

JNC TN6700 2001-001
01CN-1402S-0080E

ウラン濃縮原型プラント

核燃料物質加工事業変更許可申請書

平成13年8月

核燃料サイクル開発機構

13サイクル機構（人形）119
平成13年8月10日

経済産業大臣

平 沼 趟 夫 殿

茨城県那珂郡東海村村松4番地49
核燃料サイクル開発機構

理事長 都 甲 泰 正

核燃料物質加工事業変更許可申請書について

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16条第1項に基づき、別紙のとおり核燃料物質の事業の変更の許可を申請いたします。

13サイクル機構（人形）119
平成13年8月10日

経済産業大臣

平 沼 越 夫 殿

茨城県那珂郡東海村村松4番地49
核燃料サイクル開発機構

理事長 都 甲 泰 正

核燃料物質加工事業変更許可申請書について

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16条第1項に基づき、別紙のとおり核燃料物質の事業の変更の許可を申請いたします。

「核燃料物質加工事業変更許可申請書」

目 次

- 一. 申請者の名称及び住所並びに代表者の氏名
- 二. 変更に係る事業所の名称及び所在地
- 三. 変更の内容
- 四. 変更の理由
- 五. 工事計画

一．申請者の名称及び住所並びに代表者の氏名

名 称 核燃料サイクル開発機構
住 所 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地 49
代表者の氏名 理事長 都 甲 泰 正

二．変更に係る事業所の名称及び所在地

名 称 核燃料サイクル開発機構人形峰環境技術センター
所 在 地 岡山県苫田郡上齋原村 1550

三．変更の内容

平成 11 年 8 月 9 日付け 11 安（核規）第 488 号をもって加工の事業の変更の許可を受けた核燃料物質加工事業変更許可申請書の記載事項のうち次の事項の記述の一部を別添のとおり変更する。

三．加工施設の位置、構造及び設備並びに加工の方法

1. 加工施設の位置、構造及び設備
2. 加工の方法

四．変更の理由

- (1) ウラン濃縮原型プラントの第 1 運転単位（以下「DOP-1」という。）による濃縮役務生産の終了に伴い、カスケード設備、高周波電源設備及び UF₆ 处理設備の閉止措置を行う。
- (2) UF₆ 处理設備の一部の機器を撤去する。
なお、あわせて法令改正に伴う用語の適正化を図る。

五．工事計画

カスケード設備、高周波電源設備及び UF₆ 处理設備の閉止措置並びに UF₆ 处理設備の一部の機器の撤去に係る工事計画は、次表に示すとおりである。

	平成 13 年度			平成 14 年度		
	1 月	2 月	3 月	4 月	5 月	6 月
カスケード設備、高周波電源設備及び UF ₆ 处理設備の閉止措置並びに一部の機器の撤去						

撤去する機器は、平成 13 年 4 月 3 日付け 12 諸文科科第 1532 号をもって核燃料物質の使用の変更の許可を受けた、ウラン濃縮原型プラント（DOP-2）で使用する。

別 添

加工施設の位置、構造及び設備並びに加工の方法

加工施設の位置、構造及び設備並びに加工の方法

目 次

(ページ)

1. 加工施設の位置、構造及び設備

イ 加工施設の位置

- (イ) 敷地の面積及び形状 (前回の変更申請の内容と同じ) 別-1
(ロ) 敷地内における主要な加工施設の位置

四 加工施設の一般構造

(前回の変更申請の内容と同一)

八 建物の構造

- (イ) 構造 (前回の変更申請の内容と同じ) 別-3
(ロ) 主要な建物内の主な室名 (前回の変更申請の内容と同じ) 別-3

二 加工設備本体の構造及び設備

- (イ) 化学処理施設 (前回の変更申請の内容と同じ) 別-4
(ロ) 濃縮施設

- | | |
|--------------------------|---------------------------|
| (1) 施設の種類 | (前回の変更申請の内容と同じ) ····· 別-4 |
| (2) 主要な設備及び機器の種類及び個数 | ··· ··· ··· ··· ··· 別-4 |
| (3) 処理する核燃料物質の種類及び最大処理能力 | ··· ··· ··· ··· ··· 別-5 |
| (4) 主要な核的及び熱的制限値 | ··· ··· ··· ··· ··· 別-6 |
| (八) 成形施設 | (前回の変更申請の内容と同じ) ····· 別-7 |
| (二) 被覆施設 | (前回の変更申請の内容と同じ) ····· 別-7 |
| (ホ) 組立施設 | (前回の変更申請の内容と同じ) ····· 別-7 |

ホ 核燃料物質の貯蔵施設の構造及び設備

- (イ) 施設の種類 (前回の変更申請の内容と同じ) 別-8
(ロ) 主要な設備及び機器の種類及び個数

- (前回の変更申請の内容と同じ) 別-8

- (前回の変更申請の内容と同じ) 別-8

△ 放射性廃棄物の廃棄放設の構造及び規制

- (イ) 気体廃棄物の廃棄設備 (前回の変更申請の内容と同じ) 別-9

ト 放射線管理施設の構造及び設備

(イ) 屋内管理用の主要な設備の種類

(前回の変更申請の内容と同じ) ····· 別-10

(ロ) 屋外管理用の主要な設備の種類

(前回の変更申請の内容と同じ) ····· 別-10

チ その他加工設備の付属施設の構造及び設備

(イ) 非常用設備の種類 (前回の変更申請の内容と同じ) ····· 別-11

(ロ) 核燃料物質の検査設備及び計量設備の種類

(前回の変更申請の内容と同じ) ····· 別-11

(ハ) 主要な実験設備の種類 (前回の変更申請の内容と同じ) ····· 別-11

(二) その他の主要な事項 (前回の変更申請の内容と同じ) ····· 別-11

2. 加工の方法

イ 加工の方法の概要 ····································· 別-12

ロ 加工工程図 ··· 別-14

ハ 加工工程における核燃料物質収支図 ······················· 別-15

1. 加工施設の位置、構造及び設備

イ 加工施設の位置

- (イ) 敷地の面積及び形状・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・(変更なし)
(ロ) 敷地内における主要な加工施設の位置・・・・・・・・・・・・(変更なし)

□ 加工施設の一般構造

- (イ) 耐震構造・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (変更なし)
- (ロ) その他の主要な構造・・・・・・・・・・・・・・・・ (変更なし)

ハ 建物の構造

- (イ) 構造・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・(変更なし)
(ロ) 主要な建物内の主な室名・・・・・・・・・・・・(変更なし)

二 加工施設本体の構造及び設備

(イ) 化学処理施設 (変更なし)

(ロ) 濃縮施設

(1) 施設の種類 (変更なし)

(2) 主要な設備及び機器の種類及び個数

本施設の主要な設備、機器の種類及び個数並びに主な仕様は、次表のとおりである。

設備	主要な系統及び機器		個数	設置場所	主な仕様	備考
カスケード設備	遠心分離機 カスケード		1式	DOP-1 カスケード室		閉止措置を行う。
高周波電源設備	インバータ装置 高周波電源		2式	DOP-1 高周波電源室		閉止措置を行う。
UF ₆ 処理設備	製品コールドトラップ ^o		2基	DOP-1 UF ₆ 操作室	容量約 1.4ton-U/基 捕集効率 99.9%以上	閉止措置を行う。
	廃品コールドトラップ ^o		3基		容量約 4.7ton-U/基 捕集効率 99.9%以上	
	カスケード排気系ケミカルトラップ ^o (NaF)		2基		容量約 80kg-U/基 捕集効率 99.99%以上	
	カスケード排気系ケミカルトラップ ^o (Al ₂ O ₃)		2基		HF除去効率 99.99% 以上	
	発生槽		3基		熱水加熱式 シリンダ1本/基	
	製品回収槽		4基	発生回収室	水冷式(間接冷却) シリンダ1本/基	
	廃品回収槽		4基		水冷式(直接冷却) シリンダ1本/基	
	一般ハ"ジ"系ケミカルトラップ ^o (NaF)		1基		容量約 80kg-U/基 捕集効率 99.99%以上	
	一般ハ"ジ"系ケミカルトラップ ^o (Al ₂ O ₃)		2基		HF除去効率 99.99% 以上	

設備	主要な系統及び機器	個数	設置場所	主な仕様	備 考
均質設備	シリンドラ槽	5 基	均質操作室	熱水加熱式及び水冷式 シリンドラ 1 本／基	
	均質設備コールト・トラップ	1 基		容量約 200kg-U／基 捕集効率 99.9% 以上	
	均質設備ケミカルトラップ ^o (NaF)	2 基		容量約 80kg-U／基 捕集効率 99.99% 以上	
	均質設備ケミカルトラップ ^o (Al ₂ O ₃)	2 基		HF 除去効率 99.99% 以上	
	サンプル小分け装置	1 式		フード付	
	ハンドリング用シリンドラ	5 本		ANSI 規格 30B 容量約 1540kg-U／本	
	NaF 処理槽	1 基		ヒータ加熱式	

(3) 処理する核燃料物質の種類及び最大処理能力

処理する核燃料物質の種類は、燃料集合体平均燃焼度 28000MWD/ton-U 以下の軽水型原子炉使用済燃料を核燃料サイクル開発機構東海事業所再処理センターにおいて湿式法（ピューレックス法）により再処理し、回収したウランを核燃料サイクル開発機構人形峠環境技術センター製錬転換施設において乾式法により転換したウラン（以下「回収ウラン」という。）及び天然ウランである。化学形態は、六フッ化ウラン（以下「UF₆」という。），その最大処理能力は 40 ton-U/年であり、製品ウランの最高濃縮度は 5 % である。回収ウランの仕様は、次表のとおりである。

ウラン同位体	²³⁵ U	0.9 % 以上 1.3 % 以下
	²³² U	1.2 ppb 以下
	²³⁴ U	0.027 % 以下
	²³⁶ U	0.4 % 以下
	⁹⁵ Nb	1.3 × 10 ¹ Bq/g 以下
核分裂生成物	¹⁰⁶ Ru	1.0 × 10 ² Bq/g 以下
	Np (α)	9.6 × 10 ⁻² Bq/g 以下
超ウラン元素	Pu (α)	1.0 × 10 ⁻¹ Bq/g 以下
	Am (α)	3.2 × 10 ⁻¹ Bq/g 以下

(4) 主要な核的及び熱的制限値

① 核的制限値

a. 単一ユニット

核燃料物質の取扱いを管理する単位をユニットとし、単一ユニットの核的制限値を次表のとおり設定する。

核燃料物質の種類	核燃料物質の状態	均質・不均質の区分	核的制限値	適用する設備・機器
濃縮度 5 % 以下, 0.95 % 以上の濃縮ウラン	気体, 液体及び固体の UF_6	均 質	濃縮度 5 % 以下	カスケード設備 ^{注1}
			1. 濃縮度 5 % 以下 2. 減速条件 $H/U-235 = 10$ 以下	製品コールドトラップ ^{注1} 均質設備コールドトラップ
			1. 濃縮度 5 % 以下 2. 減速条件 $H/U-235 = 1.7$ 以下	製品シリンダ
			1. 濃縮度 5 % 以下 2. 形状寸法 (円筒内直径) 58.8cm 以下	カスケード排気系 ケミカルトラップ ^{注1} 一般バージ系 ケミカルトラップ ^{注1} 均質設備ケミカルトラップ ^{注1} NaF処理槽 使用済 NaF 収納ドラム缶
濃縮度 1.3 % 以下, 0.95 % 以上の回収ウラン	気体, 液体及び固体の UF_6	均 質	1. 濃縮度 1.3 % 以下 2. 減速条件 $H/U-235 = 6.7$ 以下	回収ウラン原料シリンダ

備考：臨界管理は、核的制限値の1.と2.とを同時に満足することによる。

注1：閉止措置する設備・機器を示す。

b. 複数ユニット

各ユニット間の端面距離は、30cm以上とし、かつ、実効増倍率が0.95以下となる配置とする。

② 热的制限値

本施設においてUF₆を取り扱う場合、機器の使用温度は、次表の制限温度を超えないよう管理する。

機 器	制 限 温 度
発 生 槽 ^{注1}	90℃
製品コールドトラップ ^{注1} 廃品コールドトラップ ^{注1} 均質設備コールドトラップ	80℃
シリンドラ槽	液化時 85℃ 発生時 90℃
備 考	
注1：閉止措置する設備・機器を示す。	

- (八) 成形施設 (変更なし)
(二) 被覆施設 (変更なし)
(ホ) 組立施設 (変更なし)

ホ 核燃料物質の貯蔵施設の構造及び設備

- (イ) 施設の種類・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・(変更なし)
- (ロ) 主要な設備及び機器の種類及び個数・・・・・・・・・・・・(変更なし)
- (ハ) 貯蔵する核燃料物質の種類及び最大貯蔵能力・・・・・・・・(変更なし)
- (二) 主要な核的制限値・・・・・・・・・・・・(変更なし)

ヘ 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

(イ) 気体廃棄物の廃棄設備・・・・・・・・・・・・・・・・(変更なし)

(ロ) 液体廃棄物の廃棄設備

(1) 構造

管理区域からの廃水は、主棟の管理廃水室内の管理廃水処理設備に送水し、必要に応じて凝集沈殿、ろ過等の処理を行った後、放射性物質濃度が平成12年科学技術庁告示第13号（以下「告示第13号」という。）に定める周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認して排水槽へ送水し、他の一般排水と共にセンターの放流水槽へ送る。

主要な設備及び機器の種類は、次表のとおりである。

設置場所	設備の種類	機器の種類
主棟 管理廃水室	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

(2) 廃棄物の処理能力

管理廃水処理設備は、液体廃棄物の本施設外への放出を可能とするのに十分なものとし、その処理能力は、約400l／日である。

(3) 排水口の位置

本施設の排水口は、付属棟東側の排水槽の放出口である。

(ハ) 固体廃棄物の廃棄設備・・・・・・・・・・・・(変更なし)

ト 放射線管理施設の構造及び設備

- (イ) 屋内管理用の主要な設備の種類・・・・・・・・・・・・(変更なし)
(ロ) 屋外管理用の主要な設備の種類・・・・・・・・・・・・(変更なし)

チ その他加工設備の付属施設の構造及び設備

- (イ) 非常用設備の種類・・・・・・・・・・・・・・・・(変更なし)
- (ロ) 核燃料物質の検査設備及び計量設備の種類・・・・・・・・・・・・(変更なし)
- (ハ) 主要な実験設備の種類・・・・・・・・・・・・(変更なし)
- (二) その他の主要な事項・・・・・・・・・・・・(変更なし)

2. 加工の方法

イ 加工の方法の概要

(1) 脱 気

原料UF₆（回収ウラン又は天然ウラン）を入れたシリンド（以下「原料シリンド」という。）を発生槽に装着し、カスケード設備に原料UF₆を供給する前に、原料シリンド内の圧力及び発生槽内の温度を測定して、原料UF₆の純度を調べ、必要に応じて脱気を行い、原料UF₆の純度を高める。脱気は、原料シリンド内の不純ガスを含む気相部を排出することにより行う。不純ガスと共に排出されるUF₆は、一般ページ系コールドトラップで捕集し、回収する。

(2) 発生及び供給

発生槽内の空気を熱水により加熱（以下「間接加熱」という。）して、原料シリンドから原料UF₆ガスを発生させる。発生させたUF₆ガスの圧力を調整して、一定流量でカスケード設備に供給する。

(3) 原料回収

発生終期の原料シリンドは、内部に少量のUF₆を残して供給を打ち切る。原料シリンド内に残存するUF₆は、再使用するために一般ページ系コールドトラップで捕集し、回収する。

(4) 濃 縮

遠心分離機を配管により接続して、カスケード設備を構成する。DOP-1高周波電源により遠心分離機を駆動し、定格回転を維持する。原料UF₆をDOP-1カスケードに供給し、製品UF₆〔濃縮ウラン（回収ウラン系濃縮ウラン又は天然ウラン系濃縮ウラン）〕と廃品UF₆〔劣化ウラン（回収ウラン系劣化ウラン又は天然ウラン系劣化ウラン）〕に分離する。

(5) 捕 集

DOP-1カスケードから出た製品UF₆は、製品コールドトラップで捕集する。製品コールドトラップで未捕集の微量なUF₆と廃品UF₆は、廃品コールドトラップで捕集する。廃品コールドトラップで未捕集の微量なUF₆は、ケミカルトラップ（NaF）により吸着する。

(6) 回 収

コールドトラップに捕集したDOP-1の製品UF₆及び廃品UF₆は、コールドトラップを電気ヒータにより加熱して気化させ、それぞれの回収槽に装着したシリンドに移送し、回収する。製品回収槽内の製品シリンドは、低温水により冷却された空気で冷却（以下「間接冷却」という。）する。廃品回収槽内の廃品シリンドは、低温水により直接冷却する。

(7) 均質処理及び濃縮度測定

UF₆の純度あるいは濃縮度を測定しようとする製品シリンド（ANSI 規格 30B 及び改良型30B）、原料シリンド（ANSI 規格 30B）及び廃品シリンド（ANSI 規格 30B）をシリンド槽に装着し、間接加熱により加熱し、UF₆を液化して一定時間保持することにより、シリンド内のUF₆を均質化する。その後、UF₆のサンプルを採取し、濃縮度測定及び化学分析を行う。

(8) 濃縮度調整

均質処理及び液体サンプリングを行った製品シリンダは、必要に応じて以下の手順により濃縮度調整を行う。

濃縮度調整が必要な製品シリンダ（以下「中間製品シリンダ」という。）、濃縮度が既知のUF₆が入ったシリンダ（以下「調整用シリンダ」という。）及び空シリンダ（これが出荷用の製品シリンダとなる。）をシリンダ槽に装着する。中間製品シリンダ及び調整用シリンダを間接加熱して、中間製品シリンダ及び調整用シリンダからUF₆を気化発生させ、間接冷却した出荷用の製品シリンダに移送し、固化充てんする。中間製品シリンダ及び調整用シリンダからのUF₆ガスの移送は順次行う。濃縮度調整は、上記の中間製品シリンダ、調整用シリンダ及び空のシリンダ（出荷用の製品シリンダ）の3本のシリンダを使用する方法の外に、調整用シリンダから直接中間製品シリンダにUF₆ガスを移送する方法によっても行う。

濃縮度調整終了後、出荷用の製品シリンダは、均質処理及び濃縮度測定を行う。

(9) 詰め替え

製品シリンダ、原料シリンダ及び廃品シリンダは、必要に応じて以下の手順により詰め替えを行う。

詰め替えが必要な製品シリンダ（ANSI 規格 30B）、原料シリンダ（ANSI 規格 48Y）又は廃品シリンダ（ANSI 規格 48Y）及び出荷用の製品シリンダ（ANSI 規格 30B 又は改良型 30B）、出荷用の原料シリンダ（ANSI 規格 30B）又は出荷用の廃品シリンダ（ANSI 規格 30B）をシリンダ槽に装着する。詰め替えが必要な製品シリンダ、原料シリンダ又は廃品シリンダを間接加熱して、UF₆を気化発生させ、間接冷却した出荷用の製品シリンダ、出荷用の原料シリンダ又は出荷用の廃品シリンダに移送し、固化充てんする。

詰め替え終了後、必要に応じて出荷用の製品シリンダ、出荷用の原料シリンダ又は出荷用の廃品シリンダは、均質処理及び濃縮度測定を行う。

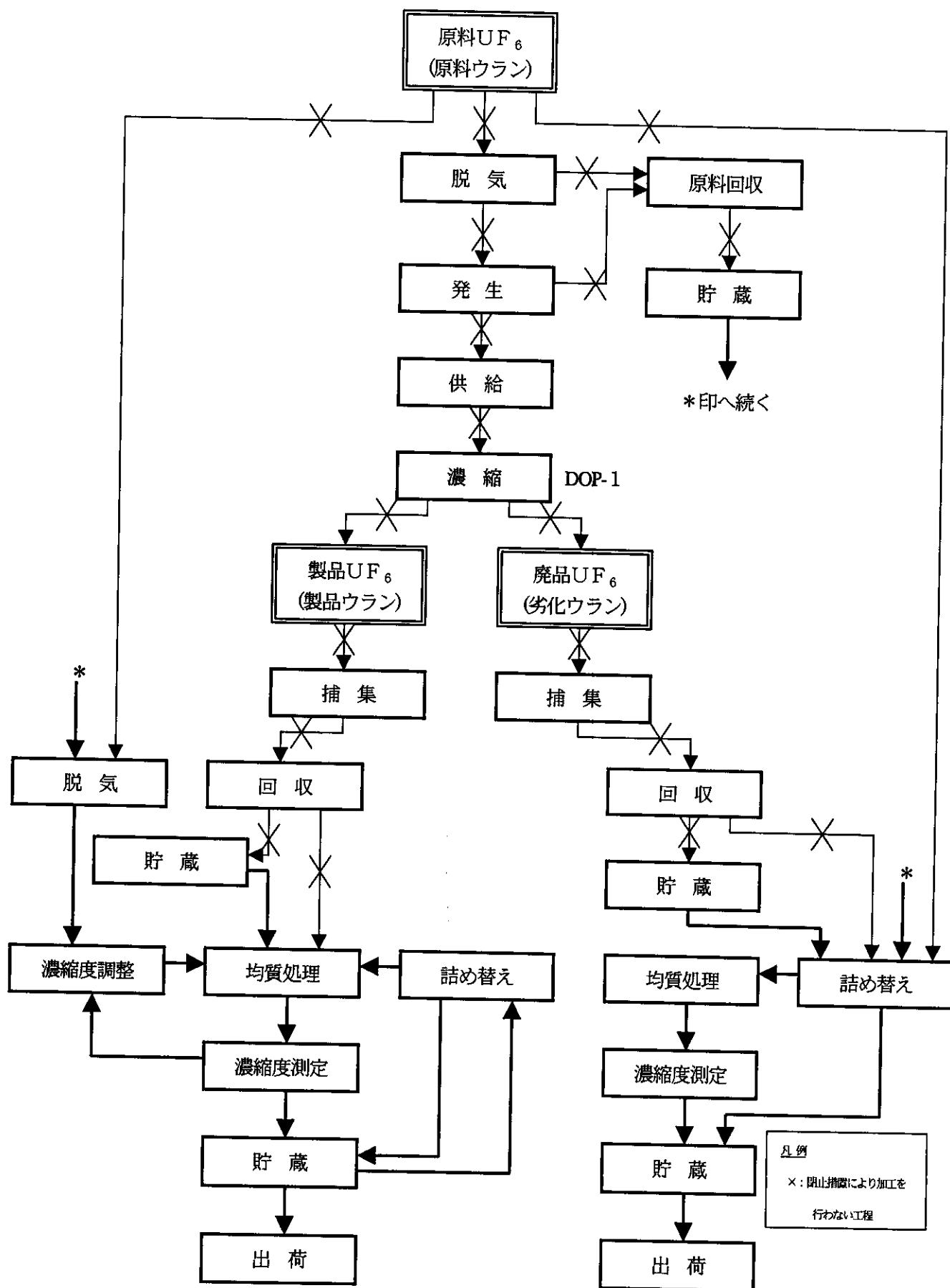
なお、詰め替えを実施する濃縮ウランは回収ウラン系濃縮ウランを使用し、原料ウランは天然ウランを使用し、劣化ウランは天然ウラン系劣化ウランを使用し、その年間取扱量は、濃縮ウラン、原料ウラン及び劣化ウランを合わせて 40 ton-U 以下とする。

(10) 貯蔵

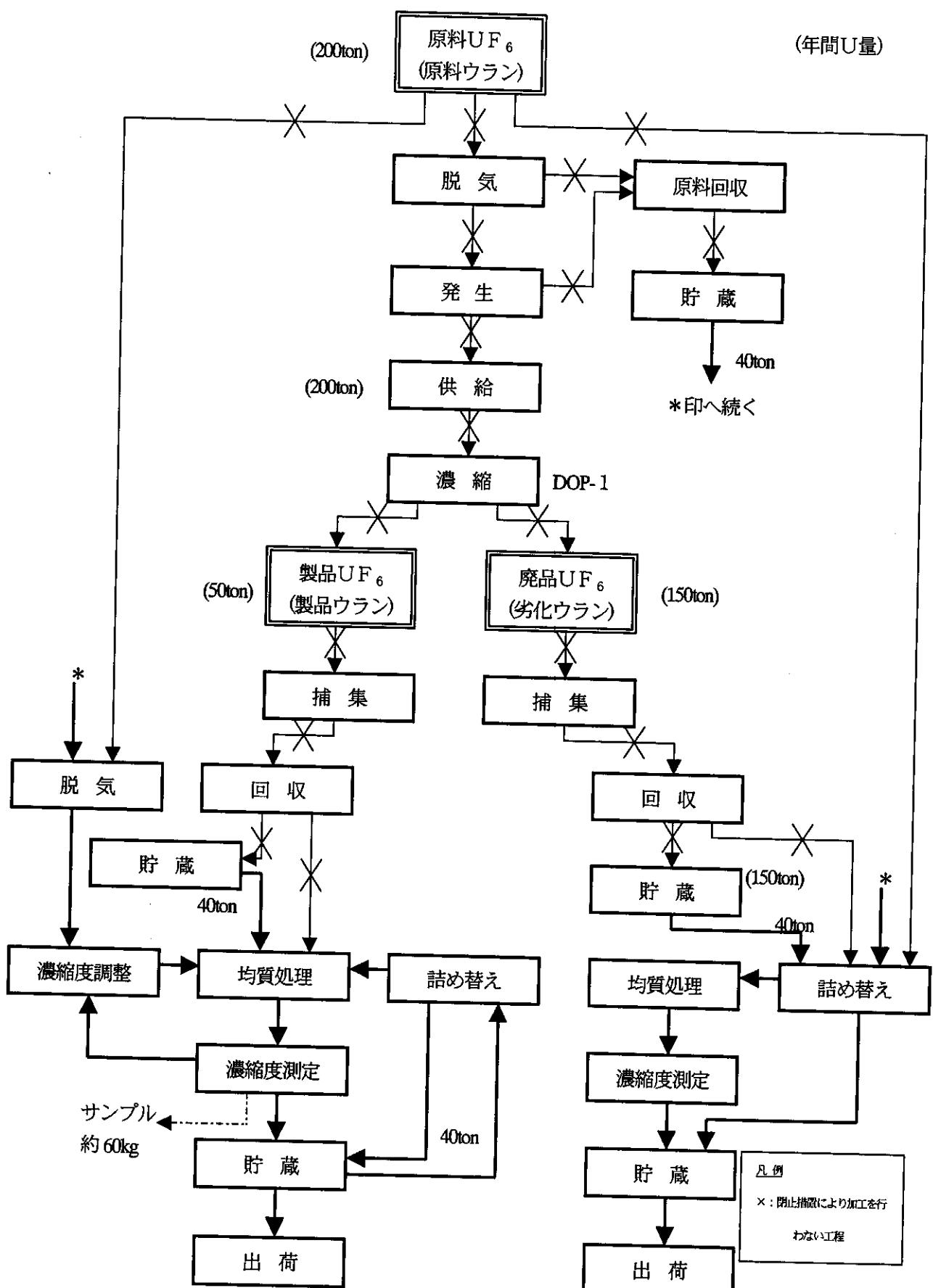
UF₆を充てんした製品シリンダ、廃品シリンダ及び原料シリンダ並びにこれらの空シリンダを第1貯蔵庫、第2貯蔵庫及び第3貯蔵庫に貯蔵する。

ただし、上記（1）から（6）までは、閉止措置を行うことにより加工を行わない。

口 加工工程図



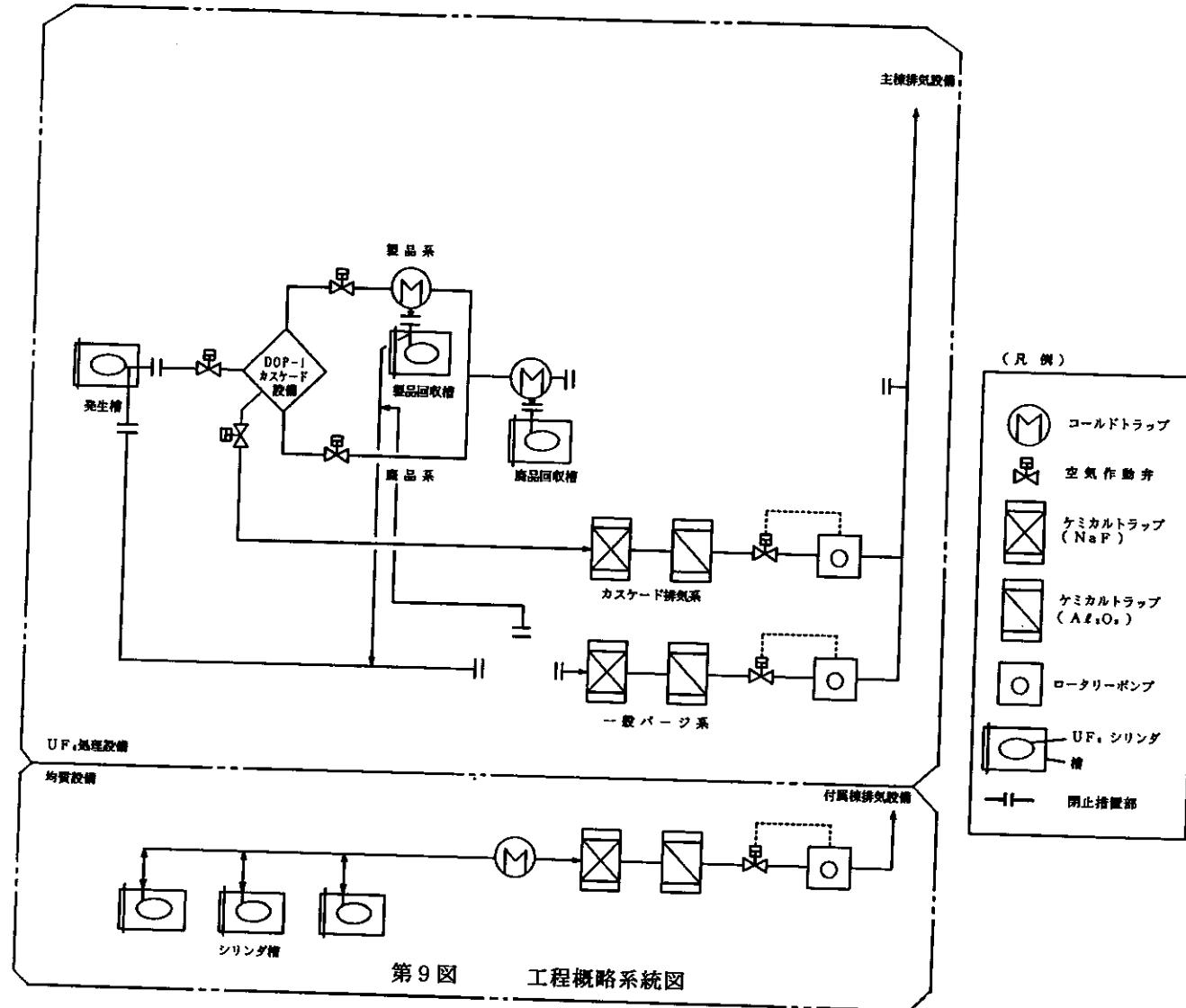
ハ 加工工程における核燃料物質収支図

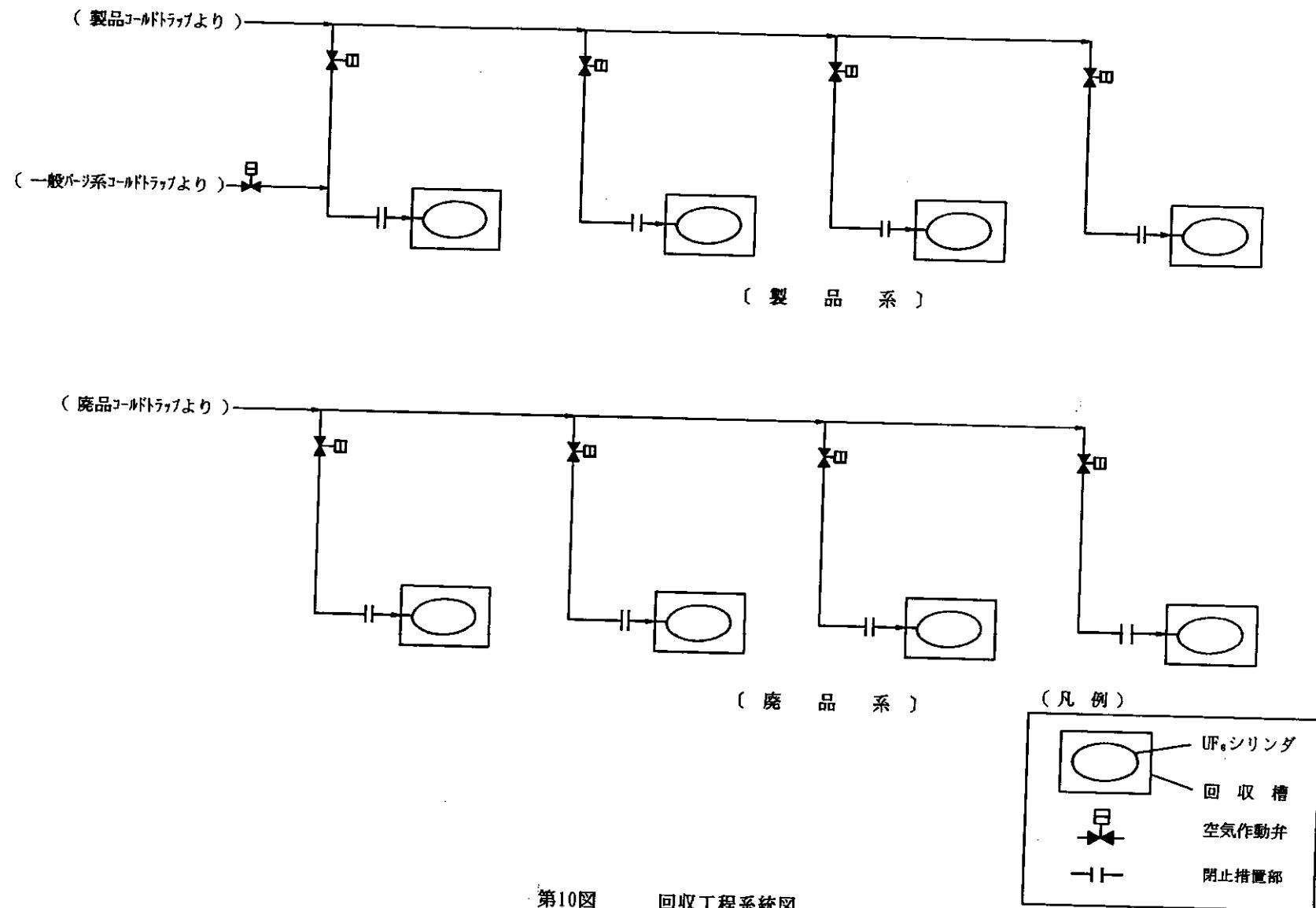


注) ・カッコ内の数値は、最大年間ウラン量となる製品濃縮度が、天然ウラン濃縮時
2.2%及び回収ウラン濃縮時 2.8%生産時の値である
・均質設備の年間取扱量は、最大 40ton-U／年とする。

核燃料物質加工事業変更許可申請書添付参考図

- 第1図 ウラン濃縮原型プラントの位置・・・・・・前回の変更申請の内容と同じ
- 第2図 ウラン濃縮原型プラントの敷地・・・・・・前回の変更申請の内容と同じ
- 第3図 ウラン濃縮原型プラントの敷地内配置図・・・前回の変更申請の内容と同じ
- 第4図 主棟の部屋配置図・・・・・・・・・・・・前回の変更申請の内容と同じ
- 第5図 付属棟の部屋配置図・・・・・・・・・・・・前回の変更申請の内容と同じ
- 第6-1図 第2貯蔵庫の部屋配置図・・・・・・・・・・・・前回の変更申請の内容と同じ
- 第6-2図 第3貯蔵庫の部屋配置図・・・・・・・・・・・・前回の変更申請の内容と同じ
- 第7図 非常用発電機棟の部屋配置図・・・・・・・・前回の変更申請の内容と同じ
- 第8図 廃棄物貯蔵庫の部屋配置図・・・・・・・・前回の変更申請の内容と同じ
- 第9図 工程概略系統図・・・・・・・・・・・・変更
- 第10図 回収工程系統図・・・・・・・・・・・・変更
- 第11図 排気系統図・・・・・・・・・・・・前回の変更申請の内容と同じ
- 第12図 廃水処理系統図・・・・・・・・・・・・前回の変更申請の内容と同じ





第10図 回収工程系統図

核燃料物質加工事業変更許可申請書

添 付 書 類

目 次

1. 事業計画書
2. 変更に係る加工に関する技術的能力に関する説明書
3. 変更後における加工施設の安全設計に関する説明書（主要な設備の配置図を含む。）
4. 変更後における核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書
5. 変更後における加工施設の操作上の過失、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加工施設の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

添付書類 1

事業計画書

添付書類 1

事業計画書

目 次

(ページ)

イ 変更に係る施設による加工の事業の開始の予定時期	添 1 - 1
ロ 変更に係る施設による加工の事業の開始の日以後五年内の日を含む 毎事業年度における製品の種類別の予定加工数量	添 1 - 2
ハ 変更の工事に要する資金の額及びその調達計画	添 1 - 3
ニ 変更に係る施設による加工の事業の開始の日以後五年内の日を含む 毎事業年度における資金計画及び事業の収支見積り	添 1 - 4
ホ 変更に係る施設による加工の事業の開始の日以後五年内の日を含む 毎事業年度における加工に要する核燃料物質の種類別の数量及びその 取得計画	添 1 - 5

イ 変更に係る施設による加工の事業の開始の予定時期

平成14年1月

□ 変更に係る施設による加工の事業の開始の日以後五年内の日を含む毎事業年度における製品の種類別の予定加工数量

(イ) 製品の種類

発電用原子炉の燃料として供給する濃縮ウラン (UF_6) , 原料ウラン (UF_6) 及び劣化ウラン (UF_6) 並びに六ヶ所再処理施設に供給する劣化ウラン (UF_6)

(ロ) 予定加工数量

種類		(単位: ton-U)				
種類	年度	平成13年	平成14年	平成15年	平成16年	平成17年
回収ウラン系 濃縮ウラン, 原料ウラン及び 劣化ウラン (詰め替え)		40	40	0	0	0

ハ 変更の工事に要する資金の額及びその調達計画

(イ) 資金の額

ウラン濃縮原型プラントの第1運転単位（以下「DOP-1」という。）による濃縮役務生産の終了に伴い、カスケード設備、高周波電源設備及びUF₆処理設備に対して閉止措置を行い、UF₆処理設備の一部の機器を撤去する工事の費用は3千万円である。

(ロ) 調達計画

電力との共同研究費用及び政府出資金により充当することを計画している。

二 変更に係る施設による加工の事業の開始の日以後五年内の日を含む毎事業年度における資金計画及び事業の収支見積り

(1) 資金計画

摘要		(単位: 億円)				
年度		平成13年	平成14年	平成15年	平成16年	平成17年
収入	売上	7.7	0.5	0	0	0
	出資金	0.3	0	0	0	0
	借入金	0	0	0	0	0
	合計	8.0	0.5	0	0	0
支出	工事費	0.3	0	0	0	0
	運転費等	7.7	0.5	0	0	0
	借入金返済	0	0	0	0	0
	合計	8.0	0.5	0	0	0

(2) 収支見積り

摘要		(単位: 億円)				
年度		平成13年	平成14年	平成15年	平成16年	平成17年
総原価	売上	7.7	0.5	0	0	0
	減価償却費	0.6	0.6	0.5	0.5	0.5
	運転費等	7.7	0.5	0	0	0
	合計	8.3	1.1	0.5	0.5	0.5
損益		△ 0.6	△ 0.6	△ 0.5	△ 0.5	△ 0.5

木 変更に係る施設による加工の事業の開始の日以後五年内の日を含む毎事業年度における加工に要する核燃料物質の種類別の数量及びその取得計画

(イ) 加工に要する核燃料物質の種類及び数量

種類 ＼ 年度	(単位: ton-U)				
	平成13年	平成14年	平成15年	平成16年	平成17年
回収ウラン系 濃縮ウラン, 原料ウラン及び 劣化ウラン (詰め替え)	40	40	0	0	0

(ロ) 取得計画

電力会社から支給を受けたUF₆又は核燃料サイクル開発機構が所有しているUF₆を使用する。なお、詰め替えを実施する原料ウランは、天然ウランを使用し、劣化ウランは、天然ウラン系劣化ウランを使用し、濃縮ウランは、回収ウラン系濃縮ウランを使用する。

添付書類2

変更に係る加工に関する技術的能力に関する説明書

添付書類 2

変更に係る加工に関する技術的能力に関する説明書

目 次

(ページ)

- イ 変更に係る特許権その他の技術に関する権利若しくは特別の技術による加工の方法又はこれらに準ずるものとの概要 ·····添 2-1
- ロ 変更に係る主たる技術者の履歴 ·············添 2-2
- ハ その他変更後における加工に関する技術的能力に関する事項 ·····添 2-3

イ 変更に係る特許権その他の技術に関する権利若しくは特別の技術による加工の方法又はこれらに準ずるもの概要

今回の変更に係るカスケード設備、高周波電源設備及びUF₆処理設備に対する閉止措置並びにUF₆処理設備の一部の機器を撤去する工事は、従来の保守技術の応用による。

□ 変更に係る主たる技術者の履歴

主たる技術者の履歴は、次のとおりである。

氏名	職務	最終学歴	平成13年8月1日現在 原子力に関する略歴
小池 進	環境保全技術開発部 部長	信州大学工学部 機械工学科 昭和47年3月卒業	昭和47年4月 動力炉・核燃料開発事業団入社 ウラン濃縮技術開発業務に従事
米川 茂	環境保全技術開発部 次長	名古屋大学工学部 化学工学科 昭和48年3月卒業	昭和48年4月 動力炉・核燃料開発事業団入社 ウラン濃縮技術開発業務に従事
津野 博美	人形峠環境技術センター 技術主幹 核燃料取扱主任者	明治大学工学部 工業化学科 昭和42年3月卒業	昭和42年4月 原子燃料公社入社 ウラン濃縮技術開発業務に従事
根本 憲伯	環境保全技術開発部 管理課長	茨城大学工学部 機械工学科 昭和48年3月卒業	昭和48年4月 動力炉・核燃料開発事業団入社 ウラン濃縮技術開発業務に従事
児玉 信一	環境保全技術開発部 濃縮工場処理課長	京都大学 工学研究科 修士課程 昭和55年3月修了	昭和55年4月 動力炉・核燃料開発事業団入社 ウラン濃縮技術開発業務に従事
若林 修二	環境保全技術開発部 環境保全課長	岩手大学大学院 工学研究課修士課程 応用化学専攻 昭和51年3月修了	昭和51年4月 動力炉・核燃料開発事業団入社 ウラン製錬・転換試験開発業務に従事
一安 謙治	環境保全技術開発部 工務課長	東海大学工学部 土木工学科 昭和47年3月卒業	昭和52年7月 動力炉・核燃料開発事業団入社 工務・施設管理業務に従事
古田 定昭	安全管理課長	名古屋大学大学院 工学研究科修士課程 原子核工学専攻 昭和53年3月修了	昭和53年4月 動力炉・核燃料開発事業団入社 安全管理業務に従事
岩永 繁	総括グループリーダー	東京工業大学大学院 修士課程 機械工学専攻 昭和48年3月修了	昭和48年4月 動力炉・核燃料開発事業団入社 核燃料開発業務及び ウラン転換技術開発業務に従事

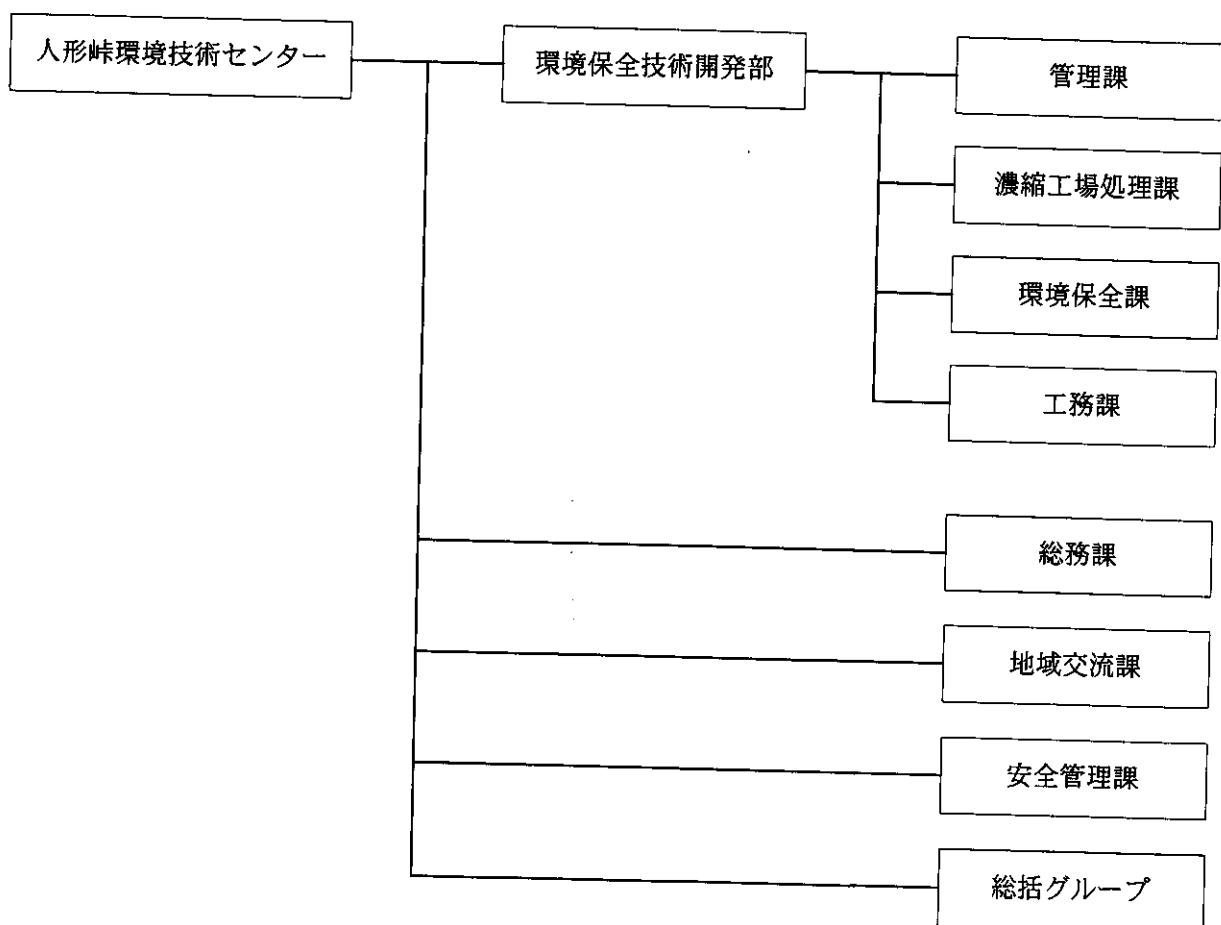
ハ その他変更後における加工に関する技術的能力に関する事項

ウラン濃縮原型プラントは、昭和63年4月にDOP-1 (100ton-SWU／年)を運転開始、平成元年5月にDOP-2 (100ton-SWU／年)の運転開始により全面操業となり、これまでに天然ウラン及び回収ウランの濃縮を約13年間にわたり極めて高い稼働率で運転してきた実績がある。

DOP-2は、平成11年11月に濃縮役務生産を終了し、DOP-1は、平成13年3月に濃縮役務生産を終了した。現在は、回収ウラン濃縮製品の出荷用容器への詰替えを行っている。

(1) ウラン濃縮原型プラントの関連部門組織

平成13年8月現在における、ウラン濃縮原型プラントの関連部門に関する組織を以下に示す。



(2) ウラン濃縮原型プラントの関連部門技術者数

平成13年8月現在における、ウラン濃縮原型プラントの関連部門技術者数66名の専攻別内訳を以下に示す。

専 攻	機 械	電 气	化 学	物 理	原 子 力	金 属	建 築	そ の 他	合 計
技 術 者 数	26	22	5	1	2	4	0	6	66

(3) ウラン濃縮原型プラントの関連部門技術者の業務従事年数

平成13年8月現在における、ウラン濃縮原型プラントの関連部門技術者数66名の業務従事年数を以下に示す。

1 年未満 5 年未満	1 年以上 5 年未満	5 年以上 1 0 年未満	1 0 年以上 2 0 年未満	2 0 年以上	合 計	平均業務 従事年数
1	1	4	11	49	66	22.6

(4) ウラン濃縮原型プラントの関連部門技術者の各種国家試験有資格者数

平成13年8月現在における、ウラン濃縮原型プラントの関連部門技術者の各種国家試験有資格者数を以下に示す。

資 格 名 称	有 資 格 者 数
核燃料取扱主任者	5
放射線取扱主任者	第1種 10
	第2種 6

添付書類3

変更後における加工施設の安全設計に関する説明書
(主要な設備の配置図を含む)

添付書類 3

変更後における加工施設の安全設計に関する説明書 (主要な設備の配置図を含む)

目 次

	(ページ)
イ 臨界に関する安全設計	
(イ) 基本的な考え方	添 3 - 1
(ロ) 臨界管理の基準	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 3 - 2
(ハ) 濃縮度管理	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 3 - 2
(二) 各設備の臨界安全	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 3 - 2
参考文献	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 3 - 2
ロ 地震等の自然環境に関する安全設計	
(イ) 地震に対する安全設計	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 3 - 3
(ロ) 地震以外の自然現象に対する安全設計	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 3 - 3
ハ 熱的安全設計	
(イ) UF ₆ シリンダの加熱に対する考慮	
(前回の変更申請書の内容と同じ)	添 3 - 4
(ロ) コールドトラップの加熱に対する考慮	
(前回の変更申請書の内容と同じ)	添 3 - 4
(ハ) コールドトラップの冷却に対する考慮	
(前回の変更申請書の内容と同じ)	添 3 - 4
(二) 配管の加熱に対する考慮	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 3 - 4
ニ UF₆ の封じ込め機能に関する安全設計	
(イ) 貯蔵設備	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 3 - 5
(ロ) UF ₆ 処理設備	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 3 - 5
(ハ) カスケード設備	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 3 - 5
(二) 均質処理、濃縮度調整及び詰め替え工程 (均質設備)	
(前回の変更申請書の内容と同じ)	添 3 - 5
(ホ) 保守	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 3 - 5

- (ヘ) UF₆シリンド、サンプルシリンド及びサンプルチューブ
交換時の誤操作防止対策 (前回の変更申請書の内容と同じ) . . . 添3-5
- (ト) 計装空気及び計装電源喪失対策 (前回の変更申請書の内容と同じ) . . 添3-5
- (チ) 第1種管理区域の負圧設計 (前回の変更申請書の内容と同じ) . . . 添3-5

木 その他の安全設計

- (イ) 火災・爆発に対する考慮 (前回の変更申請書の内容と同じ) . . . 添3-6
- (ロ) 電源喪失に対する考慮 . 添3-6
- (ハ) 放射性物質の移動及び取り扱いに対する考慮 添3-6
- (ニ) 過充てんに対する考慮 (前回の変更申請書の内容と同じ) 添3-9
- (ホ) 共用に対する考慮 (前回の変更申請書の内容と同じ) 添3-9
- (ヘ) 準拠規格及び基準 (前回の変更申請書の内容と同じ) 添3-9
- (ト) 検査修理等に対する考慮 (前回の変更申請書の内容と同じ) 添3-9

主要な設備の配置図

- 図5-1 主要設備配置図 主棟1階 . 添3-10
- 図5-2 主要設備配置図 主棟2階 (前回の変更申請書の内容と同じ)
- 図5-3 主要設備配置図 付属棟 (前回の変更申請書の内容と同じ)
- 図5-4 主要設備配置図 第2貯蔵庫 (前回の変更申請書の内容と同じ)
- 図5-5 主要設備配置図 第3貯蔵庫 (前回の変更申請書の内容と同じ)
- 図5-6 濃縮度管理インタロック論理図 (前回の変更申請書の内容と同じ)
- 図5-7 停電時の工程状態図 . 添3-11

イ 臨界に関する安全設計

(イ) 基本的な考え方

本申請における臨界安全に関する検討は、「ウラン加工施設安全審査指針」に準拠して次のように行う。

なお、カスケード設備及びUF₆処理設備は、ガス状ウランを除去したのち、窒素ガスを大気圧まで封入する閉止措置を行うが、臨界の評価は、以下に示すように、運転時の条件とする。

(1) 単一ユニットの臨界安全

本施設においては、濃縮度を5%以下に管理し、単一ユニットは、技術的にみて想定されるいかなる場合でも、単一ユニットの形状寸法又は減速条件によって、核的に制限することにより臨界を防止する対策を講じる。ただし、カスケード設備[DOP-1カスケード(以下「カスケード設備」という。)]については、大気圧以下であるため濃縮度のみを管理する。

a. ウランを収納する設備・機器のうち、その形状寸法を制限し得る以下のものについては、その形状寸法について核的に安全な制限値を設定する。

- ・カスケード排気系ケミカルトラップ(NaF)
- ・一般バージ系ケミカルトラップ(NaF)
- ・均質設備ケミカルトラップ(NaF)
- ・NaF処理槽
- ・使用済NaF収納ドラム缶

b. 固体及び液体のUF₆を取り扱う設備・機器で収納するウランの質量、容積及び形状を制限することが困難な以下のものについては、減速条件を制限することにより臨界を防止する。

- ・製品コールドトラップ
- ・一般バージ系コールドトラップ
- ・均質設備コールドトラップ
- ・製品シリンダ
- ・回収ウラン原料シリンダ

この場合誤操作等を考慮しても工程中のウランが同制限値を超えないよう、十分な対策を講じる。

c. 核的制限条件を設定するにあたっては、取り扱うウランの化学的組成、濃縮度、密度、幾何学的形状、減速条件等を考慮し、特に立証されない限り最適な中性子の減速及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差等を考慮して十分な裕度を見込む。

d. 核的制限条件の維持・管理については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り、臨界に達しないようにする。

(2) 複数ユニットの臨界安全

本施設における複数ユニットの配列については、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界に達しないようにする。

a. 固体及び液体のUF₆を取り扱う以下の設備・機器の配列については、ユニット相互間が核的に安全な配置とする。

- ・製品コールドトラップ
- ・廃品コールドトラップ
- ・一般バージ系コールドトラップ
- ・均質設備コールドトラップ
- ・使用済NaF収納ドラム缶
- ・製品シリンド
- ・回収ウラン原料シリンド
- ・廃品シリンド
- ・カスケード排気系ケミカルトラップ(NaF)
- ・一般バージ系ケミカルトラップ(NaF)
- ・均質設備ケミカルトラップ(NaF)
- ・NaF処理槽
- ・使用済NaF収納ドラム缶

b. 核的に安全な配置を臨界計算により確認するにあたっては、特に立証されない限り、最も高率の良い中性子の減速及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差等を考慮して十分な裕度見込む。実効増倍率の制限条件は、0.95以下とする。

c. 核的に安全な条件の維持については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないようにする。

(3) 手引書等について

参考とする手引書、文献等は、公表された信頼度の十分高いのものを使用する。また、使用する臨界計算コードは、実験値等との対比が行なわれ、信頼度の十分高いことが立証されているKENO-IV(文献(1)による。)を使用する。

(口) 臨界管理の基準	・・・・・・・・・・・・・・・・	(変更なし)
(ハ) 濃縮度管理	・・・・・・・・・・・・	(変更なし)
(二) 各設備の臨界安全	・・・・・・・・	(変更なし)
参考文献	・・・・・・・・	(変更なし)

地震等の自然環境に関する安全設計

(イ) 地震に対する安全設計・・・・・・・・・・・・ (変更なし)

(ロ) 地震以外の自然現象に対する安全設計・・・・・・・・ (変更なし)

八 热的安全设计

- (イ) UF₆ シリンダの加熱に対する考慮 (変更なし)
- (ロ) コールドトラップの加熱に対する考慮 (変更なし)
- (ハ) コールドトラップの冷却に対する考慮 (変更なし)
- (二) 配管の加熱に対する考慮 (変更なし)

二 UF_6 の封じ込め機能に関する安全設計

本施設における UF_6 封じ込め機能に関する安全設計は、 UF_6 の漏えい防止及び万一漏えいした場合でも漏えいを最小限にとどめ、同時に漏えいの施設外への拡大を防止するために、以下のとおり行う。

(イ) 貯蔵設備・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (変更なし)

(ロ) UF_6 処理設備

(1) UF_6 処理設備・機器は、ガス状ウランを除去し、窒素ガスを大気圧まで封入したのち、主要な系統及び機器の弁の閉止並びにハンドルの取り外し等の閉止措置を行う。

(2) 過加熱防止対策は前項「熱的安全設計」に述べたとおりで、 UF_6 の圧力が過大となることはない。

(ハ) カスケード設備

カスケード設備・機器は、ガス状ウランを除去し、窒素ガスを大気圧まで封入したのち、供給及び回収弁の閉止並びにハンドルの取り外し等の閉止措置を行う。

また、高周波電源設備は、供給電源のしゃ断並びに電源盤への施錠等の閉止措置を行う。

(二) 均質処理、濃縮度調整及び詰め替え工程（均質設備）・・・・ (変更なし)

(ホ) 保守・・・・・・・・・・・・・・・・ (変更なし)

(ヘ) UF_6 シリンダ、サンプルシリンダ及びサンプルチューブ交換時の誤操作防止対策

通常行われる作業において誤操作により弁を開けた場合、 UF_6 と大気が接触する可能性があるのは、 UF_6 シリンダ、サンプルシリンダ及びサンプルチューブ（以下「 UF_6 シリンダ等」という。）交換時のみである。したがって、これらの交換を行う次の2つの設備について以下に述べる安全設計を行う。

(1) 均質設備

主工程（大気圧以上）と UF_6 シリンダ等の間に自動弁を2重に設け、交換時に、両方の弁が同時に開とならないインタロックを設け、誤操作による UF_6 の漏えいを防止する。

(2) UF_6 処理設備

UF_6 処理設備は、ガス状ウランを除去し、窒素ガスを大気圧まで封入したのち、主要な系統及び機器の弁の閉止並びにハンドルの取り外し等の閉止措置を行い、誤操作による放射性物質の漏えいを防止する。

(ト) 計装空気及び計装電源喪失対策・・・・・・・・・・・・ (変更なし)

(チ) 第1種管理区域の負圧設計・・・・・・・・・・・・ (変更なし)

木 その他の安全設計

(イ) 火災・爆発に対する考慮・・・・・・・・・・・・ (変更なし)

(ロ) 電源喪失に対する考慮

商用電源の停電対策として、非常用発電機及び無停電電源装置（バッテリ）を設置し、停電時、次表の設備に電力を供給する。非常用発電機は、停電後 40 秒以内に定格電力を供給できる設計とする。

	設 備 名	負荷容量
非常用発電機 [容量 1500KVA]	(安全設備) 第1種管理区域の排気設備 放射線管理設備のモニタ類 火災警報設備 非常用通報設備	895 kw
無停電電源装置 [容量 150KVA]	(工程維持) ユーティリティ設備用ポンプ類 無停電電源装置	88 kw

商用電源喪失時、本施設の非常用照明及び誘導灯は、自動的に、それぞれ内蔵のバッテリに切り替えられる。均質設備は、図 5-7 に示すように、ロータリポンプの入口弁がインタロックにより自動閉となり、UF₆は、工程中に閉じ込められたままになる。なお、均質設備コールドトラップ及びシリンドラ槽の冷却能力は、喪失するが、UF₆の蒸気圧は、室温 28°C の時 1.9×10^{-2} MPa であるため、均質設備コールドトラップ及びシリンドラ内圧は、大気圧を超えることはない。

また、UF₆凝固防止用配管ヒータは、非常用発電機により送電されるので、停電により配管中のUF₆が凝固することはない。

(ハ) 放射性物質の移動及び取扱いに対する考慮

本施設内での工程間の放射性物質の移動は、分析サンプルを除いてUF₆シリンドラ及びケミカルトラップに限定される。

(1) 漏えい防止

UF₆シリンドラ及びケミカルトラップは、リークテストにて漏えいのないことを確認して運搬するので、移動のための漏えい防止は十分であり、問題になることはない。

(2) 放射線遮へい

移動、取扱い及び点検の各作業において、放射線業務従事者の外部被ばくに影響を及ぼすUF₆シリンドラ及びケミカルトラップのうち、線量率が最大となる回収ウラン系濃縮ウランを充てんした製品シリンドラの線量率(注1)は、表面付近の最大が、 4.8×10^{-1} mSv/時である。しかし、作業時間及び作業頻度等を考慮してUF₆シリンドラの移

動及び取扱いの作業による放射線業務従事者の実効線量の評価値は、次表に示すように、 $2.73\text{mSv}/\text{年}$ となる。なお、表中の作業に比べて、作業位置における線量率が小さく、作業頻度が少ないため、天然ウランの詰め替えに伴う天然ウランの移動及び取扱い、劣化ウランの詰め替えに伴う天然ウラン系劣化ウランの移動及び取扱い並びにケミカルトラップの移動及び取扱いによる放射線業務従事者の実効線量は小さく無視できる。

(注 1) ANSI 規格 30B に回収ウラン系濃縮ウラン (^{232}U の含有量は 11ppb に相当する。) を完全充てんし、貯蔵期間を 3 年として、線量率を算出した。

シリンダに充てんされたウランの種類	作業位置 (シリンダ表面からの距離) (m)	作業位置における線量率 ($\mu\text{Sv}/\text{時}$)	作業時間 (分/回)	作業頻度 (回/年)	作業従事率	放射線業務従事者の実効線量 ($\text{mSv}/\text{年}$)
回収ウラン系濃縮ウラン (出荷作業)	0.5	197	5	60	1/2	0.50
	1.0	99	5			0.25
回収ウラン系濃縮ウラン (注 2) (詰め替え作業)	0.5	197	20	30		0.99
	1.0	99	40			0.99
合計						2.73

備考：各シリンダには、ウランが完全充てんされているものとして線量率を評価した。

(注 2) 天然ウラン系劣化ウランの詰め替え作業については、回収ウラン系濃縮ウランを充てんしたシリンダとして評価した。

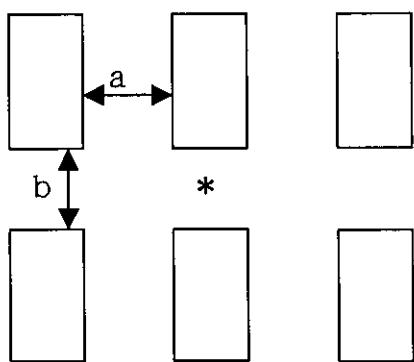
また、同様に、作業時間及び作業頻度を考慮してUF₆シリンドラの点検の作業による放射線業務従事者の実効線量の評価値は、次表に示すように、5.83mSv／年となる。

シリンドラに充てんされたウランの種類	作業場所 [貯蔵場所]	作業位置における線量率 (μ Sv／時)	作業時間 (分／回)	作業頻度 (回／年)	作業従事率	放射線業務従事者の実効線量 (mSv／年)
回収ウラン	A [第1貯蔵庫]	142	4	365	1/3	1.15
	B [第3貯蔵庫]	132	3			0.8
回収ウラン系濃縮ウラン [濃縮後3年以内]	C [第1貯蔵庫]	568	3			3.46
天然ウラン系劣化ウラン	B [第2貯蔵庫]	19	7			0.27
	B [第3貯蔵庫]	19	4			0.15
合 計						5.83

備考：各シリンドラは、ウランが完全充てんされているものとして線量率を評価した。

点検作業位置（評価点）は、下図に示すように6本のシリンドラの中心とした。

なお、a, bの長さは下表に示すとおりである。



作業場所	a	b
A	47cm	67cm
B	30cm	78cm
C	37cm	77cm

* : 評価点

以上より、放射線業務従事者の実効線量は、8.56mSv／年となる。

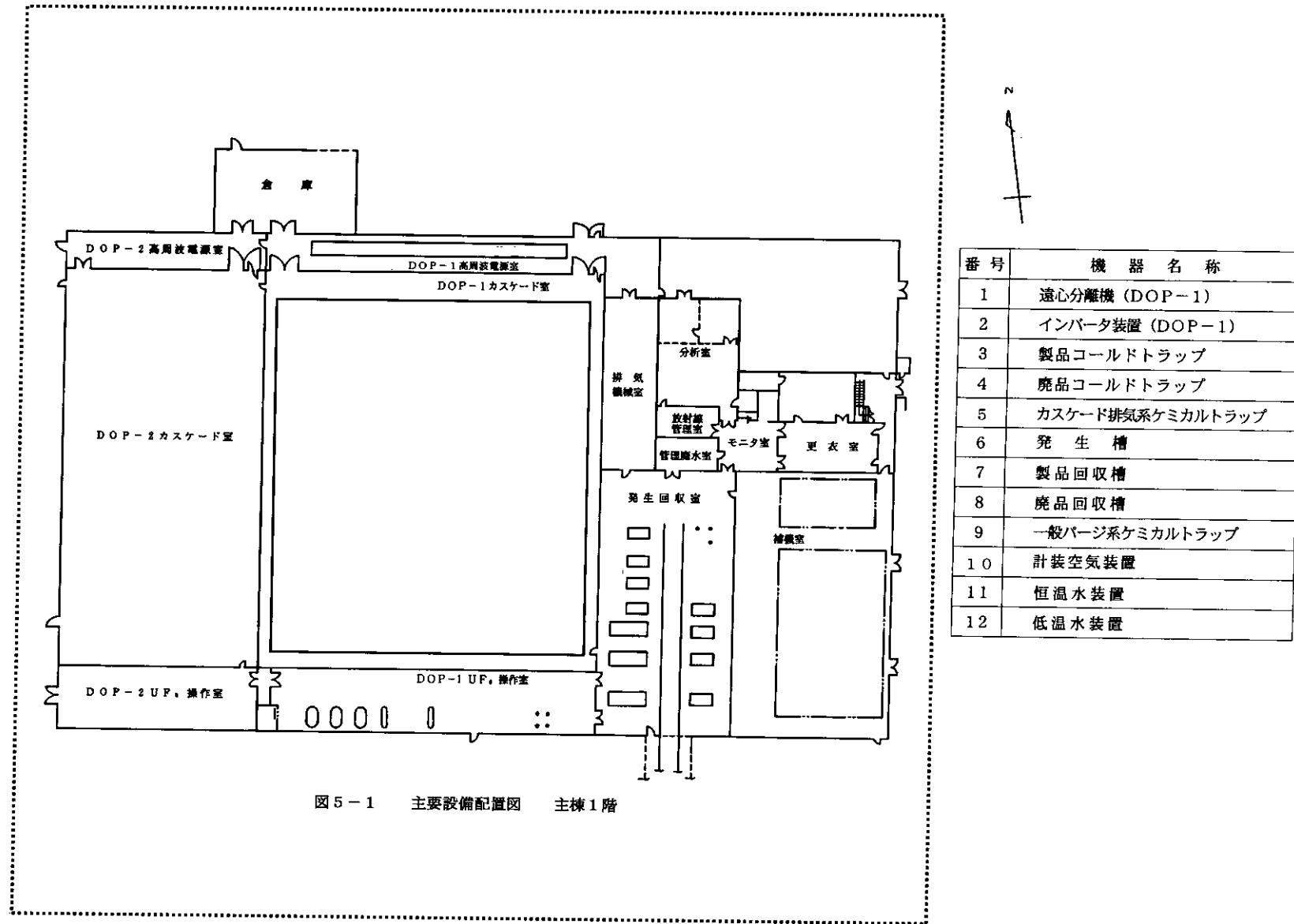
なお、外部放射線による線量率が高い機器の周囲での作業では、外部被ばくによる線量を必要に応じて管理し、外部被ばくによる実効線量が3.7mSv／3ヶ月を超える場合は、その原因を調査し、必要に応じて立入制限等を行うことにより、法令値を守ることができる。

また、放射線業務従事者の外部被ばくをさらに低減するという目的のために、作業位置における線量率を下回るように必要に応じて外部放射線による線量率が高い機器の周囲に放射線遮へいを施す。

(3) 臨界防止

UF₆ シリンダ及びケミカルトラップを運搬する場合は、複数ユニットの間隔の制限条件を満足するよう行うが、万一、他のユニットと接触したと仮定しても、「イ 臨界に関する安全設計」に述べたとおり、実効増倍率が 0.95 以下となるように設備・機器を設置するため、放射性物質の移動により臨界になることはない。

- (二) 過充てんに対する考慮・・・・・・・・・・・・・・・・ (変更なし)
- (ホ) 共用に対する考慮・・・・・・・・・・・・・・・・ (変更なし)
- (ヘ) 準拠規格及び基準・・・・・・・・・・・・ (変更なし)
- (ト) 検査修理等に対する考慮・・・・・・・・・・・・ (変更なし)



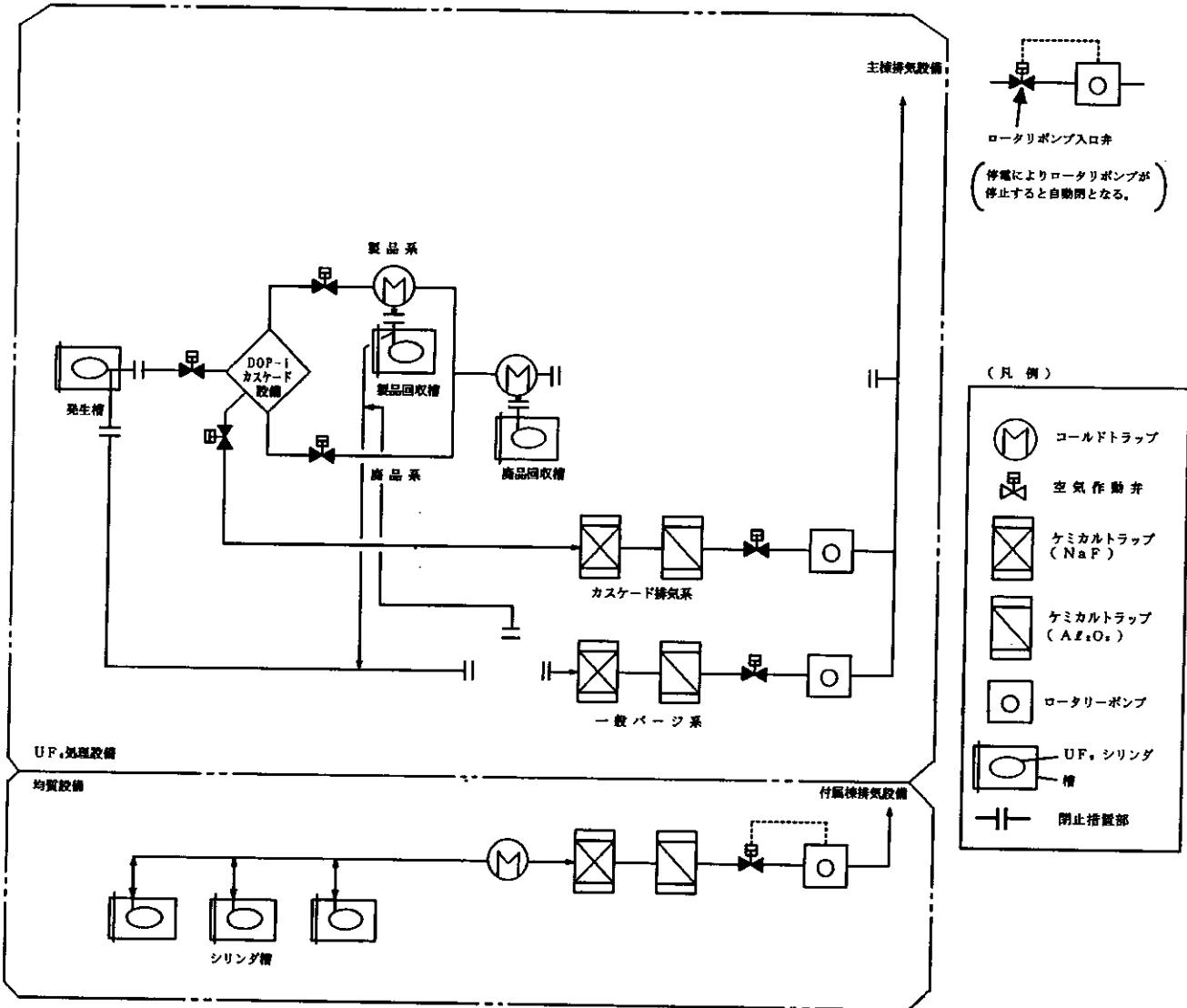


図5-7 停電時の工程状態図

添付書類4

変更後における核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書

添付書類 4

変更後における核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による放射線の被 ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書

目 次

	(ページ)
イ まえがき	
(イ) 安全評価対象核種	添 4-1
(ロ) 受入れ仕様核種	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 4-4
ロ 保安管理組織	添 4-5
ハ 個人管理	
(イ) 放射線業務従事者の安全管理	添 4-6
(ロ) 一時立入者の安全管理	添 4-6
ニ 施設管理	
(イ) 管理区域の管理	添 4-7
(ロ) 周辺監視区域の管理	添 4-9
(ハ) 記録	添 4-9
ホ 環境管理	添 4-10
ヘ 放射性廃棄物の管理	
(イ) 放射性気体廃棄物	添 4-12
(ロ) 放射性液体廃棄物	添 4-20
(ハ) 放射性固体廃棄物	添 4-20
ト 農・畜産物及び水産物の摂取に起因する一般公衆の実効線量の評価	
(イ) 農・畜産物摂取に起因する一般公衆の実効線量の評価	添 4-22
(ロ) 水産物摂取に起因する一般公衆の実効線量の評価	添 4-25
(ハ) 参考文献	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 4-26
チ 事故対策	(前回の変更申請書の内容と同じ) 添 4-27
リ 線量評価	添 4-28
管理区域の区分図	
図 6-1 主棟、付属棟、第2貯蔵庫、第3貯蔵庫の管理区域の区分	添 4-29
図 6-2 廃棄物貯蔵庫の管理区域の区分	添 4-30

イ まえがき

核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）の取扱いに伴って生じる放射線による障害の防止を図るため、次のような管理を行う。

- (1) 個人管理（被ばく及び健康管理）
- (2) 施設管理（空気中の放射性物質濃度、表面密度及び外部放射線管理）
- (3) 環境管理（周辺監視区域外の大気、河川水等の管理）
- (4) 放射性廃棄物の管理

放射線管理及び核燃料物質等の取扱いは、「保安規定」を定めて管理するが、ここでは概要を述べる。

(イ) 安全評価対象核種

安全評価対象核種の設定にあたっては、ORIGENコードによる以下の条件のパラメータサーベイ計算を実施し、

・初期濃縮度	2.5%	～	4.0%
・燃焼度	10Gwd/ton-U	～	28Gwd/ton-U
・比出力	15MW/ton-U	～	40MW/ton-U
・冷却期間	180 日以上		
・再処理後経過期間	180 日以上		
・転換後経過期間	0 日以上		

外部被ばく評価では、線量率の総和が大となる計算結果のうち、線量率が高い核種からの累積を実施し、総和に対する累積割合が99.5%以上となる、 ^{234}mPa , ^{208}Tl , ^{106}Ru , ^{212}Bi , ^{234}Th , ^{212}Pb , ^{235}U , ^{234}U , ^{234}Pa , ^{231}Th , ^{238}U , ^{95}Nb , ^{224}Ra , ^{103}Ru を外部被ばく上の安全評価対象核種とし、内部被ばく評価では、年間最大取扱量(200tU)分の計算組成が、排気筒より大気に放出された時の排気筒出口での各同位体濃度を平成12年科学技術庁告示第13号別表第1第5欄「排気中又は空気中の濃度限度」で除した値（以下「B/A」という。）の総和が大となる計算結果のうち、次表に示すB/Aが1/100を超える核種を内部被ばく上の安全評価対象核種とした。

なお、ORIGEN計算において、再処理除染係数及び転換除染係数は、以下の値を使用した。再処理除染係数のうち、Pu, Am, Cmは文献(1)，その他は文献(2)，Np, Tc, Sr, Sb, Cs, Euは従来試験の実績，Zr, Nb, Ru, Rhは再処理工場の設計値により設定した。また、転換除染係数のうち、Nb, Sbは文献(3)，Tcは文献(4)，Nb, Pu, Ruは従来試験の実績、これら以外の核種は転換工程のフッ化物蒸気圧により設定した。

・再処理除染係数 :	U	1	Zr, Nb, Ru, Rh	10^6
	Np	10^3	Tc	10^5
	Pu	10^6	Sr, Sb, Cs, Eu	10^8
	Am, Cm	10^8	その他	10^6

・転換除染係数	：	U	1	Sr	10^{23}
		Tl	10^4	Y	10^{20}
		Bi	10^6	Zr, Ba, Ce	10^{10}
		Pb	10^8	Nb	2.2×10^2
		Ra	10^{19}	Tc	2.5×10^1
		Ac	10^{14}	Ru, Rh	10^1
		Th	10^{15}	Ag	10^5
		Pa	10^7	Cd	10^{13}
		Np, Pu	10^2	Sn	10^2
		Am	10^{11}	Sb	9×10^0
		Cm	10^{10}	Cs	10^7
					その他 1

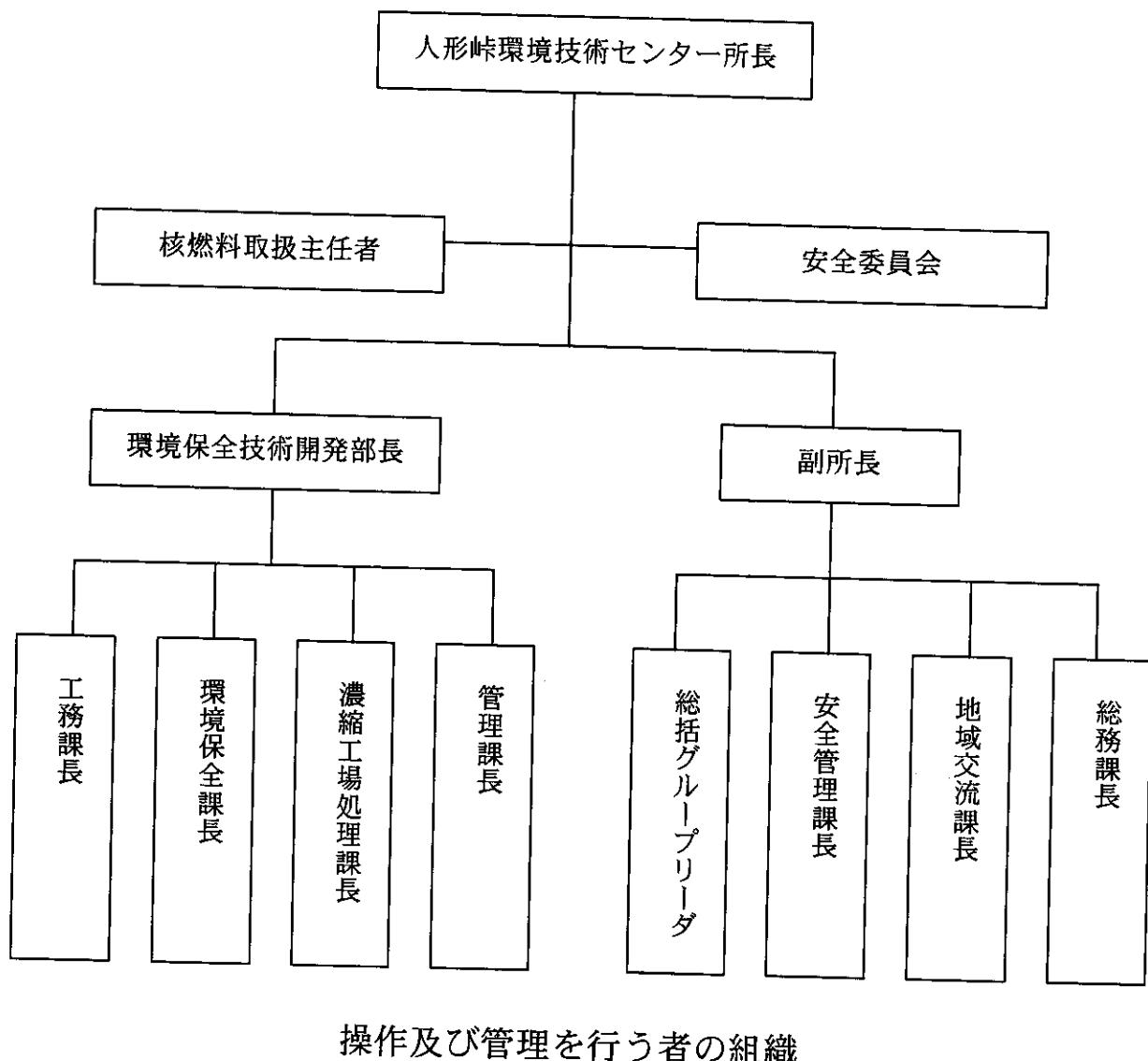
	同位体濃度 B (Bq/cm ³)	濃度限度 A (Bq/cm ³)	B/A
²²⁸ Th	8.15×10^{-4}	4.00×10^{-9}	2.04×10^5
²³⁴ U	3.11×10^{-2}	2.00×10^{-7}	1.55×10^5
²³⁸ U	1.05×10^{-2}	3.00×10^{-7}	3.50×10^4
²³⁶ U	6.45×10^{-3}	2.00×10^{-7}	3.23×10^4
²³² U	8.15×10^{-4}	3.00×10^{-8}	2.72×10^4
²²⁴ Ra	8.15×10^{-4}	4.00×10^{-8}	2.04×10^4
²³⁰ Th	2.80×10^{-6}	3.00×10^{-9}	9.33×10^2
²³⁵ U	4.67×10^{-4}	2.00×10^{-7}	2.34×10^3
²³⁴ Th	1.05×10^{-2}	2.00×10^{-5}	5.25×10^2
¹⁰⁶ Ru	1.00×10^{-3}	2.00×10^{-6}	5.00×10^2
²³⁸ Pu	6.45×10^{-7}	3.00×10^{-9}	2.15×10^2
²²⁰ Rn	8.15×10^{-4}	3.00×10^{-6}	2.72×10^2
²³¹ Pa	9.90×10^{-8}	1.00×10^{-9}	9.90×10^1
²⁴¹ Am	2.75×10^{-7}	3.00×10^{-9}	9.17×10^1
²¹² Pb	8.15×10^{-4}	6.00×10^{-6}	1.36×10^2
²⁴¹ Pu	1.35×10^{-5}	2.00×10^{-7}	6.75×10^1
²⁴⁰ Pu	1.63×10^{-7}	3.00×10^{-9}	5.43×10^1

	同位体濃度 B (Bq/cm ³)	濃度限度 A (Bq/cm ³)	B/A
²³⁹ Pu	1.02×10^{-7}	3.00×10^{-9}	3.40×10^1
²³⁷ Np	8.25×10^{-8}	6.00×10^{-9}	1.38×10^1
²²⁷ Ac	1.42×10^{-8}	2.00×10^{-10}	7.10×10^1
²¹² Bi	8.15×10^{-4}	4.00×10^{-6}	2.04×10^2
²³³ U	8.25×10^{-7}	2.00×10^{-7}	4.13×10^0
²²⁹ Th	7.80×10^{-10}	1.00×10^{-9}	7.80×10^{-1}
^{127m} Te	5.80×10^{-5}	2.00×10^{-5}	2.90×10^0
¹⁵⁴ Eu	2.70×10^{-6}	2.00×10^{-6}	1.35×10^0
²³¹ Th	4.67×10^{-4}	4.00×10^{-4}	1.17×10^0
²⁴² Pu	5.40×10^{-10}	3.00×10^{-9}	1.80×10^{-1}
²²⁷ Th	1.41×10^{-8}	1.00×10^{-8}	1.41×10^0
²²³ Ra	1.43×10^{-8}	2.00×10^{-8}	7.15×10^{-1}
^{125m} Te	1.25×10^{-5}	4.00×10^{-5}	3.13×10^{-1}
¹⁰³ Ru	1.02×10^{-5}	4.00×10^{-5}	2.55×10^{-1}
¹⁵⁵ Eu	1.61×10^{-6}	2.00×10^{-5}	8.05×10^{-2}
²²⁶ Ra	6.05×10^{-9}	4.00×10^{-8}	1.51×10^{-1}
⁹⁵ Nb	1.13×10^{-5}	7.00×10^{-5}	1.61×10^{-1}
^{129m} Te	1.07×10^{-6}	2.00×10^{-5}	5.33×10^{-2}
¹²⁷ Te	5.70×10^{-5}	9.00×10^{-4}	6.33×10^{-2}
²³⁴ Pa	1.36×10^{-5}	3.00×10^{-4}	4.53×10^{-2}
¹²³ Sn	2.06×10^{-7}	2.00×10^{-5}	1.03×10^{-2}
¹²⁵ Sb	4.14×10^{-7}	3.00×10^{-5}	1.38×10^{-2}
²²⁵ Ac	7.80×10^{-10}	2.00×10^{-8}	3.90×10^{-2}
²¹⁰ Po	4.90×10^{-10}	4.00×10^{-8}	1.23×10^{-2}
²²⁵ Ra	7.80×10^{-10}	2.00×10^{-8}	3.90×10^{-2}

(口) 受入れ仕様核種・・・・・・・・・・・・・・・・(変更なし)

□ 保安管理組織

核燃料物質の加工の事業に関する保安を確保するために、次の図に示す操作及び管理を行う者の組織を置く。



操作及び管理を行う者の組織のうち核燃料取扱主任者及びその代理者は、核燃料取扱主任者免状を有する者の中から任命する。核燃料物質等の取扱いに関する保安を確認するため、操作及び管理を行う者の組織の主要な構成員より成る安全委員会を置き、保安に関する事項の審議等を行う。

ハ 個人管理

個人管理は、放射線業務従事者と、一時的に立ち入る者（以下「一時立入者」という。）に区分して管理する。

（イ） 放射線業務従事者の安全管理

（1） 資格

放射線業務従事者は満 18 才以上の者とし、核燃料物質の取扱いに関する必要な教育及び特殊健康診断を受け、その結果に基づいて核燃料統括者が適当と認める者に限定する。

（2） 線量の測定

外部被ばく線量は、熱蛍光線量計（以下「TLD」という。）を放射線業務従事者に着用させ、3ヶ月に1回（女子は1ヶ月に1回）の頻度で交換し測定する。また、このほか必要に応じてポケット線量計等によって外部被ばくによる線量を測定する。

内部被ばく線量は、空気中の放射性物質濃度の定期的な測定に基づき、3ヶ月に1回（女子は1ヶ月に1回）の頻度で算出する。さらに必要に応じて、尿中のウラン濃度の測定を年に1回以上行う。

（3） 保安教育

放射線業務従事者に対し、必要な項目について保安教育を実施する。

（4） 健康診断

放射線業務従事者に対し、「電離放射線障害防止規則」（厚生労働省令）に定める特殊健康診断を実施する。

（5） 記録

健康診断の結果及び線量測定結果は、電離放射線健康診断個人票等に記録する。

（ロ） 一時立入者の安全管理

一時立入者を管理区域に立ち入らせる場合には、放射線業務従事者を立会者として付けるとともに、事前説明等により遵守事項の徹底を行う。

また、一時立入者の外部被ばくによる線量は、ポケット線量計等の個人線量計を一時立入者又はその代表者に着用させることにより測定する。

内部被ばくによる線量を確認する必要が生じた場合は、空気中のウラン濃度を測定し、作業時間を考慮して計算により推定する。

なお、一時立入者が管理区域に立ち入る場合には、立入場所、時間等を記録する。

二 施設管理

本施設における核燃料物質等による放射線の管理を確実に実施するために、核燃料物質等を取り扱う場所を管理区域、その周辺を周辺監視区域として、次のように管理する。

(イ) 管理区域の管理

(1) 管理区域の設定

「核燃料物質の加工の事業に関する規則」第一条の二で定められる場所を管理区域に設定し、その範囲を標識等により明示する。

(2) 管理区域の区分

管理区域は、ウランを密封して取扱い、または、貯蔵することによって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）とに区分して管理する。

本施設の管理区域の区分は、次表及び図6-1～図6-2に示すとおりである。

建 物 名	管 理 区 分	主 な 室 名
主棟	第1種管理区域	DOP-1UF ₆ 操作室 発生回収室 放射線管理室 分析室 管理廃水室 排気機械室
	第2種管理区域	DOP-1 カスク-ド室
	非管理区域	補機室 電源室 DOP-1 高周波電源室 中央操作室 給気機械室
付属棟	第1種管理区域	均質操作室 保守室 局所排気機械室
	第2種管理区域	第1貯蔵庫
	非管理区域	給気機械室
第2貯蔵庫	第2種管理区域	_____
第3貯蔵庫	第2種管理区域	_____
非常用発電機棟	非管理区域	発電機室
廃棄物貯蔵庫	第2種管理区域	_____

(3) 作業環境の汚染防止

第1種管理区域のUF₆を取り扱う機器、配管等を取り外す時には、事前に内部のUF₆を真空排気した後、窒素ガスで十分バージすることにより取り除き、高性能エアフィルタを装着した可搬型又は据置型の排気装置を用いて、取り外し部の周囲を局部的に排気しながら作業を行う。また、作業の終了時にサーベイメータ等により、汚染がないことを確認する。

(4) 管理区域の放射線管理

管理区域においては、以下の方法により次表の法定基準値以下になるよう放射線管理を行う。

外部放射線に係る線量	1.3mSv／3ヶ月	
空気中の放射性物質濃度	告示第13号 第二条第一項 第二号	
表面密度	α 線を放出する放射性物質	4 Bq/cm ²
	α 線を放出しない放射性物質	40 Bq/cm ²

(a) 設備及び機器

管理区域の空気中の放射性物質濃度、表面密度及び外部放射線を十分に監視、管理するために、次の設備及び機器を設ける。

- a. 第1種管理区域には、エアスニッファ、可搬型空気サンプラ、工程用モニタ、排気用モニタ、手・足・衣服モニタ、サーベイメータ、放射能測定装置、TLD等の機器を備える。
- b. 第1種管理区域の入口等に空気呼吸器、全面マスク等の放射線防護具等を備える。
- c. 排気用モニタ及び工程用モニタの監視盤を中央操作室に設置し、管理区域の空気中の放射性物質濃度等の監視を行う。また、必要な箇所に通報できるように通報設備を施設の各所に設置する。
- d. 第2種管理区域には、サーベイメータ及びTLDを備える。

(b) 管理区域からの人の退出及び物品の持出し

第1種管理区域からの人の退出及び物品の持出しが、それらの表面密度又は線量率が、次表の法令基準値以下になるよう管理する。

対象	法定基準値	
人・物品	α 線を放出する放射性物質	0.4 Bq/cm ²
	α 線を放出しない放射性物質	4 Bq/cm ²
容器	UF_6 シリンド等 (表面) 2 mSv/時 (表面から1m) 100 μ Sv/時	

(c) 管理区域の線量等の測定

- a. 第1種管理区域の空気中の放射性物質濃度、床、壁等の表面密度及び外部放射線による線量の測定を週1回以上の頻度で行う。空気中の放射性物質濃度は、エアスニッファ又は可搬型区域サンプラ等により集塵して測定する。床、壁等の表面密度は、サーベイメータによる直接測定法又はスミヤ法により測定する。外部放射線による線量は、サーベイメータ、TLD等によって測定する。

- b. 第2種管理区域の外部放射線による線量の測定を、週1回以上の頻度で行い、上記（b）項の「管理区域からの人への退出及び物品の持出し」の表に掲げる数値を下回ることを確認する。

（5）周辺環境の汚染防止

（a）第1種管理区域の負圧設計

第1種管理区域内の気圧を給排気設備により、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ことによって、第1種管理区域内の空気が排気設備を通らずに外部へ漏えいすることを防ぐ。

（b）排気管理

主棟では、DOP-1UF₆操作室、発生回収室及び排気機械室の排気の一部は、プレフィルタ1段及び高性能エアフィルタ1段により処理した後、再循環給気を行う。第1種管理区域からの排気は、プレフィルタ1段及び高性能エアフィルタ1段により処理した後、屋外へ排出する。また、均質操作室、小分けフード等からの排気は、異常時のみプレフィルタ1段、HF吸着器及び高性能エアフィルタ1段から成る局所排気設備を経由して排気する。排気中の放射性物質濃度が告示第13号に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度以下であることを排気用モニタにより連続的に監視する。

（c）排水管理

管理区域からの廃水は、必要に応じて凝集沈殿、ろ過等の処理を行う。処理後の排水は、放射性物質濃度が告示第13号に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度以下であることを管理廃水排水槽にて確認後、本施設外の放流水槽へ送る。

（ロ）周辺監視区域の管理

（1）周辺監視区域の設定

「核燃料物質の加工の事業に関する規則」第一条の三で定められる周辺監視区域としてセンター内の区域を設定し、その範囲を標識等により明示する。

（2）周辺監視区域内の放射線管理

モニタリングポイントにTLDを設置して、外部放射線に係る線量を測定する。さらに、モニタリング車等により外部放射線に係る線量率を毎週1回以上測定する。

（ハ）記録

空気中の放射性物質濃度、排気中の放射性物質濃度、表面密度、排水中の放射性物質濃度、外部放射線に係る線量等の測定結果は、その処置等に関することも含めて各々の区分に従い記録する。

ホ 環境管理

周辺監視区域外における環境モニタリングとして、積算線量、大気中の放射性物質濃度及び河川水等のウラン濃度の測定を定期的（年2回以上）に行う。

また、風向、風速、降雨量及び大気温度を連続して測定し、記録する。

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は、付属棟、第2貯蔵庫及び第3貯蔵庫のウラン貯蔵を考慮して以下に述べる方法により計算した。

① ガンマ線源

貯蔵する各ウランのガンマ線源強度が最大となる貯蔵期間を考慮し、ORIGEN 2/82により算出した18群のエネルギースペクトルを用いる。

ただし、回収ウラン系濃縮ウラン(^{232}U の含有量は11ppbに相当する。)については、貯蔵期間を3年とした。

なお、回収ウラン系濃縮ウラン中の ^{232}U の含有量を8ppbとした場合は、貯蔵期間を5年としても計算に用いたガンマ線源強度を上回ることはない。

② 計算コード

直接ガンマ線：QAD-CGGP2

スカイシャインガンマ線：ANISN, G33-GP2, QAD-CGGP2

③ 計算モデル

各貯蔵庫には、次表のとおり各貯蔵庫の最大貯蔵に見合うウランがあるものとし、貯蔵量、貯蔵設備の形状等を考慮しモデル化した。

貯蔵施設名	最大貯蔵能力	核燃料物質の状態	核燃料物質の種類
第1貯蔵庫	102 ton-U (ANSI規格30B及び改良型30B 66本)	気体及び固体のUF ₆	回収ウラン系濃縮ウラン
	490 ton-U (ANSI規格48Y 58本)	同 上	回収ウラン
第2貯蔵庫	1234 ton-U (ANSI規格48Y 146本)	同 上	天然ウラン系劣化ウラン
第3貯蔵庫	1234 ton-U (ANSI規格48Y 146本)	同 上	回収ウラン (注1) 天然ウラン系劣化ウラン

(注1)回収ウランの貯蔵場所は、主棟側の1列とし、最大貯蔵能力は、304ton-U(ANSI規格48Y 36本)とする。

また、線源周囲の建物については、以下の遮へい効果を考慮した。

- ・主棟 壁 材質：コンクリート、厚さ：17cm
- ・第1貯蔵庫 壁（下部） 材質：コンクリート、厚さ：17cm
壁（上部） 材質：コンクリート、厚さ：5.5cm
天井 材質：コンクリート、厚さ：18cm
- ・第2貯蔵庫 壁（下部） 材質：コンクリート、厚さ：17cm
壁（上部） 材質：鉄 ， 厚さ：0.06cm
シャッタ 材質：鉄 ， 厚さ：0.4cm
天井 材質：鉄 ， 厚さ：0.1cm
- ・第3貯蔵庫 壁（下部） 材質：コンクリート、厚さ：17cm
壁（上部） 材質：鉄 ， 厚さ：0.06cm
シャッタ 材質：鉄 ， 厚さ：0.4cm
天井 材質：鉄 ， 厚さ：0.1cm

なお、スカイシャインガンマ線の計算時に、形状の補正を目的として、建屋の天井線量率について、無限平板形状モデルであるANSIの計算値を有限体積形状モデルであるQADの計算の最大値で補正した。

④ 計算結果

直接ガンマ線は、最も近い周辺監視区域境界で最大となり、 $6.3 \times 10^{-3} \text{ mSv/年}$ であった。また、スカイシャインガンマ線は、最も近い周辺監視区域境界で $4.0 \times 10^{-2} \text{ mSv/年}$ であった。よって、周辺監視区域境界での直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の最大は、最も近い地点で、 $4.6 \times 10^{-2} \text{ mSv/年}$ であり、十分小さい。

へ 放射性廃棄物の管理

(イ) 放射性気体廃棄物

(1) 排気系統

本施設において第1種管理区域からの排気は、排気ダクトを通じ、プレフィルタ及び高性能エアフィルタ1段でろ過後、排気口から放出する。

(2) 排気管理

- a. 排気口から放出する排気中の放射性物質濃度は、排気用モニタにより連続的に監視する。
- b. プレフィルタ及び高性能エアフィルタの前後の差圧を測定することにより、フィルタの目詰まりを監視する。また、高性能エアフィルタは交換後の捕集効率の測定を行う。
- c. ケミカルトラップ(NaF)の出口にウラン検出器を取り付け、ケミカルトラップ(NaF)の性能に異常のないことを監視する。

(3) 排気による周辺環境への影響評価

(a) 運転操作及び頻度

本施設の平常時における、排気を伴う運転操作及びこれらの頻度は、次表のとおりである。なお、UF₆処理設備は、閉止措置を行うが、評価は運転時の条件として行う。

操 作	排 気 の 頻 度
① DOP-1 定常操作 (UF ₆ 操作系)	連続
② 原料の脱気又は原料回収操作	約 24 回／年
③ カスケード排気操作	約 2 回／年
④ 均質操作	
均質処理	約 36 回／年
詰め替え	約 30 回／年
⑤ NaF 処理操作	約 12 回／年

操作内容を次に示す。

① DOP-1 定常操作

原料シリンドラを発生槽内で加熱し、UF₆ガスを発生させ、圧力を調整した後カスケード設備へ供給する。(最大流量 385g-U／分)

カスケード設備にて、製品UF₆と廃品UF₆に分離する。カスケード設備から出た製品UF₆は、製品コールドトラップで捕集する。製品コールドトラップで未捕集の微量なUF₆と廃品UF₆は、廃品コールドトラップに導き、冷却固

化して捕集する。廃品コールドトラップで未捕集の微量なUF₆は、ケミカルトラップ(NaF)により吸着する。

UF₆の捕集効率は、コールドトラップが99.9%（注）、ケミカルトラップ(NaF)が99.99%である。また、UF₆以外の放射性物質の捕集効率は、コールドトラップが99.9%（注）である。

（注）製品UF₆については、コールドトラップ2段の捕集効率が期待できるが、安全側の評価として、原料UF₆流量に対する捕集効率は、コールドトラップ1段の値（99.9%）を適用する。

② 原料の脱気又は原料回収操作

原料シリンダ内部の圧力及び温度を測定してUF₆の純度を確認し、必要に応じて脱気を行った後、上記発生操作を行う。

発生終了した原料シリンダに残存するUF₆を回収する。

原料の脱気及び原料回収の排気操作は一般バージ系により行う。（最大流量169g-U／分）

UF₆の捕集効率は、コールドトラップが99.9%，ケミカルトラップ(NaF)が99.99%である。また、UF₆以外の放射性物質の捕集効率は、コールドトラップが99.9%である。

③ カスケード排気操作

カスケードの内部に保有されるUF₆ガスをカスケード排気系により排気する。（最大流量57g-U／分）

UF₆の捕集効率は、ケミカルトラップ(NaF)が99.99%である。

④ 均質操作

UF₆を加熱により液化して均質処理及びサンプリングを行い、必要に応じて濃縮度調整及び詰め替えを行う。

この場合、UF₆シリンダは均質処理工程の前後で内部の圧力及び温度を測定してUF₆の純度を確認し、必要に応じて不純ガスを排気する。（最大流量16g-U／分）

UF₆の捕集効率は、コールドトラップが99.9%，ケミカルトラップ(NaF)が99.99%である。また、UF₆以外の放射性物質の捕集効率は、コールドトラップが99.9%である。

⑤ NaF処理操作

使用済NaFをNaF処理槽内で加熱し、UF₆ガスを発生させ、排気する。（最大流量16g-U／分）

UF₆の捕集効率は、コールドトラップが99.9%，ケミカルトラップ(NaF)が99.99%である。また、UF₆以外の放射性物質の捕集効率は、コールドトラップが99.9%である。

(b) 影響評価

a. 年間放出量

年間の放射性物質放出量の算定は、次式による。

$$P = \Sigma p$$

$$p = R \times C \times T \times (1 - E)$$

上式で

P : 年間の放射性物質放出量 (Bq／年)

p : 各工程の年間の放射性物質放出量 (Bq／年)

R : 各工程の年間の放射性物質取扱量 (g-U／年)

C : 比放射能 (Bq／g-U)

T : 各工程から排気系への移行率 (-)

E : 高性能エアフィルタ等の除去系の捕集効率 (-)

排気に含まれて放出される放射性物質の年間放出量を各工程ごとに算定した条件及び結果は次表のとおりである。

項目	操作 DOP-1 定常操作 (UF ₆ 操作系)	原料の脱気 又は原料回 収操作	カスケード 排気操作	NaF処理 操作	均質操作	
					均質	詰め替え
年間取扱量 (ton-U)	最大流量時 200	0.568	0.032	0.240	0.085	0.071
核燃料物質の種類	回収ウラン			回収ウラン系濃縮ウラン		
比放射能 (Bq/g-U)	ウラン	8.64×10^4			4.45×10^5	
	FP	2.65×10^2			2.44×10^3	
	TRU	1.68			1.54×10^1	
工程から 排気系への 移行率	ウラン	1×10^{-7}		1×10^{-4}	1×10^{-7}	
	FP, TRU	1×10^{-3}		1	1×10^{-3}	
	内訳	捕集効率 CoT 1段 99.9% ChT 1段 99.99%		捕集効率 ChT 1段 99.99%	捕集効率 CoT 1段 99.9% ChT 1段 99.99%	
排気系の捕集効率	高性能エアフィルタ 1段 99.9%					
年間放出量 (Bq/年)	ウラン	1.73×10^3	4.91	2.76×10^2	1.07×10^1	3.78
	FP	5.30×10^4	1.51×10^2	8.48×10^3	5.86×10^2	2.07×10^2
	TRU	3.36×10^2	0.95	5.38×10^1	3.70	1.31
	合計	5.5×10^4	1.6×10^2	8.8×10^3	6.0×10^2	2.1×10^2
備 考	FP : 核分裂生成物 TRU : 超ウラン元素 CoT : コールドトラップ ChT : ケミカルトラップ (NaF) FP, TRU は、CoT のみで捕集される。					

本施設のウラン同位体及びFP, TRUの年間放出量は、この表から次のようになる。

ウラン同位体の年間放出量 2.0×10^3 (Bq/年)

FPの年間放出量 6.3×10^4 (Bq/年)

TRUの年間放出量 4.0×10^2 (Bq/年)

したがって、本施設から排気に含まれて放出される放射性物質の年間放出量は、合計 6.5×10^4 Bq/年である。

b. 一般公衆の実効線量

一般公衆の実効線量の算定は、次式による。

$$H_E = \sum (I_i \times E_i)$$

$$I_i = p \times M_a \times (\chi / Q)$$

上式で、

H_E : 実効線量(mSv/年)

I_i : 核種 i の吸入摂取量(Bq/年)

E_i : 実効線量係数(mSv/Bq)

(告示第13号別表第1第2欄に示す吸入摂取の場合における実効線量係数を用いた。)

p : 各工程の年間の放射性物質放出量(Bq/年)

M_a : 呼吸率 = 9.6×10^{-1} (m³/h)

χ / Q : 相対濃度(h/m³)

相対濃度評価条件は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」に基づき以下の条件で計算した。

放出源高さ : 地上放出

大気安定度 : F

風速 : 1 m/秒

風向 : 評価点方向

評価点 : 排気筒から最も近い周辺監視区域境界

排気に含まれて放出される放射性物質を吸収することに起因する一般公衆の実効線量を算定した結果は、次表のとおりである。

操作 項目	DOP-1 定常操作 (UF ₆ 操作系)	原料の脱気又は 原料回収操作	カスケード排気 操作	NaF 处理操作	均質操作
実効線量 (mSv/年)	1.72×10^{-5}	4.88×10^{-8}	2.75×10^{-6}	1.33×10^{-7}	8.64×10^{-8}
合計 (mSv/年)			2.1×10^{-5}		

したがって、本施設の排気に含まれる放射性物質を吸入することに起因する一般公衆の実効線量は、合計 2.1×10^{-5} mSv/年となり、十分に小さい。

c. 排気口出口における最大放射性物質濃度

排気口出口における最大放射性物質濃度の算定は、次式による。

$$B = q / F$$

$$q = r \times C \times T \times (1 - E)$$

上式で、

B : 排気筒出口における各工程の最大放射性物質濃度 (Bq/cm³)

q : 各工程の最大放射性物質放出量 (Bq/分)

F : 排気風量 (cm³/分)

r : 各工程最大流量 (g-U/分)

C : 比放射能 (Bq/g-U)

T : 各工程から排気系への移行率 (-)

E : 高性能エアフィルタ等の除去系の捕集効率 (-)

排気筒出口における最大放射性物質濃度を算定した条件及び結果は、次表のとおりである。

項目	操作 DOP-1 定常操作 (UF ₆ 操作系)	原料の脱気 又は原料回 収操作	カスケード 排気操作	NaF処理 操作	均質操作			
					均質	詰め替え		
工程最大流量 (g-U/分)	385	169	57		16			
比放射能 (Bq/g-U)	ウラン	8.64×10 ⁴			4.45×10 ⁵			
	FP	2.65×10 ²			2.44×10 ³			
	TRU	1.68			1.54×10 ¹			
工程から 排気系への 移行率	ウラン	1×10 ⁻⁷		1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁷			
	FP, TRU	1×10 ⁻³		1	1×10 ⁻³			
	内訳	捕集効率 CoT 1段 99.9% ChT 1段 99.99%		捕集効率 CoT 1段 99.9% ChT 1段 99.99%	捕集効率 CoT 1段 99.9% ChT 1段 99.99%			
排気系の捕集効率	高性能エアフィルタ 1段 99.9%							
排気風量(cm ³ /分)	4.5×10 ⁸				4.0×10 ⁸			
排気筒出口 における最 大放射性物 質濃度 (Bq/cm ³)	ウラン	7.39×10 ⁻¹²	3.24×10 ⁻¹²	1.09×10 ⁻⁹	1.78×10 ⁻¹²	1.78×10 ⁻¹²		
	FP	2.27×10 ⁻¹⁰	9.95×10 ⁻¹¹	3.36×10 ⁻⁸	9.76×10 ⁻¹¹	9.76×10 ⁻¹¹		
	TRU	1.44×10 ⁻¹²	6.31×10 ⁻¹³	2.13×10 ⁻¹⁰	6.16×10 ⁻¹³	6.16×10 ⁻¹³		
	合計	B ₁ 2.4×10 ⁻¹⁰	B ₂ 1.0×10 ⁻¹⁰	B ₃ 3.5×10 ⁻⁸	B ₄ 1.0×10 ⁻¹⁰	B ₅ 1.0×10 ⁻¹⁰		
備 考		FP : 核分裂生成物 TRU : 超ウラン元素 CoT : コ-ルドトラップ [®] ChT : ケミカルトラップ [®] (NaF) FP, TRU は、CoT のみで捕集される。 主棟排気風量 27,000m ³ /時, 付属棟排気風量 24,000m ³ /時						

本施設の排気筒出口の最大放射性物質濃度は、主棟においては、頻度が非常に少ない全部の操作を同時に行う場合でも、

$$B_1 + B_2 + B_3 = 3.5 \times 10^{-8} \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$$

となる。

また、付属棟においては、

$$B_4 + B_5 + B_6 = 3.0 \times 10^{-10} \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$$

となる。

これらの排気筒出口の放射性物質濃度と、告示 13 号に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度との比の合計は、 2.0×10^{-2} である。

d. 周辺監視区域境界における最大放射性物質濃度

周辺監視区域境界における最大放射性物質濃度の算出は、次式による。

$$b = q \times (\chi / Q)$$

$$q = r \times C \times T \times (1 - E)$$

上式で、

b : 周辺監視区域境界における各工程の最大放射性物質濃度 (Bq/cm³)

χ / Q : 相対濃度 (分/cm³)

(前項 b. の χ / Q と同等の評価条件を使用した。)

q : 各工程の最大放射性物質放出量 (Bq/分)

r : 各工程最大流量 (g-U/分)

C : 比放射能 (Bq/g-U)

T : 各工程から排気系への移行率 (-)

E : 高性能エアフィルタ等の除去系の捕集効率 (-)

周辺監視区域境界における最大放射性物質濃度を算定した条件及び結果は、次表のとおりである。

項目	操作 DOP-1 定常操作 (UF ₆ 操作系)	原料の脱気 又は原料回 収操作	カスケード 排気操作	NaF処理 操作	均質操作					
					均質	詰め替え				
工程最大流量 (g-U/分)	385	169	57		16					
核燃料物質の種類	回収ウラン			回収ウラン系濃縮ウラン						
比放射能 (Bq/g-U)	ウラン	8.64×10^4			4.45×10^5					
	FP	2.65×10^2			2.44×10^3					
	TRU	1.68			1.54×10^1					
工程から 排気系への 移行率	ウラン	1×10^{-7}		1×10^{-4}	1×10^{-7}					
	FP, TRU	1×10^{-3}		1	1×10^{-3}					
	内訳	捕集効率 CoT 1段 99.9% ChT 1段 99.99%		捕集効率 ChT 1段 99.99%	捕集効率 CoT 1段 99.9% ChT 1段 99.99%					
排気系の捕集効率	高性能エアフィルタ 1段 99.9%									
相対濃度 (分/cm ³)	3.5×10^{-10}			2.9×10^{-10}						
周辺監視区域 境界における 最大放射性物 質濃度 (Bq/cm ³)	ウラン	1.16×10^{-12}	5.11×10^{-13}	1.72×10^{-10}	2.06×10^{-13}	2.06×10^{-13}				
	FP	3.57×10^{-11}	1.57×10^{-11}	5.29×10^{-9}	1.13×10^{-11}	1.13×10^{-11}				
	TRU	2.26×10^{-13}	9.94×10^{-14}	3.35×10^{-11}	7.15×10^{-14}	7.15×10^{-14}				
	合計	B ₁ 3.7×10^{-11}	B ₂ 1.6×10^{-11}	B ₃ 5.5×10^{-9}	B ₄ 1.2×10^{-11}	B ₅ 1.2×10^{-11}				
備 考	FP: 核分裂生成物 TRU: 超ウラン元素 CoT: コールドトラップ ChT: ケミカルトラップ (NaF) FP, TRU は、CoT のみで捕集される。 主棟排気風量 27,000m ³ /時, 付属棟排気風量 24,000m ³ /時									

本施設の周辺監視区域境界における最大放射性物質濃度は、主棟においては、頻度が非常に少ない全部の操作を同時に行う場合でも、

$$B_1 + B_2 + B_3 = 5.6 \times 10^{-9} \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$$

となる。

また、付属棟においては、

$$B_4 + B_5 + B_6 = 3.6 \times 10^{-11} \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$$

となる。

これらの周辺監視区域境界における最大放射性物質濃度と、告示第13号に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度との比の合計は、 3.2×10^{-3} である。

(口) 放射性液体廃棄物

本施設においては、主工程中からの放射性液体廃棄物の発生はない。放射性物質濃度を管理する必要のあるものは、主に分析廃水、手洗い水、保守室廃水等の管理区域から付隨的に発生する廃水である。これらの廃水の年間発生量は、約 200m³であり、このうち処理が必要なものは、50m³以下と予想される。廃水処理設備の処理能力は、約 400 l／日（約 150m³／年）であるので、十分な余裕をもって対応できる。

(1) 放射性廃水

管理区域からの廃水は、主棟管理廃水室内の管理廃水処理設備に送水し、必要に応じて凝集沈殿、ろ過等の処理を行った後、放射性物質濃度が告示第13号に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度以下であることを確認して排水槽へ送水し、他の一般排水とともにセンターの放流水槽へ送る。なお、管理区域からの廃水の最大量が 50m³／3ヶ月であり、一般排水の最小量が 3500m³／3ヶ月であることより、センターの放流水槽に送水される本施設の排水中の放射性物質濃度と告示第13号に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度との比の合計は、 1.4×10^{-2} である。よって、飲料水として年間を通じて排水を摂取した場合の実効線量は、 $1.4 \times 10^{-2} \text{ mSv}/\text{年}$ となり、十分小さい。

(2) その他の放射性液体廃棄物

管理区域内で発生する廃水以外の放射性液体廃棄物は、使用済みの洗浄用溶剤（フロン等）である。これらの廃水以外の放射性液体廃棄物は、ドラム缶又は専用保管容器に収納して密封の上、廃棄物貯蔵庫に保管する。

(ハ) 放射性固体廃棄物

本施設において主工程から定常に発生する放射性固体廃棄物はないが、シリンダ交換作業、ケミカルトラップの NaF 交換等の非定常的な作業の際にウエス、ゴム手袋、ビニールシート、使用済 NaF 等の放射性固体廃棄物が発生する。ウランによって汚染され、または、汚染のおそれのある固体廃棄物は、可燃性、難燃性及び不燃性の固体廃棄物に区別して処理する。これらの年間発生予想量は、次表のとおりである。

区分	可燃性	難燃性	不燃性
年間発生予想量 (m ³)	約 12	約 19	約 15

このうち可燃性及び難燃性の固体廃棄物は、センターの廃棄物焼却施設で焼却減容し、不燃性固体廃棄物は、プラスチックシートで密封後、200 l ドラム缶に封入して廃棄物貯蔵庫に保管する。ただし、臨界管理を必要とする使用済 NaF は、第1貯蔵庫内の使用済 NaF 貯蔵エリアに保管する。200 l ドラム缶に収納不可能な大型の廃棄物は、プラスチッ

クシートで密封し、さらに2重包装して廃棄物貯蔵庫に保管する。管理廃水室で発生するスラッジ（沈殿物等）は、プラスチック製の袋あるいは容器に包装し、200Lドラム缶に封入して同様に保管する。

廃棄物貯蔵庫の最大保管能力は、約800本である。

平成12年度末における廃棄物貯蔵庫の保管能力は、200Lドラム缶約400本であり、廃棄物貯蔵庫に保管する放射性固体廃棄物の年間発生予想量は、定常時で200Lドラム缶約140本であり、UF₆処理設備・機器の一部の撤去工事期間内に発生する放射性固体廃棄物の量は、200Lドラム缶約80本であり、保管能力に問題はない。

第1貯蔵庫内の使用済NaF貯蔵エリアの最大保管能力は、使用済NaF収納ドラム缶24本である。

平成12年度末における第1貯蔵庫内の使用済NaF貯蔵エリアの保管能力は、使用済NaF収納ドラム缶7本であり、UF₆処理設備・機器の一部の撤去及び均質設備の運転により発生する使用済NaF収納ドラム缶の予想量は、最大7本であるので、保管能力に問題ない。

ト 農・畜産物及び水産物の摂取に起因する一般公衆の実効線量の評価

(イ) 農・畜産物摂取に起因する一般公衆の実効線量の評価

1) 評価手法

農・畜産物摂取に起因する一般公衆の実効線量の評価は、現在人形峠環境技術センター周辺監視区域外の農・畜産物生産地点のうち、本施設から最も近い地点（放射性物質の地表空气中濃度が最大となる地点）で生産された葉菜、米及び牛乳を対象とする。ただし、人形峠環境技術センター周辺（上齋原村）では、乳牛の飼育は行っていないため、牛乳を評価から除外する。

空気中における放射性物質の濃度の計算は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて実施した。

空気中の放射性物質の農・畜産物への移行は、米国NRCのRegulatory Guide 1.109を参考として計算する。この場合、内部被ばくによる実効線量は、以下の評価式により計算される。

$$D_{Fi} = \sum_i A_{Fi} \times d_i \times 365$$

$$A_{Fi} = C_i^Y \cdot f_d \cdot f_m \cdot M_v + C_i^K \cdot f_m \cdot M_R$$

$$C_i = \chi_i \cdot V_{gi} \cdot \left(\frac{r_i (1 - \exp(-\lambda_{Ei} \cdot t_e))}{Y \cdot \lambda_{Ei}} + \frac{B_i (1 - \exp(-\lambda_i \cdot t_b))}{P \cdot \lambda_i} \right) \cdot \exp(-\lambda_i \cdot t_b)$$

ここでの各記号の意味は以下のとおりとする。

D_{Fi} ：農・畜産物摂取による実効線量 (mSv/年)

d_i ：核種 i の経口摂取の場合における告示第13号に示される実効線量係数
(mSv/Bq)

A_{Fi} ：核種 i の経口摂取率 (Bq/日)

C_i^Y ：葉菜中の核種 i の濃度 (Bq/kg)

f_d ：葉菜の除染係数 (—) [文献(1)]

f_m ：葉菜の市場希釈率 (—)

M_v ：葉菜の摂取量 (kg/日) [文献(1)]

C_i^K ：白米中の核種 i の濃度 (Bq/kg)

f_m^K ：米の市場希釈率 (—)

M_R ：米の摂取量 (kg/日) [文献(2)]

λ_i ：核種 i の崩壊定数 (1/日)

C_i ：葉菜及び米中の核種 i の濃度 (Bq/kg)

χ_i ：核種 i の年間平均空气中濃度 (Bq/m³)

V_{gi} ：核種 i の年間平均沈着速度 (m/日) [文献(3)(4)]

r_i : 核種 i の直接沈着による可食部への移行率 (—) [文献(3)(4)]

λ_{Ei} : 核種 i の有効除去係数 (1/日)

$$\lambda_{Ei} = \lambda_i + \lambda_b$$

λ_b : ウェザリングなどによる除去係数 (1/日)

t_e : 生育中の植物が放射性物質を含む空気にさらされる期間 (日)

Y : 栽培密度 (kg/m²) [文献(5)]

B_i : 核種 i の土壤から可食部への移行率 $\left(\frac{\text{Bq/kg}}{\text{Bq/kg}} \right)$ [文献(3)(4)]

t_b : 沈着の継続時間 (日)

P : 土壤の実効表面密度 (kg/m²) [文献(3)]

t_h : 葉菜及び米の採取から摂取までの時間 (日)

2) 評価モデル

(1) 相対濃度

相対濃度は、正規型拡散式に、

大気安定度: F

風速: 1 m/秒

放出源の有効高さ: 0 m

の最も安全側評価条件を代入し、評価点は本施設から最も近い葉菜及び米の栽培地点、それぞれ、1500m及び800 mとする。

(2) 評価式中の各パラメータ

評価式中の各パラメータを次表に示す。

記号	単位	パラメータ	数値																														
f_d	—	葉菜の除染係数	1																														
f_m^v	—	葉菜の市場希釈率	1																														
M_v	kg/日	葉菜の摂取量	0.1																														
f_m^R	—	米の市場希釈率	1																														
M_R	kg/日	米の摂取量	0.3																														
V_{gi}	m/日	核種 i の年間平均沈着速度	864																														
r_i	—	核種 i の直接沈着による可食部への移行率	葉菜： 0.2 米： 0.1																														
λ_b	1/日	ウェザリングなどによる除去係数	0																														
t_e	日	生育中の植物が放射性物質を含む空気にさらされる期間	葉菜： 60 米： 180																														
Y	kg/m ²	栽培密度	葉菜： 3.7 米： 0.41																														
B_i	Bq/kg Bq/kg	核種 i の土壤から可食部への移行率	<table border="1"> <thead> <tr> <th>元素</th> <th>葉菜</th> <th>米</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>U</td><td>2.5×10^{-3}</td><td>2.5×10^{-3}</td></tr> <tr> <td>Po</td><td>1.5×10^{-1}</td><td>1.5×10^{-1}</td></tr> <tr> <td>Np</td><td>2.5×10^{-3}</td><td>2.5×10^{-3}</td></tr> <tr> <td>Pu</td><td>2.5×10^{-4}</td><td>2.5×10^{-4}</td></tr> <tr> <td>Nb</td><td>9.4×10^{-3}</td><td>9.4×10^{-3}</td></tr> <tr> <td>Ru</td><td>5.0×10^{-2}</td><td>5.0×10^{-2}</td></tr> <tr> <td>Sn</td><td>2.5×10^{-3}</td><td>2.5×10^{-3}</td></tr> <tr> <td>Sb</td><td>1.1×10^{-2}</td><td>1.1×10^{-2}</td></tr> <tr> <td>Te</td><td>1.3×10^0</td><td>1.3×10^0</td></tr> </tbody> </table>	元素	葉菜	米	U	2.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}	Po	1.5×10^{-1}	1.5×10^{-1}	Np	2.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}	Pu	2.5×10^{-4}	2.5×10^{-4}	Nb	9.4×10^{-3}	9.4×10^{-3}	Ru	5.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	Sn	2.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}	Sb	1.1×10^{-2}	1.1×10^{-2}	Te	1.3×10^0	1.3×10^0
元素	葉菜	米																															
U	2.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}																															
Po	1.5×10^{-1}	1.5×10^{-1}																															
Np	2.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}																															
Pu	2.5×10^{-4}	2.5×10^{-4}																															
Nb	9.4×10^{-3}	9.4×10^{-3}																															
Ru	5.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}																															
Sn	2.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}																															
Sb	1.1×10^{-2}	1.1×10^{-2}																															
Te	1.3×10^0	1.3×10^0																															
t_b	日	沈着の継続時間	7305(20年)																														
P	kg/m ²	土壤の実効表面密度	40																														
t_h	日	葉菜及び米の採取から摂取までの時間	0																														

3) 評価結果

葉菜の摂取による一般公衆の実効線量は、 $3.8 \times 10^{-7} \text{ mSv/年}$ 、米の摂取による一般公衆の実効線量は、 $3.6 \times 10^{-5} \text{ mSv/年}$ であり、十分小さい。

(口) 水産物摂取に起因する一般公衆の実効線量の評価

1) 評価手法

水産物摂取に起因する一般公衆の実効線量の評価は、本施設の排水口付近（放射性物質の水中濃度が最大となる地点）に生息する魚及び無脊椎動物を対象とする。ただし、人形崎環境技術センター周辺（上斎原村）では、海から離れているため淡水産の魚及び無脊椎動物とする。

水中における放射性物質の濃度は、本施設の排水口付近の回収ウラン系濃縮ウランを含む排水の放射性物質濃度と告示第13号に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度の 1.4×10^{-2} であるものとした。

水中の放射性物質の魚及び無脊椎動物への移行は、米国NRCのRegulatory Guide 1.109を参考として計算する。この場合、内部被ばくによる実効線量は、以下の評価式により計算される。

$$D_{Wi} = \sum_i A_{wi} \times d_i \times 365$$

$$A_{wi} = C_i^F \cdot M_F + C_i^C \cdot M_C$$

$$C_i = \chi_i \cdot C_{Fi}$$

ここで各記号の意味は以下のとおりとする。

D_{Wi} ：水産物摂取による実効線量(mSv/年)

d_i ：核種*i*の経口摂取の場合における告示第13号に示される実効線量係数
(mSv/Bq)

A_{wi} ：核種*i*の経口摂取率(Bq/日)

C_i^F ：魚中の核種*i*の濃度(Bq/g)

M_F ：魚の摂取量(g/日)〔文献(6)〕

C_i^C ：無脊椎動物中の核種*i*の濃度(Bq/g)

M_C ：無脊椎動物の摂取量(g/日)〔文献(6)〕

χ_i ：核種*i*の年間平均水中濃度(Bq/cm³)

C_{Fi} ：核種*i*の魚及び無脊椎動物への濃縮係数 $\left(\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$ [文献(3)(4)]

2) 評価モデル

評価式中の各パラメータを次表に示す。

記号	単位	パラメータ	数値																														
M _F	g／日	魚の摂取量	12																														
M _C	g／日	無脊椎動物の摂取量	0.5																														
C _{F1}	Bq/g Bq/cm ³	核種 i の魚及び無脊椎動物への濃縮係数	<table border="1"> <thead> <tr> <th>元素</th> <th>魚</th> <th>無脊椎動物</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>U</td> <td>2.0×10^0</td> <td>6.0×10^1</td> </tr> <tr> <td>Po</td> <td>5.0×10^2</td> <td>2.0×10^4</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>1.0×10^1</td> <td>4.0×10^2</td> </tr> <tr> <td>Pu</td> <td>3.5×10^0</td> <td>1.0×10^2</td> </tr> <tr> <td>Nb</td> <td>3.0×10^4</td> <td>1.0×10^2</td> </tr> <tr> <td>Ru</td> <td>1.0×10^1</td> <td>3.0×10^2</td> </tr> <tr> <td>Sn</td> <td>3.0×10^3</td> <td>1.0×10^3</td> </tr> <tr> <td>Sb</td> <td>1.0×10^0</td> <td>1.0×10^1</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>4.0×10^2</td> <td>1.0×10^5</td> </tr> </tbody> </table>	元素	魚	無脊椎動物	U	2.0×10^0	6.0×10^1	Po	5.0×10^2	2.0×10^4	Np	1.0×10^1	4.0×10^2	Pu	3.5×10^0	1.0×10^2	Nb	3.0×10^4	1.0×10^2	Ru	1.0×10^1	3.0×10^2	Sn	3.0×10^3	1.0×10^3	Sb	1.0×10^0	1.0×10^1	Te	4.0×10^2	1.0×10^5
元素	魚	無脊椎動物																															
U	2.0×10^0	6.0×10^1																															
Po	5.0×10^2	2.0×10^4																															
Np	1.0×10^1	4.0×10^2																															
Pu	3.5×10^0	1.0×10^2																															
Nb	3.0×10^4	1.0×10^2																															
Ru	1.0×10^1	3.0×10^2																															
Sn	3.0×10^3	1.0×10^3																															
Sb	1.0×10^0	1.0×10^1																															
Te	4.0×10^2	1.0×10^5																															

3) 評価結果

魚の摂取による一般公衆の実効線量は、 1.3×10^{-4} mSv／年、無脊椎動物の摂取による一般公衆の実効線量は、 1.7×10^{-4} mSv／年であり、十分小さい。

(八) 参考文献・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・(変更なし)

チ 事故対策 . (変更なし)

リ 線量評価

本施設のウランの貯蔵に起因する周辺監視区域境界における一般公衆の実効線量は、最大でも $4.6 \times 10^{-2} \text{ mSv}/\text{年}$ である。

また、排気に含まれて放出される放射性物質を吸入することに起因する一般公衆の実効線量は、 $2.1 \times 10^{-5} \text{ mSv}/\text{年}$ であり、排水に含まれて放出される放射性物質を摂取することに起因する一般公衆の実効線量は、 $1.4 \times 10^{-2} \text{ mSv}/\text{年}$ である。

農・畜産物摂取に起因する一般公衆の実効線量は、葉菜の摂取が、 $3.8 \times 10^{-7} \text{ mSv}/\text{年}$ であり、米の摂取は、 $3.6 \times 10^{-5} \text{ mSv}/\text{年}$ である。水産物摂取に起因する一般公衆の実効線量は、魚の摂取が、 $1.3 \times 10^{-4} \text{ mSv}/\text{年}$ であり、無脊椎動物の摂取は、 $1.7 \times 10^{-4} \text{ mSv}/\text{年}$ である。

したがって、本施設による一般公衆に対しての実効線量は、ウランの貯蔵、排気、排水及び農・畜産物・水産物摂取に起因する各々の実効線量評価の最大値を重畳したとしても、 $6.1 \times 10^{-2} \text{ mSv}/\text{年}$ となり、法令で定める周辺監視区域外の実効線量限度に比べて小さい。

なお、周辺監視区域を共有する施設に起因する実効線量を考慮しても、一般公衆の実効線量は法令で定める周辺監視区域外の実効線量限度に比べて小さい。

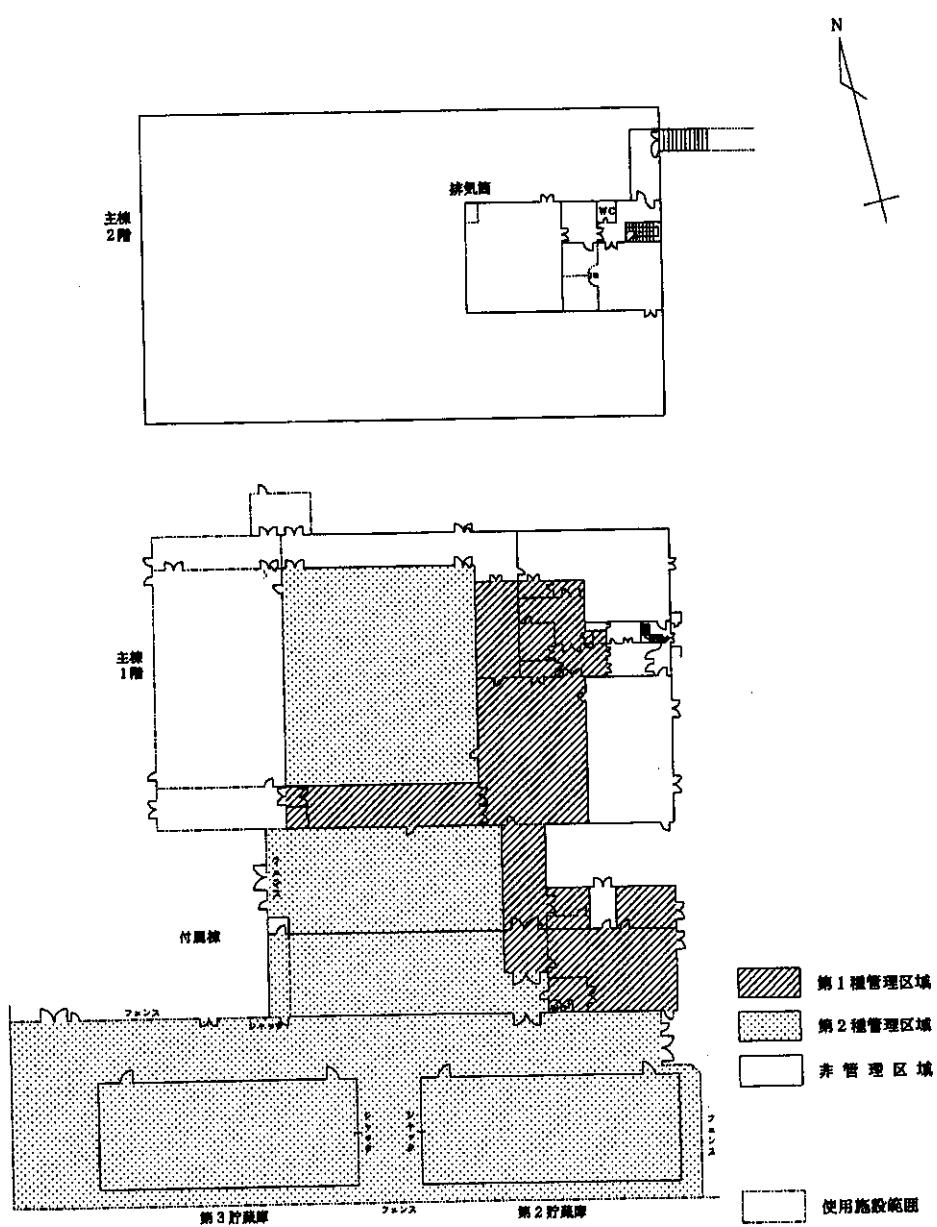


図6－1 主棟、付属棟、第2貯蔵庫、第3貯蔵庫の管理区域の区分

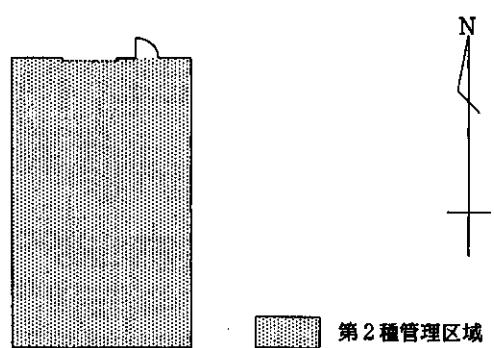


図 6 - 2 廃棄物貯蔵庫の管理区域の区分

添付書類5

変更後における加工施設の操作上の過失、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加工施設の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

添付書類 5

加工施設の操作上の過失、機械又は装置の故障、浸水、地震、火災等があつた場合に発生すると想定される加工施設の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

目 次

イ まえがき	(前回の変更申請書の内容と同じ) ··· 添 5-1
ロ UF ₆ ガス漏えいによる事故の程度及び影響	
(イ) UF ₆ 処理設備及び均質設備	··· 添 5-2
(ロ) 貯蔵設備	(前回の変更申請書の内容と同じ) ··· 添 5-5
(ハ) カスケード設備	(前回の変更申請書の内容と同じ) ··· 添 5-5
(二) 気体廃棄処理設備	(前回の変更申請書の内容と同じ) ··· 添 5-5
ハ 自然現象等による事故の災害評価	
(イ) 浸水による事故の災害評価	(前回の変更申請書の内容と同じ) ··· 添 5-6
(ロ) 地震による事故の災害評価	(前回の変更申請書の内容と同じ) ··· 添 5-6
(ハ) その他の自然現象等による事故の災害評価	(前回の変更申請書の内容と同じ) ··· 添 5-6
二 火災による事故の災害評価	(前回の変更申請書の内容と同じ) ··· 添 5-7
ホ 停電による事故の災害評価	(前回の変更申請書の内容と同じ) ··· 添 5-8
ヘ 臨界による事故の災害評価	
(イ) 誤操作による臨界防止	(前回の変更申請書の内容と同じ) ··· 添 5-9
(ロ) その他の臨界防止	(前回の変更申請書の内容と同じ) ··· 添 5-9
参考文献	(前回の変更申請書の内容と同じ) ··· 添 5-9

イ まえがき・・・・・・・・・・・・・・・・(変更なし)

□ UF_6 ガス漏えいによる事故の影響の程度及び影響

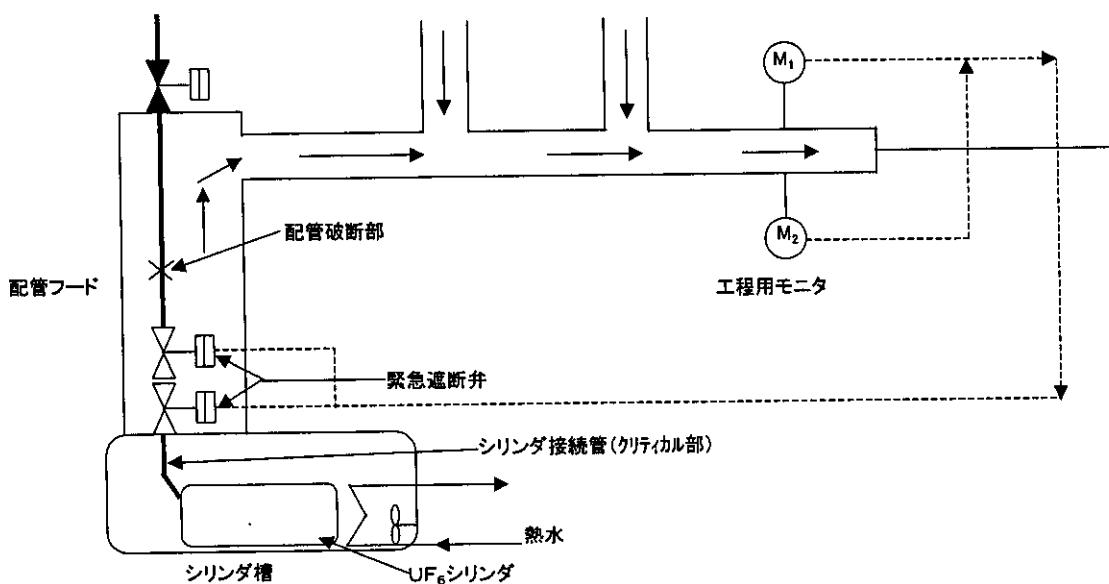
(イ) UF_6 処理設備及び均質設備

UF_6 処理設備では、 UF_6 を取り扱わない。また、閉止措置により UF_6 が設備外へ漏えいすることはない。

均質設備では、 UF_6 を大気圧以上で取り扱うが、「加工施設の安全設計に関する説明書」に述べたように、2重の弁により誤操作を防止する構造とする。しかし、万一、誤操作、設備の故障等で UF_6 が設備外に漏えいした場合、環境への影響が生じる可能性があるので、以下に示すところにより評価を行う。

本施設において、最悪の場合、技術的にみて発生が想定される事故として、シリンダ槽の UF_6 シリンダへ続く配管が破損したと想定し、次の手順により評価する。

(a) 30B シリンダがシリンダ槽内に設置され、加熱状態にある。(下図参照)



(b) シリンダ槽外部のシリンダ槽元弁に接続している配管が何らかの理由で破損したと想定する。

(c) UF_6 が配管部の周囲を覆っている配管フードの内部へ漏えいし、空気中の水分により加水分解されて UO_2F_2 の白煙と HF が発生する。

(d) 配管フード内に流入した HF が工程用モニタに検出され、シリンダ槽の緊急しゃ断弁がしゃ断されて UF_6 の漏えいが止まる。また、均質操作室からの排気は、局所排気設備の HF 吸着器 (Al_2O_3) 及び高性能エアフィルタ (1段) を通るラインに自動的に切り換わる。

(e) 漏えいする UF_6 量は、次の条件で算出する。

- ① UF_6 シリンダ内の UF_6 温度は、85°C とする。
- ② 配管内径は、7.8mm (クリティカル部分) とする。

③ 漏えい部からのガス状UF₆の放出速度は、「圧縮性流体のノズルの式」から 90.6 g-UF₆/秒となる。この速度は放出とともに小さくなるが、安全側にみて 90.6 g-UF₆/秒の速度で放出されつづけるものとする。

④ 漏えい継続時間は、工程用モニタにより漏えいを検知し、緊急しゃ断弁を閉止するまでの時間 42 秒とする。

(f) 漏えい量は、

$$90.6 \text{ g-UF}_6/\text{秒} \times 42 \text{ 秒} = 3,805 \text{ g-UF}_6 = 3.8 \text{ kg-UF}_6$$

であるが、安全側に余裕を見て 5 kg-UF₆ とする。

漏えいしたUF₆は、全量加水分解されて 4.38 kg のUO₂F₂となる。なお、回収ウラン系濃縮ウランのウラン同位体の比放射能は、4.45×10⁵ Bq/g-U、ウラン娘核種の比放射能は、8.73×10³ Bq/g-U、FPの比放射能は、2.44×10³ Bq/g-U、TRUの比放射能は、1.54×10¹ Bq/g-Uである。

(g) 微粒子状のUO₂F₂は、次第に成長し、発生量の 50% がダクト内壁面に付着（ただし、ウラン娘核種は 0 % とする。）し、残量が局所排気設備の高性能エアフィルタで処理される。局所排気設備で処理された排気は、通常運転時の排気ラインに導かれ、さらに高性能エアフィルタを通して放出される。この時の総合的な捕集効率は、高性能エアフィルタ 2段を考慮して 99.999%（ただし、ウラン娘核種は 0 % とする。）とする。

HFは、ガラス類のケイ酸塩を腐食することが知られており、このHFが高性能エアフィルタのガラスウールを腐食して、効率が低下するおそれがあるのでこれについても評価する。

5 kg のUF₆がすべて空気中の水分と反応し、1.1 kg のHFが生成する。

UF₆漏えい事故時の排気は、局所排気設備のHF吸着器 (Al₂O₃) を通って排気される。HF吸着器 (Al₂O₃) のHFに対する除去率は、99.99% であるので、高性能エアフィルタに行くHFは、0.11 g である。

文献(1)によれば、高性能エアフィルタ 1枚に対して 69 g 以上のHFが通過すると効率の低下が生じることが示されており、この値に比較して上記値は、十分小さいので、高性能エアフィルタの効率低下に至ることはない。

上記想定事故により漏えいするウラン量Wは、

$$W = 4.38 \times 10^3 (\text{g-UO}_2\text{F}_2) \times U / \text{UO}_2\text{F}_2 = 3.38 \times 10^3 (\text{g-U})$$

である。

また、ウラン同位体の放出量P₁は、

$$\begin{aligned} P_1 &= W \times (1 - 0.5) \times (1 - 0.99999) \times 4.45 \times 10^5 (\text{Bq/g-U}) \\ &= 7.5 \times 10^3 (\text{Bq}) \end{aligned}$$

となり、

ウラン娘核種の放出量 P_2 は、

$$\begin{aligned} P_2 &= W \times 8.73 \times 10^3 (\text{Bq/g-U}) \\ &= 3.0 \times 10^7 (\text{Bq}) \end{aligned}$$

となり、

F P の放出量 P_3 は、

$$\begin{aligned} P_3 &= W \times (1 - 0.5) \times (1 - 0.99999) \times 2.44 \times 10^3 (\text{Bq/g-U}) \\ &= 4.1 \times 10^1 (\text{Bq}) \end{aligned}$$

となり、

TRU の放出量 P_4 は、

$$\begin{aligned} P_4 &= W \times (1 - 0.5) \times (1 - 0.99999) \times 1.54 \times 10^1 (\text{Bq/g-U}) \\ &= 2.6 \times 10^{-1} (\text{Bq}) \end{aligned}$$

となる。

よって、総放出量 p は、

$$\begin{aligned} p &= P_1 + P_2 + P_3 + P_4 \\ &= 3.0 \times 10^7 (\text{Bq}) \end{aligned}$$

となる。

一般公衆の実効線量の算定は、次式による。

$$H_E = \sum (I_i \times E_i)$$

$$I_i = p \times M_a \times (\chi / Q)$$

H_E : 実効線量 (mSv)

I_i : 核種 i の吸入摂取量 (Bq)

E_i : 実効線量係数 (mSv/Bq)

[告示第13号別表第1第2欄に示す吸入摂取の場合における実効線量係数を用いた。なお、 ^{220}Rn については、 ^{212}Po で評価する。]

p : 放射性物質放出量 (Bq)

M_a : 呼吸率 $= 9.6 \times 10^{-1}$ (m³/h)

χ / Q : 相対濃度 $= 4.9 \times 10^{-6}$ (h/m³)

相対濃度評価条件は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」に基づき以下の条件で計算した。

放出源高さ : 地上放出

大気安定度 : F

風速 : 1 m/秒

風向 : 評価点方向

評価点 : 排気筒から最も近い周辺監視区域境界

事故時の排気に含まれて放出される放射性物質を吸入することに起因する一般公衆の実効線量を算定した結果は、 $4.6 \times 10^{-3} \text{ mSv}$ となり、十分小さい。

- (ロ) 貯蔵設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (変更なし)
- (ハ) カスケード設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・ (変更なし)
- (二) 気体廃棄処理設備 ・・・・・・・・・・・・ (変更なし)

ハ 自然現象等による事故の災害評価

- (イ) 浸水による事故の災害評価 ······ (変更なし)
- (ロ) 地震による事故の災害評価 ······ (変更なし)
- (ハ) その他の自然現象等による事故の災害評価 ······ (変更なし)

二 火災による事故の災害評価・・・・・・・・・・・・・・・・ (変更なし)

ホ 停電による事故の災害評価・・・・・・・・・・・・・・・・ (変更なし)

へ 臨界による事故の災害評価

- (イ) 誤操作による臨界防止・・・・・・・・・・・・・・・・ (変更なし)
(ロ) その他の臨界防止・・・・・・・・・・・・ (変更なし)
参考文献・・・・・・・・・・・・ (変更なし)