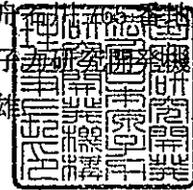


29 原機（大福材）009

平成 29 年 7 月 21 日

原子力規制委員会 殿

住 所 茨城県那珂郡東海村大字舟形 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（第 2 報）

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 日に 29 原機（大福材）007 で報告した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、現場復旧、原因究明等に係る計画を策定した上で、樹脂製の袋の破裂原因究明、作業員の被ばく評価、現場復旧等に取り組んできました。今般、樹脂製の袋の破裂の原因究明については、破裂に至った推定原因を絞り込んだこと、作業員の被ばく評価については、外部被ばく及び内部被ばくの実効線量の評価結果が得られたこと、現場復旧については、フード内の貯蔵容器をグローブボックスへ搬入したことから、これらの結果及び状況を取りまとめ、中間報告として別紙のとおり報告いたします。

引き続き調査を実施し、原因及び対策について報告いたします。

別紙：原子力施設故障等報告書

以上

## 原子力施設故障等報告書

平成 29 年 7 月 21 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（第 2 報）
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	<p>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 <math>\alpha</math> 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 名全員に汚染があることを確認した。</p> <p>事象発生の状況は、作業員からの聞き取り情報によると、以下のとおり。</p> <p>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、作業員は引き続き作業を進めることを判断した。作業員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、作業員は腹部に風圧を感じるとともに、他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洩が認められた。マスク越しではあるが作業員は異臭がないことを確認した。また、作業員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。</p> <p>事象発生後は、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。</p> <p>平成 29 年 6 月 6 日 14 時 30 分に 108 号室からグリーンハウスへ作業員の退室を開始した。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、作業員 5 名の特殊作業衣等に汚染（最大 <math>322 \text{ Bq/cm}^2</math>）以</p>

上 ( $\alpha$ 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。また、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 ( $\alpha$ 線))を確認した。これらの身体汚染検査結果から、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において、中性洗剤、固形石鹼、液体石鹼、シャンプー、鼻洗浄キット等を用いて除染を行った。除染補助者による汚染検査の結果、作業員に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<sup>2</sup>( $\alpha$ 線))以下であることを確認して管理区域から退城した。

なお、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分経過して流量が減少した。ホースにより燃料研究棟機械室から工業用水(ろ過水)を引き、水を用いた除染を再開した。

緊急に実施すべき医療処置(キレート剤の投与等)の判断に資するため、核燃料サイクル工学研究所において作業員5名の肺モニタ測定を行った結果、Pu-239とAm-241について、最大でそれぞれ $2.2 \times 10^4$  Bq、 $2.2 \times 10^2$  Bqと評価された。このため、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。

作業員5名につ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 $2.2 \times 10^4$  Bq及び $2.2 \times 10^2$  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おける立入制限区域指定基準( $\alpha$ 核種:4 Bq/cm<sup>2</sup>)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。

なお、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<sup>2</sup>( $\alpha$ 線)、3.1 Bq/cm<sup>2</sup>( $\beta$ ( $\gamma$ )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  $\mu$ Sv/hであった。フード(H-1)前床においては、貯蔵容器から飛散したと思われる粒子を確認した。

平成29年6月7日、作業員5名を量研 放医研へ搬送し、体表面

	<p>の再除染、肺モニタ測定等を含む医療処置を行った。量研 放医研における肺モニタ測定の結果、「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。アメリカウムについては、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。」との報告を平成 29 年 6 月 12 日に受けた。</p> <p>事象発生直後、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。その後、当該貯蔵容器は現場の復旧作業の一環として、蓋を固定した上で、フード (H-1) から搬出して 108 号室から調製室 (101 号室) 内のグローブボックス (123-D) 内へ平成 29 年 7 月 20 日に搬入した。今後、本格的な現場復旧のための措置として、フード (H-1) 及び 108 号室の汚染検査・除染作業を行う。</p> <p>(別添参照)</p>
<p>事象の原因</p>	<p>事象の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っている。</p> <p>樹脂製の袋の破裂に至った原因は、「内部でのガス発生」によるものと考えられ、容器内の Pu からの <math>\alpha</math> 線と「混入有機物 (エポキシ樹脂)」、「ポリ容器」及び「混入水分」との相互作用により生じたガスの発生によるものと推定した。ただし、推定した原因のガス発生に寄与する割合を含む原因の特定には、内容物の配置等の確認、エポキシ樹脂に固定されている核燃料物質の種類、エポキシ樹脂の量、核燃料物質の粉末の粒径、量、分布等を明らかにする必要がある。今後、分析等を行った上で事象進展シナリオを検討し、平成 29 年 8 月末を目途に樹脂製の袋の破裂に至った原因を特定する。</p> <p>また、今回の事故が発生した直接的な要因の絞り込みには、樹脂製の袋の破裂要因分析及び被ばく評価の結果のみならず、当該容器への核燃料物質の封入及び貯蔵並びに保管の状況や組織統合時の継承等に関する分析・評価が必要であり、すでに各時点で問題となる可能性のある事項が明らかとなっている。今後、さらに、各時点での関係資料調査や関係者聞き取りを進め、平成 29 年 9 月末を目途に主たる要因を明確にし、対策を立案する。</p> <p>(別添参照)</p>
<p>安全装置の種類 及び動作状況</p>	<p>なし</p>
<p>放射能の影響</p>	<p>事象発生時、燃料研究棟の給排気系設備は運転を継続し、管理区域内的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、</p>

	<p>本事象発生時の環境への影響はなかった。</p> <p>事象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、モニタリングポスト、燃料研究棟の排気ダストモニタ及び Pu ダストモニタの指示値は通常の変動範囲内で推移しており、施設外部への影響はない。</p> <p>(別添参照)</p>
作業員の被ばく	<p>作業員の被ばく評価結果について、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) 未満であり、内部被ばくによる実効線量 (預託実効線量) は、量研 放医研の公表によると、1 名が 100 mSv 以上 200 mSv 未満、2 名が 10 mSv 以上 50 mSv 未満、2 名が 10 mSv 未満であった。</p> <p>(別添参照)</p>
他に及ぼした被害	なし
復旧の日時	<p>復旧にあたっては、①安全確保のための措置、②本格的な現場復旧のための措置に分けて進める計画を立案し、対応を進めている。①安全確保のための措置として計画した、フード (H-1) までのアクセスルートの確保、フード (H-1) 内の貯蔵容器における蓋の固定、フード (H-1) から貯蔵容器を搬出して 108 号室から調製室 (101 号室) 内のグローブボックス (123-D) 内への移動については、平成 29 年 7 月 20 日に作業が終了している。②本格的な現場復旧のための措置では、フード (H-1) 及び 108 号室の汚染検査・除染作業を行う予定であり、作業員の被ばく防止と汚染拡大防止に努めながら 9 月末を目途に復旧作業を進めていく。</p> <p>(別添参照)</p>
再発防止対策	<p>原因究明及び原因分析については、現在作業を継続しており、明らかとなった原因に基づいて再発防止対策を策定し、適宜水平展開を図っていく。</p>

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（第2報）

平成29年7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	4
6.1	現場復旧及び原因究明等に係る計画	4
6.2	事象発生場所の復旧	5
6.3	作業員の被ばく評価	7
6.4	貯蔵容器内容物及び破裂時の状況調査結果	8
6.5	放射線管理情報等の調査状況	11
7.	調査結果に基づき推定した事象発生原因	12
7.1	破裂要因の分析による事象発生の原因推定及び対策の検討	12
7.2	放射性物質の摂取に至った推定原因とその対応	14
8.	原因分析	14
8.1	分析対象事象の選定	14
8.2	今後の予定	16
9.	再発防止対策及び水平展開	16
10.	まとめ	17

図 表

図 4.1.1	大洗研究開発センター施設配置図	18
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	19
図 4.1.3	燃料研究棟における保安活動（核燃料物質の取扱い関係） に係る主要な規定類	20
図 4.1.4	改善作業及び事故対応における作業の流れ	21
図 4.1.5	事象発生時の作業員と同等の防護具を装着した状態	23
図 4.2.1	燃料研究棟平面図	24
図 4.2.2	フード（H-1）概略図	25
図 4.2.3	108号室における事象発生時の作業員5名の位置関係	26
図 4.2.4	グリーンハウス	27
図 4.2.5	目張り箇所	28
図 4.2.6	モニタリングポスト（P-2）指示値のトレンド	29
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)	30
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）	30
図 4.2.9	表面密度測定結果	31
図 4.2.10	線量当量率測定記録	31
図 4.2.11	燃料研究棟の放射線管理モニタの配置図	32
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	33
図 4.2.13	燃料研究棟の排気系統図	34
図 4.2.14	事象発生後のフード（H-1）周辺	35
図 4.2.15	TVカメラによる貯蔵容器の監視	36
図 5.1	モニタリングポスト（P-2）指示値のトレンド	37

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～7月14日) ……	38
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～7月14日) ……	38
図 6.1.1	燃料研究棟汚染事故対応工程表(7月21日現在) ……	39
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 ……	40
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 ……	40
図 6.2.3	汚染管理強化概要図 ……	41
図 6.2.4	グローブボックス (123-D) 搬入後の貯蔵容器 ……	42
図 6.4.1	貯蔵容器へ核燃料物質を収納した際の想定図 ……	43
図 6.4.2	樹脂製の袋の破裂後貯蔵容器上部状態 ……	44
図 6.4.3	フード手前の床養生シート上に飛散したと思われる 粒子の外観 ……	45
図 6.5.1	Ge 半導体検出器によるスミヤ試料の光子エネルギースペクトル (測定日：7月13日、採取場所：108号室 図 4.2.9 ⑧) ……	46
図 6.5.2	Ge 半導体検出器によるスミヤ試料の光子エネルギースペクトル (測定日：7月13日、採取場所：108号室 図 4.2.9 ⑭) ……	46
図 6.5.3	Ge 半導体検出器によるスミヤ試料の光子エネルギースペクトル (測定日：7月14日、採取場所：108号室 図 4.2.9 ①) ……	47
図 6.5.4	Ge 半導体検出器によるスミヤ試料の光子エネルギースペクトル (測定日：7月14日、採取場所：108号室 図 4.2.9 ⑬) ……	47
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 ……	48
表 4.2.1	鼻腔内汚染検査結果 ……	49

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 (6月6日) ……	49
表 4.2.3	事象発生場所に係る時系列 ……	50
表 6.3.1	作業員の外部被ばくによる実効線量 ……	54
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) ……	54
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 ……	55
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 ……	55
表 6.5.1	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 ……	56
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 ……	57

## 添 付

添付 4.1.1	燃料研究棟（PFRF）の概要	59
添付 4.1.2	今回のフードでの点検等作業の位置付けについて	60
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	89
添付 4.2.1	退院後の作業員聞き取り概要	90
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	92
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	96
添付 4.2.4	事象発生後の作業員に対する除染作業の概要	97
添付 4.2.5	核燃料サイクル工学研究所の肺モニタ仕様、測定方法について	98
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	99
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	100
添付 6.2.2	現場復旧のスケジュール	102
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	103
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	108
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	110
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	114
添付 6.4.4	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	116
添付 7.1.1	γ線照射による樹脂製の袋の吸収線量評価	118
添付 7.1.2	樹脂製の袋の強度評価	120
添付 7.1.3	樹脂製の袋の破裂に係る基本事象ごとの評価内容詳細	131

添付 9.1	理事長指示	178
添付 9.2	核燃料物質の貯蔵及び取扱い作業等に関する 総点検の結果について	179
参考資料	法令報告「燃料研究棟における汚染について」正誤表	181

## 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（ $\alpha$ 核種：4 Bq/cm<sup>2</sup>）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。今回事象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及び実施にあたっては、大洗研究開発センター（北地区）の核燃料物質使用変更許可申請書（以下「使用許可書」という。）、核燃料物質使用施設等保安規定（以下「保安規定」という。）、核物質防護規定、計量管理規定、品質保証計画書、労働安全衛生法その他関係法令に基づく関連規程・規則及びそれらの下部要領等に従った（図 4.1.3 及び図 4.1.4 参照）。改善作業の一環として、使用許可書に基づき、フード（H-1）において貯蔵容器の点検等作業を行っていた。貯蔵容器には、ビニルバック（以下「樹脂製の袋」という。）で密封された容器が収納されている（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。作業にあたっては、安全対策等を検討した放射線作業連絡票等に基づく必要な防護具（特殊作業衣、特殊作業帽子、綿手袋、ゴム手袋（2 重）、半面マスク、靴カバー、RI 作業靴、フード内で作業を行うものは腕カバー：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、事象発生までに 30 個の貯蔵容器についての点検等作業を実施（前日まで 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象が発生した。

## 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。108 号室内において作業員が  $\alpha$  線用表面汚染検査計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。事象発生時の 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、事象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 の腹部に風圧を感じるとともに、他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洩が認められた。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。

聞き取り調査において、事象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

事象発生後は、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<sup>1</sup>（図 4.2.4 参照）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、本事象の発生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、事象発生時の室内 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  $5 \times 10^{-8}$  Bq/cm<sup>3</sup>（1 週間平均濃度）<sup>2</sup>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（ $7 \times 10^{-7}$  Bq/cm<sup>3</sup>）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。

<sup>1</sup> グリーンハウスは、原子力施設において除染の作業等を行う際、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等で覆いをした構造で、必要に応じて防災シートが用いられる。

<sup>2</sup> 法令に定める空気中濃度限度（Pu-239）： $7 \times 10^{-7}$  Bq/cm<sup>3</sup>

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<sup>2</sup> (α線)、3.1 Bq/cm<sup>2</sup> (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。

事象発生後のフード(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。事象発生直後、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<sup>2</sup>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、固形石鹼、液体石鹼、シャンプー、鼻洗浄キット等を用いて洗浄し、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<sup>2</sup>(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分経過して流量が減少した。ホースにより燃料研究棟機械室から工業用水(ろ過水)を引き、水を用いた除染を再開した(添付4.2.4参照)。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<sup>3</sup>の投与等)の判断に資するため肺モニタ測定を行った結果、Pu-239とAm-241について、最大でそれぞれ2.2×10<sup>4</sup> Bq、2.2×10<sup>2</sup> Bqと評価された(表4.2.2及び添付4.2.5参照)。このため、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

<sup>3</sup> 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。

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行った。量研 放医研における肺モニタ測定の結果、「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。アメリカシウムについては、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。」との報告を平成 29 年 6 月 12 日に受けた。

事象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  $2.2 \times 10^4$  Bq 及び  $2.2 \times 10^2$  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 ( $\alpha$ 核種:  $4 \text{ Bq/cm}^2$ ) 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

事象発生時、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、本事象発生時の環境への影響はない(図 4.2.6 及び図 4.2.7 参照)。

事象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、モニタリングポスト、燃料研究棟の排気ダストモニタ及び Pu ダストモニタの指示値は通常の変動範囲内で推移しており(図 5.1、図 5.2、図 5.3 及び添付 5.1 参照)、施設外部への影響はない。

#### 6. 事象発生後の措置

##### 6.1 現場復旧及び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、原因究明等の活動を進めている。

なお、これまでの現場復旧、原因究明等の活動の実績を踏まえ、今後、図 6.1.1 の工程表に示すように、平成 29 年 9 月末を目途に現場復旧を完了することを目指す。

- (1) 現場復旧に係る対応では、安全確保のための応急的な措置としてフード内の当該貯蔵容器の蓋の固定、108 号室からの搬出等を行う。また、本格的な現場復旧のための措置として、フード及び 108 号室の除染を行う。
- (2) 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、作業管理上の直接要因及び背後要因を分析し、再発防止策を検討する。

- (3) 総点検・水平展開に係る対応では、当該事象を踏まえた他拠点の核燃料物質の管理状況等に係る総点検、原因究明を踏まえた追加調査及び再発防止のための他拠点への水平展開を行う。
- (4) 被ばく評価に係る対応では、作業員のバイオアッセイ試料を分析し、量研 放医研の線量評価に協力するとともに、作業員が着用していた半面マスク等を分析し、被ばくシナリオを検討する。あわせて、作業員ケアに係る対応では、量研 放医研等と連携し、作業員の健康状態の把握、ケア等を行う。

## 6.2 事象発生場所の復旧

### (1) 現場復旧の基本的な進め方

現場復旧は、①安全確保のための措置、②本格的な現場復旧のための措置に分けて進める。①安全確保のための措置では、フード (H-1) までのアクセスルートを確認し、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 (101 号室) 内のグローブボックス (123-D) 内へ移動する。②本格的な現場復旧のための措置では、フード (H-1) 及び 108 号室の汚染検査・除染作業を行う。また、グリーンハウスの更新等により汚染管理の強化を図る。現場復旧に際しては、作業員の被ばく防止と汚染拡大防止に努めるとともに、現場の記録を残す等現場の保全に努める。

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する。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する (添付 6.2.1 参照)。また、モニタリングポスト、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) による監視も継続し、指示値が通常の変動範囲内であることを確認する。

これまでに、①安全確保のための措置を完了し、②本格的な現場復旧のための措置では汚染管理の強化を図ったところである。現場復旧作業は、添付 6.2.2 に示す工程に従って進めていく。

### (2) 安全確保のための措置

108 号室のフード (H-1) 内の貯蔵容器を 101 号室へ移動し、グローブボックス (123-D) へ搬入した。汚染された 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、次の①から③のとおり安全確保のための措置を完了した。

#### ① フード (H-1) までのアクセスルートの確保

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。拭き取り後の床の  $\alpha$  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  $55 \text{ Bq/cm}^2$  から (図 4.2.9 参照)、最大  $5 \text{ Bq/cm}^2$  (立入制限区域指定基準 ( $\alpha$  核種:  $4 \text{ Bq/cm}^2$ )) まで低減された。

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。これらは、今後、原因究明のための分析に供する。

#### ② フード (H-1) 内の貯蔵容器の蓋の固定

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。

### ③ フード (H-1) からの貯蔵容器の搬出及び 108 号室から 101 号室への貯蔵容器の移動

フード (H-1) からの貯蔵容器の搬出及び 108 号室から 101 号室への貯蔵容器の移動作業は、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うえで実施した。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) へ搬入された貯蔵容器の状況を図 6.2.4 に示す。当該貯蔵容器は、今後、原因調査のための観察や分析に供する。

## (3) 本格的な現場復旧のための措置

### ① 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マ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、事象直後に緊急に設置したグリーンハウスから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、汚染閉じ込め機能を向上させた。また、以下を実施することを定め、運用を開始した。

- ・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、靴カバーの装着を徹底し、装着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。

区域管理強化のための措置として以下を定め、運用を開始した。

- ・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サーベイメータによる汚染検査を実施する (従来から実施してきた事項の周知徹底)。
- ・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。汚染管理は、現場復旧作業の状況に応じて、今後も強化を図っていく。

## ② 今後のフード (H-1) 及び 108 号室の汚染検査・除染

フード (H-1) の作業については、フード内の不要部品をフードから取り出して金属容器等に収納する。次に、フード内外表面から分析評価試料としてシールを用いて汚染物をはがし取った後、フード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う。

108 号室については、同室内をメッシュ状又は設置物、構造物ごとにエリアを設定する。まず、床をエリアに区切り、エリアごとの分析評価試料としてシールを用いて汚染物をはがし取った後に、汚染検査、除染作業を繰り返して床全面を除染し、ビニルシート養生を行う。次に、天井、壁、配管・ダクト、グローブボックスなど、上方から下方に向かってエリアごとに床と同様の手順で除染する。除染に用いた資材は、エリアごとにまとめて保存する。

汚染検査はダイレクトサーベイ法とスミヤ法を併用する。除染はスミヤ法で汚染が検出されないとこまでを目標に実施する。表面に固着汚染が確認された場合は、固定又はビニルシート等による養生を行う。最終的に 108 号室内の汚染検査を実施し、スミヤ法での汚染が検出されないことを確認する。

## 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 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。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  $1.0 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^2$  の汚染が確認されたが、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、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 (EPD) による測定

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  $2 \mu\text{Sv}$  (作業員 B)、 $3 \mu\text{Sv}$  (作業員 D)、 $60 \mu\text{Sv}$  (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 をもとに評価を行い、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  $2 \mu\text{Sv/h}$  であった (図 4.2.10) 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 名には皮膚に汚染が確認されたことから、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  $1.0 \times 10^3$  Bq/cm<sup>2</sup>）を用い、この値の汚染が直接皮膚に付着し、事象発生時刻から管理区域から退出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  $\mu$ Sv 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  $\mu$ Sv 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

保安規定に基づき、原子力機構は放射線業務従事者が体内汚染を受けたと認められる場合に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ことにしている。

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、事象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。そのため、原子力機構は内部被ばく線量の測定・評価について、量研 放医研が診察、処置の一部として実施する内部被ばく線量の測定・評価に協力する形で行うこととした。この一環として原子力機構はバイオアッセイ試料（便）の分析を実施し、平成 29 年 7 月 5 日、量研 放医研にその結果を報告した。

このように内部被ばく線量の測定・評価の結果は全て量研 放医研の管理する医療情報となっているため、原子力機構は、今後適切な手続きのもと必要な情報を入手し、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報告・記録を行う。

量研 放医研は、バイオアッセイ検査等の結果を詳細に検討し、内部被ばく線量の評価を行った。量研 放医研が平成 29 年 7 月 10 日に公表した作業員 5 名の内部被ばくによる実効線量（預託実効線量）は、表 6.3.2 のとおりである。

なお、平成 29 年 6 月 6 日の事象発生当日に行った肺モニタ測定では、Pu-239 と Am-241 について、最大でそれぞれ  $2.2 \times 10^4$  Bq、 $2.2 \times 10^2$  Bq が確認された<sup>4</sup>が、翌日量研 放医研で実施された肺モニタ測定では Pu-239 は検出されなかった。量研 放医研に受け入れ後実施された体表面汚染の測定では、数か所から最大 140 cpm の体表面汚染が検出されていることから、肺モニタ測定における相違は、原子力機構の測定では皮膚に付着していた Pu-239 等による影響があったためと考えられる。今後、肺モニタで測定された値と皮膚に付着した汚染との関係を明らかにしていく。

## 6.4 貯蔵容器内容物及び破裂時の状況調査結果

### (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

<sup>4</sup> 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。

燃料研究棟に係る職員（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 線回折測定に使用した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。試料ホルダー中の固化物部分の寸法は、約 20×20 mm の四角形で、厚さ 1.5 mm 程度の平らな形状である。この固化物 1 個あたりに、核燃料物質の粉末が 0.1～0.2 g、エポキシ樹脂が 0.7～1.0 g 含まれる。
- 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が混在している。
- ⑤ 燃料研究棟では、X 線回折測定後の試料は空気雰囲気グローブボックス内に集約して置かれていた。平成元年 10 月に、当時置かれていた全量のうち 78 % に相当する量を他の空気雰囲気グローブボックスに移動した。
- ⑥ 上記の核燃料物質は、酸化加熱処理用の加熱炉が設置されている空気雰囲気グローブボックス中に 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（ポリ塩化ビニル製、一重目）へのバッグアウト操作によって搬出し、これをさらに樹脂製の袋（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が平成 29 年 7 月 14 日に確認された。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再梱包されている（表 6.4.2 参照）。当該貯蔵容器の記録には、ポリ容器の底部が破損していること、樹脂製の袋が膨張していることの記事がある他、梱包を更新した後に異常なしとの記事がある（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  $\alpha$  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。7.1 項の諸要因の影響を評価する際には、保守的な評価として、5 種類の同位体組成のうち最も実効崩壊定数の大きい（ $\alpha$  崩壊量の多い）A を代表組成として用いた。

④、⑤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、X 線回折測定済試料を酸化加熱処理するために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、有機物中のプルトニウム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、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ことが当時の作業月報により推測される。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。一方、酸化物粉末のエポキシ樹脂固化物については、月報に加熱処理したとの記述は見られず、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可能性がある。

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らないが、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現時点で見つからない。

現状で得られる情報に基づき、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、貯蔵容器内部の収納状態の想定図を、貯蔵容器の製作図面及び収納されているものと同等のポリ容器の採寸により作成した(図 6.4.1)。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。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 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るので密閉性は低く、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の内部は圧力平衡になると考えて良い。二重目の袋の上下方向長さに余裕がある場合は、ポリ容器の上側あるいは下側で折りたたまれた状態で収納されたと考えられる。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。

当該貯蔵容器内部の詳細な収納状態やエポキシ樹脂の量に関しては現状不明なため、101 号室のグローブボックス(123-D)に移動した当該貯蔵容器内部の状態を観察し、必要な情報を取得する予定である。

## (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 6.4.4)を実施するとともに、108 号室の現場の写真(図 6.4.2 及び図 6.4.3)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来ていた。
- 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、破裂に至るまでに少なくとも一重目か二重目のどちらかの樹脂製の袋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。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可能性がある。後者の場合、一般的には袋の体積は一重目の方が小さいと考えられるので、膨張代を考慮すると一重目が破損していたと考えるのが自然である。二重目の袋は、内圧上昇により膨張しても、貯蔵容器と蓋の内面で拘束されていたため、蓋を開ける作業を行うまでは破裂・破損せずにいたと考えられる。貯蔵容器からボルトが外れたことで蓋からの拘束力がなくなり、袋が急に膨張し、強度の限界を超えたかあるいは他の外的要因により破裂したと推測される。

破裂後に作業員が撮影した貯蔵容器の写真（図 6.4.2）からは、以下のことが考えられる。

- ・ 貯蔵容器上端からは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。袋への封入時の状況を想定すると、この開口部は溶着部分に相当する位置であるが、実際に溶着部であるかどうかは現物による確認が必要である。
- ・ 袋の上端部分には溶着部がない。
- ・ 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。
- ・ ポリ容器の本来の外観は白色であるが、変色が著しい。
- ・ 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来た可能性がある。

破裂時に貯蔵容器内から飛散した粒子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 6.4.3）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」と証言しており、割れや欠けにより元の形状を保っていないものもあるが、四角形状のものが認められ、アルミニウム製試料ホルダーから取り外した X 線回折測定済のエポキシ樹脂固化物の一部である可能性が高い。

## 6.5 放射線管理情報等の調査状況

### (1) 作業員が摂取した放射性微物質の性状把握

作業員が摂取した放射性微物質の核種組成や粒径分布等の性状を把握するため、平成 29 年 6 月 6 日に交換した Pu ダストモニタ No.2 のフィルタ及び平成 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について、放射性核種分析を実施している。スミヤ試料の採取場所を図 4.2.9 に示す。ス

ミヤろ紙については、これまでに全 14 試料のうち 4 試料の光子エネルギースペクトルを測定することができたので、その結果を図 6.5.1～図 6.5.4 に示す。

今後もこれらフィルタ等の試料について、放射性核種分析を継続するとともに、放射線画像解析等の方法により粒径分布等を明らかにする予定である。また、108 号室の放射線状況、作業員の半面マスクの汚染状況等について調査・分析を進める。

## (2) 放射性物質の摂取に至った要因事象の調査

事象発生状況などの情報から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を洗い出し、整理した。その結果を表 6.5.1 に示す。なお、現時点においては、被ばくのタイミングごとに可能性のある要因をできるだけ広く洗い出すこととした。

今後は 108 号室及びグリーンハウス内の放射線状況、作業員の半面マスク等の調査分析結果及び関係者（作業員、放射線管理課員等）の聞き取り等の結果に基づき可能性の高い要因事象を明らかにしていく。

## 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推定及び対策の検討

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 貯蔵容器内容物及び破裂時の状況調査結果」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 等の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⑪～⑳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 貯蔵容器内容物及び破裂時の状況調査結果」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。評価に先立ち、前提となる以下の 3 つの事項を定めた。

- 1) 貯蔵容器の容積 3.9 L から内容物としてポリ容器の外容積である 1.6 L を減じた 2.3 L に対するガス発生量の割合を「内圧上昇割合」と定義した。
- 2)  $\gamma$ 線の挙動を粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を用いてシミュレーションすることにより、樹脂製の袋への $\gamma$ 線照射試験における照射量（吸収線量）を定めた。（添付 7.1.1）
- 3) 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うことにより、樹脂製の袋の耐圧性能を評価し、樹脂製の袋の破裂又は破損をもたらす内圧上昇割合を 90 %～300 %と定めた。（添付 7.1.2）

「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 7.1.3 に示す。以下に評価の結果を記す。

- 1) 一重目及び二重目の樹脂製の袋の内圧上昇要因のうち、すべての「内部でのガス発生」事象に影響する「内部温度上昇」については、⑨「崩壊熱」及び⑩「夏期の高温」の 2 つの基本事象における最大温度上昇を加算した 22 °C の温度上昇による内圧上昇割合を計算した。その結果、内圧上昇割合は 7.8 %となった。樹脂製の袋の破裂又は破損をもたらす内圧上昇割合は 90 %～300 %であることから、「内部温度上昇」が与える影響は小さい。しかしながら、今後の原因特定に向けたより正確な評価においては、「内部温度上昇」に係る影響も考慮する。
- 2) 「内部でのガス発生」のうち、樹脂製の袋の内圧上昇割合に有意な影響を与える基本事象は、②「混入有機物」、③「ポリ容器」及び④「混入水分」の 3 つであると評価された。樹脂製の袋の破裂は、これら②～④の 3 つの複合事象あるいはいずれかの単一事象として発生したと考えられる。

## (3) 樹脂製の袋が破裂に至った推定原因及びその対策

フォルトツリー解析により、樹脂製の袋の破裂は、②「混入有機物」、③「ポリ容器」及び④「混入水分」の 3 つの基本事象が複合して発生したものと推測された。すなわち、主に②～④の複合事象あるいはいずれかの単一事象によりガスが発生し、21 年間の貯蔵期間中の内圧上昇が樹脂製の袋の破裂をもたらす内圧上昇割合を超過したが、貯蔵容器による拘束力で破裂せずに留まっていた。樹脂製の袋が、貯蔵容器蓋の開封により拘束力を失って樹脂製の袋内外の圧力均衡が崩れ、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強度や伸び低下の影響により、線状に裂ける形で破裂開口したと推測される。

以上の推定原因に基づき、本樹脂製の袋破裂事象への対策を検討した。

まず、樹脂製の袋の内圧の過度の上昇を避けるために、放射線分解ガスを発生させる有機物と Pu の

密着を防止した状態で収納することが必要である。他方、樹脂製の袋やポリ容器等の放射線等による劣化は、上述したように密着すれば大きなエネルギーを与える $\alpha$ 線の発生源であるPuを有機物から分離したとしても、 $\gamma$ 線の影響もあり、長期の保管では劣化は避けられない。これらのためには、以下のような対策が必要と考えられる。

- 1) 収納前に試料の熱処理等を行って、多量のガスを発生させるエポキシ樹脂等を除去すること  
この核燃料物質の熱処理は、内圧上昇をもたらすと考えられるもう一つの要因である吸着水分の放射線分解ガス発生防止にも有効であると考えられる。
- 2) 粉末状の核燃料物質のポリ容器等の有機物への密着を避けるため、金属容器に収納すること  
金属容器への収納は、Puから発生する低エネルギーの $\gamma$ 線の遮蔽にもある程度の効果が望まれ、下述する樹脂製の袋の放射線劣化への防止策としても一定の効果を発揮することが期待される。
- 3) 核燃料物質をポリ容器に収納しているものについては、膨張や変色等が発生する時間を事前に見積もり、適切な周期でこれらの目視による点検と交換を行う等の対策を取ること

主な原因として推定された②～④の基本事象のうち、②「混入有機物」及び③「ポリ容器」については、Puからの $\alpha$ 線と有機物の相互作用で生じる。これらの基本事象の影響度の評価精度を向上させ、事象進展シナリオを推定するためには、 $\alpha$ 線の飛程が短いことを考えると、今後、原因特定に向けて以下の分析等を行う必要がある。

- 1) 貯蔵容器内の核燃料物質や有機物の配置等に係る情報の確認
- 2) エポキシ樹脂に固定されている核燃料物質の種類
- 3) エポキシ樹脂の量
- 4) 核燃料物質の粉末の粒径、量、分布
- 5) 樹脂製の袋やポリ容器の劣化、破損、傷等
- 6) 貯蔵容器の調査により必要となったその他の分析

## 7.2 放射性物質の摂取に至った推定原因とその対応

放射性物質の摂取に至った原因の推定に関しては、6.5項に基づき可能性の高い要因事象を明らかにしたうえで、今後の対策に繋げていく。

## 8. 原因分析

前節までの樹脂製の袋の破裂要因分析及び被ばく評価の結果を踏まえ、事象の発生に至った安全管理を含む作業管理上の直接要因に係る原因分析を進めている。このため、大洗研究開発センター品質保証推進委員会の下部組織として、「品質保証推進委員会規則」第4条（分科会）により「燃料研究棟汚染事故に係る原因分析チーム」（以下「原因分析チーム」という。）を設置した。

### 8.1 分析対象事象の選定

前節までに収集した情報のほか関連する文書（国内外の関連する文書を含む）、記録、聞き取り等を基に分析対象とする事項を以下のとおり抽出した。

- (1) 当該容器への核燃料物質の封入及び貯蔵、並びに保管（改善作業開始まで）

今回事象が発生した貯蔵容器への核燃料物質の封入、貯蔵時の対応及びその後の保管状況に着目し

て問題となる可能性のある事項を抽出した。問題の抽出にあたっては、燃料研究棟における核燃料物質の移動票、過去の点検状況等に着目し、関連する規定や要領を含む文書、当時入手可能な国内外の情報を調査した。また、平成3年の貯蔵容器への核燃料物質封入作業当時の燃料研究棟在籍者を含む関係者への聞き取りや燃料研究棟における業務内容と業務実施にあたってのルール（文書化されたもの、されていないもの含む）等を踏まえ、現状分析対象とすべき事項は以下のとおりである。なお、平成3年から平成17年の組織統合を経て現在に至るまでの管理組織や関係するルールの変遷、並びに情報継承や作業員への教育等事実関係についても着目し調査対象に含めて問題点を抽出する。

- ・平成元年には放射線安全取扱手引の貯蔵の条件に「放射線分解によるガス圧の上昇に十分注意する」と記載されていたこと  
⇒平成元年に使用していた放射線安全取扱手引の貯蔵の条件に上記の記載があった。当該記載について認識の確認や貯蔵時の方法について当時の関係者に対して聞き取りを行う等、事実関係を調査し問題点を抽出する。
- ・平成3年に当該貯蔵容器へ核燃料物質を貯蔵した際の貯蔵方法及びその記録の作成に関すること  
⇒内容物を確認し、内容器（ポリ容器）の選択に問題がなかったか、平成元年に使用していた放射線安全取扱手引の貯蔵の条件が考慮されたか等、事実関係を調査し問題点を抽出する。
- ・平成8年に今回事象が発生した貯蔵容器の点検が行われ、内容器（ポリ容器）底部の破損と樹脂製の袋の膨張が確認されていたこと  
⇒平成8年に今回事象が発生した貯蔵容器の点検を実施した記録の存在が確認された。この中で破損したポリ容器や樹脂製の袋を交換したとの記述があった。約5年間で損傷が見られたことに関して、その事実の継承や改善がなされていたかどうかを含め、事実関係を調査し問題点を抽出する。
- ・IAEA Safety Report<sup>5</sup>（平成10年）やDOE-STD<sup>6</sup>（平成6年及び平成24年）で記載されたプルトニウムの貯蔵の技術情報の取り入れに関すること  
⇒IAEA及びDOEはプルトニウムの貯蔵に関するレポートを取りまとめており、これらの情報が燃料研究棟の管理に反映されていたかどうかについて事実関係を調査し問題点を抽出する。
- ・平成29年1月26日、2月9日に原子力規制庁に説明した核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第一開発室における核燃料物質を封入した樹脂製の袋の膨れに関する情報の取り扱いに関すること  
⇒平成29年1月26日、2月9日に核燃料サイクル工学研究所における核燃料物質の管理について原子力規制庁に説明しており、この中でプルトニウム燃料第一開発室における「樹脂製の袋の膨れ」について言及していた。この情報が燃料研究棟での貯蔵容器の確認に関する作業計画に活かされたかどうかについて、事実関係を調査し問題点を抽出する。

## (2) 本改善作業の計画・実施段階及び事故対応

図4.1.4に示した改善作業の作業計画段階、作業実施段階及び事故対応の各ステップについて、一連の文書、記録及び時系列をチェックするとともに、5人の作業員はもとより、初動対応、除染作業

<sup>5</sup> この資料では、プルトニウムの物理的、化学的性質、取扱い、貯蔵上の留意点の他、プルトニウムを摂取した場合の医療処置についても記載されている。

<sup>6</sup> この資料では、プルトニウム（金属、酸化物等）を長期貯蔵するための安定化、梱包、貯蔵の基準が定められている。

を行った放射線管理要員を含む放射線業務従事者等への聞き取りを踏まえ、分析対象とすべき事項を抽出し、今回の事象の発生（樹脂製の袋の破裂）に至った原因、作業員の被ばくに至った原因について、分析の対象とする事項を以下のとおり抽出した。

- ・ 収納状態が不明瞭な核燃料物質の点検等の作業計画作成に関すること（樹脂製の袋の破裂の予見性を含む。）
  - ⇒図 4.1.4 に示した改善作業の計画段階における作業の流れに従い、作業計画を策定するとともに、策定にあたっては、作業計画時に様々なチェックを行い作業の危険性を確認している。この作業計画の中で、「収納状態が不明瞭な核燃料物質」をどのように確認し作業計画に反映したかどうかを含め、作業計画立案時の事実関係を調査し問題点を抽出する。
- ・ 貯蔵容器の蓋のボルトを緩め、蓋が浮き上がった際の作業の継続に関すること
  - ⇒当該貯蔵容器を開ける際に蓋が浮き上がっていることが確認されている。この状態における作業の実施状況や作業員の認識について事実関係を調査し問題点を抽出する。
- ・ 事象発生から作業員の退出開始までの所要時間（約 3 時間）に関すること
  - ⇒事象発生から退出までに事象の状況確認や退出のためのグリーンハウスの設置等を実施している。当該対応について緊急時の手順と照らして、退出までの事実関係を再確認し問題点を抽出する。
- ・ 燃料研究棟の事故対策資機材（除染用シャワー等）の管理に関すること
  - ⇒今回の事象発生において、グリーンハウスの設置や除染用シャワーを用いた身体除染を実施している。当該事故対策資機材が適切に維持管理されていたかどうかについて事実関係を再確認し問題点を抽出する。

## 8.2 今後の予定

平成 3 年から事故対応までの関連する文書及び記録並びに関係者への聞き取り等の客観的な事実やその時どきの関係者の認識や判断、加えてそれらが組織の変遷の中でどう引き継がれたかを踏まえ、原因分析（問題点の抽出及び直接要因の特定）を進めていく。

特に、当該貯蔵容器の内容物の詳細確認を受け、平成 3 年に当該貯蔵容器に核燃料物質を封入したこと、平成 8 年に貯蔵容器の点検が行われていた記録が確認されたことについて、事実関係を調査し問題事象を明確にしたうえで核燃料物質の貯蔵、保管等に関する直接要因を特定する。

さらに、各分析対象事象から問題事象を抽出した上で、直接要因及びその背後にある組織的な要因について分析し、改善のための対策を立案する。

なお、本節における分析はこれまでの調査結果、関係者への聞き取り等により明らかにされた事実関係に基づくものであり、今後、樹脂製の袋の破裂要因分析、被ばく評価の結果及び新たな事実が判明した場合には適宜追加や見直しを行う。

## 9. 再発防止対策及び水平展開

本事象の発生に伴い、現在、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ている（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を把握するための調査、点検を実施した。さらに、原子力機構内の

核燃料物質を貯蔵及び保管する容器の健全性を確認するための調査、点検を実施した(添付 9.2 参照)。

原因究明及び原因分析については、現在作業を継続しており、明らかとなった原因に基づいて再発防止対策を策定し、適宜水平展開を図っていく。

## 10. まとめ

平成 29 年 6 月 6 日の事象発生後、樹脂製の袋の破裂原因究明、作業員の被ばく評価、現場復旧等に取り組んできた。現場復旧及び原因究明等に当たっては、計画を策定した上で、それぞれの作業に取り組み、今般、樹脂製の袋の破裂に至った推定原因を絞り込んだこと、作業員の被ばく評価については、外部被ばく及び内部被ばくの実効線量の評価結果が得られたこと、現場復旧については、フード(H-1)内の当該貯蔵容器をグローブボックスへ搬入したことから、第 2 報として報告することとした。

樹脂製の袋の破裂に至った原因は、「内部でのガス発生」によるものと考えられ、容器内の Pu から  $\alpha$  線と「混入有機物(エポキシ樹脂)」、「ポリ容器」及び「混入水分」との相互作用により生じたガスの発生によるものと推定した。ただし、推定した原因のガス発生に寄与する割合を含む原因の特定には、内容物の配置等の確認、エポキシ樹脂に固定されている核燃料物質の種類、エポキシ樹脂の量、核燃料物質の粉末の粒径、量、分布等を明らかにする必要があるため、今後、分析等を行った上で事象進展シナリオを含め、平成 29 年 8 月末を目途に樹脂製の袋の破裂に至った原因を特定する。

作業員の被ばく評価結果について、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)未満であり、内部被ばくによる実効線量(預託実効線量)は、量研 放医研の公表によると、1 名が 100 mSv 以上 200 mSv 未満、2 名が 10 mSv 以上 50 mSv 未満、2 名が 10 mSv 未満であった。内部被ばく線量の測定・評価の結果は全て量研 放医研の管理する医療情報となっているため、原子力機構は、今後適切な手続きのもと必要な情報を入手し、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報告・記録を行う。

また、今回の事故が発生した直接的な要因の絞り込みには、樹脂製の袋の破裂要因分析及び被ばく評価の結果のみならず、当該容器への核燃料物質の封入及び貯蔵、並びに保管(平成 8 年に実施した点検記録に関する事項を含む)の状況や平成 17 年の組織統合時の継承等に関する分析・評価が必要であり、すでに各時点で問題となる可能性のある事項が明らかとなっている。今後、さらに、各時点での関係資料調査や関係者聞き取りを進め、平成 29 年 9 月末を目途に主たる要因を明確にし、対策を立案する。

現場復旧については、平成 29 年 7 月 7 日に燃料研究棟の廊下で汚染を確認したため、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るとともに、慎重に除染作業を進めるために、これまでの現場作業の実績を踏まえ、平成 29 年 9 月末を目途に現場復旧を目指す。

法令報告の最終報については、上記を踏まえて平成 29 年 9 月末を目途に報告する。

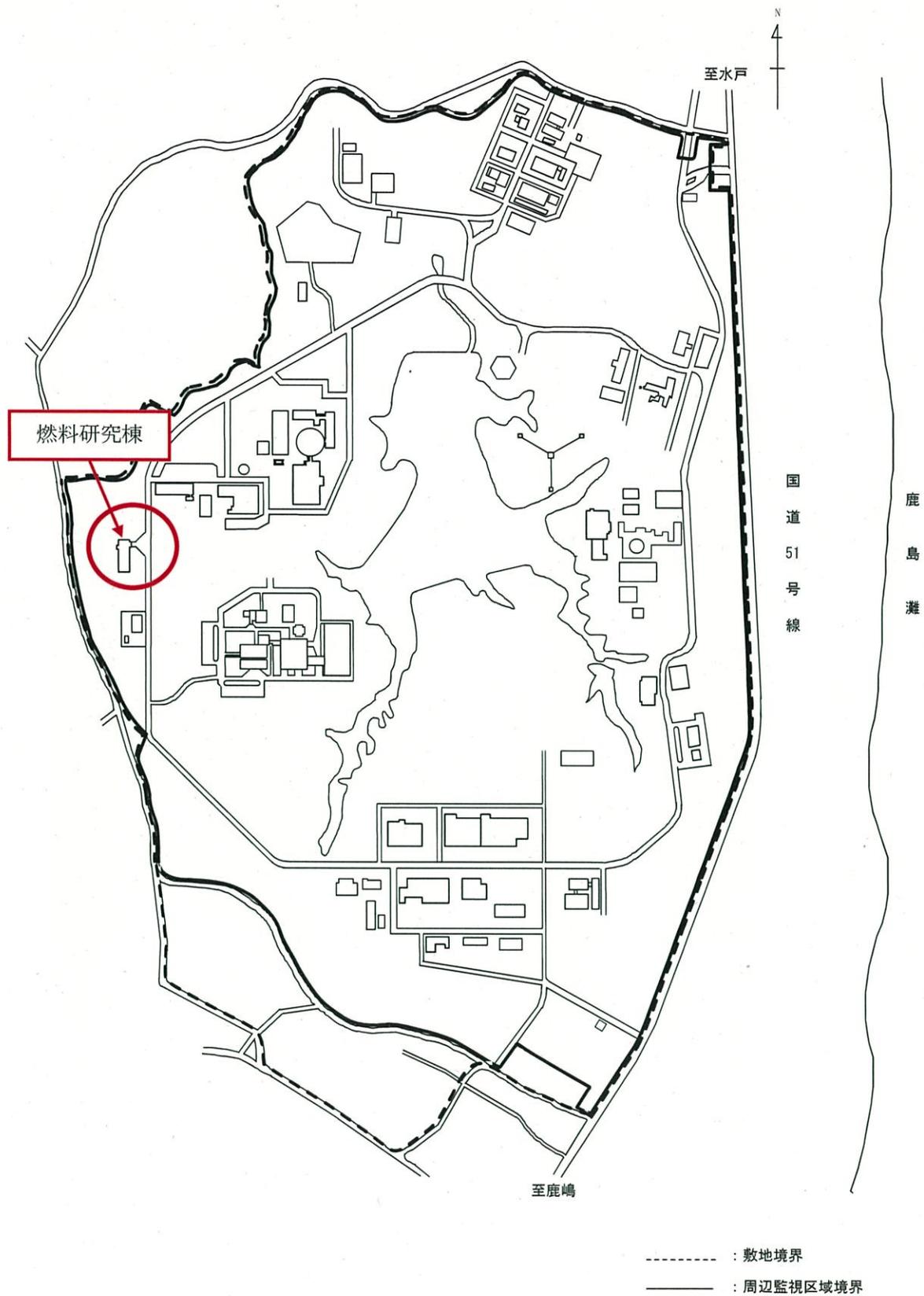


図 4.1.1 大洗研究開発センター施設配置図

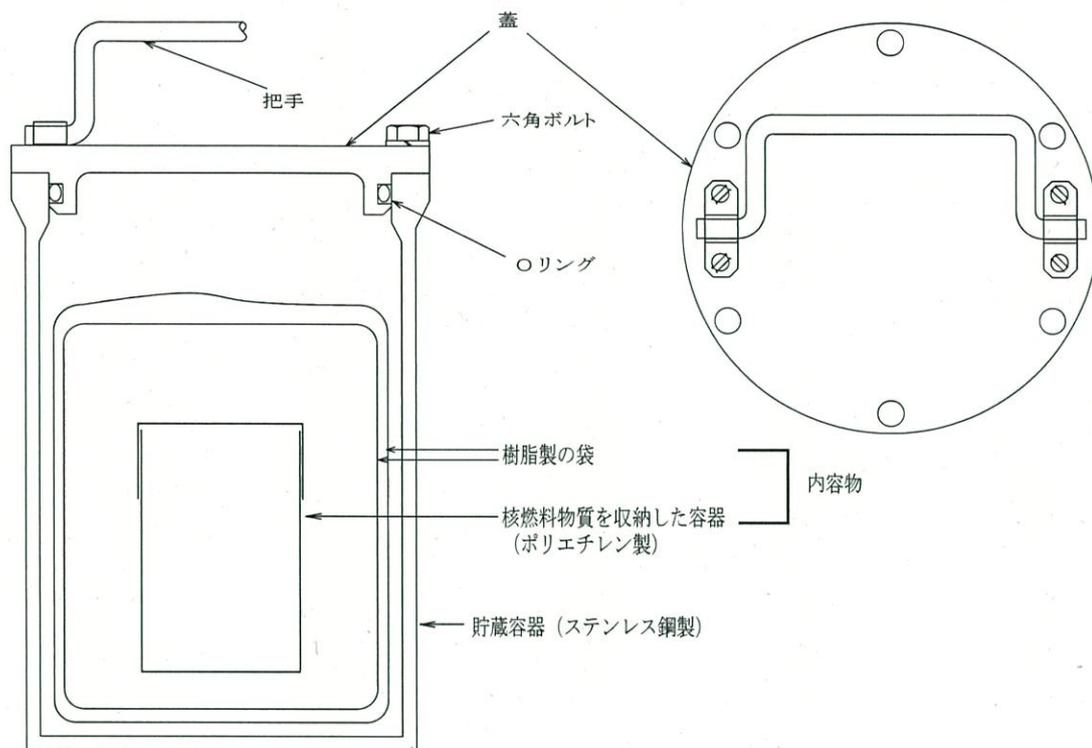
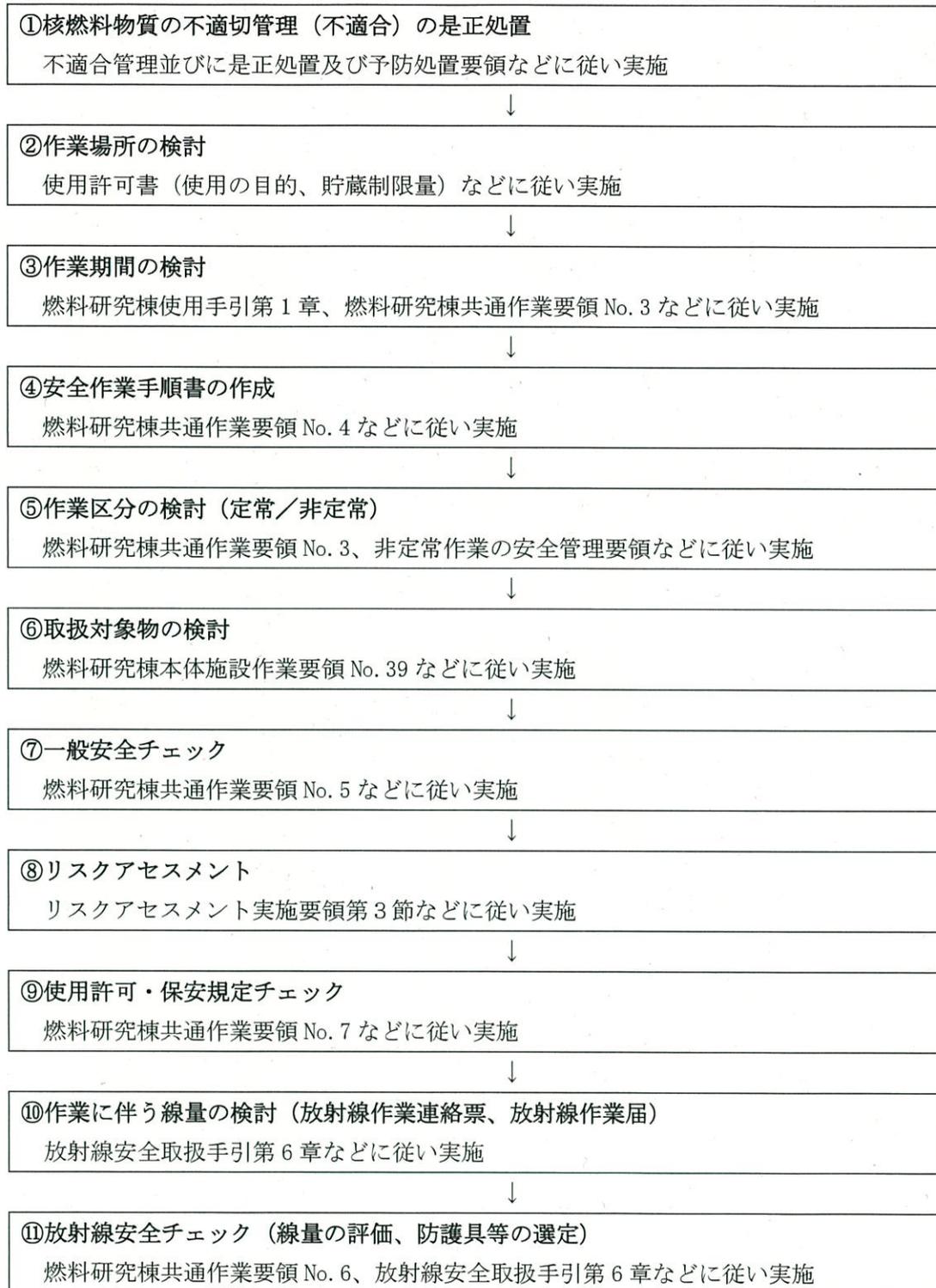


図4.1.2 プルトニウム・濃縮ウラン貯蔵容器の構造と内容物



(1) 作業計画段階

保安規定第1編第17条, 第17条の2, 第2編第16, 17条, 第7編第3, 4条

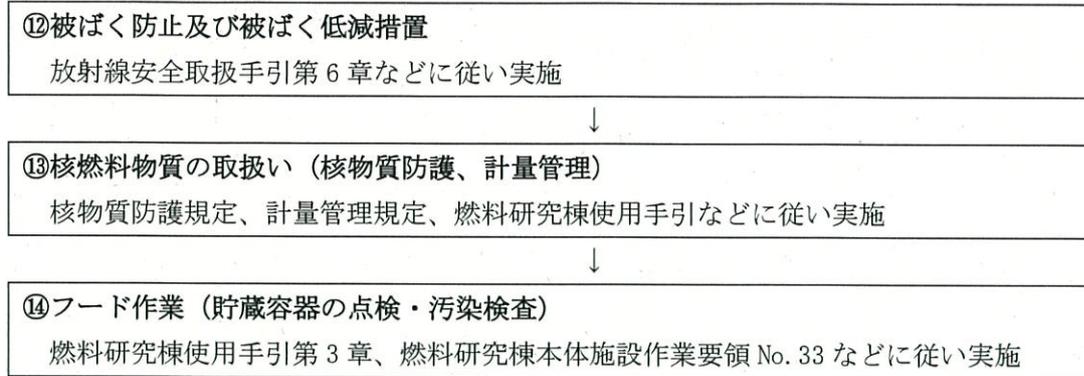


(注) 一部の規定類の名称は略称表記とした。

図 4. 1. 4 改善作業及び事故対応における作業の流れ (1/2)

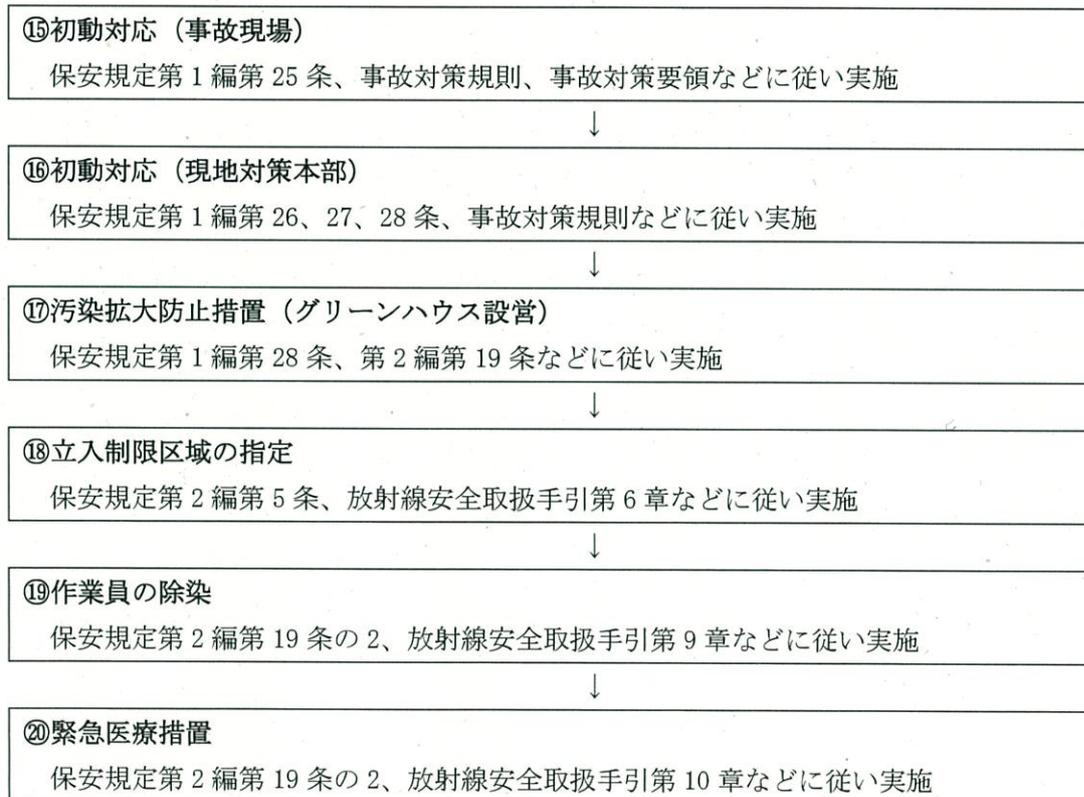
(2) 作業実施段階

保安規定第 2 編第 16 条、核物質防護規定、計量管理規定



(3) 事故対応

保安規定第 1 編第 24, 25, 26, 27, 28 条、第 2 編第 5, 19 条, 第 19 条の 2、事故対策規則

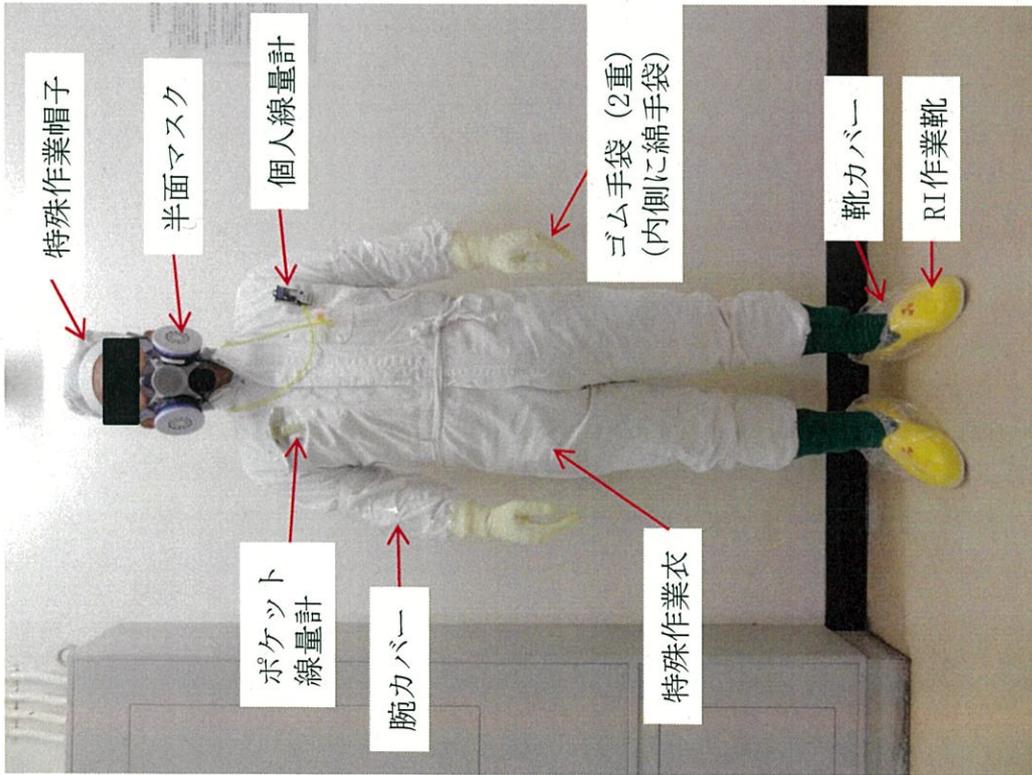


(注) 一部の規定類の名称は略称表記とした。

図 4. 1. 4 改善作業及び事故対応における作業の流れ (2/2)

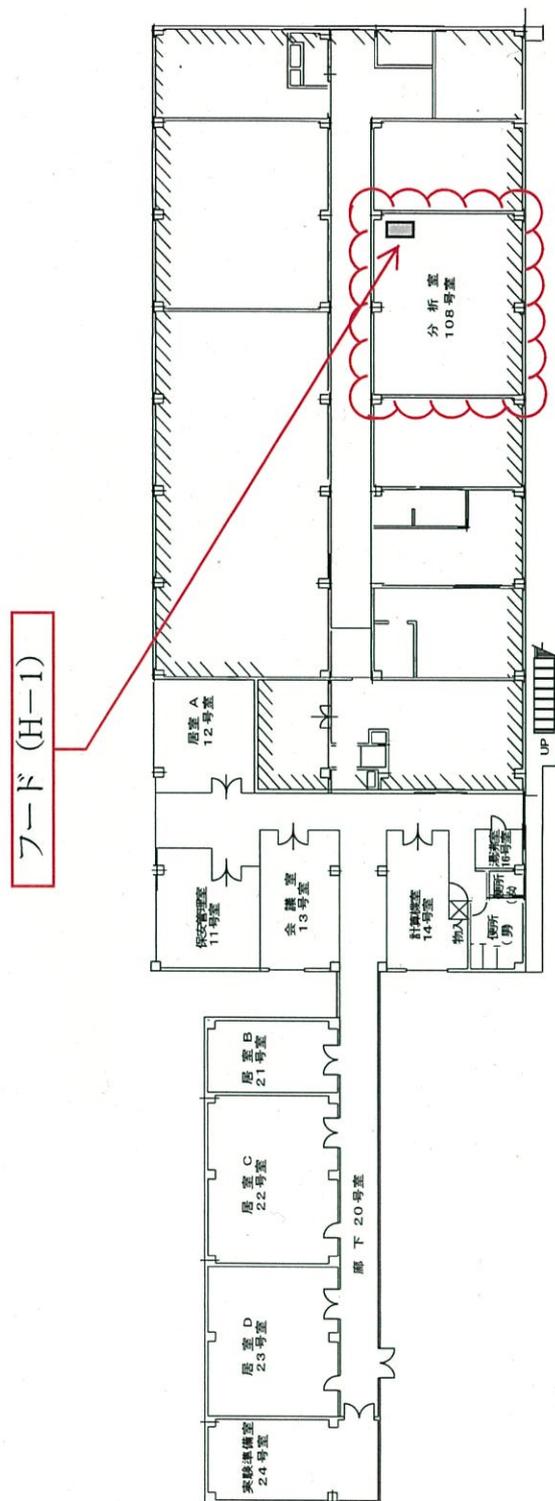


背面



前面

図4.1.5 事象発生時の作業員と同等の防護具を装着した状態

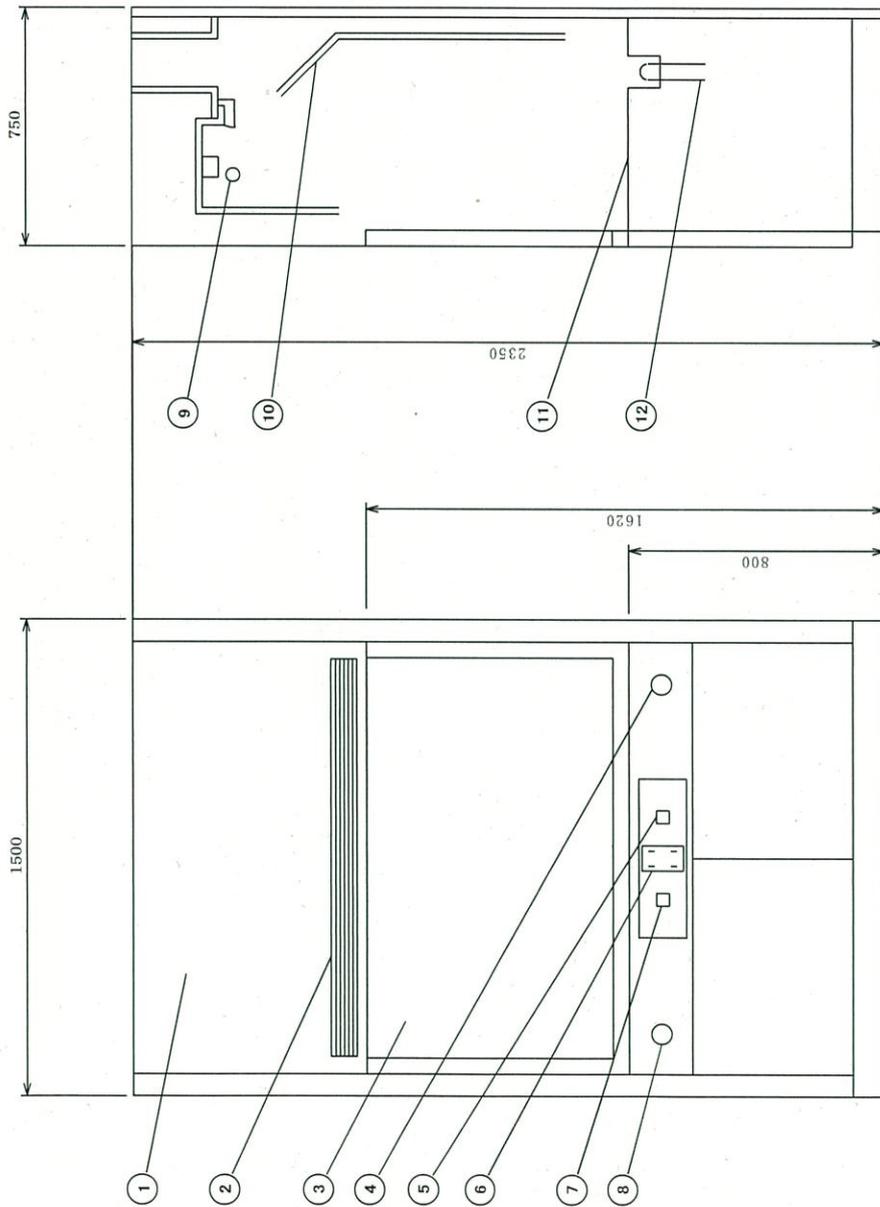


1 階平面図

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	給気ギヤリ
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	パツフルプレート
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

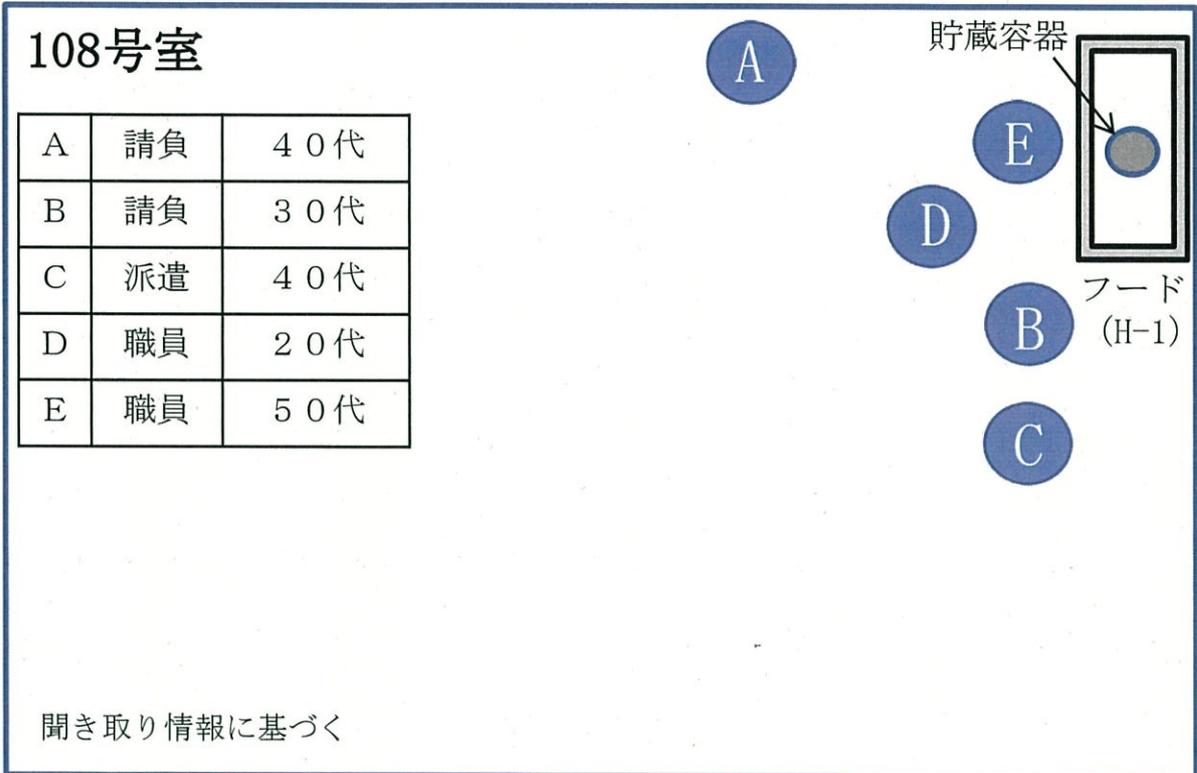
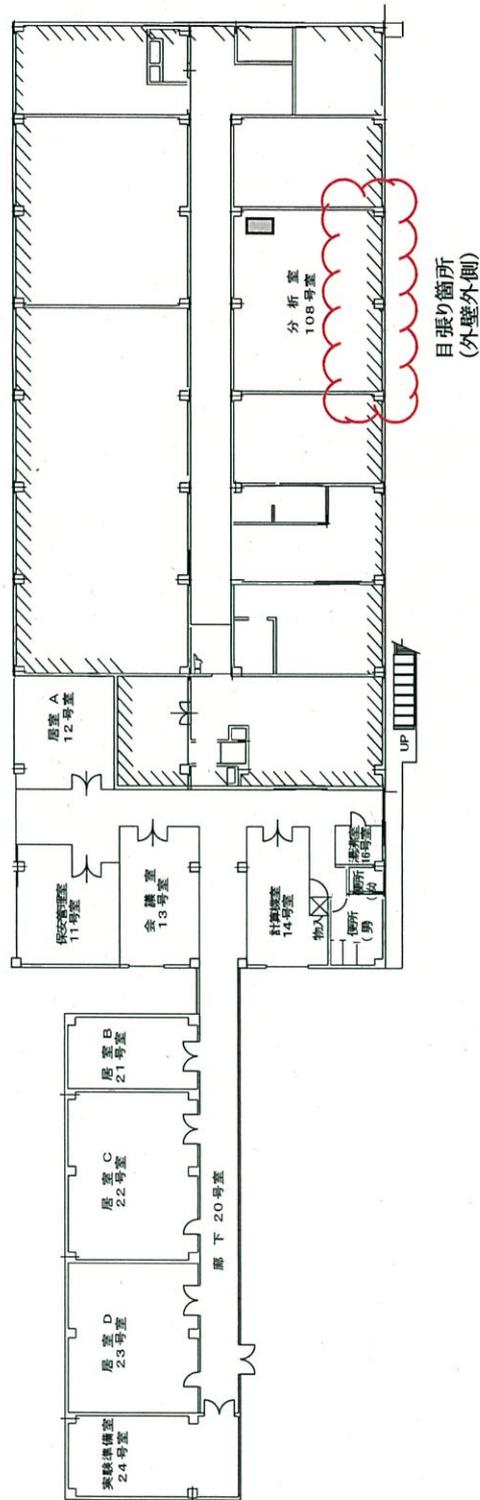


図4.2.3 108号室における事象発生時の作業員5名の位置関係



(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

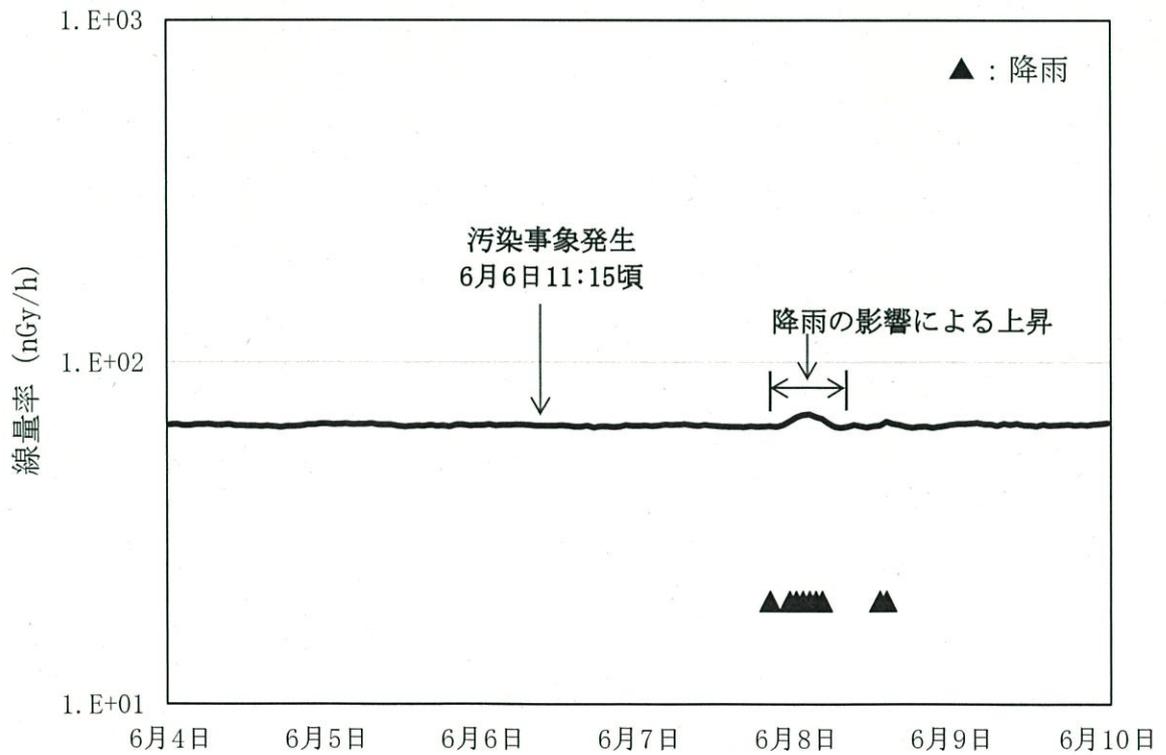
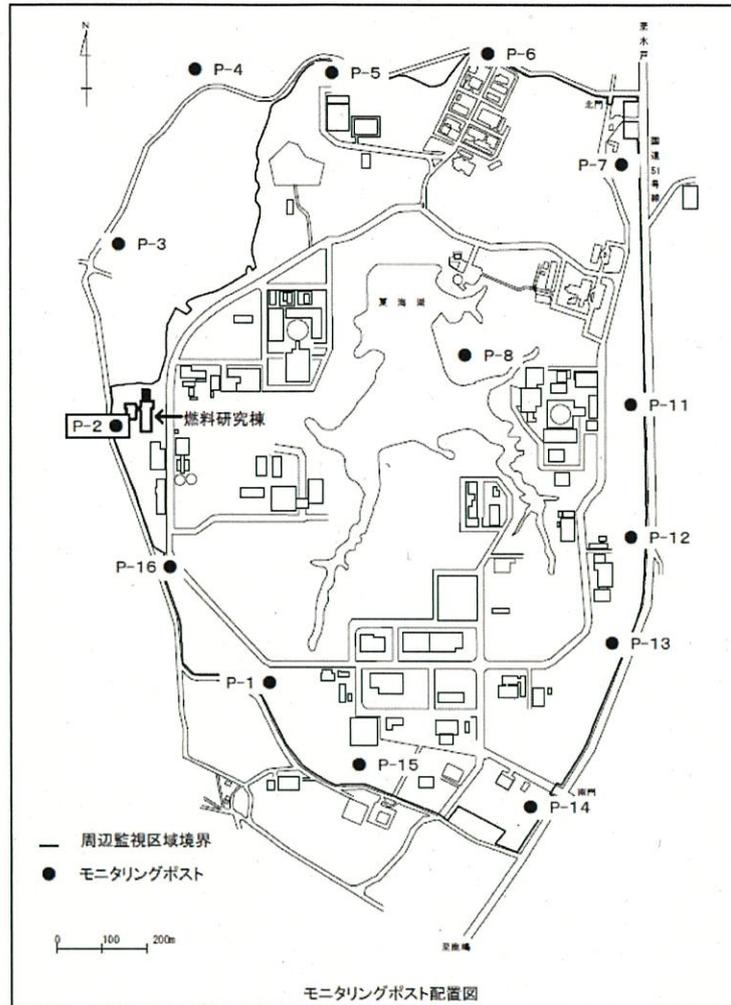


図4.2.6 モニタリングポスト (P-2) 指示値のトレンド

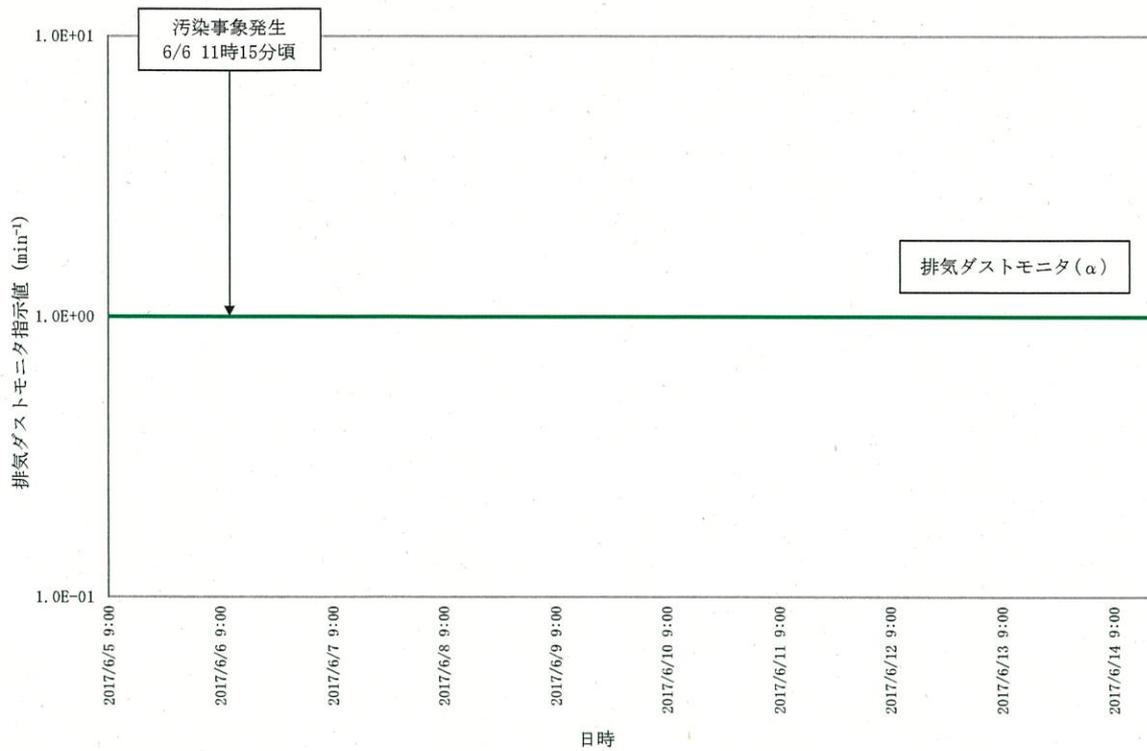


図4.2.7 燃料研究棟の排気ダストモニタ指示値のトレンド  
(H29年6月5日～6月14日)

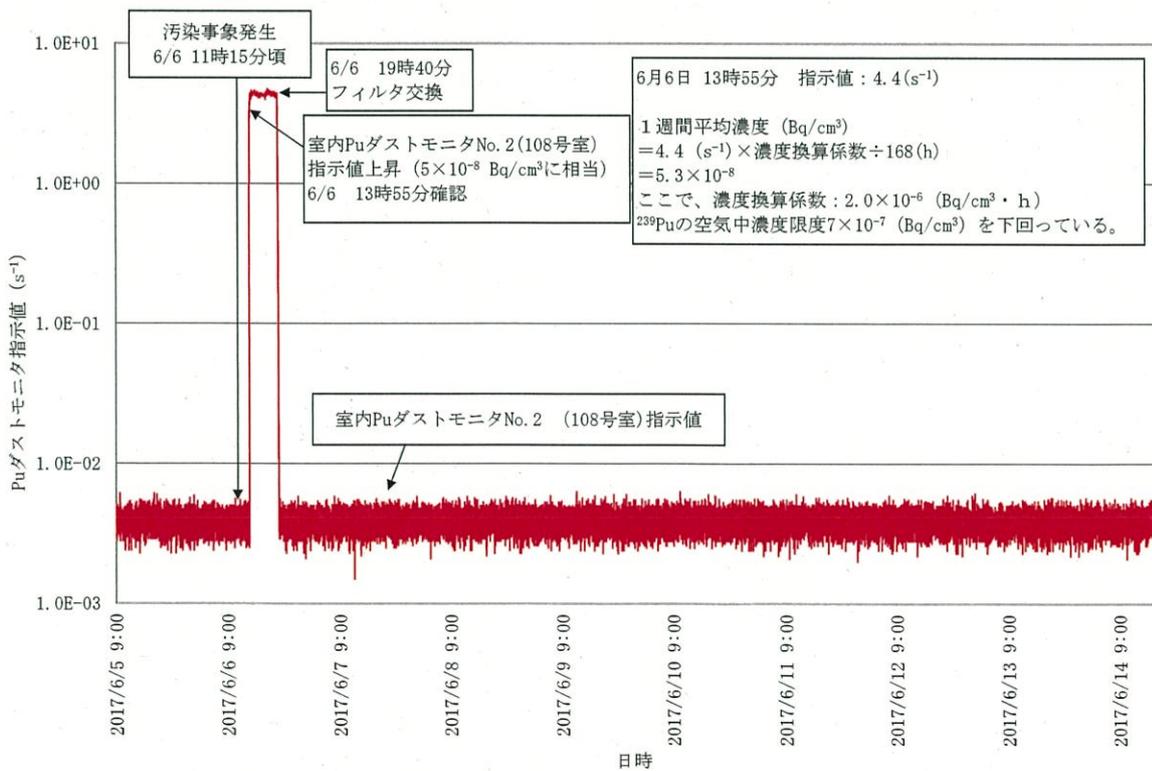
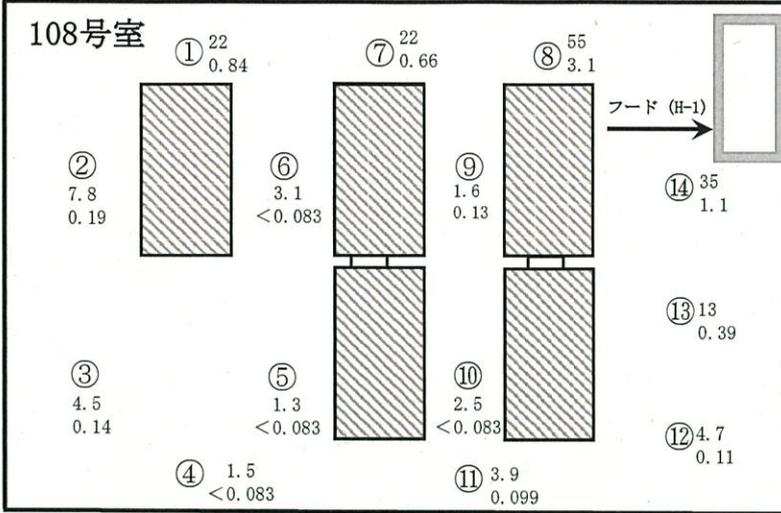


図4.2.8 燃料研究棟の室内PuダストモニタNo.2 (108号室) 指示値のトレンド  
(H29年6月5日～6月14日)

上段：α線  
下段：β(γ)線

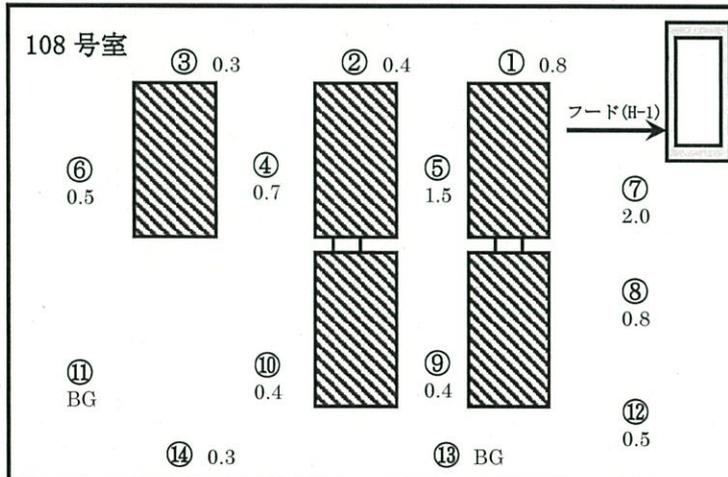
▨ : グローブボックス



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 <sup>2</sup>
測定条件	拭取効率: 10%
備考	
記事	①~⑭: 測定ポイント

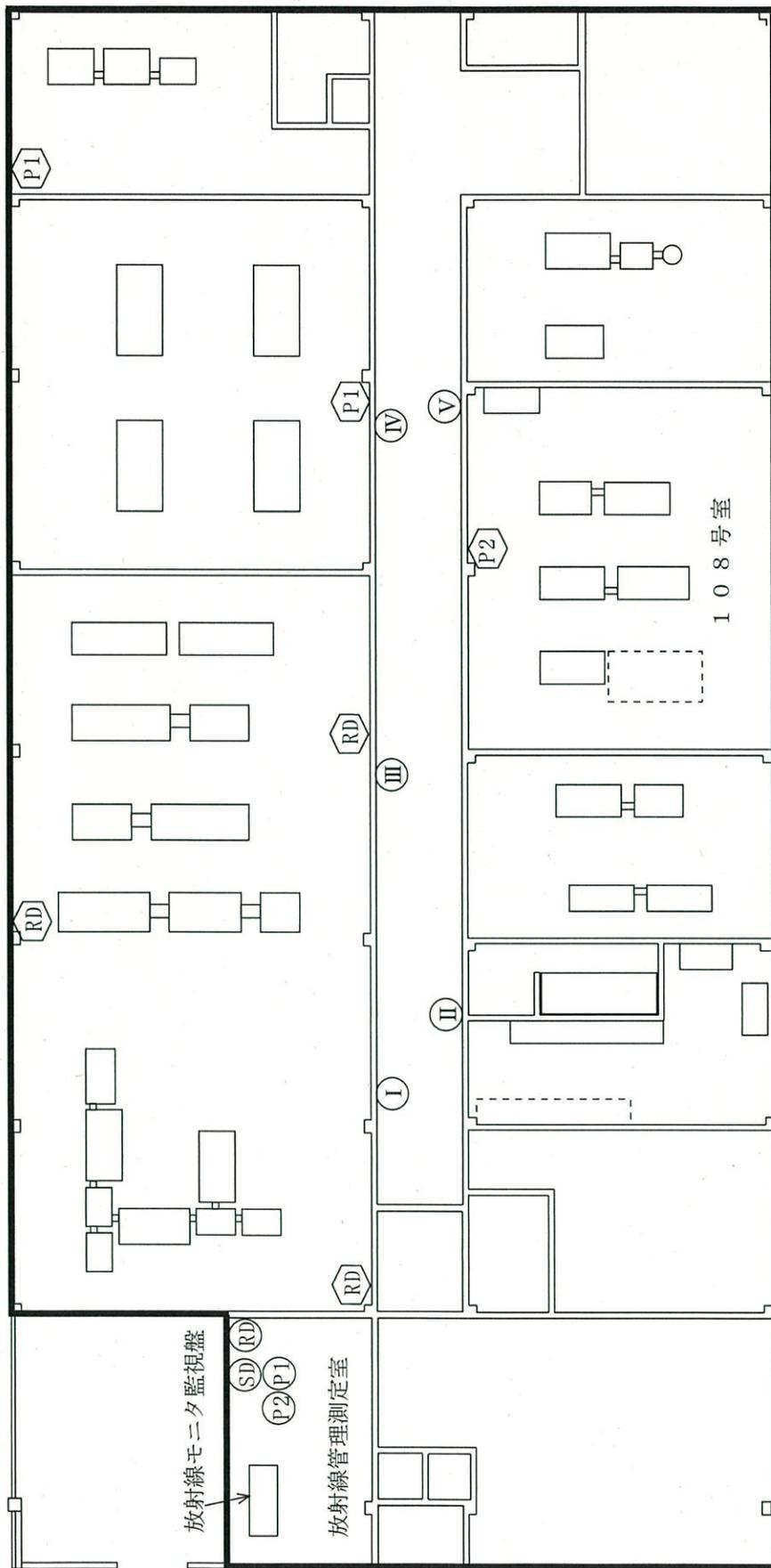
図4.2.9 表面密度測定結果

▨ : グローブボックス



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



- ① RD : 室内ダストモニタ
- ② SD : 排気ダストモニタ
- ③ I~V : ガンマ線エリアモニタ
- ④ P1 : 室内PuダストモニタNo.1
- ⑤ P2 : 室内PuダストモニタNo.2
- ⑥ RD : 室内ダストモニタサンプリング端
- ⑦ P1 : 室内PuダストモニタNo.1サンプリング端
- ⑧ 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

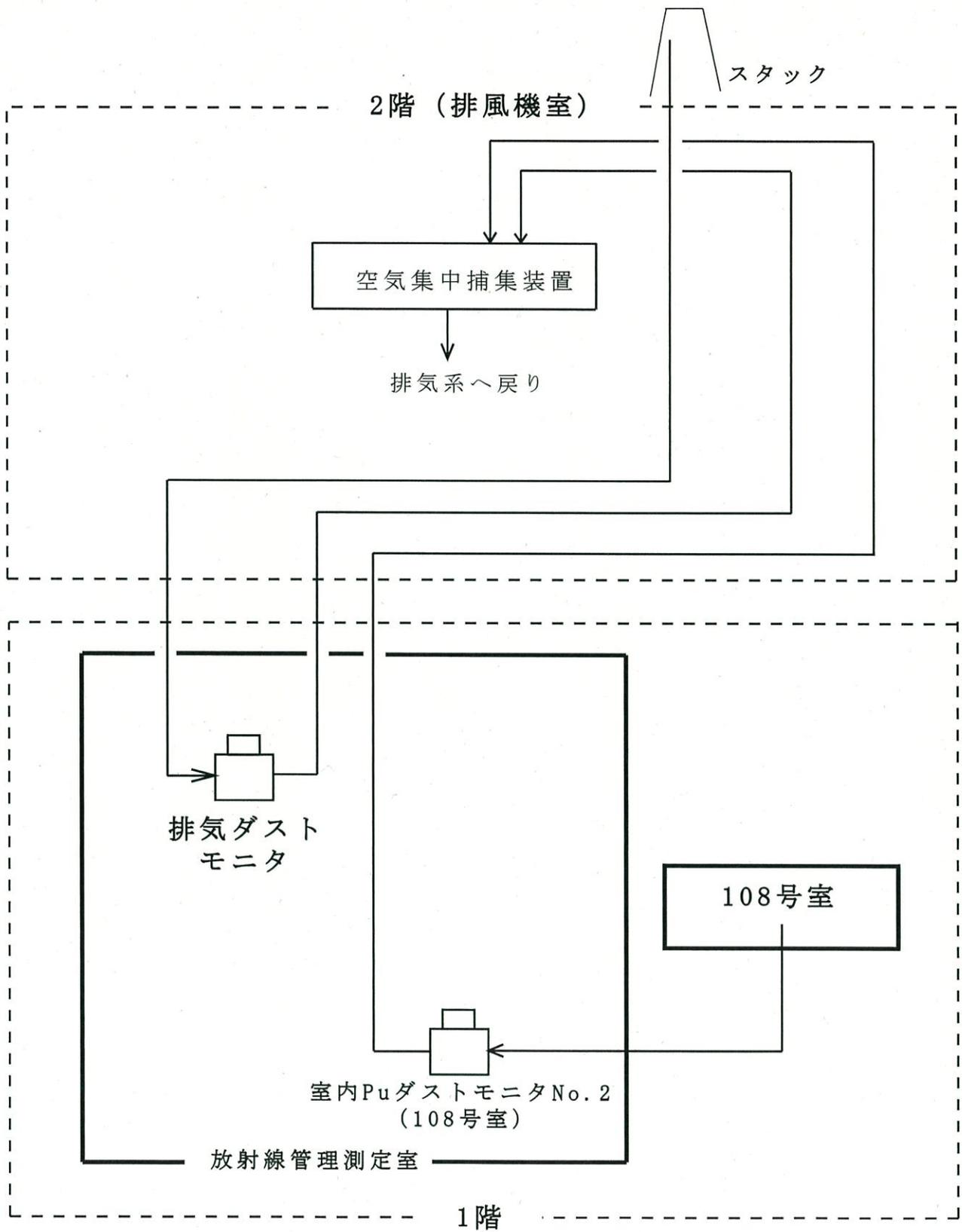
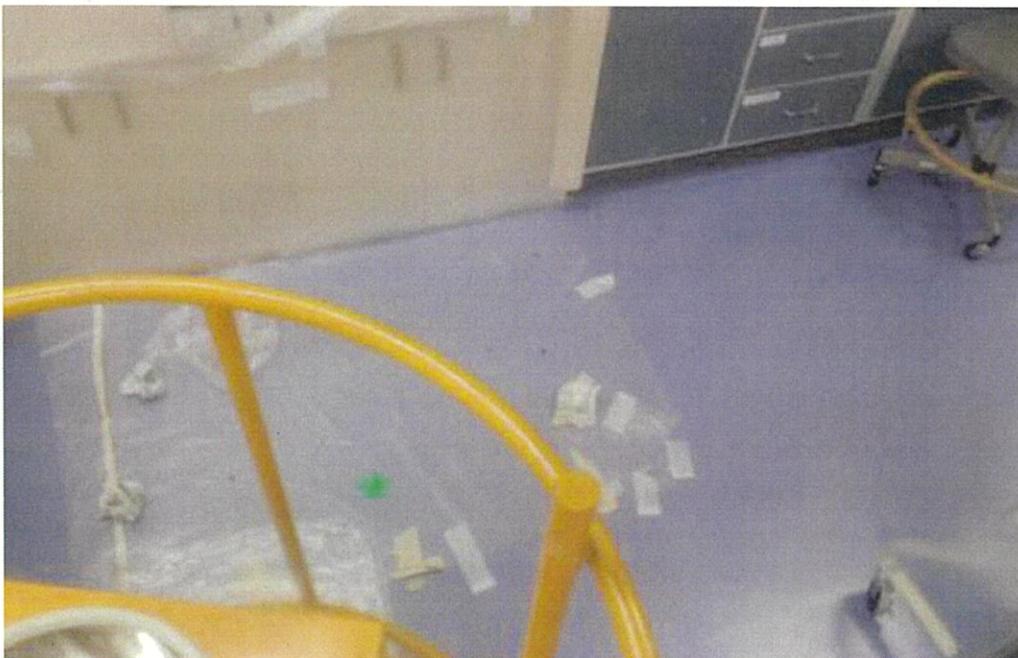


図4.2.12 燃料研究棟の排気ダストモニタ及び室内PuダストモニタNo. 2 (108号室) の系統図





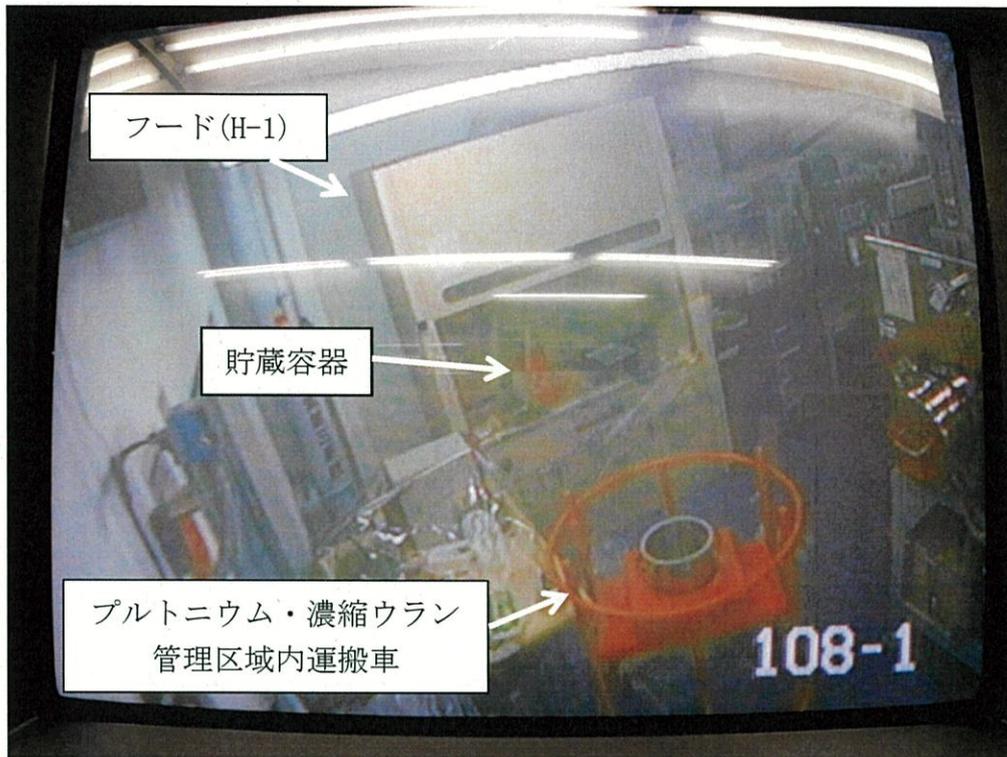
フード内



フード前床

(H29.6.7 撮影)

図 4.2.14 事象発生後のフード (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

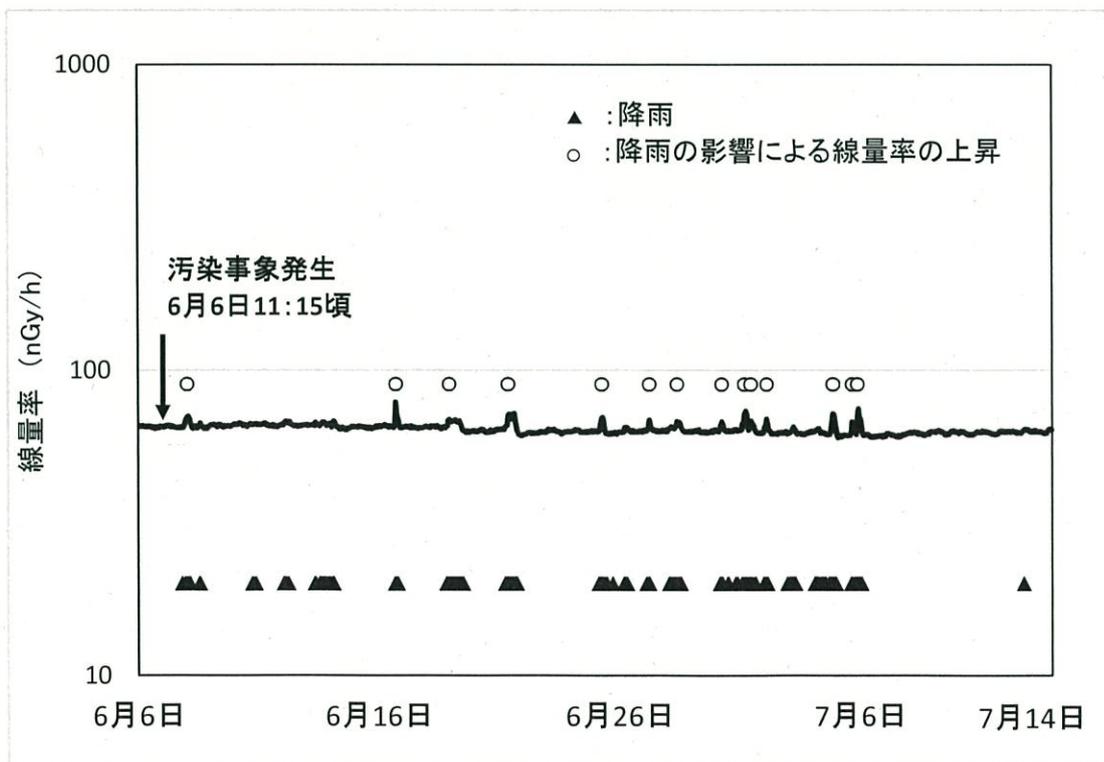
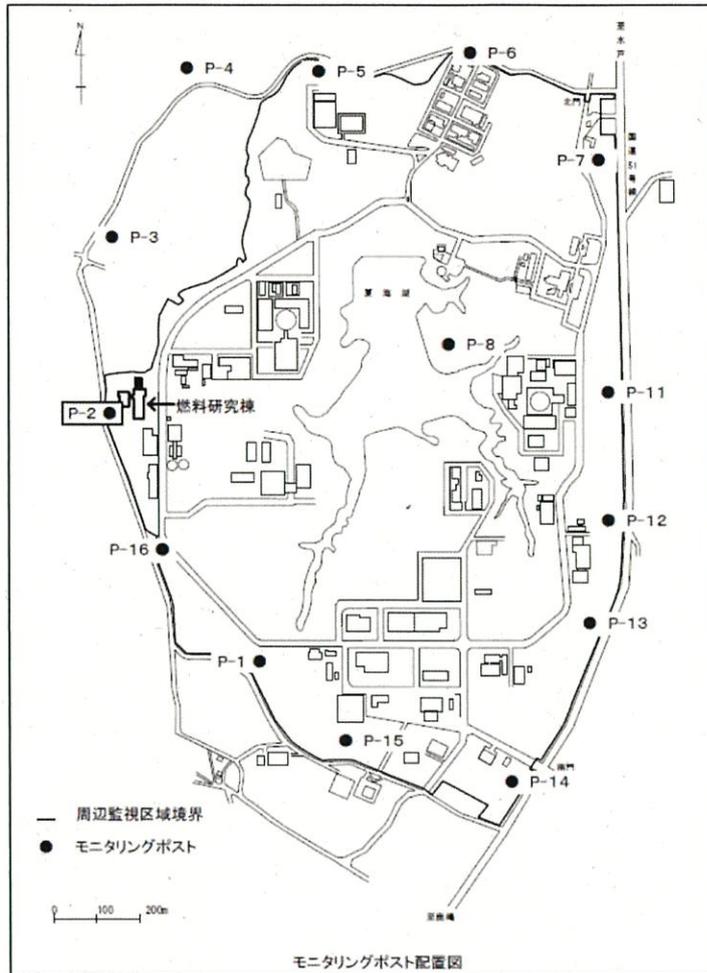


図5.1 モニタリングポスト (P-2) 指示値のトレンド

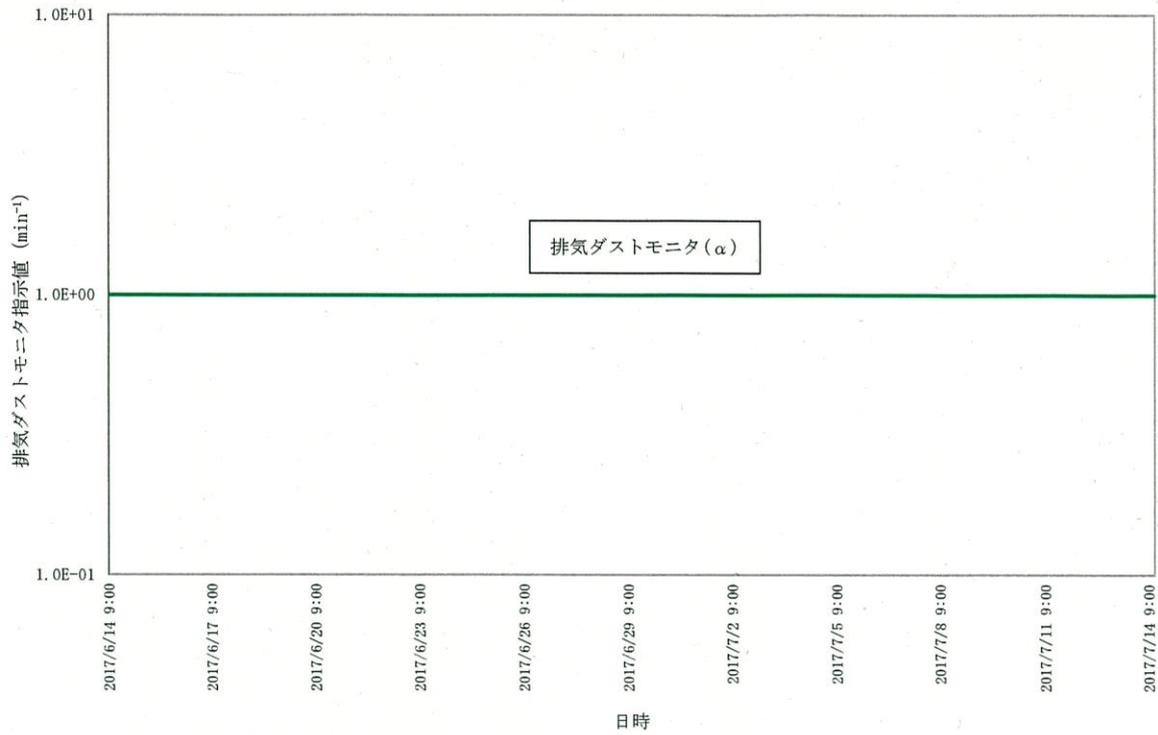


図5.2 燃料研究棟の排気ダストモニタ指示値のトレンド

(H29年6月14日～7月14日)

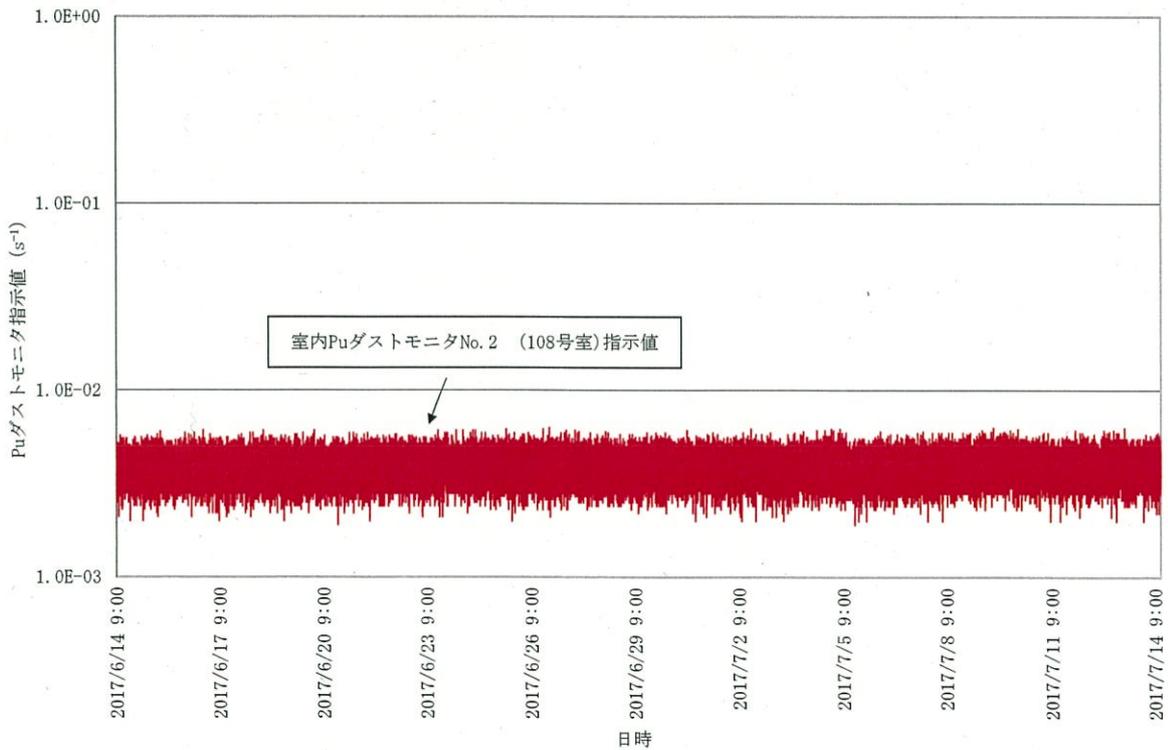


図5.3 燃料研究棟の室内Puダストモニタ

No. 2 (108号室) 指示値のトレンド

(H29年6月14日～7月14日)

	6月			7月			8月			9月			10月以降
	上旬	中旬	下旬	上旬	中旬	下旬	上旬	中旬	下旬	上旬	中旬	下旬	
報告書等	▼事故発生	▼法令報告(10日報)	▼法令報告(第2報)	▼法令報告(第2報)	▼法令報告(第2報)	▼法令報告(第2報)	▼法令報告(第2報)	▼法令報告(第2報)	▼法令報告(第2報)	▼法令報告(第2報)	▼法令報告(第2報)	▼法令報告(第2報)	▼法令報告(最終報) (目標)
現場復旧	貯蔵容器の移動	汚染状況把握・粒子の回収	専用グリーンシハウスへの更新	フード内除染、108号室除染	フード内除染、108号室除染	フード内除染、108号室除染	フード内除染、108号室除染	フード内除染、108号室除染	フード内除染、108号室除染	フード内除染、108号室除染	フード内除染、108号室除染	フード内除染、108号室除染	フード内除染、108号室除染
原因究明	情報収集・整理、要因リストアップ	フォルトツリー図構築等	事故進展シナリオ検討 (追加調査)	貯蔵容器内部観察、容器内試料及び飛散試料の分析	分析を踏まえた事故進展シナリオ検討	貯蔵容器内部観察、容器内試料及び飛散試料の分析							
総点検・水平展開	総点検の実施(各拠点)	事実関係調査・要因分析・問題点摘出・再発防止策取りまとめ	総点検の実施(各拠点)	総点検の実施(各拠点)	総点検の実施(各拠点)	総点検の実施(各拠点)	総点検の実施(各拠点)	総点検の実施(各拠点)	総点検の実施(各拠点)	総点検の実施(各拠点)	総点検の実施(各拠点)	総点検の実施(各拠点)	総点検の実施(各拠点)
作業者ケア	▼入院 ▼退院	▼入院 ▼退院	▼入院 ▼退院	▼入院 ▼退院	▼入院 ▼退院	▼入院 ▼退院	▼入院 ▼退院	▼入院 ▼退院	▼入院 ▼退院	▼入院 ▼退院	▼入院 ▼退院	▼入院 ▼退院	▼入院 ▼退院
被ばく評価	▼肺モニタ	バイオアッセイ試料の分析	線量評価協力(便測定結果及び核種情報提供等)	線量評価協力(便測定結果及び核種情報提供等)	線量評価協力(便測定結果及び核種情報提供等)	線量評価協力(便測定結果及び核種情報提供等)	線量評価協力(便測定結果及び核種情報提供等)	線量評価協力(便測定結果及び核種情報提供等)	線量評価協力(便測定結果及び核種情報提供等)	線量評価協力(便測定結果及び核種情報提供等)	線量評価協力(便測定結果及び核種情報提供等)	線量評価協力(便測定結果及び核種情報提供等)	線量評価協力(便測定結果及び核種情報提供等)
		半面マスク等の汚染分布の調査・分析、108号室内の放管情報等の調査・分析	核燃料物質の摂取に関するシナリオ検討	核燃料物質の摂取に関するシナリオ検討	核燃料物質の摂取に関するシナリオ検討	核燃料物質の摂取に関するシナリオ検討	核燃料物質の摂取に関するシナリオ検討	核燃料物質の摂取に関するシナリオ検討	核燃料物質の摂取に関するシナリオ検討	核燃料物質の摂取に関するシナリオ検討	核燃料物質の摂取に関するシナリオ検討	核燃料物質の摂取に関するシナリオ検討	核燃料物質の摂取に関するシナリオ検討

図6.1.1 燃料研究棟汚染事故対応工程表 (7月21日現在)

フードまでのアクセスルート確保(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、位置毎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。

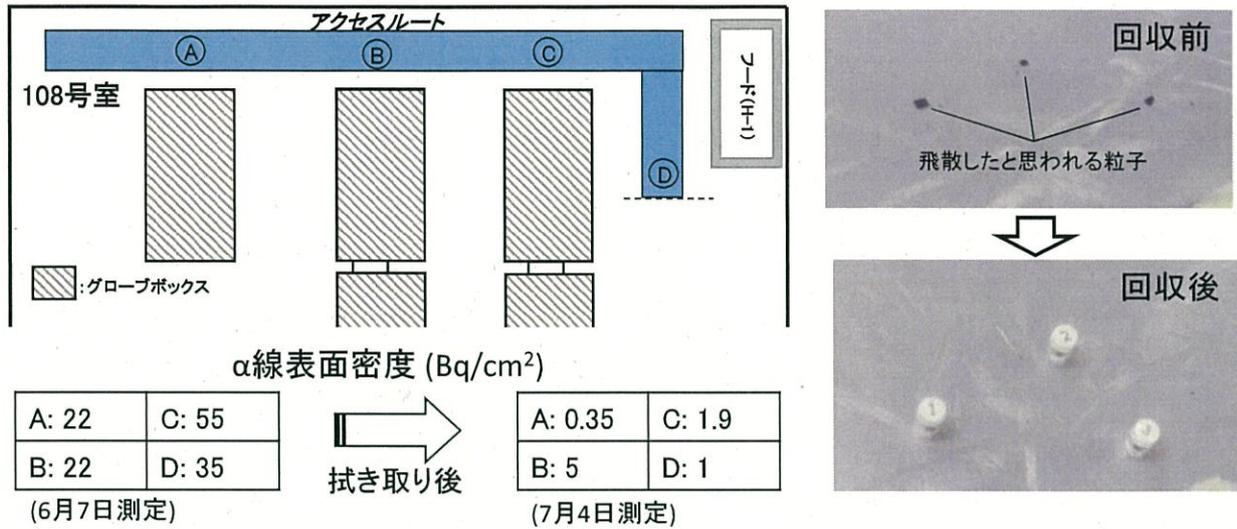


図6. 2. 1 アクセスルート床の表面密度測定結果及び粒子回収前後の写真

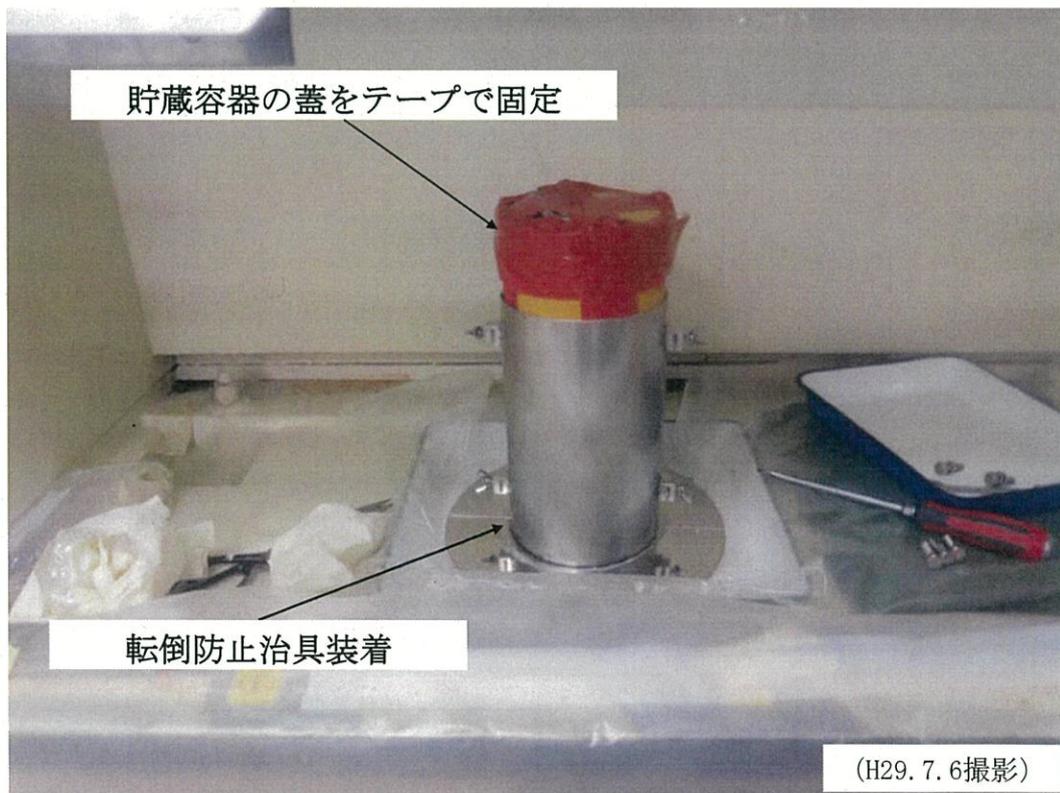
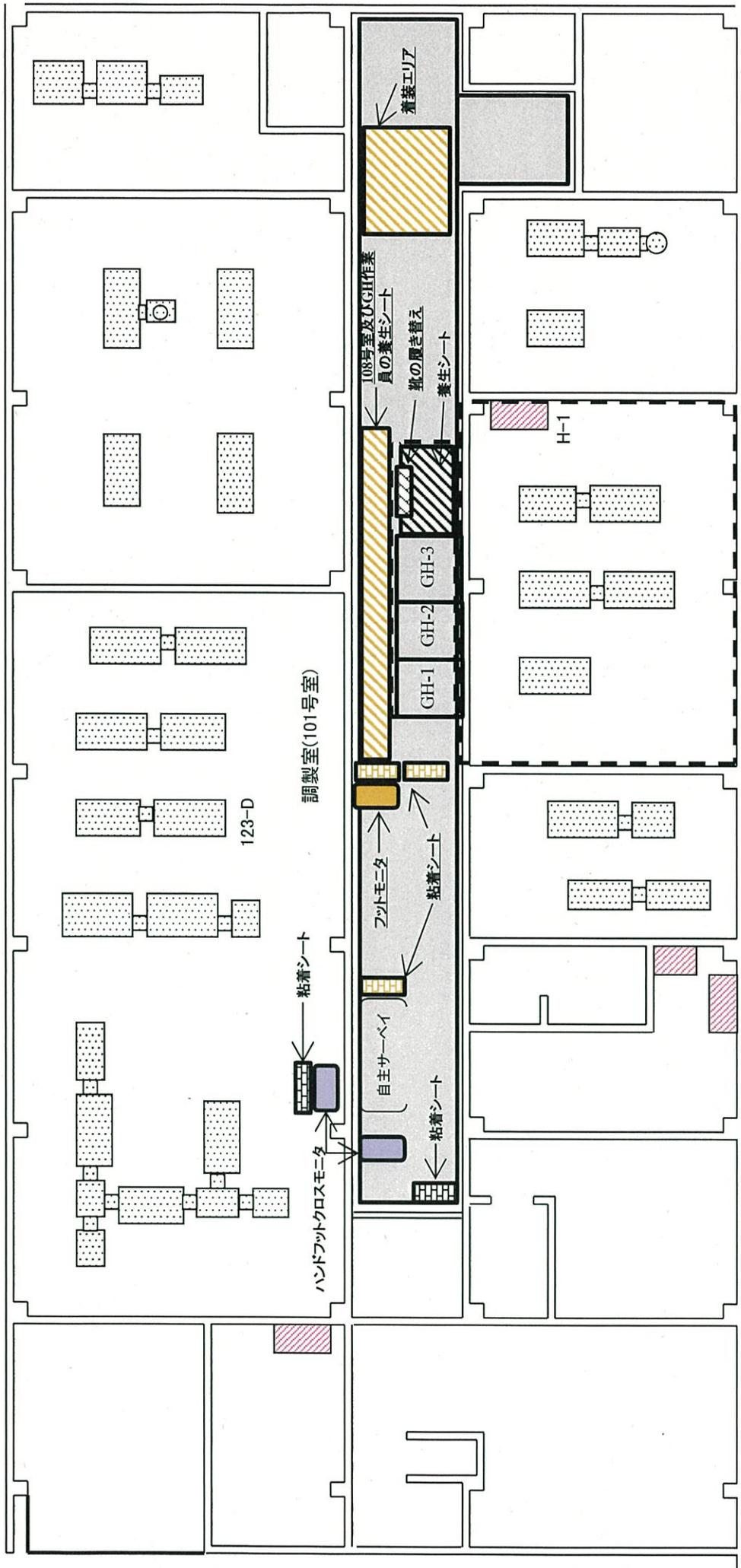


図6. 2. 2 蓋の固定及び転倒防止治具を取り付けた貯蔵容器



-  : グローブボックス
-  : フード
-  : 床養生シート(2重)
-  : グリーンハウス
-  : 立入制限区域

下線部: 汚染管理の強化に伴う追加

図6.2.3 汚染管理強化概要図



(H29. 7. 20 撮影)

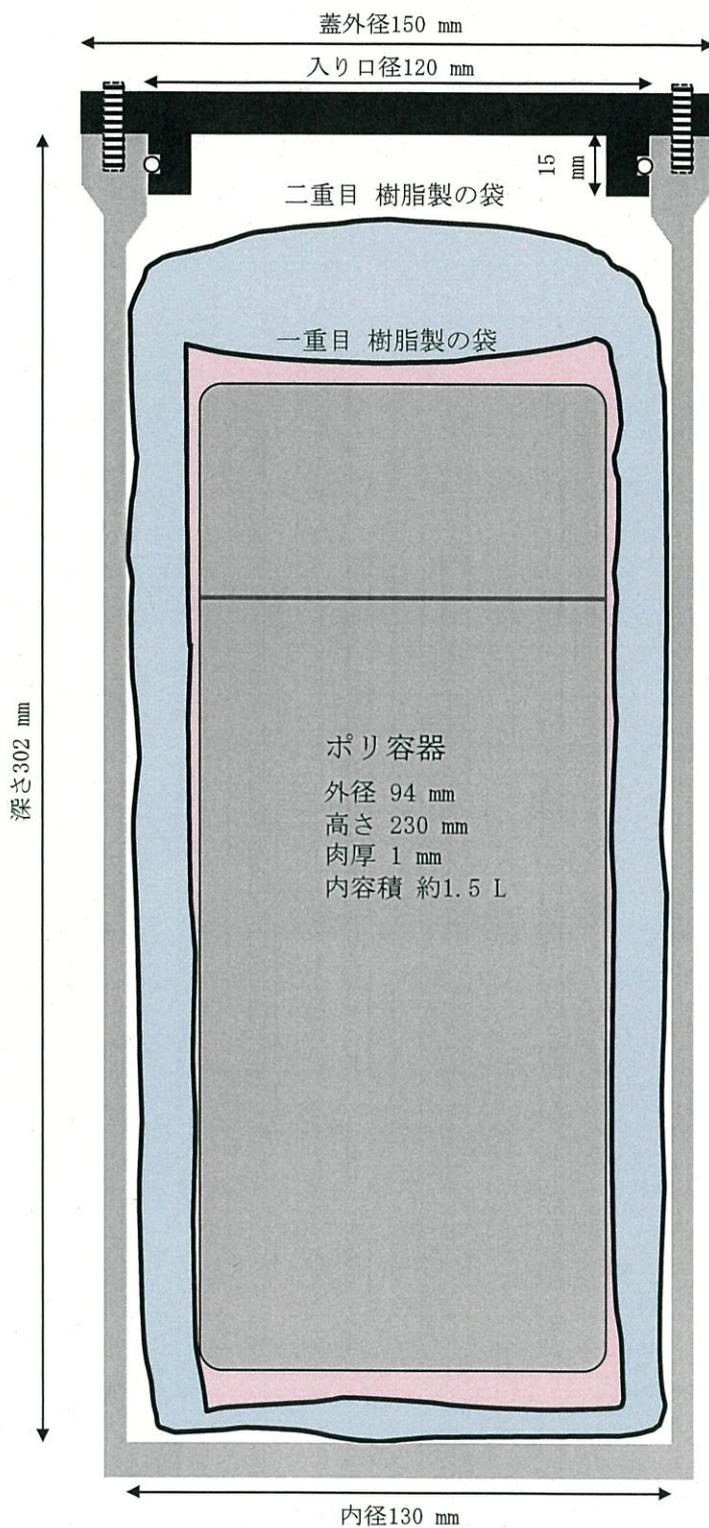
貯蔵容器の状況



(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)

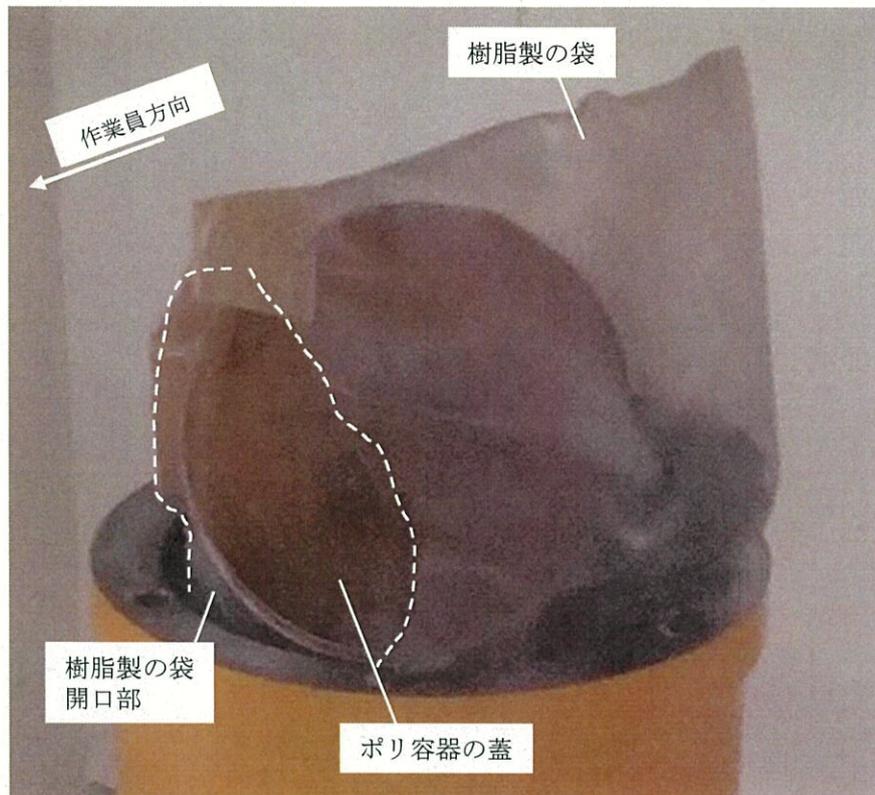
図 6.2.4 グローブボックス (123-D) 搬入後の貯蔵容器



貯蔵容器

全高320×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 6.4.1 貯蔵容器へ核燃料物質を収納した際の想定図



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. 2 樹脂製の袋の破裂後貯蔵容器上部状態



拡大写真

図 6.4.3 フード手前の床養生シート上に  
飛散したと思われる粒子の外観

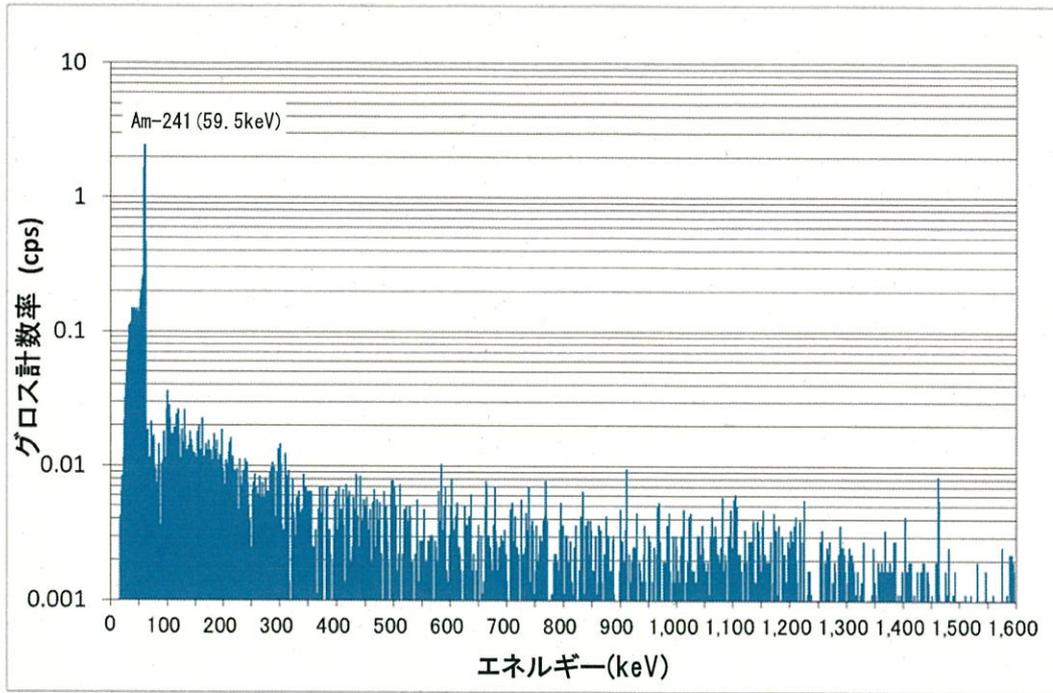


図 6.5.1 Ge 半導体検出器によるスミヤ試料の光子エネルギースペクトル  
 (測定日：7月13日、採取場所：108号室 図 4.2.9 ⑧)

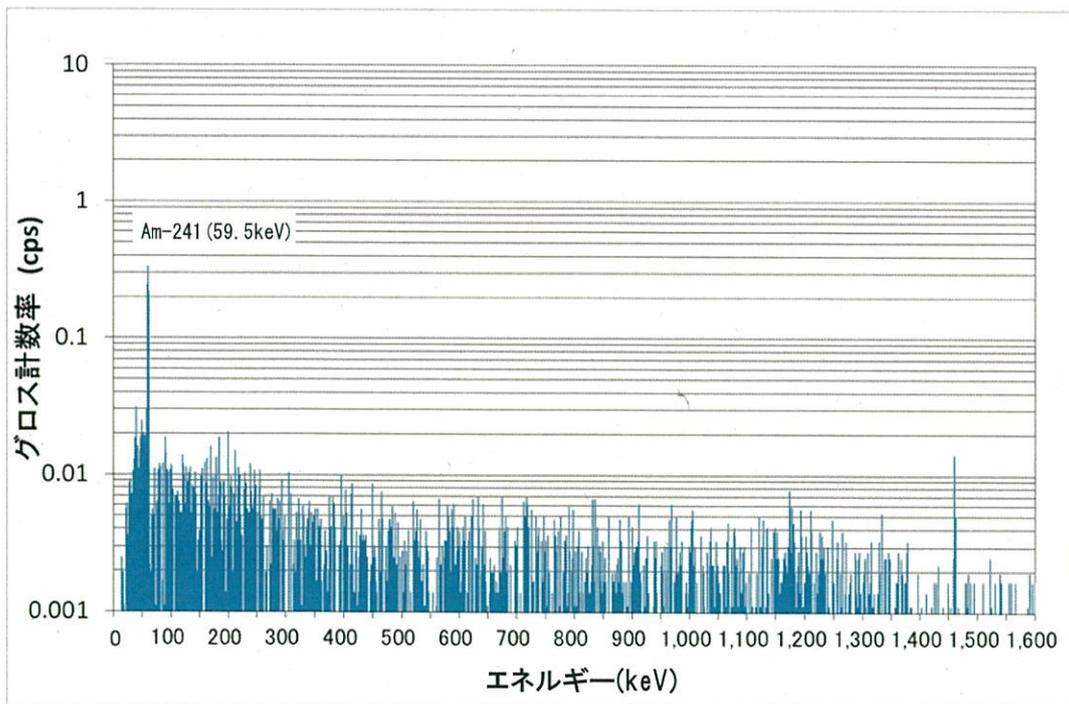


図 6.5.2 Ge 半導体検出器によるスミヤ試料の光子エネルギースペクトル  
 (測定日：7月13日、採取場所：108号室 図 4.2.9 ⑭)

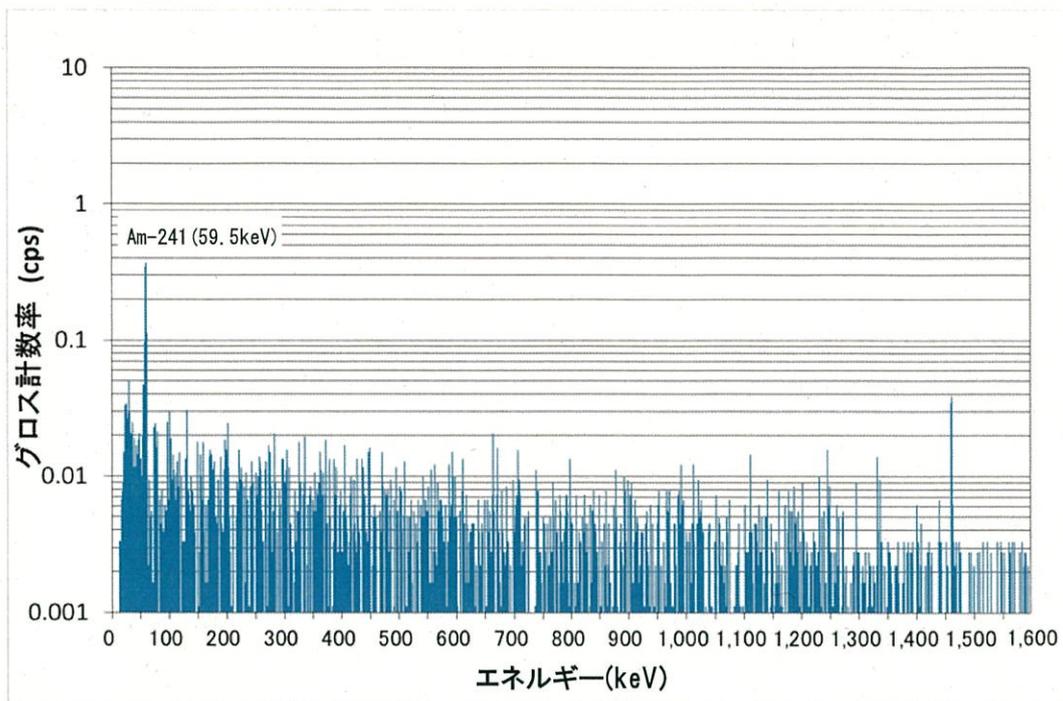


図 6.5.3 Ge 半導体検出器によるスミヤ試料の光子エネルギースペクトル  
 (測定日：7月14日、採取場所：108号室 図 4.2.9 ①)

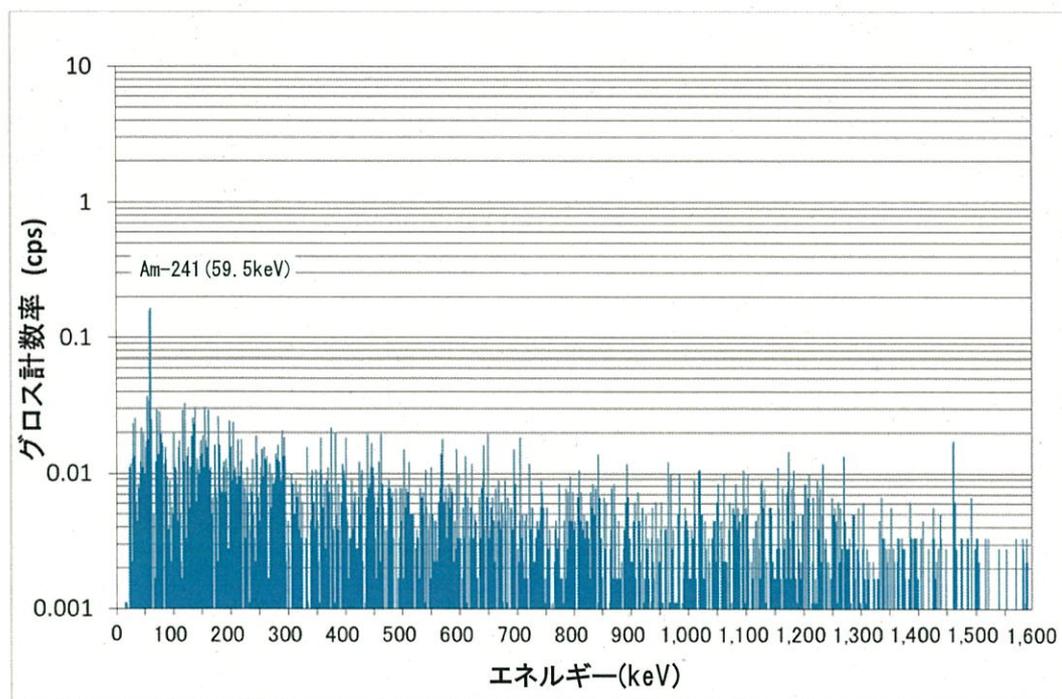


図 6.5.4 Ge 半導体検出器によるスミヤ試料の光子エネルギースペクトル  
 (測定日：7月14日、採取場所：108号室 図 4.2.9 ⑬)

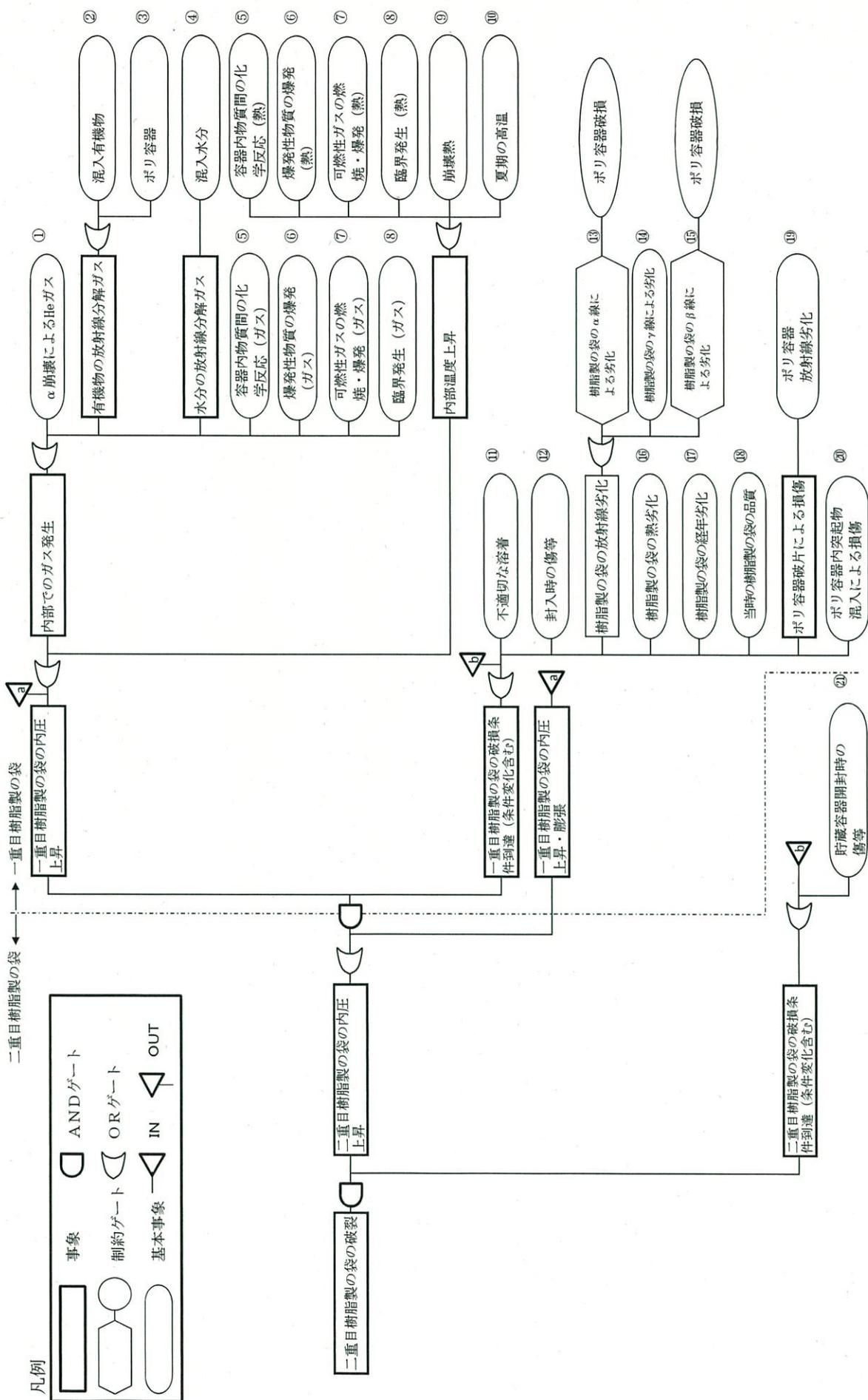


図7.1.1 樹脂製の袋の破裂要因に係るフォルトツリー図

表 4.2.1 鼻腔内汚染検査結果

作業員	$\alpha$ 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

(6月6日)

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

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4.2.5に示す。

注4: 量研 放医研は平成29年6月12日付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。アメリカシウムについては、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 事象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 重に重ねて装着していた。
	11:20 頃	108 号室作業員から 101 号室で行っていた熔融塩電解炉の運転中断を指示
	11:23 頃	作業員 A より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なしを確認
	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なしを確認。負傷者なし
	11:37 頃	作業員 5 名自らが $\alpha$ 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なし）
	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なし
	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）指示値異常なし。環境への影響なし
	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なし
	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、健康状態異常なしを確認
	13:05	108 号室の壁 非常口等のすき間（外側境界）の汚染なし、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なし
	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 $5 \times 10^{-8}$ Bq/cm <sup>3</sup> (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完了、ビニルシート貼り付け等作業開始
	14:20	モニタリングポスト (P-2) 指示値異常なし。環境への影響なし
	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 $5 \times 10^{-8}$ Bq/cm <sup>3</sup> (1 週間平均濃度)) 変動なし
	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 $100 \text{ min}^{-1}$ ( $0.33 \text{ Bq/cm}^2$ ) ( $\alpha$ 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、身体汚染なし。鼻腔内汚染検査結果: 異常なし
	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 $3,000 \text{ min}^{-1}$ ( $9.7 \text{ Bq/cm}^2$ ) ( $\alpha$ 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: 身体汚染あり; 耳 $500 \text{ min}^{-1}$ ( $1.7 \text{ Bq/cm}^2$ ) ( $\alpha$ 線)。鼻腔内汚染検査結果: 異常なし。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 $1,000 \text{ min}^{-1}$ ( $3.3 \text{ Bq/cm}^2$ ) ( $\alpha$ 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: $13 \text{ Bq}$ ( $\alpha$ 線)。シャワー室で除染実施[16:34-17:29] (ホース使用)
	15:30	モニタリングポスト (P-2) 指示値異常なし。環境への影響なし。
	15:47~	作業員 D の汚染検査を実施: 最大 $1,800 \text{ min}^{-1}$ ( $5.8 \text{ Bq/cm}^2$ ) ( $\alpha$ 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: $3 \text{ Bq}$ ( $\alpha$ 線)。シャワー室で除染実施 <sup>1)</sup> [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 $100,000 \text{ min}^{-1}$ ( $322 \text{ Bq/cm}^2$ ) 以上 ( $\alpha$ 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: $24 \text{ Bq}$ ( $\alpha$ 線)。シャワー室で除染実施 <sup>1)</sup> [17:29-18:22] (ホース使用)
	16:17	モニタリングポスト (P-2) 指示値異常なし。環境への影響なし。
	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: 変動なし
	18:52	作業員 5 名全員の除染が完了
	18:55	作業員 5 名全員の退城が完了
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 の汚染が高かったことから、作業員 D と E のシャワー除染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、変動なし)。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 $2.2 \times 10^4$ Bq、 $2.2 \times 10^2$ Bq を確認 (6 月 6 日時点)
	平成 29 年 6 月 7 日	1:05
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) 指示値異常なし。環境への影響なし。
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 $55 \text{ Bq/cm}^2$ ( $\alpha$ 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 カードを管理区域より搬出
	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

\*本時系列は現段階のものであり、今後変更する可能性がある。

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）

実効線量	人数
100 mSv 以上 200 mSv 未満	1名
10 mSv 以上 50 mSv 未満	2名
10 mSv 未満	2名

7月10日 量研 放医研の発表による。

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	旧原研東海	旧原研東海	旧動燃東海	旧原研東海
同位体組成データ (重量%)					
Pu-238	■	■	■	■	■
Pu-239	■	■	■	■	■
Pu-240	■	■	■	■	■
Pu-241	■	■	■	■	■
Pu-242	■	■	■	■	■
Am-241	■	■	■	■	■
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* (s <sup>-1</sup> )				
平成29年6月	3.06×10 <sup>-12</sup>	1.23×10 <sup>-12</sup>	2.19×10 <sup>-12</sup>	2.97×10 <sup>-12</sup>	1.20×10 <sup>-12</sup>

\*Amの分離精製を行っていないと仮定した値

核物質防護の観点から■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	樹脂製の袋膨張及びポリ容器底部破損	1 更新(交換)、当該貯蔵容器(1010) 内容物「X線回折済打抜試料」
	樹脂製の袋膨張	1 更新(交換)、貯蔵容器番号:1051 内容物:Pu(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub> ・5H <sub>2</sub> O
	樹脂製の袋や容器の変色	21 更新(交換)

表 6.5.1 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

被ばくのタイミング	要因事象
樹脂製の袋の破裂時	<ul style="list-style-type: none"> <li>・袋の破裂に伴う核物質の飛散により作業環境の空气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通過したことにより、汚染した空気を吸入摂取した。</li> <li>・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（以下「半面マスクの密着性」という。）が低下し、汚染した空気を吸入摂取した。</li> </ul>
108号室での待機中	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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、汚染した空気を吸入摂取した。</li> <li>・長時間の半面マスク装着による発汗及び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、汚染した空気を吸入摂取した。</li> <li>・破裂時の飛散物又は汚染した空気に触れたことによる頭部（頭髪及び半面マスク外側の顔面）の汚染が汗とともに滴って半面マスクの面体内に侵入し、経口摂取した。</li> </ul>
グリーンハウスでの脱装及びシャワー室での除染時	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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、グリーンハウス内の汚染した空気を吸入摂取した。</li> <li>・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経口摂取した。</li> <li>・鼻腔除染の際、誤って一部の汚染が口腔側にまわり経口摂取した。</li> </ul>

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)	作業員等への聞き取り調査 (*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、内圧上昇割合 (*3) は0.5 %程度であり、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する	●	●	○	—	—	主たる有機混入物はエポキシ樹脂と推定する。エポキシ樹脂は、X線回折測定用試料作成時に使用され、Pu 1 g に対してエポキシ樹脂最大10 g である。今後現物確認によりエポキシ樹脂量の適正な評価が必要。
③	ポリ容器	(△)	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。 Co-244のα線照射による圧力上昇試験の結果から、Pu 1 gあたりの21年間のガス発生量は3.96 L (標準状態換算) であり、内圧上昇割合 (*3) は172 %となる。今後、現物確認によるエポキシ樹脂量の見積もり結果などを基に、内圧上昇割合を再評価予定。
④	混入水分	△	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 混入水分の量 (核物質の物理形態を確認した上で) 混入水分の放射線分解によるガス発生量	—	●	—	●	—	ポリエチレンのα線分解によるガス発生。 貯蔵容器内のPuがすべて粉末であり、それらがポリ容器に接するとした評価を行った結果、ガス発生量は1.03 L (標準状態換算) であり、内圧上昇割合 (*3) は45 %となる。
⑤	容器内物質間の化学反応 (ガス、熱)	×	化学反応による熱及び発生ガス種・量の推定	●	●	—	●	—	核物質全量が粉末とした場合に、吸着水分量が最大となる。文献調査結果を基に、吸着水分量を0.5 wt%と仮定して計算を行った結果、水分量は1.5 gである。
⑥	爆発性物質の爆発 (ガス、熱)	×	爆発性物質生成の検査、有無 (量、爆発可能性など)、衝撃・影響等の有無の調査	●	—	—	●	—	炭化物の加水分解によるメタンガスの生成、窒化物の加水分解によるアンモニアの生成が考えられる。計量管理の帳簿から、貯蔵容器内の炭化物は最大 5 g、窒化物は最大 5 g であり、その全量が加水分解したと仮定すると、1.63 L (標準状態換算) のガスが発生する。その際の内圧上昇割合 (*3) は71 %である。また、すべての炭化物及び窒化物が粉末であり、エポキシ樹脂へ吸収される水分と反応を生じる場合の評価を行ったところ、発熱量は0.23 W、温度上昇は2 °C以下 (内圧上昇割合 (*3) 1 %以下) となる。
⑦	可燃性ガスの燃焼・爆発 (ガス、熱)	×	水素等の燃焼範囲への到達可能性、爆発発生等の有無	●	—	—	●	—	作業員聞き取り調査等の結果、封入当時間においても炭化物及び窒化物は熱処理を行っていることから、実際には本反応によるガス生成及び爆発の発生は殆ど無いと考えられる。
⑧	臨界発生 (ガス、熱)	×	臨界可能性	—	●	—	—	—	作業員への確認の結果、破裂時の爆発による異音や火花等無し。 平衡条件では爆発性物質である硝酸アンモニアは生成せず、また爆発温度である260 °C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。
⑨	崩壊熱	×	崩壊熱と熱バランス	●	●	—	●	—	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音や火花等無し。 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、二重目樹脂製の袋は健全であったことを考えると、想定しない。

\*1 ○：影響大、△：影響あり、×：小 (無視できる)、(△)/(×)：影響あり/寄与は小 (無視できる) と評価できるが引き続き調査中  
 \*2 ○：実施予定、▲：一部実施済み、●：実施済み、—：実施しない  
 \*3 一重目の樹脂製の袋の容積3.9Lを想定し、内容物1.6Lを減じた値として、2.3Lを考慮し、これに対する内圧上昇を計算。

核物質防護の観点から■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)	破棄類、作業記録等確認 (*2)	現地調査 (*2)	概略評価・文獻情報 (*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、封入は秋に実施された。その時の気温を10℃として、夏期の温度上昇+20℃を見込んだとしても、内圧上昇割合 (*3) は7%である。この結果から、夏期の温度上昇が内圧上昇へ及ぼす影響は小さい。
⑪	不適切な溶着	(△)	現物の破損箇所 (溶着性)	-	-	▲	-	-	現場写真からは、溶着部の不良箇所はわからない。今後現物観察予定。
⑫	封入時の傷等	(△)	現物確認により傷等の有無	-	-	○	-	-	現物観察を実施予定。調査の結果、傷が見つかったら、破裂試験による耐圧性能評価実施を検討。
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 ポリ容器現物確認による劣化有無 (樹脂製の袋が直接α線源に接していたか) を確認	-	-	○	-	-	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。このため、ポリ容器の健全性を目標による変色度合いや、触れてみることにより確認し、α線照射による樹脂製の袋劣化の可能性を確認予定。
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、360 kGy (貯蔵期間中の積算線量を考慮) までの照射により約30%の引張特性の低下が認められた。また、本γ線照射試験による樹脂製の袋を劣化機軸材として用いた破裂試験を実施したところ、破裂をもたらす内圧は、未照射のものに比べて低下した。また、破裂開口部の形状が非照射材と異なり、線状となることがわかった。
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線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、⑭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、室温付近においては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わかったことから、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。
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	●	-	-	●	-	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。
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)	-	-	-	●	-	文献調査の結果、貯蔵期間中に樹脂製の袋の破断時強度や伸びの低下はほとんど生じないことがわかった。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。本項目は放射線による劣化 (⑨及び⑩) に包含される。
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	-	-	○	-	●	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。
⑳	ポリ容器内突起物混入による損傷	(△)	突起物等混入の有無	-	-	○	-	-	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い。1996年の貯蔵容器点検記録との整合性を評価するため、現物確認 (目視による変色、触れてみて確認) を実施予定。
㉑	貯蔵容器開封時の傷等	(×)	現物調査による開封時の傷付の有無	●	-	○	-	-	目視による有無確認を実施予定。 作業員聞き取りの結果、傷付互に係る証言なし。貯蔵容器蓋が外れた瞬間に樹脂製の袋が破裂したことかから、本事象の影響度合いは小さいと考えられる。

\*1 ○：影響大、△：影響あり、×：小 (無視できる)、(△) / (×) / (○)：影響あり / 寄与は小 (無視できる) と評価できるが引き続き調査中

\*2 ○：実施予定、▲：一部実施済み、●：実施済み、-：実施しない

\*3 一重目の樹脂製の袋の容積3.9Lを想定し、内容物1.6Lを減じた値として、2.3Lを考慮し、これに対する内圧上昇を計算。

# 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、熔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处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<sup>2</sup>（管理区域は約570m<sup>2</sup>）

## 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等作業の位置付けについて

### 1. 概要

今回のフードでの点検等作業は、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）するための改善作業の1つであり、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貯蔵容器に封入。
- ③ 回収した容器を貯蔵容器に収納。

今回の事故は、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

今回の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）を作成した。

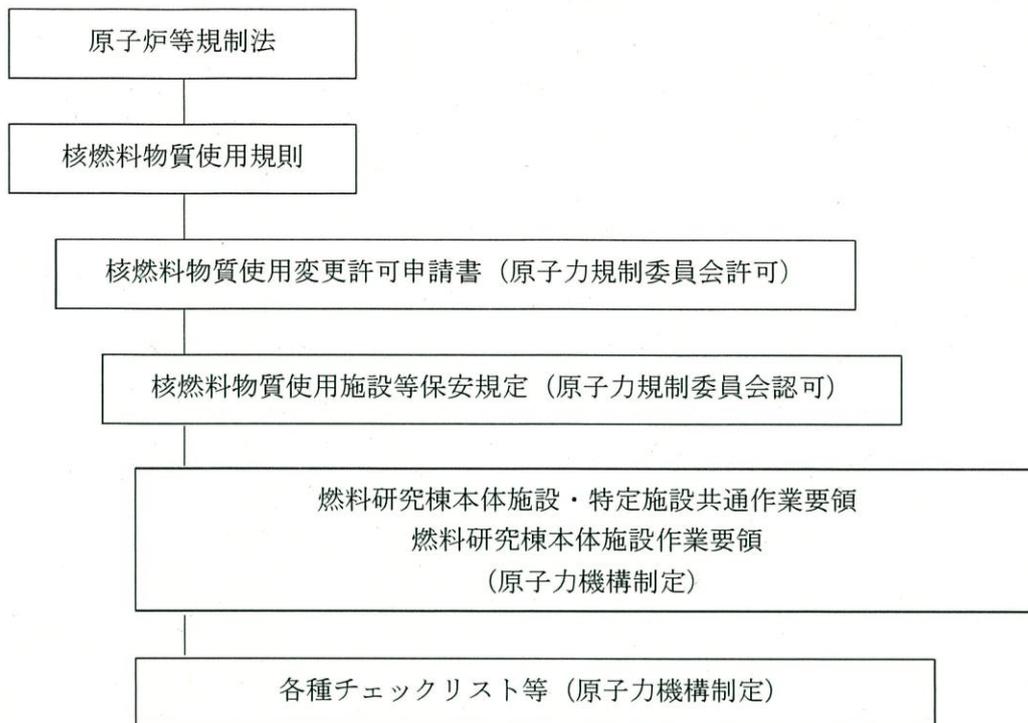
放射線作業連絡票を作成する際には、保安規定の下部要領である「燃料研究棟本体施設・特定施設共通作業要領」（添付資料③）に基づき、安全作業手順書（当該点検作業「核燃料物質の貯蔵作業」、添付資料④）、一般安全チェックリスト（添付資料⑤）、簡易リスクアセスメントシート（SRAシート）（添付資料⑥）、保安規定チェックリスト（添付資料⑦）、使用許可チェックリスト（添付資料⑧）、放射線安全チェックリスト（添付資料⑨）を添付することが定められている。

また、今回の作業は、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。」に該当するものであり、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。

### 3. 作業手順

フード（H-1）での作業については、保安規定の下部要領である「燃料研究棟本体施設作業要領」（添付資料⑪）にマニュアルを定めており、今回の作業はこれに従って実施された。

以上



付図 点検等作業に係る関係規定類の体系

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シート（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：第2-1表、第8-1表）
- ⑪ 燃料研究棟本体施設作業要領

# 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

改正

[平成17年10月 1日17 (規程) 第13号]

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6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 配線及び報告 (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)

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



第1編 総則  
第1章 通則

(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（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、防廃施設、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、常用員及び臨時雇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部長をいい、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職員をいい別表第3に掲げる者とする。

(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の行う対策をいう。

(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を含有する物質をいう。

(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、核燃料物質等から生じた放射性物質を含有する物質をいう。

(13) 「放射性廃棄物の取扱い」とは、放射性廃棄物の使用、運搬、貯蔵、廃棄又はこれに付随する作業をいう。

(14) 「放射性廃棄物の取扱い」とは、放射性廃棄物の使用、運搬、貯蔵、廃棄又はこれに付随する作業をいう。

(15) 「使用施設等の定期的な自主検査」とは、施設定期自主検査をいう。

(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象であり、別表第4に掲げる事象をいう。

(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、核燃料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等に基づき制限程度を定める告示（以下「緊急告示」という。）第7条に定める制限程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る措置を体系的に実施することにより、原子力の安全を確保する。

第1編 総則

## 第2編 放射線管理

(周辺監視区域への立入り制限)  
第1.3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1.4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つては、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、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1.5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、その際に所属する職員等(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つて、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職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1.6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1.7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

# 第7編 燃料研究棟の管理

- 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は、当該作業に立ち会う。
  - (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) 計面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。

## (測定に異常を認められた場合の措置)

- 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るときは、管理区域管理者に通知する。
- 2 課長は、第17条の放射線作業届の測定において、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るときは、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任者に通知する。
- 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られた場合の措置)

- 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き、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課長と協働し、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、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い手引を作成する。

- (1) 使用又は運搬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は同様とする。
- 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は変更した場合、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、プルトリ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うときは、非気設備、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、プルトリウムの取扱い作業中、管理区域入口に設置したプルトリ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、燃料研究視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、修理及び改造を行う場合において、その修理及び改造が使用施設に係る施設者に該当する場合は、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、前項の承認を行うときは、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、本条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（延べ取引量）を超えないこと。
- 2 前項の年間予定使用量は、別表第8に掲げるところとする。

#### (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。

#### (境界管理)

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ブ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ブ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、型式クローブボックス又は開放保管庫でブ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られた場合の措置

##### (巡視、点検等において異常を認められた場合の措置)

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、異常を認められたときは、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、異常を認められ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、その異常が核燃料研究棟の使用に支障を及ぼすと認めるときは、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 福島燃料材料試験課長は、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 核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 最大取引量 (グループボックス) (第6条、第20条関係)

グループボックス	Pu+***U (g)	U+Th (g)	ユニットにおけるPu+***U (g)	ユニットにおけるPu+***U+Th (g)
101-D	220	880	220	880
102-D	220	880	220	880
103-D	220	880	220	880
104-D	220	880	220	880
105-D	220	880	220	880
106-D	220	880	220	880
107-D	220	880	220	880
108-D	220	880	220	880
113-D	220	880	220	880
114-D	220	880	220	880
116-D	220	880	220	880
123-D	220	880	220	880
124-D	220	880	220	880
131-D	220	880	220	880
132-D	220	880	220	880
142-D	100	400	220	880
143-W	100	400	220	880
201-D	220	880	220	880

(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+\*\*\*U量は核的制限値とする。

別表第1の2 最大取引量 (フート) (第6条、第20条関係)

フート	Pu+***U (g)	U+Th (g)	ユニットにおけるPu+***U (g)	U+Th (g)
H-1	0.0016	3.000	H-3	3.000
H-2	3.000	H-4	1.0	1.0

(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 最大取引量 (実験器等) (第6条、第20条関係)

使用場所	Pu+***U (g)	U+Th (g)	備考
105号室	30	120	実験一時保管 (密封)
112号室	30	120	実験物質破砕計量 (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+\*\*\*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	グループボックス内負圧	室内に対し50Pa以下及び54.0Pa以上
	グループボックス内温度	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 (No.1、No.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
建築全体	非管理区域から管理区域へ空気が漏れること。

別表第4 係数上重要な設備等 (第9条、第12条関係)

区分	施設	設備等
本体施設	遮断機	(1) グループボックス
		(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	本体施設	検査項目
特定施設	電源設備	(1) 負圧が正常に維持されていること。
		(2) グループ及びビニルバッキングに損傷がないこと。
		(3) 外排汚染のないこと。
	気体廃棄設備	電圧、電流、電力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) ハルプ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 施設定項目主検査項目 (第14条関係)

区分	系統又は設備	検査又は機器	検査項目
本体施設	遮断機	—	外観検査
	グループボックス	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
	フート	—	風速検査
	警報装置	警報装置	警報作動検査
	フルトニウム・濃縮ウラン貯蔵槽	フルトニウム・濃縮ウラン貯蔵槽	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
	液体廃棄設備	フィルタ装置	捕集効率検査
	警報装置	廃液貯槽	漏えい検査
	空気圧縮設備	警報装置	警報作動検査
		空気圧縮機	作動検査

別表第7 監視及び点検 (第17条関係)

区分	設備等	監視事項	点検頻度
本体施設	グループボックス	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、油重等が正常であること。	1回/日
	液体廃棄設備	フィルタの差圧が正常であること。	1回/月
	空気圧縮設備	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
		表示灯、計器、機器温度、ベルト、油重等が正常であること。	1回/日

別表第1.2 放射線測定機器の警報装置の作動条件 (第2.5条関係)

測定機器	測定対象	測定範囲	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 $3 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^2$ 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。

別表第8 核燃料物質の年間予定使用量 (第1.8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
酸化ウラン	1 kg	1 kg
天然ウラン	40 kg	40 kg
濃縮ウラン (濃縮度2.0%未満) ( $^{235}\text{U}$ 量400g)	2 kg	2 kg
プルトニウム (非密封)	5.5 kg	5.5 kg
トリウム	1 kg	1 kg

別表第9 核燃料物質の貯蔵制限量 (第1.9条、第2.0条関係)

場所	設備	種類	形態	貯蔵制限	
				貯蔵第1個に 格納する貯蔵 容器の数	貯蔵第1個に 対する ( $\text{Pu} +$ $^{239}\text{Pu}$ ) 貯蔵制 限量
燃料貯蔵 庫	燃料貯蔵 庫	Na.1~ Na.1.4 Na.1.5 Na.1.6	Na.1~ Na.1.4 Na.1.5 Na.1.6	各最大5個	各 1,500g 濃縮ウランで 各1,000g
			Na.1~ Na.1.4 Na.1.5 Na.1.6	固体 (粉末、 ペレット、 結晶等)	
			Na.1~ Na.1.4 Na.1.5 Na.1.6	燃料棒 濃縮ウラン及び その化合物	
			Na.1~ Na.1.4 Na.1.5 Na.1.6	濃縮ウラン及び その化合物	
燃料貯蔵 庫	燃料貯蔵 庫	Na.1~ Na.1.4 Na.1.5 Na.1.6	Na.1~ Na.1.4 Na.1.5 Na.1.6	ウラン又はトリウム貯蔵制限量	
			Na.1~ Na.1.4 Na.1.5 Na.1.6	形態	
			Na.1~ Na.1.4 Na.1.5 Na.1.6	天然ウラン Na.1~ ウラン Na.1.5 濃縮ウラン及び その化合物	各10,000g
			Na.1~ Na.1.4 Na.1.5 Na.1.6	濃縮ウラン Na.1.6 の化合物	1,000g

[ $\text{Pu} + ^{239}\text{Pu}$ に係る貯蔵制限量は核種別制限値である。また、 $\text{Pu} + ^{239}\text{Pu}$ の貯蔵制限量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2.4条関係)

機器種別	測定箇所	指示範囲	測定目的	測定範囲
排気ダストモニタ	排気口	$1 \sim 10^4 \text{ min}^{-1}$ (注)	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	$1 \sim 10^4 \text{ min}^{-1}$ (注)	管理区域内空気中の放射性塵埃濃度の監視	アルファ線
ガンマ線エアリアモニタ	施設内	$0 \sim 10^4 \mu\text{Sv/h}$	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2.4条関係)

機器種別	設置箇所	測定目的	測定範囲
ハンドアラーム	管理区出入口	手、足、衣服等の表面汚染度の検出	アルファ線
表面汚染検査用サベイメータ	施設内	床及び機器等の表面汚染度の測定	アルファ線 ベータ線
ガンマ線サベイメータ		線量当量率の測定	ガンマ線

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

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	<input type="checkbox"/> 経験のない作業 <input checked="" type="checkbox"/> 定常的な作業 <input type="checkbox"/> 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	<b>頭部</b> <input checked="" type="checkbox"/> 特殊作業帽子 <input type="checkbox"/> ポリエチレン帽子 <input type="checkbox"/> 防塵眼鏡 <input type="checkbox"/> 放射線防護眼鏡 <input type="checkbox"/>	<b>呼吸保護具</b> <input checked="" type="checkbox"/> 半面マスク <input type="checkbox"/> 全面マスク <input type="checkbox"/> エアラインマスク <input type="checkbox"/>	<b>身体</b> <input type="checkbox"/> 黄色実験衣 <input checked="" type="checkbox"/> 特殊作業衣 <input type="checkbox"/> タイベックスーツ <input type="checkbox"/> ビニールアノラック <input type="checkbox"/> 浄気式加圧服 <input type="checkbox"/> エアラインスーツ	<b>手</b> <input checked="" type="checkbox"/> 布手袋 <input checked="" type="checkbox"/> ゴム手袋 <input type="checkbox"/> 腕カバー <input type="checkbox"/> 含鉛ゴム手袋 <input type="checkbox"/>	<b>足</b> <input checked="" type="checkbox"/> RI 作業靴 <input type="checkbox"/> RI 長靴 <input type="checkbox"/> オフシューズ <input type="checkbox"/> 靴カバー <input type="checkbox"/>	<b>測定器</b> <input type="checkbox"/> ガラスバッジ <input checked="" type="checkbox"/> OSL バッジ <input type="checkbox"/> リングバッジ <input type="checkbox"/> 不均等ガラスバッジ <input type="checkbox"/> 不均等 OSL バッジ <input checked="" type="checkbox"/> ポケット線量計 <input type="checkbox"/> アラームメータ <input type="checkbox"/> TLD	
	作業場の予想レベル	線量当量率(μSv/h)	<input type="checkbox"/> <1 <input checked="" type="checkbox"/> 1~25 <input type="checkbox"/> >25	被ばく低減措置	<input type="checkbox"/> 線源・廃棄物等の移動 <input checked="" type="checkbox"/> 作業時間管理 <input type="checkbox"/> 遠隔操作・遮へい <input type="checkbox"/> 局所排気・グリーンハウス <input checked="" type="checkbox"/> 汚染拡大防止措置 <input type="checkbox"/> その他 ( )		
	線量 (mSv)	<input checked="" type="checkbox"/> <0.1 <input type="checkbox"/> 0.1~1 <input type="checkbox"/> >1					
	空気中濃度	<input checked="" type="checkbox"/> <検出下限 <input type="checkbox"/> 検出下限~(DAC)					
	表面密度 (Bq/cm <sup>2</sup> )	β(γ) <input checked="" type="checkbox"/> <0.4 <input type="checkbox"/> 0.4~40 <input type="checkbox"/> >40 α <input checked="" type="checkbox"/> <0.04 <input type="checkbox"/> 0.04~4 <input type="checkbox"/> >4					
(平成 29 年 5 月 11 日現在)							
放射線管理 <input checked="" type="checkbox"/> 立会 ( <input type="checkbox"/> 作業開始前 <input checked="" type="checkbox"/> 随時 <input type="checkbox"/> 連続 <input type="checkbox"/> 作業終了後 ) <input type="checkbox"/> 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					
<ul style="list-style-type: none"> <li>・随時、線量当量率及び表面密度を確認すること</li> <li>・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。</li> </ul>							
同意印	管理区域管理者	放射線管理チーム		作業担当課		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。	
	[Redacted]	確認印	チームリーダー	担当	課長		係長
		[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
保存期間 1 年							

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) → 字し配布 → 放射線管理チーム → 管理区域管理者

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

1. 適用範囲  
 本要領は、大浜研究開発センターの規程類、(北地区) 被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、放射線作業票、放射線作業連絡票、一般作業計画書、非常時作業計画書をいう。

(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、燃料研究棟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、ホールポイント等を明確に認識すること。  
 また、計画書において作業体制を明確にし、TM 等により作業関係者が計画書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、手順等を把握し、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  
 非常作業、非常時作業、放射線作業、非放射線作業、請負、非請負にかかわらず、作業を計画する頻度を原則とする。

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精分化して起案する。
- 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。

## 燃料研究棟 本体施設・特定施設共通作業要領

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」燃料-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「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) 放射線作業員

- 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
- ・ 燃料研究規使用手引 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
- ・ 燃料研究規使用手引 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

- ・ 燃料研究規本体施設・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

- ・ 燃料研究規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

- ・ 燃料研究規本体施設・特定施設共通作業要領 No.6 「燃料研究規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

- ・ 燃料研究規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。
- ・ 放射線作業員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
- ・ 燃料研究規本体施設・特定施設共通作業要領 No.6 「一般作業の安全管理」

② 運用の概要

- ・ 燃料研究規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、放射線作業員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

- ・ 燃料研究規本体施設・特定施設共通作業要領 No.7 「燃料研究規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

- ・ 燃料研究規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、放射線作業員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

- ・ 燃料研究規本体施設・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

- ・ 燃料研究規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、計画書の様式に手頭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を作成し、添付する。
  - c) 放射線施設設備等の機器を分替・再組立てする場合に作成し、添付する。(手頭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。

(6) リスクアセスメント

① 定義

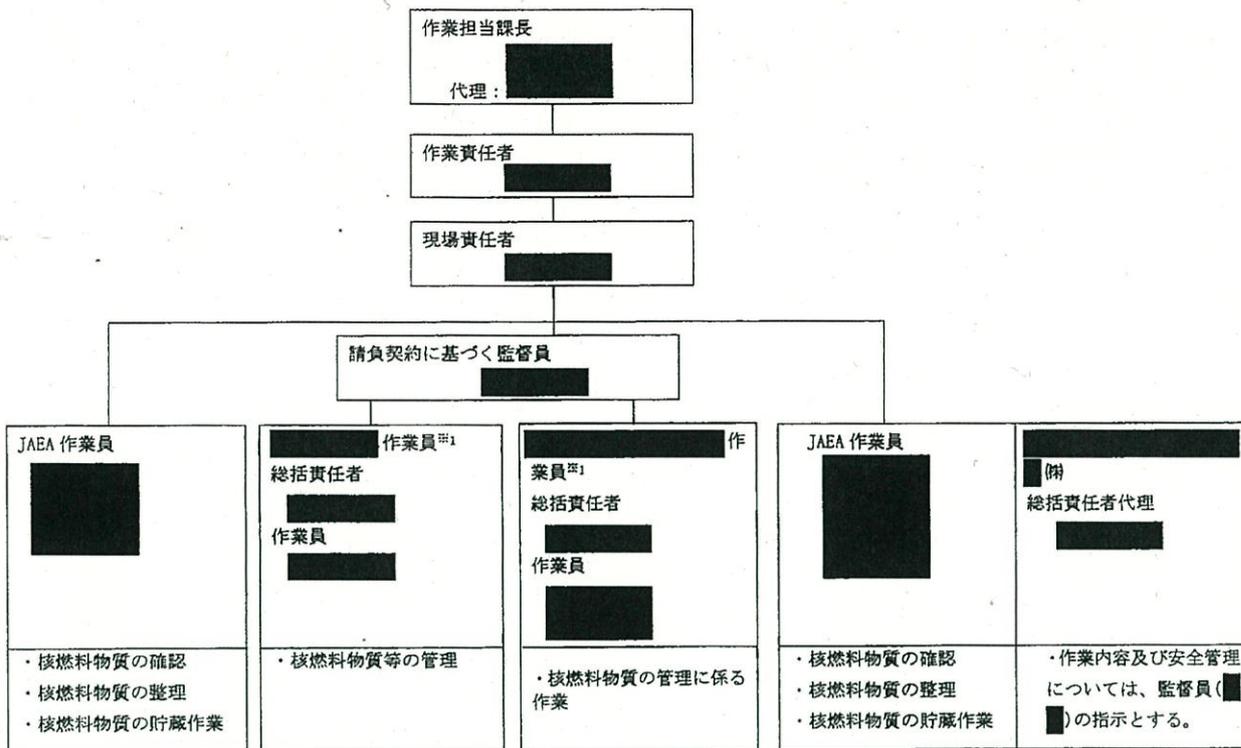
- ・ 大洗研究開発センター リスクアセスメント管理運営規則
- ・ 大洗研究開発センター リスクアセスメント実施要領

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要領があり、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。
- ・ リスクアセスメント実施要領に於いてリスクアセスメントを省略する場合は、当該計画書又は前項に基づき、計画書の起案にあたって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。



作業実施体制



個人情報保護の観点からマスキングを施しています。

※1：年間請負の作業者について

(株) 総括責任者( ) 代理：( )の指示に従い作業を行う。

(株) 総括責任者( ) 代理：( )の指示に従い作業を行う。





簡易リスクアセスメントシート(SRAシート)

No.

様式 1.4

作業名 可燃物貯蔵作業

課長	課長代	Y L	担当

責任者	担当

作成：平成29年5月24日

参加者：(日付)

1. 危険箇所に接近した時災害が発生する可能性:P	点数
発生に発生 (ほもが回避可能)	6
可能性が高い (注意すれば回避可能)	4
可能性がある (通常の管理で回避可能)	2
ほとんどなし (うっかりしなれば回避可能)	1

2. 災害の重大さ:I	点数
致命的	10
重大	6
中症	3
軽度未満	1

2. 災害の重大さ:I	負傷等	点数	2. 被害の重大さ	被害	点数
致命的	死亡 Or 永久労働不能 Or 身体障害程度 (労働障害等級14級以上)	10	経過	個人被ばく 50mSv以上	10
重大	入院 身体障害程度 (労働障害等級8~14級)	6	限度	個人被ばく 50mSv未満 20mSv以上	6
中症	医師による手術・診断 休業災害(入院なし) 発油可能障害	3	制限	個人被ばく 20mSv未満 13mSv以上	3
軽度	軽症(医師による手術有り休業なし)	2	警戒	個人被ばく 13mSv未満 1mSv以上	2
軽度未満	軽症未満(職場手当て後復帰)	1	警戒未満	個人被ばく 1mSv未満	1

3. 危険箇所へ接近する頻度:F	点数
接近頻度	
頻度	
多い	4
時々	3
ほとんどなし	1

3. 危険箇所へ接近する頻度:F	点数
頻度への影響:E	点数
頻度外への漏えい	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

リスクレベル	リスクポイント	判定結果及び措置原則
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。不可であれば作業禁止。
IV	38~70	重大な懸念あり 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を再検討する。
III	11~35	問題あり コスト削減を考慮したリスク低減が必要。不可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

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	リスク値 AR = P * F * I										BR	リスクレベル	措置(改善)事項
							P	I	F	D	E	AR	リスクレベル	BR	リスクレベル				
1	[バッグイン及びバッグアウト作業] (ビニル袋等装置でビニルバッグを3ヶ所閉鎖する。) 1. 閉鎖箇所が誤って汚染する。  具体的な対策等 ・ 閉鎖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。 ・ 閉鎖中の閉鎖状態を2人以上で確認する。	1	L: 液ばく・汚染の恐れのある作業(RI等の取扱いを含む)	12	515	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	0	I	0	I	改善内容分類:( )				
						改善前	0	I	0	I	0	I	0	I			改善内容分類:( )		
						改善後	0	I	0	I	0	I	0	I				改善内容分類:( )	

注) リスクレベルがⅢであって課長が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

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	リスク値 AR = P * F * I										BR	リスクレベル	措置(改善)事項
							P	I	F	D	E	AR	リスクレベル	BR	リスクレベル				
2	[ビニルバッグ交換作業] (バックポート前に換した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、旧ビニルバッグが外れてしまふ汚染する。 2. 同時にアルバスを使用する際は、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. アルバスを使用する際は、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: 液ばく・汚染の恐れのある作業(RI等の取扱いを含む)	12	515	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	0	I	0	I	改善内容分類:( )				
						改善前	0	I	0	I	0	I	0	I			改善内容分類:( )		
						改善後	0	I	0	I	0	I	0	I				改善内容分類:( )	

注) リスクレベルがⅢであって課長が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。

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ク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 <sup>1)</sup>	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
責任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を行うため、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、非該当作業の場合は、計画書の様式の藍に作業の内容、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すること。 該当作業の場合は、契約に基づく作業手順書等を計画書に添付すること。

添付資料 ⑦

件名：核燃料物質の貯蔵作業

使用場所	グループボックス	使用目的	使用の概要	通用装置	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) グループ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 (7kPa'雰囲気)	高温合成反応	反応炉あるいは小型炉外添加熱炉を使用し、真空、不活性ガス (Ar, He等)、還元性ガス (Ar-8%H <sub>2</sub> )等の雰囲気下で燃料の熱処理等を行う。	無	
	103-D (7kPa'雰囲気)	粉砕・混合の準備	塊状ペレット等の粉砕、粉末燃料の混合の準備等を行う。	無	
	104-D (7kPa'雰囲気)	粉砕・混合	塊状ペレット等の粉砕、粉末燃料の混合等を行う。	無	
	105-D (7kPa'雰囲気)	秤量	原料、試料等の秤量を行う。	無	
	106-D (7kPa'雰囲気)	燃料の一時保管	燃料等の一時保管を行う。	無	
	107-D (7kPa'雰囲気)	凝結	1) 真空、不活性ガス (Ar, He等)、還元性ガス (Ar-8%H <sub>2</sub> )等の雰囲気下で圧粉体の凝結を行う。 2) 真空、不活性ガス、還元性ガス等の雰囲気下で燃料の熱処理を行う。	無	
	108-D (7kPa'雰囲気)	粉末成形	圧粉体の製作を行う。	無	
	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) グループ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 (7kPa'雰囲気)	電解熱処理	1) 溶融塩電解で金属燃料を調製する。 2) 熱処理により燃料の回収等を行う。	無	
	115-D (7kPa'雰囲気)	合金調製	3) 溶融塩電解についての各種条件を試験する。 1) アーク溶解炉を使用し、合金調製を行う。 2) 燃料の凝結を行う。 3) 燃料の比熱、英融熱等の測定を行う。	無	
	123-D (空気雰囲気)	金相試験	燃料の顕微鏡組織観察等の金相試験を行う。	無	
	124-D (7kPa'雰囲気)	合金製造	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)	燃料加工	1) ダイアモンドカッタ等を用いて凝結ペレットの切断、穴明け等の加工を行う。 2) 真空、Ar-8%H <sub>2</sub> ガス等の雰囲気での酸化物の乾燥、酸化物中の酸化物/金属比の調節のための熱処理等を行う。 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	燃料試験用ペレットの外周研削を行う。	無	
	142-D (空気雰囲気)	燃料成型	普通測定用燃料の成型加工処理を行う。	無	

グループボックス	使用目的	使用の概要	通用装置	解釈
143-W (空気雰囲気)	溶解処理	1) プルトニウム含有燃料の化学的処理を行う。 2) グループボックス内溶液の固化処理等を行う。 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)	溶解・精製	1) 真空、不活性ガス (Ar, He等)、還元性ガス (Ar-8%H <sub>2</sub> )等の雰囲気下で粉末あるいはペレット燃料の熱処理を行う。 2) 酸濃度測定、平衡酸濃度測定等の試験を行う。 3) レーザーフラッシュ法により、熱拡散係数、比熱等の熱定数の測定を行う。	無	
202-D (空気雰囲気)	熱定数測定	粉末燃料を直流アーク加熱溶解試験を高周波プラズマで励起で発光させ、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	
211-W (空気雰囲気)	金属不純物定量	真空中で燃料を加熱し、クマセンゼンセル質量分析計等により蒸気種の分析及び蒸気圧等の測定を行う。	無	
212-D (空気雰囲気)	蒸気圧測定	各種試料のX線回折を行う。	無	
301-D (空気雰囲気)	燃料搬出入	各種試料のX線回折を行う。	無	
302-D (空気雰囲気)	X線回折	各種試料の高圧X線回折を行う。	無	
303-D (空気雰囲気)	高圧X線回折	1) 電子線分析装置で観察、分析する燃料の熱処理を行う。 2) 燃料中の窒素の定量を行う。 3) 燃料の走査像の観察及び種微小領域の元素分析を行う。	無	
701-D (空気雰囲気)	燃料表面処理	普通測定により、プルトニウム化合物の弾性率測定を行う。 ウラン・プルトニウム燃料の秤量を行う。 電位差測定法により、ウラン・プルトニウムの定量を行う。	無	
702-D (空気雰囲気)	電子線分析	燃料中の酸濃度及び窒素の定量を行う。	無	
711-D (空気雰囲気)	高圧音速測定	1) 酸濃度・窒素分析及び燃料分析用燃料の秤量を行う。 2) 白金及び白金キャップまたはステンレス鋼管への封入を行う。 3) 燃料中の酸濃度の測定を行う。	無	
801-W (空気雰囲気)	秤量	燃料中の酸濃度及び窒素の定量を行う。	無	
802-W (空気雰囲気)	ウラン・プルトニウム分析	燃料中の酸濃度及び窒素の定量を行う。	無	
811-D (空気雰囲気)	酸濃度・窒素分析	燃料中の酸濃度及び窒素の定量を行う。	無	
812-D (7kPa'雰囲気)	秤量	燃料中の酸濃度及び窒素の定量を行う。	無	
821-D (空気雰囲気)	燃料封入	燃料中の酸濃度及び窒素の定量を行う。	無	
901-D (空気雰囲気)	酸濃度分析	燃料中の酸濃度及び窒素の定量を行う。	無	
902-D (空気雰囲気)	溶液準備	燃料ペレットの被覆管充填等の燃料ペレット溶液作業の準備を行う。	無	
911-D (空気雰囲気)	燃料ペレット溶液	燃料ペレットを充填した被覆管の端部の溶液等を行う。	無	
912-D (空気雰囲気)	除染	燃料ペレット、実験器具等の低汚染物の除染を行う。	無	
912-D (空気雰囲気)	燃料ペレット溶液部の熱処理	溶液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	適用基準	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。 2) 化学試験の調製等の作業を行う。	有	使用目的の通り
111号室 (工作室)	H-2 H-3	燃料の取扱い	金属ウラン、酸化ウラン等の原料の秤量、切崩、研削等の作業を行う。	無	
33号室 (放射線管理測定室)	H-4	蒸発乾燥	実験室で採取した放射線管理用試料の蒸発乾燥等の作業を行う。	無	
使用場所	使用目的	使用の概要	適用基準	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、プルトリウムを含む廃液を3リットル以下の容器に入れ廃液保管槽に一時保管する。	無		
106号室 (トウモロコシ貯蔵室)	大型機器の搬出入	大型機器の搬出入及び $\beta$ ・ $\gamma$ 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		
112号室 (非破壊検査計数室)	$\beta$ ・ $\gamma$ 固体廃棄物一時保管 廃棄物中の核燃料物質の定置	固体廃棄物中に含まれる核燃料物質を非破壊計数装置を使用して評価する。	有	使用目的の通り	
113号室 (計数準備室)	$\alpha$ 固体廃棄物一時保管	$\alpha$ 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	

添付資料 ⑨  
(1/4)

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、放射線作業員及び放射線作業運送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、放射線作業運送票、作業票頭、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。

作業内容		核燃料物質の貯蔵作業		燃料試験線		備考	
No	項目	具体的検討内容	該当	不	該当	不	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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
2	被ばく低減の措置	① 放射線レベルの低減（線源の除去、アラックダ、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、 $\alpha/\beta/\gamma$ モニタ、遠隔操作、作業環境改善、設備改善、線量率表示） ③ その他	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
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) サーベイ時間 (c) 線種（ $\alpha$ , $\beta$ , $\gamma$ , 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（ $\alpha/\beta/\gamma$ 、 $\gamma$ ） $\beta$ - $\beta/\alpha/\beta$ 、電離箱他） (b) 放射線測定器の設置場所及び必要台数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	

No	項目	具体的検討内容	該当		備考
			不	該当	
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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
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) 防護具着脱場所	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
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（グリーンハウスの設置）対策、養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養生について検討したか ③ 鋭利な物の養生、腐食の発生、重金属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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
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（ガラスバッチ又はOSLバッチ、リングバッチ、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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
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防護具（ゴム手袋、シューズカバロン、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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
14	その他 i) ホールドポイント（燃材蓋取） ii) 明確か（燃材蓋取）	① その他検討する内容は、 i) 放射線汚染、放射線線量率、被ばく線量、空間その他への影響、立会い確認、試験・検査、重要手順	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	

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、本作業で使用を行う各グローブボックス及びフードは、表面線量が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 作業場の手探レベルは、放射線作業運送結果に示す通りである。指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、放射線作業運送結果に示す線量(<0.1mSv)は適切である。 ③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。 ④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。 ⑤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。 ・グローブボックス及びビニル表面、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取柄時。 (c)線量(α、β、γ、中性子) α、β、γ線について測定を行う。 ⑥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。 ⑦作業の中断、作業の見直し判断基準について検討したか (a)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い、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を原因究明、除染作業、作業方法の見直しを行う。 ⑧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、施設内の紙ベケツ等に収納する。 ⑨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号室 (c)廃棄物の仕掛品区域 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
2	被ばく低減の措置	
3	作業中、作業後のサーベイ計画について	
5	作業の中断、作業の見直し判断基準について	
6	廃棄物、物品の取扱	
7	作業区域の区分について	

核物質防護の観点からマスキングを施しています。

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。

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パッチを着用して作業を行う。 ただし、 <span style="background-color: black; color: black;">XXXXXXXXXX</span> での作業時にはポケット線量計を携帯する。
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連絡通報体制・指揮命令系統について検討したか ・連絡体制 作業中に緊急が生じた場合は、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料部事故対策要領に基づく。 指揮命令系統 作業責任者： <span style="background-color: black; color: black;">XXXXXXXXXX</span> 現場責任者： <span style="background-color: black; color: black;">XXXXXXXXXX</span>
14	その他 (イ)ホールドポイント(燃料施設)	①その他検討する内容は、 イ)放射線汚染、放射線線量率、被ばく線量、空調その他への影響、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。 ・試料のパッケージアウト時には2名以上でIDを確認する。

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	燃料ベレットの被覆管装填等の燃料ビン 溶接作業の準備を行う。
	902-D (空気雰囲気)	燃料ビン溶接	燃料ベ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	燃料ビン、実験器具等の低汚染物の除染 を行う。
	912-D (空気雰囲気)	燃料ビン溶接部 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	ウラン燃料の取 扱	金属ウラン、酸化ウラン等の原料の秤 量、切斷、研磨等の作業を行う。
	H-3	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。
33号室 (放射線管 理測定室)	H-4		

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8-1表 使用方法

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 + <sup>235</sup> U) 貯蔵制限量	貯蔵箱1個に格納する (Pu + <sup>235</sup> U) 貯蔵制限量
	名称	貯蔵箱 No.					
	アル濃縮ウラン・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
	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		—
場所	設備		種類	形態	ウラン又はトリウム貯蔵制限量		
	天然劣化ウラン・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。

# 燃料研究棟 本体施設 作業要領

平成 29 年 3 月 27 日

№.33 フードの安全作業	平成 19 年 8 月 20 日 制 定 作成担当者
<p>1. 必要人員： 核燃料物質を使用する場合は 2 人以上</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>4. 必要器材等： 革手袋、ゴム手袋、腕カバー、綿手等</p> <p>5. 作業手順</p> <p>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。</p> <p>(1) フード作業</p> <p>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。</p> <p>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)</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 鋭利な刃を有する工具を扱う作業</li> <li>・ 突起物を扱う作業</li> <li>・ 重量物の取扱い作業</li> <li>・ 摩擦力の発生が想定される作業</li> <li>・ その他擦刺の恐れがある作業</li> </ul> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>⑥フード内へは必要以上に顔を差し入れない。</p> <p>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着し、手、腕及び作業衣の汚染検査を急に行う。</p> <p>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。</p>	

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。

## プルトニウム・濃縮ウラン貯蔵容器の点検等作業の状況

点検等作業 実施済貯蔵容器 (H29年2月～6月)	本事象に至った貯蔵容器 (H29年6月6日)	点検等作業 未実施貯蔵容器	
内容物： 「M化合物/スクラップ」 以外	内容物： 「M化合物/スクラップ」	内容物： 「M化合物/スクラップ」 以外	
30個 (異常なし)	1個	20個	29個
合計 80個 (全保有貯蔵容器)			

「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およ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、他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洩が認められた。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より施錠するとともに、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 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。

## &lt;回収までの時系列&gt;

6 月 14 日 (水)

14 : 01 現場に入城

14 : 37 SD カードを管理区域より搬出

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。

## &lt;回収データ&gt;

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。

## &lt;画像の詳細 (5 枚) &gt;

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 1007) 撮影時刻 10 : 59

写真 3 (貯蔵容器 1007) 撮影時刻 11 : 00

写真 4 (貯蔵容器 1008) 撮影時刻 11 : 13

写真 5 (貯蔵容器 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。

従って写真 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。)

## &lt;添付資料&gt;

写真 1～5

以上

写真 1

TBM - KY ボード		福島燃料材料試験部
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 [ ] 特定施設 [ ] 準備する資機材 ヘルメット、安全靴 確認事項 [ 作業内容 ] [ 作業方法 ] [ 工程 (時間) ] [ 健康状態 ] [ 品質 ]
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・急ぎすぎでないか・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 ( ) 可燃性溶剤等使用: 有 ( ) 監視者: 有 ( ) 危険物施設・火気使用制限場所: 有 ( ) 高所作業: 有 ( m ) ( )		同一場所における火気及び可燃性溶剤の同時使用禁止 (標示物、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

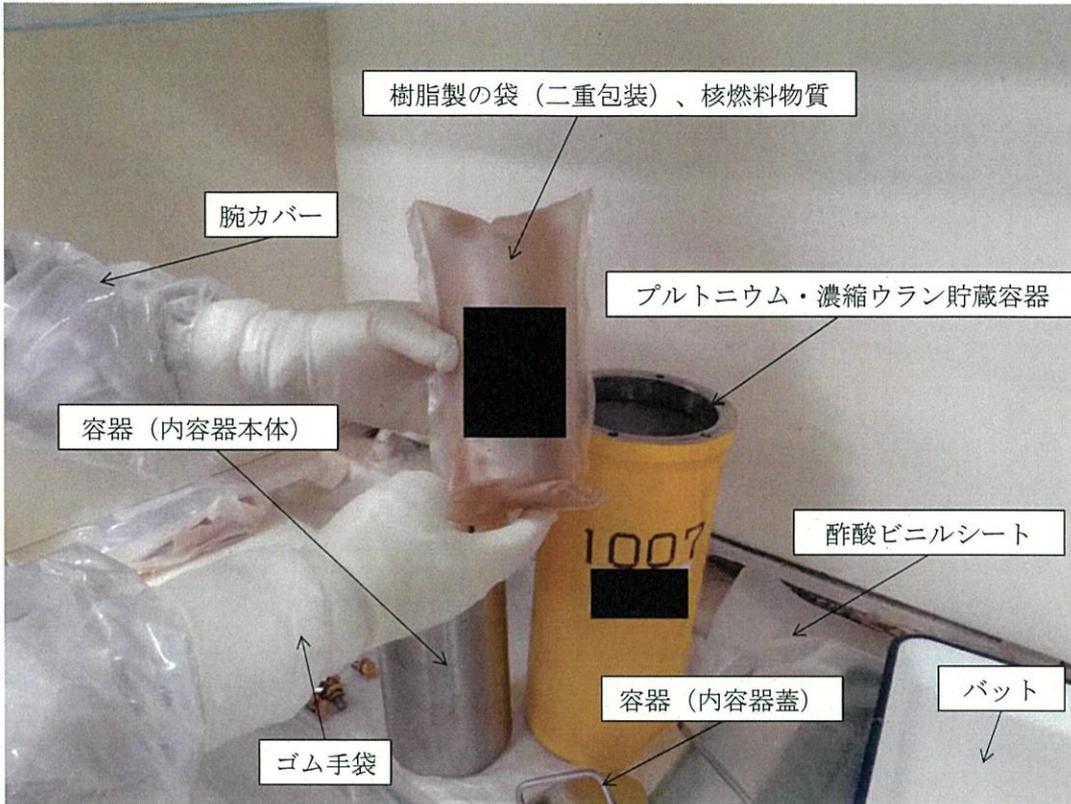


バットとハサミは、当該作業に使用していない。

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

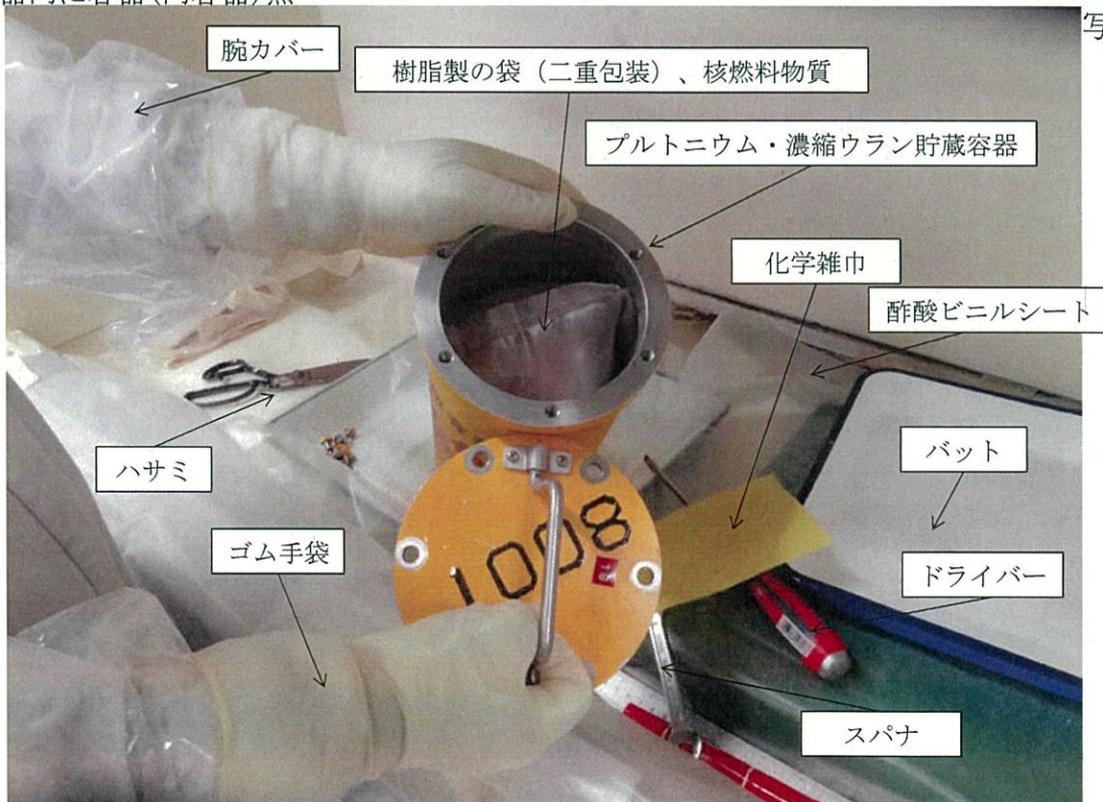


バットは、当該作業に使用していない。  
バットを使用しない代わりに、フード内床面を酢酸ビニルシートで養生している。

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。



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シ、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（写真1）、 $\alpha$   $\beta$ シンチレーション測定装置で $\alpha$ 放射能及び $\beta$ 放射能を測定した。

## 2. 測定器及び測定結果

測定器 :  $\alpha$   $\beta$ シンチレーション測定装置 (ES-7284) (写真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 :  $\alpha$  ; 0.57 Bq 、  $\beta$  ; 1.7 Bq

作業員	$\alpha$ 放射能 (Bq)	$\beta$ 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

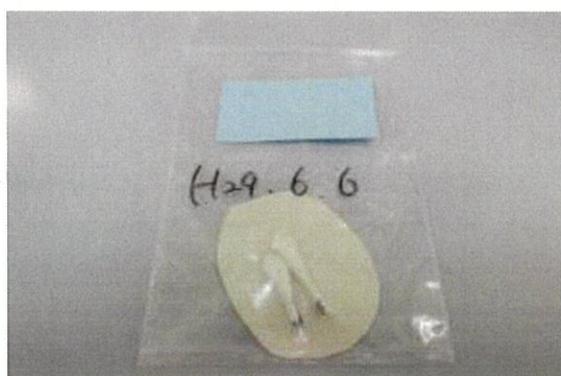


写真1 鼻孔スミヤ試料

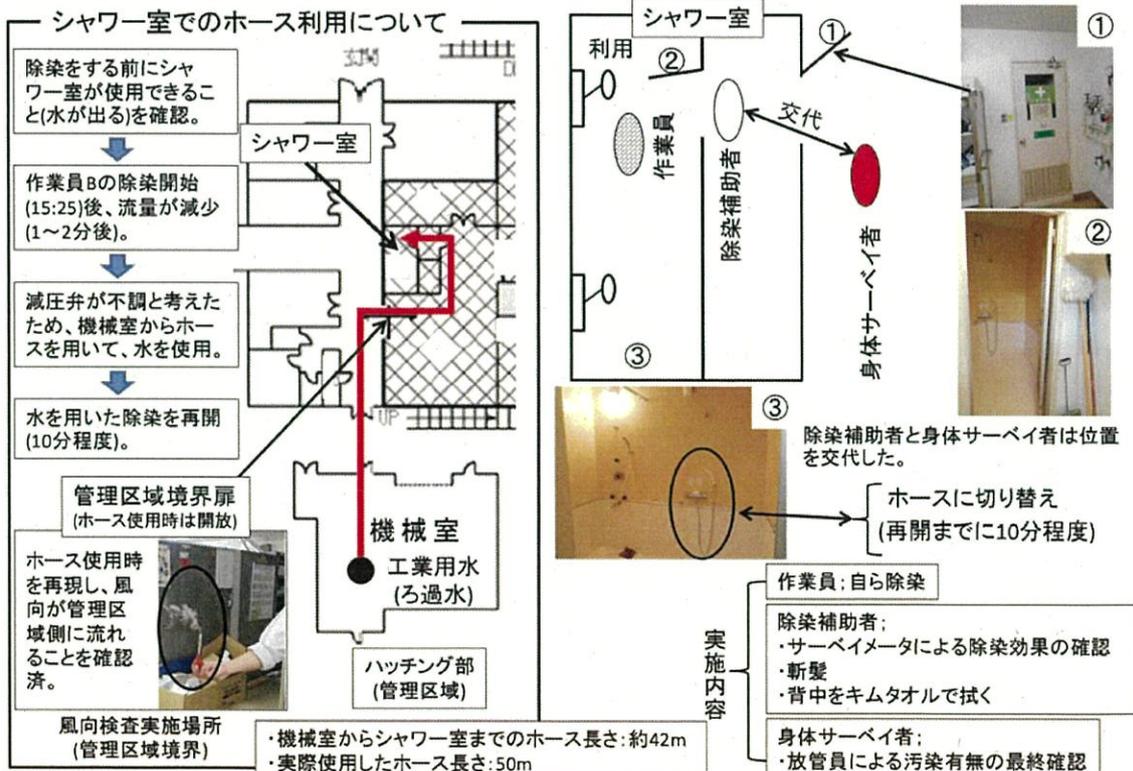
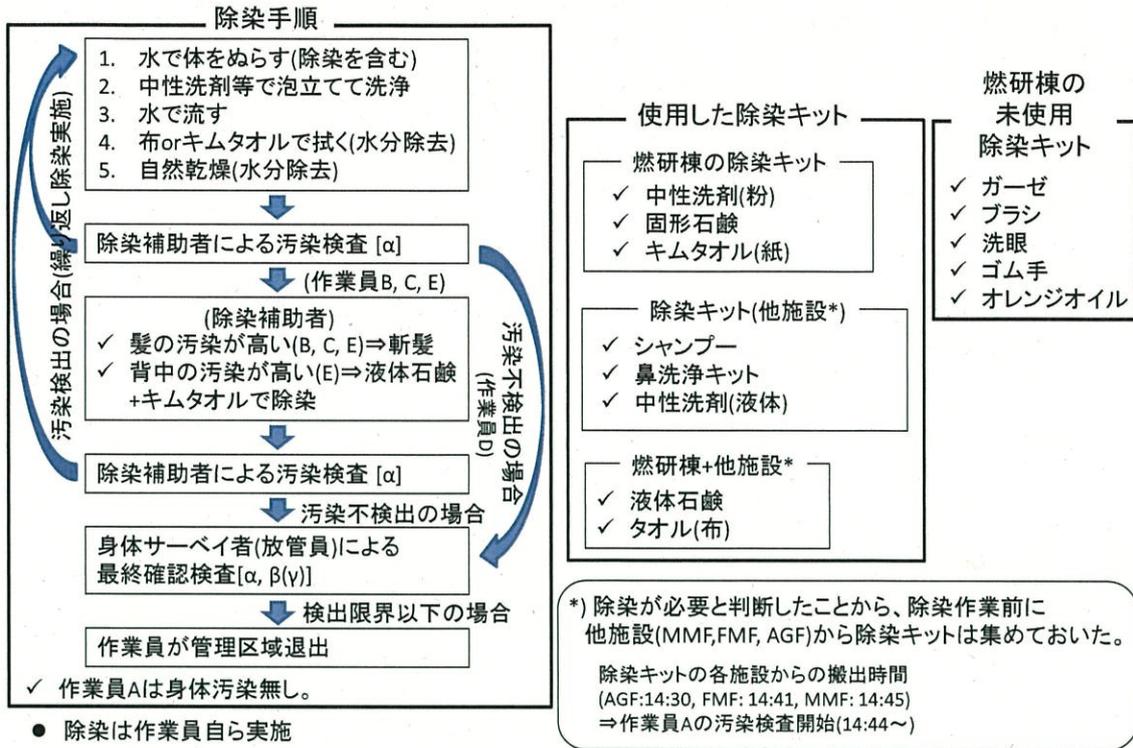
(汚染防止のためにポリエチレン袋に入れた状態。  
測定時には試料を取り出す。)



写真2  $\alpha$   $\beta$ シンチレーション測定装置  
(ES-7284)

以上

## 事象発生後の作業員に対する除染作業の概要



## 核燃料サイクル工学研究所の肺モニタ仕様、測定方法について

## 1. 肺モニタ仕様

当該作業員の測定に用いた肺モニタの仕様を以下に示す。

- ・肺モニタ本体：米国キャンベラ社製 BE5020（写真1）

検出器                      Ge 半導体検出器×2 式

検出器サイズ              5000 mm<sup>2</sup>×20 mm (L)

測定エネルギー範囲      10 ～ 400 keV

※肺モニタ本体は鉄遮蔽室内に収容。

- ・解析ソフト：米国キャンベラ社製 Apex-InVivo

- ・鉄遮蔽室（写真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



写真1 肺モニタ



写真2 鉄遮蔽室

## 2. 測定方法

作業員は下着の上に白衣を着用し、鉄遮蔽室内の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。

以上