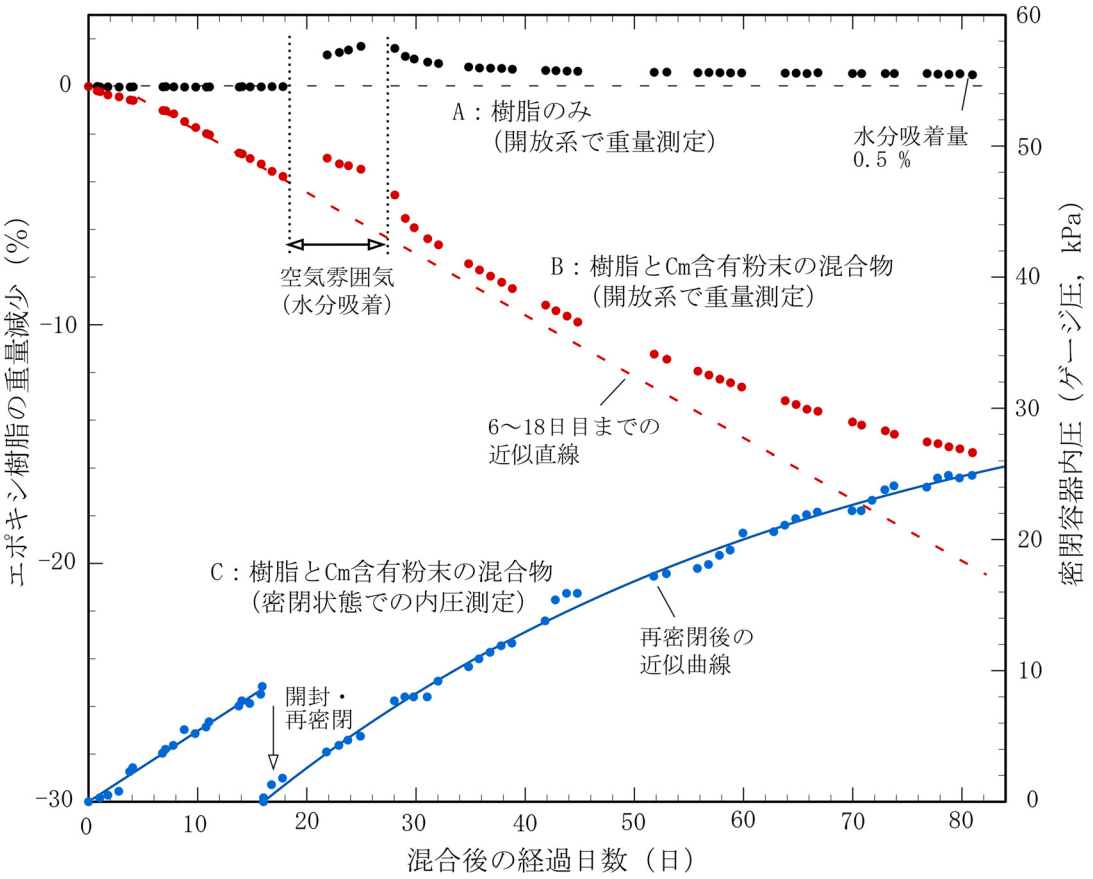
照射後、シリンジでガラス瓶内のガスを取り出し、ガスクロマトグラフを用いて水素発生量を定量分析した。

3.　確認・調査結果

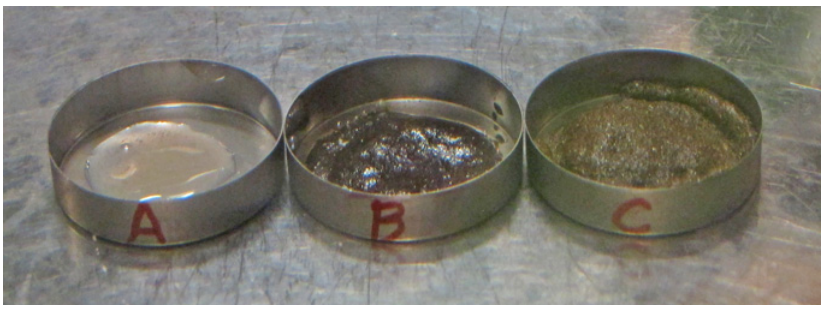
(1) Cm 粉末を用いたエポキシ樹脂のα線分解試験の結果

試料 A、B の樹脂の重量変化率と試料 C の密閉容器の内圧変化の測定結果を図②-3 に示す。試験開始後 16 日目に一度密閉容器を開封して試料 C を取り出し、重量を測定した。グラフ上 16 日目までは、試料 B のエポキシ樹脂重量変化と試料 C の密閉容器内圧変化は、経過時間に対してほぼ比例していることを確認した。グラフの経過時間（16 日間）において、試料 A（エポキシ樹脂のみ）の重量減少は 0.03 %未満で無視できる値であるのに対し、開放系に保持した試料 B のエポキシ樹脂の重量減少率は 3.3 %（4.93 mg）と有意な値であり、α線による分解が起こっていたことを裏付けている。一方、試料 C の密閉容器内圧は 16 日間で 8.6 kPa 上昇した。この内圧上昇をガス発生量に換算すると、6.75×10^{-4} mol となり、標準状態換算で 15.1 mL に相当する。密閉容器の開封直後に試料 C の重量を測定したところ、エポキシ樹脂の重量減少率は 0.68 %（1.58 mg）であり、同じ経過時間の試料 B に比べて約

1/5 と小さい値であった。試料 B の外観と比べて、密閉されていた試料 C は樹脂が全体的に膨張していた（図②-4）ことから、密閉の加圧下では、樹脂内で発生したガス分子が外部に放出されにくく、樹脂内でミクロな気泡を形成していることが示唆される。試料 C のガス発生量と重量減少から、ガス種を水素とメタンの 2 種混合と仮定して組成を概算評価し、97 %が水素、3 %がメタンとの結果を得た。



図②-3　Cm 粉末と混合したエポキシ樹脂の重量変化率と密閉状態の内圧変化



図②-4　16 日目に密閉容器から取り出した試料 C（右端）と解放状態にあった試料 A、B の比較

試料 C の重量測定後に再び密閉状態とし、内圧変化の測定を 81 日目まで継続した。その間、一時的にグローブボックスの雰囲気を空気としたため、開放系にあった試料 A と B は水分吸着により重量が一時的に増え、再びアルゴン雰囲気にした後も完全には元の重量に戻らなかった。平衡状態で試料 A には 0.5 %の水分が吸着していた。グラフ上、40 日目以降から試料 B の重量減少、試料 C の内圧上昇

ともに、明らかに変化が鈍ってくる傾向を確認した。内圧上昇により、発生したガスが樹脂の外へ放出されにくくなっていることに加え、開放系での重量減少も鈍っていることから、粉末粒子周辺の樹脂の分解が進んだことによりガスが発生しにくい状態へと次第に変化していると考えられる。長期間の変化では、いずれガス発生源がなくなり内圧は一定値に飽和するとの推測から、16 日目以降の内圧上昇に対して以下に示す指数関数を当てはめ、近似曲線を得た。

$$\Delta P = A[1-\exp[-B(t-16.03)]]$$

上式で ΔP は内圧上昇（kPa)、t は経過時間（日)、A と B はデータへのフィッティングで得られる定数であり、A は内圧上昇の飽和値を、B は飽和に至る時定数を意味している。A 値として 34(kPa)、B 値として 2.0×10^{-2}（1/日)を得た。

なお、式中の 16.03 は、16.03 日時点で再密閉したことを意味する。

Cm 粉末とエポキシ樹脂の混合物からのガス発生データから、貯蔵容器内の樹脂固化物からのガス発生量を評価するに当たり、粉末の粒子径が異なるため直接当てはめることはできない。添付 6.4.6 から、樹脂固化物内の粉末の平均粒子径が 22 μm と 36 μm であったのに対し、Cm 粉末は酸溶液からの沈殿で生成されているので数 μm 程度の微細な粉末と推測される。そのため、Cm 粉末のデータから、貯蔵容器内の樹脂固化物の状況に見合ったガス発生の G 値を以下のとおり評価した。

貯蔵容器内の樹脂固化物は、固化から貯蔵開始までに 8 年程度解放状態で保持されている。Cm 粉末の実効崩壊定数 1.90×10^{-10} s^{-1} に対し、添付 6.4.4 の表 6.4.4-2 に示した貯蔵容器内の Pu の推定同位体組成の実効崩壊定数は 2.11×10^{-12} s^{-1} であるので、Cm 粉末の方が 90 倍大きい。したがって、平成 3 年の貯蔵開始から平成 29 年の開封までの 26 年間は、グラフ上の 32 日目から 138 日目までの状態に概ね対応していると考えることができる。

近似曲線からの外挿により、32 日目から 138 日目までの密閉容器内圧変化は、9.3 kPa から 31.1 kPa に相当し、この間の正味のガス分子発生数を 1.3×10^{21} 個と算出した。一方、この期間の Cm 粉末の α 崩壊数は 1.10×10^{17} 個である。これらの数値から G 値を評価する際に、粉末粒子内で減衰する α 線エネルギーの効果を考慮する必要がある。表②-2 は、粒子内で発生する全 α 線エネルギーのうち粒子外（エポキシ樹脂）に付与される割合を、粒子径をパラメータとして PHITS（Particle and Heavy Ion Transport code System）コード[2]で計算した結果である。この割合を α 崩壊数に乗じ、エポキシ樹脂に付与される実質的なエネルギーの補正を行なった結果、26 年間の貯蔵期間に相当する平均の G 値として、Cm 粉末の粒子径 4 μm を仮定した場合に 0.18、10 μm を仮定した場合に 0.23 の値を得た。

表②-2　粒子内で発生する α 線エネルギーのうち粒子外に付与されるエネルギーの割合

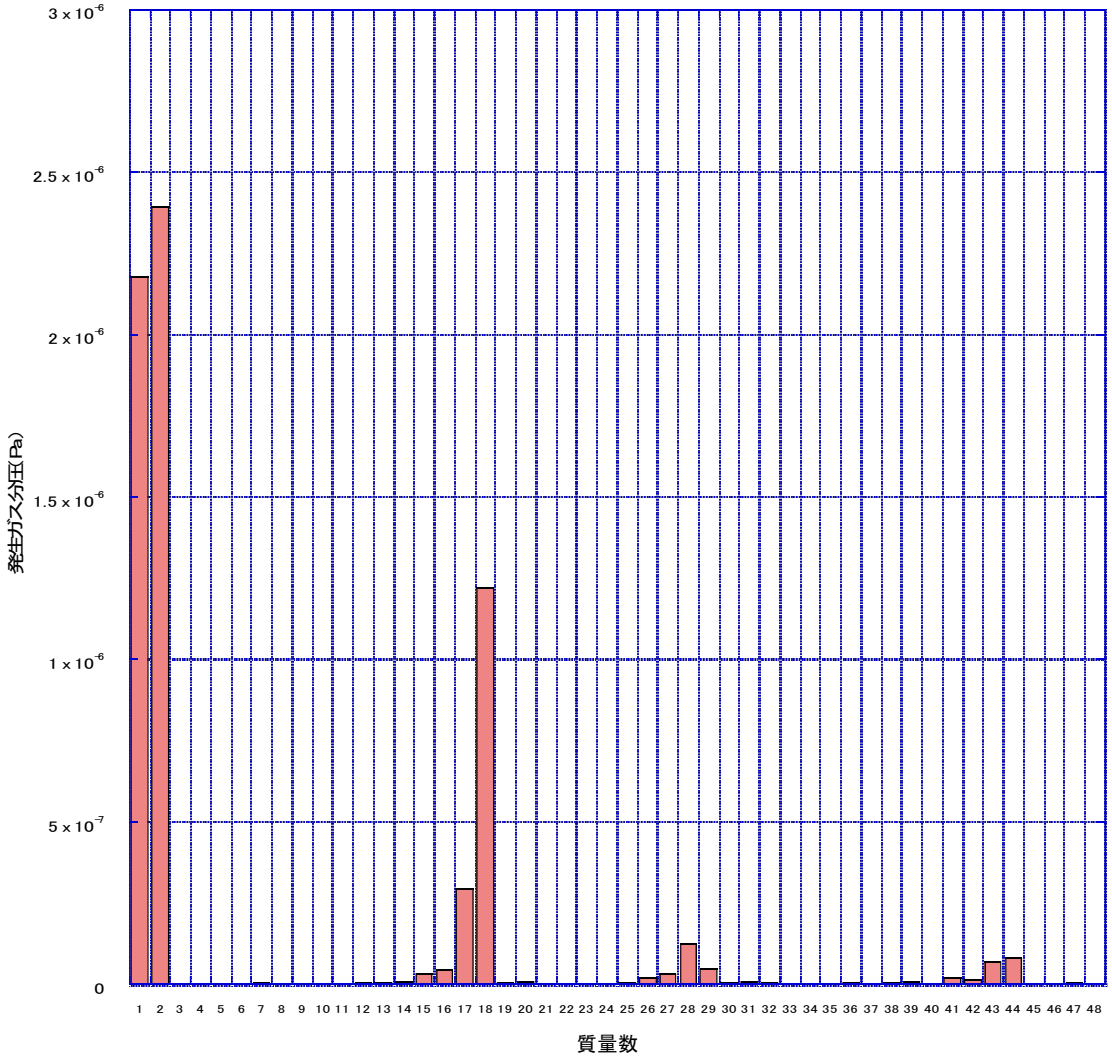
粒子直径（μm）	粒子外に付与されるエネルギーの割合 F_α
4	0.889
10	0.701
20	0.425
30	0.293
35	0.231

(2) He イオン照射による水素ガス発生の G 値の評価結果

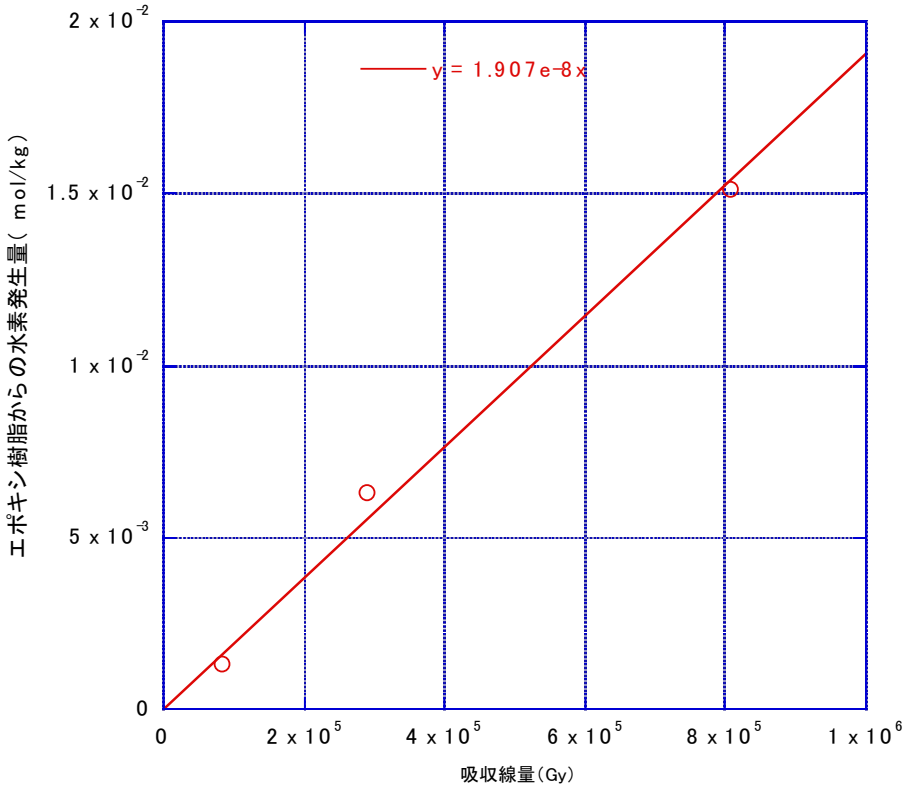
5.5 MeV の He イオン（ビーム電流：約 5 e nA）をエポキシ樹脂試料に照射し、その際に発生したガ

スの分圧を Q-Mass で測定した結果を図②-5 に示す。水素（質量数 1, 2）のほか、水とその分解物（質量数 17, 18）が多く発生していることが判る。前者に関しては、樹脂材料が分解した際に発生する水素であり、後者に関しては試料表面に吸着していた水と推察される。その他、放射線分解で発生する分子としては、一酸化炭素（質量数 28)、メタンとその分解物（質量数 14, 15, 16)、エチレンとその分解物（質量数 26, 27, 28）があるが、試料表面に吸着していた窒素（14, 28)、酸素（質量数 16, 32）の質量数と一部が同じであるため定量は難しい。また、二酸化炭素（質量数 44）の発生も確認した。表面吸着ガスの影響があるため、保守的な評価になるが、全圧から水（質量数 17, 18）と水素イオン（質量数 1）の分圧を除き、水素発生量の割合を評価すると 83 %となる。

He イオン（照射クーロン数：約 1.4 μC～ 14 μC）照射後の大気照射セル内の気体をガスクロマトグラフで測定した結果を図②-6 に示す。イオン照射による吸収線量は、84 kGy～810 kGy で、水素ガス発生量としては、エポキシ樹脂に対して 1.9×10^{-8} mol/J が得られた。この値を G 値に換算すると 0.18 となる。水素発生量が全ガス発生量の 83 %であることから、全ガス発生に対する G 値は、簡易的に 0.18 ×100/83＝0.22 となる。



図②-5　エポキシ樹脂に対する He イオン照射時の発生ガス質量スペクトル



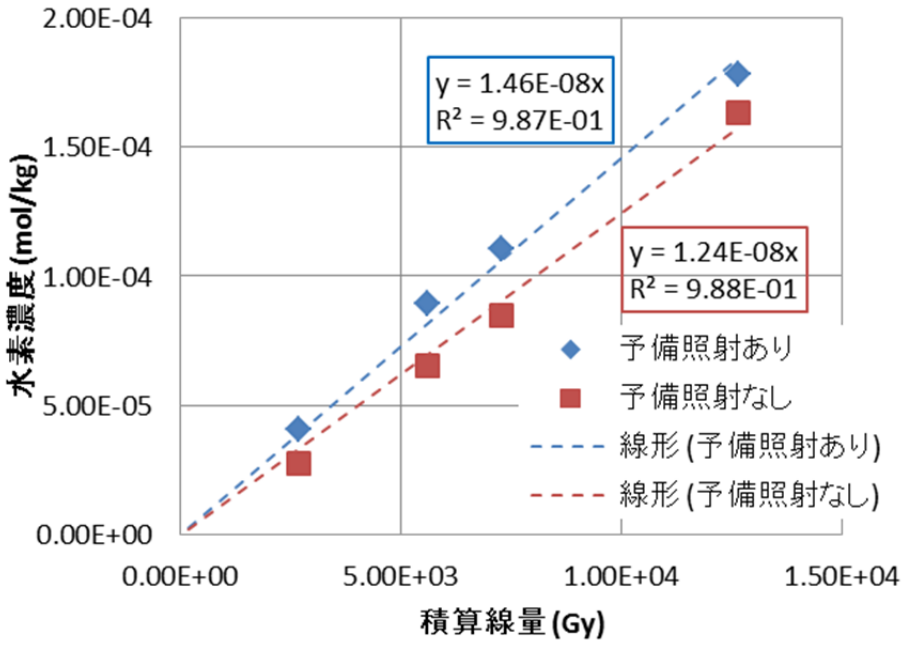
図②-6　エポキシ樹脂に対するヘリウムイオン照射時の水素ガス発生量

(3) エポキシ樹脂のγ線照射によるG値（ガス発生量）の評価結果

γ線照射量と水素発生量の測定結果を表②-3及び図②-7に示す。予備照射の有無の影響があることが分かる。図②-7の線図の傾きから水素ガス発生量を求めた結果、予備照射ありでは1.5×10^{-8} mol/J、なしでは、1.2×10^{-8} mol/Jが得られた。この結果得られた水素ガス発生量のうち高い値である予備照射ありでの値を用いると200 kGyのγ線照射で、約2.9×10^{-3} mol/kgの水素が発生し、標準状態での体積に換算すると、エポキシ樹脂1 kg当たり70 mLの水素が発生する。

表②-3　γ線照射によるエポキシ樹脂の水素ガス発生量測定結果

予備照射	積算線量（kGy）	サンプル重量（g）	水素発生量（mol）
あり	2.68	5.0445	2.07×10^{-7}
	5.59	5.0773	4.55×10^{-7}
	7.28	5.0725	5.99×10^{-7}
	12.64	5.0904	9.05×10^{-7}
なし	2.68	5.0185	1.39×10^{-7}
	5.59	5.0259	3.29×10^{-7}
	7.28	5.0015	4.25×10^{-7}
	12.64	5.0091	8.19×10^{-7}



図②-7　エポキシ樹脂のγ線照射量と水素ガス発生量の関係

4.　評価結果

エポキシ樹脂のα線分解によるガス発生の G 値を用いて、貯蔵容器内のガス発生量を評価するのに次式を用いた。

全ガス発生量 $V_{gas,Total}$ (L)*1 = $N_\alpha \times F_\alpha \times G \times E_\alpha \times 10^6/100/N_A \times 22.4$

N_α：対象期間中の全α崩壊数（添付 6.4.4 の表 6.4.4-3）

F_α：粒子内で発生したα線エネルギーのうち樹脂に付与される割合（表②-2）

G：ガス発生の G 値（検証試験結果から）

E_α：α崩壊で生じる平均エネルギー（5.29 MeV）

N_A：アボガドロ数（6.022×10^{23}）

*1 標準状態（0 ℃、1 気圧）での体積換算値

G 値については、Cm 粉末と混合したエポキシ樹脂のα線分解の試験結果から評価した G 値 0.18～0.23 に対して、エポキシ樹脂に外部から He イオンを照射した場合のガス発生の G 値は 0.22 であり、同程度の値であった。貯蔵容器内の樹脂固化物からのガス発生量評価に際して、ここでは発生ガスの定量分析に基づいているとともに、粒子径に依存しない結果である He イオン照射の結果（G 値 0.22）を用いることとした。全α崩壊数については、添付 6.4.4 に示した Pu の同位体組成 A～C の推定平均組成に基づき、Am 除去あり/なしの両条件を考慮した。粉末粒子径は、添付 6.4.6 に示した分析結果を参考に、20 μm と 35 μm の 2 種類に加え、これらよりも小さい 10 μm の場合も想定した。貯蔵容器内の核燃料物質全量に対して、平成 3 年 10 月の貯蔵開始時から平成 8 年 7 月の梱包更新時までと、梱包更新から平成 29 年 6 月の蓋開封時までのガス発生量計算結果を表②-4 に示す。ガス発生量には粉末粒子径が大きく影響することが分かる。

評価上考慮していないが、実際にはガス発生量が低くなる可能性がある要因として以下 2 点が挙げられる。

・ 内圧上昇の効果：Cm 粉末を用いた試験に比べて、実際の貯蔵容器内の内圧上昇は 10 倍以上あっ

たと推測され、その際には発生したガスが放出されず樹脂内に保持される割合が高くなると推測される。

・ 粒子近接の効果：PHITS コードでの計算により、エポキシ樹脂内のα粒子の最大飛程は 40 μm 程度である。粉末粒子表面間の距離がこれよりも近い場合は、粉末粒子から出たα粒子がエネルギーを全て樹脂に付与する前に別の粉末粒子に衝突してエネルギーを失うため、実効的な G 値は低くなる。添付 6.4.6 の観察像では、実際に粉末粒子がかなり近接した試料が見られる。

なお、γ線照射による分解生成ガスに関しては、エポキシ樹脂 1 kg 当たり 70 mL の水素ガス発生量であるので、内圧上昇に対する寄与はα線照射に比べて無視できるほど小さい。

表②-4　貯蔵容器内の樹脂固化物からのガス発生量の評価結果[*1]

同位体組成条件[*2]	粉末粒子径 (μm)	平成 3 年 10 月～平成 8 年 7 月のガス発生量 (L)	平成 8 年 7 月～平成 29 年 6 月のガス発生量 (L)
組成 A～C の推定平均組成（Am 除去なし）	10	16.5	79.5
	20	10.0	48.2
	35	5.44	26.2
同（Am 除去あり）	35	4.54	22.4

[*1] ガス体積は標準状態換算値（0℃、1 気圧）、ガス発生の G 値 0.22 を使用

[*2] 添付 6.4.4 参照

5. 参考文献

[1] Z. Chang, Jay A. Laverne, “Hydrogen Production in γ-ray and Helium-Ion Radiolysis of Polyethylene, Polypropylene, Poly(methyl-methacrylate), and Polystyrene”, Journal of Polymer Science Part A: Polymer Chemistry, pp. 1656-1661, Volume 38, Issue 91, 2000.

[2] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda et al., “Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52”, J. Nucl. Sci. Technol. vol. 50(9), pp. 913-923 (2013).

③「ポリ容器」

1. 確認・調査事項

ポリ容器に直接核燃料物質が収納されている場合、ポリ容器の内面はα線照射を受けて分解し、ガスが発生することが予想される。ここでは、ポリ容器内面が直接核燃料物質の粉末に接触している状態を仮定し、貯蔵期間中に発生するガス量を概略評価した。

2. 確認調査方法・内容

貯蔵容器内部の観察の結果、ポリ容器の底部付近から 9.89g の粉末が回収された。元素分析の結果、この粉末中の U/Pu 比は、計量管理帳簿に記載の核燃料物質全量の U/Pu 比と整合している。そこで、添付 6.4.4 に示した Pu の平均同位体組成推定値を用い、天然ウランとの混合酸化物を仮定し、化合物組成を $U_{0.734}Pu_{0.266}O_2$ と定めた。Am の除去は行われていないと仮定し、平成 3 年の貯蔵開始から平成 8 年の梱包更新時まで、及び梱包更新時から平成 29 年の蓋開封時までについて、添付 6.4.4 の表 6.4.4-3 に記載のα崩壊数を基にガス発生量を評価した。酸化物粉末の理論密度を上記同位体組成データから計算により求め、その 40 %の密度で粉末がポリ容器に充填されたと仮定し、粉末充填体とポリ容器内面の接触面積を算出した。粉末粒子内のα粒子の飛程は約 10 μm であるから、単純な幾何学近似とα線の発生方向から、ポリ容器内面から 5 μm の範囲内にある粉末粒子中で発生するα粒子の全エネルギーの半分がポリ容器に付与されると仮定した。

ポリ容器のα線分解で発生するガスの G 値の評価は、貯蔵容器内に収納されているものと同じポリ容器を切断して試料片（直径 27 mm 円板状）を加工し、エポキシ樹脂と同様の手法により 5.5 MeV の He イオンを照射して行った。ガス分析により得られた G 値を用い、貯蔵期間中にポリ容器から発生し得るガス量を評価した。

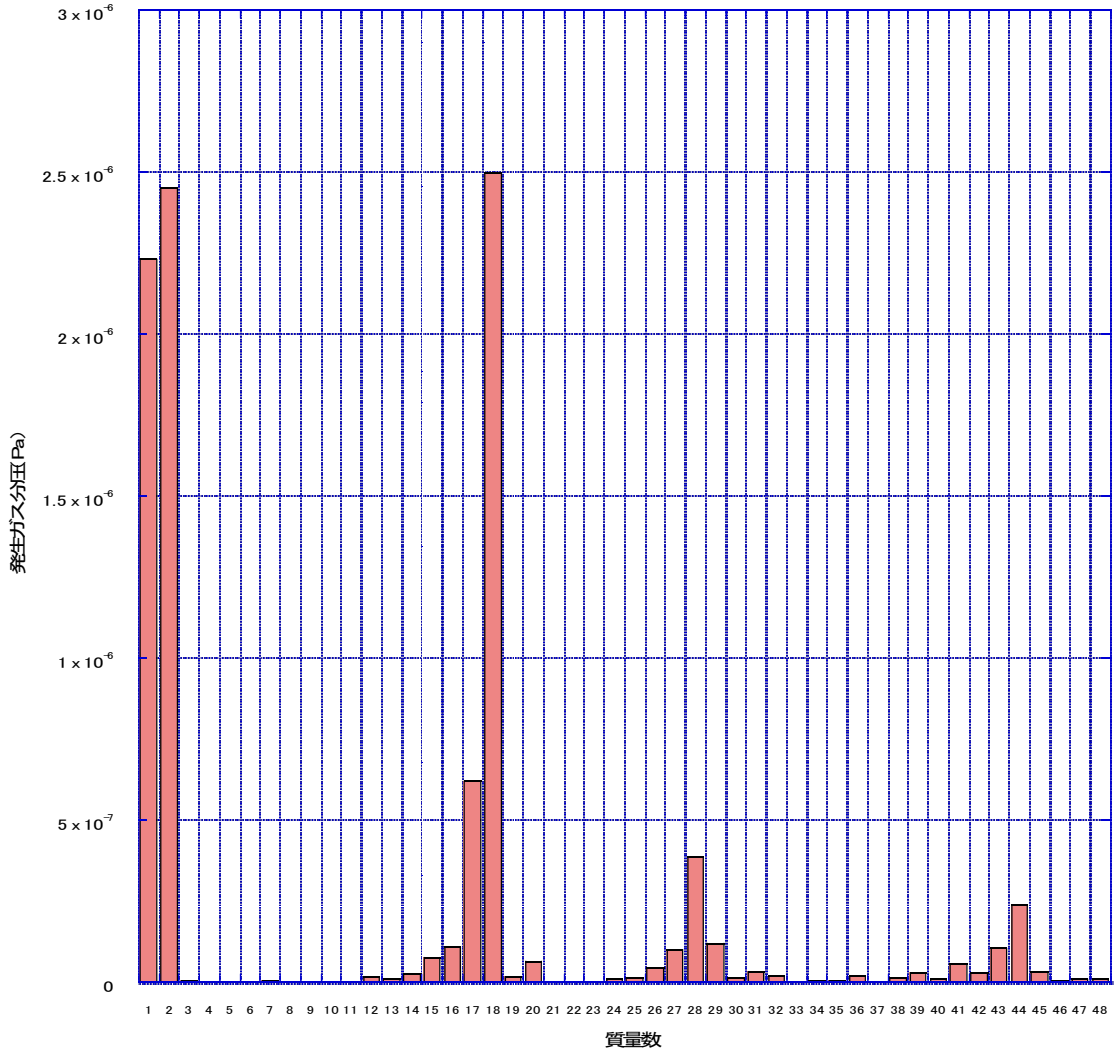
3. 確認・調査結果

(1) ポリ容器試料への He イオン照射による G 値の評価結果

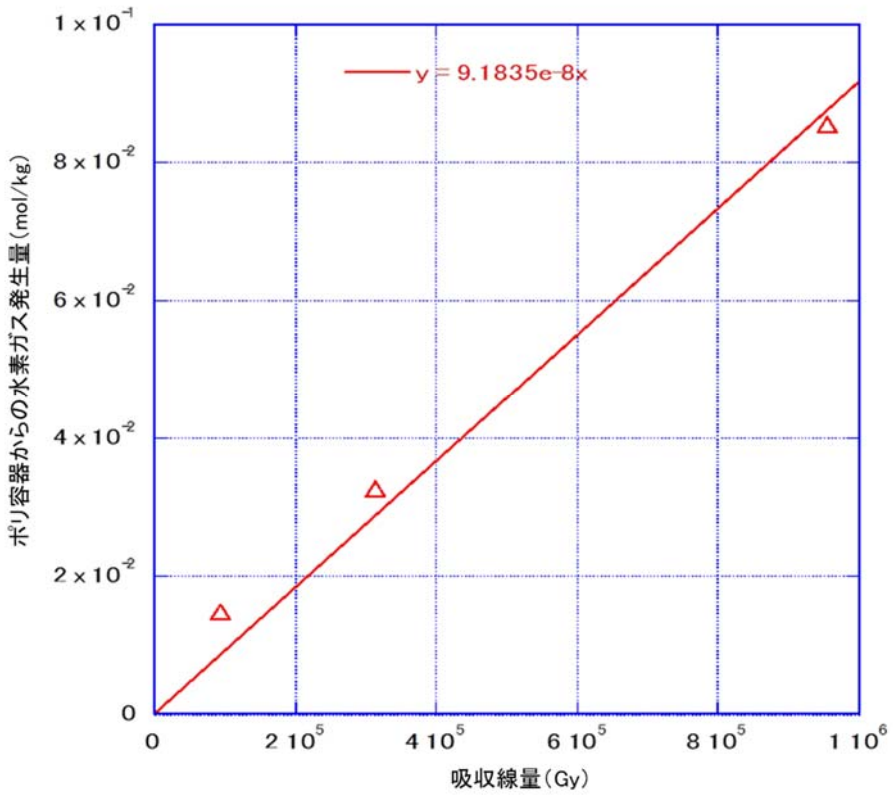
5.5 MeV の He イオン（ビーム電流：約 5 e nA）をポリ容器試料に照射し、その際に発生したガスの分圧を Q-Mass で測定した結果を図③-1 に示す。水素（質量数 1, 2）のほか、水とその分解物（質量数 17, 18）が多く発生していることが判る。前者に関しては、樹脂材料が分解した際に発生する水素であり、後者に関しては試料表面に吸着していた水と推察される。水の生成が多い理由としては、ポリ容器が長期間（26 年以上）大気中で保管されていたことが原因と考えられる。その他、放射線分解で発生する分子としては、一酸化炭素（質量数 28)、メタンとその分解物（質量数 14, 15, 16)、エチレンとその分解物（質量数 26, 27, 28）があるが、試料表面に吸着していた窒素（14, 28)、酸素（質量数 16, 32）の質量数と一部が同じであるため定量は難しい。また、二酸化炭素（質量数 44）の発生を確認したため、試料表面が酸化している可能性がある。表面吸着ガスの影響があるため、保守的な評価になるが、全圧から水（質量数 17, 18）と水素イオン（質量数 1）の分圧を除き、水素ガス発生量の割合を評価すると 61 %となる。

He イオン（照射クーロン数：約 1.5 μC～15 μC）照射後の大気照射セル内の気体をガスクロマトグラフで測定した結果を図③-2 に示す。イオン照射による吸収線量は、93 kGy～950 kGy で、水素ガス発生量としては、ポリ容器に対して 9.2×10^{-8} mol/J が得られた。この値は、エポキシ樹脂の 4.8 倍

に相当すること、さらに水素ガスが全体の 61 %であることを加味し、ポリ容器のα線分解で発生する全ガスのG値を1.4と評価した。



図③-1　ポリ容器試料片に対するHeイオン照射時の発生ガス質量スペクトル



図③-2　ポリ容器試料に対する He イオン照射時の水素ガス発生量

(2) 貯蔵容器内のポリ容器からのガス発生量の評価結果

同位体組成を考慮した酸化物粉末の理論密度は 11.09 g/cm^3 で、この 40 %の密度で充填された場合の粉末充填体積は 2.23 cm^3 である。ポリ容器の底面積 66.48cm^2 に対して充填高さはわずか 0.3 mm となるので、ポリ容器と粉末の接触面として底面だけを考える。底面積に 5 μm の厚さをかけた有効体積は 3.32×10^{-2} cm^3 で、粉末充填体積に対する割合は 0.0149 である。一方、貯蔵容器中の核燃料物質全量に対する粉末成分中の金属元素重量の割合は [redacted] である。貯蔵容器内の全α崩壊数（表 6.4.4-3 参照）にこれら 2 つの割合と更に 1/2 を乗じると、ポリ容器に入射するα粒子数が得られ、梱包更新までの 5 年間で 1.36×10^{16} 個、梱包更新後の 21 年間で 6.56×10^{16} 個となる。

含有するα崩壊核種の組成と崩壊定数の重みをつけた平均のα粒子エネルギーは 5.29 MeV である。これと G 値 1.4 を用いて、α粒子 1 個当たり発生するガス分子数を 7.41×10^4 個と算出した。この値に上記のポリ容器に入射するα粒子数を乗じ、発生するガス量として、梱包更新までの 5 年間で 37.5 ml（1.67×10^{-3} mol）、梱包更新後の 21 年間で 181 ml（8.07×10^{-3} mol）を得た。

4. 評価結果

貯蔵容器内部の観察結果を基に、ポリ容器底面に U と Pu の混合酸化物が一様に接触していたとして、α線分解により発生する標準状態のガス量は、平成 3 年 10 月の貯蔵開始から平成 8 年 7 月の梱包更新時までに 37.5 ml、梱包更新時から平成 29 年 6 月の蓋開封時までに 181 ml である。

核物質防護上の観点から■の箇所は非開示としています。

④「混入水分」

1. 確認・調査事項

貯蔵期間（平成 8 年 7 月～平成 29 年 6 月）中に、貯蔵容器内に存在する核燃料物質試料粉末に吸着した水分の放射線分解により生成されるガス量を計算により導出し、樹脂製の袋の内圧上昇に対する寄与程度を評価する。

2. 確認調査方法・内容

水が放射性物質と混在している場合に、放射線から付与されるエネルギーにより分解され、水素と酸素が発生する。

一般的に粉末の含水量は粒度や周囲の湿度に依存し、各種報告では粉末の核燃料物質の大気中での含水率として 0.3～0.5 wt%とされている[1][2]。ここでは、ガス生成量の範囲を見積もるために、水分吸着量として 0.3 wt%及び 0.5 wt%の両ケースについて検討する。

検討に際しては、貯蔵期間（梱包更新～樹脂製の袋の破裂；平成 8 年 7 月～平成 29 年 6 月）内に放射性物質の核壊変に伴う放射線により、粉末試料に吸着されている水分の全量が放射線分解されたと仮定する。

3. 確認・調査結果

現地調査にて、貯蔵容器 No.1010 のポリ容器内には粉末が 9.89 g あることを確認した。

当該粉末が全て核燃料物質の酸化物であった場合、9.89 g は約 0.0366 mol（= 9.89／(238.051＋15.999×2)；核燃料物質の質量数として、核燃料中に最も多く含まれると思われる U-238 の値 238.051 を使用）に相当する。当該粉末には、0.3 wt%の水分吸着量の場合は 0.0297 g（0.00165 mol = 0.0297/(1.008×2+15.999)）の H_2O が、0.5 wt%の水分吸着量の場合は 0.0495 g（0.00275 mol = 0.0495/(1.008×2+15.999)）の H_2O が含まれることになる。

この H_2O が全量放射線分解された場合、0.3 wt%の水分吸着量の場合は 0.00165 mol の H_2 及び 0.000825 mol の O_2 が、0.5 wt%の水分吸着量の場合は 0.00275 mol の H_2 及び 0.00138 mol の O_2 が発生する。すなわち、各々合計すると 0.00248 mol と 0.00413 mol になり、その体積は標準状態で 0.055 L と 0.093 L となる。

なお、当該貯蔵容器については、平成 8 年 7 月の梱包更新時に開封されており、放射線分解により発生した H_2 及び O_2 はその際に放出されるが、同時に核燃料物質試料は開封時の環境に含まれる水分を吸着し、梱包更新後にそれを放射線分解するため、梱包更新前と同量の H_2 及び O_2 ガスが発生し、貯蔵容器内に滞留することになると考えられる。

4. 評価結果

貯蔵期間中に試料に吸着した水分が全て放射線分解された場合の H_2 及び O_2 ガスの合計発生量は、水分吸着量を 0.3 wt%とした場合には 0.055 L、水分吸着量を 0.5 wt%とした場合には 0.093 L であり、貯蔵容器内の発生気体滞留可能体積 3.5 L に比して 1.6 %（= 0.055／3.5×100）ないしは 2.7 %（= 0.093／3.5×100）となり、樹脂製の袋の内圧上昇への寄与は小さい。

5. 参考文献

[1] 高橋 俊也ら，“酸化ウラン粉末，ペレットおよび燃料ピンの水分の分析”，動力炉・核燃料開発事業団東海事業所技術レポート，TN841-74-52，1974.

[2] 北川 修ら，“ウラン-プルトニウム混合酸化物粉末への水分の吸着挙動”，日本原子力学会 2004 秋の大会，G32，2004.

⑤「容器内物質間の化学反応（ガス及び熱)」

1. 確認・調査事項

樹脂固化物に含まれていたことを確認したウラン/プルトニウムの炭化物及び窒化物（以下「炭化物等」という。）に関し、それらと水分の反応について検討・考察する。

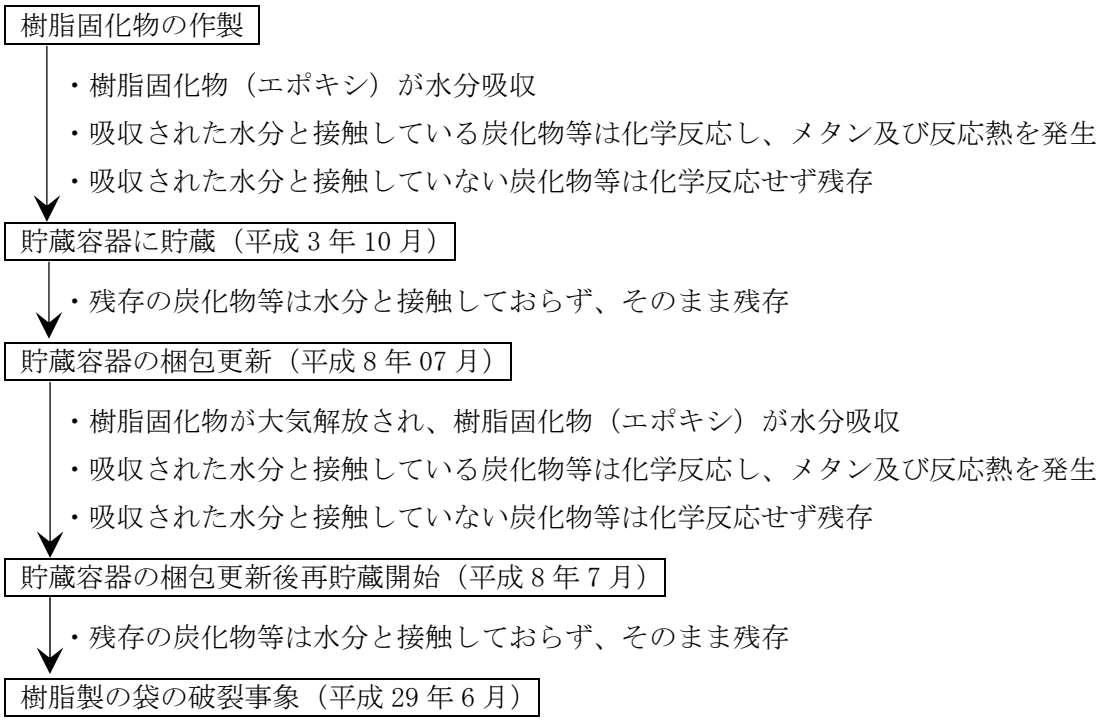
2. 確認調査方法・内容

樹脂固化物の X 線回折測定等により、樹脂固化物に炭化物等が含有されていることが確認されており（添付 6.4.6)、樹脂固化物に含まれている炭化物等と水との反応について検討・考察する。

3. 確認・調査結果

炭化物等は、水に対する化学的活性が非常に高く、水分に触れると瞬時に激しく反応し、メタン及び反応熱を発する。

樹脂固化物の X 線回折測定において、水に対する活性の高い炭化物等が検出されたということは、次のような状況/環境にあったと考えられる。



すなわち、貯蔵容器での貯蔵期間中（貯蔵容器に貯蔵～貯蔵容器の梱包更新[平成 3 年 10 月～平成 8 年 07 月]、及び貯蔵容器の梱包更新後再貯蔵開始～樹脂製の袋の破裂事象[平成 8 年 7 月～平成 29 年 6 月]）においては、炭化物等は水分と接触しておらず、炭化物等と水分の化学反応は起こらない。

4. 評価結果

貯蔵容器での貯蔵期間中には、炭化物等と水分の化学反応は起こらず、当該化学反応の生成物であるメタンや反応熱も発生しないと考えられる。

⑥「爆発性物質の爆発（ガス及び熱)」

1. 確認・調査事項

文献等により爆発性物質生成（量、爆発可能性等)、衝撃・影響等の有無を調査し、爆発性物質の生成・爆発可能性を検討する。

2. 確認調査方法・内容

文献、化学平衡計算等により、高温・高圧条件下やα線、γ線照射条件下における爆発性物質の生成可能性や衝撃・影響等の有無を調査する。

高温・高圧条件下での生成可能性については、爆発性物質である硝酸アンモニウムの生成可能性を化学平衡計算により確認する。また、α線、γ線照射条件下については、硝酸アンモニウムの特性や現地調査の結果を踏まえた生成可能性を検討する。さらに、仮に硝酸アンモニウムの爆発条件に達すると想定される場合には、その衝撃・影響等を調査する。

3. 確認・調査結果

エポキシ樹脂はアミノ基（$-NH_2$）を有する硬化剤を用いていることから、エポキシ樹脂中には爆発性物質に含まれるニトロ基（$-NO_2$）やアジド基（$-N_3$）の構成元素である一定量（エポキシ 1 kg に対して約 20 g）の N を含有する。一般的にアミノ基からニトロ基に変化するためには、強力な酸化剤である濃硝酸が必要とされている。貯蔵容器内には濃硝酸等の強力な酸化剤は存在し得ないためアミノ基がニトロ基に変化することはないと考えられるが、貯蔵容器内はα線やγ線等の放射線照射下であり、また局所的・瞬間的に高温・高圧条件下になる可能性を想定して、これらの条件における爆発性物質である硝酸アンモニウム（NH_4NO_3）の生成可能性を検討した。

高温・高圧条件下での生成可能性の検討として、化学平衡計算により N、H、O を含む系で高温・高圧条件（温度 23 ℃～223 ℃、圧力 1 atm～100 atm）において安定相を評価した。その結果、生成物は N_2、O_2、H_2O のみで、硝酸アンモニウムの生成はなかった。これより、高温・高圧条件下では、熱力学的平衡条件において硝酸アンモニウム等の爆発性物質が生成する可能性はないことが分かった。

次に、α線、γ線照射条件下での生成可能性を検討した。γ線照射（10 MGy）で H_2 や CH_3 を放出したエポキシ樹脂試料のフーリエ変換赤外分光（FT-IR）測定において、アミノ基に相当するピークの照射前後での変化はなく、またニトロ基に相当するピークは観察されなかったことが報告されている[1]。また、エポキシ樹脂内の C-C、C-H、N-H 結合とニトロ基で存在する N-O 結合の乖離エネルギー[2]は、607 kJ/mol（C-C)、337.2 kJ/mol（C-H)、377 kJ/mol（NH-H）及び 305 kJ/mol（NO-O）であり、NO-O が最も低いエネルギーで乖離する。このことから、α線やγ線照射によるニトロ基生成はなく、また仮にニトロ基が生成したとしても照射下では安定には存在しないため、α線、γ線照射条件下において硝酸アンモニウム等の爆発性物質の生成可能性は低いと考えられる。

以上から、貯蔵容器内において硝酸アンモニウム等の爆発性物質が生成する可能性は想定し難い。また、硝酸アンモニウムの場合、爆発には 260 ℃以上の高温が必要であるが[3]、⑨「崩壊熱」における貯蔵容器内の温度評価結果では温度上昇は 2 ℃以下であり、爆発は生じ得ない。更に作業員への聞き取り調査の結果、破裂時における異臭等はないことが分かっており、爆発性物質の生成及び爆発が生じなかったことを裏付けている。

4. 評価結果

高温・高圧下やα線及びγ線照射下ではエポキシ樹脂内に爆発性物質である硝酸アンモニウムは生成せず、また爆発温度である 260 ℃以上にも達しないため、爆発性物質の生成及びその爆発の可能性は低い。

5. 参考文献

[1] J. Dawson, et al., “Initial studies on the effects of radiation, thermal ageing and aqueous environments on the stability and structure of candidate polymeric encapsulant materials”, Mineralogical Magazine, 76(8), pp. 2985-2994, December 2012.

[2] T. L. Cottrell, “The Strengths of Chemical Bonds”, 2nd ed., Butterworth, London, 1958.

[3] スティーブン・ジョセフ・バブら, “硝酸アンモニウムの偶発的な爆発を防止するための方法および装置”, 特開平 7-54792, 1995.

⑦「可燃性ガスの燃焼・爆発（ガス及び熱)」

1. 確認・調査事項

貯蔵期間（平成 8 年 10 月～平成 29 年 6 月）中に、貯蔵容器内に発生する可燃性ガス量を計算により導出し、水素等の燃焼範囲への到達可能性、爆発発生等の有無を調査する。

2. 確認調査方法・内容

計量管理の帳簿における Pu の組成等の情報から、エポキシ樹脂やポリ容器への放射線照射により発生する可燃性ガスの発生率を算出する。貯蔵容器内からの H_2 ガスの漏えい量及び想定し得る貯蔵容器内の空気量を考慮して、貯蔵容器内における燃焼範囲への到達期間を算出し、作業員への聞き取り調査結果も踏まえて貯蔵期間中及び樹脂製の袋の破裂時における爆発発生の可能性を検討する。

なお､樹脂製の袋及び貯蔵容器内における H_2 ガスの漏えい率の計算方法の詳細は添付 7.1.4 に示す。

3. 確認・調査結果

「②混入有機物」及び「③ポリ容器」の評価結果から、可燃性ガスである H_2 ガスの発生率として 1 日当たり最大 3.9×10^{-4} mol（約 21 年間で $79.7\times0.83 = 66.1$ L)、最小で 1.1×10^{-4} mol（約 21 年間で $22.6\times0.83 = 18.7$ L）を想定した。貯蔵容器内（貯蔵容器内容積からポリ容器とエポキシ樹脂の体積を差し引いた容積：3.5 L）の標準状態の空気中に含まれる空気量は約 0.16 mol となる。樹脂製の袋及び貯蔵容器（O-リング）からの H_2 ガスの漏えい量は、H_2 ガスの透過係数を用いて時間幅を 1 日間とした数値解析により算出した。樹脂製の袋からの H_2 の透過係数は、2.7×10^{-10} cc・cm/cm^2・s・10 mmHg [1]、貯蔵容器の O-リングからの H_2 の透過係数は最大で 3.1×10^{-7}、最小で 1.0×10^{-7} cc・cm/cm^2・s・atm [2,3]とした。一重目と二重目の樹脂製の袋は一体となって厚さ 0.6 mm、一重目の樹脂製の袋の表面積（1620 cm^3）でほぼ貯蔵容器内容積（樹脂製の袋内有効体積 3.4 L と設定）まで膨張すると仮定した。貯蔵容器の O-リングは外径φ120 mm、貯蔵容器への装着時の幅を最大で 5.0 mm、最小で 1.0 mm とした。

以上の条件により 21 年間の貯蔵期間中における H_2 ガスの漏えい量を計算した結果、最大で全水素ガス発生量の約 58%、最小で約 7 %の水素ガスが漏えいすることとなった。これにより、貯蔵容器内で空気中での水素の燃焼範囲（4.0～75 vol.% [4]）となる期間を見積もったところ、H_2 ガスの発生率を最大とした条件において貯蔵開始後 7 日～1114 日、最小とした条件において 46 日以上で燃焼範囲となった。

水素爆発における最小着火エネルギーは約 0.02 mJ [5]と低く、その着火源としては貯蔵容器が動いた際の試料間の摩擦等によって生じる静電気が考えられる（0.02 mJ は体に感じない程度の静電気エネルギー)。しかしながら、貯蔵期間中においては、貯蔵容器は静置されていたことから摩擦等により静電気が生じる可能性は低く、爆発は生じなかったものと考えられる。また、仮に爆発したとしても、作業員への聞き取り調査及び破裂した樹脂製の袋の観察結果から貯蔵容器開封まで一重目の樹脂製の袋が健全だったことから、貯蔵期間中に爆発が発生したことは想定しがたい。

一方、破裂時においては貯蔵容器外に放出した水素が空気と混合され、燃焼範囲となりガスの流動等による静電気の発生により水素爆発が生じる可能性が考えられる。しかしながら、作業員への聞き取り調査により、破裂音のみで炎や燃焼による異臭も無く、高温にもなっていないことが分かってお

り、水素爆発は生じなかったものと考えられる。

4. 評価結果

エポキシ樹脂からの水素等の放射線分解ガスによる貯蔵中の爆発は、着火源の可能性は考え難いため可能性は低い。

5. 参考文献

[1] 住友化学科学株式会社ホームページ, http://www.sumitomo-chem.co.jp/acryl/03tech/b3_gas.html.
[2] 桜シール株式会社ホームページ, http://www.sakura-seal.co.jp/category/1981184.html.
[3] 株式会社パッキンランドホームページ, https://www.packing.co.jp/GOMU/kitaitoukasei1.htm.
[4] 柳生 昭三 他, “水素の爆発危険性についての研究（第1報）―水素の爆発限界に及ぼす圧力の影響―”, 産業安全研究所研究報告 RIIS-RR-18-1, 1969.
[5] 佐藤 保和 他, “安全に関わる水素の性質、安全工学”, vol.44 No.6 (2005) 378.

⑧「臨界発生（ガス及び熱)」

1. 確認・調査事項

貯蔵容器に収納されている核燃料物質により臨界が生じ、ガスや熱が発生する可能性を調査する。

2. 確認調査方法・内容

貯蔵容器に収納されている核燃料物質の質量を調査し、臨界に係る制限値以下であることを確認する。

3. 確認・調査結果

貯蔵容器に収納されている核燃料物質の質量を計量管理の帳簿等により調査した。その結果、以下に示す重量の核分裂性物質（Pu 及び U-235）が収納されていることがわかった。

Pu：[redacted] g

U-235：[redacted] g

合計：[redacted] g

※いずれも元素重量

4. 評価結果

収納されている核燃料物質重量は、湿式条件での Pu-239 の最小臨界質量 510 g に安全係数を見込んだ推奨制限値 220 g [1]より大幅に小さい質量であったことから、臨界発生の可能性はない。

5. 参考文献

[1] Nuclear Safety Guide, TID-7016 Rev. 1, 1961.

核物質防護上の観点から■の箇所は非開示としています。

⑨「崩壊熱」

1. 確認・調査事項

貯蔵期間（平成 8 年 10 月～平成 29 年 6 月）中に、貯蔵容器内に存在する核燃料物質試料の崩壊熱による発熱量と貯蔵容器内の温度分布を計算により導出し、貯蔵容器内の温度上昇の有無による内圧上昇への影響を評価する。

2. 確認調査方法・内容

計量管理帳簿から得た貯蔵容器内の核燃料物質の組成を用いて崩壊熱を計算する。この崩壊熱を発熱源として、円筒座標系の二次元定常数値解析により、貯蔵容器内の温度分布及び平均温度を計算する。

3. 確認・調査結果

①「α崩壊による He ガス」における評価と同様に、[redacted] g の U と [redacted] g の Pu の混合試料について、α崩壊が最も多くなる組成（A 組成）で ORIGEN2 コードにより崩壊熱を計算した結果、約 0.48 W となった。そこで崩壊熱を 0.5 W とし、図⑨-1 に示した貯蔵容器内の構造を模擬（貯蔵容器内寸法：φ130 mm×302 mm、ポリ容器外寸法：φ94 mm×230 mm）した円筒座標系における温度分布の二次元定常数値解析を実施した。伝熱メカニズムとしては、より断熱性が高く温度上昇が大きい保守的な条件として、対流や輻射による伝熱は考慮せず熱伝導のみとし、貯蔵容器（ステンレス鋼：16.0 W/(m・K)）及びポリ容器（ポリエチレン：0.34 W/(m・K)）の熱伝導率を考慮した[1]。発熱源に関しては、実際は大半がエポキシ樹脂に固定されポリ容器内に分散しているものと想定されるが、断熱性が高く保守的な評価結果を与える条件として、発熱源をφ10 mm×10 mm として r 軸方向の中心に配置し、かつ発熱源の周りを空気で囲むこととした。数値解析は、r － z 軸における 1 mm×1 mm のメッシュに対して、以下の定常熱伝導方程式[2]を離散化した式により実施し、初期温度として 40 ℃(313 K)を設定した。

$$\frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}\left(r\lambda\frac{\partial T}{\partial r}\right)+\left(\lambda\frac{\partial^2 T}{\partial z^2}\right)+S_c=0 \qquad (⑨\text{-}1)$$

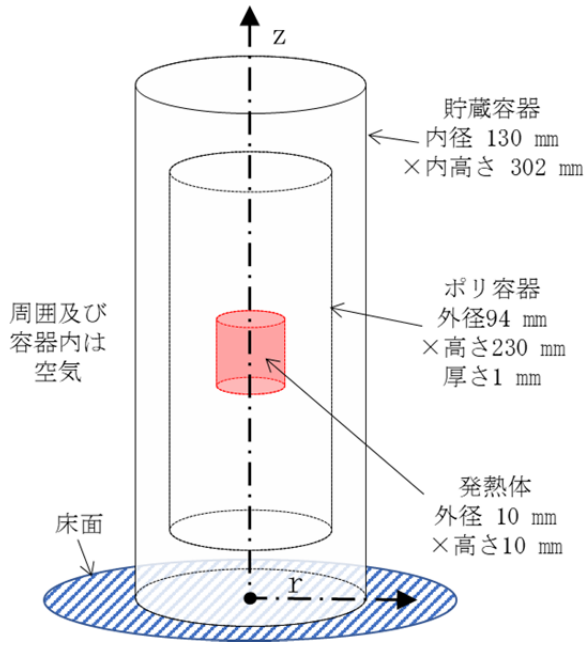
ここで r: 半径[m]、Sc: 単位体積当たりの発熱量[W/m^3]、T: 温度[K]、z: 高さ[m]、λ: 熱伝導率[W/(m K)]である。

温度分布を解析した結果、発熱体中心温度が最も高く、発熱体から離れるに従い温度は指数関数的に低下することが分かった。この時の貯蔵容器内部の平均温度は 41.7 ℃（温度上昇 1.7 ℃）であり、内圧の増加は 0.6 %となることから、崩壊熱による内圧上昇への影響はほとんどない。

4. 評価結果

α線発生量が最も多くなる Pu 組成を用いた条件における崩壊熱約 0.5 W での貯蔵容器内温度上昇は最大で 2 ℃以下である。この温度上昇による内圧の増加は 1 %以下であり、崩壊熱による内圧上昇への影響はほとんどない。

核物質防護上の観点から■の箇所は非開示としています。



図⑨-1　二次元定常数値解析のモデル（図中の配置は最も温度が高くなる条件）

5.　参考文献

[1] 日本機械学会編，“伝熱工学資料　改訂第 5 版”，日本機械学会，2009.

[2] スハス V. パタンカー著，“コンピュータによる熱移動と流れの数値解析”，森北出版株式会社，1985.

⑩「夏期の高温」

1. 確認・調査事項

夏期の室内温度上昇による内圧上昇への影響を調査する。

2. 確認調査方法・内容

貯蔵容器への収納時期、夏期の温度を想定して、温度上昇による内圧上昇への影響を評価する。

3. 確認・調査結果

作業記録の調査結果等によると、核燃料物質の貯蔵容器への封入は夏に実施された。このため夏期の温度上昇はほとんどなく、内圧上昇もほとんどないと考えられる。

4. 評価結果

夏場の温度上昇が内圧上昇へ及ぼす影響はほとんどなく、影響は無視できると考えられる。

⑪「不適切な溶着」

1. 確認・調査事項

1.1　現物の破損個所（溶着性）

2. 確認調査方法・内容

2.1　現物の破損個所（溶着性）

(1) 現地調査

貯蔵容器内部の観察において、樹脂製の袋の溶着部の不良について調査した。

3. 確認・調査結果

(1) 現地調査

当該樹脂製の袋の観察において、溶着部に不良個所は観察されなかった。

4. 評価結果

事象発生時の当該樹脂製の袋の観察結果からは、溶着部の不良個所は観察されなかった。これより、不適切な溶着に起因する影響については考えなくて良いと判断した。

⑫「封入時の傷等」

1. 確認・調査事項

1.1　現物確認による傷等の有無

2. 確認調査方法・内容

2.1　現物確認による傷等の有無

(1) 現地調査

貯蔵容器内部の観察において、樹脂製の袋の傷等の有無を確認した。

3. 確認・調査結果

(1) 現地調査

当該樹脂製の袋の観察において、袋に傷等は観察されなかった。

4. 評価結果

事象発生時の当該樹脂製の袋の観察結果からは、袋に傷等は観察されなかった。これより、封入時の傷等に起因する影響については考えなくて良いと判断した。

⑬「樹脂製の袋の α 線による劣化」

1. 確認・調査事項

1.1 樹脂製の袋のα線照射による劣化度合い

2. 確認調査方法・内容

2.1 樹脂製の袋のα線照射による劣化度合い

(1) 現地調査

貯蔵容器内部の観察において、事象発生時の当該ポリ容器の健全性を確認する。

3. 確認・調査結果

3.1 樹脂製の袋のα線照射による劣化度合い

(1) 現地調査

樹脂製の袋がα線によって劣化するには、α線を遮蔽しているポリ容器に収納された核燃料物質がポリ容器外に漏出する必要がある。貯蔵容器内部の観察において、ポリ容器の底部付近での著しい変色及び頂部付近での変色が認められたものの、ポリ容器の破損は認められなかった。

4. 評価結果

貯蔵容器内部の観察において、ポリ容器の底部付近での著しい変色及び頂部付近での変色が認められているが、破損は確認されていない。すなわち、核燃料物質はポリ容器内に留まっていたと考えられ、α線による樹脂製の袋の劣化への影響はないと判断できる。

⑭「樹脂製の袋のγ線による劣化」

1. 確認・調査事項

1.1 樹脂製の袋のγ線照射試験による劣化度合い評価

(1) γ線照射後の引張試験による劣化度合い評価

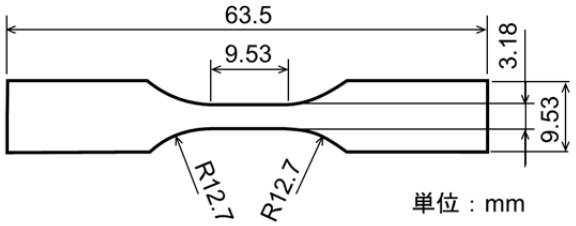
2. 確認調査方法・内容

2.1 樹脂製の袋のγ線照射試験による劣化度合い評価

(1) γ線照射後の引張試験による劣化度合い評価

1) 試料準備

樹脂製の袋（長さ 3 m×直径約 30 cmφ、厚さ 0.3 mm）を長さ 20 cm に切断後、切断片から試験片打ち抜き治具を用いて引張試験用試験片を 20 枚作成した。また、追加試験用として、樹脂製の袋（長さ 2.4 m×直径約 54 cmφ、厚さ 0.3 mm、）を長さ 20cm に切断後、切断片から試験片打ち抜き治具を用いて引張試験用試験片 42 枚を打ち抜き、このうち 15 枚を試験に用いた。試験片は ASTM D1822 L タイプであり、寸法は図⑭-1 に示すものである。



図⑭-1　ASTM D1822 L タイプの引張試験片の寸法図

引張試験片 10 枚を用い、量研　高崎研の食品照射棟第 2 セルにて、6 kGy/h で 60 時間照射することにより、樹脂製の袋の吸収線量評価結果に基づく 26 年間の積算照射線量に相当する照射線量 360 kGy の照射を行った。また、追加試験として、引張試験片 10 枚を用い、6 kGy/h で 20 時間及び 40 時間照射することにより、21 年間の樹脂製の袋への積算照射線量に相当する照射線量 240 kGy（一重目に相当）及び 120 kGy（二重目に相当）の照射を引張試験片 5 枚ずつについてそれぞれ行った。両試験とも、室温で試験片は一方のつかみ部をクリップに留め、水平に渡した針金に吊るすようにして照射した。照射終了後、外観観察を行った。

2) 引張試験

量研 高崎研の引張試験装置（東洋精機製 STPOGRAGH VE50）を用い、非照射の試料と上記の照射を行った試料の引張試験を行った。5 つの試料に対して観察及び測定を行い、その平均値を測定結果とした。試験は室温にて行った。

なお、試験前にゲージ部両端にペンにて距離 10 mm の標点を描いて、目視にて破断直前の標点間距離を測定して破断時標点間距離とした。

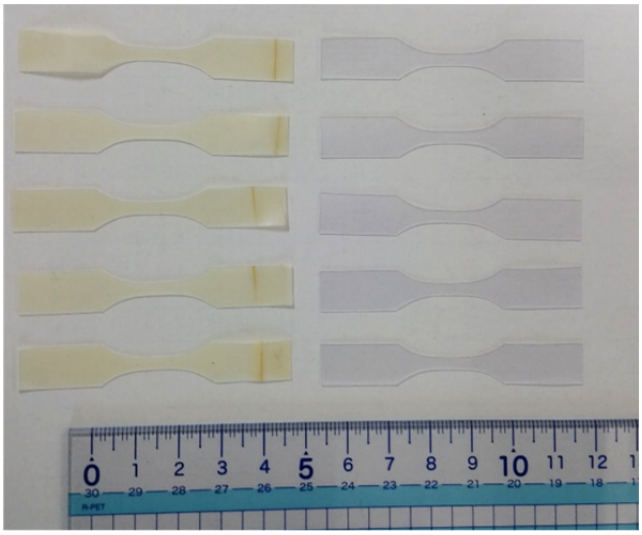
3. 照射線量確認・調査結果

3.1 樹脂製の袋のγ線照射試験による劣化度合い評価

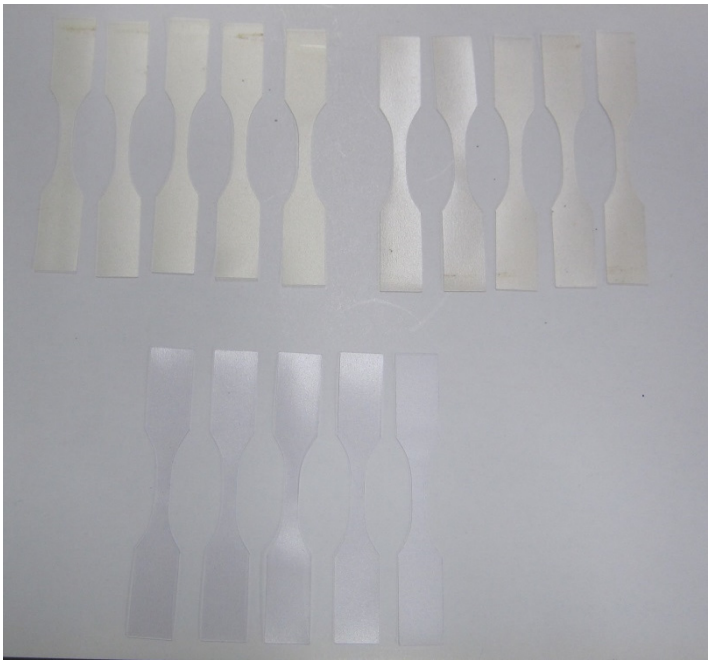
(1) γ線照射後の引張試験による劣化度合い評価

1) 外観観察結果

照射終了後の引張試験片を非照射の試験片と比較して外観観察を行った。図⑭-2 に非照射と照射後の引張試験片の外観観察結果を示す。照射した試験片は茶色く変色が見られ、高照射線量ほど変色の度合いが大きかったが、もろくなるなどの劣化が認められなかった。



(a) 360 kGy 照射した試料（左側の 5 個）及び非照射の試料（右側の 5 個）



(b) 240 kGy 照射した試料（左上側の 5 個）、120 kGy 照射した試料（右上側の 5 個）及び非照射の試料（下の 5 個）

図⑭-2　非照射と照射後の引張試験片の外観観察結果

2) 引張試験結果

表⑭-1 に非照射及び照射後の引張試験結果を、引張試験前の樹脂製の袋の厚さ 0.3 ㎜、ゲ

ージ部の幅 3.18 mm、標点間距離 10 mm から求めた引張強度（公称応力）と破断伸び（公称ひずみ）に換算して示す。図⑭-3 に公称の引張強度及び公称の破断伸びの照射線量依存性を示す。樹脂製の袋の引張強度及び破断伸びは、照射線量が増加するにしたがってほぼ比例して低下している。360 kGy のγ線照射により、樹脂製の袋の引張強度は公称応力値として 19.8 MPa から 13.1 MPa に約 34 %低下した。また、破断伸びは破断時の公称ひずみ値として 338 %から 232 %に約 31 %低下した。120 kGy のγ線照射により、樹脂製の袋の引張強度は非照射に比べて公称応力値として 23.8 MPa から 20.2 MPa に約 15 %低下し、240 kGy では 17.8 MPa に約 25 %低下した。また破断伸びは破断時の公称ひずみ値として、120 kGy では 340 %から 308 %に約 9 %低下し、240 kGy では 270 %となり、約 21 %低下した。

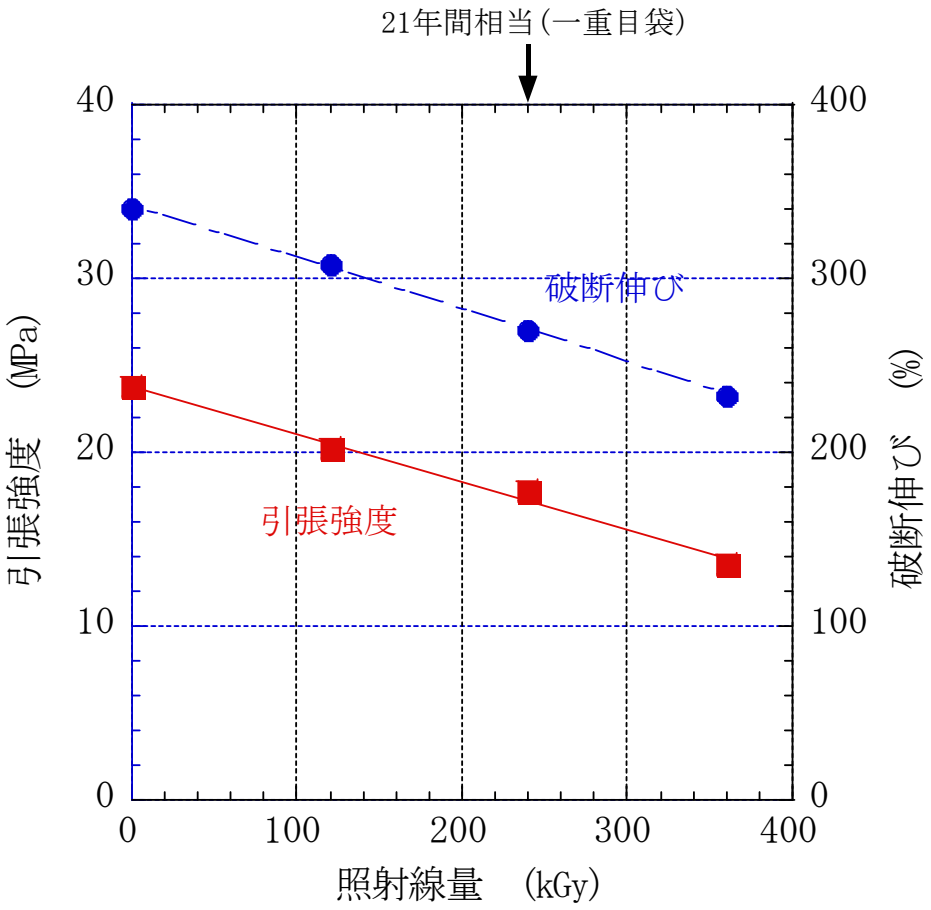
表⑭-1　樹脂製の袋の非照射及び照射後引張試験結果

(a) 360 kGy 照射の場合

	引張強度（公称応力、MPa）		破断伸び（公称ひずみ、%）	
	非照射	360 kGy 照射	非照射	360 kGy 照射
No.1	20.6	13.1	350	220
No.2	19.3	13.2	350	230
No.3	19.2	12.9	330	230
No.4	19.4	12.4	320	240
No.5	20.5	14.0	340	240
平均	19.8	13.1	338	232

(b) 120 kGy 及び 240 kGy 照射の場合

	引張強度（公称応力、MPa）			破断伸び（公称ひずみ、%）		
	非照射	120 kGy 照射	240 kGy 照射	非照射	120 kGy 照射	240 kGy 照射
No.1	25.1	20.5	17.9	330	310	280
No.2	22.5	19.9	18.4	350	310	270
No.3	23.8	20.5	17.3	350	300	270
No.4	23.4	19.5	17.2	340	310	260
No.5	23.9	20.5	18.3	330	310	270
平均	23.8	20.2	17.8	340	308	270



図⑭-3　樹脂製の袋の引張強度及び破断伸びの照射線量依存性

4.　評価結果

4.1 樹脂製の袋のγ線照射試験による劣化度合い評価

(1) γ線照射後の引張試験による劣化度合い評価

360 kGy のγ線照射により、樹脂製の袋の引張強度は公称応力値として 19.8 MPa から 13.1 MPa に約 34 %低下し、引張延性は破断時の公称ひずみ値として 338 %から 232 %に約 31 %低下した。120 kGy のγ線照射により、樹脂製の袋の引張強度は非照射に比べて約 15 %低下し、240 kGy では約 25 %低下した。また破断伸びは 120 kGy のγ線照射では非照射に比べて約 9 %低下し、240 kGy では約 21 %低下した。

⑮「樹脂製の袋のβ線による劣化」

1. 確認・調査事項

樹脂製の袋のβ線照射による劣化度合い

2. 確認調査方法・内容

2.1 現物確認

現物の樹脂製の袋の健全性の確認

2.2 評価・文献

樹脂製の袋について、β線による劣化に関する検討を行った。

3. 確認・調査結果

3.1 調査

Pu-241 は、14.4 年の半減期でβ崩壊し Am-241 に壊変する。このβ崩壊に伴い放出されるβ線による樹脂製の袋の劣化の影響について評価する。

β線の最大飛程 R（g/cm^2）と最大エネルギーEmax（MeV）の間の関係は、Feather の式で表される；

・R = 0.542×Emax - 0.133　　ただし、0.8MeV < Emax

・$R = 0.407 \times Emax^{1.38}$　　ただし、0.15MeV < Emax < 0.8MeV

上記関係式の適用下限である 0.15 MeV のβ線では、R は 0.030 g/cm^2（$=0.407 \times 0.15^{1.38}$）であり、密度 1 g/cm^3 の物体の場合には 0.03 cm（=0.03/1）以上の厚さがあればβ線は透過できない。

Pu-241 のβ崩壊によって放出されるβ線の Emax は 0.0208 MeV で、上記関係式の適用範囲外であるものの、前出の 0.15 MeV のβ線より最大飛程は短くなる。

ポリ容器の密度は 0.92～0.95 g/cm^3 程度、上部/底部及び側面の肉厚は 0.1 cm であり、0.15 MeV のβ線における最大飛程から考えても、Pu-241 がポリ容器内にある場合には、そのβ崩壊によって放出されるβ線はポリ容器を透過できず、当該β線による樹脂製の袋の劣化への影響はないと判断できる。

4. 評価結果

現地調査（ポリ容器の外観目視検査等）により、ポリ容器には底部付近の変色や胴体部分の脆化があったが、破損はなかったことを確認した。すなわち、Pu-241 を含む核燃料物質はポリ容器内に留まっており、Pu-241 のβ崩壊に伴い放出されるβ線による樹脂製の袋の劣化への影響はないと判断できる。

⑯「樹脂製の袋の熱劣化」

1. 確認・調査事項

1.1　樹脂製の袋の熱による劣化度合い

1.2　樹脂製の袋の熱解析結果と過去の基準値との比較

2. 確認調査方法・内容

2.1　樹脂製の袋の熱による劣化度合い

(1) 聞き取り調査

聞き取り調査の報告書から熱劣化に関する情報収集を行った。

(2) 評価・文献

樹脂製の袋の原材料であるPVCの熱劣化に関する文献調査を行った。

2.2　樹脂製の袋の熱解析結果と過去の基準値との比較

(1) 評価・文献

温度上昇の要因として考えられる基本事象（⑤～⑩）の評価結果を参考に評価した。

3. 確認・調査結果

3.1　PVCの熱による劣化度合い

(1) 聞き取り調査

事象発生時の貯蔵容器について、当該容器に触れたところ、温度上昇はなかったとの証言があった。

(2) 評価・文献

PVCの劣化に与える熱の影響は過去の評価試験[1]により以下のとおり報告されている。

・劣化の原因はPVCに添加されている可塑剤の飛散及びPVCの分解であると考えられる。

・可塑剤の飛散によりPVCの重量減少が17％になる、あるいはPVCの分解により吸光度が0.25になると伸びが半減する。

・伸びが半減するまでの時間を寿命と定義すると、空気中でのPVCの寿命は表⑯-1のとおりである。

表⑯-1　空気中でのPVCの寿命

温度［℃］	寿命［h］
120	30
105	120
100	200
90	310
80	1,200

また、表⑯-1 に示す温度と PVC の寿命の関係から、室温付近の温度（30 ℃、25 ℃、20 ℃）における寿命の評価が外挿によって可能と仮定すると、30 ℃で約 320,000 h(約 37 年)、25 ℃で約 640,000 h（約 73 年)、20 ℃で約 1,280,000 h（約 146 年）と見積もられる。

3.2　樹脂製の袋の熱解析結果と過去の基準値との比較

(1) 評価・文献

温度上昇の要因として考えられる基本事象（⑤～⑩）の評価結果を考慮したが、いずれも貯蔵期間中に有意な劣化をもたらすほどの温度上昇はないと考えられる。

4. 評価結果

文献調査結果を基に室温付近での劣化の影響を評価し、PVC の寿命と定義した伸びが半減するまでの時間は貯蔵期間に比べて長いと判断した。また、温度上昇の要因として考えられる事象では有意な温度上昇はなく、熱劣化は放射線劣化の影響よりも小さい。さらに作業者の聞き取り結果から貯蔵容器表面の温度上昇もなかったことから、本項目の寄与度合いは小さいと考えられる。

5. 参考文献

［1］ビニルバッグ検討委員会,“ビニルバッグ検討委員会報告書”, PNC-ZN5410-88-003, 1988

⑰「樹脂製の袋の経年劣化」

1. 確認・調査事項

1.1 樹脂製の袋の経年による劣化度合い

2. 確認調査方法・内容

2.1 樹脂製の袋の経年による劣化度合い

(1) 聞き取り調査

聞き取り調査の報告書から経年劣化に関する情報収集を行った。

(2) 評価・文献

経年劣化に関する文献調査及び製造メーカへの聞き取り調査を行った。

3. 確認・調査結果

3.1 樹脂製の袋の経年による劣化度合い

(1) 聞き取り調査

経年劣化の度合いに関する証言は得られなかった。

(2) 評価・文献

樹脂製の袋の経年劣化による影響については東海再処理センターにおいて実施された未使用の樹脂製の袋及び照度の小さな倉庫にそれぞれ 8 年、30 年保管された樹脂製の袋を用いた引張試験及び外観観察の結果[1]より以下のとおり報告されている。

- 樹脂製の袋の破断時伸びは保管期間の増加に伴い増加する傾向が見られる（8 年保管で 11.4 %増加、30 年保管で 15.7 %増加)。
- 樹脂製の袋の破断時強度は保管期間が増加しても大きな低下は見られない。
- 30 年保管した樹脂製の袋は若干黄色に変色しており、表面に孔食状の丸い凹みが見られる。

また、製造メーカへの聞き取り調査の結果、経年劣化は主に紫外線の影響によることが分かった。

4. 評価結果

文献調査の結果、30 年間の保管による樹脂製の袋の破断時強度及び伸びはほとんど低下しないことが分かった。また、製造メーカ聞き取り調査から経年劣化は主に紫外線の影響によるものであるが、貯蔵期間中は貯蔵容器により遮光されていたことから本項目に起因する影響については考えなくて良いと判断した。

5. 参考文献

[1] 独立行政法人日本原子力研究開発機構,“「JNFL 再処理工場」に関わる委託業務報告書(グローブ及びビニルバックの放射線劣化評価試験)”, 契約番号 24J105, 2013.

⑱「当時の樹脂製の袋の品質」

1. 確認・調査事項

1.1 数十年前の樹脂製の袋の品質調査（強度等）

2. 確認調査方法・内容

2.1 数十年前の樹脂製の袋の品質調査（強度等）

(1) 評価・文献

製造メーカへの聞き取り調査を行った。

3. 確認・調査結果

3.1 数十年前の樹脂製の袋の品質調査（強度等）

(1) 評価・文献

製造メーカ聞き取りの結果、樹脂製の袋の原材料は平成 2 年頃から変更されていないことを確認した。

4. 評価結果

製造メーカへの聞き取り調査により、購入当時より原材料等の変更がないことを確認した。品質に変更がないことから本項目に起因する影響については考えなくて良いと判断した。

⑲「ポリ容器放射線劣化」

1. 確認・調査事項

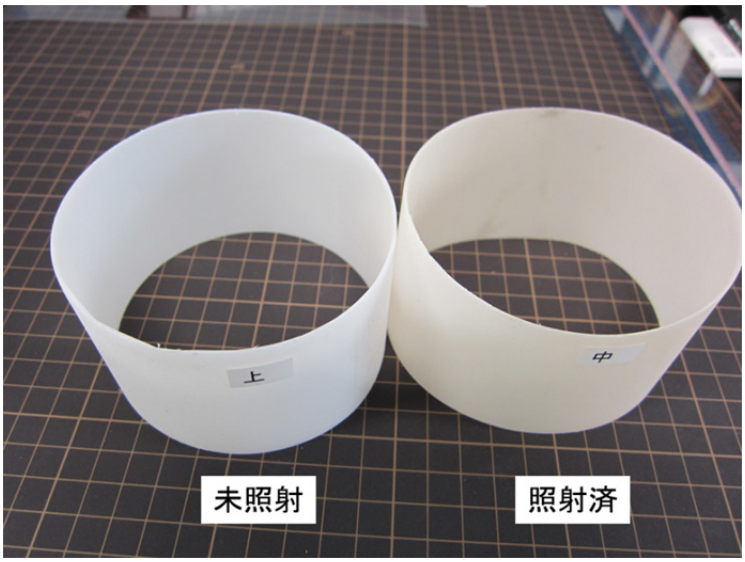
ポリ容器の γ 線照射試験による劣化度合い評価

2. 確認調査方法・内容

ポリ容器の胴部を高さ約 4 cm の輪切りに切断した後、量研　高崎研の食品照射棟第 2 セルにて、6 kGy/h で約 60 時間照射し、26 年間の積算照射線量に相当する照射量 360 kGy の照射を行い、照射終了後、外観観察を行い、劣化度合いを確認する。

3. 確認・調査結果

照射終了後の輪切りに切断したポリ容器を非照射のものと比較して外観観察を行った。図⑲-1 に非照射と照射後の試料の外観観察結果を示す。照射した試料は若干の黄色化がみられたが、柔軟性もほとんど変化はなく、もろくなるなどの劣化は認められなかった。



図⑲-1　非照射と照射後のポリ容器の外観観察結果

4. 評価結果

360 kGy のγ線照射により、ポリ容器は非照射に比べて若干の変色はあったものの、柔軟性はほとんど変化なく、もろくなるような劣化は認められなかった。また、現地調査の結果、ポリ容器に実際に触れた感触からはポリ容器の脆化の傾向が認められたが、破損はしていなかったことから、本項目に起因する影響については考えなくて良いと判断した。

⑳「ポリ容器内突起物混入による損傷」

1. 確認・調査事項

ポリ容器内への突起物混入有無

2. 確認調査方法・内容

2.1 ポリ容器内への突起物混入有無

(1) 聞き取り調査

貯蔵容器への収納時におけるポリ容器内への突起物の混入有無について、収納当時の作業者への聞き取り調査等を行う。

(2) 現地調査

貯蔵容器内部の観察において、ポリ容器や樹脂製の袋及びその内部を観察し、突起物の混入有無を確認する。(1)、(2)から突起物がポリ容器外に出て樹脂製の袋を破損した可能性を総合的に評価する。

3. 確認・調査結果

(1) 聞き取り調査

収納当時の作業者等への聞き取り調査の結果、突起物収納に係る有用な情報はなかった。

(2) 現地調査

事象発生時の当該ポリ容器や樹脂製の袋及びその内部を観察した結果、ポリ容器に破損はなく、また、樹脂製の袋の破損に起因するような突起物等の混入もないことを確認した。

4. 評価結果

聞き取り調査からは突起物収納に係る有用な情報はなかった。現地調査の結果、ポリ容器に破損はなく、また、樹脂製の袋の破損に起因するような突起物等の混入がないことを確認した。これより、ポリ容器内の突起物混入に起因する影響については考えなくて良いと判断した。

㉑「貯蔵容器開封時の傷等」

1. 確認・調査事項

1.1　現地調査による開封時の傷付与の有無

2. 確認調査方法・内容

2.1　現地調査による貯蔵容器開封時の傷付与の有無

(1) 聞き取り調査

聞き取り調査の報告書から開封時の傷付与等の有無について情報収集をする。

(2) 現地調査

貯蔵容器内部の観察において、当該樹脂製の袋開封時の傷付与や貯蔵容器内側の傷の有無等について確認する。

3. 確認・調査結果

3.1　現地調査による開封時の傷付与の有無

(1) 聞き取り調査

傷付与に関する証言は得られなかった。

(2) 現地調査

事象発生時の当該樹脂製の袋の観察を行った結果、開封時に付与したと考えられる傷や貯蔵容器内側の傷等は認められなかった。

4. 評価結果

聞き取り調査から傷付与に関する証言は得られなかった。当該樹脂製の袋や貯蔵容器内側の観察を行った結果、開封時に付与したと考えられる傷がなかったこと、貯蔵容器内側には傷がなかったこと及びボルトを外した瞬間に樹脂製の袋が破裂したという状況から、貯蔵容器開封時の傷等に起因する影響については考えなくて良いと判断した。

γ線照射による樹脂製の袋の吸収線量評価

1. 確認・調査事項

貯蔵期間（平成 8 年 10 月～平成 29 年 6 月）中における貯蔵容器内に存在する核燃料物質（Pu 及びその崩壊により生成する U と Am を含む。）の崩壊で放出されるγ線による樹脂製の袋の劣化を検討するために、樹脂製の袋の吸収線量を評価する。

2. 確認調査方法・内容

公表されているポリ容器、樹脂製の袋（2 層）、貯蔵容器の形状、寸法及び材質に基づき、図 7.1.2-1 に示す計算体系を設定した。2 層の樹脂製の袋は、内側はポリ容器の外面に、外側は貯蔵容器の内面に密着しているとした。

平成 3 年 10 月の時点で表 7.1.2-1 の組成の核燃料物質(Pu 及びその崩壊により生成する U と Am を含む。)の混合物が、ポリ容器下部に充填されていたとし、その崩壊で放出されるγ線の挙動を粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[1]を用いてシミュレーションし樹脂製の袋の吸収線量を計算した。γ線のエネルギー分布は、表 7.1.2-1 の組成に基づき DECDC2[2]のデータを用いて求め、崩壊による核燃料物質（Pu 及びその崩壊により生成する U と Am 含む。）組成の時間変化に伴うγ線のエネルギー分布の変化も考慮した。

3. 確認・調査結果

図 7.1.2-2 に、平成 3 年 10 月を起点とし、内側と外側の樹脂製の袋における吸収線量率の経過年数に対する変化を示す。線源となる核燃料物質（Pu 及びその崩壊により生成する U と Am を含む。）の混合物により近い内側の樹脂製の袋が外側に比べて、より高い吸収線量率になる。平成 8 年 7 月に貯蔵容器の点検・更新作業が実施され樹脂製の袋が交換された記録を確認したことから、内側と外側、それぞれの吸収線量率の経過年数変化を 5 年目以降でフィッティングし、その積分から 21 年間の積算の吸収線量を算出し、内側樹脂製の袋：227 kGy、外側樹脂製の袋：108 kGy との結果を得た。

4. 評価結果

貯蔵容器の内容物の形状や材質、核燃料物質（Pu 及びその崩壊により生成する U と Am を含む。）混合物の組成の経過年数変化を考慮し、γ線による樹脂製の袋の吸収線量を計算シミュレーションにより評価した。得られた吸収線量を再現するγ線の照射実験により、貯蔵期間中の樹脂製の袋の照射劣化を評価することができると考えられる。

5. 参考文献

[1] Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

[2] Nuclear decay data for dosimetry calculation: Revised data of ICRP Publication 38, JAERI 1347 (2005)

表 7.1.2-1　収納されている可能性のある核燃料物質（Pu 及びその崩壊により生成する U と Am を含む。）の放射能（平成 3 年 10 月時点）

核種	放射能(GBq)	核種	放射能(GBq)
U-234	[redacted]	Pu-238	[redacted]
U-235	[redacted]	Pu-239	[redacted]
U-236	[redacted]	Pu-240	[redacted]
U-238	[redacted]	Pu-241	[redacted]
Am-241	[redacted]	Pu-242	[redacted]

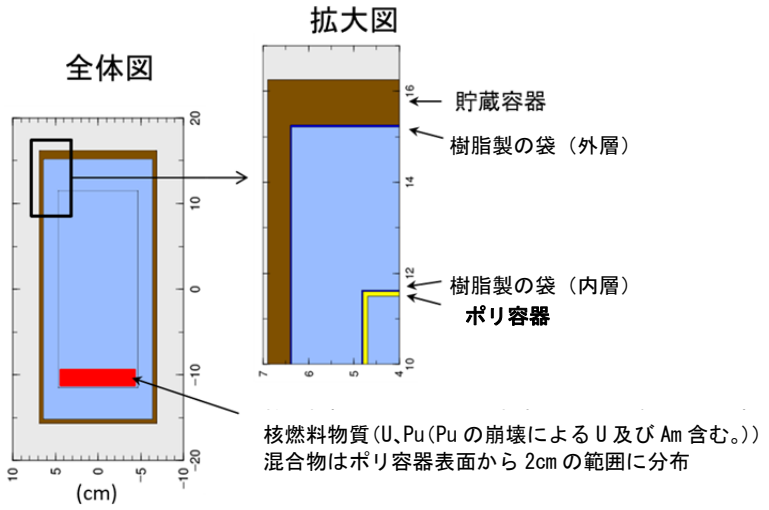


図 7.1.2-1　計算に用いたポリ容器、樹脂製の袋、貯蔵容器の寸法と核燃料物質（Pu 及びその崩壊により生成する U と Am を含む。）混合物の配置

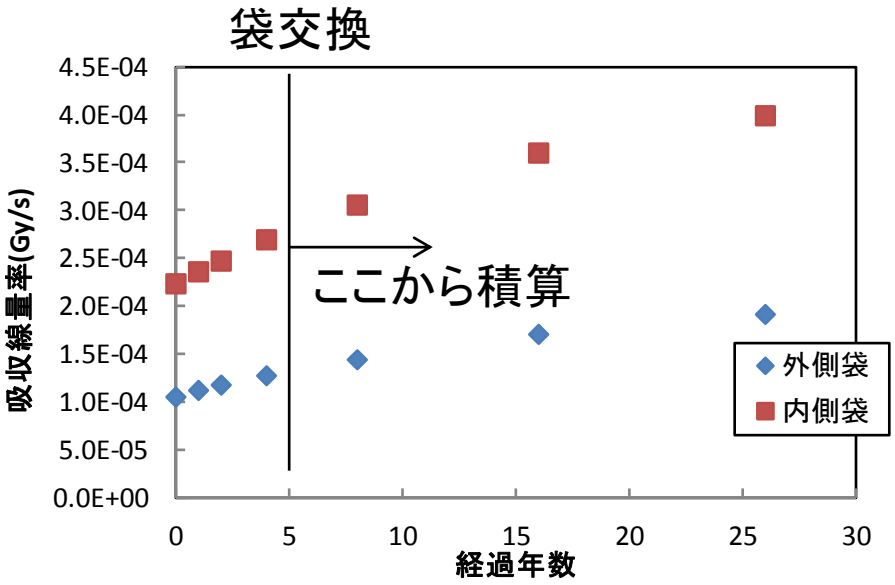


図 7.1.2-2　経過年数に対する吸収線量率の変化

核物質防護上の観点から■の箇所は非開示としています。

樹脂製の袋の強度評価

1. 確認・調査事項

1.1 γ線照射後の樹脂製の袋（二重梱包）を用いた破裂挙動評価

事故後の調査において得られた当該樹脂製の袋に関する寸法等の情報を基に試験体系を設定して樹脂製の袋の破裂試験を実施した。また、量研 高崎研にて試験に用いた一重目及び二重目の樹脂製の袋に対してそれぞれ当該樹脂製の袋が貯蔵容器内で 21 年間照射された分に相当するγ線照射を行うことによって、より事象発生時の状態に近い体系での試験を実施した。加えて、未照射の樹脂製の袋を用いた破裂試験についても実施し（後述の「参考資料：樹脂製の袋の強度評価」）、基本的な挙動を中心とした評価も実施した。

2. 確認調査方法・内容

2.1 γ線照射後の樹脂製の袋（二重梱包）を用いた破裂挙動評価

(1)［検証試験］

1）試料準備

準備した試験用の金属製容器の寸法（φ 133 ㎜×h 250 ㎜）が実際の貯蔵容器の寸法（入口径 φ 120 ㎜×h 302 ㎜）と若干異なることから、試験に用いた樹脂製の袋の縮尺（溶着部の内寸）はこれらの寸法の比と破裂を生じた樹脂製の袋の寸法を比較して以下のとおりとした（図 7.1.3-1)。ここで破裂を生じた樹脂製の袋の寸法は本試験開始時期の関係から初期の調査において推定された寸法（溶着部の内寸、一重目：縦 450 ㎜ × 横 160 ㎜、二重目：縦 370 ㎜ ×横 205 ㎜）を参照したため、のちに確認した値とは若干異なる。また、試験時に二重梱包の袋をステンレス缶に装荷する際は袋を図 7.1.3-2 のようにした。

・一重目の縦：450 ㎜×（250 ㎜ / 302 ㎜）≒370 ㎜
・一重目の横：160 ㎜×（133 ㎜ / 120 ㎜）≒175 ㎜
・二重目の縦：370 ㎜×（250 ㎜ / 302 ㎜）≒310 ㎜
・二重目の横：205 ㎜×（133 ㎜ / 122 ㎜）≒230 ㎜

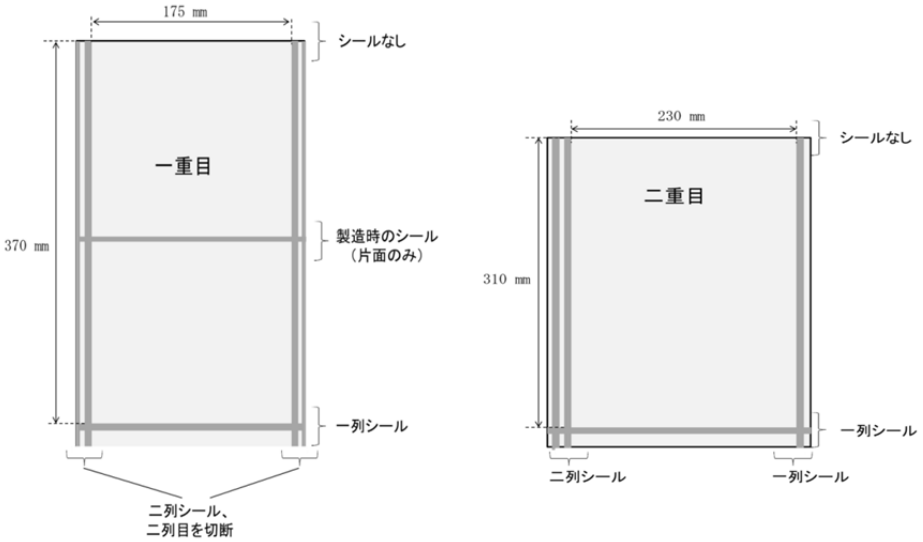


図 7.1.3-1 試験用樹脂製の袋の概略図（左図：一重目，右図：二重目）

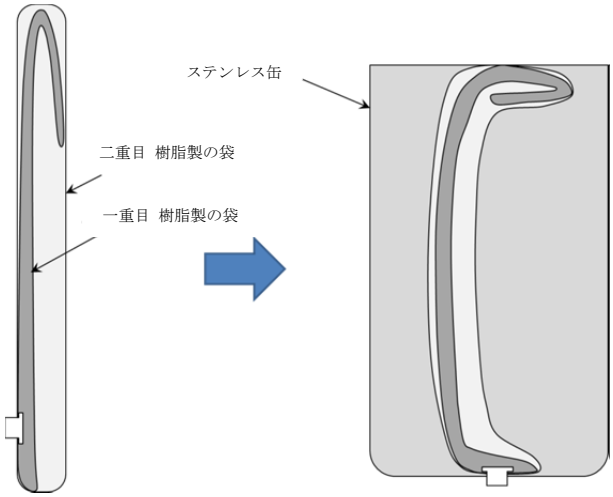


図 7.1.3-2　二重梱包の概略図

本試験で使用した照射済の樹脂製の袋は、上記の寸法で作製した袋を量研 高崎研の食品照射棟第 2 セルにて照射した。一重目及び二重目の袋についてそれぞれ 6 kGy/h で 40 時間及び 20 時間の照射とし、一重目は 240 kGy、二重目は 120 kGy とした（それぞれの 21 年間分の照射量に相当）。

2）破裂試験

① 試験①：二重梱包、蓋なし試験

試験①では二重梱包とした照射済樹脂製の袋をステンレス缶に収納し、蓋がない体系での破裂試験を実施した（図 7.1.3-3）。

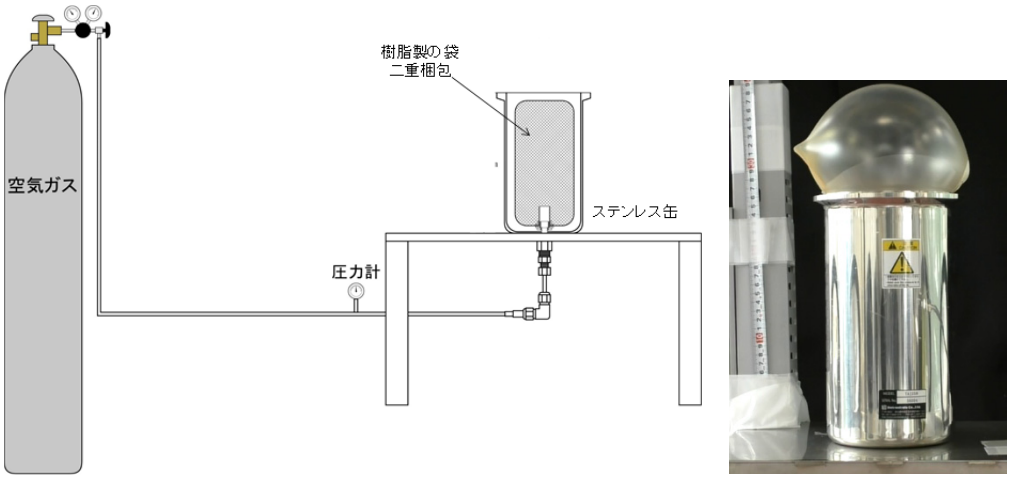


図 7.1.3-3　試験①の概略図と試験時の写真

② 試験②：二重梱包、蓋あり試験（チェーンで蓋を拘束）

試験②では二重梱包とした照射済樹脂製の袋をステンレス缶に収納し、蓋をチェーンで拘束し、樹脂製の袋が膨らむことより蓋が僅かに開く体系での破裂試験を実施した（図 7.1.3-4）。

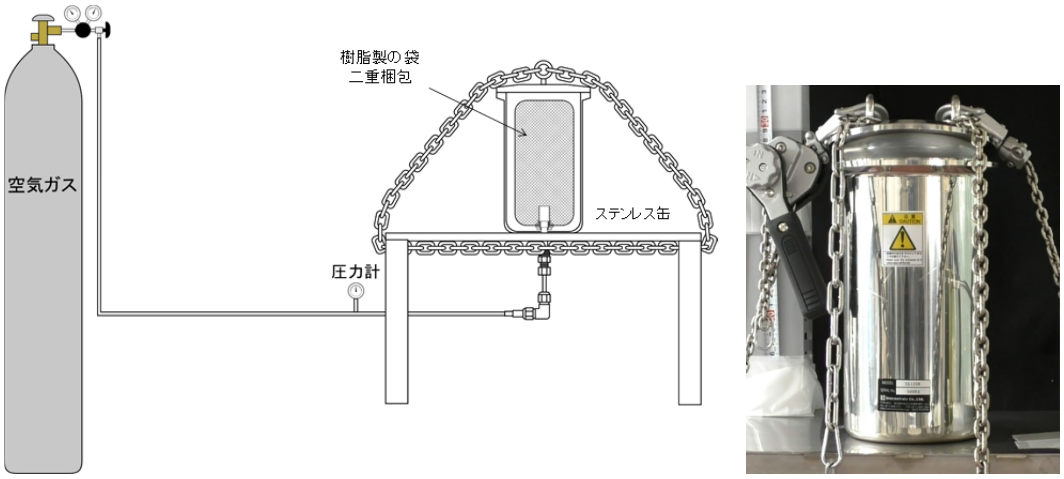


図 7.1.3-4　試験②の概略図と試験時の写真

③ 試験③：二重梱包、蓋あり試験（クランプリングで蓋を拘束）

試験③では二重梱包とした照射済樹脂製の袋をステンレス缶に収納し、蓋をクランプリングで拘束した。樹脂製の袋の膨らみでは蓋は開かず、クランプリング固定用の蝶ねじに取り付けたワイヤーを引っ張ることで、クランプリングが外れ、樹脂製の袋が急激に膨らむことにより蓋が外れる体系での破裂試験とした（図 7.1.3-5）。

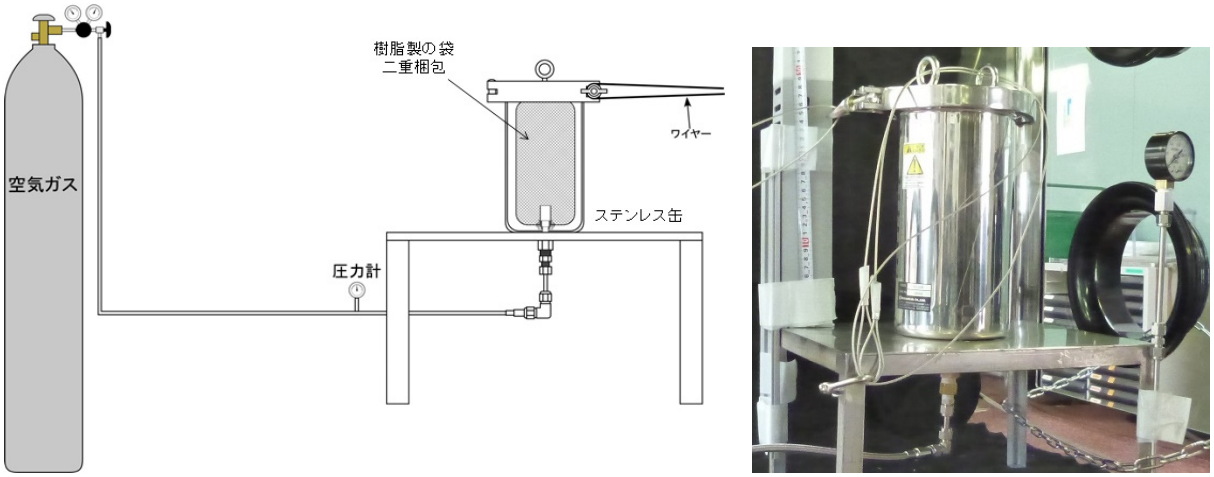


図 7.1.3-5　試験③の概略図と試験時の写真

3. 確認・調査結果

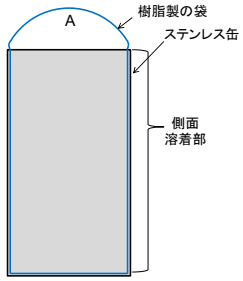
3.1 γ線照射後の樹脂製の袋（二重梱包）を用いた破裂挙動評価

(1)［検証試験］

1）試験①：二重梱包、蓋なし試験

試験結果を表 7.1.3-1 に示す。

表 7.1.3-1 試験①の結果【二重梱包、蓋なし試験】

試験 No.	試験結果										破損位置
	破裂までの時間（秒）		破裂時配管内絶対圧（気圧）※2		破裂箇所		破裂箇所の形状		破裂箇所の大きさ（mm）		
1	510	290	1.4	1.8	A	A	直線	直線	110	100	
2	300	260	1.5	1.8	A	A	直線	直線	90	120	

※1 破線の左は一重目、右は二重目の結果

※2 測定した圧力は大気圧との差（圧力計のゲージ圧）であり、ゲージ圧=(絶対圧-1［気圧］)/10［MPa］である。

本条件では蓋がない上部から樹脂製の袋が大きくはみ出して膨らみ、二重目が破裂、その後、一重目が破裂した（図 7.1.3-6）。 二重目、一重目ともに上部の中央部で破裂し、破裂箇所の形状は直線状であった。また、一重目と二重目の破裂により大きな破裂音が 2 回聞こえた。試験 No.2 の破裂後の写真を図 7.1.3-7 に示す。蓋の拘束が無い条件では二重目、一重目がそれぞれ大気圧+0.08 MPa（1.8 気圧）、大気圧+0.04～0.05 MPa（1.4～1.5 気圧）で破裂する結果を得た。

二重目が破裂する際は一重目も耐圧に寄与していることから、二重目の破裂する際の圧力が一重目のそれよりも高いと考えられる。これより、蓋の拘束が無い条件では樹脂製の袋の破裂には約 1.5 気圧以上の圧力が必要であると推測される。



図 7.1.3-6 試験①-No.2 の破裂直前の写真



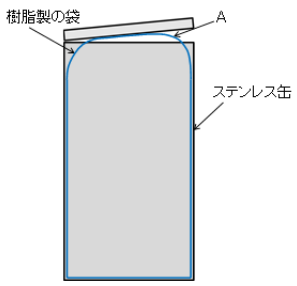
図 7.1.3-7　試験①-No.2 の試験後の写真（左図：二重目，右図：一重目）

2）試験②：二重梱包、蓋あり試験（チェーンで蓋を拘束）

試験結果を表 7.1.3-2 に示す。

表 7.1.3-2　試験②の結果【二重梱包、蓋あり試験（チェーンで蓋を拘束）】

試験No.	試験結果										破損位置
	破裂までの時間（秒）		破裂時配管内絶対圧（気圧）※2		破裂箇所		破裂箇所の形状		破裂箇所の大きさ(mm)		
1	981	980	3.6	3.8	A	A	直線	直線	40	100	
2	595	590	2.6	2.8	A	A	直線	直線	32	105	
3	780	780	4.2	4.2	A	A	直線	直線	70	80	



※1　破線の左は一重目、右は二重目の結果

※2　測定した圧力は大気圧との差（圧力計のゲージ圧）であり、ゲージ圧=（絶対圧-1［気圧］)/10［MPa］である。

本条件では、二重目が破裂し、その後一重目が破裂するか、同時に破裂する結果となった（図 7.1.3-8)。試験 No.1 の破裂後の写真を図 7.1.3-9 に示す。本試験では二重目、一重目ともにステンレス缶の蓋の隙間で膨らみが大きくなり、頂部の生地部分で破裂した。破裂箇所の形状は直線状になり、破裂時は一重目、二重目ともに大きな破裂音が聞こえた。二重目の破裂穴と一重目の破裂穴はほぼ重なっており、二重目の破裂穴から一重目が僅かに外に出ていた。本試験での破裂時の圧力は 2.6 気圧（ゲージ圧：0.16 MPa）から 4.2 気圧（ゲージ圧：0.32 MPa）と比較的に高い圧力が必要であること､破裂時の容器と蓋の隙間が小さいと破裂時のゲージ圧は大きくなる傾向があること、破裂時の圧力に大きな幅があることが分かった。

図 7.1.3-10 に試験②-No.2 の破裂時に観測された煙の写真を示す（写真の右上部)。本試験において破裂時にこのような“煙”が観察されており、試験時の樹脂製の袋の内圧が高い場合には比較的明確に観察され、内圧が低い場合は観察しにくい傾向にあった。また、この煙は約 1 秒以内で拡散し見えなくなった。これは樹脂製の袋内の空気中に含まれる水蒸気が破裂する際の断熱膨張により急激に冷却されて水滴になり、その後、周囲の温度により再度水蒸気に戻り消えるためと考えられる。

上記、本試験における“煙”の発生については、「添付 6.4.7　貯蔵容器の蓋開封時の状況に関する作業員への聞き取り調査概要」の「(4) 破裂後の状況や処置について」において「破裂した時

に『モヤモヤした煙のようなもの』が見えたことに関して、煙草の煙のような白っぽい感じがした。ごく短い間だけパッと飛んで、すぐに拡散して見えなくなった。粉末という感じではなかった。」との証言と一致する。



図 7.1.3-8　試験②-No.3 の破裂直前の写真

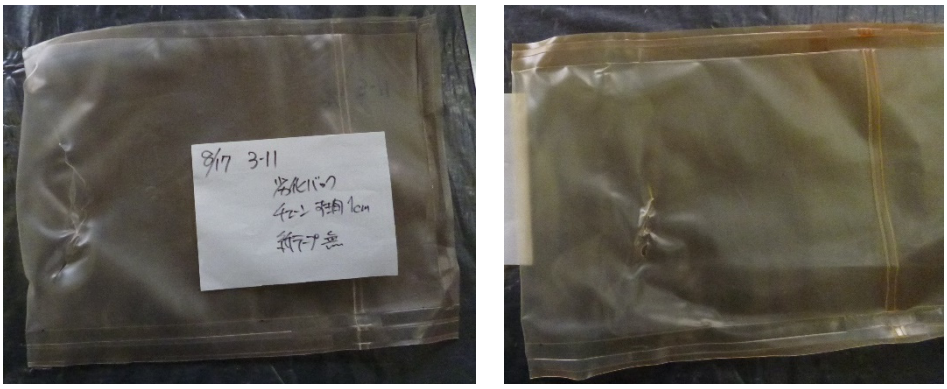


図 7.1.3-9　試験②-No.1 の試験後の写真（左図：二重目，右図：一重目）

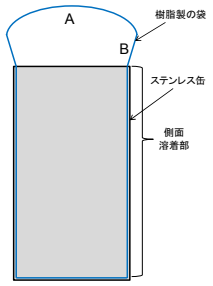


図 7.1.3-10　試験②-No.2 の破裂時に観測された煙の写真

3）試験③：二重梱包、蓋あり試験（クランプリングで蓋を拘束）

試験結果を表 7.1.3-3 に示す。

表 7.1.3-3　試験③の結果【二重梱包、蓋あり試験（クランプリングで蓋を拘束)】

試験No.	試験結果										破損位置
	破裂までの時間（秒）		破裂時配管内絶対圧（気圧)※2		破裂箇所		破裂箇所の形状		破裂箇所の大きさ（mm）		
1	1	0	2.5	2.5	B	A	直線	直線	20	110	
2	無	0	無	2.6	無	A	無	放射	無	90	
3	無	0	無	2.8	無	A	無	放射	無	80	
4	0	0	4.0	4.0	B	A	直線	放射	200	90	
5	0	0	4.0	4.0	B	A	直線	放射	180	80	

※1　破線の左は一重目、右は二重目の結果

※2　測定した圧力は大気圧との差（圧力計のゲージ圧）であり、ゲージ圧=（絶対圧-1［気圧])/10［MPa]である。

本試験ではクランプリング解除後、開放部で樹脂製の袋全体が大きくはみ出して膨らみ、二重目は上部中央付近で破損した。試験 No.4 及び No.5 では一重目が二重目とほぼ同時に破裂し、破裂音は 1 回であった。また、一重目の樹脂製の袋が縦方向の溶着部で大きく裂け、破裂事象発生時の状況と類似した袋の破損状態となったことを確認した。この際の圧力は 4 気圧（ゲージ圧：0.3 MPa）であった。破裂状況の例として試験 No.4 の試験後の樹脂製の袋の写真を図 7.1.3-11 に、事象発生時の当該樹脂製の袋の観察結果を図 7.1.3-12 に示す。試験 No.1 では 2.5 気圧（ゲージ圧：0.15 MPa）で一重目が溶着部から 2 cm 程度の幅で破損し、試験 No.2 及び No.3 では 2.6、2.8 気圧でも破裂しないという結果になった。

上記の結果から、事象発生時の破裂状況に近い模擬試験において、破裂時の圧力としては 2.5 気圧付近の圧力を超えると破裂事象発生時の状況と類似した事象が発生し始めると推測され、また、4 気圧付近では事象発生時の当該樹脂製の袋の破損状態を再現するような状態を確認できた。



図 7.1.3-11　試験③-No.4 の試験後の写真（左図：二重目，右図：一重目）

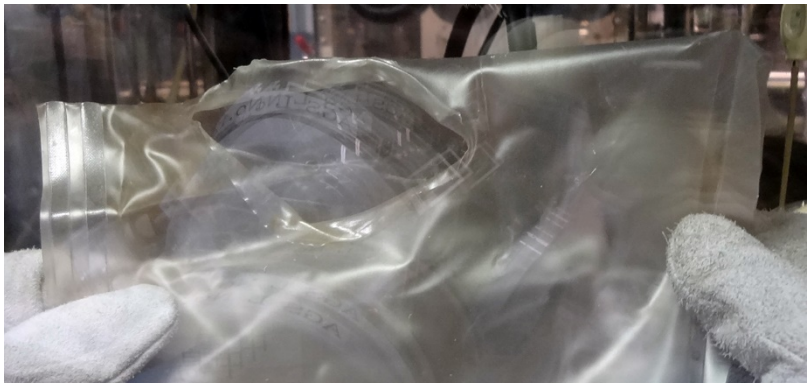
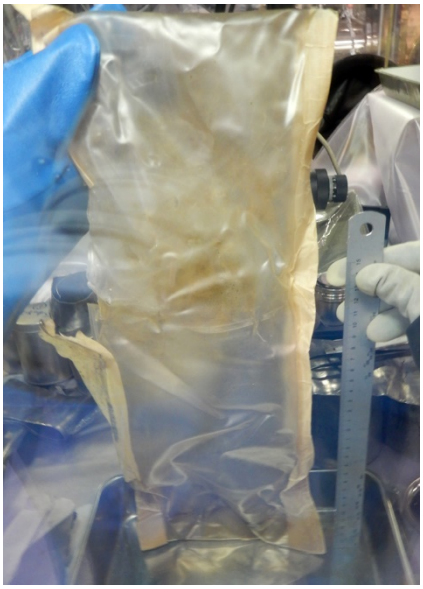



図 7.1.3-12　事象発生時の当該樹脂製の袋の観察結果（左図：二重目，右図：一重目）

4.　評価結果

4.1　γ線照射後の樹脂製の袋（二重）を用いた破裂挙動評価

本試験は、事象発生後の調査結果として、当該樹脂製の袋の寸法が得られたことから、これらの情報（一重目、二重目の当該樹脂製の袋の寸法等）を反映した試験を実施した。

本試験は量研 高崎研にて照射量が一重目は 240 kGy、二重目は 120 kGy（それぞれ、6 kGy/h×40、20 時間）の照射を行った樹脂製の袋を用いて実施した。機械的強度については「添付 7.1.1 ⑭樹脂製の袋のγ線による劣化」において評価されており、照射済樹脂製の袋の引張強さについては、240 kGy 照射された袋（一重目）が約 25 %の低下、120 kGy 照射された袋（二重目）が約 15 %の低下としている。また、破断伸びについては、240 kGy 照射された袋（一重目）が約 21 %の低下、120 kGy 照射された袋（二重目）が約 9 %の低下としている。これらは「添付 7.1.1 ⑭樹脂製の袋のγ線による劣化」に記載されている 360 kGy で照射された樹脂製の袋の引張強さや破断伸びも含めて比較するとそれぞれが照射量にほぼ比例して物性値が低下していることがわかる。

「試験①：二重梱包、蓋なし試験」では、蓋がない上部から樹脂製の袋が大きくはみ出して膨らみ、二重目が破裂、その後 10 秒程度の間をおいて一重目が破裂した。二重目、一重目ともに上部の中央部で破裂し、破裂箇所の形状は直線状であった。また、一重目と二重目の破裂により大きな破裂音が 2 回聞こえた。蓋の拘束が無い条件では二重目、一重目がそれぞれ大気圧+0.08 MPa（1.8 気圧)、大気圧+0.04～0.05 MPa（1.4～1.5 気圧）で破裂する結果を得た。二重目が破裂する際は一重目も耐圧に寄与していることから、二重目の破裂する際の圧力が一重目のそれよりも高いと考えられる。

「試験②：二重梱包、蓋あり試験（チェーンで蓋を拘束)」では、二重目が破裂し、その後一重目が破裂する、もしくは同時に破裂する結果となった。破裂時は二重目、一重目ともにステンレス缶の蓋の隙間で膨らみが大きくなり、頂部の生地部分で破裂した。破裂箇所の形状は直線状になり、一重目と二重目の破裂により大きな破裂音が 2 回聞こえた。破裂時の圧力は 2.6 気圧（ゲージ圧：0.16 MPa）から 4.2 気圧（ゲージ圧：0.32 MPa）と比較的に高い圧力が必要であること、破裂時の容器と蓋の隙間が小さいと破裂時のゲージ圧は大きくなる傾向があること、破裂時の圧力に大きな幅があることが分かった。また、今回の試験において破裂後約 1 秒内において“煙”が観察されており、試験時の樹脂製の袋の内圧が高い場合には比較的明確に観察され、内圧が低い場合は観察しにくい傾向にあった。これは樹脂製の袋内の空気中に含まれる水蒸気が破裂する際の断熱膨張により急激に冷却されて水滴になり、その後、

周囲の温度により再度水蒸気に戻り消えるためと考えられる。

「試験③：二重梱包、蓋あり試験（クランプリングで蓋を拘束)」では、クランプリング解除後、開放部で樹脂製の袋全体が大きくはみ出して膨らみ、二重目は上部中央付近で破裂した。ゲージ圧が比較的に高かった試験（絶対圧：4 気圧、ゲージ圧：0.3 MPa）では一重目が二重目とほぼ同時に破裂し、破裂音は一回であった。また、一重目の樹脂製の袋が縦方向の溶着部で大きく裂け、破裂事象発生時の状況と類似した袋の破損状態となったことを確認した。同様な試験結果は絶対圧:2.5 気圧（ゲージ圧：0.15 MPa）でも観察されたが、一重目が溶着部から 2 cm 程度の幅で破損しており、事象発生時に当該樹脂製の袋（一重目）が破損した際の破損部大きさに比べて小さい。また、これよりもゲージ圧が若干高い試験（絶対圧：2.6、2.8 気圧）では一重目の樹脂製の袋が膨らむだけで破裂しないという結果になった。これらより、2.5 気圧付近の圧力を超えると破裂事象発生時の状況と類似した事象が発生し始めると推測され、4 気圧付近では事象発生時に当該樹脂製の袋が破損した状態を再現するような状態を確認できた。

参考資料：樹脂製の袋の強度評価

1. 確認・調査事項
   1.1　樹脂製の袋の耐圧性能
   1.2　容器蓋開封時の樹脂製の袋の膨張状況

2. 確認調査方法・内容
   2.1　樹脂製の袋の耐圧性能
   (1)［評価・文献］
   製造メーカから標準品の強度データを入手した。

   (2)［検証試験］
   以下に示す要領で未照射の樹脂製の袋を用いて破裂試験を行い、耐圧評価を行った。
   一つ目の試験として、シーラで溶着、密封した樹脂製の袋に、空気ガスのガスボンベを接続し、ガス配管には圧力計を接続し、ガスを注入して樹脂製の袋を破裂させる試験を行った。二つ目の試験として、当該破裂事象の写真を参考にその状況を模擬して、同様の樹脂製の袋を、底部に約φ20 mm の穴をあけたステンレス缶（ステンレス缶内径が貯蔵容器入口径サイズに近いφ120 mm×h220 mm 又は同内径が貯蔵容器内径サイズに近いφ133 mm×h250 mm）に収納し、ステンレス缶底部の穴を通して樹脂製の袋にガスを送り込む方法で破裂試験を行った。本試験はステンレス缶の蓋がない状態での試験とした。試験体系図を図 7.1.3-参 1 に示す。

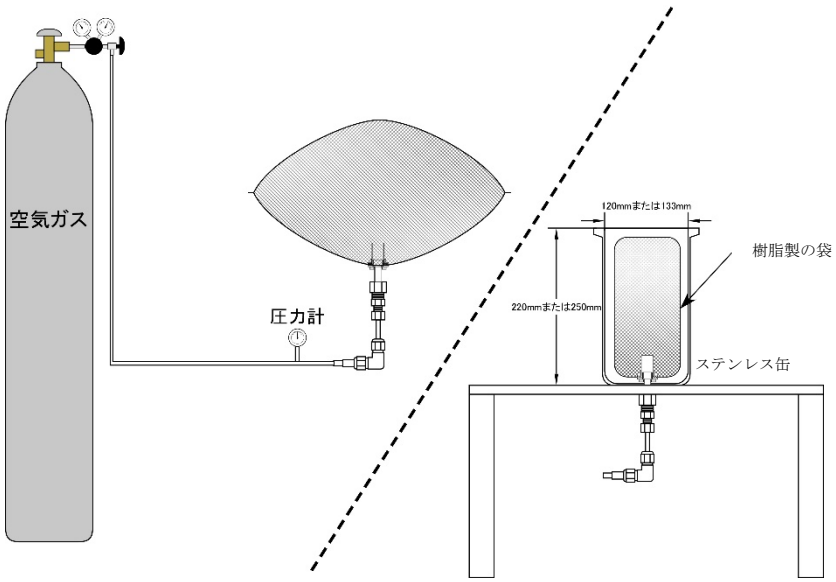


図 7.1.3-参 1　試験体系図

   2.2　容器蓋開封時における樹脂製の袋の膨張状況
   (1)［聞き取り調査］
   聞き取り調査の報告書から容器蓋開封時の状況について情報収集した。

   (2)［検証試験］
   本試験では、ステンレス缶に蓋を追加し、上部の拘束も考慮した体系において、以下に示す要領で樹脂製の袋の破裂試験を行い、蓋開封時の膨張状況について評価した。

シーラで溶着した樹脂製の袋を、底にφ20 mm の穴をあけたステンレス缶（φ133 mm×h250 mm）に収納した。ステンレス缶の底の穴を通して樹脂製の袋に空気ガスのガスボンベを接続し、ガス配管に圧力計を接続した。聞き取り調査で得られた情報を考慮し、樹脂製の袋の膨らみにより僅かに蓋が空くように、ステンレス缶に蓋を乗せてチェーンで軽く拘束した。ガスを注入して樹脂製の袋が破裂するときの膨張の様子を記録し、破裂箇所の観察を行った。試験体系図を図 7.1.3-参 2 に示す。

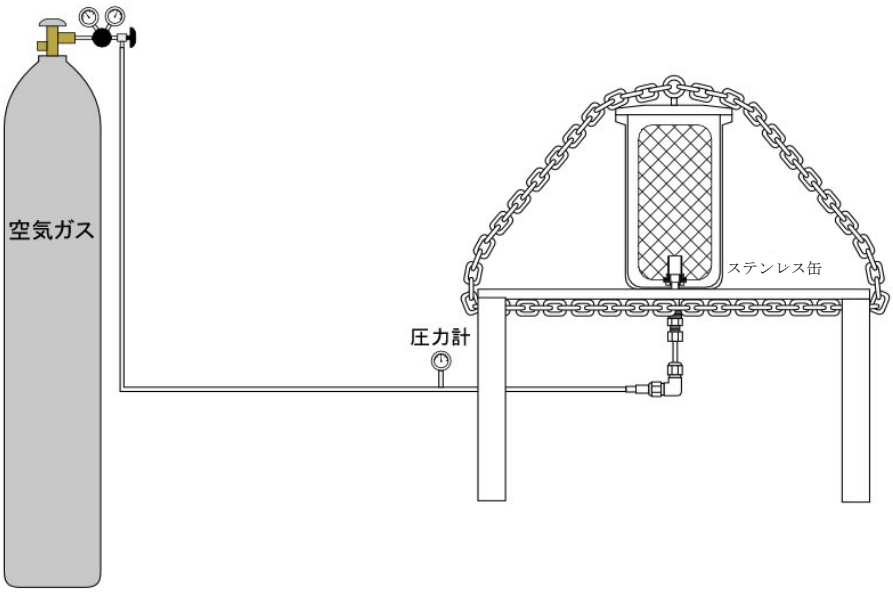


図 7.1.3-参 2　試験体系図

3.　確認・調査結果

3.1　樹脂製の袋の耐圧性能

(1)［評価・文献］

樹脂製の袋の構成素材である「PVC 梨地フィルム C32」の最近の物性仕様は製造メーカにより表 7.1.3-参 1 のとおり規定されている。

表 7.1.3-参 1　「PVC 梨地フィルム C32」の物性仕様[*1]

引張強度［MPa］	14.7 以上
伸び［%］	200 以上

[*1] JIS K 6732 準拠

また、樹脂製の袋の重ね溶着部及び底溶着部（図 7.1.3-参 3 参照）の強度物性値は製造メーカにより測定されており、表 7.1.3-参 2 に示すとおりである。

表 7.1.3-参 2　PVC の引張強度*2

	測定結果(平均) [MPa]
重ね溶着部	9.08
底溶着部	6.80

*2 試験片は JIS K 6251 に規定するダンベル状 2 号形

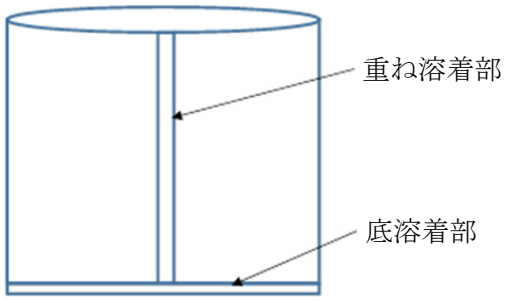


図 7.1.3-参 3 PVC バッグ（樹脂製の袋）概略図

(2) [検証試験]

樹脂製の袋にガス配管を直接接続した試験では、加える空気圧（1～6 kgf/cm^2）をパラメータにして、試験を実施した。また、ステンレス缶を用いた試験では、サイズの異なる 2 種類のステンレス缶を用い、缶上部からはみ出る樹脂製の袋の寸法（0～200 mm）及び内部に加える空気圧（1～6 kgf/cm^2）をパラメータにして、試験を実施した。試験条件と結果の一覧を以下の表 7.1.3-参 3 に示す。また、表中の破裂箇所の詳細について図 7.1.3-参 4 に示す。

表 7.1.3-参 3　破裂試験条件と結果

No	ステンレス缶寸法 φ×h[mm]	ステンレス缶からはみ出るバッグ長さ[mm]	送入ガス圧力[*3] [kgf/cm²]	破裂箇所 ※No.7～31 においては図 7.1.3-参 4 の A～E	破裂箇所の形状	破裂時配管内絶対圧(気圧)[*4]	破損部の大きさ [mm]	破損までの時間 [秒]
1	なし	-	1.5	溶着部	穴	1.4	5	28
2	なし	-	3	溶着部	穴	1.8	5	10
3	なし	-	6	溶着部	穴	2.4	10	6
4	なし	-	1	溶着部	穴	1.4	2	34
5	なし	-	1	溶着部	穴	1.3	4	21
6	なし	-	1	溶着部	穴	1.3	3	44
7	120×220	20	1	A（生地部）	放射状	1.6	50	19
8	120×220	40	1	C（生地部）	放射状	1.6	50	25
9	120×220	50	1	C（生地部）	放射状	1.4	90	65
10	120×220	100	1	C（生地部）	直線	1.3	130	600
11	120×220	200	1	E（溶着部）	穴	1.2	1	540
12	120×220	50	3	C（生地部）	放射状	1.8	50	4
13	120×220	100	3	C（生地部）	放射状	1.6	70	10
14	120×220	100	3	C（生地部）	放射状	1.7	70	10
15	120×220	100	3	C（生地部）	放射状	1.7	100	11
16	120×220	50	6	C（生地部）	放射状	2.6	40	3
17	120×220	100	6	C（生地部）	放射状	2.6	90	5
18	120×220	100	6	C（生地部）	直線	2.4	100	4
19	120×220	100	6	C（生地部）	放射状	2.3	80	5
20	133×250	0	1	A（生地部）	放射状	1.5	60	75
21	133×250	100	1	C（生地部）	直線	1.4	130	680
22	133×250	100	1	C（生地部）	放射状	1.3	130	540
23	133×250	100	1	C（生地部）	直線	1.3	140	510
24	133×250	100	3	C（生地部）	放射状	1.6	100	16
25	133×250	100	3	C（生地部）	放射状	1.7	60	10
26	133×250	100	3	C（生地部）	放射状	1.7	110	16
27	133×250	0	3	A（生地部）	放射状	2.0	40	4
28	133×250	0	6	A（生地部）	放射状	2.4	40	4
29	133×250	100	6	C（生地部）	放射状	2.4	70	6
30	133×250	100	6	C（生地部）	放射状	2.5	110	7
31	133×250	100	6	C（生地部）	放射状	2.4	90	7

[*3] ガスボンベのレギュレータの 2 次圧

[*4] 測定した圧力は大気圧との差（圧力計のゲージ圧）であり、ゲージ圧=(絶対圧-1 気圧)/10 [MPa]である。

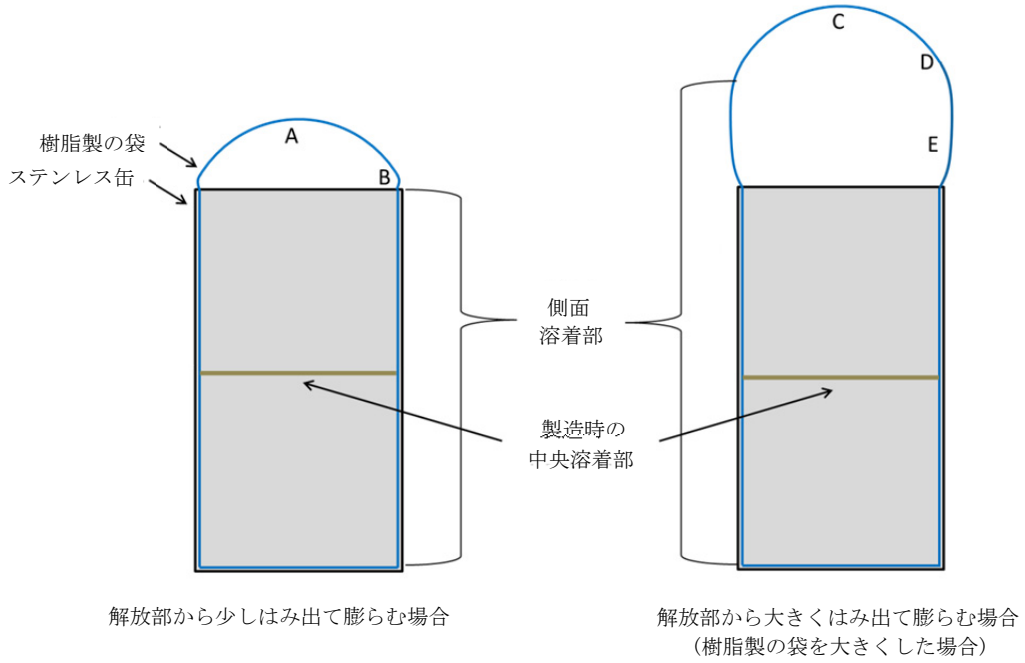


図 7.1.3-参 4　破裂箇所の概略図

樹脂製の袋にガス配管を直接接続した試験では、全ての試験において溶着部と生地部の境界付近に 2～10 mm 程度の穴が開き、ガスが抜けるという挙動であった。破裂直前の配管内の圧力は大気圧+0.032～0.14 MPa（1.32～2.4 気圧）であった。

ステンレス缶（蓋なし）内に装荷した樹脂製の袋にガスを送入すると、ステンレス缶内面で拘束された部分は膨らむことができないため、ステンレス缶上側の解放部で膨らんで破裂する結果となった。この際の破裂直前の配管内の圧力は大気圧+0.021～0.16 MPa（1.21～2.6 気圧）であった。

表 7.1.3-参 3 の破裂箇所の A 及び C は上部の中央付近（生地部）、B 及び D は上部の端（生地部）、E は側面の溶着部である。破裂状態の例として、No.9（放射状）、No.10（直線）、No.11（穴）の写真を図 7.1.3-参 5～図 7.1.3-参 7 に示す。

破裂箇所と破損形状について、ステンレス缶から大きくはみ出ない場合、側面すなわち溶着部がステンレス缶内面に拘束されるため、上部のみがドーム状に膨らんだ。その結果、ドーム状に膨らんだ中央付近（A）から放射状に破裂した。また、ステンレス缶から大きくはみ出る場合もバッグ上部（C）かつ生地部から破損するケースが多かったが、はみ出ている側面にも張力がかかることから、条件によっては破裂部の形状が穴空きや直線となるケースがあった。また、1 ケースのみではあるが溶着部と生地部の境界付近からの破損が観察された（No.18）。この場合は小さな穴が空いてガス漏れする緩やかな破損挙動であった。また、形状が穴空きや直線となるケースは破損までの時間が長い（100 秒以上）、すなわち比較的ゆっくりと膨張した試験において観測された挙動であった。

表 7.1.3-参 3 の破裂時配管内圧力について、送入ガス圧力を高くして樹脂製の袋が膨らむ速度を速くすると、破裂時の内圧は大きくなる傾向が示された。6 kgf/cm^2 で急激にガスを送入した場合、破裂時の内圧は大気圧+0.14～0.16 MPa（2.4～2.6 気圧）となった。一方、送入ガス圧力が低く比較的緩やかにガスを送入した試験（挿入ガス圧力：1 kgf/cm^2、破損までの時間：100 秒以上、No.10・No.11・No.21～23）では、破裂時の内圧は大気圧+0.021～0.035 MPa（1.21～1.35 気圧、平均 1.29 気圧）となった。



図 7.1.3-参 5　破裂状態の例　No. 9（放射状）



図 7.1.3-参 6　破裂状態の例　No. 10（直線）



図 7.1.3-参 7　破裂状態の例　No. 11（穴）

3.2　容器蓋開封時における樹脂製の袋の膨張状況

(1) [聞き取り調査]

6 本のボルトを緩めた際に蓋が押し上げられた。6 本中 4 本を外し、残り 2 本のボルトを交互に少しずつ緩め、完全にボルトを抜き去る前に蓋が浮き上がり、破裂した。O-リングが容器本体の上端よりは上がった時点で「パン」と鳴った。蓋が容器本体から大きく離れてから「パン」と鳴ったわけではない。破裂音が聞こえ、蓋をフード内に置いた時点で、容器からバッグの一部がはみ出ていた。個人の感覚によるが破裂音は「耳が痛くなるほど大きな音」であったと、作業員の 1 人から証言された。

(2) [検証試験]

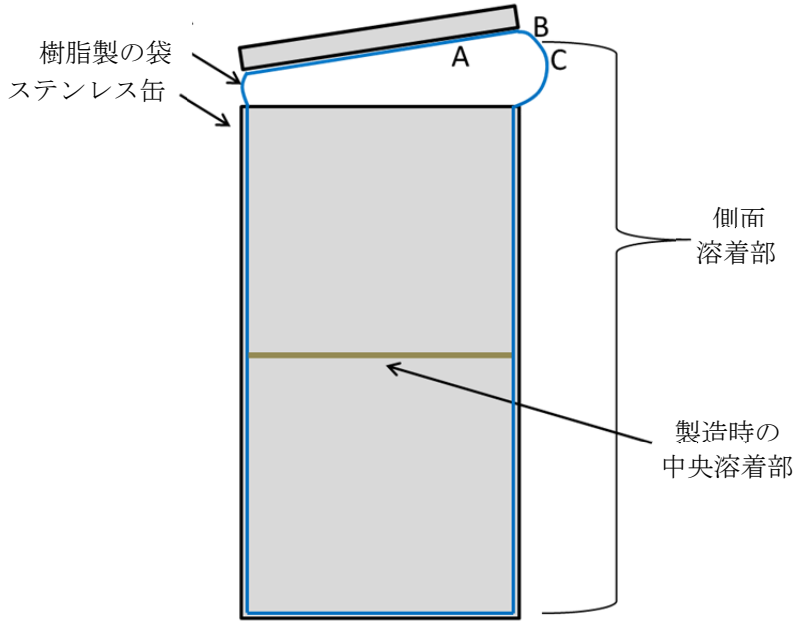
樹脂製の袋にガスを送入すると、ステンレス缶内面及び蓋で拘束された部分は膨らむことができないため、蓋が浮いてできた隙間から膨らみ、破裂する結果となった。この際の破裂直前の配管内の圧力は大気圧+0.1～0.3 MPa（2.0～4.0 気圧）であった。試験パラメータは送入ガス圧力（2～6 kgf/cm^2)、ステンレス缶と蓋の隙間（20～70 mm）である。試験条件と結果の一覧を以下の表 7.1.3-参 4 に示す。また、表中の破裂箇所の詳細について図 7.1.3-参 8 に示す。

表 7.1.3-参 4　破裂試験条件と結果

No.	ステンレス缶寸法 φ×h[mm]	ステンレス缶からはみ出るバッグ長さ [mm]	送入ガス圧力*5 [kgf/cm^2]	蓋の隙間 [mm]	破裂箇所 ※図 7.1.3-参 8 の A, B, C	破裂箇所の形状	破裂時配管内絶対圧(気圧)※6	破損部の大きさ [mm]	破損までの時間 [秒]
1	133×250	100	2	70	A（生地部）	放射状	2.0	50	190
2	133×250	100	2	40	A（生地部）	放射状	2.4	30	230
3	133×250	100	2	35	B（生地部）	放射状	2.4	30	190
4	133×250	100	3	40	C（溶着部）	穴	2.4	10, 2	6
5	133×250	100	3	50	A～B（生地部）	直線	2.7	80	6
6	133×250	100	6	20	B（生地部）	放射状	4.0	20	5
7	133×250	100	6	40	B（生地部）	放射状	4.2	20	3
8	133×250	100	6	40	B（生地部）	放射状	4.2	25	4
9	133×250	100	6	40	A（生地部）	直線	4.4	55	5
10	133×250	100	6	35	B（生地部）	直線	4.5	45	6
11	133×250	100	6	35	A～B（生地部）	直線	4.5	70	6
12	133×250	-45	2	25	A（生地部）	直線	2.0	50	175
13	133×250	-50	2	30	A（生地部）	直線	2.2	50	230
14	133×250	-60	2	25	A（生地部）	直線	2.3	50	195

*5 ガスボンベのレギュレータの 2 次圧、*6 配管に接続した圧力計の指示値

*6 測定した圧力は大気圧との差（圧力計のゲージ圧）であり、ゲージ圧=(絶対圧-1 気圧)/10 [MPa]である。



上方向を蓋に拘束されて膨らむ場合

図 7.1.3-参 8　破裂箇所の概略図

破裂箇所の A は生地部、B は溶着部に近い生地部、C は溶着部である。樹脂製の袋が膨張する様子と破損形状の例として、No.9（放射状）、No.10（穴）、No.11（直線）の写真を図 7.1.3-参 9～図 7.1.3-参 11 に示す。「3.1　樹脂製の袋の耐圧性能」に示した蓋なしの試験と比べると、穴や直線の破損形状になるケースが多くなっており、蓋の拘束が加わったためと考えられる。また、蓋なしの試験に比べて開口部が少ない分、樹脂製の袋のはみ出る部分が小さく、はみ出た部分が膨張して破裂に至り、破損部分も小さくなっている。また、蓋なしの試験に比べて破裂時の配管内圧力が比較的高くなった。

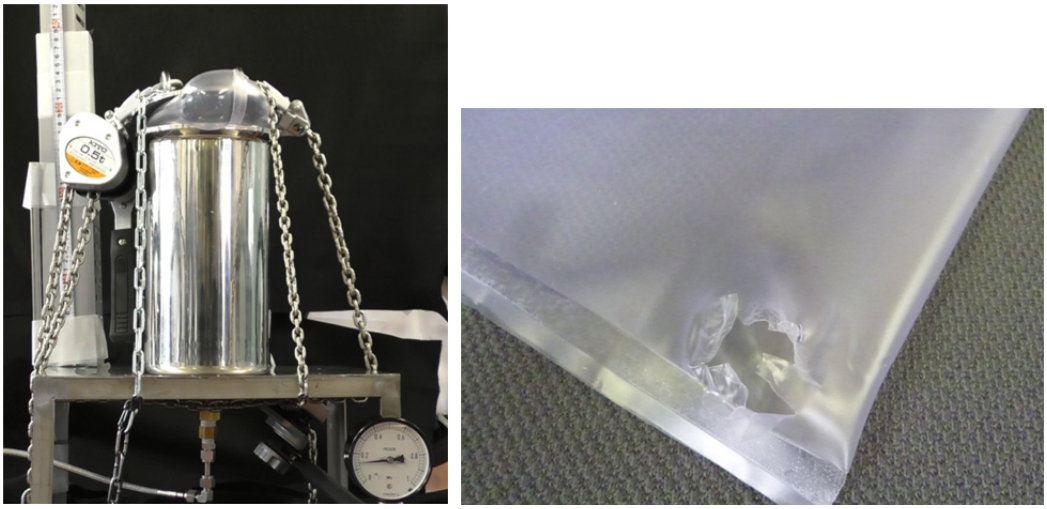


図 7.1.3-参 9　樹脂製の袋が膨張する様子と破損状態　No. 3（放射状）

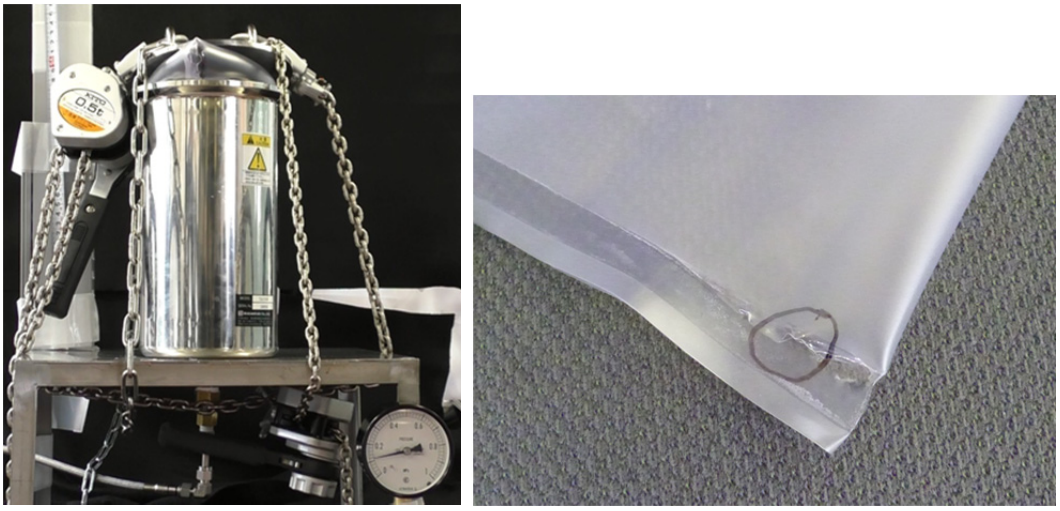


図 7.1.3-参 10　樹脂製の袋が膨張する様子と破損状態　No. 4（穴）

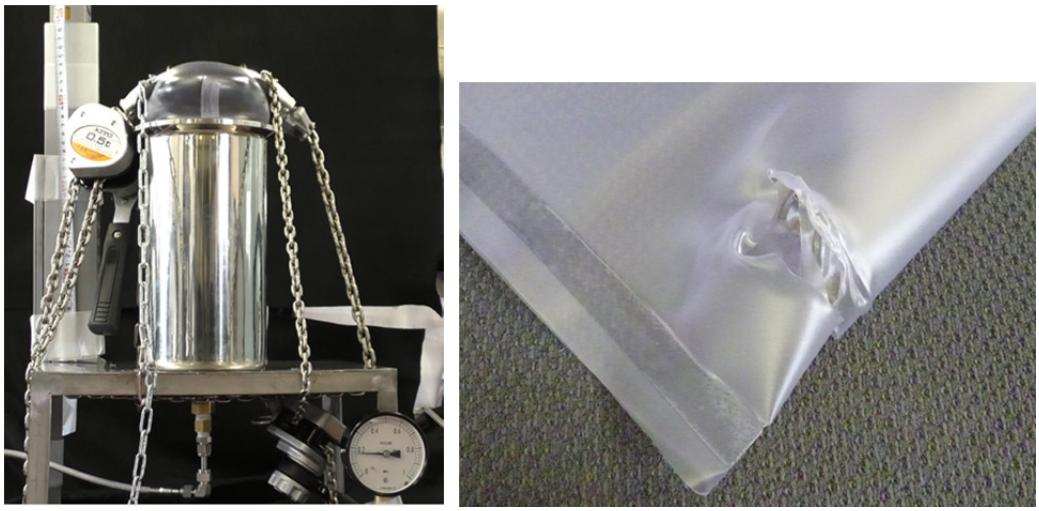


図 7.1.3-参 11　樹脂製の袋が膨張する様子と破損状態　No. 5（直線）

4.　評価結果

4.1　樹脂製の袋の耐圧性能

文献から得られる樹脂製の袋の引張強度は、加工が施されていない生地部に比べ、重ね溶着部及び底溶着部が弱い。また、引張試験では生地部が約 300 %の伸び（約 4 倍の長さ）を示すことが分かった。したがって、密閉した樹脂製の袋の内圧が上昇し、仮に理想的な球状に膨らんだとすると、樹脂製の袋の接線方向にかかる張力は全ての場所で同じと考えられ、引張強度が弱い溶着部が破損することになる。これは樹脂製の袋にガス配管を直接接続した試験において溶着部から破損した結果とよく合っている。

一方で、ステンレス缶に入った樹脂製の袋が膨らむ際の挙動は複雑であり、ステンレス缶内の壁面や蓋などの拘束部分が存在することから樹脂製の袋にかかる張力は場所によって様々なため、解析的な手法から破裂箇所や破裂時の内圧を評価することは困難である。

検証試験における破裂箇所と形状に関して、樹脂製の袋がステンレス缶から大きくはみ出すケース及びはみ出さないケースのいずれも破裂箇所は A 若しくは C で示す樹脂製の袋上部の中央付近（生地部）が多かった。これは、ステンレス缶の側面及び底面によって樹脂製の袋の膨張が制限されたため、ステンレス缶上部の開放部に膨張が進み、最も拘束部分から遠い樹脂製の袋上部の中央付近が膨張しやすかったことに起因すると考えられる。また、大きくはみ出すケースの場合は条件によって破損形状が穴空

きや直線となるケースがあり、これは破損までの時間が長い（100 秒以上)、すなわち比較的緩やかに膨張した試験において観測された挙動であった。事象発生時の樹脂製の袋の写真において破裂箇所に放射状の破損形状が見られないことから、事象発生時の樹脂製の袋は比較的緩やかに膨張して破裂し、穴空きや直線形状等の破損に至った可能性が考えられる。

検証試験における耐圧に関して、送入ガス圧力が高い場合は圧力と流量の関係から樹脂製の袋内と配管内圧力の間に圧力差が生じてしまう。圧力差の小さい、送入ガス圧力が低く比較的緩やかにガスを送入した試験における破裂時の内圧は大気圧+0.021～0.035 MPa（1.21～1.35 気圧）であった。これより標準の樹脂製の袋は 1.20 気圧以上の内圧で破裂する可能性がある。

以上から、樹脂製の袋は生地部より溶着部の方が弱く破損しやすいが、破損は張力のかかり方に大きく依存する。当時の破裂事象時の写真情報から樹脂製の袋は貯蔵容器内で拘束されていたと推測され、少なくとも放射状の破損は見られない。これと検証試験の結果から事象発生時の樹脂製の袋は比較的緩やかに膨張して破裂した可能性が考えられる。また、標準の樹脂製の袋は 1.20 気圧以上の内圧で破裂すると推測される。

また、今後、現地調査を行い、破裂箇所や破損形状を特定して破裂に至る経緯を評価することが重要である。

4.2　容器蓋開封時における樹脂製の袋の膨張状況

聞き取り調査では、蓋を僅かに上げた段階で内部の樹脂製の袋が破裂したことを示す証言が得られていることから、樹脂製の袋の膨張は僅かで、比較的緩やかに進行したと考えられる。

検証試験において、樹脂製の袋の膨らみにより緩やかに蓋が開封されて、隙間から見えている箇所が破裂した。これは事象が発生した貯蔵容器の蓋の開封状況に近い試験であったと考えられる。一方で、検証試験では、標準の樹脂製の袋を用いたため伸びが大きいこと、ステンレス缶と蓋の隙間が 20～70mm と作業者の聞き取り調査記録での蓋の開度よりは大きめであったと推測されること、ステンレス缶と蓋の開口幅をチェーンで強制的に制限したことは、当時の破裂事象を再現できなかった点である。

検証試験では樹脂製の袋のサイズは一定とし、送入ガス圧力のみを変更した。送入ガス圧力と蓋とステンレス缶の隙間に関しては、送入ガス圧力が低いと隙間が大きくなる傾向が示されたが、断定できるほどではない（2 kgf/cm^2：35～70 mm、6 kgf/cm^2：20～40 mm)。一方、送入ガス圧力を高くして樹脂製の袋が膨らむ速度を速くすると、破裂時の内圧は明らかに大きくなる傾向を確認した。2 kgf/cm^2 でゆっくりとガスを送入した場合、破裂時の内圧は 2.0～2.4 気圧となり、6 kgf/cm^2 で急激にガスを送入した場合、破裂時の内圧は 3.2～4.0 気圧となった。この送入ガス圧力と破裂時の内圧の関係は、蓋なし場合の破裂試験結果と同様であるが、蓋がある場合の方が全体的に破裂時の内圧が高い。これは、隙間からはみ出して膨らんだ箇所の体積を球と見なした場合の直径（球相当径）で比較すると、蓋がない場合の試験で膨張した箇所の球相当径よりも蓋がある場合の球相当径が小さかったためと考えられる。一般的に、張力（樹脂製の袋に対して接線方向の力）が一定の場合、球相当径が小さい（曲率半径が小さい）場合の方が内圧（樹脂製の袋に対して垂直の力）は高くなる。破裂試験において蓋で上面を拘束した場合、解放された隙間が小さいため、隙間から小さくはみ出して膨らんだ。このため、球相当径が小さくなり破裂に必要な張力に達するためには高い内圧が必要になったと考えられる。

当時の破裂事象が起こったステンレス缶及び樹脂製の袋においては、O-リングが容器本体の上端よりは上がった時点で「パン」と鳴ったとの証言が得られている。したがって、試験条件よりも更に隙間が小さく、このような小さい隙間から樹脂製の袋がはみ出して破裂したとは考えにくい。本試験の No.12～No.14 は樹脂製の袋を短くして、蓋の隙間を 20 ㎜～30 ㎜と小さくした試験である。このときの樹脂製の袋内圧は 2.0 気圧～2.3 気圧と見積もられた。劣化した樹脂製の袋については標準品よりも強度や伸びが低下するため、破裂事象当時における樹脂製の袋の場合は僅かに蓋を押し上げた後、放射線や加圧による脆化により大きく伸びずに破裂したと推測される。現地調査によってステンレス缶の容積と樹脂製の袋の寸法を比較し、これらの比率を合わせた上で破裂試験を行い、破裂過程を確認することが必要と考える。

今回の破裂事象に対して原因究明のために実施した樹脂製の袋の破裂試験における配管内圧力の最大値、最小値について表 7.1.3-参 5 にまとめた。送入ガス圧力が低い場合は樹脂製の袋内と配管内の間の圧力差が小さく、配管内圧力は袋内圧力とほぼ同等と考えられるが、送入ガス圧力が高い場合は圧力と流量の関係から樹脂製の袋内と配管内圧力の圧力差が大きく、配管内圧力は袋内の圧力よりも高い指示値を示していると考えられる。

表 7.1.3-参 5 中での最小値（1.21 気圧）は未照射樹脂製袋を用いた蓋なしステンレス缶で実施したものであり、溶着部に小さな穴が開いてガスが抜ける挙動を示した。一方で作業員の聞き取り調査記録では、作業員が破裂音を聞き、風圧を感じていることから袋が破裂していると考えられ、状況から小さな穴が開いたとは考えにくいことに注意する必要がある。また、最大値（4.0 気圧）は未照射樹脂製袋を用いた蓋ありステンレス缶で実施したものであり、生地部が膨れて放射状に破裂する挙動を示した。この試験の送入ガス圧は高く、袋の内圧よりも高い圧力を指示していると考えられる。

表 7.1.3-参 5　各破裂試験条件と配管内圧の最大・最小値

ステンレス缶有無	蓋有無	送入ガス圧力 [kgf/cm²]	破裂箇所	破裂箇所の形状	配管内ｹﾞｰｼﾞ圧 [MPa]	配管内圧力 [atm]	
なし	-	1	溶着部	穴	0.03	1.3	内圧最小値
なし	-	6	溶着部	穴	0.14	2.4	内圧最大値
あり	なし	1	溶着部	穴	0.02	1.2	内圧最小値
あり	なし	6	生地部	放射	0.16	2.6	内圧最大値
あり	あり	2	生地部	直線	0.10	2.0	内圧最小値
あり	あり	6	生地部	放射	0.30	4.0	内圧最大値

樹脂製の袋の内圧計算

1. 確認・調査事項

樹脂製の袋の内圧上昇による破裂の推定シナリオに沿って、樹脂製の袋の内圧上昇の経時変化を計算した。

2. 確認調査方法・内容

2.1 内圧計算手順

本文 7.1 に記載の推定シナリオに沿って、樹脂製の袋及び貯蔵容器の O-リングを通した発生ガスの漏えいを考慮して、樹脂製の袋の内圧経時変化を計算した。計算モデル及び手順をそれぞれ図 7.1.4-1 及び図 7.1.4-2 に示す。エポキシ樹脂等からのガス発生（①)、発生ガスによる樹脂製の袋の内圧上昇と樹脂製の袋を通した貯蔵容器内部への漏えい（②)、貯蔵容器内部の内圧上昇と貯蔵容器 O-リングを通した貯蔵容器外へのガスの漏えい（③)、その結果生じる樹脂製の袋の内圧変化と容積（発生気体滞留可能体積）変化、及び樹脂製の袋-貯蔵容器間領域の内圧変化と容積（発生気体滞留可能体積）変化（④）を 1 日間の時間幅で行い、平成 8 年 7 月の貯蔵開始から平成 29 年 6 月の貯蔵容器開封までの 21 年間分の計算を繰り返した。

なお、ここで行った 1 日間の時間幅による計算の妥当性は、ガスの発生と樹脂製の袋の透過を考慮した解析解との比較により確認している。以下に①～④の各手順における計算の詳細を示す。

① α線によるエポキシ樹脂及びポリ容器の分解ガス発生量を(1)式により計算した。

$$s_i = \frac{V_{gas,i}}{t_{tot}} \qquad (1)$$

ここで、

s_i：1 日当たりのガス発生量（cm^3）

$V_{gas,i}$：ガス種 i の貯蔵開始（平成 8 年 7 月）から貯蔵容器開封（平成 29 年 6 月）までの全発生ガス量（cm^3）

t_{tot}：貯蔵開始から貯蔵容器開封までの期間（21 年間）

② 樹脂製の袋内部におけるガス種 i の貯蔵開始からの経過日数 t におけるガス分圧 P_{pvc,i_t} を(2)式により計算した。(2)式の右辺第一項は $t-1$ 日におけるガス分圧、第二項は $t-1$ 日におけるガス量増分に対する分圧を示す。

なお、十分にゆっくりとした圧力変化の場合、ポリ容器の気密性はないと考えて良いため、本計算においてポリ容器は考慮していない。

$$P_{pvc,i_t} = P_{pvc,i_t-1} + \frac{s_i - GTR_{pvc,i}\left(P_{pvc,i_t-1} - P_{cont,i_t-1}\right)}{V_{pvc_t-1}} P^0 \qquad (2)$$

ここで、

t：貯蔵開始からの経過日数（日）

$P_{pvc,\,i_t}$：樹脂製の袋内部におけるガス種 i の t 日における分圧（atm）

V_{pvc_t}：樹脂製の袋内部における t 日における発生気体滞留可能体積（cm^3）

$GTR_{pvc,\,i}$：樹脂製の袋に対するガス種 i の 1 日当たりの透過係数（cm^3/atm）

$P_{cont,\,i_t}$：樹脂製の袋-貯蔵容器間における t 日におけるガス種 i の分圧（atm）

P^0：大気圧（atm）

③ 樹脂製の袋-貯蔵容器間におけるガス種 i の t 日におけるガス分圧 $P_{cont,\,i_t}$ を(3)式により計算した。(3)式の右辺第一項は $t-1$ 日におけるガス分圧、第二項は $t-1$ 日におけるガス量増分に対する分圧を示す。

$$P_{cont,i_t} = P_{cont,i_t-1} + \frac{GTR_{pvc,i}\left(P_{pvc,i_t-1} - P_{cont,i_t-1}\right) - \left(GTR_{Oring,i}P_{cont,i_t-1}\right)}{V_{cont_t-1}}P^0 \qquad (3)$$

ここで、

V_{cont_t}：樹脂製の袋-貯蔵容器間における t 日における発生気体滞留可能体積（cm^3）

$GTR_{0ring,\,i}$：貯蔵容器 0-リングに対するガス種 i の 1 日当たりの透過係数（cm^3/atm）

④ ②及び③のガス量変化（内圧変化）に応じた樹脂製の袋の容積（発生気体滞留可能体積）変化を(4)式に、樹脂製の袋-貯蔵容器間の容積（発生気体滞留可能体積）の変化を(5)式により計算した。

$$V_{pvc_t} = \frac{P_{pvc_t}V_{pvc_t-1}}{\left(P_{pvc_t} + P_{cont_t}\right)/2} \qquad (4)$$

$$V_{cont_t} = V^0 - V_{pvc_t} \qquad (5)$$

ここで、

V^0：貯蔵容器内の発生気体滞留可能体積の最大値（cm^3）

⑤ ①～④の計算を 21 年間分繰り返し、貯蔵容器開封時における樹脂製の袋の内圧を(6)式により計算した。

$$P_{pvc} = \sum_i \sum_t P_{pvc,i_t} \qquad (6)$$

ここで、

P_{pvc}：貯蔵容器開封時における樹脂製の袋の内圧（atm）

2.2 内圧計算条件

(1) ガス発生量計算条件

(1)式で用いるガス発生量の計算条件を表 7.1.4-1 に示す。ガスの発生量は、内圧上昇への影響

度が大きいエポキシ樹脂のα線分解によるガス発生量（添付 7.1.1 ②　表②-4）とポリ容器のα線分解によるガス発生量（添付 7.1.1 ③）に示す標準状態（0℃、1 気圧）における値を 25℃、1 気圧に換算して用いた。Pu 粒子径及び Am 除去の有無をガス発生量計算におけるパラメータとし、内圧が最大となるケース A（21 年間で 87.0 L)、標準となるケース B（21 年間で 52.8 L)、内圧が最小となるケース C（21 年間で 24.6 L）の 3 つのケースについて計算を行った。

(2) 圧力計算条件

(2)～(5)式において圧力計算に用いる発生気体滞留可能体積を表 7.1.4-2 に示す。図 7.1.4-1 に示すように、発生したガスにより樹脂製の袋はほぼ貯蔵容器内容積一杯（3386 cm^3）まで膨張するものとした。

なお、現地調査の結果より、樹脂製の袋の縦寸法が一重目のものの方が二重目の袋のものよりも長いため、二重目の樹脂製の袋頂部を一重目の樹脂製の袋が突き破っていたことが分かっているが、二重目の樹脂製の袋が破裂した時期については分からないため、計算においては、一重目と二重目の樹脂製の袋は容積が同一として一緒に膨張・伸長するものとした。

(3) 透過量計算条件

(2)、(3)式で用いる透過量計算条件を表 7.1.4-3 に示す。樹脂製の袋及び貯蔵容器 O-リングを通したガスの透過量は、水素ガス及びメタンガスの透過係数[1-4]をそれぞれ用いて計算した。ケース A においては、O-リングが高い圧力により貯蔵容器蓋-容器間の隙間（1 ㎜幅）にはみ出した場合を想定し、漏えい面積を小さく設定した。ケース C においては、O-リングの透過係数が最大となる文献値を使用した。

なお、貯蔵容器内外において分圧が変わらない空気（窒素及び酸素）についての漏えいは考慮しなかった。

3.　確認・調査結果

図 7.1.4-3 及び表 7.1.4-4 にそれぞれ貯蔵期間中における樹脂製の袋の内圧経時変化（絶対圧）を計算した結果及び貯蔵容器開封時における内圧計算結果を示す。貯蔵容器開封時における内圧は、最大となるケース A で 24.6 気圧、最小となるケース C で 4.6 気圧となった。この内圧は、添付 7.1.3 に示す当該貯蔵容器開封時と同様な樹脂製の袋の破裂又は破損状況となる内圧である 2.5 気圧以上である。

なお、本計算で考慮したパラメータ以外にも、長時間のα線照射により G 値が変化すること、エポキシ樹脂に含有される核燃料物質粉末自身のα線の遮蔽効果、高圧下でのエポキシ樹脂内における発生ガスの保持、O-リングのシール性能劣化等、内圧上昇を抑制する因子がいくつかあるが、不確かさが大きくこれらを定量的に評価することは困難であり、本計算においては考慮しなかった。

4.　評価結果

計算条件に応じて評価値には大きな幅があるものの、エポキシ樹脂及びポリ容器のα線分解により発生したガスにより内圧は上昇し、貯蔵容器開封時において、当該貯蔵容器開封時と同様な樹脂製の袋の破裂又は破損状況となる内圧である 2.5 気圧以上となった。

【参考文献】

[1] 住友化学株式会社ホームページ, http://www.sumitomo-chem.co.jp/acryl/03tech/b3_gas.html

[2] T.D. Stark, et al., Geosynthetics International, 2005, 12, No. 1

[3] 桜シール株式会社ホームページ, http://www.sakura-seal.co.jp/category/1981184.html

[4] 株式会社パッキンランドホームページ, https://www.packing.co.jp/GOMU/kitaitoukasei1.htm

表 7.1.4-1　ガス発生量の計算条件と計算結果

ケース		A	B	C
エポキシ樹脂のα線分解によるガス発生（添付 7.1.1 ②）	Pu 同位体組成	平均同位体組成		
	α線によるガス発生の G 値	0.22		
	ガス組成*1	水素 83%、メタン 17%		
	平均粒子径	10 μm	20 μm	35 μm
	Am-241 除去	無	無	有
	21 年間のガス発生量*2	86.8 L (79.5 L)	52.6 L (48.2 L)	24.4 L (22.4 L)
ポリ容器のα線分解によるガス発生（添付 7.1.1 ③）	21 年間のガス発生量*2	0.20 L (0.18 L)		
21 年間のガス発生量合計		87.0 L	52.8 L	24.6 L

*1：水素以外のガスとしては、検証試験（添付 7.1.1 ②及び③）の結果から得られたガス種のうち、O-リングの透過係数の低いメタンを設定[3]

*2：25℃、1 気圧におけるガス発生量（括弧内は標準状態 0℃、1 気圧における値）

表 7.1.4-2　圧力計算条件

ケース		A	B	C
樹脂製の袋	貯蔵開始時の発生気体滞留可能体積（初期値）*1	1156 cm^3		
	最大の発生気体滞留可能体積*2	3386 cm^3		
樹脂製の袋-貯蔵容器間	貯蔵開始時の発生気体滞留可能体積*3（初期値）	2332 cm^3		
貯蔵容器	発生気体滞留可能体積	3486 cm^3		

*1：一重目の樹脂製の袋がポリ容器に密着しているとして、ポリ容器の内容積（$(9.2/2)2\times\pi\times22.8$ = 1516 cm^3）からエポキシ樹脂（360 cm^3：添付 7.1.1 ①）の体積を差し引いた体積

*2：貯蔵容器内における発生気体滞留可能体積（3486 cm^3：添付 7.1.1 ①）に対して樹脂製の袋-貯蔵容器間に 100 cm^3 の空間領域が残ると設定

*3：貯蔵容器内容積（3927 cm^3）からポリ容器外容積（$(9.4/2)^2\times\pi\times23.0$ = 1595 cm^3）を差し引いた体積

表 7.1.4-3　透過量計算条件

ケース		A	B	C
樹脂製の袋	ガス透過係数*1	2.7×10^{-10}（水素［1］） 3.0×10^{-12}（メタン［2］）		
	漏えい面積*2	1620 cm^2		
	厚さ*3	0.6 mm		
貯蔵容器 (O-リング)	ガス透過係数*4	1.4×10^{-9}（水素［3］） 3.3×10^{-10}（メタン[3]）		3.9×10^{-9} （水素［4］） 3.3×10^{-10} （メタン[3]）
	漏えい面積*5	3.8 cm^2 （1 mm 幅）	18.9 cm^2 （5 mm 幅）	
	厚さ*6	5.1 mm		

*1：単位は cc cm/cm^2 s 10mmHg

*2：一重目の樹脂製の袋の表面積（18×45×2 = 1620 cm^2）を設定

*3：一重目と二重目の樹脂製の袋は膨張して一体となるため、樹脂製の袋の厚さに対して 2 倍の値（0.3 mm×2 = 0.6 mm）を設定

*4：単位は cc cm/cm^2 s 10mmHg

*5：貯蔵容器の寸法から O-リング装着時の幅を設定
最大ケースにおいては、高圧により蓋-容器間の溝（1mm 幅）に O-リングがはみ出した場合を想定

*6：O-リングが幅 5 mm の溝内に圧縮された場合において、O-リング（φ5.7 mm）断面積と等価になるような厚みを設定（$(5.7/2)^2\times\pi\div5$）

表 7.1.4-4　貯蔵容器開封時（貯蔵開始後約 21 年）における樹脂製の袋の内圧計算結果

ケース	内圧：絶対圧 (気圧)	樹脂製の袋の 状態*1
A	24.6	破裂
B	12.4	破裂
C	4.6	破裂

*1：検証試験において得られた当該貯蔵容器開封時と同様な樹脂製の袋の破裂又は破損状況となる内圧は 2.5 気圧以上

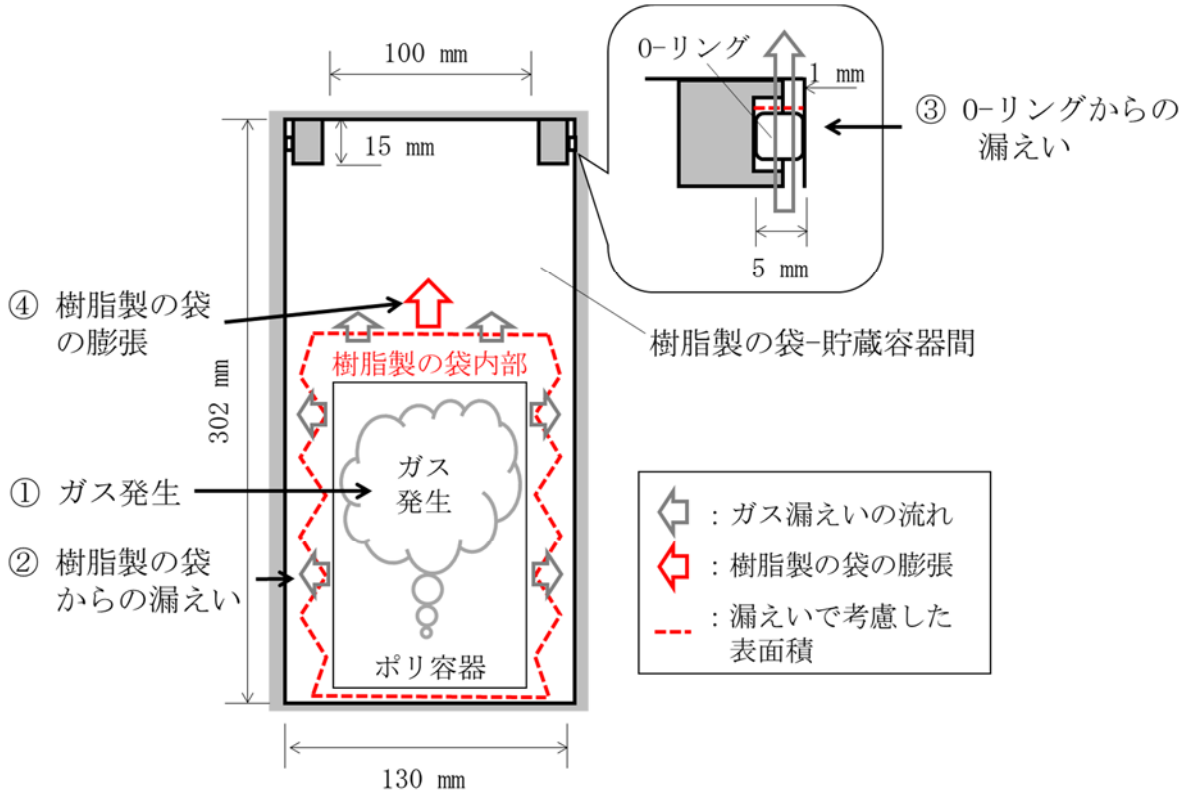


図 7.1.4-1　樹脂製の袋及び貯蔵容器の内圧計算モデル

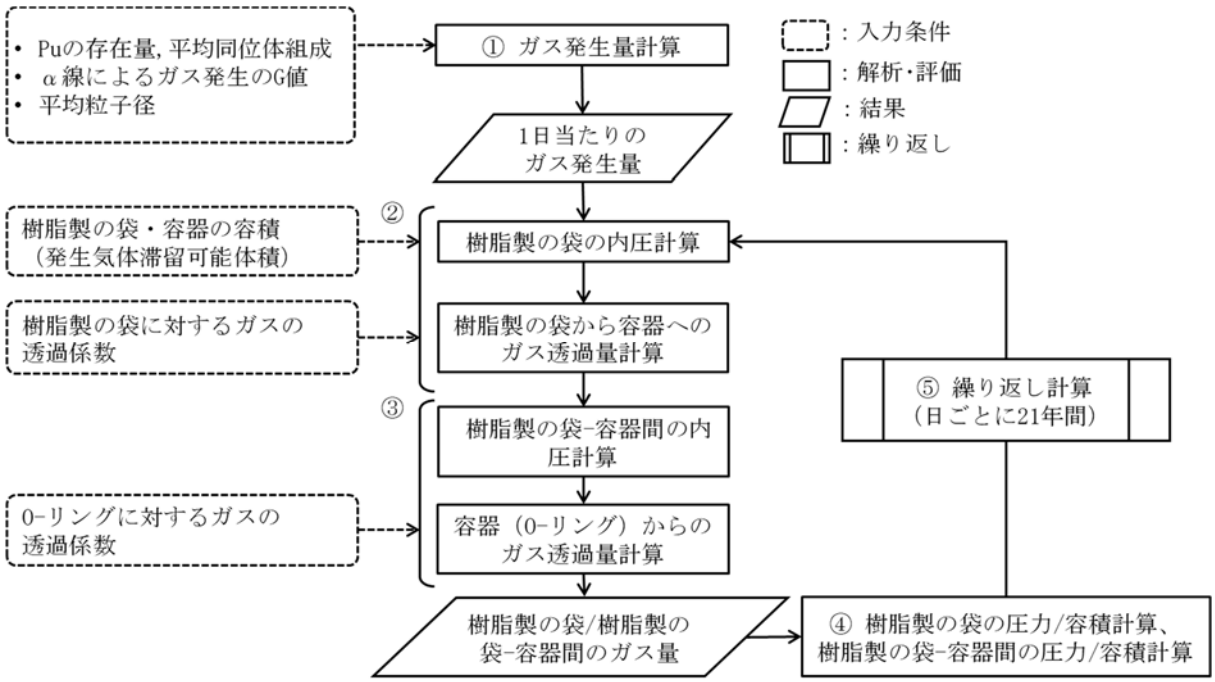


図 7.1.4-2　樹脂製の袋及び貯蔵容器の内圧計算手順

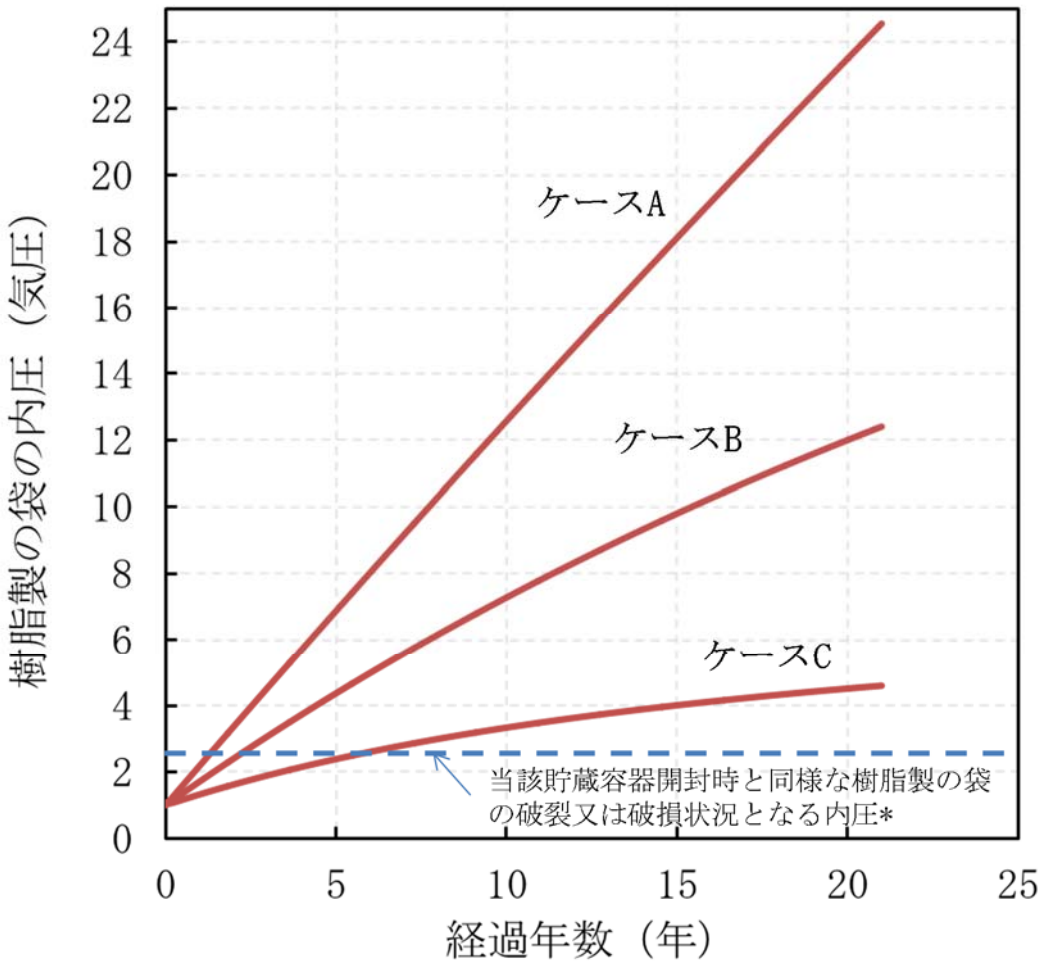


図 7.1.4-3　貯蔵開始後約 21 年間の樹脂製の袋の内圧経時変化計算結果

*：破裂試験において、当該貯蔵容器開封時と同様な樹脂製の袋の破裂又は破損状況となる内圧は、2.5 気圧程度以上であった。同様の状況等に起因する誤差があると考えられ、およそ 2.5 気圧以上で破裂すると考えている。この破裂圧力は、21 年間の貯蔵期間中のγ線照射による袋の劣化を模擬した状態に相当する。

【参考】樹脂製の袋内圧の増減要因について

樹脂製の袋の内圧計算においては、現状で分かっている範囲の定量的条件を前提とした結果を示したが、不確かさが大きく影響度合いを定量的に示すことが困難な以下の条件は、圧力計算では考慮しなかった。

1）G 値の経時変化

2）核燃料物質自身の遮蔽効果

3）発生ガスによる樹脂固化物内での気泡形成（樹脂固化物内での保持）

4）O-リングのシール性能劣化

上記は、何れも樹脂製の袋内部の圧力を下げる方向にあると考えられる。各々についての概説を以下に記載する。

1）G 値の経時変化

今回の評価では、エポキシ樹脂への He 照射試験から G 値として 0.22（添付 7.1.1 ②）を使用しており、この G 値は貯蔵容器への貯蔵から樹脂製の袋の破裂に至る約 21 年間一定であると仮定している。実際は、粒子径の周囲 40 μm（エポキシ樹脂中におけるα線の飛程）の範囲において、照射量増加とともに分解してガスを発生させる樹脂量が減少し、G 値は緩やかに減少していくものと考えられる。

2）核燃料物質自身の遮蔽効果

α線のエポキシ樹脂における飛程を考慮すると、粒子が密に存在している場合には、放出されたα線はほかの粒子に衝突しエネルギーを吸収される割合が多くなり、ガスの発生量は低くなる。実際は、多少なりともこの効果があると考えられるが、エポキシ樹脂中の核燃料物質の分布（ミクロ的な分布）を正確に評価することは困難である。

3）発生ガスの樹脂固化物内での気泡形成

添付 7.1.1「②混入有機物」において、Cm-244 を含有した酸化物粉末とエポキシ樹脂を混合し、α線分解による樹脂の重量減少と密閉状態でのガス発生による圧力上昇を直接的に観察している。得られた結果から「密閉の加圧下では、樹脂内で発生したガス分子が外部に放出されにくく、樹脂内でミクロな気泡を形成していることが示唆される。」と考察している。実際は、多少なりともこの効果があったと考えられるが、高圧における樹脂中のガス保持量を正確に評価することは困難である。

4）O-リングのシール性能劣化

O-リングが物理的に破損するとそのシール性能は劣化する。O-リングの物理的破損要因としては、経時劣化、放射線照射による劣化、はみ出し現象*1 等が考えられる。発生時期は不明であるが現地調査（添付 6.4.5）において貯蔵容器 O-リングに亀裂が観察されている。これらの劣化は比較的緩やかに（徐々に）シール性能劣化への影響を及ぼすものと考えられる。しかし、発生程度や時期などは環境条件等によって大きく異なり、その効果も不明である。

*1）シール対象とする部分からの圧力により O-リングが溝の隙間に噛み込んでしまう現象で、この現象が進行すると O-リングがむしれて破損する。

放射性物質の摂取に至った原因の推定

本事象に係る作業員が放射性物質を摂取するに至った原因を推定するため、要因分析図（図 7.2-1 参照）で要因を分析するとともに、作業員に係る個別の要因に対しては、作業者の放射線状況を整理し（表 7.2.1-1 参照）、調査及び検討を行った。表 7.2.1-2 に作業員ごとの放射性物質の摂取に至った推定原因を示す。

表 7.2.1-1　作業員の放射線状況

作業員	室内での行動	汚染状況	鼻スミヤ	防護具脱装及び除染の状況	半面マスク	半面マスクの汚染状況
A	破裂時 ・汚染源から離れた場所 ・拡散した Pu 等ダストにより汚染した。	防護具脱装前 ・最大 100 cpm (0.33Bq/cm^2) (α線、特殊作業帽子)	不検出	・グリーンハウス１で特殊作業衣を脱装してから半面マスクを外す。 ・身体汚染がないため、身体除染無し。 ・グリーンハウス2を出て鼻スミヤ採取	・伝声板付半面マスク使用 ・マスクマンテストの経験有り。 ・マスクマンテストを受けたマスク使用 ・しめひもの伸縮性が弱まっていた。	作業時マスク ・作業中マスクに放射性物質の侵入の痕跡は認められない。
	破裂後 ・電話等で室外と連絡した。	防護具脱装後 ・身体汚染無し。				—
B	破裂時 ・汚染源にやや近い場所、腹部に風圧を感じた ・Pu 等ダストを直接浴びて汚染した。	防護具脱装前 ・最大 3,000 cpm (9.7Bq/cm^2)(α線、特殊作業衣)	不検出	・グリーンハウス１で半面マスクを交換、頭部及び顔面に汚染があった。 ・グリーンハウス2を出て鼻スミヤ採取 ・シャワー室で除染(途中からシャワーの流量が減少したためホース使用)	・伝声板付半面マスク使用 ・マスクマンテストの経験有り。 ・マスクマンテストを受けたマスクではなかった。 ・しめひもは正常であった。	作業時マスク ・放射性物質のろ過材透過はなかった。 ・接顔部に汚染有り。
	破裂後 ・あまり動き回らず、立った姿勢でいた。	防護具脱装後 ・頭部及び顔面汚染 ・耳 500 cpm (1.7Bq/cm^2)(α線)				交換後マスク ・接顔部に顕著な汚染無し。
C	破裂時 ・汚染源から離れた場所 ・拡散した Pu 等ダストにより汚染した。	防護具脱装前 ・最大1,000 cpm (3.3Bq/cm^2)(α線、特殊作業帽子)	13 Bq (α線)	・グリーンハウス１で半面マスクを交換、頭部及び顔面に汚染があった。 ・グリーンハウス2を出て鼻スミヤ採取 ・シャワー室で除染	・伝声板付半面マスク使用 ・マスクマンテストの経験無し。 ・しめひもの伸縮性が弱まっていた。	作業時マスク ・放射性物質のろ過材透過はなかった。 ・接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に汚染有り。
	破裂後 ・動き回らず、立った姿勢でいた。	防護具脱装後 ・頭部及び顔面汚染				交換後マスク ・接顔部に顕著な汚染無し。
D	破裂時 ・汚染源に近い場所、太ももに風圧を感じた。 ・Pu 等ダストを直接浴び汚染した。	防護具脱装前 ・最大1,800 cpm (5.8Bq/cm^2)(α線、特殊作業衣)	3 Bq (α線)	・グリーンハウス１で半面マスクを交換、頭部及び顔面に汚染があった。 ・グリーンハウス2を出て鼻スミヤ採取 ・シャワー室で除染(ホース使用)	・伝声板付半面マスク使用 ・マスクマンテストの経験有り。 ・マスクマンテストを受けたマスク使用 ・しめひもは正常であった。	作業時マスク ・放射性物質のろ過材透過はなかった。 ・接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に汚染有り。
	破裂後 ・電話等で室外と連絡 ・監視カメラの調整	防護具脱装後 ・頭部及び顔面汚染 ・耳 500 cpm(1.7Bq/cm^2) (α線)				交換後マスク ・接顔部に顕著な汚染無し。
E	破裂時 ・汚染源に最も近い場所、腹部に風圧を感じた。 ・Pu 等ダストを直接浴び汚染した。	防護具脱装前 ・最大 100,000 cpm (322Bq/cm^2)以上(α線、特殊作業衣)	24 Bq (α線)	・グリーンハウス１で半面マスクを交換、頭部及び顔面に汚染があった。 ・グリーンハウス2を出て鼻スミヤ採取 ・シャワー室で除染(ホース使用)	・伝声板付半面マスク使用 ・マスクマンテストの経験有り。 ・マスクマンテストを受けたマスクではなかった。 ・しめひもは正常であった。	作業時マスク ・放射性物質のろ過材透過はなかった。 ・接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に高い汚染有り。 ・接顔部の左頬部及び顎部に高い汚染有り。面体全体が広く汚染。
	破裂後 ・動き回らず、立った姿勢でいた。	防護具脱装後 ・頭部及び顔面汚染 ・耳 25,000 cpm (81Bq/cm^2)(α線)				交換後マスク ・接顔部に高い汚染有り。

表 7.2.1-2　内部被ばくに至った経路の推定結果

作業員	樹脂製の袋の破裂時の放射性物質の摂取		108 号室での放射性物質の摂取		脱装及び除染時の放射性物質の摂取	
A	(破裂に伴う密着性の低下) ・フードから離れた場所におり、飛散した Pu 等のダストを直接浴びていない。このことから、放射性物質の吸入摂取の可能性が低い。	×	(会話等による密着性の低下) ・作業時の半面マスクに汚染は検出されなかった。しかしながら、室内の会話に加えて、電話等による外部との連絡を行っており、作業時の半面マスクの「しめひも」の伸縮性が弱まっていたことを確認した。これらのことから、密着性が低下し、特殊作業衣等の体表面の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性がある。 (発汗等による密着性の低下) ・作業時の半面マスクに汚染は検出されなかった。しかしながら、発汗等を感じていた。半面マスクの「しめひも」の伸縮性が弱まっていたことを確認した。これらのことから、密着性が低下し、特殊作業衣等の体表面の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性がある。	△ △	(半面マスク着脱時等の吸入摂取) ・脱装後の身体に汚染はなかった。このことから、半面マスク着脱時及び鼻スミヤ採取時の放射性物質の吸入摂取の可能性は低い。	×
B	(破裂に伴う密着性の低下) ・フードに近い場所にいて、飛散した Pu 等のダストを直接浴びている。破裂時に顔を背けた。作業時の半面マスクの接顔部に汚染がある。これらのことから、密着性が低下し、放射性物質を吸入摂取した可能性が高い。	○	(会話等による密着性の低下) ・作業時の半面マスクの接顔部に汚染がある。室内での会話を行っている。これらのことから、密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。 (発汗等による密着性の低下) ・作業時の半面マスクの接顔部に汚染がある。発汗等を感じている。これらのことから、密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。	○ ○	(半面マスク交換時等の吸入摂取) ・半面マスク交換時及び鼻スミヤ採取時には息を止めていた。しかしながら、交換後の半面マスク面体の接顔部に汚染がある。これらのことから、半面マスク交換後に放射性物質を吸入摂取した可能性がある。	△
C	(破裂に伴う密着性の低下) ・作業員 B の後ろにいたため、飛散した Pu 等のダストを直接浴びていない。このことから、放射性物質の吸入摂取の可能性が低い。	×	(会話等による密着性の低下) ・作業時の半面マスクの接顔部に汚染がある。室内での会話を行っている。半面マスクの「しめひも」の伸縮性が弱まっていたことを確認した。これらのことから、密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。 (発汗等による密着性の低下) ・作業中半面マスクの接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に汚染がある。接顔部隙間から放射性物質の侵入の痕跡が認められる。発汗等を感じている。半面マスクの「しめひも」の伸縮性が弱まっていたことを確認した。これらのことから、密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。	○ ○	(半面マスク交換時等の吸入摂取) ・半面マスク交換時及び鼻スミヤ採取時には息を止めていた。しかしながら、交換後の半面マスク面体の接顔部に汚染がある。これらのことから、半面マスク交換後に放射性物質を吸入摂取した可能性がある。	△
D	(破裂に伴う密着性の低下) ・フードに近い場所にいて、風圧を感じ、飛散した Pu 等のダストを直接浴びている。作業時の半面マスクの接顔部に汚染がある。これらのことから、密着性が低下し、放射性物質を吸入摂取した可能性がある。	△	(会話等による密着性の低下) ・作業時の半面マスクの接顔部に汚染がある。室内での会話、電話等での室外との連絡を行っている。これらのことから、密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。 (発汗等による密着性の低下) ・作業中半面マスクの接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に汚染がある。接顔部隙間から放射性物質の侵入の痕跡が認められる。発汗等を感じている。これらのことから、密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。	○ ○	(半面マスク交換時等の吸入摂取) ・半面マスク交換時及び鼻スミヤ採取時には息を止めていた。しかしながら、交換後の半面マスク面体の接顔部に汚染がある。これらのことから、半面マスク交換後に放射性物質を吸入摂取した可能性がある。	△
E	(破裂に伴う密着性の低下) ・フード前の最も汚染源に近い場所にいて、風圧を感じ、飛散した Pu 等のダストを直接浴び、高い顔面汚染(25,000 cpm)がある。また、作業時の半面マスクの面体下部の左顎部分に高い汚染がある。これらのことから、飛散した Pu 等の粒子がマスクに入り込み、放射性物質を吸入摂取した可能性が高い。	◎	(会話等による密着性の低下) ・作業時の半面マスクの接顔部に汚染がある。室内での会話を行っている。これらのことから、密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。 (発汗等による密着性の低下) ・作業中の半面マスク面体の接顔部、吸気弁下流側、排気弁上流側に高い汚染がある。接顔部隙間から放射性物質の侵入の痕跡が認められる。発汗等を感じている。これらのことから、密着性が低下し、顔面等の放射性物質が半面マスク内に侵入して吸入摂取した可能性が高い。	◎ ◎	(半面マスク交換時等の吸入摂取) ・半面マスク交換時及び鼻スミヤ採取時には息を止めていた。しかしながら、交換後の半面マスク面体の接顔部に汚染がある。これらのことから、半面マスク交換後に放射性物質を吸入摂取した可能性がある。	△

○:被ばくの経路として可能性が高いと評価したもの　△:可能性があると評価したもの　×:可能性が低いと評価したもの　◎:○のうち、線量限度との関係で最も重大な被ばくの経路と評価したもの

事故の発生に影響したと推定される事項の事実関係

文書類の調査及び関係者への聞き取り調査を基に、事故の発生に影響したと考えられる事項について、事実関係を整理した。

(1) 燃料研究棟の管理体制（昭和 51 年から平成 29 年 4 月までの組織の変遷）

燃料研究棟は、昭和 49 年 2 月高速増殖炉用炭化物及び窒化物燃料の研究開発のために日本原子力研究所大洗研究所（当時）に建設された。

昭和 51 年、保安規定制定と併せ、保安に係る業務を行う大洗研究所管理部プルトニウム技術開発室を設置するとともに、炭窒化物燃料等の研究開発を所掌する東海研究所燃料工学部プルトニウム燃料研究室の室員をプルトニウム技術開発室の兼務とした。プルトニウム燃料研究室は、燃料研究棟における炭窒化物燃料等の物性研究を担当していた。プルトニウム技術開発室は、燃料研究棟の施設管理のほか、核燃料物質の管理として、実験済試料からの核燃料物質の分離、核燃料物質の保管、計量管理等を担当していた。

燃料研究棟を所管していた組織及びプルトニウム技術開発室に兼務者として駐在していたプルトニウム燃料研究室の組織の変遷を表 8.1.1-1 に示す。

(2) 貯蔵容器 No.1010 に核燃料物質を貯蔵した経緯

① 貯蔵容器 No.1010 に核燃料物質を貯蔵し平成 29 年 6 月 6 日に蓋を開けるまでの当該貯蔵容器に関する経緯

・プルトニウム燃料研究室では、空気雰囲気のグローブボックスに設置された X 線回折装置で炭窒化物燃料等の格子定数の測定等を行っていたが、炭窒化物燃料等は、空気中で不安定であることから、当該試料を変質させることなく測定する必要があった。当時、安定した X 線回折測定試料を作製するため、不活性ガス雰囲気グローブボックス中で少量の粉末試料とエポキシ樹脂を混合し試料板にモールド（鋳造）する方法が考案された。この作成方法については、「α、γ放射線照射損傷に対して強いエポキシ樹脂で粉末状の燃料を被膜・結合することで空気中において変質しにくく、粉末粒子も飛散しにくい」と報告されている。プルトニウム燃料研究室では、炭窒化物燃料等だけでなく、酸化物燃料の X 線回折測定試料作製でもこの方法が標準的に適用され、多数の X 線回折測定試料の作製と実験を実施した。

・X 線回折測定済試料は、プルトニウム技術開発室が受け取り、必要な処理をして貯蔵することとなっていた。プルトニウム技術開発室では、エポキシ樹脂と核燃料物質を分離し、核燃料物質を安定化（酸化加熱処理）するため、昭和 55 年頃まで酸化加熱処理の試験を実施している。この目的は、炭窒化物燃料等の安定化処理と、実験済試料の減容等であった。

・その後、昭和 58 年 6 月から昭和 61 年 5 月にかけて本格的に X 線回折測定済試料の安定化・減容化を目的とする酸化加熱処理を実施した。昭和 62 年 3 月に X 線回折測定済試料のアルミ製の外枠からエポキシ樹脂部を打ち抜き除去して集約し酸化加熱処理に備えたが、その後は X 線回折測定済試料を酸化加熱処理した記録はない。当時、プルトニウム技術開発室では、冷温焼却法によるα焼却

炉の開発（当該装置は昭和 62 年に施設検査合格）を進めており、プルトニウム技術開発室長 A（昭和 51 年度～平成元年度）は、炭窒化物燃料の酸化加熱処理を必要と認識していたが、当該α焼却炉で酸化加熱処理することを前提に従来の方法での酸化加熱処理を一時中断していたと推測される。一方、当時の室長代理（後任のプルトニウム技術開発室長 B（平成 2 年度～平成 7 年度））は、プルトニウム燃料研究室在籍時に、上記の X 線回折測定試料にエポキシ樹脂を活用することを考案した者であり、その技術報告の中で「空気中において変質しにくい」との考察から、エポキシ樹脂で固定した X 線回折測定試料の安定化処理は不要と考えていたと推測される。加えて、新設のα焼却炉は実績が少なくグローブボックスの火災につながるおそれがあると考え、その本格運用には消極的であった。α焼却炉は昭和 62 年の施設検査合格後もホットインすることなく、使用されることはなかった。また、昭和 61 年を最後に酸化加熱処理が行われていない背景として、上述の貯蔵容量の不足という課題に対し、当初 12 個であった貯蔵容器に 68 個の増設が行われ合計 80 個となり、その使用開始により、X 線回折測定済試料の減容処理が喫緊の課題ではなくなったことも背景にあると推察される。以上の経緯により、X 線回折測定済試料から打ち抜き除去したエポキシ樹脂部は、酸化加熱処理されることなく蓄積し、グローブボックス内での保管が継続されたものと推測される。

・一方、X 線回折測定試料を作製し実験を行っていたプルトニウム燃料研究室の研究員は、「燃料研究棟で発生する X 線回折測定済試料のほとんどが炭窒化物燃料等であるため、貯蔵保管するものは核燃料物質を回収するために X 線回折測定済試料からエポキシ樹脂部を外して焼却している」と考えていた。

・プルトニウム技術開発室は、昭和 59 年 9 月から同年 12 月にかけて、核燃料物質貯蔵容器点検作業を実施した。その際、塩化ビニル製の容器の損傷や樹脂製の袋と思われるものの劣化が散見されたことから、使用していた塩化ビニル製容器の金属製容器への交換や樹脂製の袋の交換を実施している。

・プルトニウム技術開発室長が A から B に交代となった後、平成 3 年 10 月にグローブボックス内で保管されていた X 線回折測定済試料が、酸化加熱処理されずにポリ容器に入れられ、樹脂製の袋（二重）に封入され、貯蔵容器 No.1010 に保管されたものと推測される。このとき、当時の放射線安全取扱手引の「3.3.4 貯蔵」の項に貯蔵時の条件（全 4 項目）の一つとして「放射線分解によるガス圧の上昇に十分注意する」との記載はあったが、貯蔵に当たって当該条件に配慮した対応が検討された形跡は認められなかった。

・その後、X 線回折測定済試料を適切な処理を施すことなく長期間貯蔵することとなったが、調査の結果、平成 3 年の貯蔵開始から平成 29 年 6 月 6 日の事故発生までの間に、貯蔵容器 No.1010 が 1 回開放された記録が残っている。

・平成 7 年 8 月に定期 IAEA 査察の準備として、貯蔵容器（61 個）内の状況（内容器の材質、厚さ及び密封状態）確認を行った旨の記述が当時の月報にあった。確認結果に関する情報は記録されていないが、後述の開放となった点検・再梱包対応から推察すると、この開放の際に、一部の貯蔵容器の内容物で樹脂製の袋の変色等が確認されたものと考えられる。ただし、この時、貯蔵容器 No.1010 を開封した明確な記録はなかった。

・平成 7 年 11 月の IAEA 査察対応において、貯蔵容器中の Pu 量の抜き打ちでの秤量要請があったが、秤量準備等の理由から即応できず、非破壊計量測定で代替されている。このときのプルトニウム技

術開発室長Bは、次回は蓋を開けて秤量する必要があるため、貯蔵容器の内容物確認と、内容器の再梱包を計画したものと推察される。平成8年5月～7月及び平成9年2月に後任の室長Cの下で、空容器を除く 64 個の貯蔵容器の内容物確認・再梱包が行われ、この時に貯蔵容器 No.1010 を開放した記録の存在が平成 29 年 7 月 14 日に確認された。この点検の結果、貯蔵容器 No.1010 は、内容物のポリ容器が損傷し、樹脂製の袋が膨張しているなどの異常が確認された。しかし、その点検作業の目的がポリ容器及び樹脂製の袋の交換（梱包更新）であったため、貯蔵方法は変更されず、異常発生の原因検討や容器の材質変更等の見直しは行われなかったと推測される。さらに、点検結果は貯蔵容器ごとに表にまとめられたが、記録として保管されず、情報継承がなされなかった。

・その後、当該貯蔵容器 No.1010 は、平成 29 年 6 月 6 日まで蓋を開けられることはなかった。

以上の調査結果に基づき整理した酸化加熱処理の技術開発と核燃料物質（X 線回折測定済試料）の貯蔵に関する変遷を図 8.1.1-1 に示す。

② Pu 貯蔵に係る安全情報の入手に関する経緯

・米国エネルギー省（DOE）は、所管する各施設において少なくとも 50%の Pu を含む金属並びに酸化物や Pu を含む物質を安全に長期貯蔵（最終処分まで）するための安定化処理に関する基本的な要件をまとめた DOE-STD レポートを 1994 年（平成 6 年）に刊行し、1996 年（平成 8 年）改訂版では対象を Pu 含有率 30%以上に拡大し、その後も改訂が続けられ、現在の最新版を 2012 年（平成 24 年）に刊行している。

当該報告書には、金属又は合金状態の物質に関して、(a) 比表面積が 1 cm^2/g 未満であること、(b) 箔、切りくず、ワイヤーは梱包しないこと、(c) 腐食生成物（酸化物）、溶液、有機物を含まないこと、酸化物に関して、(a) 少なくとも 950 ℃及び少なくとも 2 時間は加熱して安定化させること、(b) 含水率を測定し、梱包時には 0.5 wt%未満であること、(c) 塩化物を含む疑いのある酸化物は、相対湿度 15%未満であることなどの要件が示されている。

・IAEA は、Pu の種類と量、その物質に関する潜在的な危険性、大量の Pu の取扱いや貯蔵に関連する安全上考慮すべきことなどをまとめた IAEA Safety Report を 1998 年（平成 10 年）に刊行している。

当該報告書には、継続的に注意を払う必要があることとして、(a) 質量管理及び形状管理ができていること、(b) 長期間貯蔵（1 年以上）する場合、Pu は、酸化物（PuO_2）、金属、安定した合金又は安定した化合物として、密封容器に保管すること、その際、真空や乾燥した不活性雰囲気のような適切な雰囲気となっていること、(c) 貯蔵容器には有機物を含まないこと、(d) 継続的なモニタリング、サーベランス、保守ができることなどの要件が示されている。

・しかし、これらの情報は、平成 3 年の当該貯蔵容器 No.1010 の貯蔵開始後のものであったこと、平成 8 年の貯蔵容器点検時も再梱包が目的であったことから、その後の燃料研究棟での貯蔵容器を用いた核燃料物質の貯蔵管理に反映されていなかった。

③ 核燃料物質の不適切な管理に関する経緯

・原子力科学研究所の平成 28 年度第 3 四半期使用施設保安検査（平成 28 年 11 月 14 日～12 月 2 日）において、核燃料物質の不適切な管理に関する指摘を受け、11 月 29 日に安全・核セキュリティ統括部から各拠点に核燃料物質の不適切な管理状況について調査指示が行われた。その後の核燃料サ

イクル工学研究所の平成 28 年度第 3 四半期使用施設保安検査（平成 28 年 12 月 7 日～12 日）においても核燃料物質の不適切な管理に関する指摘を受けたことから、原子力機構内にて核燃料物質の不適切な管理に係る改善について検討を進めていた。

・その中で、核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料技術開発センターは、「燃料技術開発課所掌グローブボックス（プルトニウム燃料第一開発室（Pu-1）、プルトニウム燃料第二開発室（Pu-2））内における核燃料物質の不適切な管理」に係る改善について資料を取りまとめ、平成 29 年 1 月 26 日に原子力規制庁と面談を行った。

・この資料は、核燃料物質の不適切な管理（長期間グローブボックスに保管していたこと）に関する改善計画をまとめたもので、この資料の中で「貯蔵庫における保管が好ましくないが、直ちに処理することができないアイテム（澱物と記録されたもの、樹脂製の袋の膨れにより戻されたもの）については状態の変化を監視することとし、既存のグローブボックスを貯蔵設備に転用して対象アイテムを監視しながら保管することが必要である」ことを説明した。

・この面談で提示した資料は、安全・核セキュリティ統括部から各拠点の関係者に電子メールで情報共有され、情報を受信した大洗研究開発センター安全管理部施設安全課長は、福島燃料材料試験部関係者に電子メールで情報提供（メール転送）した。燃料試験課は、電子メールを受信し情報を入手したものの、面談結果の周知であり、本文に当該事項に関する記載がなかったため、添付された資料に記載された「樹脂製の袋の膨れ」について認識できなかった。

・その後、核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料技術開発センターは、先の面談でグローブボックスを貯蔵施設とすることについて追加説明を求められたことから、平成 29 年 2 月 9 日に原子力規制庁と面談を行った。この面談で提出した資料には、アイテム「6476」について、「樹脂製の袋の膨れのため貯蔵庫から戻されたもので、履歴不明のスクラップが含まれていることから、含有する有機物の放射線分解ガスによって樹脂製の袋の膨れが生じたことが考えられる」との記載があった。

・安全・核セキュリティ統括部は、当該資料に樹脂製の袋の膨れについての補足説明があるものの、その面談の趣旨が「グローブボックスを貯蔵設備に変更する」という観点での説明であったことから、各拠点の関係者への情報提供を行わなかった。

(3)　平成 29 年 6 月 6 日に貯蔵容器 No. 1010 の蓋を開け破裂に至った経緯

①　核燃料物質の不適切な管理の是正（計画段階）に関する経緯

・燃料試験課は、原子力科学研究所及びその後の核燃料サイクル工学研究所の核燃料物質の不適切な管理に関する保安検査での指摘（(2)③の経緯を参照）を受け、燃料研究棟の核燃料物質の状況を調査したところ、同様の状況であることを確認した。

・燃料試験課は、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領の軽微異常報告書作成要領に基づき、平成 28 年 12 月 7 日に軽微異常報告書（グローブボックス及びフード内における核燃料物質の不適切な管理）を発行した。

・平成 28 年 12 月 12 日に大洗研究開発センターで開催された平成 28 年度第 34 回不適合管理分科会において、不適合管理分科会登録票（グローブボックス及びフード内における核燃料物質の不適切な管理）が審議された。この際、不適合管理分科会において部内管理であるランク C の不適合事象と判断された。

・燃料試験課は、当該事象について不適合報告書（ランク C）を起案（平成 28 年 12 月 22 日部長承認）するとともに、平成 29 年 1 月 11 日、AGS メモ（燃料研究棟における核燃料物質の不適切な管理の改善計画）を発行し、改善方針、処理分類及び改善スケジュールを明確にした。この中で不適合の除去として、「グローブボックス及びフードに保管され不適切な管理状態にある核燃料物質について、処理（安定化）が不要なものは平成 29 年 6 月末を目途に処理し、処理（安定化）が必要なものは平成 29 年 12 月末を目途に処理し、貯蔵施設に貯蔵又は廃棄施設に廃棄する」こととした。
・平成 28 年 12 月 26 日の原子力規制庁との面談の結果、保安規定違反の疑義があるとの指摘を受けたことから、不適合報告書（ランク C）を策定していた当該事象について、燃料試験課長は、平成 29 年 1 月 12 日に所長の承認を必要とする不適合報告書（ランク B）を起案（平成 29 年 1 月 31 日所長承認）した。
・燃料試験課は、前述した AGS メモ（燃料研究棟における核燃料物質の不適切な管理の改善計画）及びその後発行した AGS メモ（燃料研究棟における核燃料物質の不適切な管理の改善に係る集番・容器変更計画）に基づき、平成 28 年度は作業期間を平成 29 年 1 月 19 日～3 月 31 日（平成 29 年 1 月 17 日付け）、平成 29 年度は作業期間を平成 29 年 4 月 6 日～4 月 28 日（平成 29 年 4 月 5 日付け）、平成 29 年 5 月 1 日～5 月 31 日（平成 29 年 4 月 24 日付け）及び平成 29 年 6 月 1 日～6 月 30 日（平成 29 年 5 月 24 日付け）として、それぞれ「放射線作業連絡票」を作成し、作業を実施した。
・本作業に当たり、グローブボックス等に存在する核燃料物質のうち使用していないものを全て貯蔵設備に収納するためには、既に貯蔵容器に貯蔵されている核燃料物質の整理・集番（取扱要素の再編成）によって貯蔵容器の空きを作る必要があった。貯蔵容器の開封・内部点検や核燃料物質の整理・収納の作業場所については、使用変更許可申請書のフード（H-1）の使用目的及び使用方法に「貯蔵容器点検等の作業を行う」との記載があり、その作業には同使用許可変更の経緯から「密封線源等の処理として貯蔵容器等から核燃料物質を取り出す場合の汚染検査」が含まれることから、フード（H-1）での作業を計画した。
・一方、燃料研究棟本体施設作業要領には、フードの安全作業などの一般的な事項は記述されているが、前項の貯蔵容器点検（フードで貯蔵容器の蓋を開放して内容物を確認すること）に加え、整理・集番によって貯蔵容器の空きを作る作業等の具体的な手順は明確になっていなかった。
・作業計画立案に当たり、1 回の作業又は 1 週間以内の連続作業の実効線量が 1 mSv を超える場合には、「放射線作業届」を作成する必要がある。燃料試験課では、平成 29 年 6 月の作業に伴う線量の検討として、事前の作業環境の放射線測定（5 月 11 日）の結果により、本作業で使用する各グローブボックス及びフードは、表面線量率が 20 μSv/h 以下であると評価するとともに、平成 29 年 1 月以前（不適合除去前）に実施した同種・類似の作業の実績・作業経験に基づき、当該作業の線量は 0.1mSv 未満と評価した。このため「放射線作業届」は作成せず、「放射線作業連絡票」にて計画を起案した。

　なお、不適合の除去に係る平成 29 年 1 月～5 月の作業でも、同様の理由で「放射線作業届」は作成せず、「放射線作業連絡票」にて計画起案し、作業を実施している。
・また、大洗研究開発センターでは、「日常的に反復・継続して行われることが少ないため作業員が習熟する機会が少ない作業」を「非定常作業」と定義し、その定義に該当する場合には「非定常作業計画書」を作成し、作業手順等を検討・確認していくこととしている。燃料試験課では、核燃料物質等の取扱作業は過去 5 年間に 6 回（直近は平成 28 年 3 月）実施していること、また、フード

での貯蔵容器の取扱いは、核燃料物質の棚卸しとして年1回定期的に実施していることから、当該作業は「定常作業」であると判断し、「非定常作業計画書」は作成しなかった。また、平成29年1月～5月の同作業でも「非定常作業計画書」は作成せず、定常作業として計画起案し、作業を実施した。

なお、当該貯蔵容器の蓋を約20年間開けていなかったことについて、過去に蓋を開けたことがあるという認識はあったものの、当該期間開けていなかったという認識はなかった。

・燃料研究棟に存在する核燃料物質に関する情報については、別途、燃料研究棟の廃止措置に向けた協議（平成28年9月26日）の中でそれらの安定化処理について議論がなされたが、「貯蔵容器内の核燃料物質は安定化処理がなされているか、金属製の容器にアルゴンガスを封入し保管している」との前提で、安定化処理の対象は、貯蔵容器の内容物ではなく、グローブボックス内に保管されている核燃料物質のみとされた。また、燃料試験課では、その情報に加え、作業計画段階でニトロセルロースの劣化・変質による発火の危険性を懸念し、同種の材料が使われていないことを、現在勤務する実験実施者に確認していた。以上から、燃料試験課では、「貯蔵設備内の核燃料物質は必要な安定化処置が行われた上で貯蔵されており、その取扱上のリスクは、グローブボックス内の安定化処理が必要な核燃料物質に比べて低い」との認識（思い込み）を持った。

・また、燃料試験課では、一部の貯蔵容器が少なくとも数年以上点検されていなかったことから、材質劣化等による局所的な汚染の可能性については注意していたものの、通常の汚染検査等で対応可能なものとの認識にとどまり、樹脂製の袋が破裂して室内全域に核燃料物質が飛散するような大規模汚染は想定していなかった。

・以上の貯蔵容器の内容物に関する事前調査を踏まえ、今回の作業計画立案に当たり、燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領に定める一般安全チェックリストやリスクアセスメント等において、破裂・飛散等のリスクを「該当なし」と判断した。また、放射線作業に当たって、被ばく低減措置として汚染検査や発見時の連絡、作業前TBMによる作業時間の短縮等に配慮するとともに、個人被ばく管理用機器としてOSLバッジ装着と貯蔵室等での作業員のポケット線量計装着、防護装備として半面マスク装着、特殊作業衣等を基本装備とすることを計画した。このように、燃料試験課では、破裂・飛散による大規模汚染の事故を想定できず、その防護策について十分な検討はなされなかった。

・燃料試験課では、上記の計画を承認し、全80個の貯蔵容器のうち、事故発生前日までに28個の点検、空きスペースの整理等の作業を実施した。

② 核燃料物質の不適切な管理の是正（当日の作業）に関する経緯（樹脂製の袋が破裂するまで）

・平成29年6月6日に作業員5人は、前項①のとおり、放射線作業連絡票に従い、密封状態の核燃料物質を取り扱う一般的な防護装備等を装着して作業に着手した。

・当日は、貯蔵容器No.1007、1008、1010のほか、これまでに確認したNo.1009、1025も確認した。

・作業員Eが、貯蔵容器No.1010の蓋を開ける作業に当たった。最初に貯蔵容器の6本のボルトを緩めた際に蓋が持ち上がってきた。さらに、4本を対角線上に外した後、残りの2本のボルトを緩めた際に、貯蔵容器の内圧が抜ける音が「シュ」とした。作業員Eは、一般知識として、室温が比較的高いときに貯蔵容器の中から空気が抜けたのではないかと思い、蓋と貯蔵容器本体の隙間全周についてスミヤをとった。貯蔵容器に汚染が無かったことから、その内部の樹脂製の袋は破れていないと考え、作業を継続した。このとき、作業員Eは、樹脂製の袋の膨らみが破裂に至るほどの加圧

状態にあるとは思っていなかった。

・作業員Eが片手で蓋を持ちながら、残り2本のボルト（最後の1本）を外したと同時に樹脂製の袋が破裂した。

(4) 事故後、発災現場及び燃料研究棟から作業員を退出させた経緯

① 作業員5名を108号室から退出させるまでに3時間を要したことに関する経緯

・6月6日の11時15分頃に事故が発生し、発災場所にいた作業員は速やかに通報連絡を行い、その後、現場指揮所と連絡を取って事故の状況を伝えた。現地対策本部及び現場指揮所においては、発災場所の作業員との連絡により、負傷者がいないことなどを確認するとともに、作業員の足下の空間線量率が70μSv/h程度であったこと、108号室内のPuダストモニタの値が空気中濃度限度の10分の1未満であり、事故発生直後は平常値であったこと、内部被ばく防護装備として半面マスクを着用していたことなどから、放射線安全取扱手引に定める「緊急避難時の目安」（実効線量15mSv）を超えるおそれはないと判断し、汚染拡大防止措置（グリーンハウス設置）を優先することとした。

・グリーンハウス設置の指示は11時54分頃、グリーンハウスの設置完了は14時29分頃であり、設置指示から設置完了までに約2時間半を要した。その前半は、①設置場所の検討及び汚染検査、②設置寸法の検討及びそれに合う資材選定の準備であり、約1時間を要した。グリーンハウスの資材は、燃料研究棟の最寄りの照射燃料試験施設に共用資材として保管しているため、資材準備には車両への積み込み、積み下ろし及び運搬の時間も含まれる。後半の③グリーンハウス組立ては、現物合わせを行いながらであったが、1時間15分程度であり、急ぐ必要がない通常の設営作業よりむしろ短時間で完了した。

・グリーンハウス設置完了後、14時30分から作業員は速やかに108号室からの退出を開始しているが、事故発生（11時15分頃）から最初の作業員退出開始までに約3時間の時間を要した。室内に居る間、作業員は、自身の移動による室内の汚染拡大を抑制するため、室内を退出するまで自身の立ち位置に待機していた。

② 作業員の防護具を脱装した時の経緯

・108号室からは、作業員A、B、C、D、Eの順に退出した。作業員Aは、特殊作業衣及び帽子の汚染レベルは低く、これら脱装後に半面マスクを外し、退出を完了した。脱装後の頭部、顔面等の身体には汚染は検出されていなかった。

・作業員B、作業員C、作業員D及び作業員Eの4名は、グリーンハウス1で半面マスクを交換したが、顔面の拭き取りや汚染を固定するなどの措置は行っていなかった。また、グリーンハウス2を出てから除染開始までの間に鼻スミヤを採取した。

・なお、交換後の半面マスク面体の顔面との接触部にも汚染が検出された。これは、7.2の推定原因の調査において、会話、発汗等により半面マスクの密着性が低下し、吸入摂取に至った可能性が高いとしていることから、脱装前の時点で既に半面マスク内に汚染が存在していたためと思われる。

③ 除染用シャワーが機能しなかったことに関する経緯

・燃料研究棟の除染用シャワーは、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律施行規則第14条の7（使用施設の基準）の(5)に「汚染検査室を設けること」が定められており、当該汚染検査室に除染のための洗浄設備を設けている。当該設備の点検について、3か月巡視点検として年4回実施しており、このうち2回を大洗研究開発研究センター放射線障害予防規程に基づく定期自

主検査結果として報告している。

・上水の減圧弁の水圧が安定せず水の出方が思わしくなかったが、主要な供給先である給湯室、トイレの手洗い等の使用に問題なかったことから、減圧弁を利用し続けた（燃料試験課員は、予備の減圧弁を準備していたが、故障するまでは交換しないと判断していた。）。

・除染用シャワーの点検は、シャワーから水が出ることを確認するのみで、一定時間の使用に耐えられるかどうかの確認ではなかったため、減圧弁の不調による影響を確認することができなかった。

・除染用シャワーを用いた身体除染は、汚染が検出された４人の作業員に対して行われた。作業員はB、C、E、Dの順番で除染用シャワー室に入り、一人で除染を行った。作業員Bは、最初の1～2分間は除染用シャワーが使用できたが、その後使えなくなったため、除染の補助者が機械室（非管理区域）の工業用水口（ろ過水）にホースを接続して燃料研究棟の除染用シャワー室まで引き伸ばし、作業員一人でホースを持ちながら除染を行った。作業員Cは、除染用シャワーが回復したため、シャワーを用いて除染することができた。作業員E及びDは、再び除染用シャワーが使えなくなったため、当該ホースを用いて一人で除染を行った。

・作業員の除染が終わる度に、除染用シャワー室にいた補助者や放射線管理第２課員によって身体の汚染検査が行われ、汚染が残存している場合は除染を繰り返した。

・作業員の身体汚染がほぼなくなった段階で、放射線管理第２課員が身体サーベイを行った結果、α、βとも検出下限値未満であることが確認され、作業員は燃料研究棟の管理区域を退出した。

表8.1.1-1　燃料研究棟で業務を実施していた組織の変遷（1/2）

<table>
<tr><th colspan="2">年月</th><th>燃料研究棟施設管理部署の変遷</th><th>燃料研究棟研究主体部署の変遷</th><th></th></tr>
<tr><td>昭和49年</td><td>2月</td><td colspan="2">燃料研究棟設置</td><td rowspan="40">日本原子力研究所</td></tr>
<tr><td></td><td>4月</td><td rowspan="4"></td><td rowspan="20">東海研究所
燃料工学部
プルトニウム燃料研究室
(S42.11.1～S63.3.31)</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和50年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和51年</td><td>6月</td><td>大洗研究所管理部
プルトニウム技術開発室設置</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td><td rowspan="36">大洗研究所
管理部
プルトニウム技術開発室
(S51.6.1～H17.9.30)</td></tr>
<tr><td>昭和52年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和53年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和54年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和55年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和56年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和57年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和58年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和59年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和60年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和61年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和62年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>昭和63年</td><td>4月</td><td rowspan="8">東海研究所
燃料・材料工学部
プルトニウム燃料研究室
(S63.4.1～H5.3.31)</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成元年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成2年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成3年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成4年</td><td>4月</td><td rowspan="8">東海研究所
燃料研究部
ＴＲＵ燃料研究室
(H5.4.1～H10.4.8)</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成5年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成6年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成7年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成8年</td><td>4月</td><td rowspan="4">東海研究所
エネルギーシステム研究部
新型燃料燃焼研究室
(H10.4.9～H11.3.3.1)</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成9年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成10年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
</table>

表8.1.1-1　燃料研究棟で業務を実施していた組織の変遷（2/2）

<table>
<tr><th colspan="2">年月</th><th>燃料研究棟施設管理部署の変遷</th><th>燃料研究棟研究主体部署の変遷</th><th></th></tr>
<tr><td rowspan="2">平成11年</td><td>4月</td><td rowspan="13">大洗研究所
管理部
プルトニウム技術開発室
(S51.6.1～H17.9.30)</td><td rowspan="13">東海研究所
エネルギーシステム研究部
新型燃料燃焼研究グループ
(H11.4.1～H17.9.30)</td><td rowspan="13">日本原子力研究所</td></tr>
<tr><td>10月</td></tr>
<tr><td rowspan="2">平成12年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td>10月</td></tr>
<tr><td rowspan="2">平成13年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td>10月</td></tr>
<tr><td rowspan="2">平成14年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td>10月</td></tr>
<tr><td rowspan="2">平成15年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成16年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td>平成17年</td><td>10月</td><td colspan="2">原子力機構発足</td><td rowspan="15">日本原子力研究開発機構</td></tr>
<tr><td rowspan="2">平成18年</td><td rowspan="2">4月</td><td rowspan="8">大洗研究開発センター
燃料材料試験部[1)]
燃料製造試験課
(H17.10.1～H23.3.31)</td><td rowspan="2">原子力基礎工学研究部門
燃料・材料工学ユニット
超ウラン元素燃料挙動評価研究グループ
(H17.10.1～H18.9.30)</td></tr>
<tr><td>10月</td></tr>
<tr><td rowspan="2">平成19年</td><td>4月</td><td rowspan="6">原子力基礎工学研究部門
燃料・材料工学ユニット
超ウラン元素燃料高温化学研究グループ
(H18.10.1～H24.3.31)</td></tr>
<tr><td>10月</td></tr>
<tr><td rowspan="2">平成20年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td>10月</td></tr>
<tr><td rowspan="2">平成21年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td>10月</td></tr>
<tr><td rowspan="2">平成22年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td>10月</td></tr>
<tr><td rowspan="2">平成23年</td><td>4月</td><td rowspan="2">大洗研究開発センター
燃料材料試験部[2)]
燃料試験課（H23.4.1～H24.9.30）</td></tr>
<tr><td>10月</td><td rowspan="4">原子力基礎工学研究部門
燃料・材料工学ユニット
燃料高温科学研究グループ
(H24.4.1～H26.3.3.1)</td></tr>
<tr><td>平成24年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td><td rowspan="2">大洗研究開発センター
福島燃料材料試験部[3)]
燃料試験課(H24.10.1～H26.3.31)</td></tr>
<tr><td>平成25年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td><td rowspan="3">福島研究開発部門[4)]
大洗研究開発センター
福島燃料材料試験部
燃料試験課（H26.4.1～H28.3.31）</td><td rowspan="2">原子力科学研究部門
原子力基礎工学研究センター
燃料・材料工学ユニット
燃料高温科学研究グループ
(H26.4.1～H27.3.31)</td></tr>
<tr><td>平成26年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td><td rowspan="3">原子力科学研究部門
原子力基礎工学研究センター
燃料・材料工学ディビジョン
燃料高温科学研究グループ
(H27.4.1～現在)</td></tr>
<tr><td>平成27年</td><td>4月</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成28年</td><td>4月</td><td rowspan="3">高速炉研究開発部門[5)]
大洗研究開発センター
福島燃料材料試験部
燃料試験課（H28.4.1～現在）</td></tr>
<tr><td></td><td>10月</td></tr>
<tr><td>平成29年</td><td>4月</td></tr>
</table>

1)　法人統合時、核燃料サイクル開発機構の組織であった燃料材料試験部へ移設
2)　燃料製造試験課廃止。既存の燃料試験課へ燃料研究棟施設管理業務を移設
3)　部名変更
4)　部門制への移行
5)　福島燃料材料試験部の他部門への移設

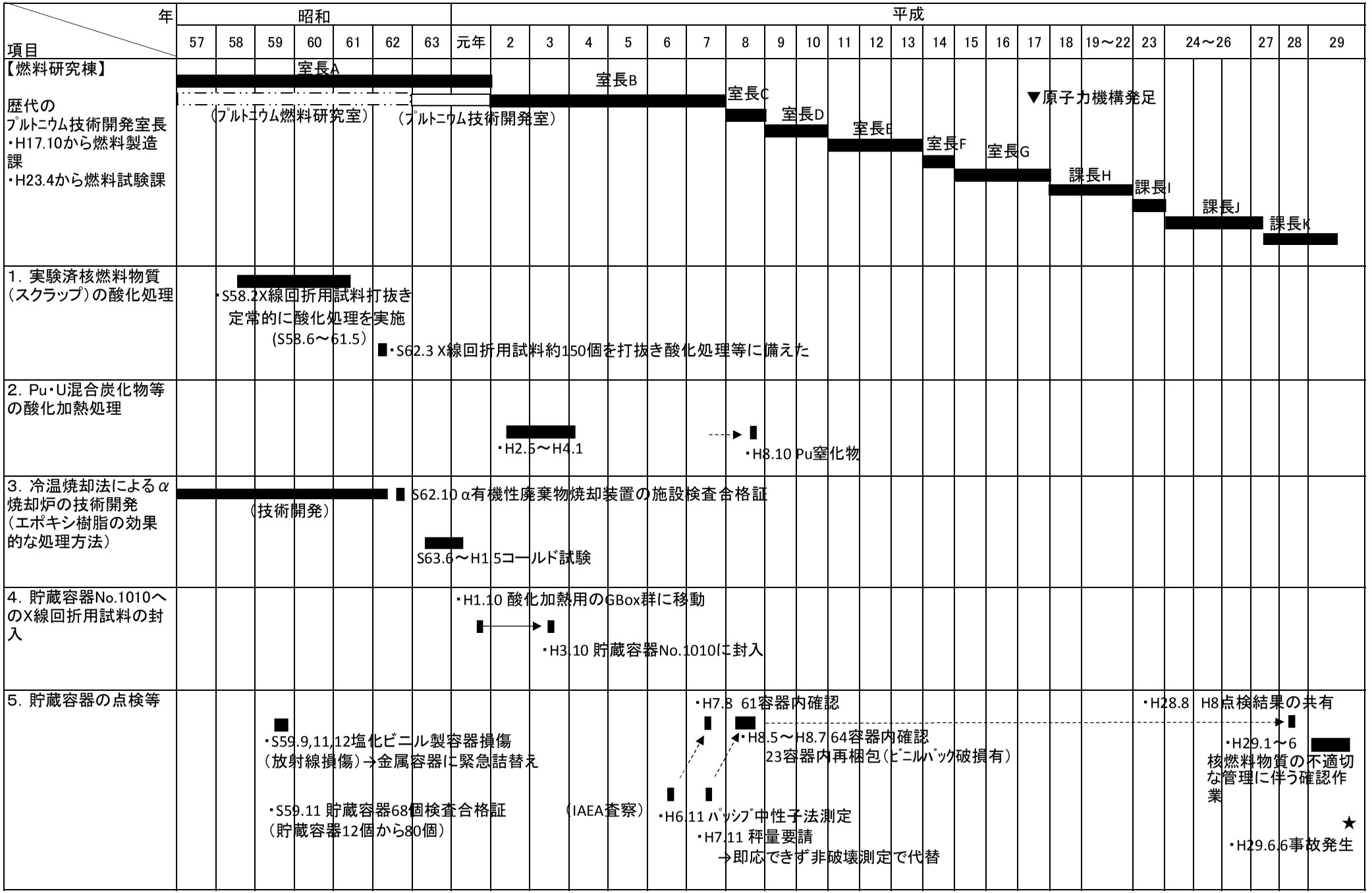


図8.1.1-1　酸化加熱処理の技術開発と核燃料物質（X線回折測定済試料）の貯蔵に関する変遷

平成 29 年 6 月 8 日

児玉

理事長指示

〇大洗燃料研究棟での内部被ばくを踏まえて、全役員は配下職員全員に以下の事を本日中に周知・徹底すること

① 安全最優先の再徹底

- 核燃料物質の取扱う際に、安全確保がされていることを再確認すること
- 同様の事故を発生させないため、核燃料物質を扱う類似の全作業を別途指示があるまで停止すること

② 原子力の専門家集団としての社会的責任

- 専門家としての自覚をもち、自らの行動が社会的責任を有することを再認識すること

③ 危険予知活動の徹底

- 潜在的なリスクを考え、リスク低減を図り行動することを徹底すること

〇また、「自らのマネジメントに改善すべき点はないか？」、「 ガバナンスが効いていない点はないか？」を至急再点検のこと

〇本件、機構の存続にも影響を及ぼす重大な、深刻な事態と認識して最優先項目として上記の対応をすること

〇具体的な作業にあたっては、各現場に下記を指示すること

- 放射性物質を取り扱う自覚と緊張感を持つこと
- 施設・設備、作業環境、作業手順を徹底的に点検した上で作業に入ること
- 管理者は上記ができていない作業は許可しないこと

以上

核燃料物質の貯蔵、取扱作業等に関する総点検の結果について

１．法令報告（第 2 報）の概要と調査結果の追加

大洗研究開発センターで発生した燃料研究棟における汚染について、現場復旧及び原因究明のための作業を続けているところであるが、類似事象の再発防止の観点から、現状で把握されている原因や管理上の問題点を踏まえ、機構全体における核燃料物質の貯蔵、取扱作業等の管理状況を再確認するため総点検を実施した。

法令報告（第 2 報）においては、機構の有する核燃料物質を貯蔵又は保管している容器（以下「貯蔵容器等」という。）を対象に、Pu と有機物との混在等により、燃料研究棟で破裂した当該貯蔵容器と同様の可能性があるものを幅広く抽出し、概略は以下のとおりであった。

① 対象とする貯蔵容器等の総数は、13,878 個
（大洗センターの燃料研究棟と照射燃料試験施設のものは含まない。）

② ①のうち、Pu を含む貯蔵容器等であって、有機物の混在又は樹脂製の袋や容器に封入されているおそれがあり、貯蔵容器等内の点検が実施されていないもの（当該容器と同様の可能性があるもの）は、349 個

ただし、法令報告（第 2 報）の時点では、大洗研究開発センターの照射燃料試験施設及び燃料研究棟の貯蔵容器等については、燃料研究棟の現場復旧等の作業を優先するため、集計に含まれていなかった。

この 2 施設の貯蔵容器等を追加すると、総数は 14,770 個、燃料研究棟で破裂した当該貯蔵容器と同様の可能性があるものは 470 個となった。

２．抽出したもの（470 個）の保管状況等

燃料研究棟で破裂した当該貯蔵容器と同様の可能性があるものとして抽出した 470 個について、各々保管状況やガス発生等の観点で確認、評価し、以下のとおり整理した。

① 燃料研究棟にある同種の容器 45 個については、所定の貯蔵庫に識別して安全に保管されている。これらについては、別途記録等を詳細に確認しており、原因究明の結果と再発防止対策を踏まえ、適切に対応していく。

② 燃料研究棟以外にある貯蔵容器等のうちセル、グローブボックスで保管されている 290 個については、ガス発生のおそれや破裂のおそれ、破裂した場合の危険性の観点で確認、評価し、安全に保管されていることを確認した。

③ 燃料研究棟以外にある貯蔵容器等のうち 99 個については、以下に示すように内容物及び管理状況を確認した。

i） ガス発生のおそれのないもの（核燃料物質と有機物が直接接触していない）が 19 個

ii） ガスの発生を定期点検等で確認しているもの（貯蔵容器等が樹脂製の袋に封入等）が 41 個

iii） 低 Pu 富化度のペレットでありガス発生のおそれは低いものが 39 個

④ 極少量（Pu 量；数十μg 以下）の Pu を含む標準溶液等（アンプルに入った市販品等）が 36 個

３．追加調査の実施

燃料研究棟の当該貯蔵容器の破裂の原因がα線によるエポキシ樹脂の放射線分解に伴うガスの発生であることから、α線の放出に着目して追加調査を行った。

具体的には、原子力機構において取扱量が少量であることから総点検の対象としていなかった核燃料物質以外のα線放出核種やUの同位体のうち比放射能がPuと大差ないU-233を含む貯蔵容器等について、ガス発生のおそれや破裂のおそれ、破裂した場合の危険性の観点で確認、評価し、現在の保管状況で安全に保管されていることを確認した。

４．まとめ

燃料研究棟にある同種の容器については、今回の事故が発生するまでに開封したものも含めて、別途記録等を詳細に確認しており、原因究明の結果と再発防止対策を踏まえ、適切に対応していく。また、その他の貯蔵容器等については、現在の保管状況で喫緊の対策を要するものはなかったが、核燃料物質の貯蔵又は保管に係る核燃料物質の管理の改善を図っていく。

核燃料物質の取扱いに関する管理基準について

１．目的

大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染事故の発生原因を踏まえ、同様の事故の再発防止を期するとともに核燃料物質を安全に取り扱うため、基準にすべき具体的な事項について、機構共通の管理基準として「核燃料物質の取扱いに関する管理基準」を策定した。

機構の原子力施設において、核燃料物質を封入した樹脂製の袋や容器の破裂による汚染及び内部被ばくを防止することをはじめ、核燃料物質を安全に取り扱うことを目的とする。

２．概要

本管理基準では、本事故の対策を基に、機構共通の基準として主に以下の項目を規定した。

（１）核燃料物質の使用に関する事項
（２）核燃料物質の貯蔵に関する事項
（３）記録に関する事項
（４）異常時に備えた措置
（５）国内外の知見の反映による管理基準の見直し
（６）管理基準等の教育

核燃料物質の使用、貯蔵に関する主な規定の内容は以下のとおりである。

・プルトニウムを貯蔵する場合には、有機物との混在を防止するため、安定化処理を行うこと。ただし、安定化することが使用の目的に影響を及ぼす場合であって、安全性が確認できる場合はこの限りではない。
・プルトニウムを貯蔵した容器の点検を行う際に、閉じ込めの境界を開封する場合及び閉じ込め境界の健全性が確認できない場合は、セル、グローブボックスその他の気密設備（以下「セル等」という。）で行うこと。
・内容物が明確に確認できない容器を開封する場合には、セル等で行うこと。
・核燃料物質を貯蔵する容器は、腐食等が発生しにくい材料が使用されていること。また、蓋が容易に開かず、核燃料物質が漏えい等により散逸して汚染の生じるおそれのない構造であること。
・容器ごとに核燃料物質の物理的・化学的性状、重量、安定化処理の実施状況等の情報が記録として保存されていること。

身体汚染が発生した場合の措置に関するガイドライン の策定と拠点要領への反映について

１．目的

大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染事故を踏まえ、放射性物質等による身体汚染が発生した場合の措置について、原子力機構共通の基本的な考え方及び留意点を示し、施設や放射性物質等の取扱いの状況等に応じた各拠点での管理要領等の参考に資することを目的とする。

２．概要

ガイドラインでは、本事故の対策を基に、原子力機構共通の基本的な考え方及び留意点として、主に以下の項目について示す。

（１）汚染エリアからの退出に関する事項
（２）身体が汚染した者の除染に関する事項
（３）身体汚染の測定に関する事項
（４）平常時の措置（緊急用資機材の維持管理及び教育訓練）

身体汚染が発生した場合の措置に関し、ガイドラインで示す主な内容は以下のとおりである。

・基本原則（人命の尊重、内部被ばくの拡大防止、汚染拡大防止）を踏まえた対応について
・汚染エリアからの退出について、汚染等の状況による内部被ばく及び汚染拡大の防止のための措置
・身体が汚染した者の除染について、除染開始前の準備、実施体制の確認、除染の手順等
・身体汚染の測定について、サーベイメータの測定方法、除染前後の測定、測定記録等
・呼吸保護具、身体除染キット等の緊急用資機材の維持管理等

大洗研究開発センターにおけるグリーンハウスの設置及び身体除染訓練の実施結果（概要）

１．訓練の目的

本訓練は、大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染事故を教訓として、緊急事態を想定したものである。身体汚染が発生した場合の救出方法の一つとして、グリーンハウス（以下「GH」という。）の設置及び身体除染の手法を向上し、迅速かつ的確に対応が図れることを目的として実施計画を定め、訓練を実施した。

２．訓練の概要及び実施時期

（１）訓練対象施設の考え方

身体汚染が発生し、GH の設置が必要となる可能性のある施設について、以下の点を考慮しながら 3 つ（①優先して実施する施設、②早期に実施する施設及び③今後計画的に実施する施設）に区分して訓練を実施した。

・施設の重要度
・施設の事故時対応体制
・核燃料物質等の取扱量及び取扱方法（非密封の有無）
・施設の運転計画

（２）実施時期

下記のとおり対象施設を区分して訓練を実施した。

①優先して実施する施設

対象施設　：事故時の協力体制が構築できる組織単位（現場指揮所）での代表的な施設で、優先して訓練を実施すべき施設
期　日　　：平成 29 年 11 月 10 日（金）までに実施（保安検査官立会あり）

②早期に実施する施設

対象施設　：施設の管理体制を考慮し、施設管理部署単位（部課室等）での代表的な施設で、早期に訓練を実施すべき施設
期　日　　：平成 29 年 11 月 30 日（木）までに実施

③今後計画的に実施する施設

対象施設　：身体汚染の想定される施設で①及び②で実施しなかった全施設
期　日　　：今後年度内を目途に計画的に実施

（３）訓練対象施設の区分

①優先して実施する施設　：	高速実験炉部	常陽（11/9）
	高温工学試験研究炉部	HTTR（11/7、8）
	材料試験炉部	JMTR（11/9、13、17、20、21）
	福島燃料材料試験部	燃料研究棟（11/7、8）
	環境保全部	廃棄物管理施設（11/8）

②早期に実施する施設　：高速実験炉部　JWTF（11/28）、IRAF（11/28）
福島燃料材料試験部　FMF（11/30）、AGF（11/7）、MMF・MMF－2（11/28）
環境保全部　WDF（11/28）
③今後計画的に実施する施設　：材料試験炉部　ホットラボ（11/13、21）
環境保全部　DCA（11/20）

（４）訓練の着目点

①GH の各部品を手順どおりに組立て、養生シートを取り付けるなどの一連の作業が確実かつ迅速に行えること。
②完成後の GH は汚染拡大防止の機能が十分に満足できるものであること。
③組立てに際しては、必要な人員により確実に可能な限り短時間で行われること。
④除染資機材（除染キット、除染用シャワー）の準備が迅速に行えること。
⑤身体除染について、汚染の拡大等を生じさせずに実施できること。
⑥GH の設置場所及びシャワーによる身体除染訓練は管理区域内で実施し、緊急時を想定した対応が行えること。

３．訓練の評価方法

施設管理統括者又は施設管理者が評価者となり、個人の力量、訓練の着目点に対する評価及び課題等の抽出を行った。

４．訓練の対象者

各施設の放射線業務従事者を対象として訓練を実施した。ただし、当該期間に実対応ができない放射線業務従事者に対しては、今年度末までに速やかに訓練を実施する。

５．訓練結果の概要

各施設においては、「２．訓練の概要及び実施時期（４）訓練の着目点」に基づき訓練を実施し、各着目点について良好に対応することができた。また、組立てに際しては、あらかじめ設置の目標時間を定めて実施した結果、一部の施設を除き、目標時間内に設置することができた。

なお、目標時間内に設置できなかった一部の施設についても、事前に十分な準備をすることで時間短縮を見込めることが確認された。

６．今回の訓練における評価及び改善点

今回の訓練については、着目点に掲げた GH 設置に関する一連の作業及び除染資機材を用いた身体除染等について概ね良好に対応できたと評価する。ただし、計画段階や実施方法を含め、本訓練に関する改善すべき事項が見いだされたため、今後は以下のように対応する。

【GH 設置訓練について】

○安全管理部長の対応事項

・今回の GH 設置訓練は、要素的訓練であったことから、より実践に近い訓練実施計画とす

るため、目的、着目点、報告内容等について、関係部署と十分なコミュニケーションを図った上で、平成 29 年度内に次年度の訓練実施計画を策定し、訓練を実施していく。

・今回の訓練実施計画に基づく訓練の結果を平成 29 年 12 月上旬までに取りまとめ、平成 30 年 2 月を目途にセンター内で報告会を開催し、各施設での訓練実施結果等を共有する。

・訓練の実施計画において、平成 29 年度内に次の事項を反映した次年度の実施計画を作成し、訓練評価者の評価基準を明確にする。

- 訓練評価者による評価に格差が生じないよう着目点に評価するための基準を設ける。
- 施設内に複数の GH を設置する必要がある場合は、その全ての箇所での設置訓練を計画的に行う。
- 施設の状況に応じて、複数段の GH の設置、保護具（半面マスク等）を着用した設置訓練を計画的に行う。
- 訓練対象者を明確にする。
- 設置訓練で見いだされた課題の改善状況を次回の設置訓練で確認する。

・汚染事故時の負傷者の症状に応じた対応がマニュアル化されていないことから、負傷者が発生した場合、その程度に応じた除染や搬出に関する基本的な考え方を平成 29 年度内に策定する。

・大洗研究開発センターとして訓練を実施するためのマニュアルが策定されていないため、訓練実施計画の作成や報告に関するマニュアルを平成 29 年度内に策定する。

◯訓練対象施設を所掌する部長の対応事項

・汚染事故を想定する実験室等で GH の設置の要否の評価結果が記録として残されていないことから、各施設において、汚染事故想定と GH 設置の必要性の評価結果を平成 29 年 12 月末までに記録として残す。また、各施設の汚染事故に対して、複数個所での発生が想定される場合は、全ての箇所で GH 設置訓練を平成 29 年度内を目途に計画的に実施する。

・当該施設の放射線業務従事者の全員に GH の設置を体験させる訓練を平成 29 年度内に実施する。また、GH 設置訓練時の作業者の装備については、事故時対応を想定したもの（半面マスクの着用等）とし、GH が短時間で設置できるよう平成 30 年度から継続的に訓練を実施する。

・プルトニウムを取り扱う施設においては、実際の汚染を想定した複数段の GH 設置や GH 内での作業介助者の設定等を行う訓練の必要があるため、設備を整えた上で、複数段の GH 設置訓練を平成 30 年度から計画的に実施する。

・GH 設置を必要とする箇所に対応した設備の準備が十分でなかったことから、施設内で GH 設置が必要な場所に対応した資材（開口部の寸法等）を平成 29 年度内に整備する。

【身体除染訓練について】

◯訓練対象施設を所掌する部長の対応事項

・顔面汚染時の除染訓練として、今回の燃料研究棟事故で明らかとなった半面マスク着用時の会話、発汗による半面マスク内部への汚染浸入を体感できる訓練や負傷を伴った除染訓練を平成 30 年度から継続的に実施する。

◯安全管理部長の対応事項

・放射線管理第 2 課（以下「放管 2 課」という。）において、α核種による汚染検査で十分な測定ができなかったことに対する改善が不十分で速やかに対応できていなかったことから、放管員（放射線管理第 1 課（以下「放管 1 課」という。）及び放管 2 課）を対象に、平成 29 年 12 月末までに、α核種による身体汚染の汚染検査訓練を実施する。また、平成 29 年 12 月末までにα核種による汚染検査時の注意事項を放管員の訓練に反映するとともに、放射線管理マニュアルに定め、今後の教育訓練に反映する。

・身体除染に関する施設側への指導について、放管 1 課と放管 2 課とでその対応に差があるため、平成 29 年 12 月末までに放射線安全取扱手引（北地区）及び放射線安全取扱要領（南地区）での身体除染に関する内容を統一する。

7．今後の取組

今回の訓練で抽出された課題に対する対策及び改善事項を実施するとともに、次年度の訓練計画に反映して改善状況を確認し、PDCA を回して緊急時対応能力の向上を図っていく。

以上