

Outline of Plutonium Fuel Research Facility (PFRF)

PFRF was completed in 1974 with the aim of conducting R&D on new fuels for fast reactors, etc. Test using plutonium started in 1977.

In this facility, fabrication and research on physical property of new fuels such as uranium-plutonium mixed oxide fuel, nitride fuel, long-lived minor actinide nuclear transmutation fuel and metallic fuel for fast reactors, fabrication of fuel pins for irradiation test aiming for verification of fuel soundness and research concerning dry type separation using electrolysis of molten salt.

In FY 2013, a policy to abolish this facility was decided, and planning for treatment for stabilizing the nuclear fuel materials used in experiment and decommissioning of the facility is moved forward with.

Facility outline:

two-story building, fire-resistive construction with reinforced concrete, 1518 m² of total floor space (controlled area is 570 m²)

Main equipment:

Main facility

glove box: 36 (air atmosphere: 25, high purity argon atmosphere: 11)

argon circulation generator: 4

Hood: 4

Major test device

powder molding press, sintering furnace, X-ray diffraction device, electron beam analysis device, oxygen/nitrogen analysis device, carbon analysis device, fuel pin welding device, etc.

Special facility

gas disposal equipment, liquid disposal equipment, power supply equipment, air compression equipment, etc.



Position of inspection work with hood

1. Outline

The accident occurred during the work for appropriately control the nuclear fuel materials stored in glove boxes, etc. of PFRF. This work is divided into below three steps.

- ① Check the storage situation of each storage container
- ② Encapsulate nuclear fuel materials taken out from the glove boxes
- ③ Store recovered containers in storage containers

The accident occurred during the work ①.

2. Work plan

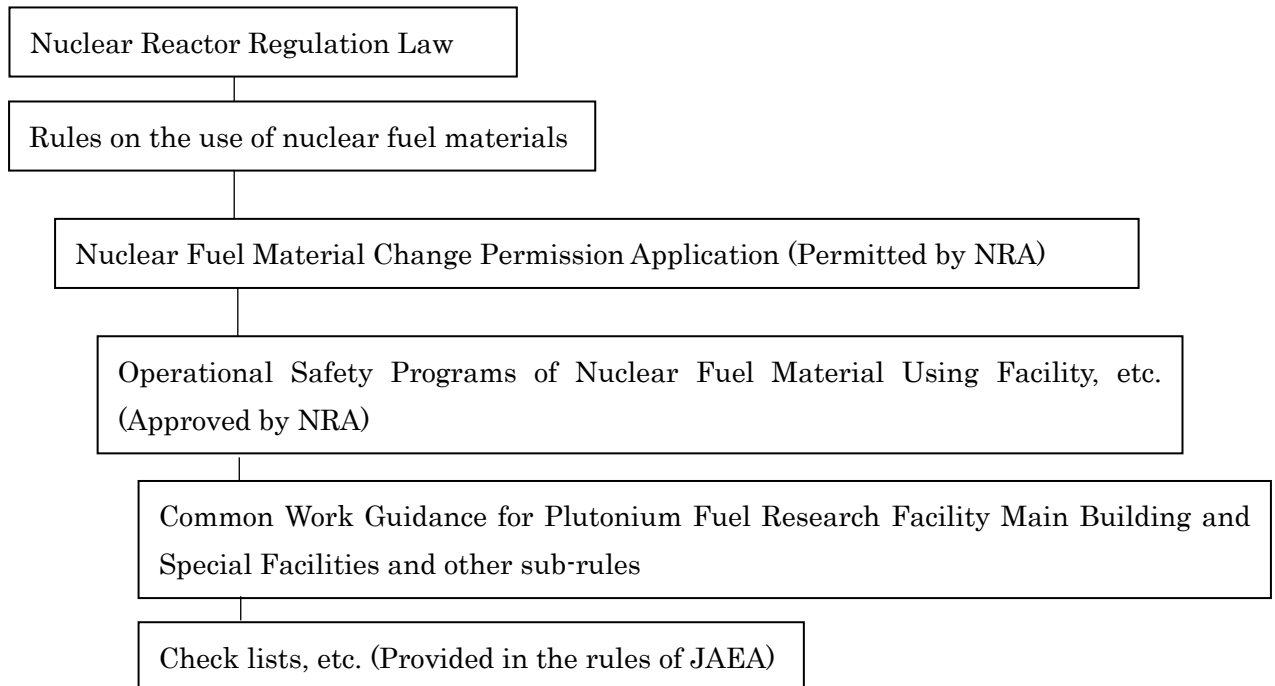
The work shown above falls into work carried out in a controlled area, and the radiation work slip is supposed to be made as a radiation work plan based on the Chapter 2, Article 16 of the “Operational Safety Programs of Nuclear Fuel Material Using Facility, etc., Oarai Research and Development Center (North Zone), Japan Atomic Energy Agency” *1.

When making the radiation work slip, it is required by the “Common Work Guidance for Plutonium Fuel Research Facility Main Building and Special Facilities” which is a sub-rule of the operational safety programs to attach the following documents: the safety work manual (“storing work of nuclear fuel materials” *2 in the case of this work), the general safety check list, the risk assessment, the check list of the operational safety programs, the use permission check list and the radiation safety check list.

The accident occurred during the work falling into “check of the storage container and contamination inspection with Hood-1 in association with transporting nuclear fuel materials to nuclear fuel storage” which is written in the third line of “2. work method (1) check and store nuclear fuel materials” of the safety work manual. The inspection work with Hood-1 is permitted in the “Nuclear Fuel Material Change Permission Application of Oarai Research and Development Center (North Zone), Japan Atomic Energy Agency” *3 with aimed use being “contamination inspection” and outline of use being “carry out work such as check of storage container”.

3. Work procedure

The work with hood H-1 is provided in the manual “Safety Work with Hood” attached to the “Common Work Guidance for Plutonium Fuel Research Facility Main Building and Special Facilities”. The work was carried out following this manual.



*1:

Chapter 3 Work, work management, etc. in a controlled area

Article 16

Radiation work plan

1. The General Manager is responsible for the radiation management concerning the work of radiation workers.
2. The General Manager shall take measures for safety, taking into the items below consideration:
 - (i) Place of work and period or work
 - (ii) Contents of work
 - (iii) Wearing necessary personal dosimeter and protection
 - (vi) Measures to lower the dose
 - (v) Dose associated with work
3. When radiation work of the preceding paragraph is conducted, the General Manager shall obtain consent from the Controlled Area Manager on the place of work and period of work in advance.

*2

“Check of storage container and contamination inspection shall be carried out with Hood H-1 in association with transporting nuclear fuel materials to the nuclear fuel storage.”

*3:

Table 2-1 Use method (hood) (continue 5)

Place of use	Hood	Purpose of use	Outline of use
Room No. 108 (Analyzing room)	H-1	Contamination inspection	1) Carry out work such as inspection of the storage container

Inspection work, etc. of Plutonium • Enriched Uranium storage containers

Storage containers on which implemented inspection work, etc. (February – June, 2017)	Storage container which led to this incident (June 6, 2017)	Storage containers on which are not implemented inspection work, etc.	
Contents: Exception of “M compound/Scrap”	Contents: “M compound/Scrap”		Contents: Exception of “M compound/Scrap”
30	1	20	29
Total 80 (All possessed storage containers)			

“M compound (Chemical form) / Scrap (Physical form)”: Scrap sample having be experimented including compound of U and Pu, etc.

Note: JAEA have reported on June 9 that the number of containers which are not abnormal after completed inspection so far is 31 though, properly it turned out to be 30 in the confirmation work afterwards, because counting in the container which led this incident during the inspection.

Summary of the interview with the discharged workers

The five workers were divided in three groups and interview with them was held led by the Director General and Deputy Director General of Oarai Research and Development Center.

The main worker opened the lid of the brought-in storage container and inspected the inside situation. The roles of the five workers are as below.

【Role】

Worker A (Assistant worker): Support the work at the left rear of the Worker E and carry the container from the Room No. 110

Worker B* (Assistant worker): Measure smear at the right of the Worker E and carry the container from the Room No. 110

Worker C* (Keeping record): Take photos of the inside of the containers and do a sketch of respective containers at the right of the Worker E

Worker D (Assistant worker): Support the work at the Right of the Worker E and carry the container from the Room No. 110

Worker E (Main worker): Open the container and inspect the inside

【Summary of the interview】

When the Worker E slowly removed the four of the six bolts fastening the container diagonally and then loosened the other two, he heard hiss like the one made when gas comes out. He collected the smear from the lid and all the circumferences of the gaps and confirmed that there was no contamination. Because in the past air came out in the situation where the room temperature was high, and no smear contamination was confirmed, the Worker E decided to continue work.

When the Worker E removed the remaining two bolts holding the lid with one hand, the resin bags burst. Then he put the lid in the hood.

At the time of the burst, the Worker E sensed wind pressure in the stomach, and all the other workers heard the sound of burst. Mist-like leakage was observed coming from the burst container. Though wearing a mask, the Worker E confirmed no abnormal odor. Though wearing rubber gloves, he touched the metal container and confirmed no rise of temperature. The Worker E, paying attention to the situation of the inside of the container, inspected the room for more than one hour to confirm that there was no signs of progress in the accident, etc. and replaced the outside rubber gloves with new ones.

After that, thinking it is better to put the lid on the container and close the shutter of the hood, he did so.

Immediately after the burst, judging that it was a serious incident and all the workers and plutonium contamination must be contained inside the room, he ordered to lock the entrance of the Room No. 108 from inside and seal up the gaps of emergency exit of the room.

Communication with people outside has continuously made with the telephone installed in the Room No. 108 by the Worker D.

Each of the workers checked contamination and confirmed that high dose levels were detected with people who were near the hood. To prevent expansion of contamination to the entrance door and emergency exit, they stayed at the place where they were at the time of the accident, and to prevent body contamination by sweat, they stood still.

They took photos of the inside of the container, etc. after the accident with the digital camera they had brought in the room for recording the work, which they left in the greenhouse.

They had checked situation of the items such as the half-faced mask and rubber gloves and wearing condition of them before starting work as an indispensable process. During the work and after the occurrence of an accident became obvious, no one put off the half-faced mask to prevent internal exposure.

When leaving the room, the Worker E suggested that in order to prevent the contamination in the greenhouse, the workers leave the room in an order of less contamination based on the contamination situation of the five workers, and the other workers agreed.

The Worker E feels responsible for causing a serious accident, and feels sorry for causing inconvenience to many people.

While waiting in the room, all the five workers knew that many people were making effort outside the room by setting a greenhouse, etc. and were calm rather than anxious.

*) The roles of the Worker B and Worker C written in the June 13 press release was each for the other. The description is corrected in this Attachment.

Photos taken with the digital camera withdrawn from the scene

The inspection of storage containers started in February, 2017. Inspection of 31 containers had been inspected with no abnormality such as contamination, etc. before this incident occurred. A digital camera brought in the room for recording the work recorded inspection situation of the storage container. As a result of checking collected data, 5 images taken on June 6 were confirmed.

On June 6, inspection work of storage containers were carried out. The storage container 1010 in which resin bags ruptured is the fifth one, it was confirmed recording times coincide with what discharged workers told.

<Chronology of withdrawal>

June 14 (Wed)

14:01 Staff entered the scene.

14:37 SD card was brought out from the controlled area.

14:46 SD card was sent to the on-site Response Headquarters.

14:50 SD card was received in the on-site Response Headquarters.

15:25 Check images recorded in SD card was started.

15:29 Check images was completed.

- The safety inspector was a witness to a process of drawing out the SD card and checking images.
- The digital camera in the greenhouse have not been decontaminated, the SD card was drawn out.

<Collected data>

Photo images taken from May 2, 2011 to June 6, 2017 were recorded in SD card. There were 5 images taken on June 6.

<Detail of 5 images>

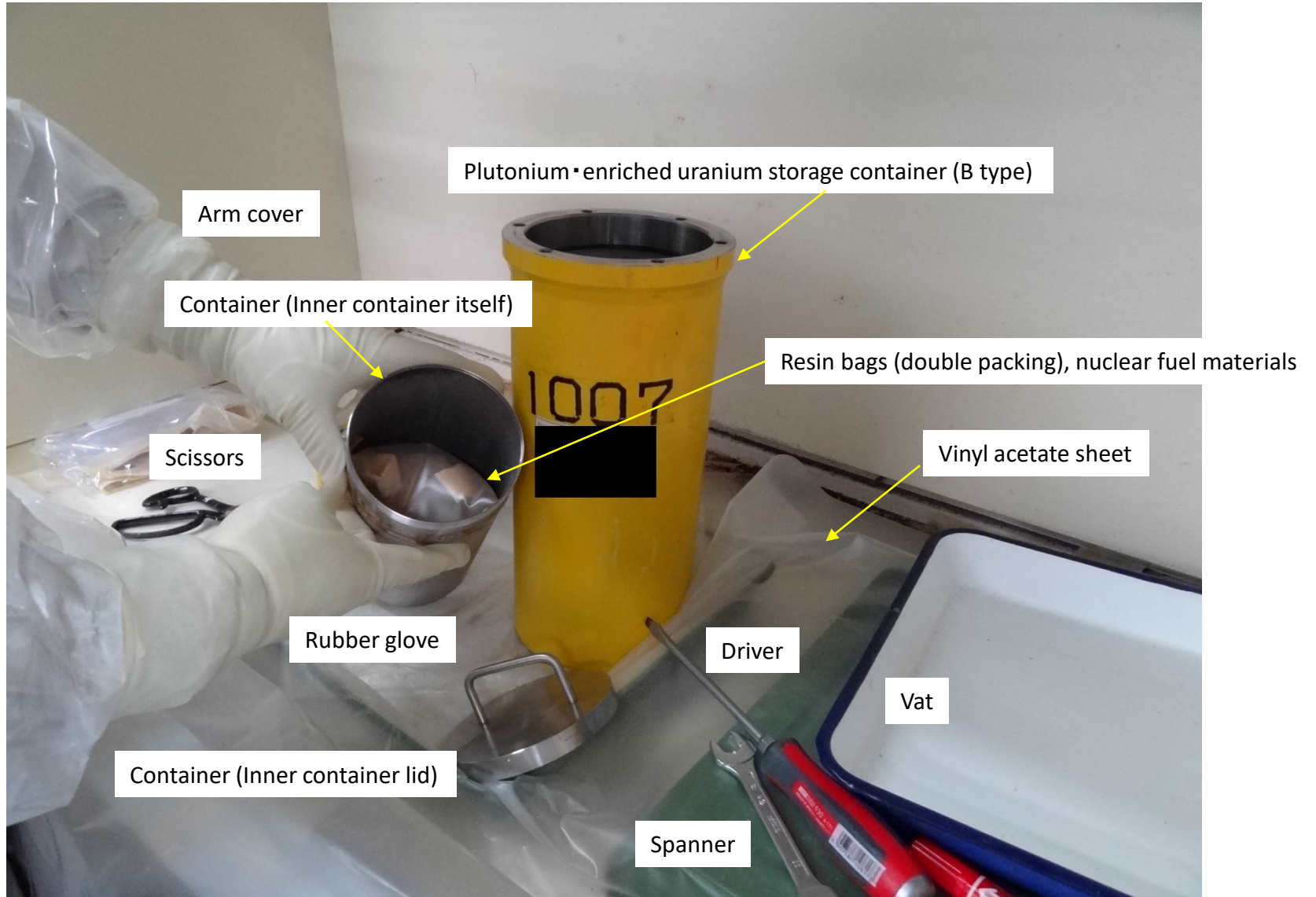
- ① Photo 1 (Tool Box Meeting (TMB) board, before the work) taken at 8:54 (No relation with the work)
 - ② Photo 2 (Storage container 1007) taken at 10:59
 - ③ Photo 3 (Storage container 1007) taken at 11:00
 - ④ Photo 4 (Storage container 1008) taken at 11:13
 - ⑤ Photo 5 (Storage container 1010) taken at 12:55 (Storage container after the incident occurred.)
- Taken times were recorded by setting of the digital camera. (Confirmation of consistency with the real time have not been implemented.)

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
<p style="font-size: 1.2em;">機械室の点検</p>		<p>作業者 (作業リーダーは○印)・作業場所・作業分担</p> <p> <input checked="" type="checkbox"/> 本体 施設 <input checked="" type="checkbox"/> 本体 施設 <input checked="" type="checkbox"/> 特定施設 </p> <p>準備する資機材</p> <p>ヘルメット、安全靴</p> <p style="text-align: right;">確認事項 [作業内容 <input checked="" type="checkbox"/> 作業方法 <input checked="" type="checkbox"/> 工程(時間) <input checked="" type="checkbox"/> 健康状態 <input checked="" type="checkbox"/> 装備]</p>
危険予知のポイント	対 策	
<p>・点検通路にはみ出てるバルブ、ダクトに頭をぶつける。</p> <p>確認事項 [・一般安全チェックリストによる確認は・取り合いはあるか ・急ぎすぎていないか・保護具は適切か・作業環境、手順の変化はないか]</p>	<p>・頭上に注意して点検を行う。</p>	
	ワンポイント	頭上注意 ヨシ!
<p>火気の使用： 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 可燃性溶剤等使用： 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 監視者： 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 危険物施設・火気使用制限場所： 有 <input checked="" type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 高所作業： 有 (m) <input type="checkbox"/> 無 <input checked="" type="checkbox"/></p> <p>同一場所における火気及び可燃性溶剤の同時使用禁止 (掲示物、安全主任者の事前確認)</p>		

TBM (Tool Box Meeting) Board in the Machine Room (in Radiation Cold Environment)
No relation to this radiation work

There is an inner Container in storage container.

Spanner and driver were used to open the storage container.

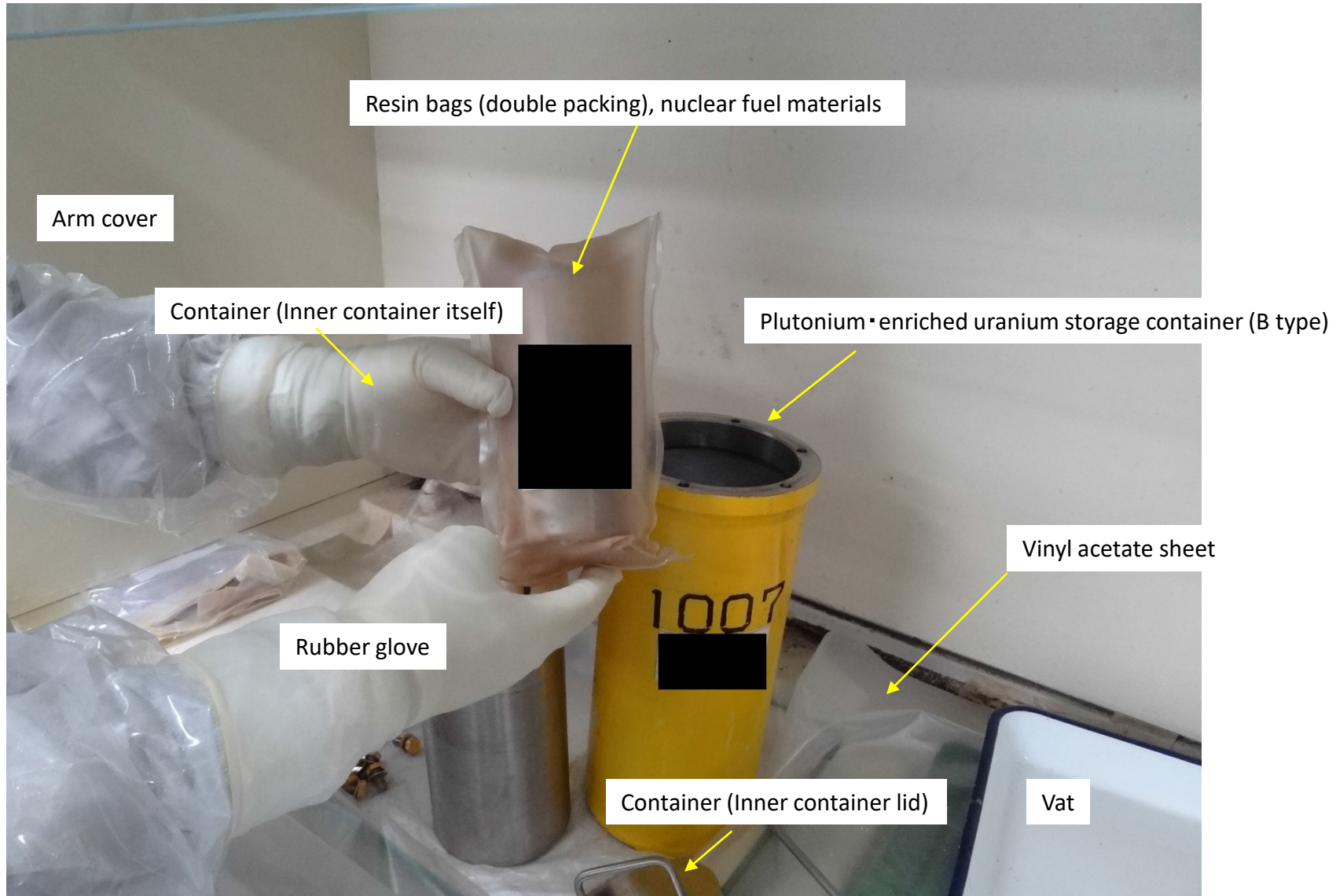


The vat and scissors were not used for this work.

Instead of using a bat, the inner floor of the hood is cured with the vinyl acetate sheet.

There is an inner Container in storage container.

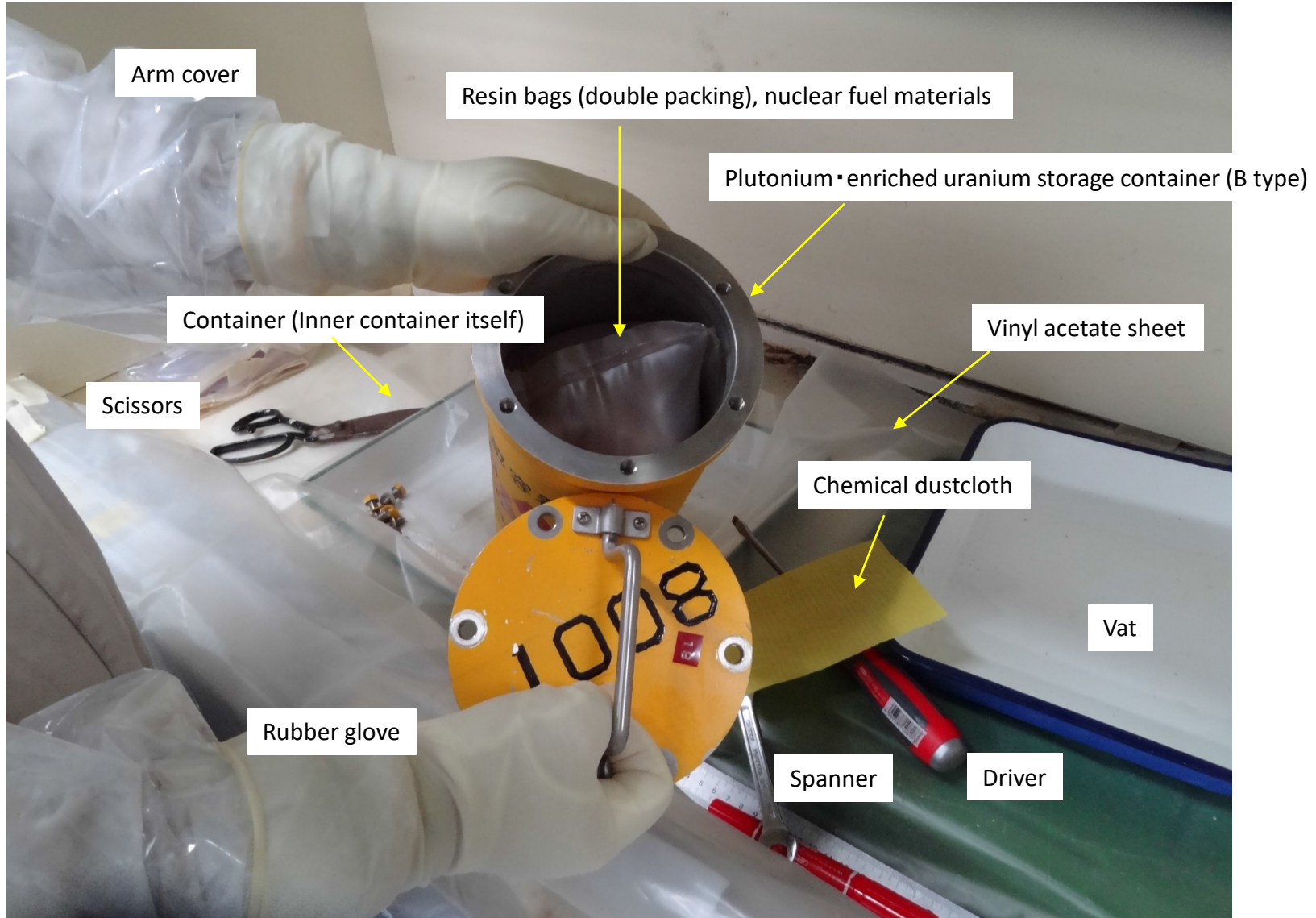
Spanner and driver were used to open the storage container.



The vat and scissors were not used for this work.
Instead of using a bat, the inner floor of the hood is cured with the vinyl acetate sheet.

There is an inner Container in storage container.

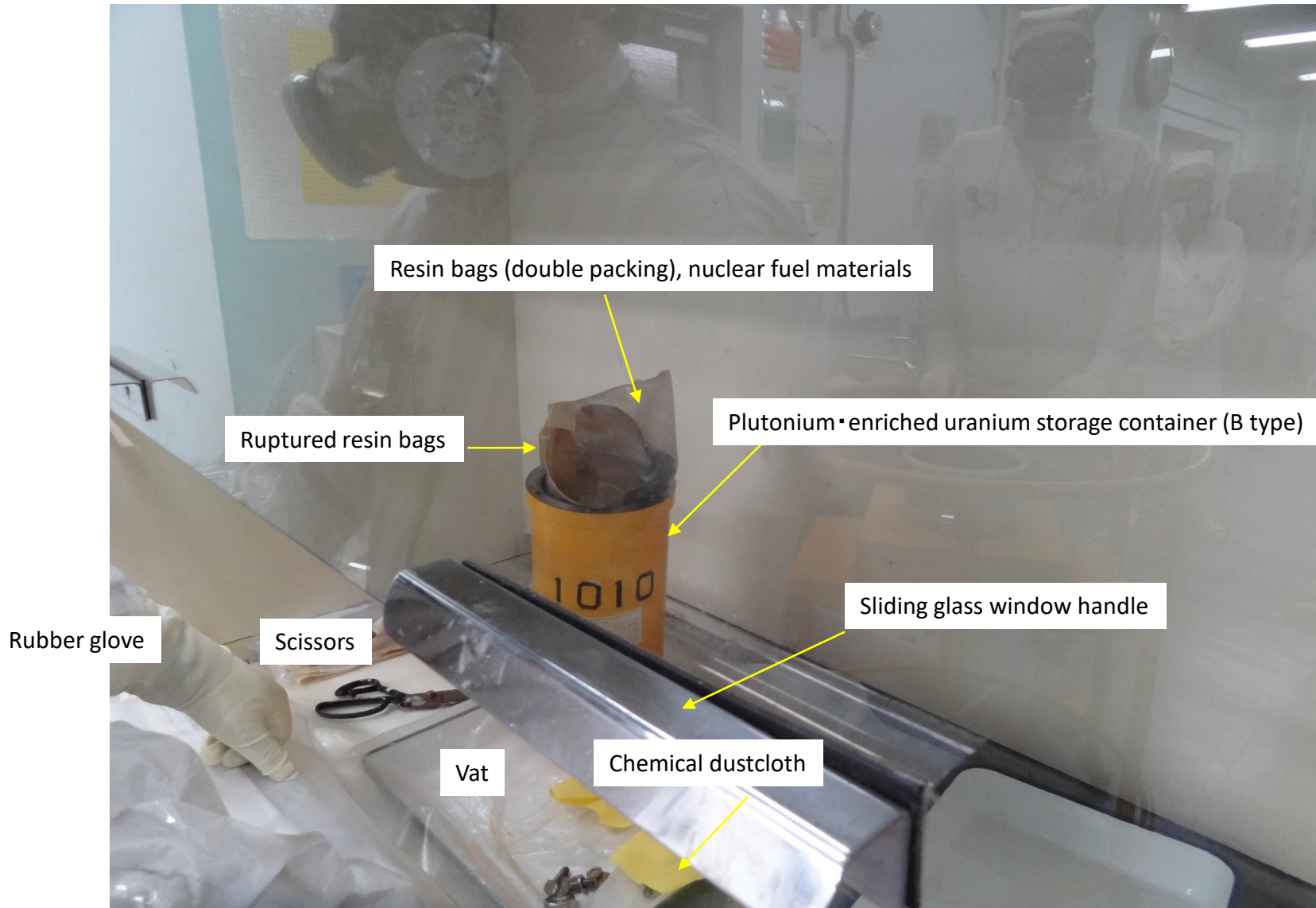
Spanner and driver were used to open the storage container.



The vat and scissors were not used for this work.
Instead of using a bat, the inner floor of the hood is cured with the vinyl acetate sheet.

There is an inner Container in storage container.

Spanner and driver were used to open the storage container.



The vat and scissors were not used for this work.

Instead of using a bat, the inner floor of the hood is cured with the vinyl acetate sheet.

Measuring instrument and result for intranasal contamination check

1. Sampling and measurement

Samples for intranasal contamination (nasal smear samples) were taken by smearing the left and right nostrils of the workers with swabs. Two nasal smear samples were put together (Photo 1) to measure α radioactivity and β radioactivity with the α β scintillation measuring instrument.

2. Measuring instrument and result

Measuring instrument: α β scintillation measuring instrument (ES-7284) (Photo 2)

Detector: Plastic scintillation detector coated with ZnS (Ag)

Measuring time: 1 minute

Lower limits of detection: α ; 0.57 Bq, β ; 1.7 Bq

Worker	α radioactivity (Bq)	β radioactivity (Bq)
A	N/A	N/A
B	N/A	N/A
C	13	N/A
D	3	N/A
E	24	N/A



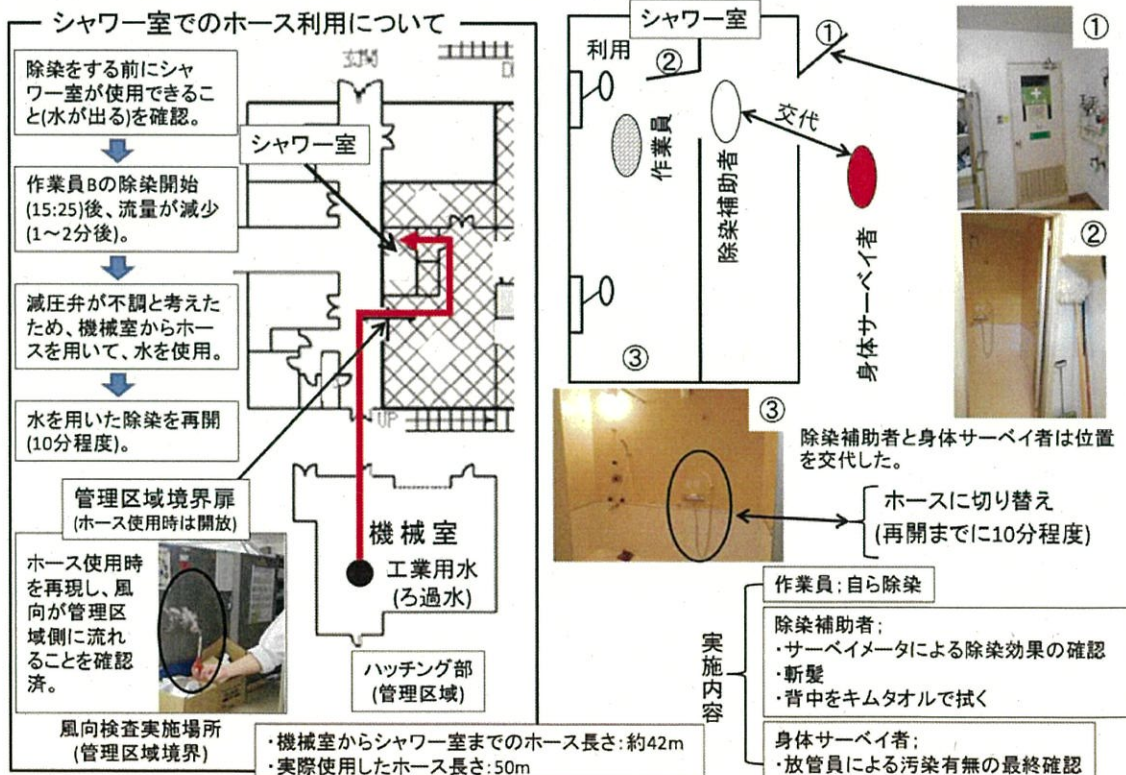
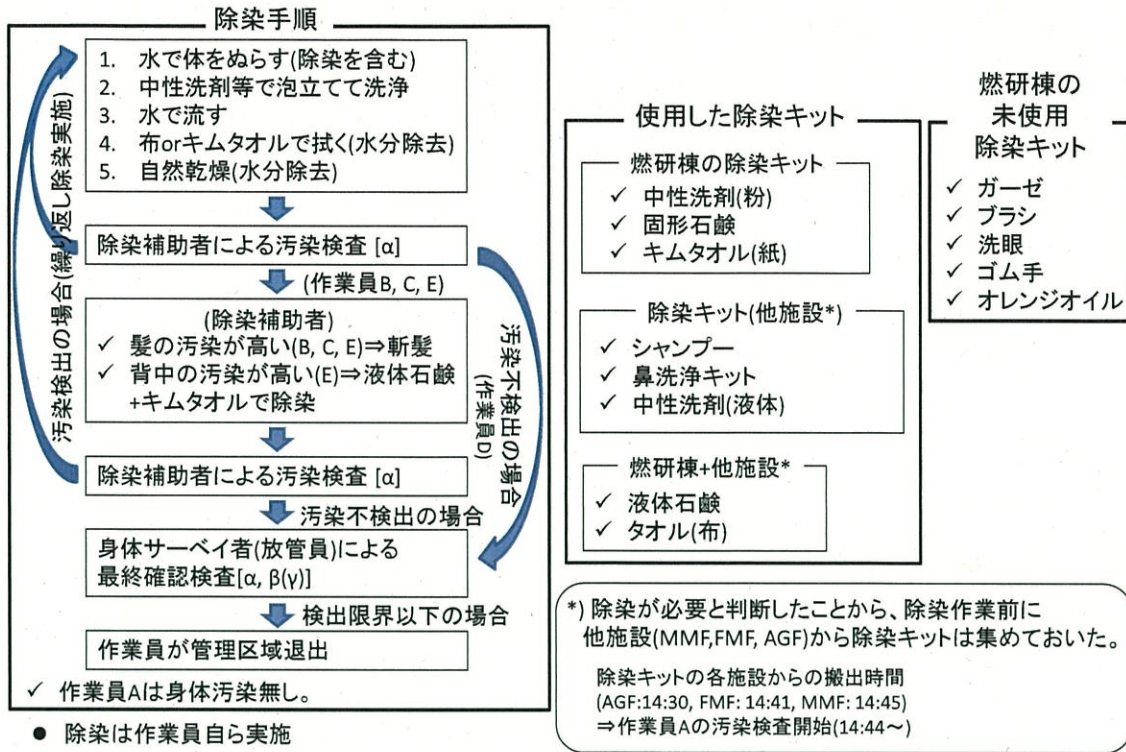
Photo 1 Nasal smear sample
Put in a polyethylene bag
to prevent contamination



Photo 2 α β scintillation measuring instrument
(ES-7284)

Outline of decontamination work for the workers after the occurrence of the event 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



Specifics of the lung monitor of the Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories and measurement, etc.

1. Specifics of the lung monitor

Below is the specifics of the lung monitor used for the measurement of the workers.

- Lung monitor body: BE 5020, manufactured by CANBERRA (US) (photo 1)

Detector	Ge semiconductor detector × 2 sets
Size of the detector	5000 mm ² × 20 mm (L)
Range of measured energy	10 ~ 400 keV

*Lung monitor body is stored in an iron shielding room.

- Analysis software: Apex-InVivo, manufactured by CANBERRA (US)
- Iron shielding room (photo 2)

Inside dimension 2.0 m (W) × 2.0 m (D) × 2.0 m (H)

Total weight 52.3 t

Shielding material iron 200 mm, lead 3 mm, copper 0.5 mm,
vinyl chloride 3 mm



Photo 1 Lung monitor



Photo 2 Iron shielding room

2. Measurement

The worker wears white gown over the underwear and lies on his side on a bed in the iron shielding room. Measurement continues for 30 minutes after adjusting the place of the detector of the lung monitor.

燃料研究棟における汚染に伴う環境モニタリング結果

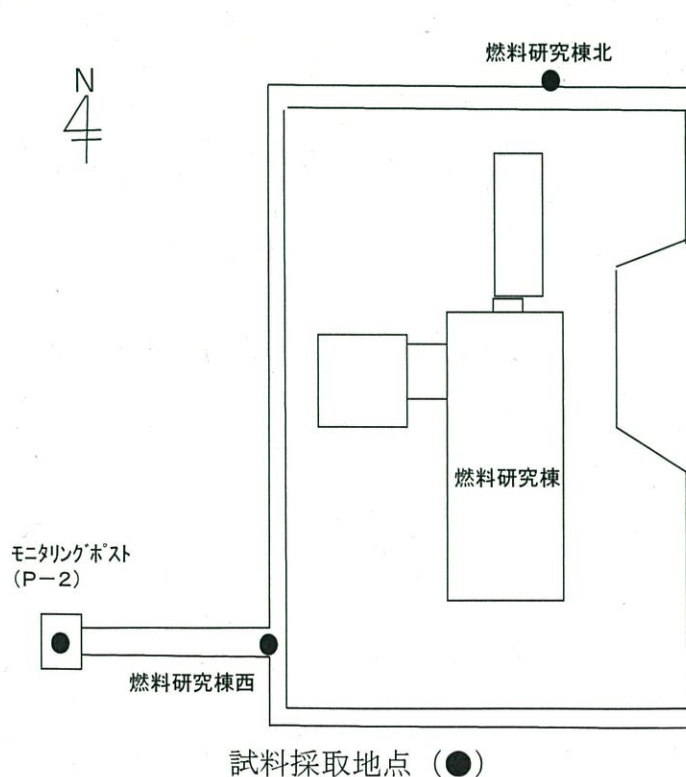
Result of environmental monitoring associated with contamination at PFRF

平成 29 年 6 月 6 日に発生した燃料研究棟における汚染に伴う環境モニタリング（大気塵埃中放射能濃度）の結果は、平成 29 年 6 月 5 日～同年 7 月 10 日において異常はなかった。なお、モニタリングポスト（P-2）内ダストモニタにおいては、現在も試料採取と測定を継続している。

試料採取場所	試料採取期間	^{241}Am 放射能濃度 ^{注1)} (測定終了日時)	全 α 放射能濃度 ^{注2)} (測定終了日時)
燃料研究棟西	6/6 14:57-6/6 17:10	$< 1.8 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$ (6/7 08:18)	$< 2.3 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$ (6/13 11:17)
燃料研究棟北	6/6 18:00-6/6 20:07	$< 3.0 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$ (6/7 21:56)	$< 2.4 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$ (6/13 12:08)
モニタリングポスト (P-2)内ダストモニタ	6/5 9:00-6/12 9:00	$< 1.9 \times 10^{-11} \text{ Bq/cm}^3$ (6/13 07:42)	$< 2.5 \times 10^{-11} \text{ Bq/cm}^3$ (6/16 12:13)
	6/12 9:00-6/19 9:00	$< 1.2 \times 10^{-10} \text{ Bq/cm}^3$ (6/21 06:53)	$< 2.5 \times 10^{-11} \text{ Bq/cm}^3$ (6/23 11:36)
	6/19 9:00-6/26 9:00	$< 1.3 \times 10^{-10} \text{ Bq/cm}^3$ (6/27 14:35)	$< 2.4 \times 10^{-11} \text{ Bq/cm}^3$ (6/30 10:06)
	6/26 9:00-7/3 9:00	$< 1.3 \times 10^{-10} \text{ Bq/cm}^3$ (7/4 13:46)	$< 2.4 \times 10^{-11} \text{ Bq/cm}^3$ (7/7 10:09)
	7/3 9:00-7/10 9:00	$< 1.4 \times 10^{-10} \text{ Bq/cm}^3$ (7/11 14:25)	$< 2.5 \times 10^{-11} \text{ Bq/cm}^3$ (7/14 13:50)

注 1) ^{241}Am 放射能濃度の測定は、法令に基づく排気中濃度限度 ($3.0 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$) を担保する検出限界値を得られる計測時間で、Ge 半導体検出器 γ 線核種分析により実施した。

注 2) 全 α 放射能の測定は、天然放射性核種の減衰を待ち、法令に基づく排気中濃度限度 (^{241}Am 及び ^{239}Pu について $3.0 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$) を担保する検出限界値を得られる計測時間で、低バックグラウンド α/β 線自動測定装置により実施した。



Operation of the ventilation system of PFRF

燃料研究棟における排気系統の運転について

平成 29 年 6 月 23 日

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

燃料研究棟における排気系統の運転について整理した結果を以下に示す。

108 号室の排気系統としては、図 1 に示すように排気第 1 系統（グローブボックス内排気系統）、排気第 2 系統（フード内排気系統）、排気第 3 系統（管理区域内排気系統）が設置されている。

グローブボックス内排気系統は、グローブボックスに装着した高性能フィルタ 1 段によりろ過し、グローブボックス用排気ダクトを経て、さらに排風機室に設備されたプレフィルタ 1 段及び高性能フィルタ 2 段によりろ過した後、排気筒出口から環境に放出する。また、フード内排気系統はフードに装着した高性能フィルタ 1 段によりろ過し、フード用排気ダクトを経て、さらに排風機室に設備されたプレフィルタ 1 段及び高性能フィルタ 2 段によりろ過した後、排気筒出口から環境に放出する。管理区域内排気は管理区域用排気ダクトを経て、排風機室に設備されたプレフィルタ 1 段及び高性能フィルタ 2 段によってろ過した後、排気筒出口から環境に放出する。いずれの排気系統にも高性能フィルタ（捕集効率：99.97%以上（ $0.15\mu\text{m}$ 粒子））を複数段設置しており、各排気系統は同等のろ過性能を有している。

なお、6 月 6 日の当該事象発生前後のフィルタ差圧に変動はなく、現在、日常点検により監視を強化しているが、排気ダストモニタでは有意な放出は確認されておらず排気系統が正常に機能している。

また、商用電源停電時には、非常用発電設備が自動的に起動し、排風機等の保安上重要設備に給電され安全性は確保される（6 月 16 日 16 時 35 分頃に発生した落雷による停電時においても正常に運転され、Pu ダストモニタ No.2(108 号室)の指示値も通常の変動範囲内であった）。

なお、排気第 2 系統、排気第 3 系統を停止する場合、108 号室のみを停止することはできないため、施設全体を排気第 1 系統（グローブボックス内排気系統）のみで運転することになるが、この場合、108 号室を含む全工程室の負圧が外部に対して極めて浅くなる懸念される。

今後、速やかにフード内の核燃料物質のグローブボックスへの移動、飛散した核燃料物質の回収、108 号室内の除染を順次実施していく予定である。これらの作業時において

汚染の拡大を防止しつつ進めるには排気系統の安定した運転による負圧、気流の維持が必須であり、排気系統の運転を継続する必要がある。

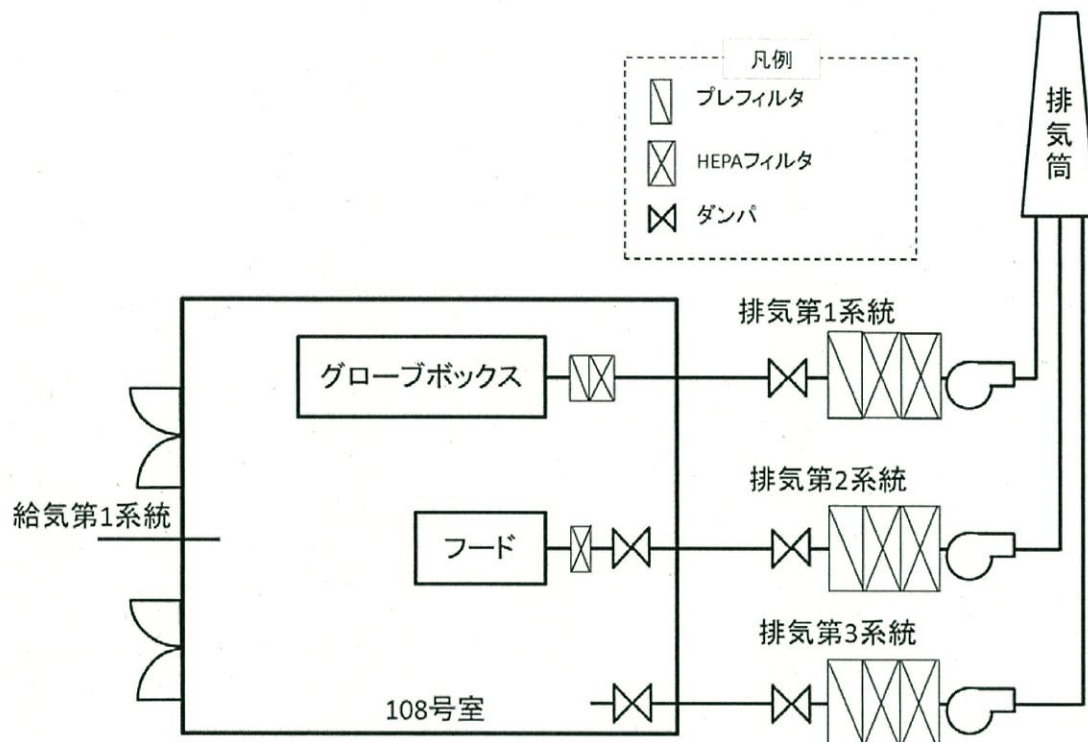


図1 排気系統概要図

現場復旧のスケジュール

(1) 安全確保のための応急措置	
1) フードまでのアクセスルート確保	7/4
2) フード内の貯蔵容器の蓋固定	7/6
3) フード内の貯蔵容器を搬出し、108号室から101号室へ貯蔵容器移動	7/20
(2) 本格的な現場復旧のための措置	
1) 汚染管理の強化 7/12	
継続的な改善	
1-1) グリーンハウスの撤去・更新	7/14 — 7/20
2) フード内の除染	7/24頃 — 7/26頃
3) 108号室内の粒子回収+床面除染	7/27頃 — 8月上旬
4) 108号室内の天井部・壁面・GB他構造物の除染	9月中旬
5) 108号室の全域養生撤去+汚染検査	9月下旬
6) グリーンハウスの除染・解体・撤去	9月下旬

※108号室の放射線状況等により、変更する場合があります。

Evaluation of external exposure dose (effective dose and equivalent dose of skin) 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

本文 6.3 項「(1) 外部被ばくによる実効線量の評価」及び「(2) 体表面汚染による皮膚被ばく線量の評価」において記載した被ばく線量評価の詳細を以下に示す。

1. 外部被ばく線量の評価

(1) OSL（光刺激蛍光）線量計による測定

大洗研究開発センターでは放射線業務従事者の日常モニタリング用の基本線量計として OSL 線量計を使用している。この OSL 線量計では、4 個の OSL 素子の上に、それぞれ材質及び厚さの異なるフィルタ（フィルタなし、プラスチック、アルミニウム及び銅）を配置することにより γ 線と β 線の弁別及び入射放射線エネルギーの推定を行い、被ばく線量の評価に必要な精度を担保できるよう設計されており、外部からの放射線が線量計に一樣に入射することが正しい測定の前提条件となる。 γ 線のエネルギーの推定にはアルミニウム (Al) フィルタと銅 (Cu) フィルタに対する透過率の違いを利用して、本被ばく事象における主要な外部被ばく源と考えられる Am-241 の γ 線 (59.5 keV) やそれより低いエネルギーにおいては、両フィルタ下の OSL 素子の読取値の比が約 1.5 以上となる。

作業員の着用していた OSL 線量計は、表面汚染が認められたためグリーンハウス内で保管され、平成 29 年 6 月 13 日に回収された。回収時に行われた表面汚染検査の結果、線量計ケース外側には最大で 1.0×10^3 Bq/cm² の汚染 (2. (2) 参照) が確認されたが、ケースに収納された線量計本体には汚染はなかった。

平成 29 年 6 月 15 日に OSL 線量計の測定を実施した結果、作業員 A、B、C 及び D の 1cm 線量当量は検出下限値 (0.1 mSv) 未満であった。しかし、作業員 E の OSL 線量計では、Al フィルタ下と Cu フィルタ下の OSL 素子の読取値の比が約 0.5 となっており、前述した、今回の被ばく状況で想定される約 1.5 以上という値とは大きく異なっていた。これは、表面に付着していた汚染からの放射線が長時間にわたって線量計に局所的に入射したためと考えられる。したがって作業員 E の OSL 線量計については、評価不能と判定した (表 6.3.1-1)。

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

(2) 電子式ポケット線量計 (EPD) による測定

平成 29 年 6 月 19 日付報告で既報のとおり、作業員 5 名のうち 3 名が補助線量計として EPD を着用しており、その読取値は 2 μ Sv (作業員 B)、3 μ Sv (作業員 D)、60 μ Sv (作業員 E) であった (表 6.3.1-1)。

この EPD の読取値についても EPD 表面の汚染による寄与が含まれていると考えられるが、各作業員の退域時に読み取られた値であることから、回収までの約 7 日間汚染下にあった OSL 線量計に比べて読取値に対する汚染の寄与は小さいと考えられる。ただし、EPD は 40 keV 以下のエネルギーの光子に感度を持たないため、108 号室の光子エネルギースペクトル (波高分布) を測定した。

(3) 108 号室の線量率及び光子エネルギーの測定

平成 29 年 7 月 4 日に 108 号室の光子エネルギースペクトル (波高分布) を測定した その結果を図 6.3.1-1 に示す。この結果から 108 号室については Am-241 からの γ 線 (59.5 keV) が支配的であり、

EPD の測定値が過小評価である可能性は低いことが確認された。

(4) 実効線量の評価

以上の結果から、5名の作業員の外部被ばくによる実効線量は、作業員 A、B、C、D については OSL 線量計、作業員 E については EPD をもとに評価を行い、全員記録レベル (0.1 mSv) 未満であると評価した。(表 6.3.1-1)。

なお、平成 29 年 6 月 7 日に測定した 108 号室内の線量当量率は最大で 2 $\mu\text{Sv/h}$ であったことから、同室内に 8 時間滞在しても外部被ばくを評価すると最大で 16 μSv であり、上記の評価と矛盾しない。

表 6.3.1-1 OSL 線量計及び EPD による外部被ばく線量の測定・評価結果

作業員	A	B	C	D	E
測定値 (OSL 線量計)	<0.1mSv	<0.1mSv	<0.1mSv	<0.1mSv	評価不能 ^{*1}
測定値 (EPD)	着用なし	2 μSv	着用なし	3 μSv	60 μSv
実効線量評価結果	X ^{*2}	X ^{*2}	X ^{*2}	X ^{*2}	X ^{*2}

^{*1} 線量計表面汚染の影響があり評価不能

^{*2} X; 記録レベル (0.1mSv) 未満

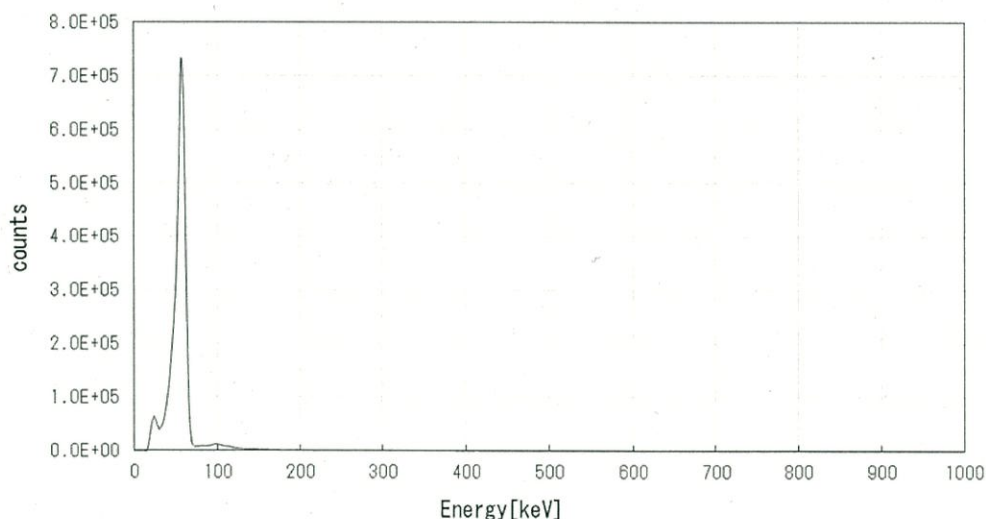


図 6.3.1-1 LaBr₃ スペクトロメータによる 108 号室内の光子エネルギースペクトル測定結果 (平成 29 年 7 月 4 日 約 3 時間測定)

2. 皮膚の等価線量の評価方法

2.1 計算方法

皮膚の等価線量の評価は、表面汚染の測定結果から以下の計算方法を用いて評価した。

(1) 表面汚染の測定結果から表面密度の算出 (出典: JIS Z 4504:2008¹)

¹ JIS Z4504:2008 放射性表面汚染の測定方法— β 線放出核種 (最大エネルギー0.15MeV 以上) 及び α 線放出核種 より。

①直接法で単位面積当たりの放射能 A_s ($\text{Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$) を求める場合

$$A_s = \frac{n - n_B}{\varepsilon_i \times W \times \varepsilon_S} \dots\dots\dots (1)$$

ここに、
 n : 総計数率 (s^{-1})
 n_B : バックグラウンド計数率 (s^{-1})
 ε_i : β 線又は α 線に対する機器効率
 W : 放射線測定器の有効窓(入射窓)面積 (cm^2)
 ε_S : 放射性表面汚染の線源効率

②間接法で遊離性表面汚染の単位面積あたりの放射能 A_{sr} ($\text{Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$) を求める場合

$$A_{SR} = \frac{n - n_B}{\varepsilon_i \times F \times S \times \varepsilon_S} \dots\dots\dots (2)$$

ここに、
 n : 全計数率 (s^{-1})
 n_B : バックグラウンド計数率 (s^{-1})
 ε_i : β 線又は α 線に対する機器効率
 F : ふき取り効率
 S : ふき取り面積 (cm^2)
 ε_S : ふき取り試料の線源効率

(2) 核種別の放射能の算出

対象となる混合物中の各核種の重量から放射能を求める。

質量数 M 、半減期 $T_{1/2}(\text{sec})$ の核種 ^MN が $W(\text{g})$ ある場合、その核種の放射能 $A_{N-M}(\text{Bq})$ は

$$A_{N-M} = W \cdot \frac{\ln(2)}{T_{1/2}} \cdot \frac{A_0}{M} \dots\dots\dots (3)$$

ここに、 A_0 : アボガドロ数 (6.02×10^{23})

となる。前項で求めた表面密度の値は、全ての α 線放出核種の放射能の密度であることから、この値から皮膚の線量を評価する場合は、核種組成(放射能比)を用いて核種別の表面密度を算出する。

(3) 皮膚の等価線量の算出

表面汚染による皮膚の被ばく線量は、表面密度に単位時間あたりの線量換算係数

($[\text{mSv/h}]/[\text{kBq/cm}^2]$)及び被ばく時間を乗じて算出した核種ごとの被ばく線量を合計することにより

評価する。今回の評価で対象とした核種の情報を表 6.3.1-2 に示す。

表 6.3.1-2 評価で対象とした核種の情報

核種	半減期 ² (year)	線量換算係数 ³ ([mSv/h]/[kBq/cm ²])	α線放出率 (%)
Pu-238	8.770E+01	3.70E-03	99.9
Pu-239	2.41E+04	1.43E-03	99.7
Pu-240	6.564E+03	3.70E-03	99.9
Pu-241	1.435E+01	0.00E+00	0.0023
Pu-242	3.75E+05	3.70E-03	100
Am-241	4.322E+02	1.95E-02	99.3

2.2 今回の評価

(1) 汚染の核種組成 (放射能比)

現時点では実際の表面汚染の同位体比等に係る情報は得られていないことから、これまでに調査された、破裂した容器に収納されたことが確認されている試料の情報 (本文 表 6.4.1 の 5 種類の同位体組成) を開封時 (平成 29 年 6 月) までの崩壊を考慮した放射能組成に換算し、皮膚被ばく線量が最大となる同位体比を評価し使用した。

(2) OSL 線量計ケースの表面密度

OSL 線量計ケースの表面 (身体に密着した背面部分を除く五面) を拭き取ったスミヤろ紙の測定結果は、バックグラウンド計数を減じた正味値で $27,756 \text{ min}^{-1}$ であった。

また、ケースの外形は $3.5 \text{ cm (W)} \times 7 \text{ cm (H)} \times 1 \text{ cm (L)}$ であることから、拭き取った表面積は 45.5 cm^2 とした。この場合、表面密度 (Bq/cm^2) は、式 (2) より以下の値となる。なお、機器効率及び線源効率、このときの測定に使用した $\alpha \beta$ シンチレーション測定装置: JREC ES-7284A について、大洗研究開発センターの通常の放射線管理で使用している値を適用した。

$$A_{sr} = \frac{n - n_B}{\varepsilon_i \times F \times S \times \varepsilon_S} = \frac{27756 / 60}{0.416 \times 0.1 \times 45.5 \times 0.25} = 1.0 \times 10^3$$

(3) 量研 放医研で測定された身体汚染の表面密度

量研 放医研の受け入れ時のサーベイメータによる体表面汚染検査では、最大 140 min^{-1} の汚染が身体の一部に検出されたと発表されている。この場合、表面密度 (Bq/cm^2) は、式 (1) より以下の値となる。なお、機器効率及び線源効率は、量研 放医研が当該測定で使用した測定器 (α 汚染サーベイメータ: Aloka TCS-232) と同型の測定器について、大洗研究開発センターの通常の放射線管理で使用している換算係数 (Bq/cpm)、すなわち機器効率 \times 線源効率に 60 を乗じた値の逆数を適用した。

² 日本アイソトープ協会、アイソトープ手帳 11 版 (2011) より。

³ D. Delacroix et. al., "Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook 2002", Radiation Protection Dosimetry, Vol.98, No.1, 2002 より。ただし、ここでは Pu-240 に対する係数が 0、Pu-242 については記載なしのため、Pu-238 での値を代用し保守的評価となるようにした。

$$A_s = \frac{n - n_B}{\varepsilon_i \times W \times \varepsilon_S} = \frac{140}{71.5} \times 0.225 = 0.44$$

(4) OSL 線量計ケースの表面密度を用いた事象発生から管理区域退域までの線量

OSL 線量計ケースの表面密度の最大値 (1.0×10^3 Bq/cm²) と同じレベルの汚染が身体表面に直接付着したと仮定し、事象発生 (平成 29 年 6 月 6 日 11 時 15 分) から 5 名全員の除染が完了し管理区域を退出した時刻 (同日 18 時 55 分) までの 7.67 時間を最大の被ばく時間として皮膚の線量を評価した。その結果、各核種の合計で約 83 μSv となった。

(5) 量研 放医研の測定結果 (公表値) を用いた管理区域退域から放医研での除染完了までの線量

量研 放医研での受入時に検出された汚染 (0.44 Bq/cm²) が、管理区域退域時から残存していたと仮定し、燃料研究棟の管理区域退域時 (平成 29 年 6 月 6 日 18 時 55 分) から本情報が公表されたプレス発表の開始時刻 (平成 29 年 6 月 7 日 17 時) までの約 22 時間を最大の被ばく時間として皮膚の線量を評価した。その結果、各核種の合計で約 0.11 μSv となった。

添付6.4.1

Outline of inspection result of the contents of the storage container by the account control record

計量管理帳簿による貯蔵容器内容物の調査結果概要

大洗研究開発センター燃料研究棟及び安全管理棟に保管されている計量管理帳簿を収集し、当該貯蔵容器内の核燃料物質の性状を調査した。調査に際しては、バッチ名の付与方法等、文献[1]に示す貯蔵当時の燃料研究棟の計量管理システムに関する報告書を参考とした。

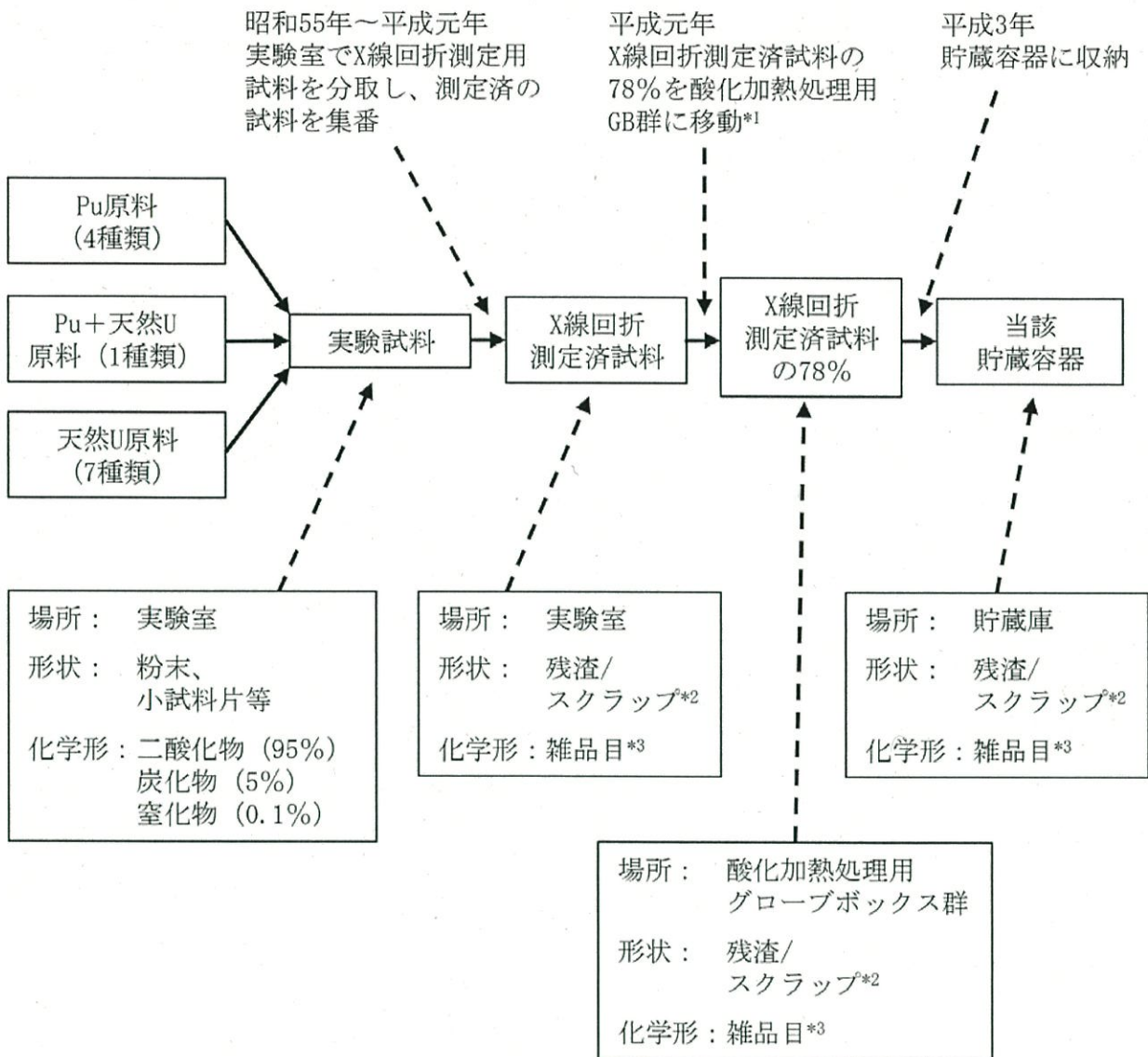
調査結果

当該貯蔵容器内の核燃料物質に関する移動履歴の概要を次項の図 6.4.1-1 に示す。主な移動履歴は以下のとおりである。

- ① 実験試料の原料として、他施設（旧原研東海、旧動燃東海）から貯蔵庫に核燃料物質を受け入れた。当該貯蔵容器内試料の移動元となった原料は、Pu が 4 種類、Pu と天然 U の混合物が 1 種類、天然 U が 7 種類である。Pu の同位体組成として、5 種類が混在していることになる。
- ② ①の原料を、燃料研究棟内の実験室に移動し、各種化合物の作製等の実験で使用した。
- ③ ②の実験試料から一部を分取して X 線回折測定した後、測定済の試料はグローブボックス（以下「GB」という。）内に集約して置かれていた。計量管理帳簿を基に集計した結果、移動元となった実験試料の化学形の内訳は、二酸化物約 95 %、炭化物約 5 %、窒化物約 0.1 % の割合であった（平成元年当時）。
- ④平成元年に、③の全ての X 線回折測定済試料のうちの 78% の量に相当する Pu と U を、実験済試料の酸化加熱処理用の GB 群に移動した。その後、酸化加熱処理を行なったと考えられるが、計量管理帳簿上は「残渣/スクラップ」で変化がないため、実際にどの程度の量を処理したかは明らかでない。
- ⑤平成 3 年に、④の X 線回折測定済試料を、当該貯蔵容器に収納して貯蔵庫に貯蔵した。

したがって、当該貯蔵容器内の核燃料物質は、天然 U と Pu（同位体組成 5 種類混在）からなる X 線回折測定済試料であり、酸化加熱処理用 GB 群に移動され、その 2 年後に貯蔵された。

[1] 阿部、石川、栗原、福島、「燃料研究棟における核燃料物質の管理システム」、JAERI-memo02-284、1990 年 9 月。



- *1 移動元の内訳に関する正確な比率は不明。残りの22%は別のバッチに移動。
- *2 生産の過程で生じた残渣及びスクラップで、リサイクル又は回収され得るもの
- *3 1つのバッチとしてまとめられた、いろいろな化学的形態の物質

図 6.4.1-1 当該貯蔵容器内の核燃料物質の移動履歴概要

Fig. 6.4.1-1 Outline of transfer record of nuclear fuel material in the storage container

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

燃料研究棟に所蔵されている過去の月報、技術レポート、貯蔵容器の点検記録等の資料から、当該貯蔵容器に関連する情報を収集し、内容物の性状と貯蔵後の点検履歴に関して調査した。

調査結果

(1) 燃料研究棟月報

過去の燃料研究棟月報を調査した結果、実験済核燃料物質の酸化加熱処理は、昭和55年ごろから実施され、特に平成2年から平成3年にかけて集中的に実施されていた。月報には、その月ごとに処理した炭化物や窒化物の重量が記載されているが、具体的なバッチ名の記載はないことから、当該貯蔵容器内の核燃料物質を酸化加熱処理していたことを直接確認できるデータは月報からは得られない。

平成3年に当該貯蔵容器が貯蔵庫に保管された後、平成8年5月から7月に貯蔵庫に保管されている貯蔵容器の蓋を開けて内部の梱包状態の点検作業が実施され、必要に応じて再梱包が行われていた。平成8年6月の月報には、「核燃料貯蔵容器内に収納された内容物の梱包（ビニルバック、ポリ瓶等）状態の確認検査は、原料プルトニウム入り内容物4本及び非破壊計量用検量線作成試料入り内容物13本について、前月に引き続き行った。その結果、一部の梱包材に経年劣化による薄い変色が見られたので、今回検査した内容物17本の再梱包を行った。」との記載がある。また、7月の月報には、「核燃料貯蔵容器内に収納された内容物の梱包（ビニルバック、ポリ瓶等）状態の確認検査は、実験済プルトニウム試料入り内容物24本について、前月に引き続き行い、貯蔵室内核燃料物質の確認検査を終了した。」との記載がある。しかし、月報には具体的なバッチ名あるいは貯蔵容器番号の記載はない。

(2) 技術レポート等

文献[1]の貯蔵当時の燃料研究棟の計量管理システムに関する報告書から、計量管理帳簿のバッチ名の付与方法及び記号の意味等が判明し、これを基にして添付6.4.1の調査結果が得られた。

文献[2]及び[3]から、燃料研究棟では、X線回折測定用試料の作製方法として核燃料物質の粉末をエポキシ樹脂系の接着剤（主剤と硬化剤の2液混合型）と混合し、アルミニウム製の試料ホルダーに固定する方法を用いていた。（図6.4.2-1）

文献[3]、[4]及び[5]から、貯蔵容器に収納するにあたって、化学的に活性な炭化物と窒化物については、試料ホルダーからエポキシ樹脂固化物を取り外し、グローブボックス内の加熱炉を用いて酸化加熱処理が行われていたと推測される。この過程でエポキシ樹脂も分解し、炭酸ガスや水、タール等の気体として除去される。

文献[6]では、Pu中に生成するAm-241を分離・除去してPuの精製を行っていた記述があるが、文献[7]では、精製作業時の外部被ばくが問題になることから精製を行うのをやめたとの記述がある。文献の発行年から、精製しなくなった時期は1980年（昭和55年）代半ばから後半と推測される。したがって、当該貯蔵容器内に収納されていたPuは、Am-241を分離・除去していたものと、していないものが混在している可能性が高く、実際のAm-241含有率は、Pu入手時の同位体組成分析データから計算で得られる値よりも低いと考えられる。

文献

[1] 阿部、石川、栗原、福島、「燃料研究棟における核燃料物質の管理システム」、JAERI-memo02-284、1990年9月。

- [2] 福島、「U-プルトニウム混合炭化物のX線回折用試料の作成法」、JAERI-M8718、1980年3月。
- [3] 「高速炉用ウラン・プルトニウム混合炭化物及び窒化物燃料の研究開発のあゆみ」、日本原子力研究所、1988年3月。
- [4] T. Yahata, J. Abe, M. Kato and M. Kurihara, "Incineration Method for Plutonium Recovery from Alpha Contaminated Organic Compounds, " *J. Nucl. Sci. Chem.*, 22[8] (1985) p 669-677.
- [5] T. Yahata, "Incineration Method for Plutonium Recovery from Alpha Contaminated Organic Compounds, " *Inorganica Chimica Acta*, 140 (1987) p 279-282.
- [6] 荒井、岩井、前多他、「高出力照射試験用ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料ピンの製作」、JAERI-M 86-094 (1986年7月)。
- [7] 荒井、岩井、前多他、「JMTR 照射キャプセル (84F-10A, 84F-12A, 87F-2A) 用混合炭化物燃料ピンの製作」、JAERI-M 89-060 (1989年5月)。

(3) 貯蔵容器の点検記録

平成3年10月に当該貯蔵容器の貯蔵を開始した後、平成8年5月から7月（一部は平成9年2月）に燃料研究棟の空容器を除く貯蔵容器64個について点検が実施された。点検の結果、当該貯蔵容器の「貯蔵容器梱包更新の記録」（図6.4.2-2参照）には、当該貯蔵容器（No.1010）に関する記述（平成8年7月19日付）として、梱包材劣化状況欄には「ポリエチレン容器底部が変色、破損」、「内容器ビニルバッグが膨張」と、更新後の欄には「異常なし」と記載されている。これに関する具体的な処置作業内容の記録は見つかっていないが、ポリ容器底部にひび割れ等が見られたものの、樹脂製の袋は破損していなかった状況が推測される。そのため、貯蔵容器内の収納物を一度グローブボックスに搬入し、核燃料物質を新しいポリ容器へ移し替え、再度バッグアウトして貯蔵容器へ収納したと考えられる。この平成8年7月の点検・詰替作業以降は、当該貯蔵容器の内部に関する点検記録類は見つかっていない。

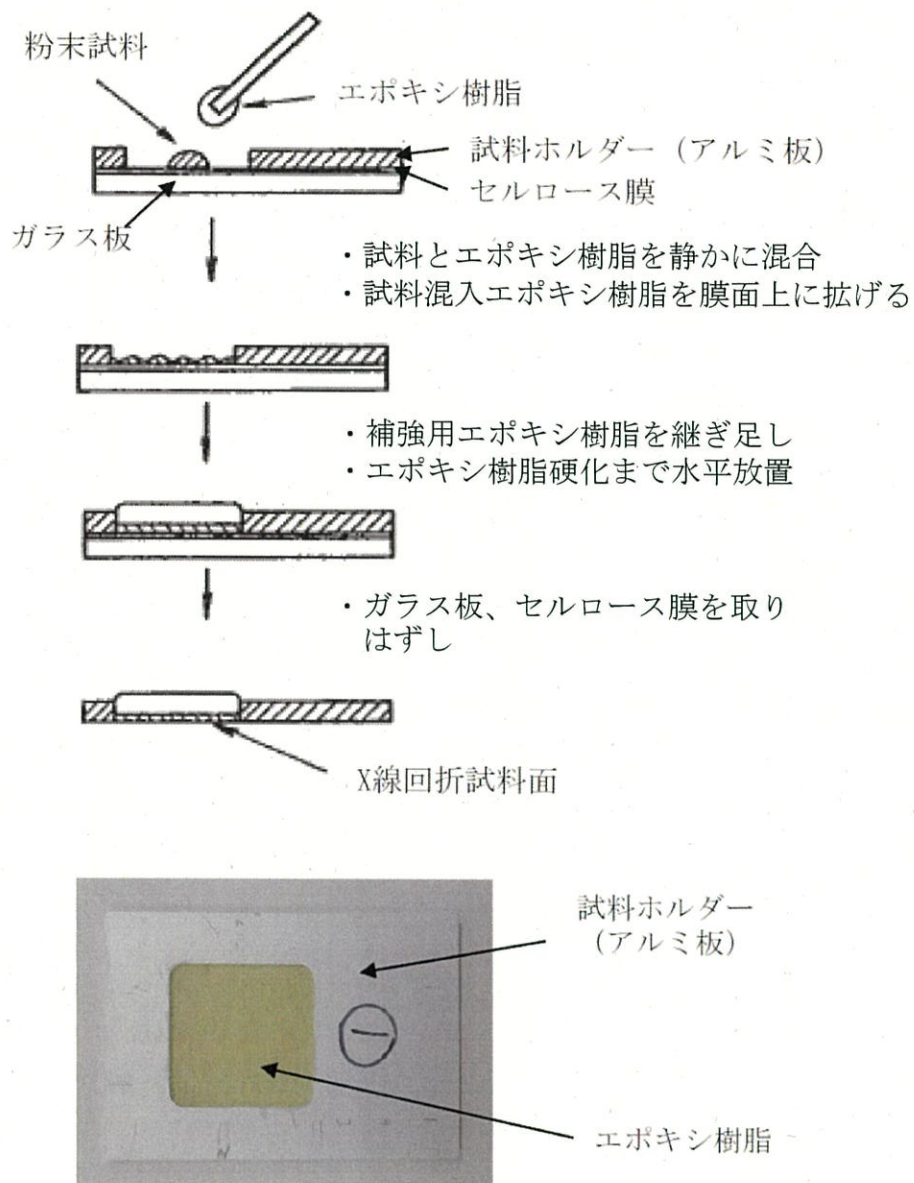


図 6. 4. 2-1 X 線回折測定用試料の作製手順と外観例
(写真は樹脂のみ)

Fig. 6.4.2-1 Process of making sample for X-ray diffraction measurement and example of appearance

貯蔵容器梱包更新の記録

核燃料物質貯蔵容器No. 1010

平成 8年 7月19日

現 状		更 新 後	
バ ッ チ 番 号	W410	バ ッ チ 番 号	W410
化 学 形	M化合物	化 学 形	M化合物
物 理 形	スクラップ	物 理 形	スクラップ
総 重 量	■ g	総 重 量	■ g
Pu・ ²³⁵ U 重量	■ g	Pu・ ²³⁵ U 重量	■ g
核分裂性物質質量	■ g	核分裂性物質質量	■ g
NU・Th 重量	■ g	NU・Th 重量	■ g
国 籍	F、Q C、Q、U (U)	国 籍	F、Q C、Q、U (U)
備 考		備 考	
<p><u>梱包状態</u></p> <p>内容器：ポリエチレン容器</p> <p><u>内容器内の状態</u></p> <p>1. X線回折斜打試料</p> <p><u>梱包材劣化状況</u></p> <p>ポリエチレン容器底部が変色、破損 内容器ビニルバックが膨張</p>		<p><u>梱包状態</u></p> <p>内容器：ポリエチレン容器</p> <p><u>内容器内の状態</u></p> <p>1. X線回折斜打試料</p> <p><u>梱包材劣化状況</u></p> <p>異常なし。</p>	

図 6.4.2-2 平成 8年 7月に当該貯蔵容器内の点検を行い、
内容器と樹脂製の袋を交換したと考えられる際の点検記録

Fig. 6.4.2-2 Record of the inspection of the storage container
conducted in July 1996, when the inside container and resin bags
are likely to have been replaced.

核物質防護の観点から■の箇所は非開示としています。

燃料研究棟の関係者（退職者含む）への聞き取りによる貯蔵容器内容物の調査結果概要

昭和52年から平成10年の期間に燃料研究棟において業務に従事した職員52名の中で、管理区域においてグローブボックス又はフードを用いた作業に従事した者は16名であった。そこで、この16名に対して、面談、メール、電話問い合わせを実施し、12名から回答を得た。以下に、聞き取った結果を示す。

調査結果

(1) 炭化物、窒化物から酸化物への安定化処理について

炭化物、窒化物が化学的に活性であることを燃料研究棟従事者はよく認識しており、1名は実施しているところを見たことはないとの回答があったが、残りの調査対象者は、酸化加熱処理を行って安定化させていたとの回答があった。

(2) X線回折測定用試料作製におけるエポキシ樹脂の使用とそれを混合した核燃料物質の処理について

X線回折用試料の作製に関する質問に対して、「従事したことがない」と1名が回答し、残りの11名の調査対象者の中で、「試料作製にエポキシ樹脂を使用していた」との回答が10名からあり、1名は「使用した樹脂がエポキシ樹脂であることを知らなかった」との回答であった。測定終了後の処理については、X線回折用試料の作製に関する質問に対して「従事したことがない」と回答した1名を除く11名中7名から「炭化物、窒化物に対しては酸化加熱処理をしていたが、酸化物に対するエポキシ樹脂の除去については不明」、1名からは「回折用ホルダーから試料を外し、酸化処理を行なった。(PuO₂+UO₂)の混合物についても、UO₂がU₃O₈になるように酸化処理を行なった」との回答であった。また、残りの3名の中で1名は「加熱処理をすることは聞いていたが実際に当該作業を見たことがない」との回答であり、1名は「憶えている限りでは、エポキシ樹脂の除去や酸化処理は行われていなかった」との回答、残りの1名からは無回答であった。

以上から、X線回折測定後、化学的に活性な炭化物、窒化物については、酸化加熱処理が行われ、その処理時にエポキシ樹脂が除去されたと推測されるが、安定な酸化物に関してはエポキシ樹脂の除去については行われなかった可能性がある。

(3) 有機物の放射線分解の危険性に対する認識について

樹脂製の袋やエポキシ樹脂などの有機物は放射線によって分解され、ガスが発生することを認識していたのは6名であり、4名は「分からない」、「それほど意識していなかった」又は「ない」との回答であった。残りは無回答であった。また、ガス発生を認識していたと回答した6名の中に、「大量のガスが発生するとは思わなかった」との回答や、「あとになって考えれば、Pu粉末をエポキシ樹脂に混ぜ込めばガスが発生するのは納得できる」との回答が各1件ずつあった。

以上から、有機物の放射線分解の危険性については、化学的に活性な炭化物、窒化物の取扱いと比較して、その危険性の認識が低かった可能性がある。

(4) 作業マニュアルの存在について

作業マニュアルについては、「あった」との回答が2名であり、「なかったと思う」との回答が6名、「分からない」又は「不詳」が2名、無回答が2名だった。ただし、作業マニュアルがなかったとの回答者の中に、「グローブボックス建設時をまとめた報告書（JAERI-MレポートあるいはJAERI-memo）を利用し

た教育は行われ、それがマニュアルに相当する役割を果たしていた」との回答が2名からあった。また、樹脂製の袋を溶着する方法では、4名が同一の回答であったことから、教育又は作業要領等の説明は行われていたと思われる。

(5) 樹脂製の袋やポリエチレン容器の変質の経験について

樹脂製の袋の劣化の可能性については、3名の調査対象者から「認識している」との回答があった。

(6) 貯蔵容器内容物の内容器について

貯蔵容器に保管する核燃料物質の内容器としては、「金属製容器を使用する」との回答が5名からあり、残りは無回答であった。また、内容器としてポリ容器を使用したことがあるか否かについては、3名が「ない」と回答し、1名は「金属容器（内容器）に入らない異形の物については、一時あったかもしれない。しかし、その後、金属容器に入れ替えるための作業を行い、対策を講じたように思う。」との回答であった。残りは無回答であった。

(7) X線回折測定済試料の一時保管について

6名からX線回折測定済試料については、空気雰囲気グローブボックス内に一時的に容器に保管していたとの回答があり、その内容を総合すると、空気雰囲気グローブボックス内の容器（バットの中に置いた樹脂製容器（タッパー容器）又はガラス容器）に一時保管（置くだけに近い状態）し、一定数たまると、バッグアウトして別の場所（グローブボックス）で保管していたようである。

(8) 貯蔵容器への樹脂製の袋の収納について

調査対象者の中で4名から、樹脂製の袋を貯蔵容器へ収納する様子を聞き取ることができた。その内容を総合すると、貯蔵容器（金属容器）に入れるに当たり、内容器バッグアウト時にできる限り空気を抜き、バッグが容器に密着する状態で貯蔵容器に収めた。余ったバッグ部分はそのまま折りたたんで収納したとのことであった。

(9) 貯蔵容器の一斉点検について

平成8年に燃料研究棟の核燃料物質貯蔵容器内の一斉点検を実施した。その時の状況について、2名から回答があった。1名は、「当時は知らなかった。事象発生後、当時の月報、月間作業計画を見て、行われていることを知った。貯蔵容器の内部まで確認したかどうかは知らない。」との回答であり、他の1名は「全数か否か定かでないが、貯蔵容器内のビニルバッグの健全性（劣化、破損していないか）を確認したことは記憶にある。ただし、内容器の内部までは確認していない。」とのことであった。

貯蔵容器の蓋開封時の状況に関する作業員への聞き取り調査概要

実施日：平成 29 年 6 月 28 日

場 所：大洗研究開発センター 健康管理棟

回答者：作業員 3 名

(1) 貯蔵容器のボルトを緩め、外していく過程について

- ・ 6 本のボルトを、抜けない程度のところまで順に均等に緩めていった。
- ・ 6 本のボルトを緩めた段階で、貯蔵容器の蓋が浮き上がって来ており、容器本体との間に（感覚的には）数 mm くらいの隙間ができていた。
- ・ 緩めたボルトを 1 本ずつ抜いて行く過程で、抜いた箇所からだんだんと蓋が上がって来ていた。
- ・ 4 本のボルトを抜き、残り 2 本のボルトを緩める際に「シュ」と内圧が抜ける音がして、目視では分からないが、その時 O-リングの一部分が容器本体の上端よりも上に来ていたと思った。
- ・ 対角線上に 2 本のボルトが残っている状態で、蓋を手で押さえつけていなくてもボルトで支えられていた。蓋と容器の間に隙間ができていたので、隙間の全周スミヤを採取し、汚染の無いことを確認した。

(2) 残り 2 本のボルトを外す過程から破裂まで

- ・ 残り 2 本のボルトを交互に少しずつ指で緩めていった。その際、蓋を下に押さえつけていたわけではなく、片手で取手を持っていた。その過程で、完全にボルトを蓋から抜き去る前に破裂してしまい、蓋が外れた。
- ・ 結果的には、ボルトのネジ山が容器に掛かっていない状態まで緩めた瞬間に破裂したことになる。
- ・ 破裂時の圧力から考えて、蓋が浮き上がって来るのを蓋の自重で押さえつけられる状況ではないと思った。

(3) 破裂した瞬間の状況について

- ・ 破裂時に O-リングが容器本体の上端よりは上がったと思うが、数 cm も上がっていないと思った。蓋が容器本体から大きく離れてから「パン」と鳴ったわけではない。蓋が飛んだり、ボルトが飛んだりはない。
- ・ この時すでに写真（図 6.4.2）のように、容器から樹脂製の袋の一部がはみ出していた。
- ・ 破裂音は「パン」と 1 回だった。耳鳴りがして聞こえなくなるほどの音ではなかった。
- ・ （主作業員は）左腹部に風圧は感じたが、飛散物がぶつかった感覚は無かった。視覚でも飛散物を捉えていなかった。フードのガラスがあったからだと思うが、顔には風を感じていない。
- ・ （主作業員の右後方にいた他の作業員は）両太腿の上方あたりに風を感じたが、ものが当たった感覚は無かった。

(4) 破裂後の状況や処置について

- ・ 破裂した時に「モヤモヤした煙のようなもの」が見えたことに関して、煙草の煙のような白っぽい感じがした。ごく短い間だけパッと飛んで、すぐに拡散して見えなくなった。粉末という感じではなかった。

- ・ 破裂から写真（図 6. 4. 2）を撮影するまでに、状況保存を優先して貯蔵容器には触れていない。
- ・ 樹脂製の袋の開口部は、主作業員が上から見て 7 時方向（真正面よりも幾分左寄り）を向いており、左腹部に風圧を感じたのと整合する。
- ・ 写真（図 6. 4. 2）で見えているのは二重目の袋で、主作業員の位置からは容器内部の一重目の袋は見えなかった。
- ・ ポリ容器の蓋は上下逆転して内面が上側を向いていた。
- ・ 写真右側の袋内に見えている、黒い核燃料物質らしきものは、主作業員の位置からは見えなかった。
- ・ 主作業員の位置からは貯蔵容器内の状況は見えなかったが、フード前の床の養生シート上に散らばった飛散物を見て、何かで固めてあるものと思った。
- ・ 実験室外の職員と措置に関して相談し、状況保存の観点からとりあえずできる措置として、貯蔵容器の蓋を閉めることとした。
- ・ その際、貯蔵容器上端からはみ出ている部分は、容器上端と同じくらいの高さまで手のひらで慎重に押し込んだ。
- ・ その後、蓋を載せてボルトを締めることを試みたが、ボルトの先端が容器本体に届かない距離まで蓋が浮いており、上手く出来なかった。
- ・ O-リングが容器上端に掛かっており、半気密状態にはなっていると思った。内圧が上がっていて破裂したので、気密状態にするリスクも考えられた。

以上