

30原機（峠）093

平成30年9月28日

原子力規制委員会 殿

茨城県那珂郡東海村大字舟石川765番地1

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

理事長 児玉 敏雄

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

人形峠環境技術センター

加工の事業に係る廃止措置計画認可申請書

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22条の8第2項の規定に基づき、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センターにおける加工の事業に係る廃止措置計画の認可について、別紙のとおり申請します。

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

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

2. 廃止措置に係る工場又は事業所の名称及び所在地

名 称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 人形峠環境技術センター
所 在 地	岡山県苫田郡鏡野町上齋原1550番地

### 3. 廃止措置対象施設及びその敷地

#### 3.1 廃止措置対象施設の範囲及びその敷地

##### 3.1.1 廃止措置対象施設の範囲

廃止措置対象施設は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）に基づき、加工の事業の許可及び加工の事業の変更の許可（以下「加工事業の許可」と総称する。）を受けた施設である。

加工事業の許可の経緯を表 3-1 に示す。

##### 3.1.2 廃止措置対象施設の敷地

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター（以下「センター」という。）は、岡山県と鳥取県との県境に近く、海拔 700 ～750 m の中国山地の脊陵地帯に位置している（図 3-1 参照）。

センターの敷地（周辺監視区域）は、東西に長く長方形に近い形状であり、西側の一部が北へ伸びている（図 3-2 参照）。

廃止措置対象施設は、加工事業の許可を受けたウラン濃縮原型プラント（図 3-3 に示す  で構成）、廃棄物貯蔵庫及び非常用発電機棟であり、ウラン濃縮原型プラントは、センター内のほぼ中央部に位置し、廃棄物貯蔵庫（1 棟）がセンター敷地北端に位置し、非常用発電機棟が共通棟に隣接している（図 3-2 参照）。

ウラン濃縮原型プラントの平面図を図 3-4 に、廃棄物貯蔵庫の平面図を図 3-5 に、非常用発電機棟の平面図を図 3-6 に示す。

#### 3.2 廃止措置対象施設の状況

##### 3.2.1 廃止措置対象施設の概要

主な廃止措置対象施設及び設備を表 3-2 に示す。

###### (1) ウラン濃縮原型プラント

ウラン濃縮原型プラントは、遠心分離法によるウラン濃縮を行うための施設であり、以下の施設で構成されている。

- ・建物
- ・加工設備本体
- ・核燃料物質の貯蔵施設
- ・放射性廃棄物の廃棄施設
- ・放射線管理施設
- ・その他加工設備の附属施設

(2) 廃棄物貯蔵庫

加工施設の廃棄物貯蔵庫は 1 棟であり、保管廃棄能力は、約 800 本（ドラム缶換算）である。

(3) 非常用発電機棟

非常用発電機棟内に設置した非常用発電機は、商用電源の供給が停止した場合の安全機能を確保するための設備であり、1,500kVA の容量を有している。

3.2.2 廃止措置対象施設の状況

(1) ウラン濃縮原型プラント

ウラン濃縮原型プラントは、濃縮ウラン国産化計画に基づき、遠心分離法によるウラン濃縮技術を実証するとともに国内の濃縮事業者への技術移転を目的として建設されたものであり、建設は 2 期（第 1 運転単位（以下「DOP-1」という。）、第 2 運転単位（以下「DOP-2」という。））に分けて行った。

なお、DOP-1 カスケード設備、DOP-2 カスケード設備、DOP-1 高周波電源設備及び DOP-1UF<sub>6</sub> 処理設備はその機能を停止させ、完全に隔離し断する閉止措置を行っており、遠心分離法によるウラン濃縮は行えない状態である。

① 加工設備本体

DOP-1 は、最大処理能力 200ton-U/年として昭和 63 年 4 月にウラン濃縮を開始し、平成 13 年 3 月に終了した。また、滞留ウラン除去設備による滞留ウランの回収を平成 27 年 4 月に開始し、平成 29 年 3 月に終了した。

DOP-2 は、最大処理能力 200ton-U/年として平成元年 5 月にウラン濃縮を開始

し、平成 11 年 11 月に終了した。また、滞留ウラン除去設備による滞留ウランの回収を平成 14 年 11 月に開始し、平成 19 年 11 月に終了した。

均質設備は、DOP-1 の運転開始に合わせて運転を開始し、平成 22 年 11 月に運転を終了した。

加工設備本体の各設備の現在の状況を以下に示す。

( i ) DOP-1 カスケード設備

・DOP-1 カスケード設備は運転を停止し、滞留ウランの回収、窒素ガスの大気圧封入、主要な弁の閉止、ハンドルの取り外し等を実施。

( ii ) DOP-2 カスケード設備

・DOP-2 カスケード設備は運転を停止し、滞留ウランの回収、DOP-2 カスケード設備への UF<sub>6</sub> の供給配管の撤去、DOP-2 カスケード設備からの UF<sub>6</sub> の回収配管の撤去等を実施。

( iii ) DOP-1 高周波電源設備

・DOP-1 高周波電源設備は運転を停止し、供給電源のしゃ断、電源盤への施錠等を実施。

( iv ) DOP-1UF<sub>6</sub> 処理設備

・DOP-1UF<sub>6</sub> 処理設備は運転を停止し、滞留ウランの回収、DOP-1 カスケード設備への UF<sub>6</sub> の供給配管の撤去、DOP-1 カスケード設備からの UF<sub>6</sub> の回収配管の撤去、主要な弁の閉止等を実施。

( v ) 均質設備

・均質設備は運転を停止し、ガス状ウランの除去等を実施。

( vi ) 滞留ウラン除去設備

・滞留ウラン除去設備は運転を停止し、ガス状ウランの除去等を実施。

② 核燃料物質の貯蔵施設

原料ウラン、濃縮ウラン及び劣化ウランは、  
で貯蔵している。

平成 30 年 3 月末現在の貯蔵量を「5. 核燃料物質の管理及び譲渡し」に示す。

③ 放射性廃棄物の廃棄施設

放射性気体廃棄物については、気体廃棄設備で処理を行った後、排気用モニタ

によって排気中の放射性物質の濃度を監視しながら排気口から放出している。

放射性液体廃棄物のうち、手洗い水等については、管理廃水処理設備で受け入れ、必要に応じて凝集沈殿、ろ過等の処理を行った後、放射性物質の濃度を確認してから排水口から管理放流している。

滞留ウラン回収により発生し汚染した  $IF_5$  等は、管理区域内で保管している。

放射性固体廃棄物のうち、濃縮ウランを吸着した最小臨界質量以上の臨界管理が必要な使用済 NaF 収納ドラム缶は、に設置した使用済 NaF 貯蔵エリアに使用済 NaF 保管用パードケースで保管している。

#### ④ 放射線管理施設

放射線管理設備は、排気口から放出される放射性物質の濃度測定等を継続している。

#### ⑤ その他加工設備の附属施設

分析設備は運用を停止している。計量設備及び非常用設備は、現在も運用を継続している。

### (2) 廃棄物貯蔵庫

加工施設の廃棄物貯蔵庫は、昭和 63 年に保管を開始し、臨界管理が必要な使用済 NaF 収納ドラム缶を除く放射性固体廃棄物の保管を継続している。

保管廃棄能力約 800 本（ドラム缶換算）に対して約 610 本（ドラム缶換算：平成 30 年 3 月末現在）を保管している。

### (3) 非常用発電機棟

非常用発電機棟内に設置した非常用発電機は、1,500kVA の容量を有しており、昭和 63 年に運用を開始し、外部電源喪失時の電源供給のために現在も運用を継続している。

## 3.2.3 廃止措置対象施設の汚染状況

### (1) ウラン濃縮原型プラント

ウラン濃縮原型プラントでは、昭和 63 年の運転開始以降、ウランを密封して取

り扱い、又は貯蔵し、汚染の発生するおそれのない区域（第 2 種管理区域）とそうでない区域（第 1 種管理区域）とに区分して管理した状態で、核燃料物質を取り扱ってきている。ウラン濃縮原型プラントの管理区域の区分を図 3-7 に示す。

ウラン濃縮に用いた設備・機器は、運転開始から終了までの期間中、UF<sub>6</sub>を密封した状態で取り扱ってきており、設備・機器の内部のみが汚染している。主な設備の概略位置図を図 3-9 に示す。

なお、ウラン濃縮に用いた DOP-1 カスケード設備、DOP-1UF<sub>6</sub>処理設備及び DOP-2 カスケード設備は、滞留ウランの回収により通常の操作によるウランの回収が終了している。また、均質設備は供用終了後の系内の真空排気、窒素置換等により通常の操作によるウランの回収が終了している。

核燃料物質を既に加工設備本体から取り出していることの詳細は、「添付書類一 既に核燃料物質（加工設備本体を通常の方法により操作した後に回収されることなく滞留することとなる核燃料物質を除く。）を加工設備本体から取り出していることを明らかにする資料」に示す。

第 1 種管理区域内の汚染状況の詳細は、「添付書類一五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」に示す。

## (2) 廃棄物貯蔵庫

廃棄物貯蔵庫は、第 2 種管理区域であり、放射性固体廃棄物を容器等に封入した状態で保管を継続しているため、床、壁等の表面汚染はない。

廃棄物貯蔵庫の管理区域の区分を図 3-8 に示す。

## (3) 非常用発電機棟

非常用発電機棟は、非管理区域に設置しているため、汚染はない。

表 3-1 加工事業の許可の経緯

許可年月日	許可番号	備考
昭和60年10月18日	60 安(核規)第 536 号	・ 第 1 運転単位 (DOP-1) の新設
昭和 61 年 10 月 24 日	61 安(核規)第 508 号	・ 第 2 運転単位 (DOP-2) の新設
平成 4 年 5 月 26 日	4 安(核規)第 133 号	・ 貯蔵庫名称の変更及び第 3 貯蔵庫の新設 ・ 劣化ウランの詰め替え ・ 第 1 貯蔵庫での廃品シリンダ (30B) の貯蔵
平成 5 年 2 月 12 日	4 安(核規)第 807 号	・ 第 1 貯蔵庫での廃品シリンダ (48Y) の貯蔵
平成 6 年 6 月 22 日	6 安(核規)第 274 号	・ 回収ウランの使用 ・ 第 1 貯蔵庫の (30B) 置台の増設 ・ 排気用モニタ [β (γ) 線用] の設置 ・ NaF 処理槽の設置 ・ 使用済 NaF 保管用バードケージの設置
平成 8 年 6 月 24 日	8 安(核規)第 300 号	・ 天然ウランの詰め替え
平成 11 年 8 月 9 日	11 安(核規)第 488 号	・ 詰め替え工程の追加 ・ DOP-2 の濃縮事業の終了 ・ DOP-2UF <sub>6</sub> 操作室内の機器・配管の撤去 ・ 使用済 NaF 保管用バードケージの設置の追加
平成 14 年 4 月 3 日	平成 14・03・26 原第 6 号	・ DOP-1 による濃縮役務生産の終了に伴う各設備の閉止措置 ・ UF <sub>6</sub> 処理設備の一部の機器撤去
平成 24 年 2 月 29 日	平成 21・03・24 原第 25 号	・ 滞留ウラン除去設備の設置 ・ 気体廃棄物の廃棄設備及び放射線管理設備の設置 ・ 放射性液体廃棄物保管場所の設置 ・ 回収した滞留ウランの貯蔵の追加

表 3-2 廃止措置対象主要施設及び主な設備 (1/6)

(1) ウラン濃縮原型プラント

施設区分	設備等の区分	主な設備 (建物) 名称
建物		主棟
		付属棟
		第 2 貯蔵庫
		第 3 貯蔵庫
加工設備本体 (濃縮施設)	DOP-1 カスケード設備	DOP-1 遠心分離機
		DOP-1 カスケード (配管等)
	DOP-2 カスケード設備	DOP-2 遠心分離機
		DOP-2 カスケード (配管等)
	DOP-1 高周波電源設備	インバータ装置
	DOP-1UF <sub>6</sub> 処理設備	製品コールドトラップ
		廃品コールドトラップ
		カスケード排気系ケミカルトラップ (NaF)
		カスケード排気系ケミカルトラップ (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )
		発生槽
		圧力調整槽
		製品回収槽
		廃品回収槽
		一般パージ系ケミカルトラップ (NaF)
		一般パージ系ケミカルトラップ (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )
		配管等

表 3-2 廃止措置対象主要施設及び主な設備 (2/6)

(1) ウラン濃縮原型プラント (続き)

施設区分	設備等の区分	主な設備 (建物) 名称
加工設備本体 (濃縮施設)	均質設備	シリンダ槽
		均質設備コールドトラップ
		均質設備ケミカルトラップ (NaF)
		均質設備ケミカルトラップ (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )
		サンプル小分け装置
		NaF 処理槽
		配管等
	滞留ウラン除去設備	ボンベ槽
		回収用コールドトラップ (1)
		回収用コールドトラップ (2)
		IF <sub>7</sub> コールドトラップ
		滞留用回収系ケミカルトラップ (NaF)
		滞留用排気系ケミカルトラップ (NaF)
		滞留用パージ系ケミカルトラップ (NaF)
		滞留用排気系ケミカルトラップ (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )
		滞留用パージ系ケミカルトラップ (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )
		滞留ウラン回収槽
		回収用コンプレッサ
		循環用コンプレッサ
		配管等

表 3-2 廃止措置対象主要施設及び主な設備 (3/6)

(1) ウラン濃縮原型プラント (続き)

施設区分	設備等の区分	主な設備 (建物) 名称	
核燃料物質の 貯蔵施設		ANSI 規格 30B (UF <sub>6</sub> シリンダ)	
		ANSI 規格 48Y (UF <sub>6</sub> シリンダ)	
		滞留ウラン回収容器	
		ハンドリング用シリンダ	
		[ ] [ ]	シリンダ置台
		積換台	
		ターンテーブル	
		クレーン	
	運搬台車		
	[ ]	ANSI 規格 48Y (UF <sub>6</sub> シリンダ)	
	シリンダ置台		
	[ ]	ANSI 規格 48Y (UF <sub>6</sub> シリンダ)	
	シリンダ置台		
	フォークリフト		

表 3-2 廃止措置対象主要施設及び主な設備 (4/6)

(1) ウラン濃縮原型プラント (続き)

施設区分	設備等の区分	主な設備 (建物) 名称	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	主棟 (排気系 1)	送風機
			排風機
			排気フィルタユニット
			ダクト等
			排気筒
		主棟 (排気系 2)	送風機
			排風機
			排気フィルタユニット
			ダクト等
			排気口
		付属棟	送風機
			排風機
			排気フィルタユニット
			ダクト等
			フード類 (保守フード、小分けフード、配管フード)
	局所排気設備		
	排気筒		
	液体廃棄物の廃棄設備	主棟 (管理廃水処理設備)	管理廃水受水槽
			反応槽
			脱水機
			砂ろ過器
管理廃水排水槽			
ピット、ポンプ、配管等			
固体廃棄物の廃棄設備	付属棟	使用済 NaF 保管用バードケージ	

表 3-2 廃止措置対象主要施設及び主な設備 (5/6)

(1) ウラン濃縮原型プラント (続き)

施設区分	設備等の区分	主な設備 (建物) 名称	
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	出入管理関係設備	手・足・衣服モニタ
		個人管理用測定設備	個人線量当量測定器
		放射線監視・測定設備	放射線サーベイ機器
			エリア用 HF モニタ
			エアスニッフア
		排気用モニタ	
		試料分析関係設備	ダストサンプラ
			放射能測定装置
	その他放射線防護設備	放射線防護具	
	屋外管理用の主要な設備	放射線管理設備	モニタリングポイント
			可搬型空気サンプラ
			モニタリング車
		その他設備	気象観測機器
その他加工設備の附属施設	非常用設備	非常用通報設備	
		消火設備	
		火災警報設備	
		非常用照明	
		誘導灯	
	分析設備	質量分析設備	
		重金属溶液処理装置	
		分光光度計	
	計量設備	秤量計	

表 3-2 廃止措置対象主要施設及び主な設備 (6/6)

(2) 廃棄物貯蔵庫

施設区分	設備等の区分	主な設備（建物）名称
建物		廃棄物貯蔵庫

(3) 非常用発電機棟

施設区分	設備等の区分	主な設備（建物）名称
建物		非常用発電機棟
その他加工設備の附属施設	非常用設備	非常用発電機

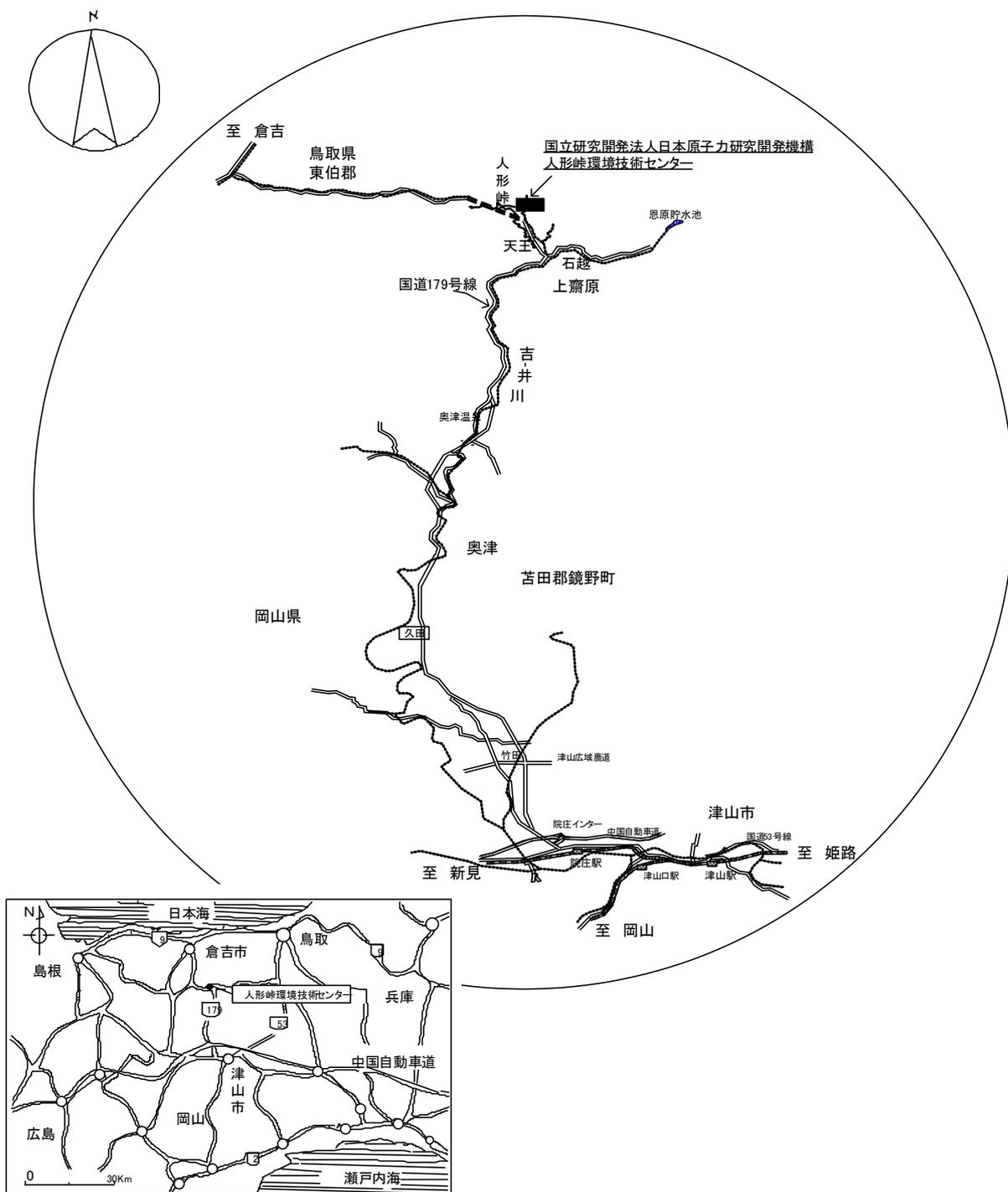


図 3-1 人形峠環境技術センター 位置図

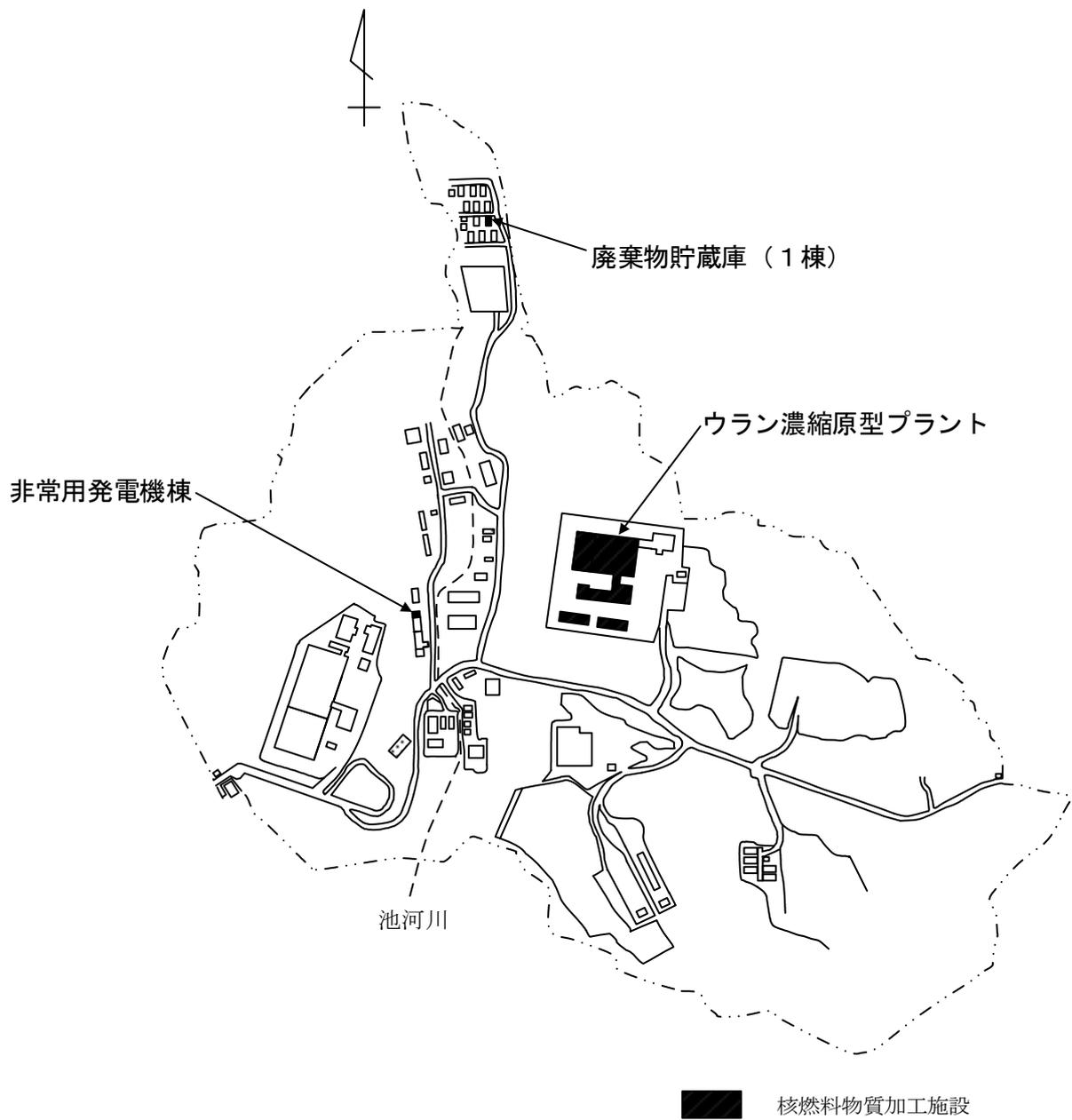


図 3-2 人形峠環境技術センター 周辺監視区域図

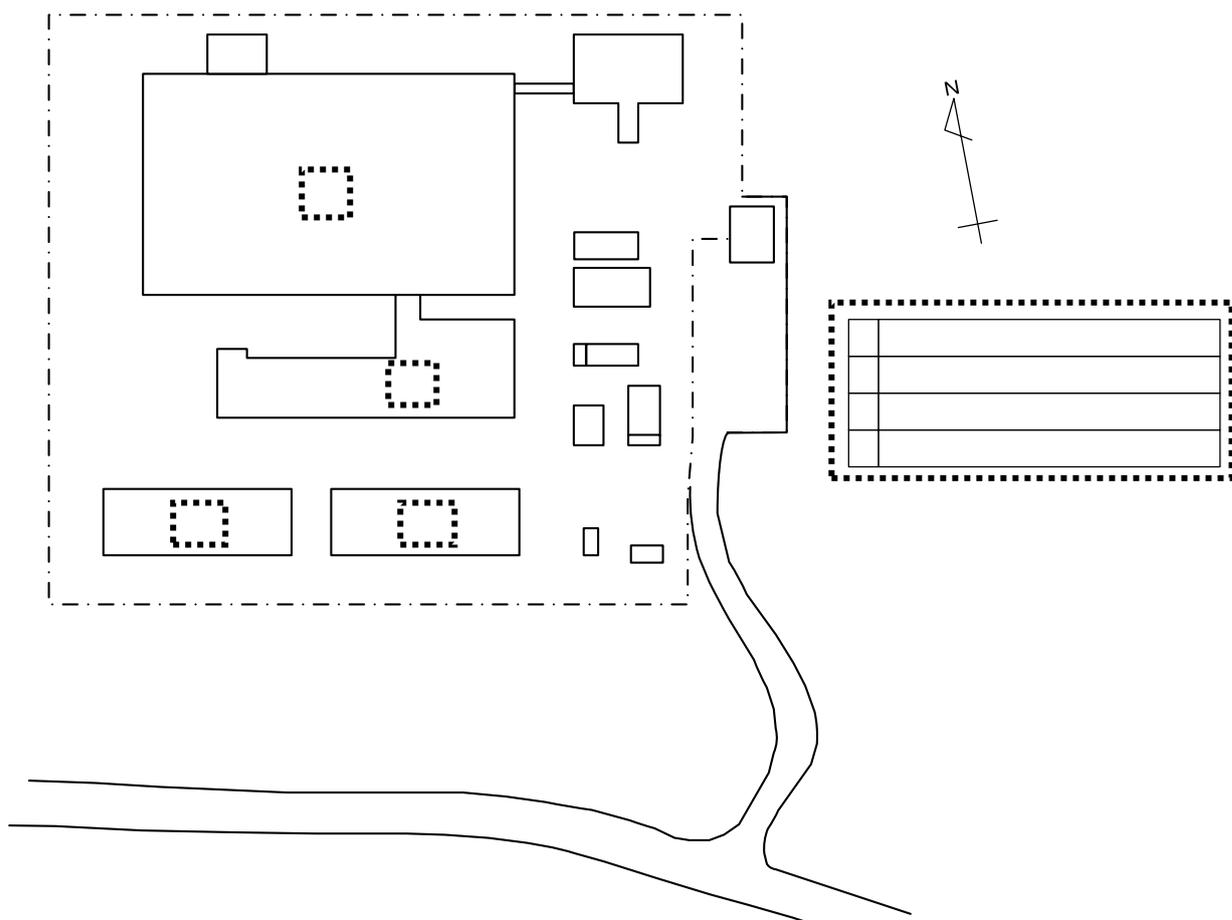


図 3-3 ウラン濃縮原型プラントの敷地内配置図

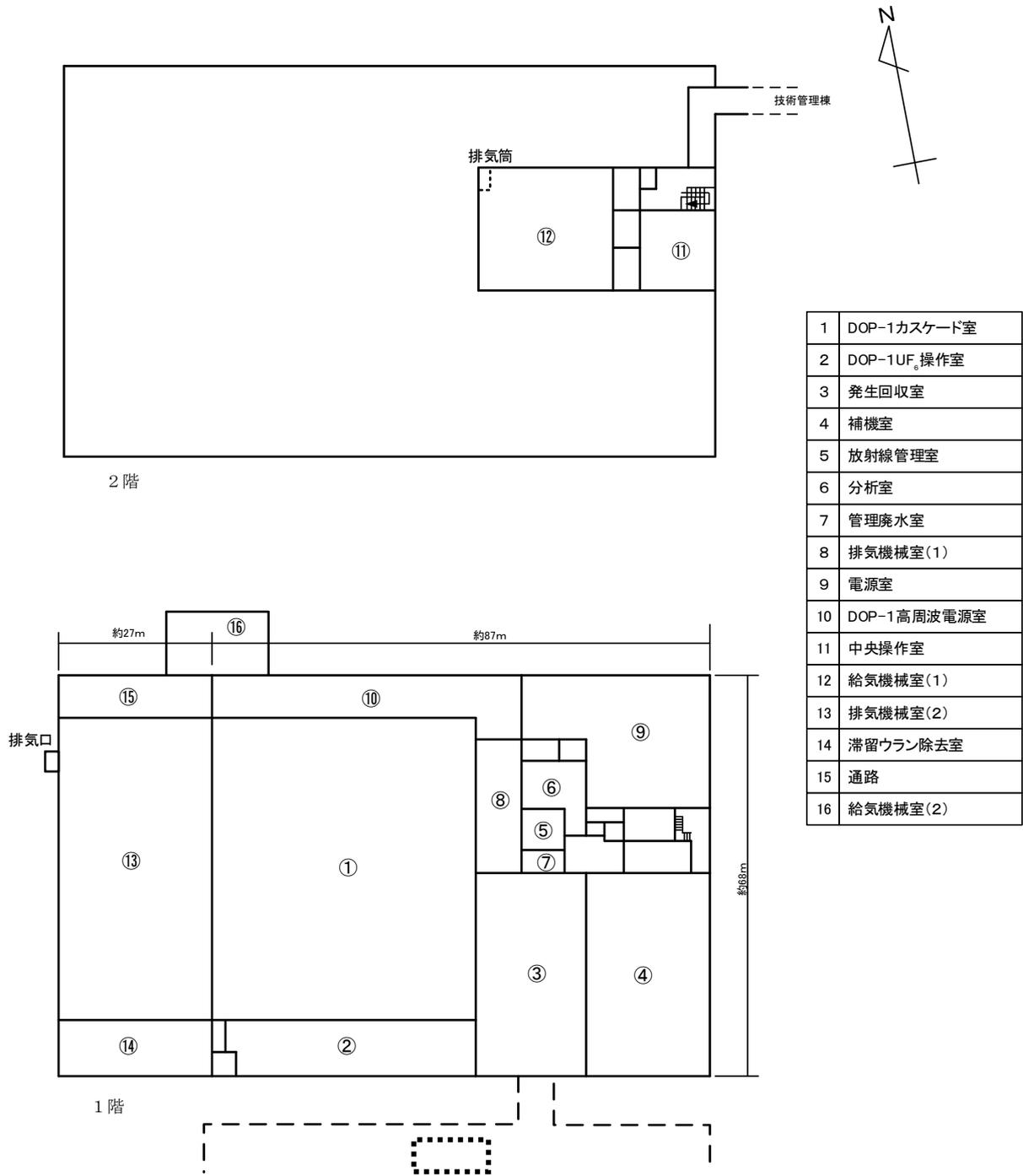


図 3-4 (1/3) ウラン濃縮原型プラントの平面図 ( )

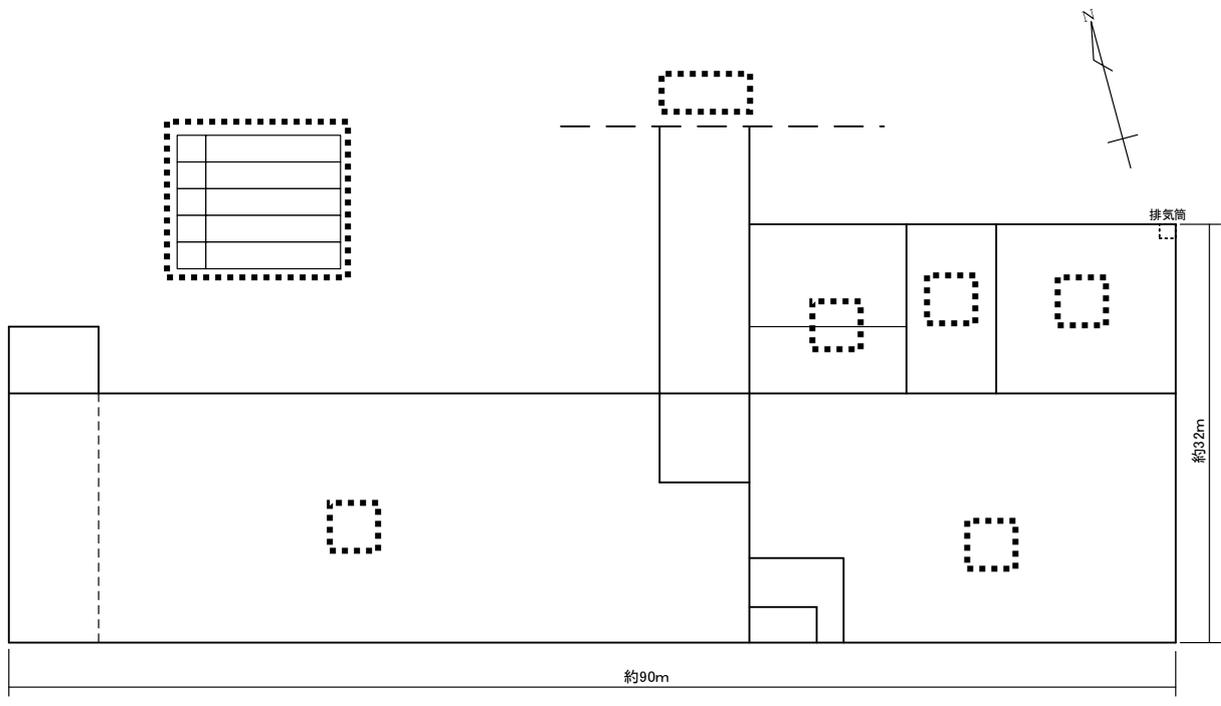


図 3-4 (2/3) ウラン濃縮原型プラントの平面図 (  )

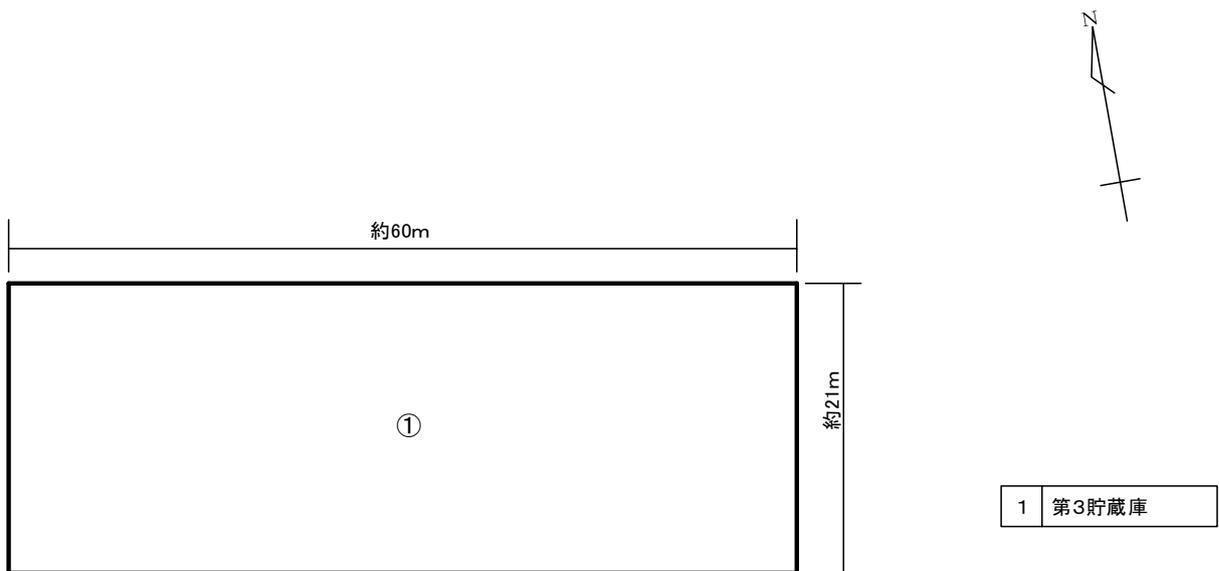
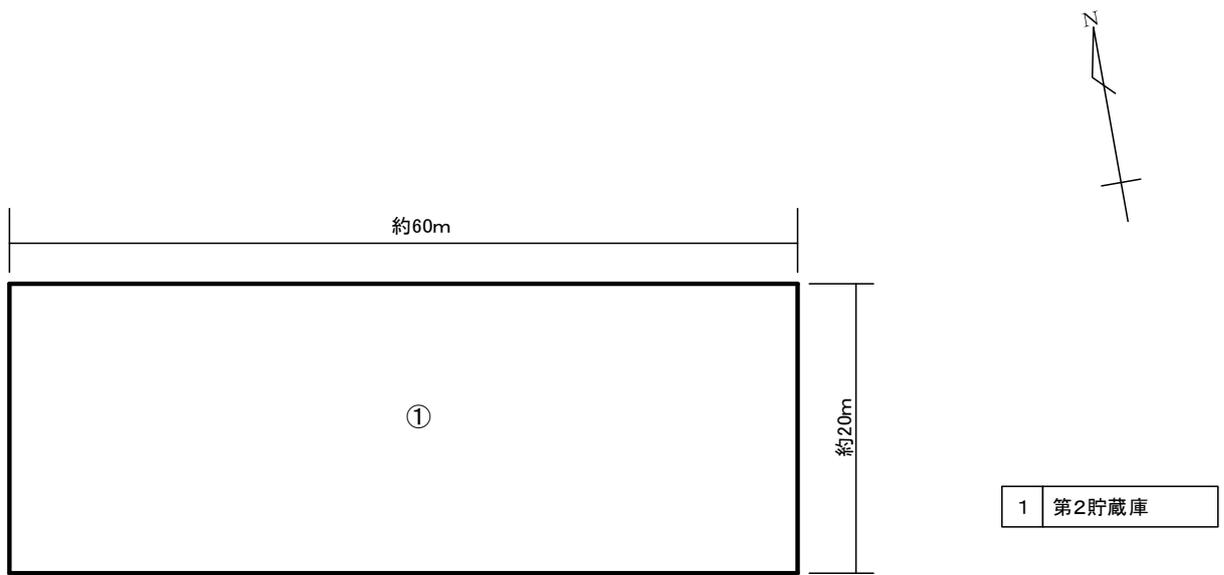


図 3-4 (3/3) ウラン濃縮原型プラントの平面図 (第 2 貯蔵庫、第 3 貯蔵庫)

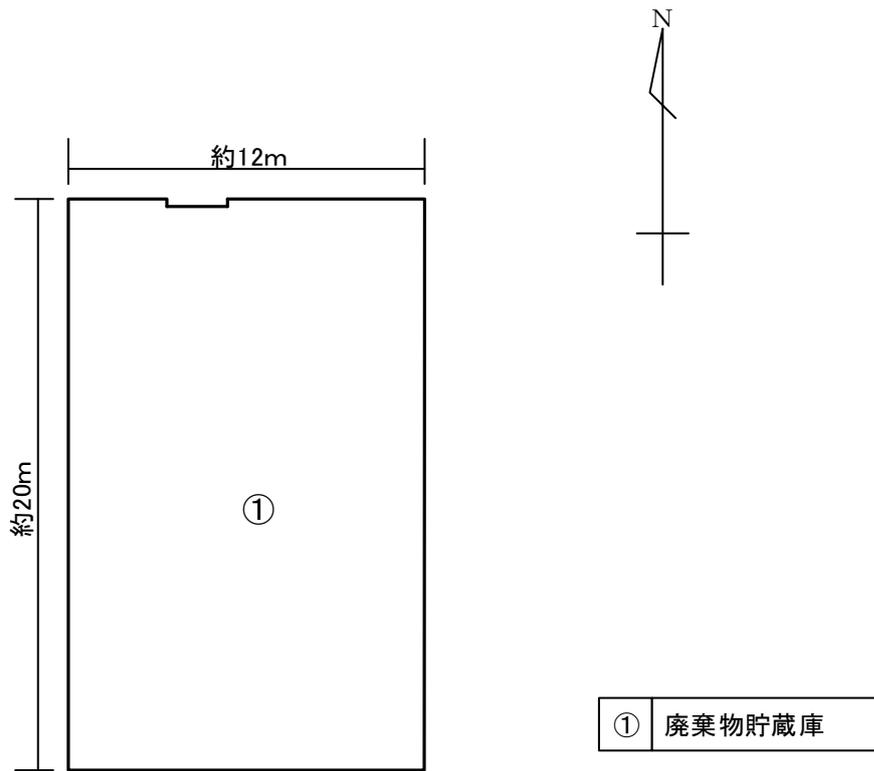


図 3-5 廃棄物貯蔵庫の平面図

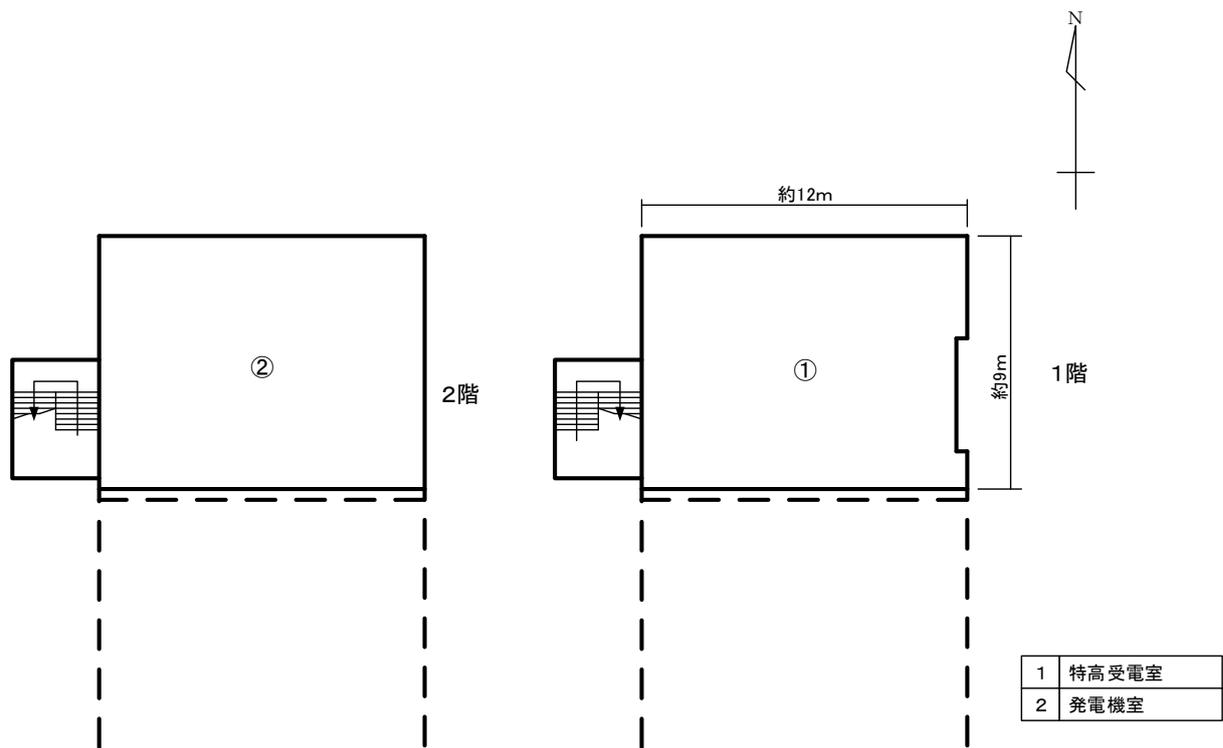


図 3-6 非常用発電機棟の平面図

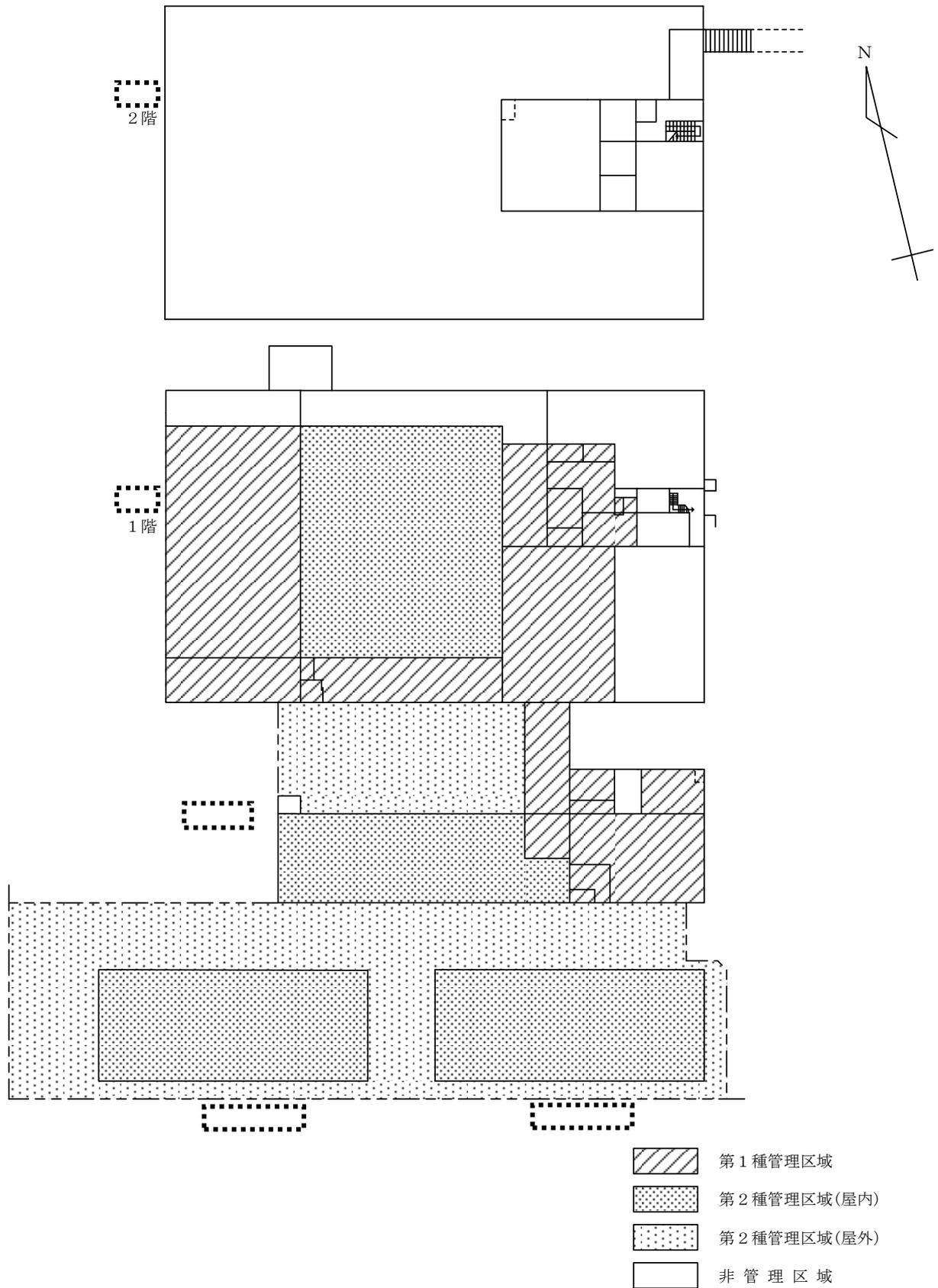


図 3-7 ウラン濃縮原型プラントの管理区域の区分

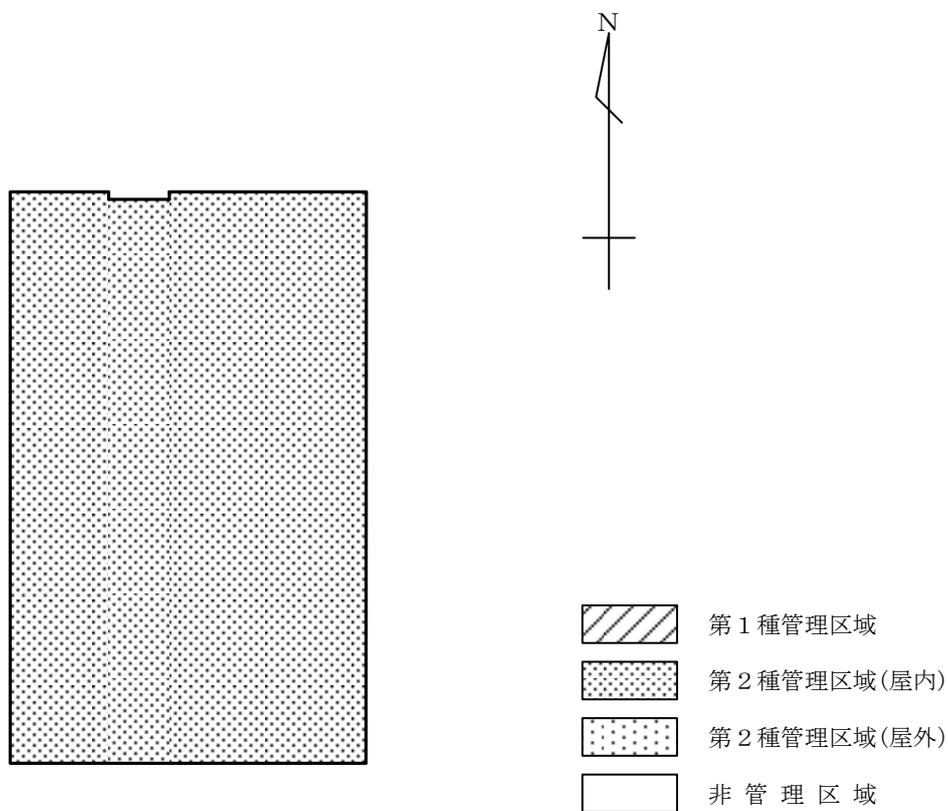


図 3-8 廃棄物貯蔵庫の管理区域の区分

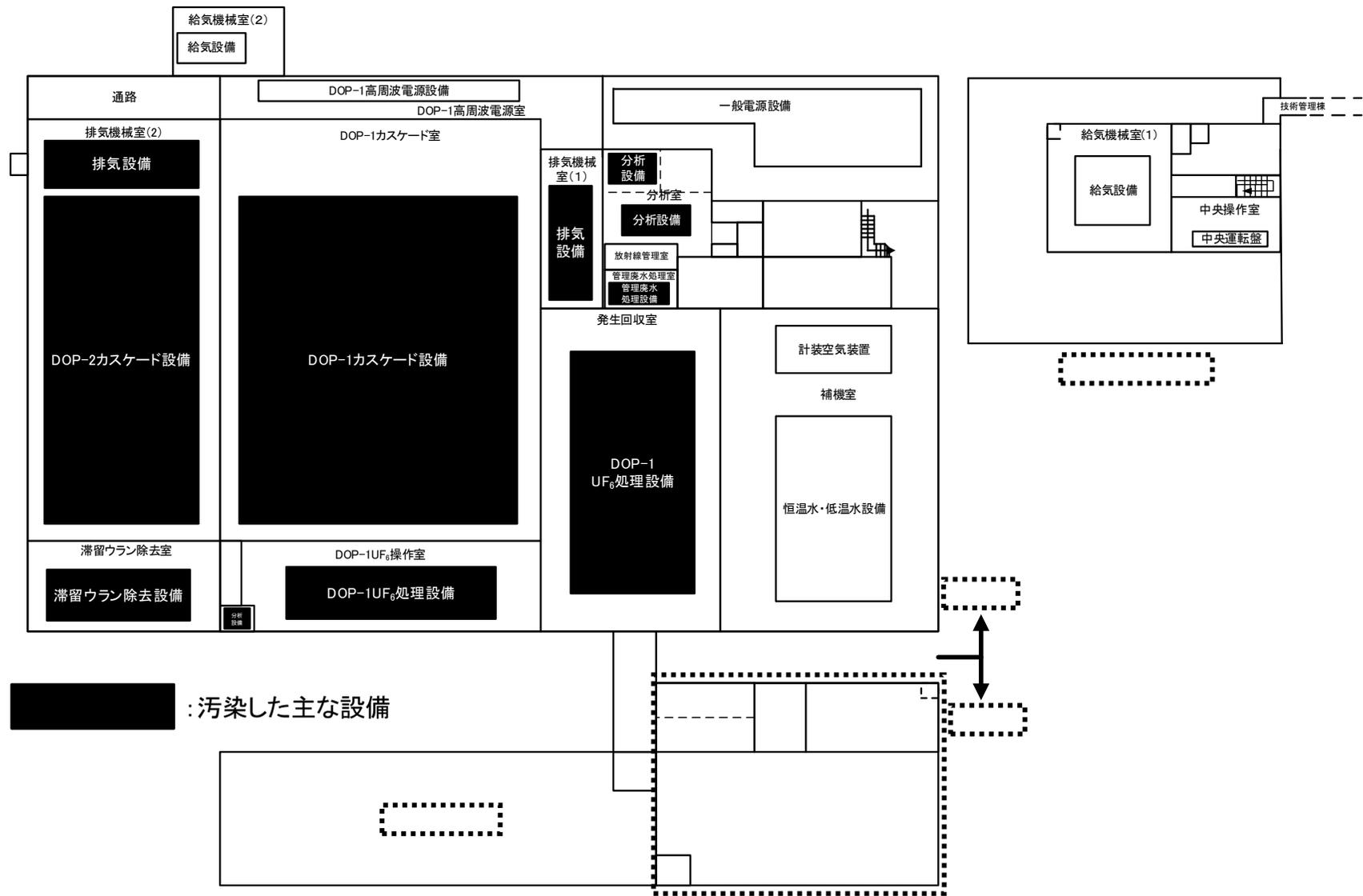


図 3-9 ウラン濃縮原型プラントの主な設備の概略位置図

#### 4. 解体の対象となる施設及びその解体の方法

##### 4.1 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設

廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設は、ウラン濃縮原型プラント、廃棄物貯蔵庫及び非常用発電機棟である。

##### 4.2 廃止措置の基本方針

###### 4.2.1 廃止措置の実施に関する基本方針

- ① 廃止措置の実施に当たっては、原子炉等規制法を遵守するとともに、安全の確保を最優先に、放射線被ばく線量及び放射性廃棄物発生量の低減に努め、保安のために必要な機能を維持管理しつつ着実に進める。また、廃止措置期間中の保安活動及び品質保証活動に必要な事項については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター核燃料物質加工施設保安規定（以下「保安規定」という。）に定めて実施する。
- ② 放射線被ばくの低減については、放射線業務従事者の被ばく線量が核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（以下「線量限度等を定める告示」という。）に定められている線量限度を超えないことはもとより、合理的に達成可能な限り低減するように、効果的な汚染除去技術、放射性物質の漏えいの低減対策等を講じた解体撤去の手順及び工法を策定する。
- ③ 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物については、処理に必要な設備の機能を維持しながら管理放出するとともに、周辺環境に対する放射線モニタリングを運転中と同様に行うことにより廃止措置期間中の平常時における周辺監視区域外の線量が線量限度等を定める告示に定められている線量限度を超えないことはもちろんのこと、合理的に達成可能な限り低減する。
- ④ 廃止措置期間中に解体で発生する廃棄物は、以下の分類に区分する。
  - ・ 放射性固体廃棄物
  - ・ 原子炉等規制法第 61 条の 2 に定める所定の手続を経て、核燃料物質によって汚染された物でないものとして取り扱うもの（以下「CL 対象物」という。）

- ・放射性廃棄物でない廃棄物（以下「NR対象物」という。）

廃止措置期間中に解体で発生する廃棄物は、ウランに係る廃棄物の安全規制等に基づき、放射能レベルや性状に応じて区分及び性状等に応じた適切な方法により、管理を行い、放射性廃棄物の合理的な低減に努める。

放射性固体廃棄物は、廃止措置終了までに原子炉等規制法に基づき許可を受けた原子力事業者の廃棄施設に廃棄する。

- ⑤ 核燃料物質の貯蔵施設に貯蔵している核燃料物質は、廃止措置終了までに原子炉等規制法に基づき許可を受けた原子力事業者に譲り渡す。譲渡しまでの期間は、引き続き核燃料物質の貯蔵施設に貯蔵する。

核燃料物質の貯蔵施設で貯蔵している核燃料物質については、崩壊熱等は発生しないため、崩壊熱除去等のための常時冷却を必要とするものではなく、核燃料物質を貯蔵している期間は運転時と同様に臨界防止等の必要な機能を維持管理する。

- ⑥ 廃止措置期間中の保安のために必要な施設については、その機能を廃止措置の進捗に応じて維持管理する。

- ⑦ 施設の解体に当たっては、維持管理のために必要な機能に影響を及ぼさないことを確認した上で、工事を実施する。

- ⑧ 廃止措置に係る工事を行うために各種装置を導入する場合は、それらの機器・機能等に応じて日本工業規格等の規格及び基準に準拠する。

解体撤去は、工具等を用いて分解・取り外しを行うとともに、プラズマ切断機等の熱的切断装置、バンドソー等の機械的切断装置による切断等を行う。これらの装置の使用に際しては、放射性物質の漏えいを低減する対策を行うとともに、重量物の取扱い対策等の労働災害の防止対策を行う。

なお、解体撤去のために大型設備を設置する場合は、詳細事項を確定次第、廃止措置計画の変更認可申請を行う。

- ⑨ 解体撤去を通じて、解体撤去の工事に関するデータの取得、経験・実績の蓄積を図る。また、廃止措置対象施設の解体撤去の技術を民間のウラン濃縮施設の更新等へ活用するための技術開発等へ反映できるよう、その知見を適時取りまとめるものとする。

#### 4.2.2 各廃止措置対象施設の廃止措置の進め方

##### (1) ウラン濃縮原型プラント

###### ① 建物

廃止措置の対象となる建物は、設備・機器の解体・撤去、核燃料物質の譲渡し並びに核燃料物質又は核燃料物質によって汚染した物の廃棄を終了後、管理区域内の除染等を行い、管理区域の解除を目指す。管理区域を解除した建物については、活用することを検討する。

###### ② 核燃料物質により汚染した設備・機器等

廃止措置は、第1段階（維持管理設備を除く設備の解体期間）と第2段階（維持管理設備の解体期間）に分けて実施し、安全性を確保しつつ次の段階へ進むための準備をしながら着実に進める。廃止措置の実施区分を表4-1に、第1段階中に解体撤去を行い、又は解体撤去に着手する設備を表4-2に、廃止措置期間全体にわたる主な解体撤去等の手順を図4-1に示す。

本申請では、第1段階に行う廃止措置の具体的事項について記載する。第2段階の廃止措置の具体的事項については、第1段階の解体撤去の経験等を踏まえ、解体撤去の手順及び工法、安全確保等について検討を進め、第2段階に着手するまでに廃止措置計画の変更認可申請を行う。

###### ③ 核燃料物質の貯蔵施設の設備・機器

ウラン濃縮原型プラントの核燃料物質は廃止措置が終了するまでに、原子炉等規制法に基づき許可を受けた原子力事業者に譲り渡すこととし、譲渡し先、時期、譲り渡した後の貯蔵施設の設備・機器の処理方法等の詳細事項を確定次第、廃止措置計画の変更認可申請を行う。

##### (2) 廃棄物貯蔵庫

廃棄物貯蔵庫は、放射性固体廃棄物の廃棄を終了し、床、壁等の汚染状況の確認により汚染がないことを確認した後に管理区域を解除する。

放射性固体廃棄物の廃棄は、今後整備されるウランに係る廃棄物の安全規制等に基づき、廃止措置が終了するまでに原子炉等規制法に基づき許可

を受けた原子力事業者の廃棄施設に廃棄することとし、廃棄の方法等の詳細事項を確定次第、廃止措置計画の変更認可申請を行う。

### (3) 非常用発電機棟

非常用発電機棟の建物及び非常用発電機は、廃止措置終了後も活用することを検討する。

## 4.3 安全確保対策

「4.2 廃止措置の基本方針」に基づき、第1段階の解体撤去の工事の安全確保対策については、以下の放射性物質の漏えいの低減対策、被ばく低減対策、事故防止対策を講じることを基本とする。

解体する設備・機器内のUF<sub>6</sub>は、排気等により除去しているが、これらの設備・機器の解体では、HF吸着フィルタ付きのマスクを装着するなど、HF（フッ化水素）の化学毒に対する安全対策を図る。

これらの安全確保に係る事項を保安規定に定め、これに基づき解体撤去の工事等を行う。

また、建物及び構築物、核燃料物質の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、非常用発電機等は、安全確保上必要な機能の維持管理を行う。具体的な維持管理については「添付書類一六 廃止措置期間中に機能を維持すべき加工施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書」に示す。

第2段階の解体撤去の工事に当たっては、汚染状況の調査結果、第1段階の解体撤去の工事での経験を踏まえ、解体撤去の工法及び手順の検討を進め、第2段階の工事着手前までに詳細な安全確保対策を定め、廃止措置計画の変更認可申請を行う。

### (1) 放射性物質の漏えいの低減対策

核燃料物質により汚染した設備を収納する建物及び構築物は、これらの設備が撤去されるまでの間、放射性物質の外部への漏えいを低減するための機

能を維持するとともに、この機能が損なわれないように工事方法を計画する。

第1種管理区域外の設備・機器の解体では、第1種管理区域内の汚染した機器からの放射性物質の漏えい及び局所排気装置等から施設外への漏えいを低減するための機能が損なわれないように工事方法を計画する。

第1種管理区域内の汚染した、又はそのおそれのある設備・機器の解体撤去では、第1種管理区域は、原則として、給排気設備により給気及び排気を行い、第2種管理区域、非管理区域及び外気より負圧に維持する。また、必要に応じて、汚染拡大防止囲い、局所排気装置等を用いることにより、工事に伴う管理区域内への漏えいの低減に努めるとともに、高性能フィルタを装備した既設排気設備により施設外への漏えいを低減させる。

解体撤去は、乾式法を基本とし、液体状の放射性物質の発生を低減させるとともに、解体撤去の工事により発生する液体廃棄物は、既設の管理廃水処理設備で処理する工事方法を計画する。また、管理廃水処理設備で処理しない液体廃棄物は、鋼製ドラム缶等の密閉性を有した金属容器に収納する。

施設外への放射性物質の漏えいの低減対策を適切に行うため、解体撤去の工事に際しては、排気口から放出する排気中の放射性物質の濃度を排気用モニタにより連続的に測定する。また、定期的に周辺環境に対する放射線モニタリングを行う。

## (2) 放射線業務従事者の被ばく低減対策

解体撤去の工事の実施に当たっては、当該工事対象範囲の表面密度、線量当量率及び空気中の放射性物質濃度を考慮して以下の措置を講じることにより、合理的に達成できる限り被ばくの低減に努める。

- ・ 工事着手前に工事対象範囲の汚染状況等の確認を行い、その結果に基づき、放射性物質の漏えいの低減対策、被ばく低減対策等の安全確保対策を定めて工事を行うことにより、環境への放射性物質の放出抑制及び放射線業務従事者の被ばく低減に努める。
- ・ 内部被ばくの低減のため、必要に応じて、汚染拡大防止囲い、局所排気装置等を設置する。また、放射線業務従事者は、当該工事対象範囲の表

面密度、線量当量率及び空気中の放射性物質濃度を考慮してマスク等の適切な防護具を装着する。

### (3) 事故防止対策

解体撤去の工事の実施に当たっては、以下の措置を講じることにより、事故防止に努める。

- ・解体撤去中の過失又は機械若しくは装置の故障による人的災害及び周辺監視区域外の公衆への影響を考慮し、事前に工事による危険性等を調査し、必要な安全対策を講じる。
- ・地震、台風等の自然現象に備え、内包する有意な汚染を除去するまで既存の建物を維持する。
- ・火災等の人為事象に対する安全対策として、既存の消火設備等を維持するとともに、不燃性又は難燃性の資機材の使用、可燃性物質の保管及び可燃性ガスを使用する場合の管理を徹底する。
- ・事故発生時には、関係機関への早期の連絡、事故拡大防止等の応急措置等により早期の復旧に努める。
- ・一般労働災害防止対策として、高所作業対策、石綿等有害物対策、感電防止対策、粉塵障害防止対策、閉所・酸欠防止対策、振動対策、騒音対策、重量物による危険防止対策等を講じる。

## 4.4 解体の方法

### 4.4.1 第1段階に行う解体の方法

第1段階では、維持管理設備を除く設備の解体撤去の工事として、次に示す工事等を実施するとともに、第2段階に実施する解体撤去の手順及び工法並びに管理方法等について検討を行う。第1段階中に解体撤去を行い、又は解体撤去に着手する設備を表4-2に示す。

第1段階においては、解体撤去後のエリアを解体撤去物の測定、保管エリアとして利用することを目的として、エリア単位で解体撤去を行うとともに、解体撤去物の搬出ルートの確保及び資機材置場の確保を考慮して、

解体撤去の工事を進める。

解体撤去の工事においては、「4.2 廃止措置の基本方針」及び「4.3 安全確保対策」に基づき安全の確保を最優先に解体撤去を行う。工事に当たっては、作業量の平坦化を考慮しつつ、廃止措置の工事に関するデータの取得及び経験・実績の蓄積を図っていく。

なお、次に示す工事等の実施に際して、汚染拡大防止囲いの設置、試料採取等を実施する場合は、安全確保上必要な機能に影響を与えないことを確認した上で実施する。

第1段階に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件を表4-3に示す。

#### (1) 汚染状況の調査

「添付書類一五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」に示すように、第1段階の工事対象となる第1種管理区域のうち、汚染状況の調査を行っていない分析室、排気機械室(2)及び滞留ウラン除去室については、第1段階の解体撤去に先立ち、汚染状況の調査に着手する。

汚染状況の調査は、分析室、排気機械室(2)及び滞留ウラン除去室の床、壁について放射線測定器による直接法又はスミヤによる間接法により行う。

汚染が確認された箇所については、除染、養生等の処置を行い、放射線業務従事者の被ばくの低減及び解体撤去時の汚染防止に努める。

#### (2) 核燃料物質によって汚染されていない設備・機器の撤去

第1段階の解体撤去では、最初に非管理区域の設備及び管理区域の設備のうち、高周波電源設備、各機器のケーブル、電源盤等の核燃料物質によって汚染されていない設備・機器の解体撤去に着手する。

機器の干渉等により汚染機器の撤去後に解体撤去が必要な機器等については、養生等により非汚染機器が汚染しない措置を講じる。また、これらの解体撤去は安全確保上必要な機能に影響を与えない範囲で行う。

解体撤去においては、工具等を用いて分解・取り外し、バンドソー等の機械的切断装置による切断を基本とし、プラズマ切断機等の熱的切断は、機械切断では困難・非効率等となる部位を対象とする。また、これまで核燃料物質の使用の許可を受けたセンターの使用施設で行っている設備・機器の解体撤去の経験を踏まえた手順等により実施する。

NR 対象物にする解体物は、ウラン濃縮原型プラントの非管理区域に保管する。なお、非管理区域への搬出までは一時的に管理区域に保管する。

### (3) 汚染している設備・機器の撤去

汚染している設備・機器の撤去は、放射性物質による汚染の可能性がない設備の解体撤去の終了後に着手することを原則とする。

解体撤去においては、工具等を用いて分解・取り外し、バンドソー等の機械的切断装置による切断を基本とし、プラズマ切断機等の熱的切断は、機械切断では困難・非効率等となる部位を対象とする。また、これまで核燃料物質の使用の許可を受けたセンターの使用施設で行っている設備・機器の解体撤去の経験を踏まえた手順等により実施する。

これらの解体撤去は安全確保上必要な機能に影響を与えない範囲で行う。

汚染している設備・機器の解体撤去に伴い発生する解体撤去物は、CL 対象物にする解体物と放射性固体廃棄物に分別し、ドラム缶等の金属製容器に封入し、管理区域内保管場所に保管する。

汚染している設備・機器の解体撤去に伴い発生する解体撤去物は、必要に応じて、試料採取、非破壊測定によるウラン量計測等を行う。

#### 4.4.2 第 2 段階に行う解体の方法

第 2 段階の解体撤去に当たっては、第 1 段階でのデータの取得、経験・実績を踏まえ、解体撤去の工法及び手順の検討を進め、第 2 段階に着手するまでに廃止措置計画の変更認可申請を行う。

第 2 段階に行う解体の方法の概要を以下に示す。

- ・ 第 2 段階は、維持管理設備の解体撤去に着手する。解体撤去終了後は、建物内の汚染状況を確認し、必要に応じて、汚染部位をはつり等の方法で分離する。
- ・ 第 1 種管理区域に汚染が残っていないことを確認した上で管理区域を解除する。
- ・ 核燃料物質は、廃止措置の終了までに原子炉等規制法に基づき許可を受けた原子力事業者に譲り渡す。また、放射性廃棄物は、原子力事業者の廃棄施設に廃棄する。

表 4-1 廃止措置の実施区分

区 分	主な実施事項
第 1 段階 維持管理設備を除く設備の解体期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 停止設備の保管管理</li> <li>・ 汚染状況の調査</li> <li>・ 核燃料物質によって汚染されていない設備・機器の解体撤去*<sup>1</sup></li> <li>・ 維持管理設備を除く汚染している設備・機器の解体撤去</li> <li>・ 核燃料物質の貯蔵</li> <li>・ 放射性廃棄物の保管</li> <li>・ 放射性廃棄物の処理</li> </ul>
第 2 段階 維持管理設備の解体期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性廃棄物の処理（継続）</li> <li>・ 核燃料物質の貯蔵及び譲渡し</li> <li>・ 放射性固体廃棄物の廃棄</li> <li>・ 機能を維持する設備の解体撤去</li> <li>・ 管理区域の汚染状況の調査及び管理区域の解除</li> </ul>

\* 1 : 管理区域外の解体撤去の工事を含む。

表 4-2 第 1 段階中に解体撤去を行い、又は解体撤去に着手する設備 (1/6)

○：第 1 段階中に解体撤去を行い、又は解体撤去に着手する設備  
 ×：第 1 段階中に解体撤去に着手しない設備

(1) ウラン濃縮原型プラント

施設区分	設備等の区分	主な設備 (建物) 名称	解体区分
建物		主棟	×
		付属棟	×
		第 2 貯蔵庫	×
		第 3 貯蔵庫	×
加工設備本体 (濃縮施設)	DOP-1 カスケード設備	DOP-1 遠心分離機	○
		DOP-1 カスケード (配管等)	○
	DOP-2 カスケード設備	DOP-2 遠心分離機	○
		DOP-2 カスケード (配管等)	○
	DOP-1 高周波電源設備	インバータ装置	○
	DOP-1UF <sub>6</sub> 処理設備	製品コールドトラップ	○
		廃品コールドトラップ	○
		カスケード排気系ケミカルトラップ (NaF)	○
		カスケード排気系ケミカルトラップ (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )	○
		発生槽	○
		圧力調整槽	○
		製品回収槽	○
		廃品回収槽	○
		一般パージ系ケミカルトラップ (NaF)	○
一般パージ系ケミカルトラップ (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )		○	
配管等	○		

表 4-2 第 1 段階中に解体撤去を行い、又は解体撤去に着手する設備 (2/6)

(1) ウラン濃縮原型プラント (続き)

施設区分	設備等の区分	主な設備 (建物) 名称	解体区分
加工設備本体 (濃縮施設)	均質設備	シリンダ槽	○
		均質設備コールドトラップ	○
		均質設備ケミカルトラップ (NaF)	○
		均質設備ケミカルトラップ (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )	○
		サンプル小分け装置	○
		NaF 処理槽	○
		配管等	○
	滞留ウラン除去 設備	ボンベ槽	○
		回収用コールドトラップ (1)	○
		回収用コールドトラップ (2)	○
		IF <sub>7</sub> コールドトラップ	○
		滞留用回収系ケミカルトラップ (NaF)	○
		滞留用排気系ケミカルトラップ (NaF)	○
		滞留用パージ系ケミカルトラップ (NaF)	○
		滞留用排気系ケミカルトラップ (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )	○
		滞留用パージ系ケミカルトラップ (Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )	○
		滞留ウラン回収槽	○
		回収用コンプレッサ	○
		循環用コンプレッサ	○
		配管等	○

表 4-2 第 1 段階中に解体撤去を行い、又は解体撤去に着手する設備 (3/6)

(1) ウラン濃縮原型プラント (続き)

施設区分	設備等の区分	主な設備 (建物) 名称		解体区分
核燃料物質 の貯蔵施設			ANSI 規格 30B (UF <sub>6</sub> シリンダ)	×
			ANSI 規格 48Y (UF <sub>6</sub> シリンダ)	×
			滞留ウラン回収容器	×
			ハンドリング用シリンダ	×
			シリンダ置台	×
			積換台	×
			ターンテーブル	×
			クレーン	×
			運搬台車	×
			ANSI 規格 48Y (UF <sub>6</sub> シリンダ)	×
			シリンダ置台	×
			ANSI 規格 48Y (UF <sub>6</sub> シリンダ)	×
			シリンダ置台	×
			フォークリフト	×

表 4-2 第 1 段階中に解体撤去を行い、又は解体撤去に着手する設備 (4/6)

(1) ウラン濃縮原型プラント (続き)

施設区分	設備等の区分	主な設備 (建物) 名称		解体区分
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	主棟 (排気系 1)	送風機	×
			排風機	×
			排気フィルタユニット	×
			ダクト等	×
			排気筒	×
		主棟 (排気系 2)	送風機	×
			排風機	×
			排気フィルタユニット	×
			ダクト等	×
			排気口	×
		付属棟	送風機	×
			排風機	×
			排気フィルタユニット	×
			ダクト等	×
			フード類 (保守フード、小分けフード、配管フード)	×
	局所排気設備		×	
	液体廃棄物の廃棄設備	主棟 (管理廃水処理設備)	管理廃水受水槽	×
			反応槽	×
			脱水機	×
			砂ろ過器	×
			管理廃水受水槽	×
ピット、ポンプ、配管等			×	
固体廃棄物の廃棄設備	付属棟	使用済 NaF 保管用バードケージ	×	

表 4-2 第 1 段階中に解体撤去を行い、又は解体撤去に着手する設備 (5/6)

(1) ウラン濃縮原型プラント (続き)

施設区分	設備等の区分	主な設備 (建物) 名称		解体区分
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	出入管理関係設備	手・足・衣服モニタ	×
		個人管理用測定設備	個人線量当量測定器	×
		放射線監視・測定設備	放射線サーベイ機器	×
			エリア用 HF モニタ	○
			エアスニッフア	×
		試料分析関係設備	排気用モニタ	×
			ダストサンプラ	×
		放射能測定装置	放射能測定装置	×
	放射能防護具		×	
	屋外管理用の主要な設備	放射線管理設備	モニタリングポイント	×
			可搬型空気サンプラ	×
			モニタリング車	×
		その他設備	気象観測機器	×
	その他加工設備の附属施設	非常用設備	非常用通報設備	
消火設備			×	
火災警報設備			×	
非常用照明			×	
誘導灯等			×	
分析設備		質量分析設備		○
		重金属溶液処理装置		○
		分光光度計		○
計量設備		秤量計		×

表 4-2 第 1 段階中に解体撤去を行い、又は解体撤去に着手する設備 (6/6)

(2) 廃棄物貯蔵庫

施設区分	設備等の区分	主な設備 (建物) 名称	解体区分
建物		廃棄物貯蔵庫	×

(3) 非常用発電機棟

施設区分	設備等の区分	主な設備 (建物) 名称	解体区分
建物		非常用発電機棟	×
その他加工設備 の附属施設	非常用設備	非常用発電機	×

表 4-3 第 1 段階に実施する工事等に係る着手要件及び完了要件

件名	場所	対象設備	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
(1) 維持管理設備を除く設備の解体撤去	<ul style="list-style-type: none"> <li>主棟</li> <li>付属棟</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>DOP-1 カスケード設備</li> <li>DOP-2 カスケード設備</li> <li>DOP-1 高周波電源設備</li> <li>DOP-1UF<sub>6</sub>処理設備</li> <li>均質設備</li> <li>滞留ウラン除去設備</li> <li>屋内管理用の主要な設備の一部</li> <li>分析設備</li> </ul>	<p>対象設備が運転を終了し廃止措置に移行できる段階にあること。</p>	<p>(1)核燃料物質によって汚染されていない設備・機器の解体撤去</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>第 1 種管理区域は 2 次汚染による汚染状況の調査を行うとともに必要に応じて汚染部分を分離する。</li> <li>解体撤去物が維持管理に必要な設備機器の機能に影響を与えないことを確認する。</li> <li>解体撤去物が汚染している設備・機器の解体撤去の閉じ込め機能等に影響を与えないことを確認する。</li> <li>工具等を用いた分解・取り外し、熱的切断、機械的切断等の工法により、切断を行う。</li> </ul> <p>(2)汚染している設備・機器の解体撤去</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>解体撤去物が維持管理に必要な設備機器の機能に影響を与えないことを確認する。</li> <li>解体撤去終了後は、建物内の汚染状況を確認し、必要に応じて、汚染部位をはつり等の方法で分離する。</li> <li>工具等を用いた分解・取り外し、熱的切断、機械的切断等の工法により、切断を行う。</li> <li>CL 対象物にする解体物と放射性固体廃棄物は、ドラム缶等の金属製容器に封入し、管理区域内保管場所に保管する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>解体撤去に当たっては、一般労働災害防止措置を講じる。不燃性、難燃性の資機材の使用、可燃性物質の保管及び可燃性ガスを使用する場合の管理の徹底、重量物に適合した揚重設備の使用等の措置を講じる。</li> <li>被ばく低減のために、工事着手前に、放射性物質の漏えいの低減対策、被ばく低減対策等の安全確保対策を定める。</li> <li>工事は、工具等を用いて分解・取り外しを行うとともに、切断作業は、バンドソー等の機械的切断装置による切断を基本とし、プラズマ切断機等の熱的切断は、機械切断では困難・非効率等となる部位を対象とする。</li> <li>放射線業務従事者は、工事対象範囲の表面密度、線量当量率及び空気中の放射性物質濃度及びふっ化水素を考慮してマスク等の適切な防護具を装着する。</li> <li>工事においては、必要に応じて、汚染拡大防止囲い、局所フィルタ及び局所排気装置等を設置するなどにより施設内の漏えいの低減に努める。</li> <li>工事は、施設の保安のために必要な機能を維持する設備の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。</li> <li>事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>計画した設備等の解体が終了していること。</li> <li>第 2 段階の解体撤去が着手可能となること。</li> </ul>

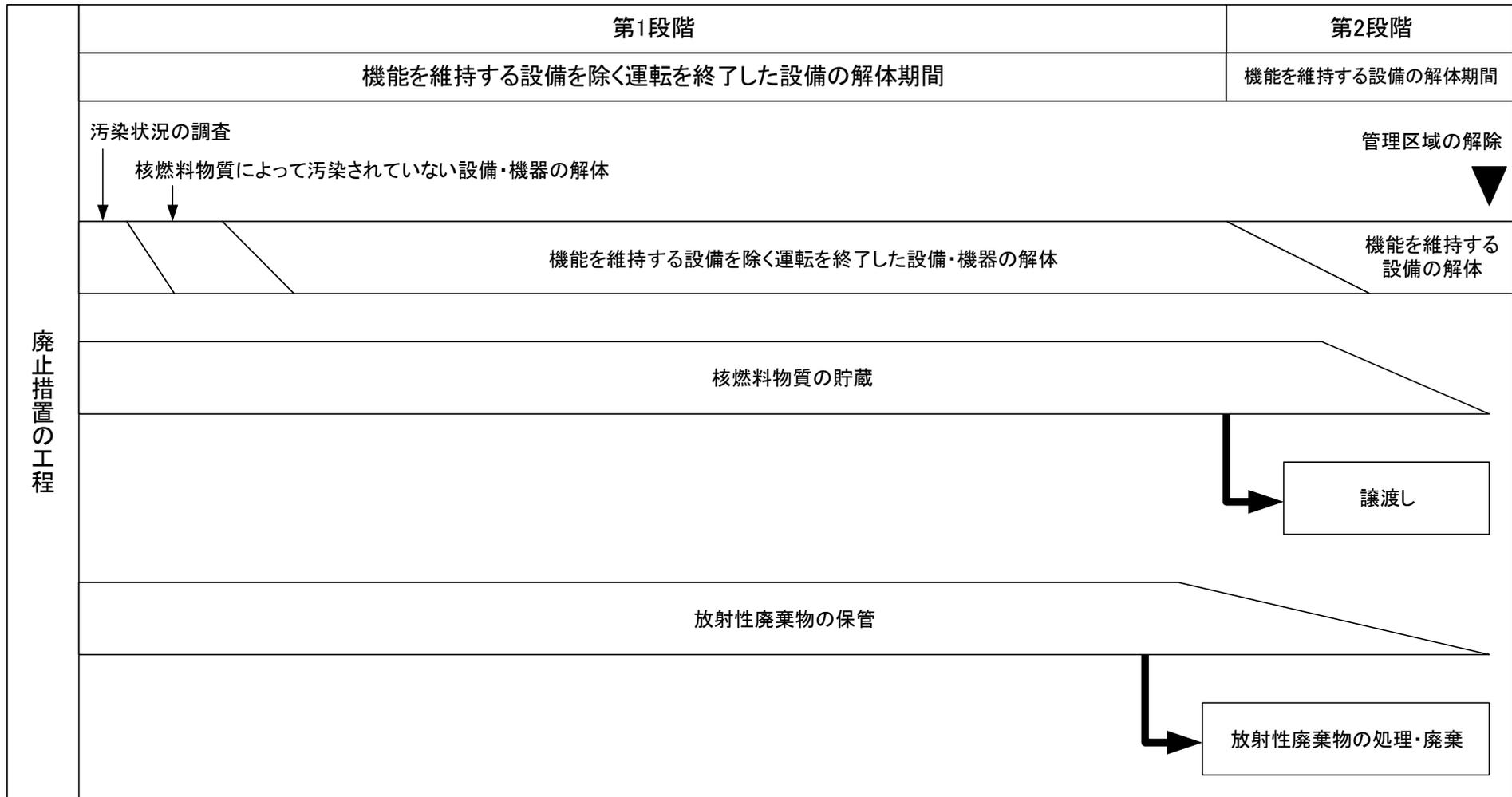


図 4-1 廃止措置期間全体にわたる主な解体撤去等の手順

## 5. 核燃料物質の管理及び譲渡し

### 5.1 核燃料物質の貯蔵施設ごとの種類及び数量

平成 30 年 3 月末現在のウラン濃縮原型プラントの核燃料物質の貯蔵施設ごとの種類及び数量を表 5-1 に示す。

### 5.2 核燃料物質の貯蔵

ウラン濃縮原型プラントの核燃料物質は、原子炉等規制法に基づき許可を受けた原子力事業者に譲り渡すまで ANSI 規格 30B、ANSI 規格 48Y、ハンドリング用シリンダ又は滞留ウラン回収容器（以下「UF<sub>6</sub>シリンダ」という。）に充てんした状態で  で貯蔵する。

では、濃縮度 0.95wt% 以上の濃縮ウランを貯蔵することから、貯蔵中は臨界防止等の安全確保上必要な機能を維持管理する。

具体的な維持管理については「添付書類一六 廃止措置期間中に機能を維持すべき加工施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書」に示す。

核燃料物質の貯蔵に係る保安上必要な措置については、保安規定に定めて実施する。

なお、核燃料物質の貯蔵施設で貯蔵している核燃料物質から崩壊熱等は発生しないため、冷却等の安全確保上必要な機能は必要としない。

### 5.3 核燃料物質の譲渡し

ウラン濃縮原型プラントの核燃料物質は、廃止措置の終了までに、原子炉等規制法に基づき許可を受けた原子力事業者に譲り渡す。

核燃料物質の譲渡しについては、詳細事項を確定次第、廃止措置計画の変更認可申請を行う。

表 5-1 核燃料物質の貯蔵施設ごとの種類及び数量（平成 30 年 3 月末現在）

貯蔵施設	種類	数量	UF <sub>6</sub> シリンダ 本数
	濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)	約 5.6 ton-U	5 本
	天然ウラン	約 15.4 ton-U	5 本
	劣化ウラン	約 120.1 ton-U	19 本
	劣化ウラン	約 1,122.8 ton-U	144 本
	劣化ウラン	約 1,058.2 ton-U	138 本

## 6. 核燃料物質による汚染の除去

解体前除染は、環境への放射性物質の放出抑制及び放射線業務従事者の被ばくの低減を図るために行う。

廃止措置対象施設の汚染状況の概要は、「3.2.3 廃止措置対象施設の汚染状況」に、詳細は「添付書類一五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」に示すように解体撤去の工事においては、解体前に分析室、放射線管理室、排気機械室(2)及び滞留ウラン除去室について汚染状況の確認等を行う必要がある。

解体前の汚染状況の確認等については以下の手順で行う。

### ① 汚染状況の調査

汚染状況の調査として、解体対象範囲の床及び壁表面について放射線測定器を用いた直接法又はスミヤによる間接法により、汚染状況を把握する。汚染が確認された場所については、区分けするとともに除染又は汚染を拡大させないための養生を行う。

### ② 除染

汚染状況の調査結果を踏まえ、除染対象範囲を除染する。

除染に際しては、適切な除染方法、体制、手順等を選定するとともに、「添付書類一三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書」に従い、作業員の被ばくの低減及び労働災害を防止するために適切な装備及び防護設備等を選定する。

また、除染作業においては二次汚染の防止に努める。

## 7. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄

### 7.1 放射性気体廃棄物の管理

廃止措置期間中に発生する放射性気体廃棄物は、主として設備・機器等の解体・切断時に発生する金属性粉塵とともに空気中に浮遊する放射性物質である。空気中に浮遊する放射性物質の廃棄は、「添付書類一六 廃止措置期間中に機能を維持すべき加工施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書」に示すとおり、放射性気体廃棄物の廃棄設備についてはその機能を維持するとともに、排気については、従来の廃棄の方法と同様に高性能フィルタを装備した既設排気設備を経て、排気中の放射性物質の濃度を排気用モニタによって監視しながら排気口から放出し、線量限度等を定める告示に定める濃度限度を超えないように管理する（図 7-1 参照）。周辺環境に対する放射線モニタリングについても従来と同様に行う。

解体・切断時においては、従来の廃棄の方法と同様、必要に応じて汚染拡大防止の養生、局所排気装置の設置等の対策を適切に講じる。

放射性気体廃棄物の管理に係る保安上必要な措置については、保安規定に定めて実施する。

### 7.2 放射性液体廃棄物の管理

加工施設の操業中に発生した放射性液体廃棄物は、滞留ウランの回収で発生し保管を継続するボンベに充てんした  $\text{IF}_5$  であり、加工施設の操業中に発生した放射性液体廃棄物の保管量（平成 30 年 3 月末現在）を表 7-1 に示す。

放射性物質に汚染した  $\text{IF}_5$  を充てんしたボンベは、従来と同様、廃棄するまでの間、ウラン濃縮原型プラントの排気機械室（2）で保管を継続する。

解体撤去の工事は、原則、乾式法で行うため、廃止措置期間中に発生する主な放射性液体廃棄物は、以下のものがある。

- ・保守点検や解体撤去等を行う作業員が第 1 種管理区域から退出する際の手洗い水
- ・放射性物質に汚染したポンプ等の解体により発生する廃油

手洗い水については、従来と同様に、管理廃水処理設備で受け入れ、必要に応じて凝集沈殿、ろ過等の処理を行った後、放射性物質の濃度が線量限度等を定める告示に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないことを確認してから排水口からセンターの放流水槽へ送る（図 7-2 参照）。

放射性物質に汚染した廃油については、鋼製ドラム缶等の専用の金属容器に充てんし、廃棄するまでの間、ウラン濃縮原型プラントの管理区域内に保管する。

放射性液体廃棄物の管理に係る保安上必要な措置については、保安規定に定めて実施する。

また、廃油等を充てんした鋼製ドラム缶等の専用の容器及び IF<sub>5</sub> を充てんしたポンベの廃棄は、廃棄の方法の詳細事項を確定次第、廃止措置計画の変更認可申請を行うこととする。

### 7.3 放射性固体廃棄物の管理

廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物は、種類、性状等に応じて区分けし、ウラン濃縮原型プラント及び廃棄物貯蔵庫の管理区域内に保管する。

ウラン濃縮原型プラント及び廃棄物貯蔵庫の管理区域内に保管する放射性固体廃棄物は加工施設で発生した放射性廃棄物のみとする。

放射性廃棄物の保管に当たっては保管場所、保管方法、保管能力等について保安規定に定め、保安上必要な措置を講じた上で適切に管理する。

放射性固体廃棄物のうち、焼却減容が可能な放射性固体廃棄物は、従来と同様、核燃料物質の使用の許可を受けたセンターの廃棄物焼却施設で焼却する。

加工施設の操業中に発生した放射性固体廃棄物の保管量（平成 30 年 3 月末現在）を表 7-2 に、廃止措置期間中に発生する放射性廃棄物等の推定発生量を表 7-3 に示す。

放射性固体廃棄物は、廃止措置が終了するまでに原子炉等規制法に基づき、許可を受けた原子力事業者の廃棄施設に廃棄する。

放射性固体廃棄物の廃棄については、廃棄の方法の詳細事項を確定次第、廃止措置計画の変更認可申請を行う。

廃止措置期間中に発生する CL 対象物にする解体物は、除染等の処理を行った後、原子炉等規制法に定める所定の手続までの間、ウラン濃縮原型プラントの管理区域に保管する。また、廃止措置期間中に発生する NR 対象物にする解体物は、ウラン濃縮原型プラントの非管理区域に保管する。なお、非管理区域への搬出までは一時的にウラン濃縮原型プラントの管理区域に保管する。

表 7-1 放射性液体廃棄物の保管量（平成 30 年 3 月末現在）

保管場所	廃棄物の種類	保管量
主棟 排気機械室(2)	IF <sub>5</sub>	7 本（ボンベ）

表 7-2 放射性固体廃棄物の保管量（平成 30 年 3 月末現在）

保管場所	廃棄物の種類	保管量（ドラム缶換算）
使用済 NaF 貯蔵エリア	使用済 NaF	22 本
廃棄物貯蔵庫	金属類	321 本
	その他	290 本
合計		633 本

表 7-3 廃止措置期間中に発生する放射性廃棄物等の推定発生量

廃棄物の種類	推定発生量
放射性液体廃棄物	約 2 トン
放射性固体廃棄物	約 1,240 トン
CL 処理対象物	約 5,720 トン
合計	約 6,960 トン

※1 推定発生量は放射性液体廃棄物を除き 10 トン単位で切り上げたため、それぞれの推定発生量と合計値が一致していない。

※2 廃止措置期間中に発生する NR 対象物の推定発生量は約 1,100 トンである。

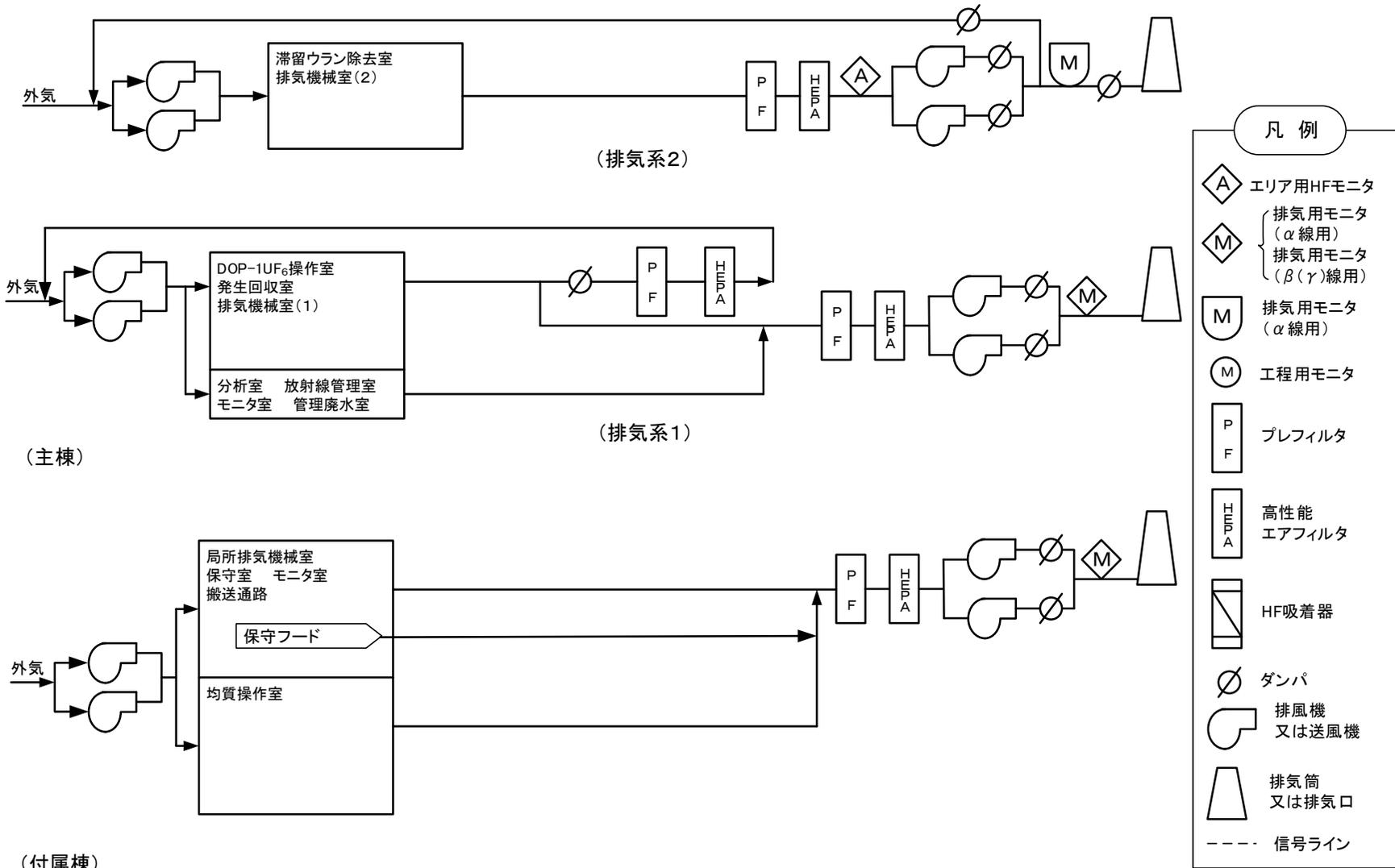


図 7-1 給排気系統図

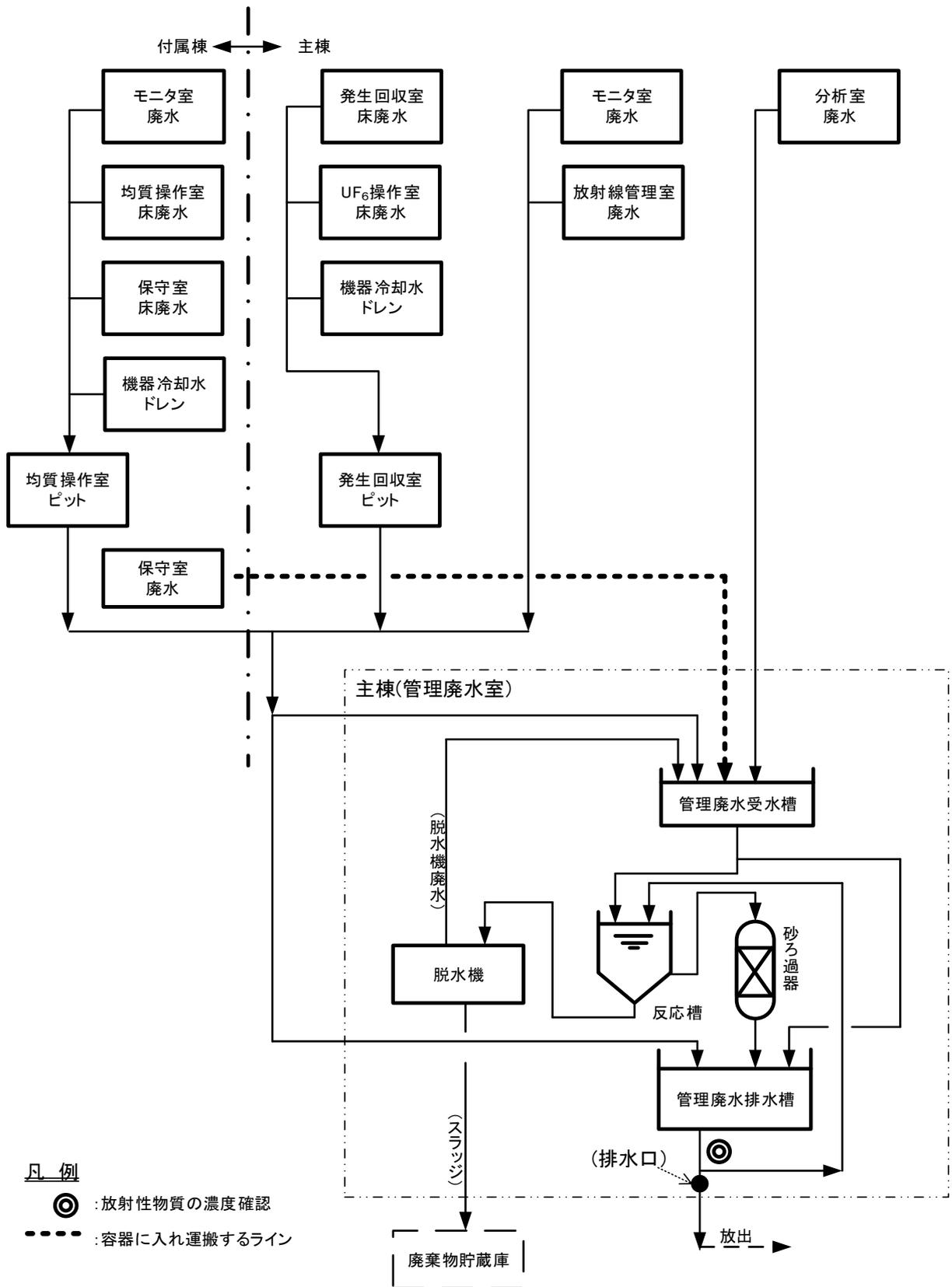
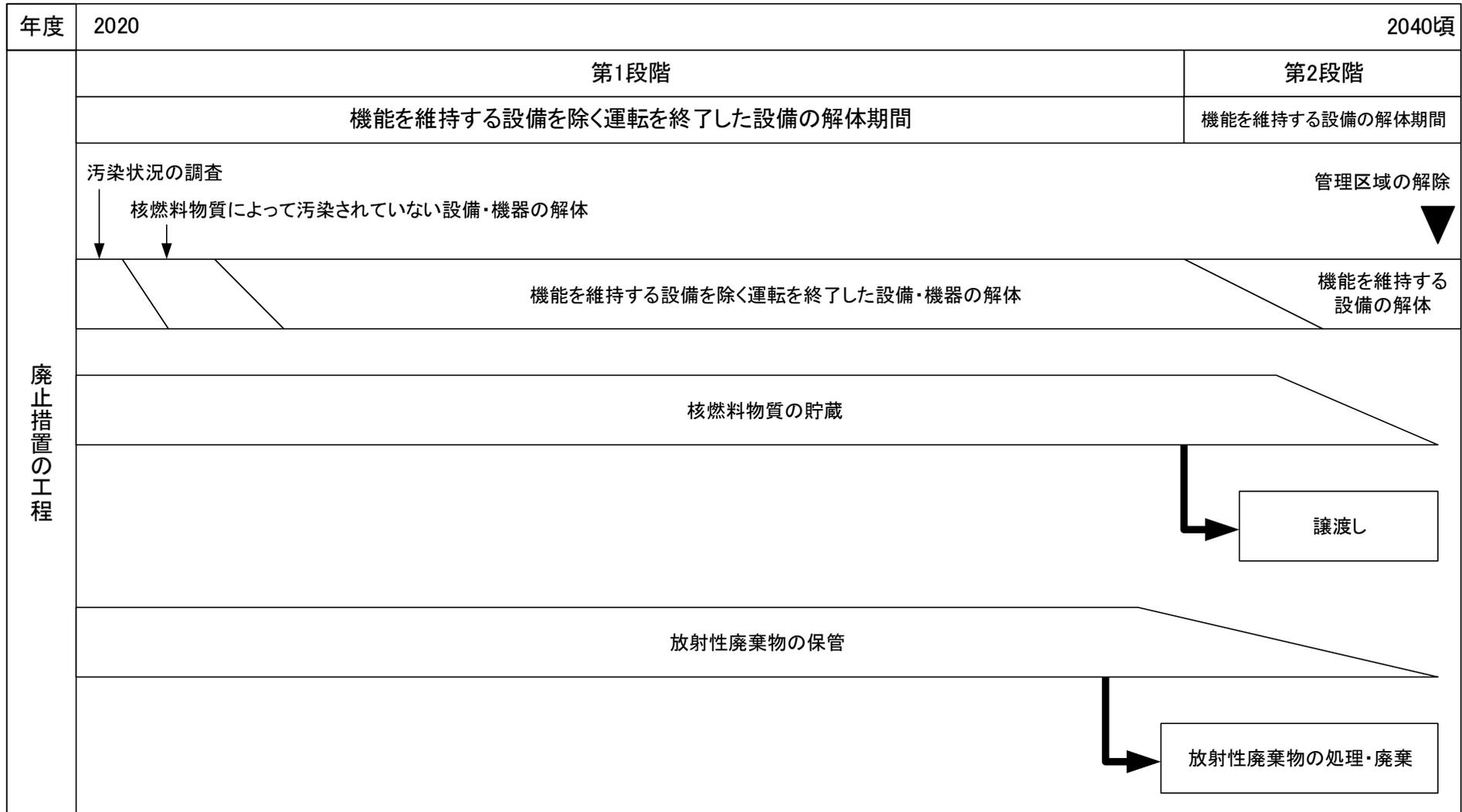


図 7-2 管理廃水処理系統図

## 8. 廃止措置の工程

原子炉等規制法に基づく本廃止措置計画の認可以降、廃止措置の工程に基づき実施し、約 20 年間で廃止措置を完了する予定である。廃止措置の工程を表 8-1 に示す。

表 8-1 廃止措置の全体工程



## 添付書類 ー ー

既に核燃料物質（加工設備本体を通常の方法により操作した後に回収されることなく滞留することとなる核燃料物質を除く。）を加工設備本体から取り出していることを明らかにする資料

ウラン濃縮原型プラントの加工設備本体（濃縮施設）については、通常の方法による操作として以下の方法により核燃料物質の取り出しを終了している。

- ①カスケード設備等については IF<sub>7</sub> ガスによる滞留ウラン回収
- ②その他の設備については真空排気及び窒素パージ

加工設備本体を通常の方法により操作した後に回収されることなく滞留することとなる核燃料物質（実在庫量）は、平成 29 年核燃料物質の実在庫調査実施報告書から、下表のとおり。

平成 29 年核燃料物質の実在庫調査実施報告書を添付-1 に示す。

設備名	機器名	実在庫量
DOP-1 カスケード設備	DOP-1 遠心機	51.100 kg-U
DOP-2 カスケード設備	DOP-2 遠心機	57.800 kg-U
DOP-1UF <sub>6</sub> 処理設備	製品コールドトラップ	0.250 kg-U
	廃品コールドトラップ	0.450 kg-U
	ケミカルトラップ	22.849 kg-U
滞留ウラン除去設備	回収用コールドトラップ(1)* <sup>1</sup>	0.140 kg-U
	回収用コールドトラップ(2)* <sup>2</sup>	0.470 kg-U
	ケミカルトラップ	32.000 kg-U
均質設備	ケミカルトラップ	0.502 kg-U

\*1：平成 29 年核燃料物質の実在庫調査実施報告書では、DOP-1CoT と記載

\*2：平成 29 年核燃料物質の実在庫調査実施報告書では、DOP-2CoT と記載

## 平成29年度核燃料物質の实在庫調査実施報告書

### ウラン濃縮施設の实在庫調査（PIT）実施報告

（報告）

所長

計量管理  
統括者



ウラン濃縮施設において平成29年度核燃料物質实在庫調査（PIT）を実施した結果、  
下記の点について記述した。

- (1) PITの実施概要
- (2) PITの実施方法と実施結果
- (3) MUF（在庫差）の評価
- (4) 各KMPの核燃料物質の在庫量、単位対数等

ウラン濃縮施設：計量管理規定第24条

添付-1：DOP-1 カスケード設備、DOP-2 カスケード設備及び滞留ウラン除去設備の抜粋

(7)  (発生回収室、滞留ウラン除去室 (旧DOP-2 UF<sub>6</sub> 操作室)、DOP-1 カスケード室、排気機械室 (2) (旧DOP-2 カスケード室))

発生回収室、滞留ウラン除去室 (旧DOP-2 UF<sub>6</sub> 操作室)、DOP-1 カスケード室及び排気機械室 (2) (旧DOP-2 カスケード室) には、カスケード及びCoT中に核燃料物質が存在する。実在庫量は分析または測定により確定した。

\* PNUH :Potable Neutron Uranium Hold-up  
PITの実施結果を表-9に示す。

表-9  (DOP-1 カスケード室、排気機械室 (2) (旧DOP-2 カスケード室)) の実施結果

測定対象	測定項目等	測定結果		確定日	実在庫量 [g-U]	備考
		アイテム数	確定量 [g-U]			
DOP-1 カスケード	γ線	EU: 1	51,100	6/27	EU: 51,100	
DOP-2 カスケード	γ線	EU: 1	57,800	6/27	EU: 57,800	
DOP-1 CoT	γ線	EU: 1	140	6/27	EU: 140	
DOP-2 CoT	γ線	EU: 1	470	6/27	EU: 470	
ケミカルラップ	γ線	EU: 1	32,000	6/27	EU: 32,000	

添付-1：DOP-1UF<sub>6</sub>処理設備の抜粋

(5)  (DOP-1UF<sub>6</sub>操作室)

DPのDOP-1UF<sub>6</sub>操作室には、コールドトラップ（以下「CoT」という。）、ドラム缶及びケミカルトラップ中に核燃料物質が存在する。実在庫量は秤量及び分析結果または運転状態から計算により確定した。

PITの実施結果を表-7に示す。

表-7  (DOP-1UF<sub>6</sub>操作室) の実施結果

測定対象	測定項目等	測定結果		確定日	実在庫量 [g-U]	備考
		アイテム数	確定量 [g-U]			
製品 CoT.*	γ線	EU:	2	250	6/27	EU: 250
廃品 CoT.*	γ線	DU:	3	450	6/27	DU: 450
ケミカルトラップ	重量測定 U量	EU:	1	22,849	6/27	EU: 22,849
廃棄物 ドラム缶	重量測定 U量	EU:	2	369	6/27	EU: 369
		DU:	2	0		DU: 0
その他容器	重量測定 U量	EU:	1	27	6/27	EU: 27

添付-1：均質設備の抜粋

(6)  (均質操作室)

DPの均質操作室には、ドラム缶及びケミカルトラップ中に核燃料物質が存在する。実在庫量は秤量及び測定結果あるいは運転状態から計算により確定した。なお、コールドトラップについては、核燃料物質が存在しないことを確認した。

PITの実施結果を表-8に示す。

表-8  均質操作室) の実施結果

測定対象	測定項目等	測定結果		確定日	実在庫量 (g-U)	備考
		アイテム数	確定量 (g-U)			
ケミカルトラップ	捕集効率	DU: 1	502	6/27	DU: 502	プロセスデータ使用
廃棄物 ドラム缶	重量測定 U量	EU: 11	1,000	6/27	EU: 1,000	
		DU: 3	0		DU: 0	

添付書類一 二

廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る

工事作業区域図

廃止措置対象施設を図-1 に示す。

廃止措置対象施設のうち、第 1 段階の解体撤去の対象となる施設は、ウラン濃縮原型プラントである。

ウラン濃縮原型プラントの解体撤去の対象となる主な設備の配置と第 1 段階の解体撤去の工事作業区域を図-2 に示す。

第 2 段階における解体撤去の工事作業区域については、第 2 段階の解体撤去に着手するまでに廃止措置計画の変更認可申請を行う。

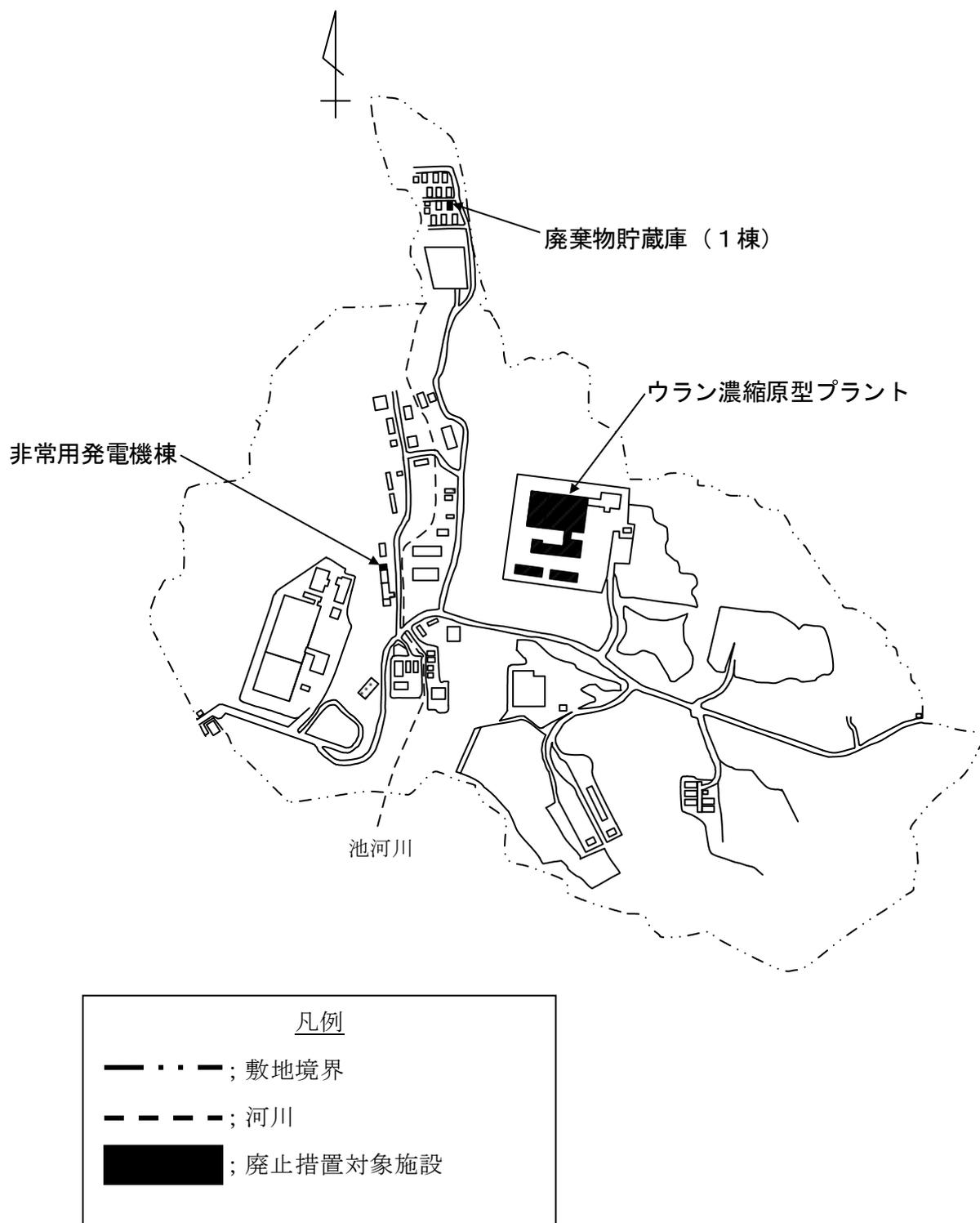


図-1 廃止措置対象施設

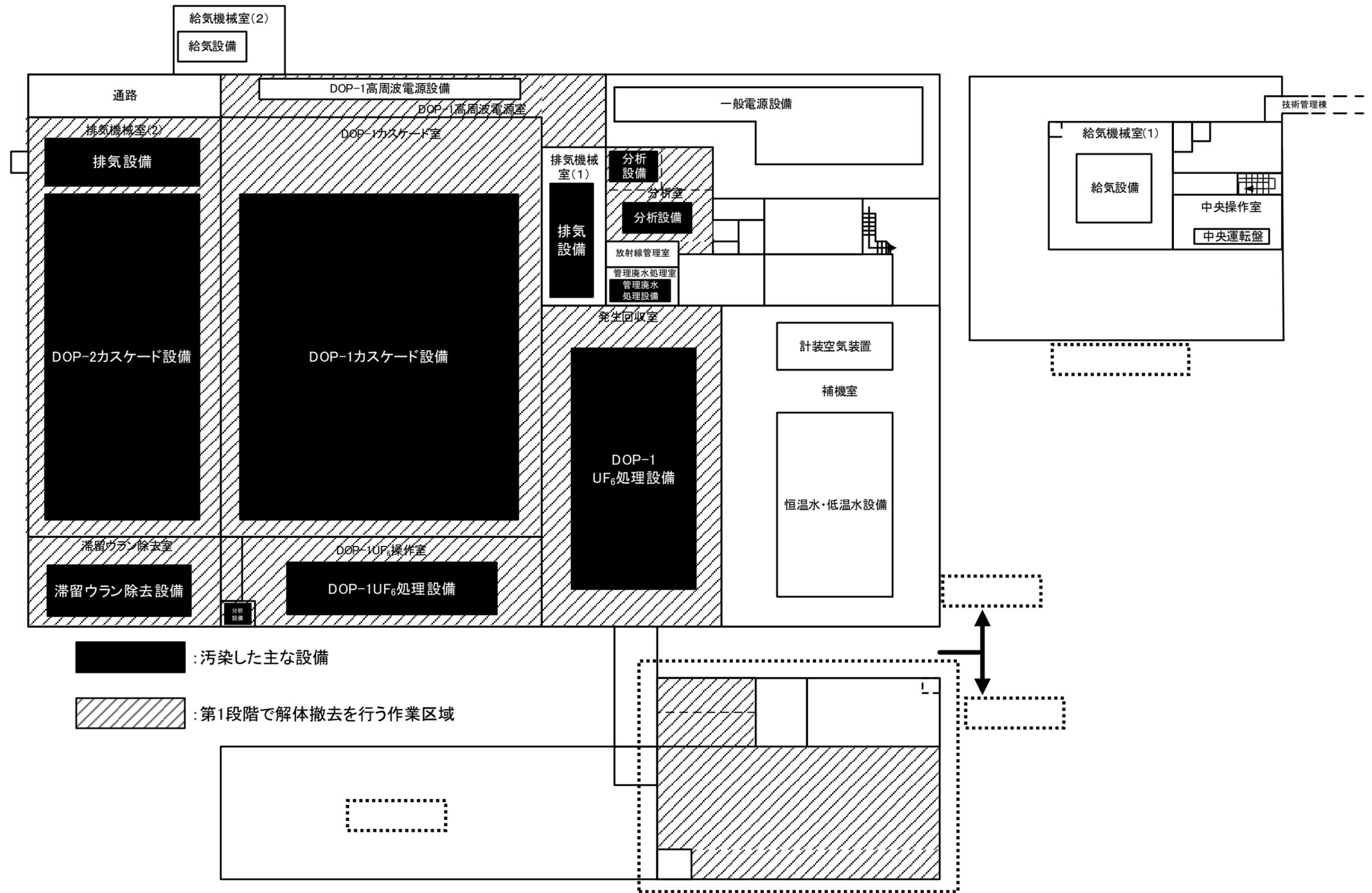


図-2 主な設備の配置と廃止措置第1段階の解体撤去の工事作業区域

添付書類－三

廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書

## 1. 放射線管理

### 1.1 放射線防護に関する基本方針

放射線による被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律、労働安全衛生法等の関係法令及び関係告示を遵守し、管理目標値を定めた国立研究開発法人日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター核燃料物質加工施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき管理を行うことにより、周辺監視区域外の公衆並びに放射線業務従事者及び一時立入者（以下「放射線業務従事者等」という。）が本施設に起因する放射線被ばくから十分安全となるよう放射線防護対策を講じる。

さらに、本施設周辺の公衆に対する線量については発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針を参考に、合理的に達成できる限り低くする。

### 1.2 管理区域及び周辺監視区域の設定

#### (1) 管理区域

本施設における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（以下「線量限度等を定める告示」という。）に定められた管理区域に係る線量等に定める線量、濃度若しくは密度の値を超え、又は超えるおそれがある区域はすべて管理区域とする。

管理区域は、ウランを密封して取り扱い、又は貯蔵し、汚染の発生するおそれのない区域（第2種管理区域）とそうでない区域（第1種管理区域）とに区分している。管理区域を解除する場合は、線量限度等を定める告示に定められた値を超えるおそれがないことを確認する。

なお、管理区域の外において一時的に線量限度等を定める告示に定められた値を超え、又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域とする。

#### (2) 周辺監視区域

周辺監視区域は、管理区域の周辺の区域であって、当該区域の外側のいかなる場所においてもその場所における線量が線量限度等を定める告示に定められた周辺監視区域外の線量限度に定める実効線量、皮膚の等価線量又は眼の水晶体の等価線量の値を超えるおそれのない区域とすることを基本とし、管理上の便宜も考慮して設定する。

### 1.3 管理区域内の管理

- (1) 管理区域については、核燃料物質の加工の事業に関する規則（以下「加工事業規則という。）に基づき、次の措置を講じる。
  - ① 壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることにより明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて人の立入制限、鍵の管理等の措置を講ずる。
  - ② 第1種管理区域においては、床、壁その他の触れるおそれのある物であって、放射性物質に汚染された物の表面の放射性物質の密度が線量限度等を定める告示に定められた表面密度限度を超えないようにする。
  - ③ 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。
  - ④ 第1種管理区域からの人の退出及び物品の持ち出しは、それらの表面の放射性物質の密度が線量限度等を定める告示に定められた表面密度限度の1/10を超えないようにする。
- (2) 管理区域は、外部放射線に係る線量当量率、空気中の放射性物質濃度、床、壁等の表面の放射性物質の密度の程度に応じて区分し、区域管理及び作業管理を行う。なお、第2種管理区域においては、外部放射線に係る線量のみを管理する。
- (3) 放射線業務従事者等を放射線被ばくから防護するため、必要に応じて、汚染拡大防止囲い、局所排気装置等を設置するなどにより施設内の漏えいの低減に努めるとともに、線量の管理が容易かつ確実に出来るようにするため、放射線測定器、ダストサンプラ、エアスニッフア及び放射能測定装置により、管理区域の放射線レベル及び放射能レベルの状況を把握する。

### 1.4 周辺監視区域の管理

周辺監視区域については加工事業規則に従って、次の措置を講ずる。

- ① 周辺監視区域内での人の居住を禁止する。
- ② 人形峠環境技術センター（以下「センター」という。）境界に柵又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立入りを制限する。

### 1.5 個人被ばく管理

放射線業務従事者の個人被ばく管理は、外部放射線に係る線量当量率の測定、作業環境の空気中の放射性物質濃度の測定等により線量の評価を行うとともに、定期的及び必要に応じて健康診断を実施する。

なお、放射線業務従事者以外の者で管理区域に一時的に立ち入る者については、外部被ばくに係る測定等により管理する。

#### 1.6 周辺環境における放射線監視

周辺環境における放射線監視として、周辺監視区域境界付近において、空気中の放射性物質濃度及び外部放射線による線量当量の測定・監視を行うとともに必要な気象を観測する。

#### 1.7 放射性廃棄物の放出管理

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の廃棄に当たっては、周辺監視区域境界の空气中及び水中の放射性物質濃度が線量限度等を定める告示に定める周辺監視区域外の線量限度を超えないことはもとより、合理的に達成できる限り低くなるよう放出することにより放射性物質の低減を図る。

##### (1) 放射性気体廃棄物の放出管理

排気口から放出される排気中の放射性物質濃度を排気用モニタによって測定し、保安規定で定めた管理目標値を超えないよう管理する。

##### (2) 放射性液体廃棄物の放出管理

第1種管理区域で発生した手洗い水等の廃液は管理廃水処理設備で処理し、処理後の放射性物質濃度を放射能測定装置により測定し、線量限度等を定める告示に定められた周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認した後に施設外に放出する。

##### (3) 異常時における測定

上記(1)及び(2)により放射性気体廃棄物又は放射性液体廃棄物の放射性物質濃度を監視し異常な放出がないように十分に管理する。

万一異常放出があった場合及び必要に応じて、敷地境界付近及び周辺監視区域境界付近に設置しているモニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定するほか、モニタリング車により敷地周辺の放射能測定を行い、放射性物質による汚染の範囲、程度等の推定を迅速かつ適切に行う。

## 2. 平常時における被ばく線量評価

加工施設の廃止措置期間中における放射線業務従事者の被ばく線量及び公衆の平常時の被ばく線量の評価は、以下のとおりである。

### 2.1 放射線業務従事者の被ばく線量評価

#### 2.1.1 第1段階の解体撤去の工事期間中

核燃料物質の使用の許可を受けたセンターの使用施設では、既にウラン濃縮に用いた設備・機器の解体撤去に着手しており、この解体における3か月間の放射線業務従事者の外部被ばく線量は、個人線量計の測定下限値（0.1mSv）未満である。

ウラン濃縮原型プラントの第1段階の解体撤去の工事は上記使用施設と同様な設備・機器であるため、この工事に係る放射線業務従事者の3か月の外部被ばく線量は、最大でも0.1mSv未満と評価する。

内部被ばくについても、保安規定に基づき使用施設での解体撤去の工事と同様に放射線モニタリングの実施、適切な作業管理、マスク等の防護具の着用により行うため、使用施設の解体撤去の工事の実績と同等な被ばく線量とし、この工事に係る放射線業務従事者の3か月間の内部被ばく線量を1mSv未満と評価する。

#### 2.1.2 第2段階の解体撤去の工事

第2段階の解体撤去の工事における放射線業務従事者の被ばく線量は、第1段階の解体撤去の工事の実績を基に解体工法等の検討を進め、第2段階に着手するまでに廃止措置計画の変更認可申請を行う。

## 2.2 公衆の平常時における被ばく線量評価

### 2.2.1 放射性気体廃棄物の放出による被ばく

#### (1) 第1段階の解体撤去の工事期間中

ウラン濃縮原型プラントの第1段階の解体撤去の工事は、センターの使用施設である濃縮工学施設におけるウラン濃縮に用いた設備・機器の解体撤去の工事と同様な工事であるため、第1種管理区域の排気口から放出する排気中に含まれる3か月間平均の放射性物質濃度は、使用施設である濃縮工学施設で行った同様な機器等の解体撤去の工事で得られた、排気中に含まれる3か月間平均の放射性物質濃度の実績から求められた値と同様とする。

核燃料物質の使用の許可を受けたセンターの使用施設で行った同様な機器等の解体撤去の工事の実績によると、解体撤去の工事期間中の排気口から放出する排気中に含まれる3か月間平均の放射性物質濃度は、 $3.1 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$  未満（BG値）であり、線量限度等を定める告示に定められた周辺監視区域外におけるウランに係る空気中の濃度限

度 ( $1 \times 10^{-8} \text{Bq/cm}^3$ ) を十分に下回る。

(2) 第2段階の解体撤去の工事期間中

第2段階の解体撤去の工事における公衆の被ばく線量は、第1段階の解体撤去の工事の実績を基に解体工法等の検討を進め、第2段階に着手するまでに廃止措置計画の変更認可申請を行う。

2.2.2 放射性液体廃棄物の放出による被ばく

(1) 第1段階の解体撤去の工事期間中

第1段階の解体撤去の工事では、水を用いる解体方法は適用しないため、新たに発生する液体廃棄物は手洗い水である。

本施設から放流水槽へ送水する液体廃棄物の放射性物質濃度の実績は、 $4.5 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$  未満 (BG 値) であり、線量限度等を定める告示に定められた周辺監視区域外の水中の濃度限度の  $2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$  を十分に下回る。

なお、放射性物質に汚染したポンプ等の解体により発生する廃油については、ドラム缶等の容器に封入して保管するので、周辺監視区域外の公衆への被ばくの影響はない。

(2) 第2段階の解体撤去の工事期間中

第2段階の解体撤去の工事における公衆の被ばく線量は、第1段階の解体撤去の工事の実績を基に解体工法等の検討を進め、第2段階に着手するまでに廃止措置計画の変更認可申請を行う。

2.2.3 本施設の周辺監視区域境界の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量

(1) 評価方法

廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物は、加工施設の廃棄物貯蔵庫及びウラン濃縮原型プラントの管理区域内に保管する。核燃料物質は、原子力事業者に譲り渡すまで ANSI 規格 30B、ANSI 規格 48Y、ハンドリング用シリンダ又は滞留ウラン回収容器に充てんした状態で  で貯蔵する。これらを考慮し、放射性固体廃棄物及び核燃料物質を線源とした直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による公衆の被ばく線量を評価する。

線量評価においては周辺監視区域境界を 16 方位に分割し、その範囲内における線源との距離が最短となる地点、それ以外の方角は角度分割点の中心を評価地点とし評価する。

実効線量の計算には、十分信頼性のある計算コード (ORIGEN-2.2、MCNP) を用いる。

(2) 評価条件

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による公衆の被ばく線量評価の条件は、以下のとおりとする。

①

線量評価に用いるウラン線源は、実際に貯蔵している貯蔵量及び濃縮度に比べて保守的となるよう、表-1 に示す濃縮度、貯蔵量で計算した。

また、線源周辺の建物については、表-2 に示すとおり遮蔽効果を考慮した。

表-1 核燃料物質等による被ばく評価に用いたウラン線源量

施設	容器	実在庫量		ウラン線源量	
		濃縮度 (wt%)	U量 (tU)	濃縮度 (wt%)	U量 (tU)
<input type="text"/>	30B シリンダ (*1)	5 以下	約 5.6	5	6.2
	48Y シリンダ	0.711 以下	約 135.5	0.711	144
	使用済 NaF 収納ドラム缶	5 以下	約 0.4	5	1.3
<input type="text"/>	48Y シリンダ	0.711 未満	約 1,122.8	0.711	1,124
<input type="text"/>	48Y シリンダ	0.711 未満	約 1,058.2	0.711	1,065

\* 1 : 30B シリンダには、ANSI 規格 30B、ハンドリング用シリンダ及び滞留ウラン回収容器を含む。

表-2 核燃料物質による被ばく評価に用いた遮蔽条件

施設	部位	材質	厚さ
<input type="text"/>	壁	コンクリート	<input type="text"/>
	天井	コンクリート	<input type="text"/>
<input type="text"/>	壁	コンクリート	<input type="text"/>
	天井	鉄	<input type="text"/>
<input type="text"/>	壁	コンクリート	<input type="text"/>
	天井	鉄	<input type="text"/>

## ②廃棄物貯蔵庫

線量評価に用いるウラン線源量としては、加工施設の廃棄物貯蔵庫の最大貯蔵量 800 本のドラム缶が保管された場合とし、ドラム缶平均表面線量当量率  $0.2 \mu\text{Sv/h}$  から求めたウラン量  $100\text{gU/本}$  とする。

また、線源周辺の建物については、保守的な条件として、壁、天井の遮蔽効果は考慮しない。

## ③ウラン濃縮原型プラント内廃棄物保管場所

使用施設である濃縮工学施設では平成 26 年度からウラン濃縮に用いた設備・機器の解体に着手しており、この解体で発生した解体物収納ドラム缶の平均表面線量当量率は  $0.2 \mu\text{Sv/h}$  未満である。

ウラン濃縮原型プラントの解体撤去の工事は、上記使用施設と同様な設備・機器の解体であるため、発生する放射性固体廃棄物の線量当量率は低い。また、建物が鉄骨造であり厚さ  のコンクリート壁と厚さ  のコンクリート天井による放射線の遮蔽効果と周辺監視区域境界までの距離を考慮すると、公衆への実効線量の寄与は無視できるほど小さいため、線源として設定しない。

## (3) 評価結果

ウラン濃縮原型プラントを線源とした直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、ウラン濃縮原型プラントからの距離が最短となる東北東方位の周辺監視区域境界が最大となり約  $4.1 \times 10^{-2} \text{mSv/y}$  である。

また、廃棄物貯蔵庫を線源とした直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、廃棄物貯蔵庫からの距離が最短となる北北東方位の周辺監視区域境界が最大となり約  $2.5 \times 10^{-2} \text{mSv/y}$  である。

したがって、周辺監視区域境界における公衆への実効線量は線量限度等を定める告示に定める周辺監視区域外の線量限度に比べて十分小さい。

## 3. 周辺環境への影響評価

### 3.1 放射性気体廃棄物の排気による周辺環境への影響評価

#### (1) 第 1 段階の解体撤去の工事期間中

解体撤去の工事期間中の排気口の排気中に含まれる 3 か月間の放射性物質濃度は、最大でもセンターの管理基準値 ( $1.8 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ ) 未満であり、公衆が米、野菜等の農産物からの摂取による内部被ばくは極めて小さい。

(2) 第2段階の解体撤去の工事期間中

第2段階の解体撤去の工事における放射性気体廃棄物の排気による周辺環境への影響評価は、第1段階の解体撤去の工事の実績を基に解体工法等の検討を進め、第2段階に着手するまでに廃止措置計画の変更認可申請を行う。

3.2 放射性液体廃棄物の排水による周辺環境への影響評価

(1) 第1段階の解体撤去の工事期間中

センターの放流水槽から池河川への排水時（バッチ）は、排水中の放射性物質濃度が $1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 未満であることを確認することから、排水口付近の淡水魚、無脊椎動物等の水産物からの摂取による内部被ばくは極めて小さい。

(2) 第2段階の解体撤去の工事期間中

第2段階の解体撤去の工事における放射性液体廃棄物の排水による周辺環境への影響評価は、第1段階の解体撤去の工事の実績を基に解体工法等の検討を進め、第2段階に着手するまでに廃止措置計画の変更認可申請を行う。

## 添付書類一四

廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書

## 1. 概要

本説明書では、廃止措置期間中に想定される過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災その他の災害に起因して万一事故が発生したとしても、周辺監視区域境界における公衆に対して過度の放射線影響を及ぼすおそれがないことを説明する。なお、想定される事故は、第1段階と第2段階では異なることから、本説明書では、第1段階について説明し、第2段階の事故時における周辺監視区域境界における公衆の評価は、解体方法等の検討結果に基づき、第2段階の解体撤去に着手するまでに評価し、廃止措置計画の変更認可申請を行う。

また、濃縮度 0.95wt%以上のウランを充てんした 30B シリンダ 5 本については、当面貯蔵を継続することから、貯蔵時に何らかの要因により 30B シリンダ同士が接触したと仮定し、臨界安全性を評価する。

## 2. 事故時の安全評価（第1段階）

事故時の安全評価は、以下の手順で行う。

- ① 第1段階に想定される過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災その他の災害があった場合に発生すると想定される事故の種類
- ② 想定された事故のうち最も影響の大きい事故の選定
- ③ 選定した事故による周辺監視区域境界における公衆の被ばく影響評価

### 2.1 第1段階に想定される過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災その他の災害があった場合に発生すると想定される事故の種類

本施設の第1段階に想定される過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災その他の災害があった場合に発生する事故は以下のとおりである。

なお、UF<sub>6</sub>を充てんし貯蔵を継続する ANSI 規格 30B、ANSI 規格 48Y、ハンドリング用シリンダ又は滞留ウラン回収容器（以下「UF<sub>6</sub>シリンダ」という。）については、補足1に示すように頑健な容器であるため、想定される過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災その他の災害があった場合においても周辺監視区域境界における公衆への被ばくに影響はない。

#### (1) 火災

設備・機器等の解体撤去の工事において、使用する工事用の資機材等の火災により、核燃料物質によって汚染された設備・機器等が加熱されて付着している粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散することを想定する。

粒子状の放射性物質が蓄積した給排気設備の排気系のフィルタの火災により、蓄積している粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散することを想定する。

## (2) 爆発

設備・機器等の解体撤去の工事において、使用する可燃性ガスが漏えいし、何らかの原因で爆発し、核燃料物質によって汚染された設備・機器等に付着している粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散することを想定する。

粒子状の放射性物質が蓄積した給排気設備の排気系のフィルタが何らかの原因で爆発し、蓄積した粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散することを想定する。

## (3) 転倒・落下

設備・機器等の解体撤去の工事において、核燃料物質によって汚染された設備・機器等が、何らかの原因で落下して破損し、付着している粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散することを想定する。

給排気設備のフィルタ交換作業において、粒子状の放射性物質が蓄積した排気系のフィルタが、何らかの原因で落下して破損し、蓄積した粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散することを想定する。

保守室で放射性廃棄物ドラム缶の内容物の詰め替え等の取扱作業において、何らかの原因で開放中の放射性廃棄物ドラム缶が転倒・落下し、ドラム缶内の内容物に付着した粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散することを想定する。

## (4) 衝突

設備・機器等の解体撤去の工事において、核燃料物質によって汚染された設備・機器等が、何らかの原因で移送中の重量物に追突されて破損し、付着している粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散することを想定する。

給排気設備の排気系のフィルタ交換作業において、粒子状の放射性物質が蓄積したフィルタが、何らかの原因で移送中の重量物に追突されて破損し、蓄積した粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散することを想定する。

## (5) 動的機器の機能停止

設備・機器等の解体撤去の工事において、核燃料物質によって汚染された物の切断作業中に、何らかの原因で動的機器である排風機又は局所排気設備が停止することにより漏えいを低減するための機能が損なわれ、付着している粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散することを想定する。

## (6) 異常切断

設備・機器等の解体撤去の工事において、核燃料物質によって汚染された物の切断作業中に、何らかの原因で動的機器である排風機又は局所排気設備の排気ラインを切断することにより漏えいを低減するための機能が損なわれ、付着している粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散することを想定する。

## (7) 外部電源の喪失

設備・機器等の解体撤去の工事において、核燃料物質によって汚染された物の切断作業中に、外部電源の喪失により動的機器である排風機又は局所排気設備が停止することにより漏えいを低減するための機能が損なわれ、付着している粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散することを想定する。

## (8) 自然災害等

### ① 地震

設備・機器等の解体撤去の工事を行う建物は、震度 6 弱相当の地震にも耐えうる構造である。敷地周辺で予想される最大震度は 5 強相当であるため、建物の閉じ込め機能が損なわれるおそれはない。

### ② 竜巻

設備・機器等の解体撤去の工事を行う建物は、風速 60m/s にも耐えうる構造である。  
敷地及びその周辺として、施設から半径 20km を対象にした範囲では、過去に竜巻が発生した実績はなく、保守的に敷地周辺で予想される最大竜巻をフジタスケール 1 (F1: 風速 32~49m/s) としても建物の閉じ込め機能が損なわれるおそれはない。

### ③ 津波

センターは、海拔約 700~750m の位置にあり、津波により建物の閉じ込め機能が損なわれるおそれはない。

### ④ 積雪・水害

設備・機器等の解体撤去の工事を行う建物は、冬期の積雪約 317cm (過去の最高記録昭和 59 年 2 月 10 日) にも耐えうる構造 (設計) である。

また、建物は、海拔約 725m の中国山地であり周囲に大河川が無いことから、洪水による水害の危険性はないため、建物の閉じ込め機能が損なわれるおそれはない。

## ⑤ 火山

センターを中心とする半径 160km 以内の活火山は、島根県に位置する三瓶山のみであり、センターから約 120km 離れている。

文献<sup>(1)</sup>によると噴火によるセンター付近の降下火砕物量は 0～5 cm とされている。

本施設における屋根等への降下火砕物の堆積厚さを保守的に 5 cm としても、建物が倒壊し、又は損傷することはなく、必要に応じて、除灰等による対応も行うため、火山の噴火により、建物の閉じ込め機能が損なわれるおそれはない。

## ⑥ 森林火災

森林火災発生時でも消火活動が行えるよう、センターでは消防計画に基づき、自衛消防組織を有していること、対象施設の建物と森林との離隔距離を十分に確保することから、建物の閉じ込め機能が損なわれるおそれはない。

## 2.2 最も影響の大きい事故の選定

第 1 段階の解体撤去の工事等において、2.1 で抽出した(1)～(7)の事故により、粒子状の放射性物質が飛散する可能性がある。

解体撤去の工事の対象となる設備・機器等については、既に通常操作（滞留ウラン回収を含む。）で核燃料物質の取り出しが終了していることから、設備・機器等に付着している放射性物質は、放射性廃棄物ドラム缶の内容物に付着した放射性物質より少ない。

したがって、(3)で想定する事故のうち、「保守室で放射性廃棄物ドラム缶の内容物の詰め替え等の作業中に開放中の放射性廃棄物ドラム缶が転倒・落下し、ドラム缶内の内容物に付着した粒子状の放射性物質が管理区域内に飛散する事故」を最も影響の大きい事故として選定する。

## 2.3 周辺監視区域境界における公衆の被ばく影響評価において考慮する事項

(5)動的機器の機能停止、(6)異常切断及び(7)外部電源の喪失により、動的機器である排風機又は局所排気設備が停止したときは、放射性廃棄物ドラム缶の内容物の詰め替え等の取扱作業を中止しドラム缶に蓋をすることにより、粒子状の放射性物質の飛散を制限できるが、周辺監視区域境界における公衆の被ばく影響を評価する上では、保守的に管理区域内に粒子状の放射性物質の飛散が継続するものとする。

また、(8)自然災害等についても 2.1 に示すように、自然事象による建物の健全性は確保されるが、周辺監視区域境界における公衆の被ばく影響評価では、保守的に地震等の自

然災害により建物が損傷したものとする。

## 2.4 周辺監視区域境界における公衆の被ばく評価

### (1) ウラン放出量の評価に用いる評価式

事故時における施設からのウラン放出量評価は、ウラン加工施設総合安全解析（ISA）実施手順等の整備に関する報告書<sup>(2)</sup>に示されている次式の5因子法評価式を用いる。

#### (5 因子法評価式)

$$RQ = MAR \times DR \times ARF \times RF \times LPF$$

RQ : 施設から環境へ放出される放射性物質質量

MAR : 事故によって影響を受ける可能性のある物質質量

DR : 事故の影響を受ける割合

ARF : 事故の影響を受けたもののうち雰囲気中に舞い上がる割合

RF : 肺に吸入され得るような浮遊性の微粒子の割合

LPF : 環境中へ漏えいする割合

### (2) 周辺監視区域境界における公衆の被ばく線量の評価条件

建物の損傷箇所から放出される放射性物質の濃度は、発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針<sup>(3)</sup>を参考に短時間放出の評価式により、保守側に設定した以下の条件で評価した。

- ・ 放出源有効高さ : 地上放出 (0m)
- ・ 大気安定度 : F
- ・ 風速 : 1m/s
- ・ 施設の投影面積 : 投影面積は考慮しない (=0m<sup>2</sup>)
- ・ 評価点 : 排気筒から最も近い周辺監視区域境界

敷地周辺の公衆の実効線量は以下の式により算出した。

$$D = R \cdot (\chi/Q) \cdot \sum_i ((DF)_i \cdot Q_i)$$

D : 実効線量 (Sv)

R : 呼吸率 (m<sup>3</sup>/h)

( $\chi/Q$ ) : 相対濃度 (h/m<sup>3</sup>)

$(DF)_i$  : 1Bq の放射性物質  $i$  を吸入したときの実効線量係数 (Sv/Bq)

$Q_i$  : 施設外に放出される放射性物質  $i$  の放射エネルギー (Bq)

呼吸率  $R$  は、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針<sup>(4)</sup>を参考に  $1.2\text{m}^3/\text{h}$  とする。

1Bq の放射性物質  $i$  を吸入したときの実効線量  $(DF)_i$  に関しては、核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示に示す実効線量係数<sup>(5)</sup>を引用する。

### (3) 施設外に放出される放射性物質の放射エネルギー

保守的に回収ウラン系濃縮ウラン (5wt%) が漏えいするとして、ORIGEN2.2 を用いて算出された、施設外に放出される放射性物質の放射エネルギー ( $Q_i$ ) を下表に示す。

施設外に放出される放射性物質の放射エネルギー

放射性核種	放射エネルギー ( $Q_i$ ) (Bq)
U232	$7.55 \times 10^3$
U233	$6.29 \times 10^0$
U234	$3.06 \times 10^5$
U235	$2.47 \times 10^4$
U236	$6.30 \times 10^4$
U237	$6.54 \times 10^{-6}$
U238	$7.27 \times 10^4$
U240	$1.98 \times 10^{-12}$
ウラン子孫核種	$2.04 \times 10^5$
核分裂生成物	$1.31 \times 10^1$
超ウラン元素	$2.84 \times 10^0$

### (4) 周辺監視区域境界における公衆の被ばく評価結果

放射性廃棄物ドラム缶の詰め替え等の作業中にドラム缶内の内容物に付着した粒子状の放射性物質が拡散した場合の周辺監視区域境界における公衆の被ばくを評価する。

#### ① 施設から環境へ放出される放射性物質質量 ( $RQ$ ) の評価条件

放射性廃棄物ドラム缶の内容物は放射性物質質量が多い使用済 NaF を対象とする。

使用済 NaF 収納ドラム缶の詰め替え作業の事故想定は、付属棟内の第 1 種管理区域の保守室内で作業中にドラム缶の蓋が開放した状態で約 1m の高さから床面に転倒・落下し、ドラム缶内の内容物に付着した粒子状の放射性物質が第 1 種管理区域内に飛散\*したとする。

ドラム缶の落下・転倒時の施設から環境へ放出される放射性物質質量 (RQ) の算定は以下の条件によるものとする。

MAR : 使用済 NaF 収納ドラム缶内の放射性物質質量は 60 kg U とする。(事故によって影響を受ける可能性のある物質質量)

DR : 事故によりドラム缶内の放射性物質がすべて第 1 種管理区域室内に飛散する。  
(DR = 1) (事故の影響を受ける割合)

ARF : 空気中に飛散する放射性物質質量の割合については、保守的に落下時の  $UO_2$  粉末の計算式<sup>(2)</sup> ( $ARF = 0.3573 \times M^{0.125} \times H / BD_p^{1.02}$  (M : 落下粉末重量 (kg)、H : 落下高さ (m)、 $BD_p$  : 粉末嵩密度 ( $kg/m^3$ ))) により、 $3.4 \times 10^{-4}$  とする。(事故の影響を受けたもののうち雰囲気中に舞い上がる割合)

RF : 肺に吸入され得るような浮遊性の微粒子の割合を 30% とする。(肺に吸入され得るような浮遊性の微粒子の割合)

LPF : 局所排気装置又は給排気設備の停止により高性能フィルタ等での捕集を期待せず、また、建物等による閉じ込め機能を期待しないこととし、施設外に漏えいする割合を 100% とする。(環境中へ漏えいする割合)

\* 放射性廃棄物ドラム缶のうち、放射性物質質量が多いものは使用済 NaF 収納ドラム缶であることから、想定事故の対象物とした。UF<sub>6</sub> は NaF ペレットに吸着された状態のため遊離しないが、評価においては NaF ペレットから UF<sub>6</sub> が遊離し、第 1 種管理区域内に飛散するとともに、建物外へ拡散するものと仮定した。

## ② 施設から環境へ放出される放射性物質質量の評価結果

施設から環境へ放出される放射性物質質量の評価条件で 5 因子法評価式に基づき評価すると、建物から大気へ飛散される放射性物質質量 (ウラン量) は 6.2gU、放出される放射エネルギー  $6.8 \times 10^5$  Bq となる。

## ③ 周辺監視区域境界における公衆の被ばく評価結果

周辺監視区域境界における公衆の実効線量は、 $2.0 \times 10^{-2}$  mSv となり、公衆に対して著しい放射線被ばくを与える事故の評価値である 5mSv よりも十分小さい。

## 3. 貯蔵シリンダの臨界安全性の評価

当面貯蔵を継続する濃縮度 0.95wt% 以上のウランを充てんした 30B シリンダ 5 本が何らかの要因により図-1 のように 30B シリンダ同士が接触したと仮定したときの臨界安全性を評価した結果、実効増倍率 ( $k_{eff} + 3\sigma$ ) は、0.95 以下 (図-2 参照) であり臨界安全性は確保さ

れる。

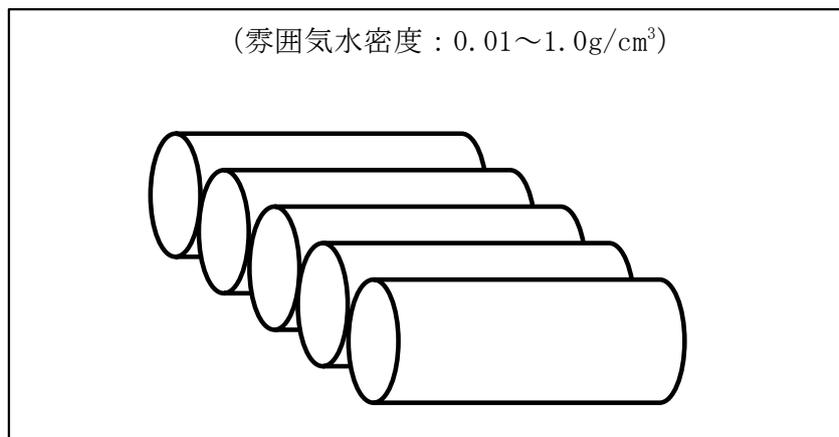


図-1 臨界計算モデル

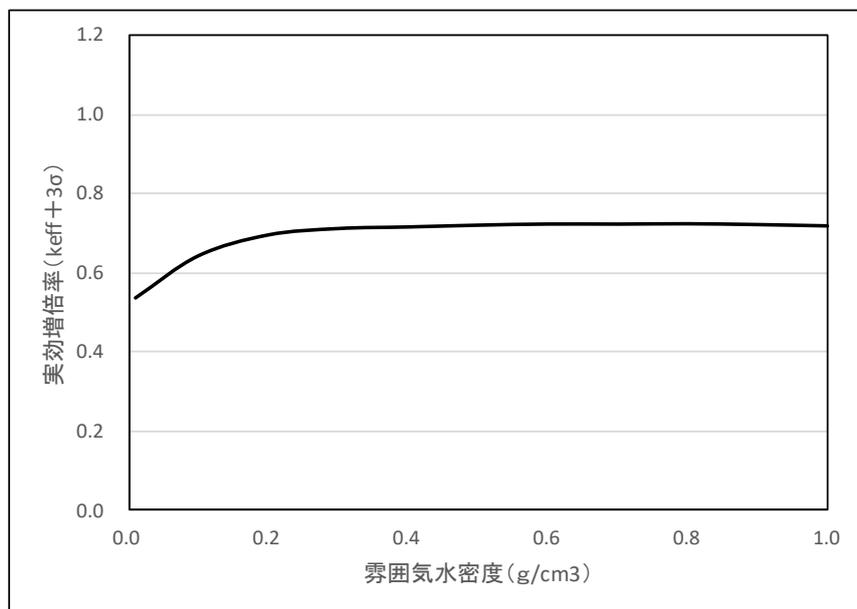


図-2 臨界計算結果

## 参考文献

- (1) 新編 火山灰アトラス-日本列島とその周辺 / 2003年9月出版 / 著者 町田洋・新井房夫 / 発行所 財団法人 東京大学出版会
- (2) 「ウラン加工施設総合安全解析 (ISA) 実施手順等の整備に関する報告書」、独立行政法人原子力基盤機構、11 廃輪報-0003、2011/8
- (3) 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(制定:昭和 57 年 1 月 28 日 原子力安全委員会決定、一部改訂:平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会決定)
- (4) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(制定:平成 2 年 8 月 30 日 原子力安全委員会決定、一部改訂:平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会決定)
- (5) 「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示 (平成 27 年原子力規制委員会告示第 8 号)」の別表第 1 第 2 欄に示す「吸入摂取した場合の実効線量係数」

補足 1  $\text{UF}_6$ を充てんして貯蔵する  $\text{UF}_6$ シリンダの健全性について

## UF<sub>6</sub>を充てんして貯蔵するUF<sub>6</sub>シリンダの健全性について

### 1. 貯蔵シリンダの健全性

ANSI 規格 30B、ANSI 規格 48Y、ハンドリング用シリンダ又は滞留ウラン回収容器（以下「UF<sub>6</sub>シリンダ」という。）の容器は、貯蔵時において十分な耐圧気密性を有している。

UF<sub>6</sub>シリンダのバルブ部は、シリンダ本体のスカート部及びバルブカバーにより保護されている。（図-1 参照）

天井走行クレーンからのシリンダ落下試験として、核燃料物質等の工場又は事業所外における運搬に関する規則上最も厳しい1.2mからの落下試験を実施し、スティフナーリングやスカート部に変更が生じたが、密閉性に影響がないことが確認されている。

さらに、重量物の落下を想定し、重量  $4.6 \times 10^3 \text{kg}$  の飛来物（ $\phi 2.5 \text{m} \times 11 \text{m}$ ）が速度  $125 \text{m/s}$  で 30B シリンダ上に落下すると仮定してもシリンダに開口部が生じることがないことが確認され<sup>(1)</sup>、天井走行クレーンが何らかの要因で 30B シリンダ上に落下してもシリンダが損傷することはないとされている。

#### 【飛来物落下時のエネルギー】

$$1/2mv^2 = 1/2 \times 4.6 \times 10^3 \times 125 \times 125 = 3.6 \times 10^7 \text{kg} \cdot \text{m}^2/\text{s}^2$$

#### 【天井走行クレーンの落下時のエネルギー】

$$mgh = 15 \times 10^3 \times 9.8 \times 4 = 5.9 \times 10^5 \text{kg} \cdot \text{m}^2/\text{s}^2$$

m : 天井走行クレーンの自重 ( $15 \times 10^3 \text{kg}$ )

g : 重力加速度 ( $9.8 \text{m/s}^2$ )

H : 高さ (4m)

### 2. UF<sub>6</sub>の漏えい

UF<sub>6</sub>を充てんしたUF<sub>6</sub>シリンダは常温では大気圧未満（固体と大気圧未満の気体）であり、密閉した状態で貯蔵を行っている。

固体のUF<sub>6</sub>がシリンダ外へ漏えいすることは基本的に考え難く、漏えいの可能性を考慮するのは気体のUF<sub>6</sub>である。

仮に、常温で貯蔵しているシリンダが損傷した場合、気体のUF<sub>6</sub>はシリンダ内に入り込んだ空気中の水分と反応することで、UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>（フッ化ウラニル）とHF（フッ化水素）を生成する。

シリンダ損傷によるUF<sub>6</sub>の漏えいはシリンダ内外の圧力差による緩慢な漏えいであり、以下のとおり、シリンダの欠陥の大小に関わらず著しい漏えいの発生は難しい<sup>(2)</sup>とされており、周

辺監視区域周辺の公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。

(1) 欠陥が小さい場合

UF<sub>6</sub>が大気中の水分と反応して生成したUO<sub>2</sub>F<sub>2</sub> (エアロゾル状の固体) が結晶化し欠陥部を塞ぎ、漏えいは自然停止すると考えられるため、UF<sub>6</sub>の著しい漏えいは発生し難い。

(2) 欠陥が大きい場合

容器内のUF<sub>6</sub>の表面にUO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>の被膜が形成され、UF<sub>6</sub>の漏えい (固体UF<sub>6</sub>からの昇華) は自然停止すると考えられるため、UF<sub>6</sub>の著しい漏えいは発生し難い。

以上

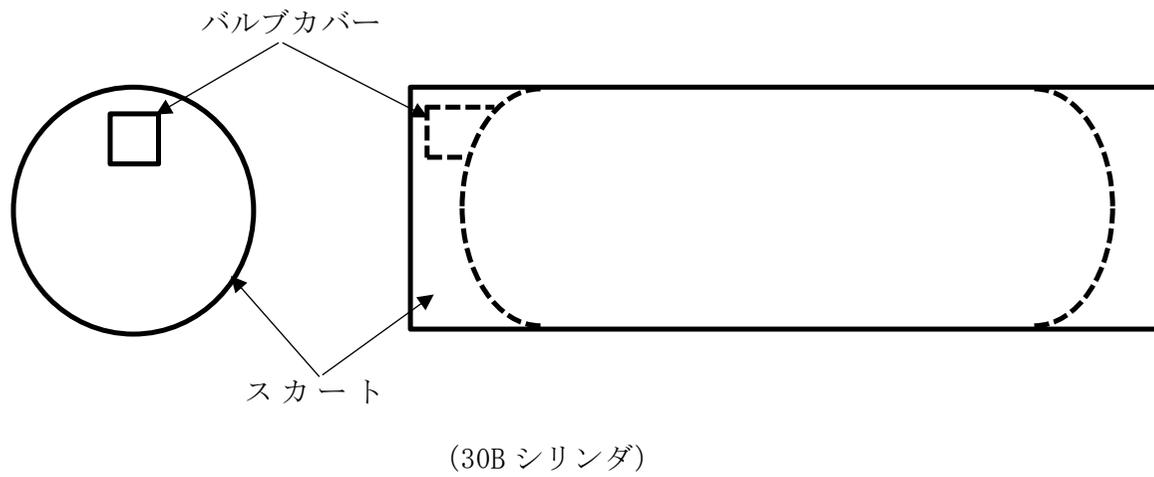
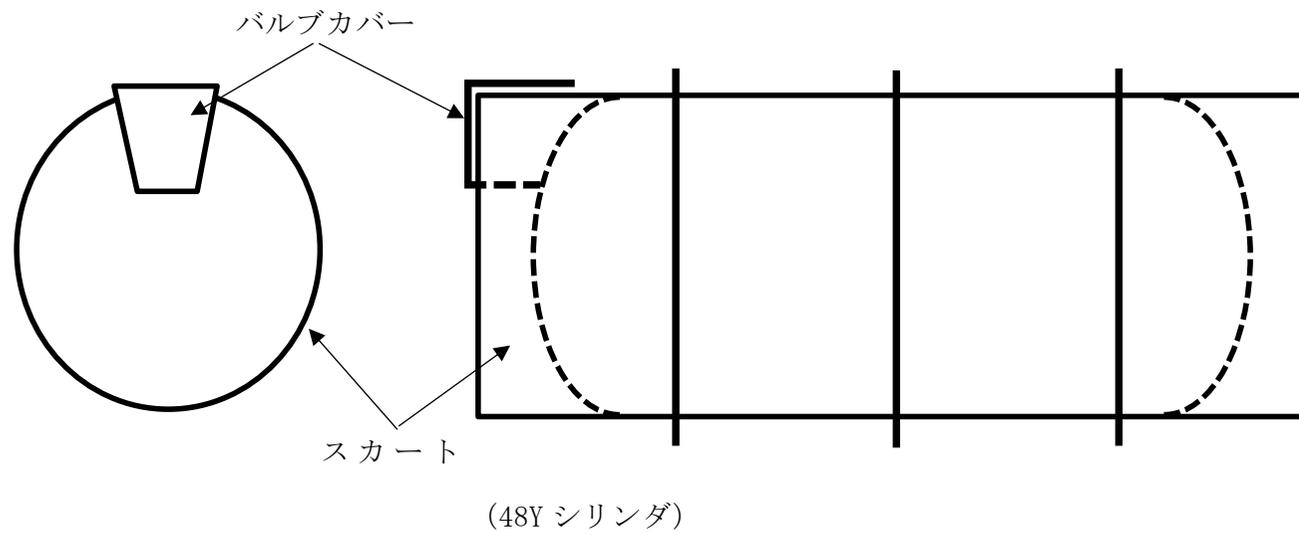


図-1 シリンダの構造 (概略図)

## 参考文献

- (1) 東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた六ヶ所ウラン濃縮工場の安全性に関する総合的評価に係る報告書【公開版】(2012年4月27日 日本原燃株式会社)
- (2) ウラン燃料加工施設（濃縮施設）における六ふっ化ウランの取扱いが一般公衆に及ぼす化学的影響に関する報告書の提出について(2016年8月19日 日本原燃株式会社)

添付書類一五

核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書

## 1. 現状の評価

### 1.1 供用段階の汚染状況について

ウラン濃縮原型プラントでは、昭和 63 年の運転開始以降、核燃料物質を取り扱っている。各設備・機器は配管で接続された構成であり、ウラン濃縮（均質処理及び滞留ウラン回収を含む。）は、核燃料物質を系内に閉じ込めた状態で処理を行うという特徴を有している。したがって、基本的に設備外に核燃料物質が漏えいする工程はない。

また、UF<sub>6</sub>シリンダの着脱等の作業において発生した部分的な汚染については、汚染部位を特定し、適切な除染を行うことにより汚染拡大防止を行っており、1.2 に示すように核燃料物質の取扱いを終了した平成 20 年 3 月時点では、ウラン濃縮設備、均質設備及び滞留ウラン除去設備を設置している室について表面汚染はない。内部が放射性物質によって汚染した主な機器を図-1 に示す。

### 1.2 第 1 段階の解体撤去対象の部屋の汚染状況の確認について

1.1 に示すようにウラン濃縮では基本的には設備外への漏えいは想定されないため、核燃料物質が室内に漏えいする可能性がある定常作業としては、UF<sub>6</sub>シリンダの着脱、サンプリングのための容器の着脱、分析作業、排気用フィルタの交換作業、機器の保守・補修作業、廃液処理作業等に限られる。

これらの作業は第 1 種管理区域内の以下の部屋で行われている。

- ・発生回収室
- ・DOP - 1UF<sub>6</sub>操作室
- ・分析室
- ・放射線管理室
- ・管理廃水処理室
- ・排気機械室（1）
- ・保守室
- ・均質操作室
- ・局所排気機械室
- ・滞留ウラン除去室
- ・排気機械室（2）

これらの部屋のうち、平成 20 年 3 月には、発生回収室、DOP - 1UF<sub>6</sub>操作室、管理廃水処理室、排気機械室（1）、保守室、均質操作室及び局所排気機械室の壁、床表面について汚染状況を放射線測定器による直接法又はスミヤによる間接法で測定し、表面汚染がないことを確認している。測定範囲を図-1 に、確認結果を表-1 に示す。

### 1.3 廃止措置期間中に発生する放射性廃棄物等の推定発生量

廃止措置期間中に発生する放射性廃棄物等の推定発生量を表-2 に示す。

## 2. 今後の評価

表-1 の結果を踏まえ、第 1 段階の解体撤去前に汚染確認を行う室は、平成 20 年 3 月以降、放射性物質を取り扱っている分析室、排気機械室 (2) 及び滞留ウラン除去設備を設置している滞留ウラン除去室とする。また、放射線管理室の汚染確認を行う。

各室の汚染状況の調査は、床及び壁について放射線測定器による直接法又はスミヤによる間接法により行う。

汚染が確認された箇所については、除染、養生等の処置を行い、放射線業務従事者の被ばくの低減及び解体撤去時の汚染防止に努める。

表-1 汚染が想定される範囲の壁、床表面の汚染確認検査の結果（平成 20 年 3 月測定）

対象の室	床表面			壁表面		
	測定箇所 (点)	測定結果 (Bq/cm <sup>2</sup> )		測定箇所 (点)	測定結果 (Bq/cm <sup>2</sup> )	
		$\alpha$	$\beta$		$\alpha$	$\beta$
発生回収室	655	0.03 以下	0.12 以下	112	0.03 以下	0.12 以下
DOP-UF <sub>6</sub> 操作室	417	0.03 以下	0.11 以下	108	0.03 以下	0.12 以下
分析室	未実施					
放射線管理室	未実施					
管理廃水処理室	49	0.03 以下	0.11 以下	28	0.03 以下	0.11 以下
排気機械室 (1)	164	0.03 以下	0.10 以下	64	0.028 以下	0.12 以下
保守室	91	0.03 以下	0.11 以下	38	0.028 以下	0.12 以下
均質操作室	511	0.03 以下	0.12 以下	97	0.028 以下	0.12 以下
局所排気機械室	142	0.03 以下	0.12 以下	48	0.03 以下	0.12 以下
滞留ウラン除去室	未実施					
排気機械室 (2)	未実施					

表-2 廃止措置期間中に発生する放射性廃棄物等の推定発生量

廃棄物の種類	推定発生量
放射性液体廃棄物	約 2 トン
放射性固体廃棄物	約 1,240 トン
CL 処理対象物	約 5,720 トン
合計	約 6,960 トン

- ※1 推定発生量は放射性液体廃棄物を除き 10 トン単位で切り上げたため、それぞれの推定発生量と合計値が一致していない。
- ※2 廃止措置期間中に発生する NR 対象物の推定発生量は約 1,100 トンである。

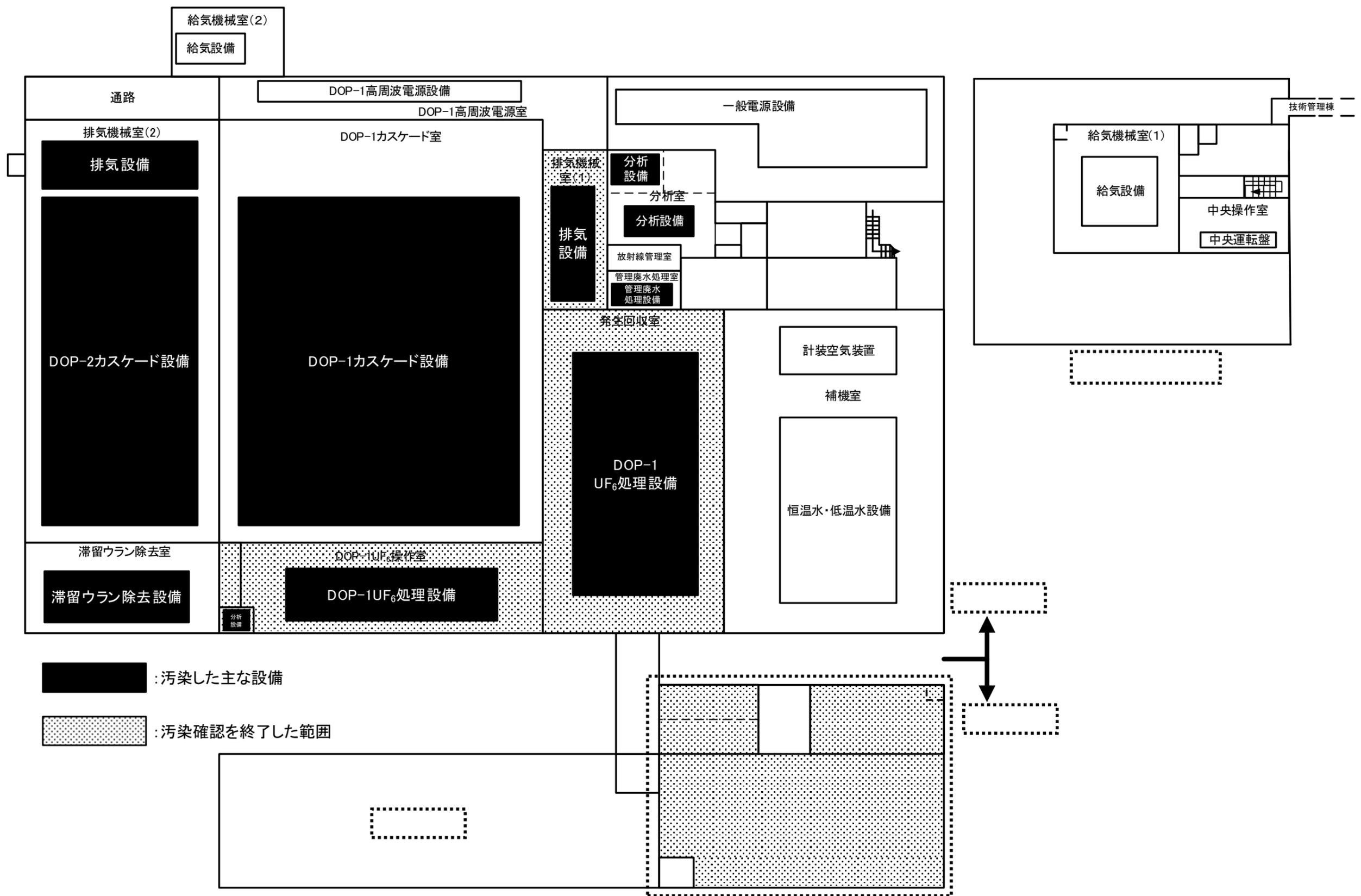


図 5-1 汚染した主な設備と汚染状況確認を終了した範囲

添付書類一六

廃止措置期間中に機能を維持すべき加工施設及びその性能並びに  
その機能を維持すべき期間に関する説明書

## 1. 廃止措置期間中に維持管理すべき施設

廃止措置期間中に機能を維持管理すべき設備等（以下「維持管理対象設備」という。）は、公衆及び放射線業務従事者の被ばく線量の低減を図る観点から、廃止措置期間中の解体撤去等の実施状況を踏まえ、必要な期間、必要な機能を維持する。また、維持管理対象設備については、必要な期間中、必要な機能が維持管理できるように適切な頻度で点検、検査、校正等を保安規定に従い実施する。

## 2. 維持管理対象設備

主な設備、機器等の維持管理の考え方について以下に示す。表-1 に対象設備、維持管理機能、維持期間等を示す。

- (1) 放射性物質を内包する系統及び設備を収納するウラン濃縮原型プラントの第 1 種管理区域については、これらの系統及び機器が撤去されるまでの間、放射性物質の漏えいを防止するため、閉じ込め機能を維持管理する。
- (2) 放射性物質を内包する ANSI 規格 30B、ANSI 規格 48Y、ハンドリング用シリンダ又は滞留ウラン回収容器（以下「UF<sub>6</sub>シリンダ」という。）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に基づき許可を受けた原子力事業者に譲り渡すまで密閉性を維持管理する。  
また、濃縮度 0.95wt%以上で最小臨界質量以上のウランを内包する UF<sub>6</sub>シリンダは、シリンダ同士の相互間距離（30cm 以上）を維持する。
- (3) 核燃料物質を移動するクレーン設備については、核燃料物質を貯蔵している間、停電保持機能を維持管理する。
- (4) 放射性物質を内包している系統及び機器は、放射性物質が漏えいしないよう処置を施して解体撤去まで維持管理する。
- (5) 放射性廃棄物の廃棄施設については、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を処理するため、放射性廃棄物処理機能を維持管理する。
- (6) 放射性廃棄物を内包する密閉性を有した鋼製ドラム缶は、固縛により放射性物質の漏えい防止に努める。
- (7) 放射線管理設備については、加工施設内外の放射線監視、環境への放射性物質の放出管理及び第 1 種管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理のために、放射線監視及び放射線管理機能を維持管理する。
- (8) 非常用発電機については、商用電源が喪失した際に加工施設の安全確保上必要な場合、適切な容量を確保し、それぞれの設備に要求される電源供給機能を維持管理する。
- (9) その他、安全確保上必要な設備について、適切な機能が確保されるよう維持管理を行

う。

(10) その他の安全対策として以下の措置を講じる。

- ・管理区域の区分、立ち入り制限等、保安のために必要な措置を講じる。
- ・廃止措置対象施設からの放出管理に係る放射線モニタリング及び周辺環境に対する放射線モニタリングを行う。
- ・廃止措置対象施設への第三者の不法な接近を防止する措置を講じる。
- ・消火設備は、必要な機能を維持管理する。

### 3. その他

廃止措置対象施設を活用して廃止措置に必要な項目以外の調査・研究等を実施する場合は、事前に廃止措置対象施設の保安のために必要な維持すべき機能に影響を与えないことを確認した上で実施する。

表-1 廃止措置対象施設の維持管理対象設備の名称、維持管理機能、維持管理期間

施設・設備区分		設備等の名称	維持管理機能	維持期間	特記事項
建物	主棟		閉じ込め機能	第1種管理区域の解除まで	敷地及びその周辺地域における過去の記録、行政機関等が実施したシミュレーションの結果を踏まえ、影響が最も大きな地震、津波、竜巻が発生しても機能を維持する設計とする。
核燃料物質の貯蔵施設	シリンダ置台		臨界防止機能（相互間距離）	濃縮ウランの譲渡し終了まで	
			貯蔵時の移動防止機能		
	UF <sub>6</sub> シリンダ	閉じ込め機能	譲渡し終了まで		
	クレーン	吊り上げ高さ制限機能 停電時保持機能			
廃棄施設	放射性廃棄物の気体廃棄設備	給気設備	負圧維持機能	管理区域の解除まで	気体廃棄設備は、第1種管理区域で放射性物質の漏えいする可能性がある作業を行うときに運転し、第1種管理区域の負圧を19.6Pa以上に維持し、第1種管理区域内の各設備からの排気及び建屋の換気は高性能エアフィルタ1段によりウランを除去して排気口より放出するとともに、排気用モニタにより排気中の放射性物質濃度を測定する設計とする。
		排気設備	負圧維持機能 閉じ込め機能 放射性物質の捕集機能		
	放射性廃棄物の液体廃棄設備	管理廃水処理設備	閉じ込め機能 廃液処理機能	管理区域の解除まで	
		IF <sub>5</sub> 保管エリア	漏えい拡大防止機能	廃棄の終了まで	
		廃棄物収納容器（ドラム缶）	閉じ込め機能		
	放射性廃棄物の固体廃棄設備	廃棄物収納容器（ドラム缶）	閉じ込め機能	廃棄の終了まで	
		使用済 NaF 保管用バードケージ	臨界防止機能（相互間距離）		
	放射線管理設備	屋内管理用の主要な設備	空気中の放射性物質濃度の監視機能	管理区域の解除まで	
屋外管理用の主要な設備		屋外の空間線量の測定・監視機能			
その他の設備	消火設備	火災延焼防止機能 火災検知及び消火機能	管理区域の解除まで	火災感知設備、延焼防止設備を含む。	
	非常用発電機	外部電源喪失時の電源供給機能	管理区域の解除まで	無停電電源設備及び直流電源設備を含む。	
	通報連絡設備	センター内・外の通信・連絡機能	管理区域の解除まで		
	侵入防止設備	人の不法な接近の防止機能	譲渡し及び廃棄の終了まで		
	安全避難通路等の設備	安全避難通路が容易に識別可能とする機能 電源喪失時も点灯する避難用の照明機能	譲渡し及び廃棄の終了まで		

添付書類一七

廃止措置に要する資金の額及びその調達計画に関する説明書

## 1. 廃止措置に要する費用

加工施設の廃止措置に要する費用のうち施設解体費用見積総額は約 55 億円である。

今後、廃止措置の各段階の計画の進捗に応じて廃止措置計画の変更申請を行う際には、廃止措置に要する費用を必要に応じて見直しを行い、同変更申請に反映する。

費用見積額（単位：億円）

項目	見積額
施設解体費 <sup>※1</sup>	約 55
放射性廃棄物処理費 <sup>※2</sup>	—
放射性廃棄物処分費 <sup>※2</sup>	—
合計	約 55

※1 施設の特徴や構造、解体方法の類似性を考慮した評価式に基づき、調査・計画費、安全貯蔵費、解体前除染費、機器解体費、はつり費、放射能測定費、設備費、廃棄物容器費、放射線管理費、現場管理費等の算出を行う。

※2 放射性廃棄物処理費及び処分費については、ウランに係る廃棄物の安全規制に関する法制度が整備された後、費用の算出を行う。

なお、上記費用以外に、維持管理費等が必要となる。

## 2. 資金調達計画

加工施設の廃止措置に要する資金は、エネルギー対策特別会計運営費交付金（電源開発促進勘定・電源利用勘定運営費交付金）等により充当する計画である。

添付書類一八

廃止措置の実施体制に関する説明書

## 1. 実施体制

加工施設の廃止措置の実施体制については核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 22 条第 1 項及び核燃料物質の加工の事業に関する規則第 8 条第 2 項に基づき、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター核燃料物質加工施設保安規定（以下「保安規定」という。）において保安管理体制を定め、機構本部及び人形峠環境技術センター（以下「センター」という。）の組織における廃止措置の業務に係る各職位とその職務内容を記載し、それぞれの役割分担を明確にするとともに、保安管理上重要な事項を審議するための委員会の設置及び審査事項を規定する。また、廃止措置における保安の監督を行う者の任命に関する事項及びその職務を明確にし、その者に各職位の業務を総括的に監督させることとする。

これらの体制を確立することにより、廃止措置に関する保安管理業務を円滑かつ適切に実施する。

## 2. 廃止措置に係る経験

加工施設は、昭和 63 年 4 月に運転を開始して以来、20 年以上の運転経験があり、運転及び保守について、多くの保守管理、放射線管理等の経験及び実績を有している。また、センター内には使用施設を有しており、これまでに試験研究を終了した多くの設備・機器の解体撤去を行っており、解体技術、放射線管理等の経験を持った技術者を多数有している。

廃止措置の実施に当たる組織は、これらの経験を有する者で構成し、これまでの運転及び保守並びに使用施設での解体撤去における経験を活かすとともに、国内外における廃止措置の調査を踏まえ、廃止措置期間において適切な解体撤去、設備の維持管理、放射線管理等を安全に実施する。

## 3. 技術者の確保

平成 30 年 8 月 1 日現在におけるセンター原子力関係の技術者は 72 名であり、このうち、核燃料取扱主任者の有資格者は 4 名、第 1 種放射線取扱主任者は 10 名である。

今後、廃止措置を適切に実施し、安全確保を図るために必要な技術者及び有資格者を確保していく。

## 4. 技術者に対する教育及び訓練

廃止措置の実施に係る技術者の専門知識、技術及び技能を維持向上させるための教育及び訓練について保安規定に定めて実施する。

添付書類一九  
品質保証計画に関する説明書

廃止措置期間中における加工施設の品質保証活動については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 21 条の 2 第 1 項及び核燃料物質の加工の事業に関する規則（以下「加工事業規則」という。）第 7 条の 2 の 2、第 7 条の 2 の 3 及び第 8 条第 2 項に基づき、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター核燃料物質加工施設保安規定において、加工事業規則第 8 条第 2 項第 4 号に基づき廃止措置の品質保証について定め、加工事業規則第 7 条の 2 の 2 に基づき理事長をトップマネジメントとする品質保証計画を定めて実施する。

品質保証計画には、品質保証の実施に係る組織、保安活動に係る計画、実施、評価及び改善について定めることにより、これら一連のプロセスを明確にし、これらを効果的に運用することにより、原子力安全の達成・維持・向上を図ることとする。

また、廃止措置期間中における品質保証活動は、廃止措置による放射線被ばくのリスクに応じた管理を実施する。

「添付書類一六 廃止措置期間中に機能を維持すべき加工施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書」に示す廃止措置期間中に機能を維持すべき加工施設の保守管理等の廃止措置に係る業務はこの品質保証計画の下で実施する。