廃 止 措 置 実 施 方 針

(核燃料物質加工施設)

令和 8 年 10 月

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

一　氏名又は名称及び住所

氏名又は名称	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

二　工場又は事業所の名称及び所在地

名　　称	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

三　廃止措置の対象となることが見込まれる加工施設（以下「廃止対象施設」という。）及びその敷地

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。廃止措置対象主要施設及び主な設備を表 3-2 に示す。

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、海抜 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 参照）、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、非常用発電機棟が西側に位置している（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。

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_6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_6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	員数
建物		主棟	1 棟
		付属棟	1 棟
		第 2 貯蔵庫	1 棟
		第 3 貯蔵庫	1 棟
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	1 式
	DOP-2 カスケード設備	DOP-2 遠心分離機	1 式
	DOP-1 高周波電源設備	インバータ装置	1 式
	DOP-1UF_6 処理設備	製品コールドトラップ	2 基
		廃品コールドトラップ	3 基
		カスケード排気系ケミカルトラップ（NaF）	2 基
		カスケード排気系ケミカルトラップ（Al_2O_3）	2 基
		カスケード排気系ブースタポンプ	2 基
		カスケード排気系ロータリポンプ	2 基
		発生槽	3 基
		バッファタンク	1 基
		製品回収槽	4 基
		廃品回収槽	4 基
		一般パージ系ケミカルトラップ（NaF）	1 基
		一般パージ系ケミカルトラップ（Al_2O_3）	2 基
		一般パージ系ロータリポンプ	1 基
		冷却器	2 基

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	員数
加工設備本体（濃縮施設）	均質設備	シリンダ槽（30B）	4 基
		シリンダ槽（48Y）	1 基
		均質設備コールドトラップ	1 基
		均質設備ケミカルトラップ（NaF）	2 基
		均質設備ケミカルトラップ（Al_2O_3）	2 基
		均質設備ブースタポンプ	1 基
		均質設備ロータリポンプ	2 基
		サンプル小分け装置	1 式
		NaF 処理槽	1 基
	滞留ウラン除去設備	ボンベ槽	2 基
		IF_7 調整槽	1 基
		回収用コールドトラップ（1）	1 基
		回収用コールドトラップ（2）	1 基
		IF_7 コールドトラップ	1 基
		滞留用回収系ケミカルトラップ(NaF)	1 基
		滞留用排気系ケミカルトラップ(NaF)	1 基
		滞留用パージ系ケミカルトラップ(NaF)	1 基
		滞留用排気系ケミカルトラップ（Al_2O_3）	1 基
		滞留用パージ系ケミカルトラップ（Al_2O_3）	1 基
		滞留用パージ系ブースタポンプ	1 基
		滞留用排気系ロータリポンプ	2 基
		滞留用パージ系ロータリポンプ	1 基
		滞留ウラン回収槽	1 基
		回収用コンプレッサ	1 基
		循環用コンプレッサ	1 基

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	員数
核燃料物質の貯蔵施設		ANSI 規格 30B	31 本
		ANSI 規格 48Y	43 本
		滞留ウラン回収容器	1 本
		ハンドリング用シリンダ	5 本
		48Y シリンダ置台	1 式
		30B シリンダ置台	1 式
		積換台	1 基
		ターンテーブル	1 台
		天井走行クレーン	1 台
		テルハ（16 トンホイスト）	1 台
		ジブクレーン（手動式）	1 台
		1.2 トンホイスト（手動チェーンブロック）	1 台
		運搬台車	1 基
		ANSI 規格 48Y	144 本
		48Y シリンダ置台	1 式
		ANSI 規格 48Y	138 本
		48Y シリンダ置台	1 式
		フォークリフト	1 台

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		員数
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	2 基
			排風機	2 基
			フィルタユニット（循環系）	5 基
			フィルタユニット（排気系）	4 基
			排気ダクト	1 式
		主棟（排気系 2）	送風機	2 基
			排風機	2 基
			排気フィルタユニット	6 基
			排気ダクト	1 式
		付属棟（局所排気設備）	送風機	2 基
			排風機	2 基
			フィルタユニット	5 基
			排気ダクト	1 式
			小分けフード	1 基
			配管フード	5 台
			保守フード	1 基
			局所排気設備	1 基
	液体廃棄物の廃棄設備	主棟（管理廃水処理設備）	フレーム	1 基
			管理廃水受水槽	2 基
			反応槽	1 基
			脱水機	1 基
			砂ろ過器	1 基
			管理廃水排水槽	2 基
	固体廃棄物の廃棄設備	付属棟（使用済 NaF 貯蔵エリア）	使用済NaF保管用バードケージ	1 式

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			員数
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		2 台
		個人管理用測定設備	個人線量当量測定器		1 式
		放射線監視・測定設備	放射線サーベイ機器		1 式
			工程用 HF モニタ		2 台
			エリア用 HF モニタ		3 台
			エリア用 HF モニタ(排気系 2)		1 台
			エアスニッファ（サンプリングヘッド部）		51 個
			排気用モニタ	α線ダストモニタ	3 台
				β(γ)線ダストモニタ	2 台
				HF モニタ	2 台
		試料分析関係設備	ダストサンプラ	個人用ダストサンプラ	5 台以上
				可搬型空気サンプラ	1 台以上
			放射能測定装置		1 台以上
		その他放射線防護設備	放射線防護具		1 式
	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		1 式
			可搬型空気サンプラ		1 式
			モニタリング車		1 台
		その他設備	気象観測機器		1 式
その他加工設備の附属施設	非常用設備	非常用通報設備			1 式
		消火設備			1 式
		火災警報設備			1 式
		無停電電源装置			1 式
	分析設備	質量分析装置			2 台
		重金属溶液処理装置			1 台
		ICP 発光装置			1 台
		分光光度計			3 台
	計量設備	秤量計			1 台
ユーティリティ設備		恒温水チラー			3 基
		低温水チラー			3 基
		計装空気コンプレッサ			2 基

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	主な設備（建物）名称	員数
建物	廃棄物貯蔵庫	1 棟

(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	員数
建物		非常用発電機棟	1 棟
その他加工設備の附属施設	非常用設備	非常用発電機	1 台

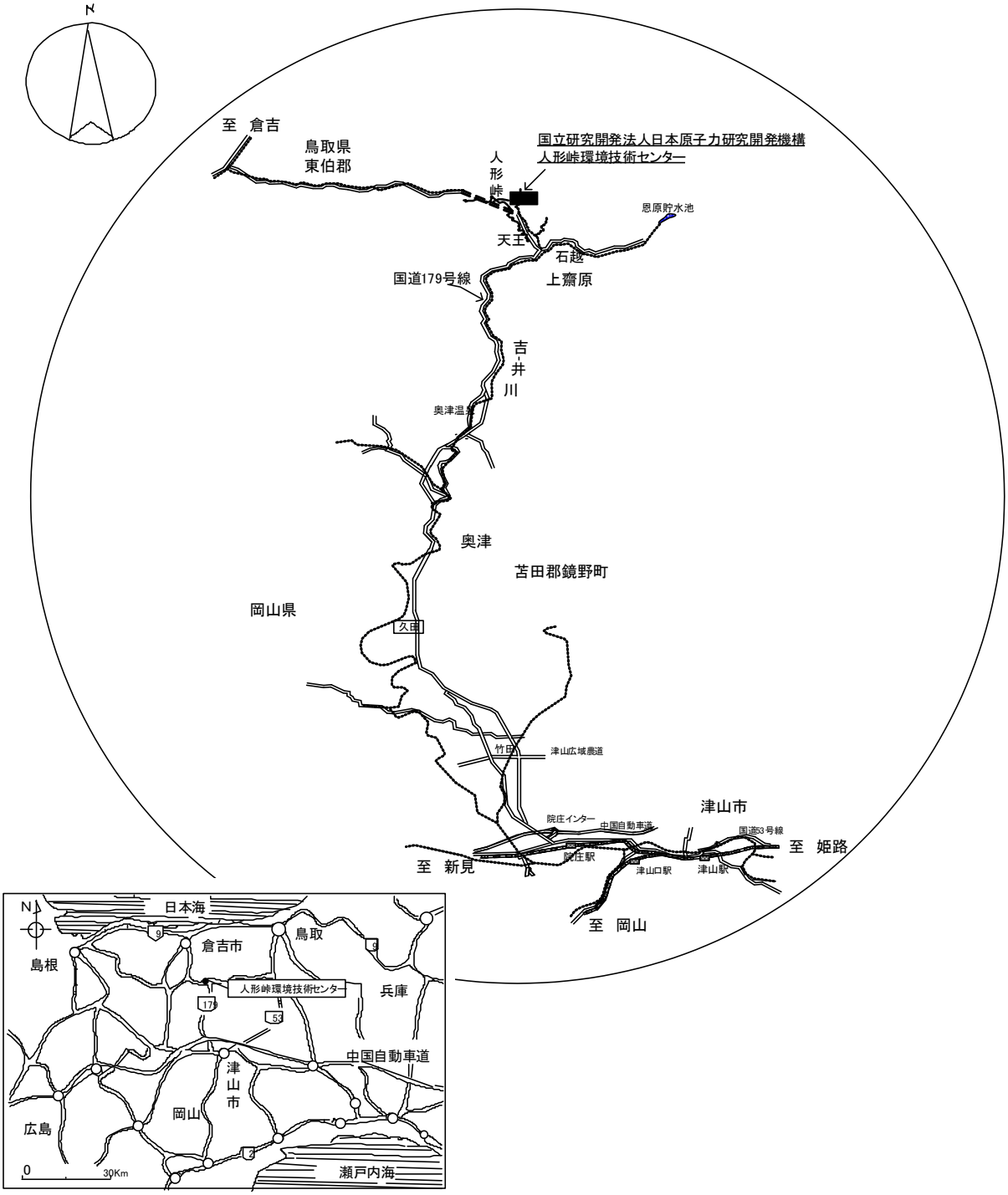


図 3-1　人形峠環境技術センター　位置図

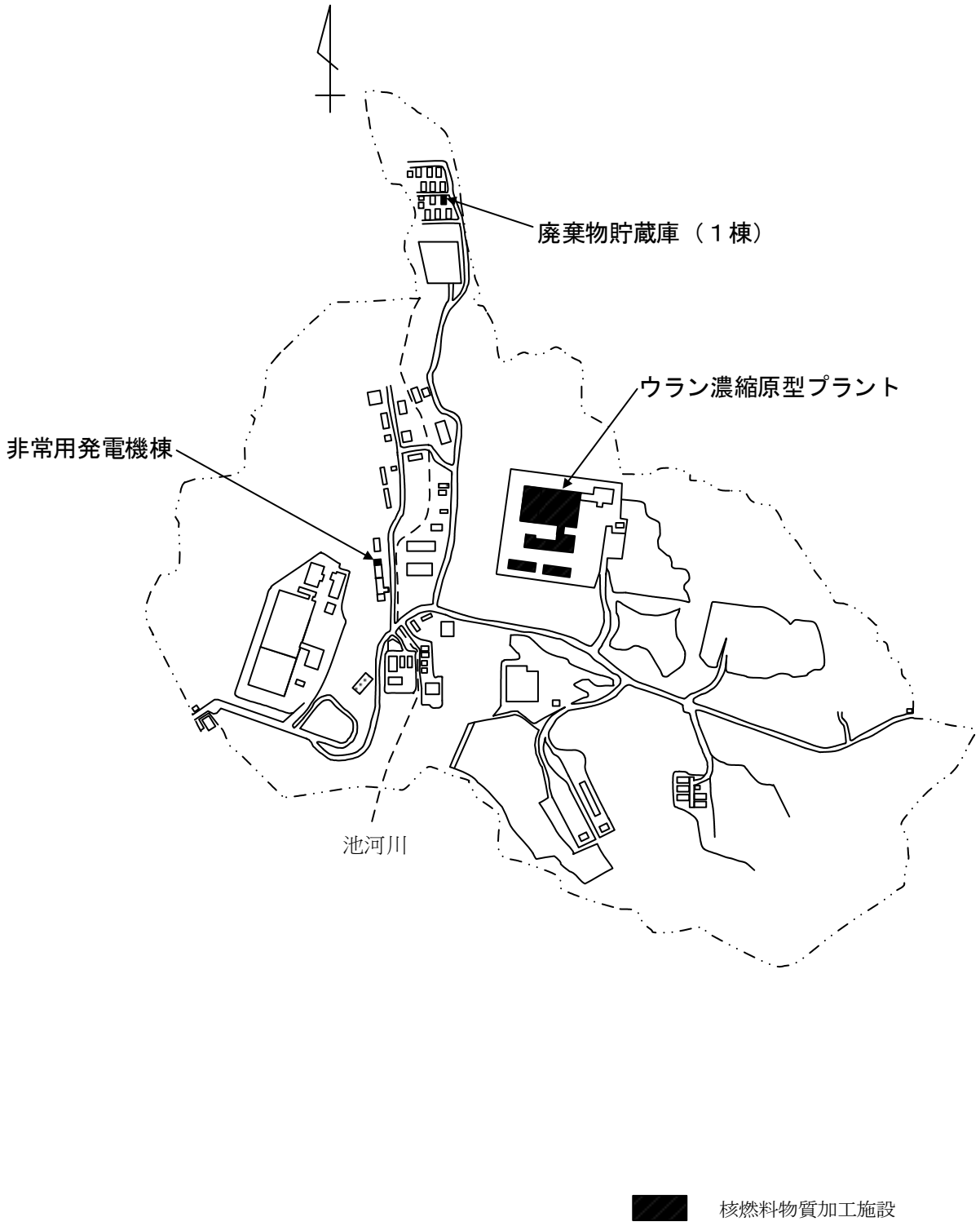


図 3-2　人形峠環境技術センター　周辺監視区域図

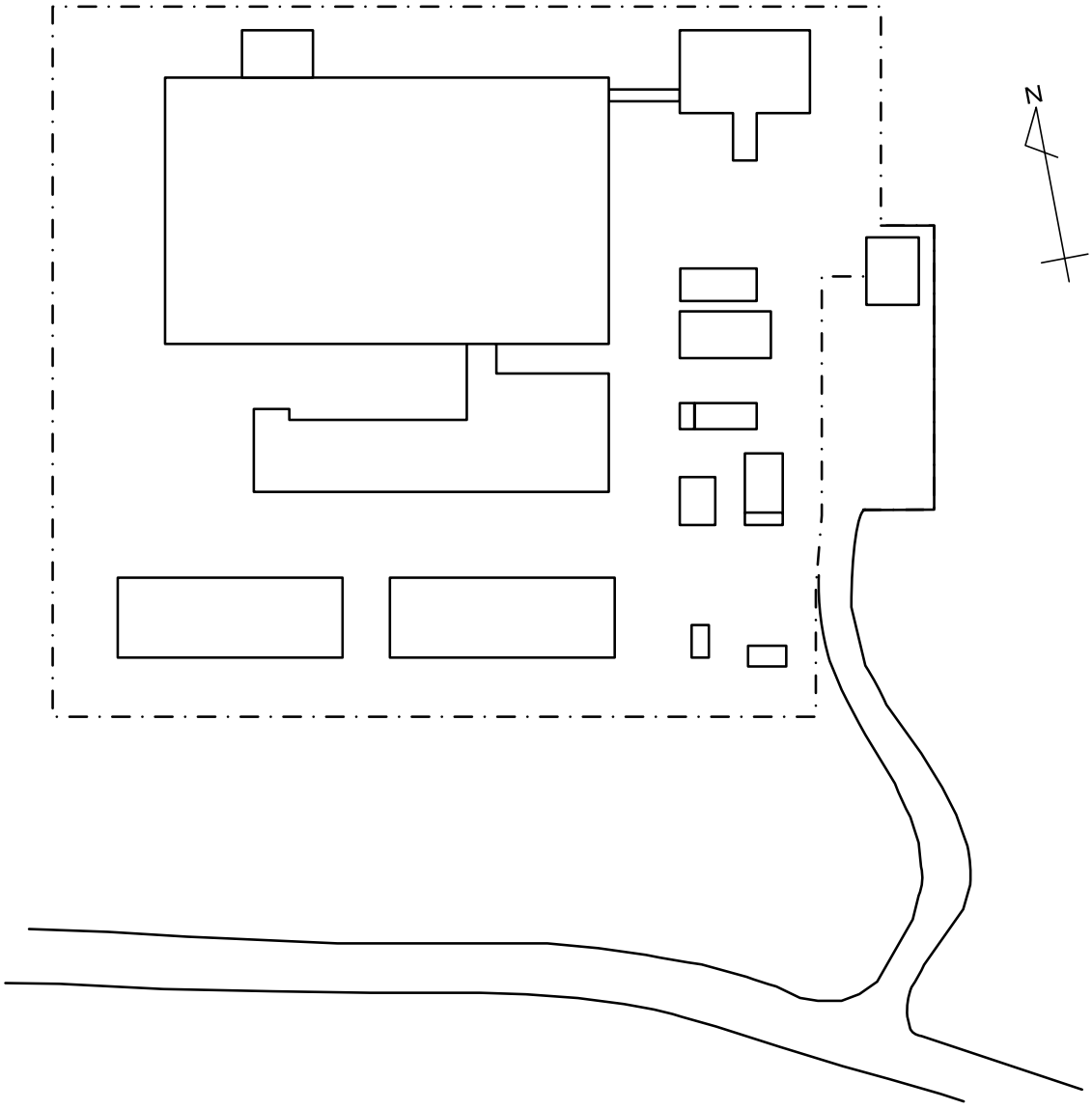
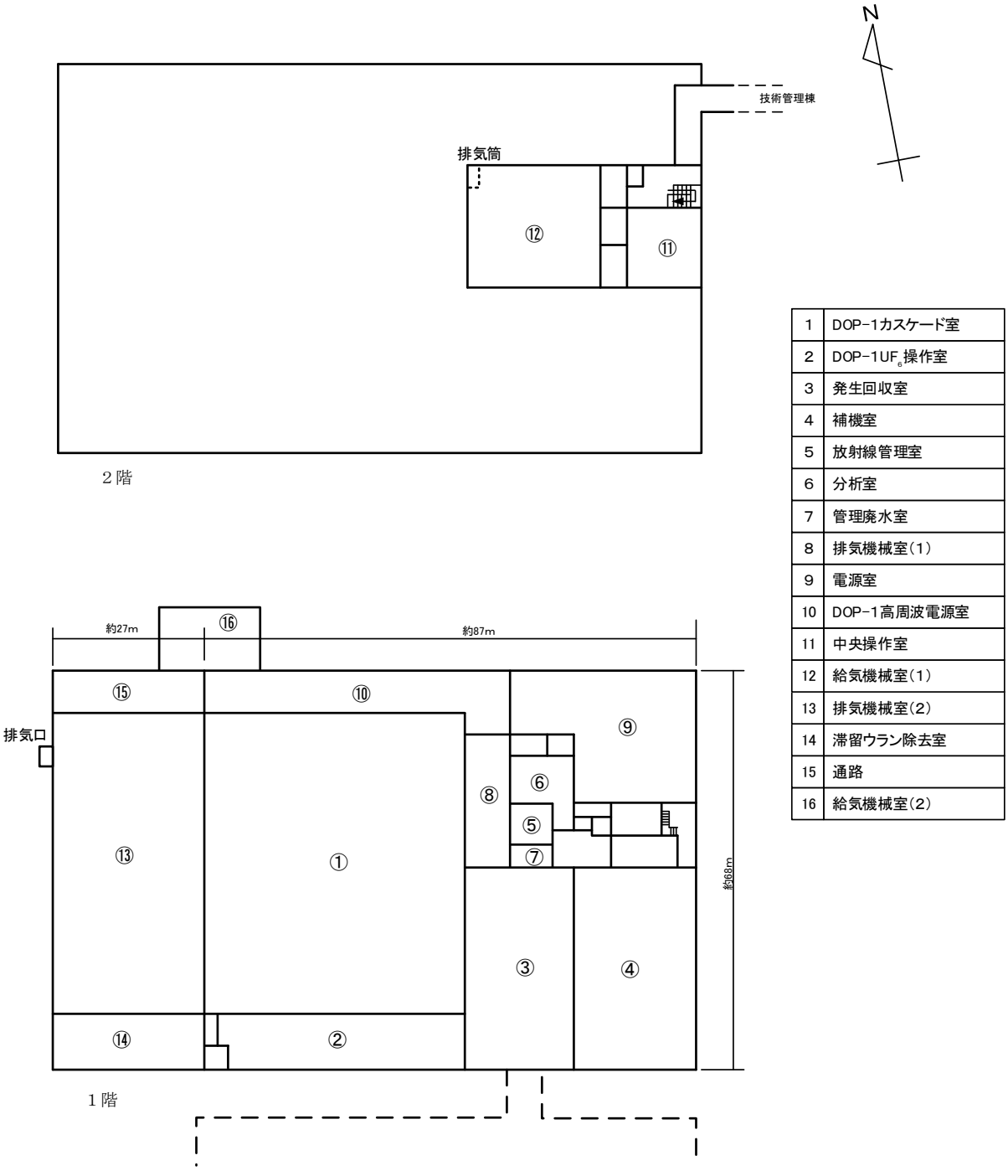


図 3-3　ウラン濃縮原型プラントの敷地内配置図



1	DOP-1カスケード室
2	DOP-1UF_6操作室
3	発生回収室
4	補機室
5	放射線管理室
6	分析室
7	管理廃水室
8	排気機械室(1)
9	電源室
10	DOP-1高周波電源室
11	中央操作室
12	給気機械室(1)
13	排気機械室(2)
14	滞留ウラン除去室
15	通路
16	給気機械室(2)

図 3-4（1/3）ウラン濃縮原型プラントの平面図

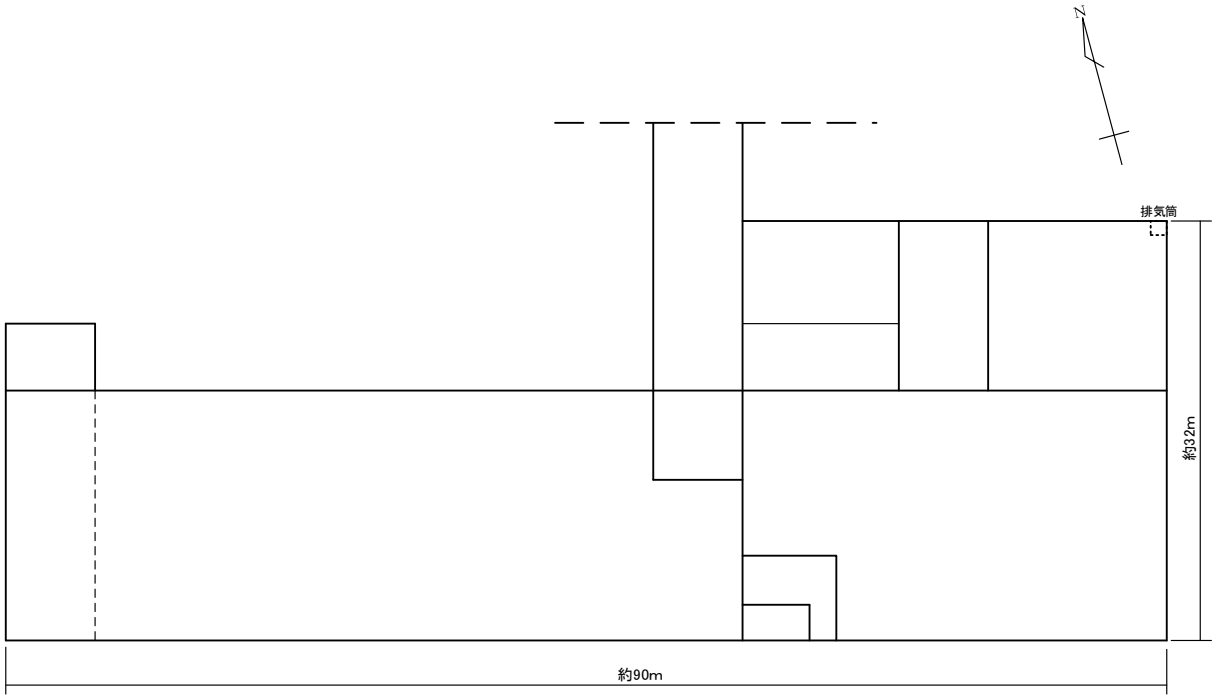
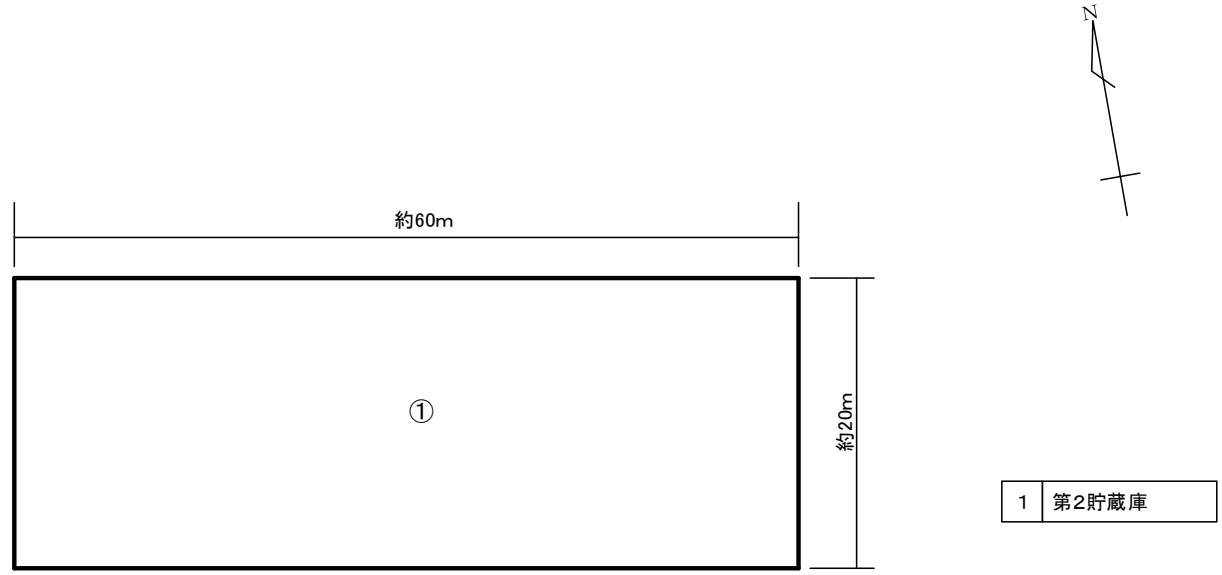


図 3-4（2/3）ウラン濃縮原型プラントの平面図



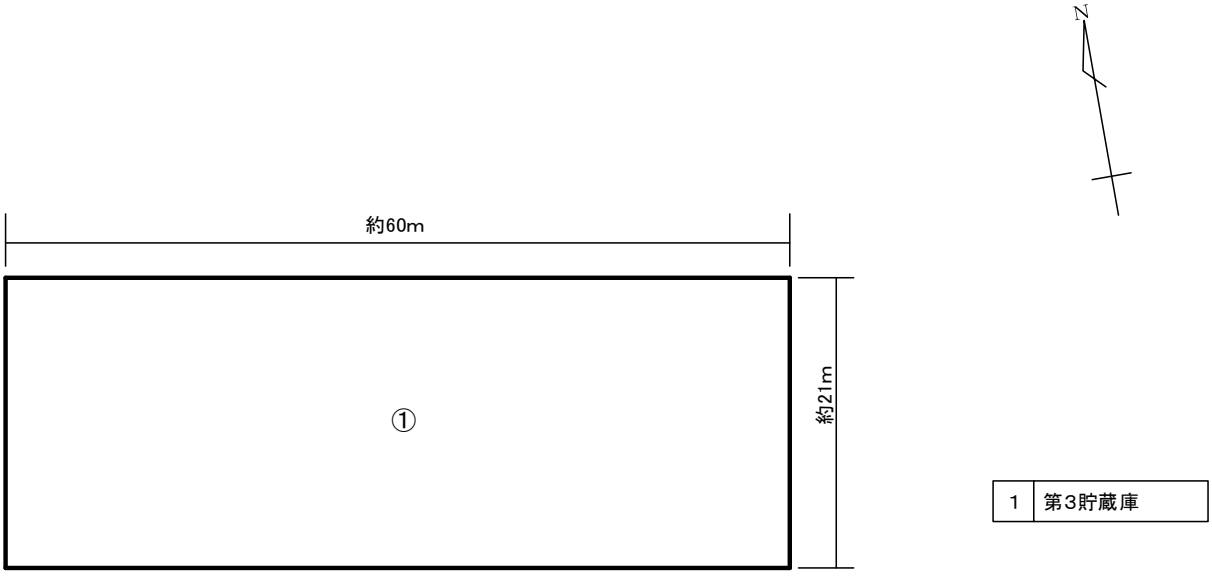


図 3-4（3/3）ウラン濃縮原型プラントの平面図（第 2 貯蔵庫、第 3 貯蔵庫）

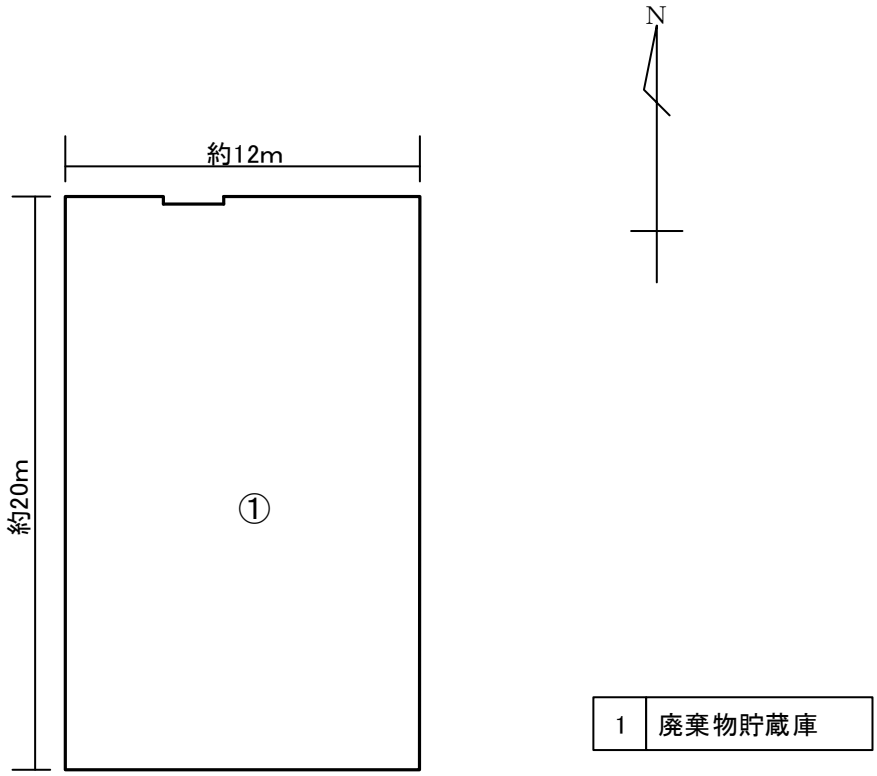


図 3-5　廃棄物貯蔵庫の平面図

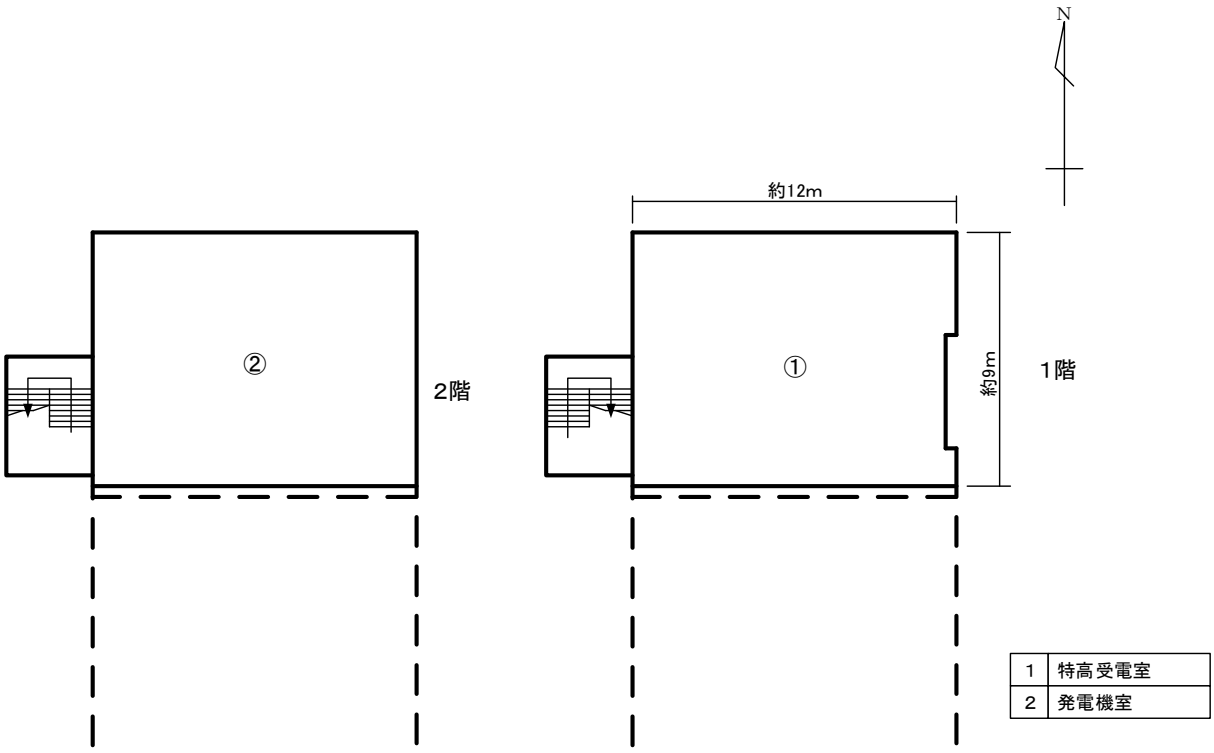


図 3-6　非常用発電機棟の平面図

四　廃止対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法

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。

2．解体の方法

2.1　廃止措置の基本方針

(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、処理に必要となる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）ウラン濃縮原型プラントの核燃料物質については、譲渡しに必要な条件（核燃料物質の組成・国籍、IAEA 査察等による透明性の確保等）に合致した譲渡し先（原子力事業者）を可能な限り速やかに決定することに努め、譲渡し先との合意後に、譲渡しのために必要となる設備設計、許認可手続、設備の設置等を進め、廃止措置が終了するまでに核燃料物質の全量を譲り渡す計画である。核燃料物質の譲渡しは遅くとも令和 10 年度末（2028 年度末）までに譲渡し先を決定する。

核燃料物質の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産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。

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（機能を維持する設備を除く運転を終了した設備の解体期間）と第 2 段階（機能を維持する設備の解体期間）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う設備を表 4-2 に、廃止措置期間の全体工程を図 14 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、国内外の許可を有する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。

2.3　安全確保対策

「2.1　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_6 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等、HF（ふっ化水素）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「廃止措置期間中に性能を維持すべき加工施設（第九条の五及び第九条の十三において「性能維持施設」という。）及びその性能並びにその性能を維持すべき期間」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。また、供用中と同様な組織体制により、火災が発生した場合の措置を確実に行う。

・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。

2.4 解体の方法

加工施設の解体撤去は、「2.2 各廃止措置対象施設の廃止措置の進め方」に示すように、第 1 段階（機能を維持する設備を除く運転を終了した設備の解体期間）と第 2 段階（機能を維持する設備の解体期間）に分けて実施する。

第 1 段階の解体期間には、放射性廃棄物の廃棄設備、放射線管理設備、核燃料物質の貯蔵施設等の機能を維持する設備を除く以下の設備・機器を解体する。解体対象設備・機器の詳細を表 4-2 に示す。

① DOP-1 カスケード設備

② DOP-2 カスケード設備

③ DOP-1 高周波電源設備

④ DOP-1UF_6処理設備

⑤ 均質設備

⑥ 滞留ウラン除去設備

⑦ 分析設備等、機能を維持する設備を除く設備・機器

上記、第1段階の設備の解体撤去の終了、解体を終了した部屋に汚染がないこと並びに放射性固体廃棄物、CL対象物及びNR対象物が適切に保管されていることをもって第1段階の解体撤去を完了する。

(1) 第1段階に行う解体の方法

第1段階では、機能を維持する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う設備を表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、「2.1　廃止措置の基本方針」及び「2.3　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

第1段階の工事対象となる第1種管理区域の一部の室の汚染状況の調査については、平成20年3月に行うとともに、保安規定に基づき、管理区域内の空気中の放射性物質濃度測定等を継続している。

管理区域の一部の室の汚染状況については既に調査を終了しているが、解体撤去の工事においては、既に汚染確認を終了した室を含め、第1段階の解体撤去に先立ち、解体撤去範囲の設備・機器、床面等について汚染状況の調査を行う。

設備・機器の解体撤去を部屋単位で行うことを踏まえ、汚染状況の調査は、第1種管理区域を設定している設備・機器の解体撤去の対象となる部屋の床、壁表面及び解体設備・機器等の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第2種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。

核不拡散、核物質防護上の機微情報に該当する解体物は、機微情報の消滅を行う。

NR 対象物にする解体物は、施設外に廃棄するまでの間、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、汚染防止措置を講じ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

第 1 種管理区域に設置している設備・機器等の撤去については部屋ごとに以下の手順で行うことを基本とする。

① 汚染状況の調査及び除染

② 内部が放射性物質に汚染していない設備・機器等の撤去

③ 内部が放射性物質に汚染している設備・機器等の撤去

なお、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汚染していない機器等については、汚染機器の撤去時に撤去する。

また、部屋ごとに撤去することから滞留ウラン除去室内のカスケード設備の配管と滞留ウラン除去設備を撤去する。

解体撤去においては、汚染防止措置を講じたのちに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。

核不拡散及び核物質防護上の機微情報に該当する解体物は、機微情報の消滅を行う。

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する。

分別した放射性固体廃棄物は、施設外に廃棄するまでの間、汚染防止措置を講じ、管理区域内保管場所に保管する。分別した CL 対象物にする解体物は、除染等の処理を行った後、現在、使用施設（濃縮工学施設）で行っている資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請と同様な手続を行うまでの間、汚染防止措置を講じ、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。

(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、機能を維持する設備の解体撤去に着手する。
・設備・機器の解体撤去は、第 1 段階の解体撤去と同様、汚染状況の確認後に行う。
・解体撤去終了後は、建物内の汚染状況の調査を行い、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ないことを確認した上で管理区域を解除する。

表 4-1 廃止措置の実施区分

区　分	主な実施事項
第 1 段階 機能を維持する設備を除く運転を終了した設備の解体期間	・停止設備の保管管理 ・汚染状況の調査 ・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 *1 ・機能を維持する設備を除く汚染している設備・機器の解体撤去 ・核燃料物質の貯蔵及び譲渡し ・放射性廃棄物の保管 ・放射性廃棄物の処理
第 2 段階 機能を維持する設備の解体期間	・放射性廃棄物の処理（継続） ・核燃料物質の貯蔵及び譲渡し ・放射性固体廃棄物の廃棄 ・機能を維持する設備の解体撤去 ・管理区域の汚染状況の調査及び管理区域の解除

＊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う設備（1/6）

○：第 1 段階中に解体撤去を行う設備
×：第 1 段階中に解体撤去に着手しない設備
●：解体撤去が終了した設備

(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-2 カスケード設備	DOP-2 遠心分離機	○
	DOP-1 高周波電源設備	インバータ装置	●
	DOP-1UF_6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_2O_3）	○
		カスケード排気系ブースタポンプ	○
		カスケード排気系ロータリポンプ	○
		発生槽	●
		バッファタンク	●
		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_2O_3）	●
		一般パージ系ロータリポンプ	●
		冷却器	●

表 4-2 第 1 段階中に解体撤去を行う設備（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（30B）	●
		シリンダ槽（48Y）	●
		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_2O_3）	●
		均質設備ブースタポンプ	●
		均質設備ロータリポンプ	●
		サンプル小分け装置	●
		NaF 処理槽	●
	滞留ウラン除去設備	ボンベ槽	○
		IF_7 調整槽	○
		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_7 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_2O_3）	○
		滞留用パージ系ケミカルトラップ（Al_2O_3）	○
		滞留用パージ系ブースタポンプ	○
		滞留用排気系ロータリポンプ	○
		滞留用パージ系ロータリポンプ	○
		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	○

表 4-2 第 1 段階中に解体撤去を行う設備（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	×
		ANSI 規格 48Y	×
		滞留ウラン回収容器	×
		ハンドリング用シリンダ	×
		48Y シリンダ置台	×
		30B シリンダ置台	×
		積換台	×
		ターンテーブル	×
		天井走行クレーン	×
		テルハ（16 トンホイスト）	×
		ジブクレーン（手動式）	×
		1.2 トンホイスト（手動チェーンブロック）	×
		運搬台車	×
		フォークリフト	×

表 4-2　第 1 段階中に解体撤去を行う設備（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	×
			フィルタユニット（循環系）	×
			フィルタユニット（排気系）	×
			排気ダクト	×
		主棟（排気系 2）	送風機	×
			排風機	×
			排気フィルタユニット	×
			排気ダクト	×
		付属棟（局所排気設備）	送風機	×
			排風機	×
			フィルタユニット	×
			排気ダクト	×
			小分けフード	●
			配管フード	●
			保守フード	×
			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）	フレーム	×
			管理廃水受水槽	×
			反応槽	×
			脱水機	×
			砂ろ過器	×
			管理廃水排水槽	×
	固体廃棄物の廃棄設備	付属棟（使用済 NaF 貯蔵エリア）	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う設備（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		×
			工程用 HF モニタ		●
			エリア用 HF モニタ		○
			エリア用 HF モニタ(排気系 2)		×
			エアスニッファ（サンプリングヘッド部）		×
			排気用モニタ	α線ダストモニタ	×
				β(γ)線ダストモニタ	×
				HF モニタ	×
		試料分析関係設備	ダストサンプラ	個人用ダストサンプラ	×
				可搬型空気サンプラ	×
			放射能測定装置		×
		その他放射線防護設備	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			×
		無停電電源装置			×
	分析設備	質量分析装置			○
		重金属溶液処理装置			○
		ICP 発光装置			○
		分光光度計			○
	計量設備	秤量計			×
ユーティリティ設備		恒温水チラー			×
		低温水チラー			×
		計装空気コンプレッサ			×

表 4-2　第 1 段階中に解体撤去を行う設備（6/6）

(2) 廃棄物貯蔵庫

施設区分	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) 機能を維持する設備を除く運転を終了した設備の解体撤去	・主棟 ・付属棟	・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 ・DOP-1UF_6処理設備 ・均質設備 ・滞留ウラン除去設備 ・分析設備等、機能を維持する設備を除く設備・機器	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。	(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 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 ・核不拡散及び核物質防護上の機微情報に該当する解体物は、機微情報の消滅を行う。 (2) 汚染している設備・機器の解体撤去 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 ・核不拡散及び核物質防護上の機微情報に該当する解体物は、機微情報の消滅を行う。	・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。 ・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。 ・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。 ・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。 ・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等により施設内の漏えいの低減に努める。 ・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。 ・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。	・第 1 段階の設備の解体撤去が終了していること。 ・解体を終了した部屋に汚染がないこと。 ・放射性固体廃棄物、CL 対象物、NR 対象物が適切に保管されていること

五　廃止措置に係る核燃料物質の管理及び譲渡し

1. 核燃料物質の種類及び数量

令和８年７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に示す。

2. 核燃料物質の管理

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_6シリンダ」という。）に充てんした状態で貯蔵する。

濃縮度 0.95wt％以上の濃縮ウランを貯蔵する貯蔵庫においては、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「十　廃止措置期間中に性能を維持すべき加工施設（第九条の五及び第九条の十三において「性能維持施設」という。）及びその性能並びにその性能を維持すべき期間」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。

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については、譲渡しに必要な条件（核燃料物質の組成・国籍、IAEA 査察等による透明性の確保等）に合致した譲渡し先（原子力事業者）を可能な限り速やかに決定することに努め、譲渡し先との合意後に、譲渡しのために必要となる設備設計、許認可手続、設備の設置等を進め、廃止措置が終了するまでに核燃料物質の全量を譲り渡す計画である。核燃料物質の譲渡しは遅くとも令和 10 年度末（2028 年度末）までに譲渡し先を決定する。

核燃料物質の譲渡しに係る計画の詳細が決定次第、変更認可申請を行う。

表５　貯蔵施設における核燃料物質の種類及び数量（令和８年７月末現在）

種 類	数 量	UF_6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 2,301.1 ton-U	301 本

六　廃止措置に係る核燃料物質による汚染の除去（核燃料物質による汚染の分布とその評価方法を含む。）

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第1種管理区域の一部の室の汚染状況調査については、平成20年3月に行うとともに、保安規定に基づき、管理区域内の空気中の放射性物質濃度測定等を継続している。

解体撤去の工事においては、既に汚染状況調査を終了した室を含め、解体前に、第1種管理区域の解体対象の部屋の設備・機器、床面等について汚染状況の調査等を行う。

解体前の汚染状況の調査等については以下の手順で行う。

1. 核燃料物質による汚染分布とその評価方法

1.1　供用段階の汚染状況

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_6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、均質設備等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設備と汚染状況確認を終了した範囲を図6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

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供用中の作業としては、UF_6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た。

・発生回収室

・DOP－$1UF_6$操作室

・分析室

・放射線管理室

・管理廃水室
・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_6操作室、管理廃水室、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。調査範囲を図 6 に、確認結果を表 6 に示す。

2. 除染の方法

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、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。

3. 今後の評価

第 1 種管理区域の一部の室の汚染状況については既に調査を終了しているが、解体撤去の工事においては、既に汚染確認を終了した室を含め、解体前に第 1 種管理区域の解体対象の部屋の設備・機器、床面等について汚染状況の調査等を行う。

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 6　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		測定箇所（点）	測定結果	
		α	β		α	β
発生回収室	655	検出下限値未満	検出下限値未満	112	検出下限値未満	検出下限値未満
DOP-1UF_6操作室	417	検出下限値未満	検出下限値未満	108	検出下限値未満	検出下限値未満
分析室	未実施					
放射線管理室	未実施					
管理廃水室	49	検出下限値未満	検出下限値未満	28	検出下限値未満	検出下限値未満
排気機械室（1）	164	検出下限値未満	検出下限値未満	64	検出下限値未満	検出下限値未満
保守室	91	検出下限値未満	検出下限値未満	38	検出下限値未満	検出下限値未満
均質操作室	511	検出下限値未満	検出下限値未満	97	検出下限値未満	検出下限値未満
局所排気機械室	142	検出下限値未満	検出下限値未満	48	検出下限値未満	検出下限値未満
滞留ウラン除去室	未実施					
排気機械室（2）	未実施					

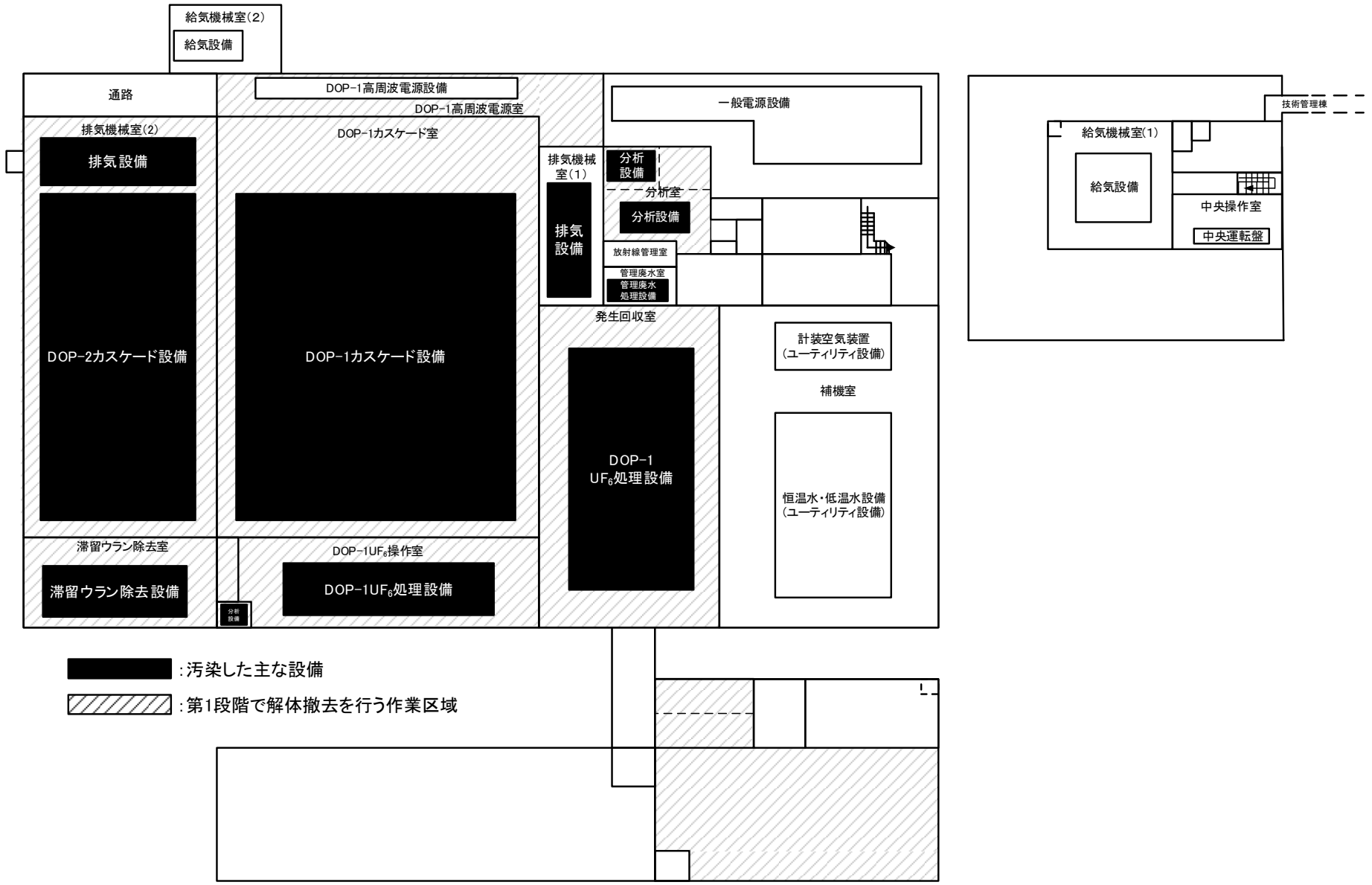


図 6　汚染した主な設備と汚染状況確認を終了した範囲

七　廃止措置において廃棄する核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の発生量の見込み及びその廃棄

1. 放射性気体廃棄物の管理及び廃棄

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。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、供用中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供用中と同様に行う。

解体・切断時においては、供用中と同様、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ことにより汚染拡大防止を図る。

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。

2. 放射性液体廃棄物の管理及び廃棄

加工施設の供用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 IF_5 であり、保管量（令和 8 年 3 月末現在）を表 7-1 に示す。

放射性物質に汚染した IF_5 を充てんしたボンベは、供用中と同様、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、次のものがある。

・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、供用中と同様に、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）。

解体撤去工事で発生する放射性物質に汚染した廃油は、ドラム缶換算で約 10 本（約 2 トン）であり、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、図 7-3 に示すウラン濃縮原型プラントの管理区域内に保管する。

供用中、設備・機器の冷却等のために非管理区域から管理区域を通過し、非管理区域に戻る水配管は密閉構造であり、配管内の水は放射性物質によって汚染する可能性がないため、

解体前に非管理区域側で配管内の水を抜く。

維持管理及び解体等において第 1 種管理区域で発生した水は、管理廃水処理設備で処理する。

放射性液体廃棄物の管理に係る保安上必要な措置、放出管理目標値等については、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_5 を充てんしたボンベの廃棄は、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。

3. 放射性固体廃棄物の管理及び廃棄

廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物は、供用中と同様、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。

廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物はドラム缶に収納し、CL 対象物はコンテナ等の容器に収納し、管理区域に保管する。

表 7-3 に示すように、廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物はドラム缶換算で約 6,200 本（約 1,240 トン）、CL 対象物はコンテナ換算で約 5,720 個（約 5,720 トン）となる。

図 7-3 に示すように、廃止措置期間中に発生する放射性廃棄物等の保管に必要な床面積は約 3,032 ㎡（放射性液体廃棄物の保管面積は除く。）であり、ウラン濃縮原型プラントの管理区域における保管可能な面積は約 4,494 ㎡であるため、十分な保管面積を有している。

なお、NR 対象物は保安規定に従い、適宜、管理区域外に搬出するため、放射性廃棄物等の保管に影響することはない。

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、供用中と同様、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し、その焼却灰は加工施設の廃棄物貯蔵庫で保管する。放射性固体廃棄物の焼却減容の基本フローを図 7-4 に示す。

加工施設の供用中に発生した放射性固体廃棄物の保管量（令和 8 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。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解体物のうち、コンテナ等の容器に収納した CL 対象物にする

解体物は、除染等の処理を行った後、現在、使用施設（濃縮工学施設）で行っている資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請と同様な手続を行う。また、手続が完了し認可されるまでの間は、汚染防止措置を講じ、ウラン濃縮原型プラントの管理区域に保管する。

廃止措置期間中に発生する解体物のうち、コンテナ等の容器に収納した NR 対象物にする解体物は、施設外に廃棄するまで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、汚染を防止する措置を講じ、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。

第 1 種管理区域から発生する NR 対象物にする解体物は、平成 20 年 5 月 27 日付け経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力施設における『放射性廃棄物でない廃棄物』の取扱いについて（指示)」(NISA-111a-08-1)（平成 20・04・21 原院第 1 号）に基づいて、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等により汚染のないことを確認することに加えて、信頼性を高める観点から、「念のための放射線測定評価」を行い、理論検出限界曲線の検出限界値未満であることを確認する。確認できたものは、施設外に廃棄する。また、必要な手順や文書類を下位文書として整備（改訂）する。

表 7-1　放射性液体廃棄物の保管量（令和 8 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_5	7 本（ボンベ）

表 7-2　放射性固体廃棄物の保管量（令和 8 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）
付属棟 使用済 NaF 貯蔵エリア	使用済 NaF	24 本
廃棄物貯蔵庫	金属類	327 本
	その他	325 本
	小計	652 本
合計		676 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 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。

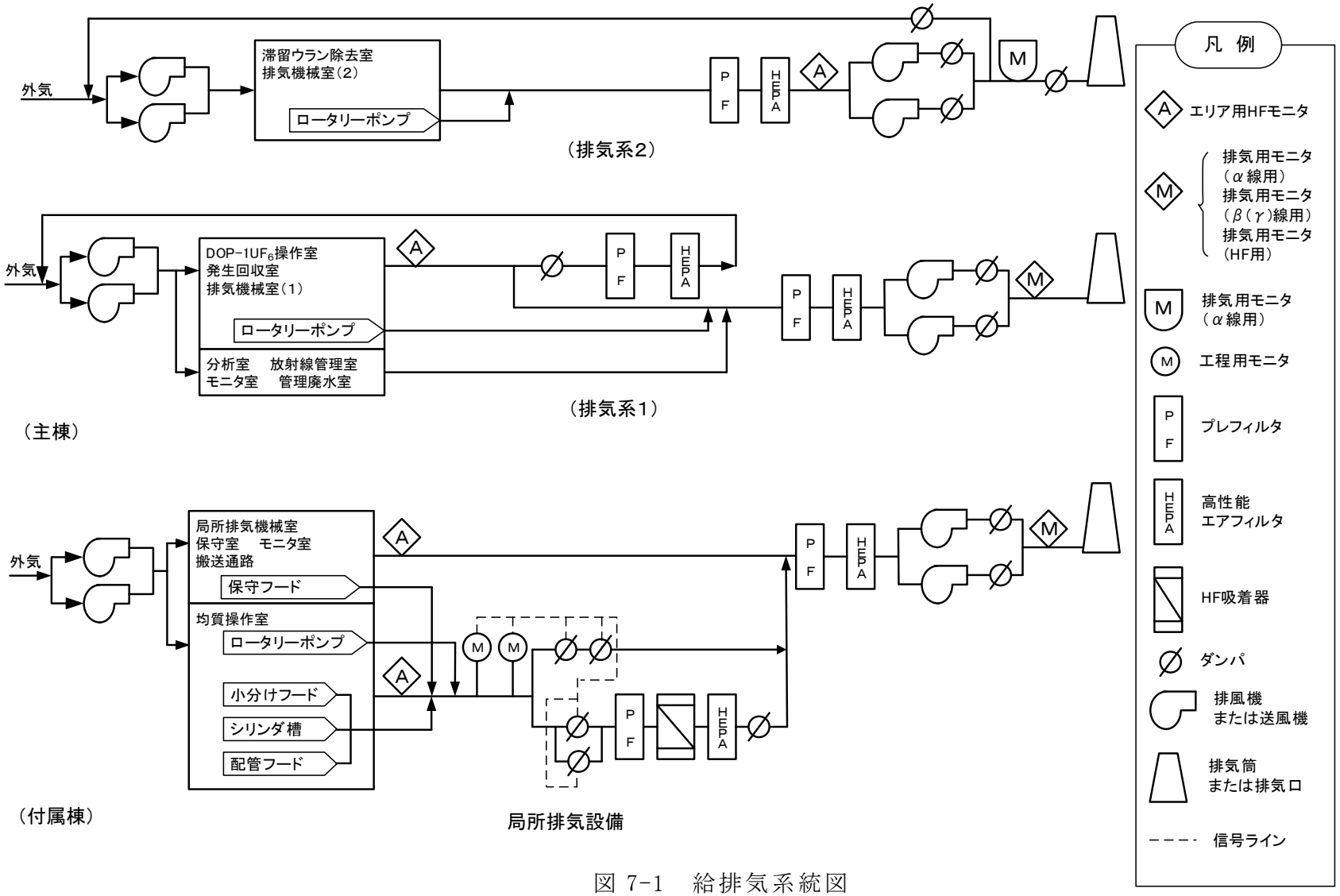

外気
滞留ウラン除去室
排気機械室(2)
ロータリーポンプ
PF
HEPA
A
M
(排気系2)
外気
DOP-1UF6操作室
発生回収室
排気機械室(1)
ロータリーポンプ
分析室　放射線管理室
モニタ室　管理廃水室
(排気系1)
(主棟)
外気
局所排気機械室
保守室　モニタ室
搬送通路
保守フード
均質操作室
ロータリーポンプ
小分けフード
シリンダ槽
配管フード
(付属棟)
局所排気設備
凡 例
エリア用HFモニタ
排気用モニタ(α線用)
排気用モニタ(β(γ)線用)
排気用モニタ(HF用)
排気用モニタ(α線用)
工程用モニタ
プレフィルタ
高性能エアフィルタ
HF吸着器
ダンパ
排風機または送風機
排気筒または排気口
信号ライン

図 7-1　給排気系統図

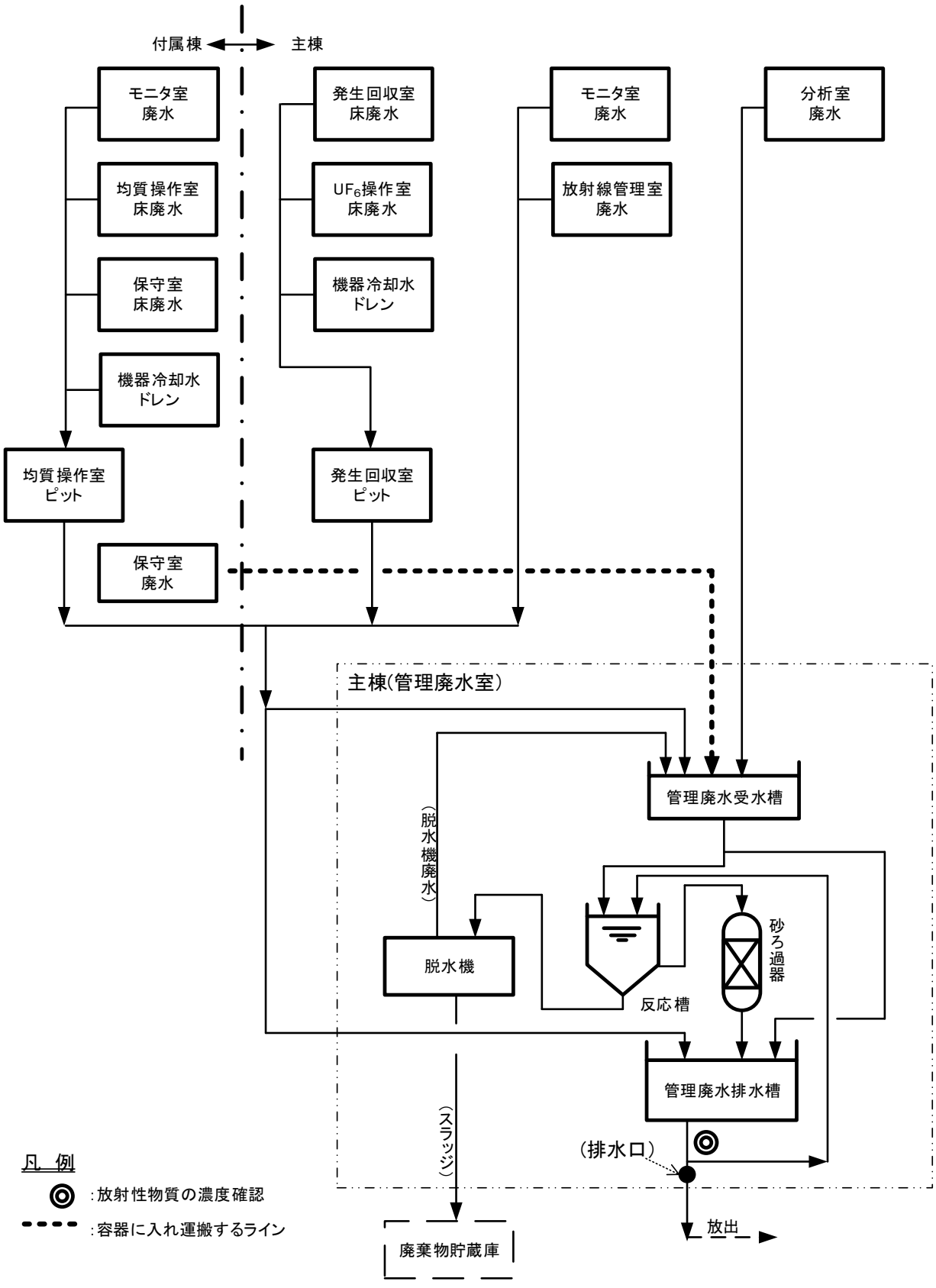
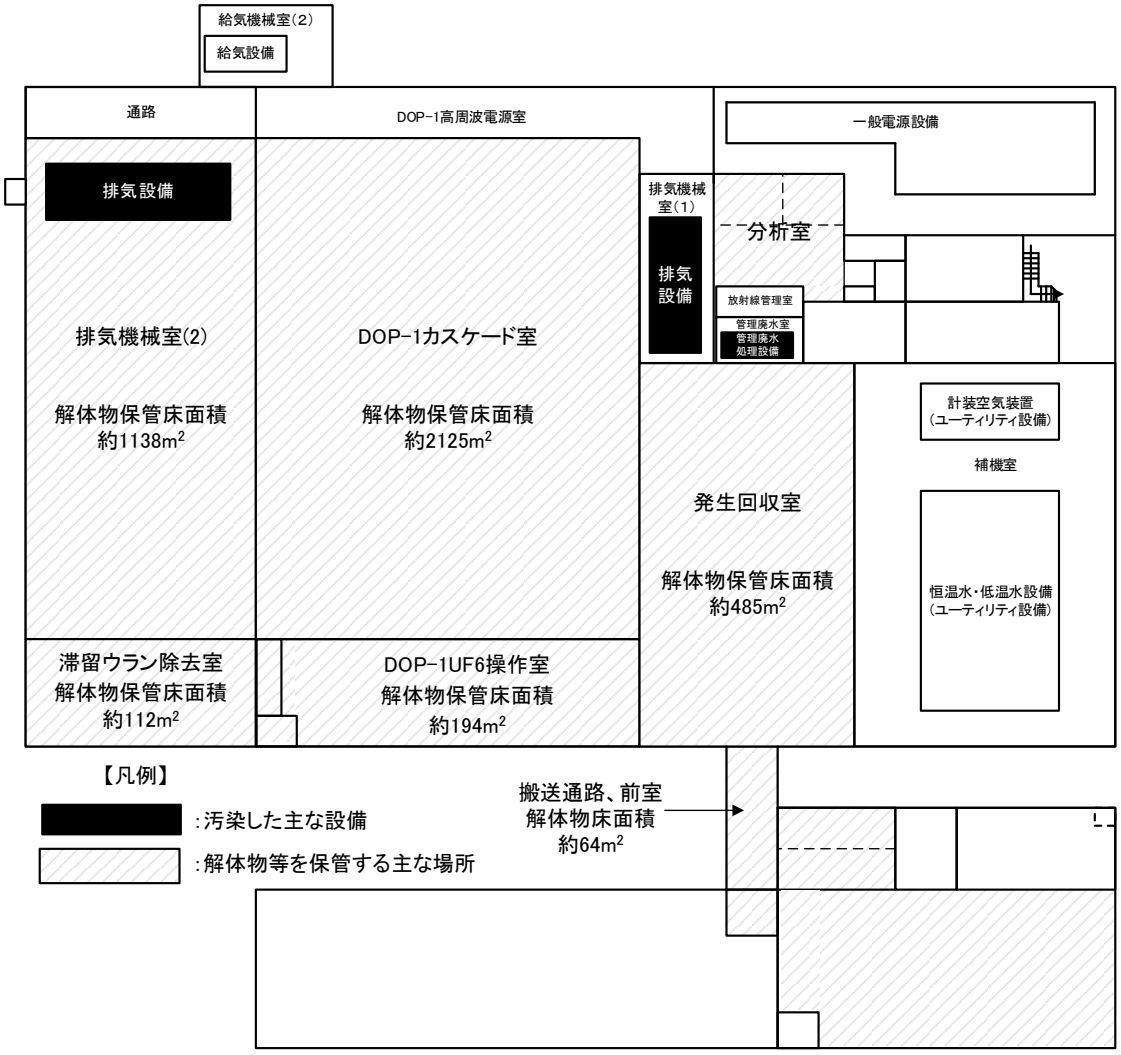
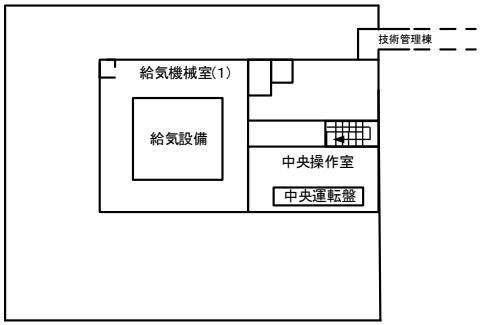


図 7-2　管理廃水処理系統図





廃止措置期間中に発生する解体物の床面積	
ドラム缶(放射性液体廃棄物)	約 4m²(約 10本)※1
ドラム缶(放射性固体廃棄物)	約 744m²(約 6,200本)※2
コンテナ(CL対象物にする解体物)	約 2,288m²(約 5,720個)※3
合計	約 3,036m²

※1:ドラム缶1本当たりの面積を0.36m²として1段積みで算出
※2:ドラム缶1本当たりの面積を0.36m²として3段積みで算出
※3:コンテナドラム1個当たりの面積を1.2m²として3段積みで算出

廃止措置期間中に発生する解体物を保管する主な室の床面積	
発生回収室	約 485m²
DOP-1カスケード室	約 2,125m²
DOP-1UF6操作室	約 194m²
排気機械室(2)	約 1,138m²
滞留ウラン除去室	約 112m²
均質操作室	約 376m²
搬送通路、前室	約 64m²
合計	約 4,494m²

図 7-3　放射性固体廃棄物、CL 対象物にする解体物及び NR 対象物にする解体物の主な保管エリア

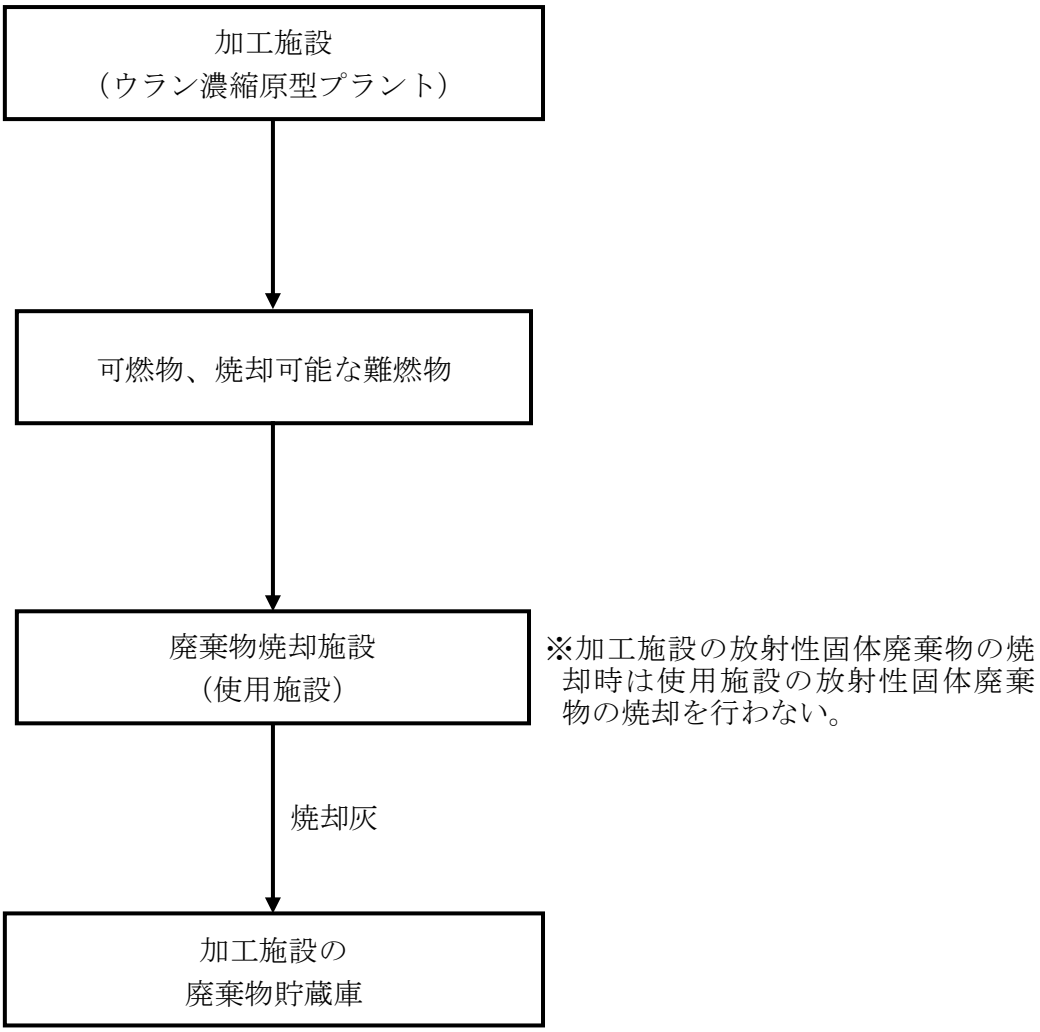


図 7-4　廃棄物焼却施設の焼却減容の基本フロー図

八　廃止措置に伴う放射線被ばくの管理

1. 廃止措置期間中の放射線管理

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、原子炉等規制法、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保安規定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

廃止措置対象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線量限度等を定める告示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）とに区分する。廃止措置対象施設の管理区域の区分及び主な室名を表8-1に示す。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。

表 8-1　廃止措置対象施設の管理区域の区分及び主な室名

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(1)　滞留ウラン除去室　排気機械室(2)
	第 2 種管理区域	DOP-1 カスケード室
	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(1)　給気機械室(2)
付属棟	第 1 種管理区域	[redacted]
	第 2 種管理区域	[redacted]
	非管理区域	給気機械室
[redacted]	第 2 種管理区域	――――――――――
[redacted]	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	――――――――――

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、壁その他人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出しは、それらの表面の放射性物質の密度又は線量当量率が表 8-2 の法定基準値以下となるように管理する。

表 8-2　第 1 種管理区域からの人の退出及び物品の持出し基準

対象	法定基準値		
人・物品	表面密度	アルファ線を放出する放射性物質	0.4 Bq/cm^2
		アルファ線を放出しない放射性物質	4 Bq/cm^2
UF_6 シリンダ等の容器	線量当量率	表面	2 mSv/h
		表面から 1 メートル	0.1 mSv/h

(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し、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行えるようにするため、放射線測定器、ダストサンプラ、エアスニッファ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。

特殊放射線作業に係る管理基準値を表 8-3 に示す。

表 8-3　特殊放射線作業に係る管理基準値

項目		管理基準値
実効線量		1 mSv/週
皮膚の等価線量		10 mSv/週
作業場所における表面密度	アルファ線を放出する放射性物質	0.4 Bq/cm^2
	アルファ線を放出しない放射性物質	4 Bq/cm^2
作業場所における空気中の放射性物質の濃度		空気中の放射性物質の濃度限度の 10 分の 1（1 週間平均）

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) センター境界を周辺監視区域境界とし、センター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　個人管理

個人管理は、放射線業務従事者と一時立入者（放射線業務従事者以外の者であって、一時的に管理区域に立ち入る者をいう。以下同じ。）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、核燃料物質等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、個人線量計を放射線業務従事者に着用させ、3 か月に 1 回（女子は 1 か月に 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電子式線量計等の個人線量計によって作業ごとの外部被ばく線量を測定する。

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 か月に 1 回（女子は 1 か月に 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」（昭和 47 年労働省令第 41 号）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ち会わせるとともに、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、電子式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、空気中の放射性物質の濃度を測定し、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。

1.6　周辺環境における放射線監視

周辺監視区域内外の環境モニタリングとして、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、モニタリングポスト（モニタリングステーションを含む。）等を用

いて定期的に外部放射線に係る線量当量、空気中の放射性物質濃度及び河川水等の放射性物質の濃度の測定・監視を行う。

また、気象観測機器を用いて風向及び風速、降雨量、大気温度の測定・監視を行う。

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気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、表 8-4 に示す放出管理目標値を超えないように管理する。

表 8-4 排気口から放出される排気中の放射性物質濃度の管理目標値

測定項目	放出管理目標値
排気中の放射性物質の濃度：ウラン（3 月平均値）	1×10^{-8} Bq/cm^3

(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、表 8-5 に示す放出管理目標値を超えないことを確認した後に施設外に放出する。

表 8-5 排水中の放射性物質濃度の管理目標値

測定項目	放出管理目標値
管理廃水処理設備における排水中の放射性物質の濃度：ウラン（3 月平均値）	5×10^{-3} Bq/cm^3
年間総排水量	200 m^3

(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 平常時における放射線業務従事者の被ばく線量評価

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主な作業を以下に示す。

① 第1段階の解体撤去作業（放射性固体廃棄物の詰め替え等の作業を含む。）

② 核燃料物質の貯蔵施設の巡視

③ 放射性固体廃棄施設（廃棄物貯蔵庫）の巡視

②及び③は、供用中から継続する作業である。

③の作業対象である廃棄物貯蔵庫に保管しているドラム缶内の平均ウラン量は、約2 g-U/本程度であり、廃棄物に含まれるウラン量は核燃料物質貯蔵施設のウラン量に比べて非常に少なく無視できる。

よって、平常時における放射線業務従事者の被ばくについては、供用中から継続する核燃料物質の貯蔵施設の巡視と、新たに行う第1段階の解体撤去作業に係る線量を評価する。

また、UF_6シリンダの巡視に伴う外部被ばくは、加工事業の許可申請書で評価した 5.83 mSv/年とする。

解体撤去作業に伴う放射線業務従事者の線量の評価は、以下のとおりである。

2.1.1 第1段階の解体撤去作業

(1) 内部被ばくの評価

放射線業務従事者の解体撤去作業における内部被ばくについては、付着ウラン量が多いDOP-1カスケード設備及びDOP-2カスケード設備に付着した全てのウランが解体撤去により汚染拡大防止囲い内に漏えいすると仮定して評価する。

① 計算式

$$E_W = \Sigma E_{wi}$$

$$E_{wi} = R_Q \times C_i \times (1-R_e) \times 1/M_E \times M_a \times E_i \times G_h$$

E_W ：放射線業務従事者の内部被ばく量（mSv/h）

E_{wi} ：核種ｉにおける内部被ばく量（mSv/h）

R_Q ：ウラン量（g-U/h）

C_i ：核種ｉの放射能濃度（Bq/g-U）

R_e ：排気による除去率（―）

M_E ：全面マスクの防護係数（―）

Ma ：呼吸率 （m^3/h）

E_i ：実効線量係数 （mSv/Bq）

（線量告示第 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）

G_h ：汚染拡大防止囲い内への拡散 （＝1h/m^3）

② 計算式に用いる数値等

1）ウラン量

解体時に漏えいするウラン量は、保守的に工程内に残存するウラン量で最も多い設備の DOP-1 カスケード設備及び DOP-2 カスケード設備の実在庫量の合計値 108.9 kg-U を図 14 に示す遠心分離機の解体期間の 10 年間の実労働時間である 20,000 時間（52 週/年×5 日/週×7.5 時間/日×10 年＝19,500 時間≒20,000 時間）で除して求めた数値（約 5.5 g-U/時）となるが、2 倍の 11 g-U/h とする。

2）評価対象核種と放射能濃度

評価対象核種と放射能濃度は、核種生成崩壊計算コード（ORIGEN2.2）で求める。

核種生成崩壊計算コード（ORIGEN2.2）に入力する核種は、加工事業の許可申請書に記載した、燃料集合体平均燃焼度 28,000 MWd/t-U 以下の軽水型原子炉使用済燃料を国立研究開発法人日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所において湿式法（ピューレックス法）により再処理し、回収したウランをセンターの製錬転換施設において乾式法により転換し受け入れた回収ウランとし、U-235 については保守的に濃縮ウラン（5 wt%）とする。また、子孫核種組成評価は、これまでの貯蔵期間を考慮し濃縮後 16 年とする。

表 8-6 に核種生成崩壊計算コード（ORIGEN2.2）に入力する核種を示す。

また、核種生成崩壊計算コード（ORIGEN2.2）により計算された放射性核種と放射能濃度を表 8-7 に示す。

3) 全面マスクの防護係数、排気による除去率

局所排気装置の高性能フィルタの捕集効率は 99.9 %であるが、保守的に汚染拡大防止囲い内に 1 割のウランが飛散するとして、排気による除去率を 90 %と想定する。また、全面マスクの防護係数は 100 とする。

4) 放射線業務従事者の呼吸率

放射線業務従事者の呼吸率は、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針から成人活動時の 1.2 m^3/h を用いる。

③ 計算結果

放射線業務従事者の内部被ばくの実効線量は、5.0×10^{-1} mSv/年となる。

(2) 外部被ばくの評価

① ウラン量と相互間距離

放射線業務従事者の外部被ばくは、常に 11 g-U の線源から 50 cm 離れた位置で作業するとして、点減衰積分コード QAD-CGGP2R を用いて外部被ばくを計算する（図 8-1 参照）。

また、外部被ばくの評価では保守的に容器による遮蔽は考慮しない条件とする。

② 評価対象核種

評価対象核種は、表 8-7 と同様とする。

③ 計算結果

点減衰積分コード QAD-CGGP2R で計算した結果、放射線業務従事者の実効線量は、9.9×10^{-3} mSv/年である。

(3) 放射線業務従事者の被ばくの評価結果

第 1 段階の解体撤去における放射線業務従事者の被ばく量は、内部被ばく（5.0×10^{-1} mSv/年）と外部被ばく（9.9×10^{-3} mSv/年）から、5.1×10^{-1} mSv/年となる。UF_6 シリンダの巡視に伴う外部被ばくは、5.83 mSv/年であるため、放射線業務従事者の被ばくは、6.4 mSv/年となる。

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。

表 8-6　核種生成崩壊計算コード（ORIGEN2.2）に入力する放射性核種

ウラン同位体	^{235}U	5 %
	^{232}U	1.2 ppb 以下
	^{234}U	0.027 %以下
	^{236}U	0.4 %以下
核分裂生成物	^{95}Nb	1.3×10^{1} Bq/g 以下
	^{106}Ru	1.0×10^{2} Bq/g 以下
超ウラン元素	Np（α）	9.6×10^{-2} Bq/g 以下
	Pu（α）	1.0×10^{-1} Bq/g 以下
	Am（α）	3.2×10^{-1} Bq/g 以下

表 8-7　放射性核種と放射能濃度

放射性核種		放射能濃度(Bq/gU)
ウラン	U232	8.15E+02
	U233	1.02E+00
	U234	4.95E+04
	U235	4.00E+03
	U236	1.02E+04
	U237	1.06E-06
	U238	1.18E+04
	U240	3.21E-13
子孫核種	Tl206	8.83E-27
	Tl207	2.93E-01
	Tl208	3.01E+02
	Tl209	3.32E-05
	Pb209	1.54E-03
	Pb210	3.63E-03
	Pb211	2.94E-01
	Pb212	8.37E+02
	Pb214	2.47E-02
	Bi210	3.63E-03
	Bi211	2.94E-01
	Bi212	8.37E+02
	Bi213	1.54E-03
	Bi214	2.47E-02
	Po210	3.26E-03
	Po218	2.47E-02
	Rn222	2.47E-02
	Fr221	1.54E-03
	Fr223	4.05E-03
	Ra223	2.94E-01
	Ra224	8.37E+02
	Ra225	1.54E-03
	Ra226	2.47E-02
	Ra228	4.11E-06
	Ac225	1.54E-03
	Ac227	2.94E-01
	Ac228	4.11E-06
	Th227	2.90E-01
	Th228	8.34E+02
	Th229	1.54E-03
	Th230	7.13E+00
	Th231	4.00E+03
	Th232	8.05E-06
	Th234	1.18E+04
	Pa231	1.36E+00
	Pa234m	1.18E+04
	Pa234	1.53E+01

放射性核種		放射能濃度(Bq/gU)
核分裂生成物(FP)	H 3	1.83E+00
	Be 10	9.54E-08
	C 14	3.83E-06
	Se 79	1.37E-02
	Rb 87	7.70E-07
	Sr 90	1.51E-22
	Y 90	1.51E-22
	Zr 93	6.30E-12
	Zr 95	4.15E-27
	Nb 93m	8.60E-05
	Nb 94	1.61E-08
	Nb 95	9.22E-27
	Nb 95m	3.08E-29
	Tc 98	5.08E-08
	Tc 99	1.77E-01
	Ru106	1.68E-03
	Rh102	1.99E-07
	Rh106	1.68E-03
	Pd107	2.69E-03
	Ag108	4.74E-13
	Ag108m	5.33E-12
	Ag109m	3.24E-24
	Ag110	1.84E-17
	Ag110m	1.38E-15
	Cd109	3.24E-24
	Cd113m	2.12E-14
	In115	5.51E-13
	Sn121m	3.30E-05
	Sn126	2.24E-04
	Sb125	2.20E-05
	Sb126	3.13E-05
	Sb126m	2.24E-04
	Te123	3.71E-14
	Te125m	5.38E-06
	I129	9.73E-04
	Cs134	5.78E-12
	Cs135	1.20E-11
	Cs137	1.36E-06
	Ba137m	1.29E-06
	La138	4.49E-12
	Ce144	2.89E-16
	Pr144	2.89E-16
	Pr144m	3.47E-18
	Nd144	4.97E-11
	Pm146	4.48E-27
	Pm147	1.06E-23
	Sm146	6.01E-23
	Sm147	1.88E-21
	Sm148	1.39E-26
	Sm151	9.83E-14
	Eu150	2.42E-30
	Eu152	6.54E-25
	Eu154	3.59E-22
	Eu155	5.53E-23
	Gd152	1.32E-14
	Ho166m	3.42E-05
	Tm170	2.05E-29
	Tm171	3.88E-12
	Bi208	1.35E-26
	Bi210m	8.86E-27
	Pa233	9.62E-02

放射性核種		放射能濃度(Bq/gU)
超ウラン元素(TRU)	Np235	1.26E-14
	Np236	1.91E-06
	Np237	9.62E-02
	Np238	6.57E-08
	Np239	2.68E-05
	Np240m	3.21E-13
	Pu236	1.68E-07
	Pu238	3.22E-03
	Pu239	1.03E-03
	Pu240	1.41E-03
	Pu241	4.31E-02
	Pu242	2.66E-06
	Pu243	3.68E-17
	Pu244	3.22E-13
	Pu246	4.92E-30
	Am241	3.14E-01
	Am242m	1.32E-05
	Am242	1.31E-05
	Am243	2.68E-05
	Am246	4.86E-30
	Cm242	1.08E-05
	Cm243	7.38E-14
	Cm244	3.33E-12
	Cm245	3.20E-12
	Cm246	5.02E-12
	Cm247	3.68E-17
	Cm248	9.09E-17
	Cm250	1.97E-29
	Bk250	1.48E-17
	Cf249	2.41E-09
	Cf250	1.36E-09
	Cf251	5.14E-11
	Cf252	1.83E-13
	Es254	1.48E-17

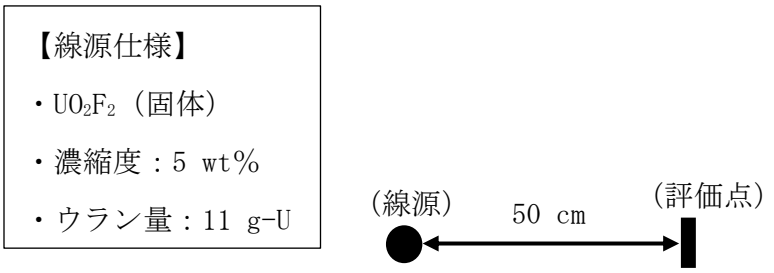


図 8-1　放射線業務従事者の外部被ばく計算モデル

2.2　平常時における公衆の被ばく線量評価

公衆は、解体撤去において浮遊するウランが排気筒から放出されること及び放射性液体廃棄物がセンター外に放流されることにより被ばくする。

加工施設の廃止措置期間中における周辺監視区域外の公衆の平常時の被ばくとして以下に示す6項目を評価する。

① 排気筒出口から放出される放射性物質量及び放射性物質濃度
② 排気筒から放出された放射性物質を吸入することによる被ばく
③ 施設外に放流されたウランを含む水を摂取（飲水）することによる被ばく
④ 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく
⑤ 農・畜産物の摂取による被ばく
⑥ 水産物の摂取による被ばく

6項目の評価について詳細を以下に示す。

2.2.1　排気筒出口から放出される放射性物質量及び放射性物質濃度

(1) 計算式

排気筒出口における放射性物質量及び放射性物質濃度は、次式による。

$$P = \Sigma q_i$$

$$B = \Sigma q_i / F$$

$$q_i = RQ \times C_i \times T_i \times (1 - E_i)$$

P　：排気筒から放出される放射性物質量（Bq/h）
B　：排気筒出口における放射性物質濃度（Bq/cm^3）
q_i　：核種ｉの排気筒出口における放射性物質量　(Bq/h)
F　：排気風量　(cm^3/h)
RQ：浮遊するウラン量（g-U/h）
C_i　：核種ｉの放射能濃度　(Bq/g-U)
T_i　：核種ｉの発生場所から排気系への移行率（－）
E_i　：高性能エアフィルタでの除去率（－）

(2) 計算式に用いる数値等

① 評価対象核種と放射能濃度

評価対象核種と放射能濃度は、2.1.1 (1) ②　2）と同様の考え方とし、表8-7とする。

② ウラン量

1) 解体時に漏えいするウラン量について

浮遊するウラン量は、解体撤去で発生し、排気筒から放出される。

よって、解体時に漏えいするウラン量は、2.1.1 (1) ② 1) と同様の考え方とし 11 g-U/h とする。

2) 浮遊するウラン量について

解体撤去場所に肺に吸入され得るような浮遊性の微粒子状のウラン量は、文献 (7) に示されている 5 因子法評価式の計算により得られた 3.9×10^{-4} g-U/h とする。

(5 因子法評価式)

ＲＱ＝ＭＡＲ×ＤＲ×ＡＲＦ×ＲＦ×ＬＰＦ

ＲＱ ：浮遊するウラン量 (g-U/h)

ＭＡＲ：解体場所に漏えいするウラン量 (11.0 g-U/h)

ＤＲ ：解体によって影響を受ける割合 (1)

ＡＲＦ：空気中に飛散する放射性物質量の割合

空気中に飛散する放射性物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 ($ARF=0.3573\times M^{0.125}\times H/BD_P^{1.02}$ (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、1.17×10^{-4} とする。

ＲＦ ：肺に吸入され得るような浮遊性の微粒子の割合 (30%)

ＬＰＦ：環境中へ漏えいする割合 (1)

③ 発生場所から排気系への移行率、排気系での除去率及び排気風量

解体場所に漏えいする放射性物質は、気体廃棄設備に設置した高性能エアフィルタで 99.9 %除去され、発生場所から排気系への移行するときの移行率 ($T_i=1$) 及びダクト等への付着は考慮しない。

また、加工施設の気体廃棄設備は 3 系統あり、既許可での各排気風量は表 8-8 のとおりであり、評価では保守的に最も少ない排気風量 (5,000 m^3/h) を用いる。

(3) 計算結果

計算した結果、排気筒出口から放出される放射性物質量は、4.2×10^{-2} Bq/h (8.4×10^{1} Bq/年) となる。

また、排気筒出口における放射性物質濃度は、8.4×10^{-12} Bq/cm^3 であり、線量告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度との比は、5.6×10^{-4} となる。

表 8-8　加工施設の気体廃棄設備の排気風量

主棟排気量	
排気系 1	約 20,000 m^3/h
排気系 2	約 5,000 m^3/h
付属棟排気量	約 24,000 m^3/h
高性能エアフィルタの捕集効率	99.9 %以上(1 段)

2.2.2　排気筒から放出された放射性物質を吸入することによる被ばく

解体撤去において発生する浮遊するウランが排気筒から放出されることにより公衆被ばくが発生する。

したがって、排気筒から放出された放射性物質を吸入することによる被ばくについては、設備・機器の解体撤去作業(52 週/年×5 日/週×7.5 時間/日＝1,950 時間≒2,000 時間/年)により発生した放射性物質が排気筒から施設外に放出され、周辺監視区域境界まで拡散したときの条件とし以下のように評価する。

(1) 計算式

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

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

H_E　：実効線量(mSv/h)

I_i　：核種 i の吸入摂取量(Bq/h)

E_i　：実効線量係数(mSv/Bq)

(線量告示第 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)

q　：「2.2.1　排気筒出口から放出される放射性物質量及び放射性物質濃度」で求めた核種ごとの排気筒出口における放射性物質量 (Bq/h)

Ma　：呼吸率(m^3/h)

χ/Q　：相対濃度(h/m^3)

(2) 計算式に用いる数値等

① 周辺監視区域境界での相対濃度

相対濃度評価は、発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき以下の条件で計算し、得られた相対濃度（$\chi/Q=2.56\times10^{-6}$ h/m^3）を用いる。

・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（距離：208 m）

② 公衆の呼吸率

公衆の呼吸率は、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針から成人活動時の 1.2 m^3/h を用いる。

(3) 呼吸による被ばくの評価結果

上記の計算式で計算した結果､周辺監視区域境界で公衆が呼吸することによる被ばくは、6.4×10^{-10} mSv/h となる。

また、放射性物質の漏えいは解体撤去によって発生することから年間被ばく量は 1.3×10^{-6} mSv/年となる。

2.2.3　施設外に放流されたウランを含む水を摂取（飲水）することによる被ばく

解体撤去工事により施設外に放出されたウランを含む水を周辺監視区域外の公衆が摂取（飲水）するときの被ばくを以下のように評価する。

(1) 計算式

$$P_e=\Sigma p_{ei}$$

$$p_{ei}=W_U\times C_i\times d_i\times D_{rW}\times E_i$$

P_e　：摂取（飲水）するときの実効線量（mSv/h）
p_{ei}　：核種ｉの実効線量（mSv/h）
W_u　：廃液中のウラン量（g-U/cm^3）
C　　：核種ｉの放射能濃度（Bq/g-U）
d_i　：希釈率（-）

D_{rw} ：飲水量（ℓ）

E_i ：核種 i の実効線量係数(mSv/Bq)

（線量告示第 13 号別表第 1 第 3 欄に示す経口摂取の場合における実効線量係数）

(2) 計算式に用いる数値等

① 被ばく評価に用いる廃液中のウラン量

計算に用いる液体廃棄物中のウラン濃度は、管理廃水処理設備における排水中の放射性物質濃度の放出管理目標値（5×10^{-3} Bq/cm^3）とし、被ばく評価に用いる廃液中のウラン量は、以下の計算で得られた 4.7×10^{-8} g-U/cm^3 とする。

$W_u = E/R$

W_u：廃液中のウラン量（g-U/cm^3）

E ：液体廃棄物中のウラン濃度（5×10^{-3} Bq/cm^3）

R ：表 8-7 に示した評価対象核種の総計（1.1×10^{5} Bq/g-U）

② 評価対象核種と放射能濃度

評価対象核種と放射能濃度は、2.1.1 (1) ② 2）と同様の考え方とし、表 8-7 とする。なお、ラドン（Rn-222）は気体であるため、ラドン（Rn-222）は液体廃棄物の評価対象核種から除外する。

③ 希釈

加工事業の許可申請書での評価と同様な希釈を行うことから、管理廃水処理設備で処理する 50m^3/3 か月がセンターの放流水槽で一般排水（最小量：3,500m^3/3 か月）により希釈されると仮定する。

④ 水の摂取（飲水）量

公衆の水の摂取量は、厚生労働省が進めている「健康のため水を飲もう」推進運動から 2.5ℓ/日とする。

(3) 水の摂取による被ばくの評価結果

公衆が水を摂取（飲水）することによる年間被ばく量は 2.5×10^{-3} mSv/年となる。

2.2.4　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく

(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 UF_6 シリンダに充てんした状態で貯蔵する。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、ウラン濃縮原型プラントと廃棄物貯蔵庫との 2 施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の影響を考慮し、周辺監視区域境界を 16 方位に分割し、ウラン濃縮原型プラントと廃棄物貯蔵庫の間の 4 か所を評価点に設定する（図 8-2 参照)。

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 核燃料物質等

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 8-9 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 8-10 に示すとおり遮蔽効果を考慮した。

表 8-9　核燃料物質等による被ばく評価に用いたウラン線源量

容器	実在庫量		ウラン線源量	
	濃縮度 (wt%)	U 量(t-U)	濃縮度 (wt%)	U 量(t-U)
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 0.5	5	1.3
48Y シリンダ	0.711 未満	約 1,122.8	0.711	1,124
48Y シリンダ	0.711 未満	約 1,058.2	0.711	1,065
合計		約 2,322.6		2,340.5

＊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 8-10　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
	壁	コンクリート	
	天井	コンクリート	
	壁	コンクリート	
	天井	鉄	
	壁	コンクリート	
	天井	鉄	

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 μSv/h から求めたウラン量 100 g-U/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

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に用いる核燃料物質量は、表 8-9 に示すように、実在庫量（約 2,322.6 t-U）に対して計算に用いるウラン量は 2,340.5 t-U であり、保守的な量で評価しており、ウラン濃縮原型プラント内に

保管する解体物のウラン量（約 153 kg-U）は、核燃料物質の評価に包含されるため、線源として設定しない。

また、ウラン濃縮原型プラント内に保管する解体物のウラン量（約 153 kg-U）を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（約 1,240 t-U）から推定されるドラム缶本数（約 6,200 本）に充填するとき、ドラム缶 1 本当たりのウラン量は、約 25 g-U 程度であるため、保管時の遮蔽は必要としない。

(3) 評価結果

ウラン濃縮原型プラント及び廃棄物貯蔵庫を線源としたときの各評価点での線量は、表 8-11 に示すように各線源から評価点までの距離が離れるほど少ない傾向にあり、最大値は評価点 1 の 41 μSv/年である。

表 8-11 各評価点での線量

	評価点 1 (μSv/年)	評価点 2 (μSv/年)	評価点 3 (μSv/年)	評価点 4 (μSv/年)
ウラン濃縮原型プラント	4.02×10^{1}	1.84×10^{1}	7.58×10^{0}	4.06×10^{-1}
廃棄物貯蔵庫	3.90×10^{-3}	1.24×10^{-2}	6.40×10^{-2}	2.50×10^{1}
合計	4.1×10^{1}	1.9×10^{1}	7.7×10^{0}	2.6×10^{1}

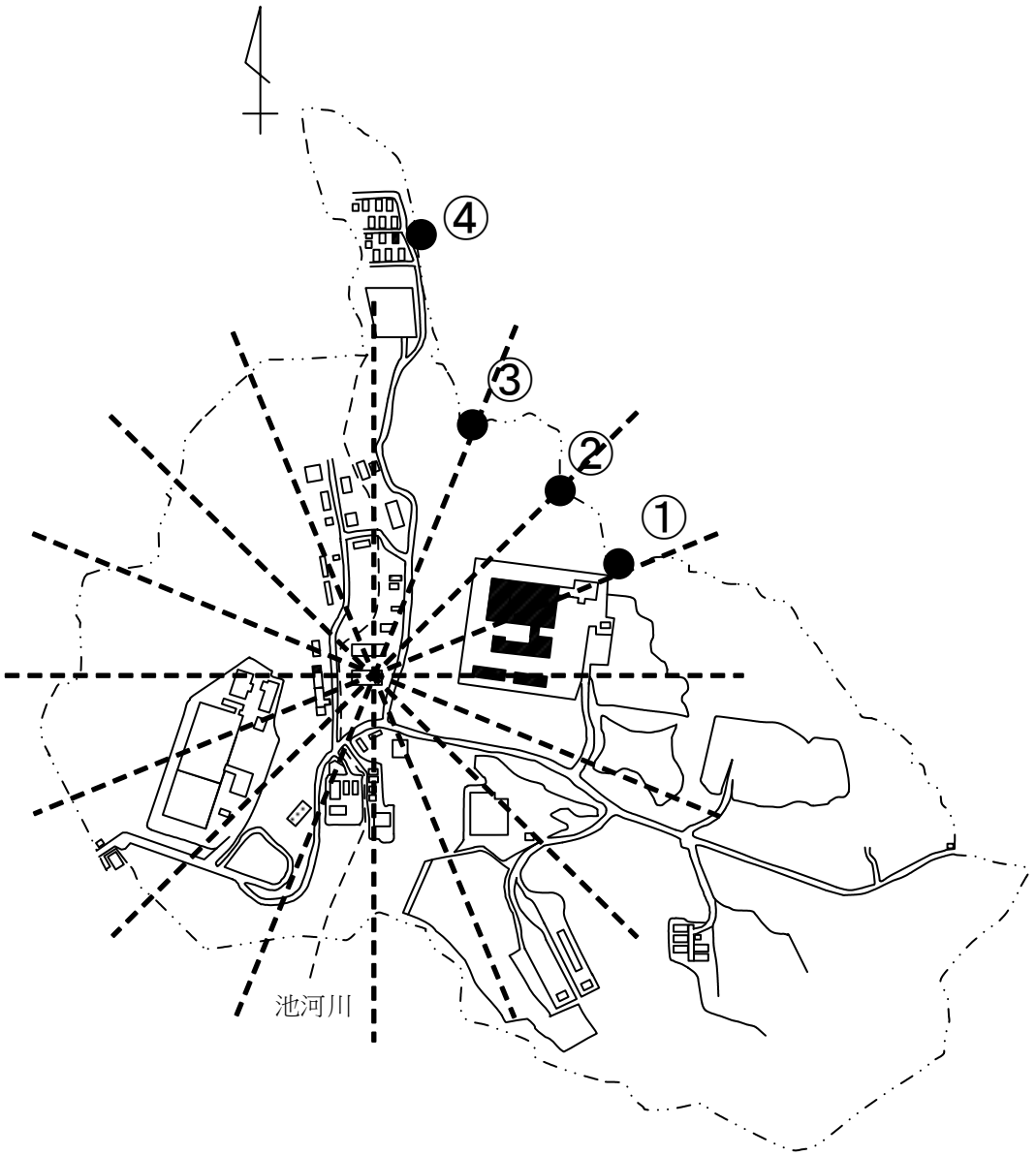


図 8-2　スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価ポイント

2.2.5　農・畜産物の摂取による被ばく

第1段階の解体撤去の工事における農・畜産物摂取に起因する公衆の実効線量の評価は、加工事業の許可申請書で行った評価方法と同様とし、以下の考え方で行う。

(1) 評価対象とする農・畜産物

農・畜産物摂取に起因する公衆の実効線量の評価は、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（鏡野町上齋原）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。

(2) 計算式

空気中の放射性物質の農・畜産物への移行は、米国原子力規制委員会（以下「米国NRC」という。）のRegulatory Guide 1.109を参考とし、農・畜産物摂取による実効線量は以下の評価式により計算する。

$$D_{Fi} = \sum_{i} (A_{Fi} \times d_i \times 365)$$

$$A_{Fi} = C_i^{V} \cdot f_d \cdot f_m^{V} \cdot M_V + C_i^{R} \cdot f_m^{R} \cdot M_R$$

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

ここでの各記号の意味は以下のとおりとし、評価式の各パラメータは表 8-12 の値とする。

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線量告示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^{v}　：葉菜中の核種ｉの濃度（Bq/kg）

f_d　：葉菜の除染係数（―）

f_m^{v}　：葉菜の市場希釈率（―）

M_v　：葉菜の摂取量（kg/日）

C_i^{R}　：白米中の核種ｉの濃度（Bq/kg）

f_m^{R}　：米の市場希釈率（―）

M_R　：米の摂取量（kg/日）

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の年間平均空気中濃度（Bq/m^3）

V_{gi}　：核種ｉの年間平均沈着速度（m/日）

r_i　：核種ｉの直接沈着による可食部への移行率（―）

λ_{Ei}　：核種ｉの有効除去係数（1/日）

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

λ_b：ウェザリング等による除去係数（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/m^2）

B_i　：核種ｉの土壌から可食部への移行率

t_b　：沈着の継続時間（日）

P　：土壌の実効表面密度（kg/m^2）

t_h　：葉菜及び米の採取から摂取までの時間（日）

なお、核種ｉの年間平均空気中濃度（χ_i）は、「2.2.1　排気筒出口から放出される放射性物質量及び放射性物質濃度」計算された排気筒出口における核種ｉの質量が、葉菜及び米の栽培地点まで以下の計算で求めた相対濃度（$\chi/Q = 1.89\times10^{-7}$ h/m^3）で拡散したときの空気中濃度とする。

【相対濃度】

相対濃度評価は、「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する。

・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葉菜及び米の栽培地点（距離：1,000 m）

(3) 農・畜産物摂取に起因する公衆の実効線量の評価結果

上記の計算式で計算した結果、葉菜の摂取に起因する公衆の実効線量は 9.7×10^{-8} mSv/年であり、米の摂取に起因する公衆の実効線量は 1.1×10^{-6} mSv/年である。

よって、農・畜産物摂取に起因する公衆の実効線量は 1.2×10^{-6} mSv/年となる。

表 8-12　評価式中の各パラメータ

記 号	単　位	パ　ラ　メ　ー　タ	数　値	引用文献等
f_d	－	葉菜の除染係数	0.5	文献(1)
f_m^V	－	葉菜の市場希釈率	1	希釈なし
M_v	kg/日	葉菜の摂取量	0.26	文献(2)
f_m^R	－	米の市場希釈率	1	希釈なし
M_R	kg/日	米の摂取量	0.33	文献(2)
V_{gi}	m/日	核種 i の年間平均沈着速度	864	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	葉菜：　0.2 米　：　0.1	文献(3)(4)
λ_b	1/日	ウェザリング等による除去係数	0	除去なし
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	文献(1) 6 か月と仮定
Y	kg/m^2	栽培密度	葉菜：　3.1 米　：　0.5	文献(5)
B_i	－	核種 i の土壌から可食部への移行率	表 8-13 に示す値	文献(3)(4)
t_b	日	沈着の継続時間	7,305(20 年)	廃止措置期間
P	kg/m^2	土壌の実効表面密度	240	文献(3)
t_h	日	葉菜及び米の採取から摂取までの時間	0	保守的評価

表 8-13　核種 i の土壌から可食部への移行率

評価核種		土壌から可食部への移行率
ウラン核種	U232	2.5.E-03
	U233	2.5.E-03
	U234	2.5.E-03
	U235	2.5.E-03
	U236	2.5.E-03
	U237	2.5.E-03
	U238	2.5.E-03
	U240	2.5.E-03
ウラン子孫核種	TL206	2.5.E-01
	TL207	2.5.E-01
	TL208	2.5.E-01
	TL209	2.5.E-01
	PB209	6.9.E-02
	PB210	6.8.E-02
	PB211	6.8.E-02
	PB212	6.8.E-02
	PB214	6.8.E-02
	BI210	1.5.E-01
	BI211	1.5.E-01
	BI212	1.5.E-01
	BI213	1.5.E-01
	BI214	1.5.E-01
	PO210	1.5.E-01
	PO218	1.5.E-01
	FR221	1.0.E-02
	FR223	1.0.E-02
	RA223	3.1.E-04
	RA224	3.1.E-04
	RA225	3.1.E-04
	RA226	3.1.E-04
	RA228	3.1.E-04
	AC225	2.5.E-03
	AC227	2.5.E-03
	AC228	2.5.E-03
	TH227	4.2.E-03
	TH228	4.2.E-03
	TH229	4.2.E-03
	TH230	4.2.E-03
	TH231	4.2.E-03
	TH232	4.2.E-03
	TH234	4.2.E-03
	PA231	2.5.E-03
	PA234M	2.5.E-03
	PA234	2.5.E-03

評価核種		土壌から可食部への移行率
核分裂生成物(FP)	H 3	4.8.E+00
	BE 10	4.2.E-04
	C 14	5.5.E+00
	SE 79	1.3.E+00
	RB 87	1.3.E-01
	SR 90	1.7.E-02
	Y 90	2.6.E-03
	ZR 93	1.7.E-04
	ZR 95	1.7.E-04
	NB 93M	9.4.E-03
	NB 94	9.4.E-03
	NB 95	9.4.E-03
	NB 95M	9.4.E-03
	TC 98	2.5.E-01
	TC 99	2.5.E-01
	RU106	5.0.E-02
	RH102	1.3.E+01
	RH106	1.3.E+01
	PD107	5.0.E+00
	AG108	1.5.E-01
	AG108M	1.5.E-01
	AG109M	1.5.E-01
	AG110	1.5.E-01
	AG110M	1.5.E-01
	CD109	3.0.E-01
	CD113M	3.0.E-01
	IN115	2.5.E-01
	SN121M	2.5.E-03
	SN126	2.5.E-03
	SB125	1.1.E-02
	SB126	1.1.E-02
	SB126M	1.1.E-02
	TE123	1.3.E+00
	TE125M	1.3.E+00
	I129	2.0.E-02
	CS134	1.0.E-02
	CS135	1.0.E-02
	CS137	1.0.E-02
	BA137M	5.0.E-03
	LA138	2.5.E-03
	CE144	2.5.E-03
	PR144	2.5.E-03
	PR144M	2.5.E-03
	ND144	2.4.E-03
	PM146	2.5.E-03
	PM147	2.5.E-03
	SM146	2.5.E-03
	SM147	2.5.E-03
	SM148	2.5.E-03
	SM151	2.5.E-03
	EU150	2.5.E-03
	EU152	2.5.E-03
	EU154	2.5.E-03
	EU155	2.5.E-03
	GD152	2.5.E-03
	HO166M	2.5.E-03
	TM170	2.5.E-03
	TM171	2.5.E-03
	BI208	1.5.E-01
	BI210M	1.5.E-01
	PA233	2.5.E-03

評価核種		土壌から可食部への移行率
超ウラン元素(TRU)	NP235	2.5.E-03
	NP236	2.5.E-03
	NP237	2.5.E-03
	NP238	2.5.E-03
	NP239	2.5.E-03
	NP240M	2.5.E-03
	PU236	2.5.E-04
	PU238	2.5.E-04
	PU239	2.5.E-04
	PU240	2.5.E-04
	PU241	2.5.E-04
	PU242	2.5.E-04
	PU243	2.5.E-04
	PU244	2.5.E-04
	PU246	2.5.E-04
	AM241	2.5.E-04
	AM242M	2.5.E-04
	AM242	2.5.E-04
	AM243	2.5.E-04
	AM246	2.5.E-04
	CM242	2.5.E-03
	CM243	2.5.E-03
	CM244	2.5.E-03
	CM245	2.5.E-03
	CM246	2.5.E-03
	CM247	2.5.E-03
	CM248	2.5.E-03
	CM250	2.5.E-03
	BK250	2.5.E-03
	CF249	2.5.E-03
	CF250	2.5.E-03
	CF251	2.5.E-03
	CF252	2.5.E-03
	ES254	2.5.E-03

2.2.6　水産物の摂取による被ばく

第1段階の解体撤去の工事における水産物の摂取に起因する公衆の実効線量の評価は、加工事業の許可申請書で行った評価と同様とし、以下の考え方で行う。

(1) 第1段階の解体撤去の工事期間の評価

① 評価対象とする水産物

水産物摂取に起因する公衆の実効線量の評価は、本施設の排水口付近に生息する魚及び無脊椎動物を対象とする。ただし、人形峠環境技術センター周辺（鏡野町上齋原）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。

② 計算式

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、水産物の摂取による実効線量は以下の評価式により計算する。

$$D_{Wi} = \sum_{i} (A_{wi} \times d_i \times 365)$$

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

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

ここでの各記号の意味は以下のとおりとし、評価式の各パラメータは表8-14の値とする。

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線量告示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）

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）

χ_i　：核種ｉの年間平均水中濃度（Bq/cm^3）

C_{Fi}　：核種ｉの魚及び無脊椎動物への濃縮係数

なお、核種ｉの年間平均水中濃度（χ_i）は、「2.2.3　施設外に放流されたウランを含む水を摂取（飲水）することによる被ばく」の計算過程で得られる核種ｉの水中濃度を用

いる。

③ 水産物の摂取に起因する公衆の実効線量の評価結果

上記の計算式で計算した結果、魚の摂取に起因する公衆の実効線量は 1.71×10^{-5} mSv/年であり、無脊椎動物の摂取に起因する公衆の実効線量は 2.17×10^{-5} mSv/年である。

よって、水産物の摂取に起因する公衆の実効線量は 3.9×10^{-5} mSv/年となる。

表 8-14　評価式中の各パラメータ

記 号	単　位	パ ラ メ ー タ	数　　値	引用文献等
M_F	g/日	魚の摂取量	4.5	文献(6)
M_C	g/日	無脊椎動物の摂取量	0.5	文献(6)
C_{Fi}	$\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$	核種 i の魚及び無脊椎動物への濃縮係数	表 8-15 に示す値	文献(3)(4)

表 8-15　核種 i の魚及び無脊椎動物への濃縮係数

評価核種		淡水魚の濃縮係数 ((Bq/g)/(Bq/cm^3))	無脊椎動物の濃縮係数 ((Bq/g)/(Bq/cm^3))
ウラン核種	U232	2.0.E+00	6.0.E+01
	U233	2.0.E+00	6.0.E+01
	U234	2.0.E+00	6.0.E+01
	U235	2.0.E+00	6.0.E+01
	U236	2.0.E+00	6.0.E+01
	U237	2.0.E+00	6.0.E+01
	U238	2.0.E+00	6.0.E+01
	U240	2.0.E+00	6.0.E+01
ウラン子孫核種	TL206	1.0.E+04	1.5.E+04
	TL207	1.0.E+04	1.5.E+04
	TL208	1.0.E+04	1.5.E+04
	TL209	1.0.E+04	1.5.E+04
	PB209	1.0.E+02	1.0.E+02
	PB210	1.0.E+02	1.0.E+02
	PB211	1.0.E+02	1.0.E+02
	PB212	1.0.E+02	1.0.E+02
	PB214	1.0.E+02	1.0.E+02
	BI210	1.5.E+01	2.4.E+01
	BI211	1.5.E+01	2.4.E+01
	BI212	1.5.E+01	2.4.E+01
	BI213	1.5.E+01	2.4.E+01
	BI214	1.5.E+01	2.4.E+01
	PO210	5.0.E+02	2.0.E+04
	PO218	5.0.E+02	2.0.E+04
	FR221	4.0.E+02	1.0.E+02
	FR223	4.0.E+02	1.0.E+02
	RA223	5.0.E+01	2.5.E+02
	RA224	5.0.E+01	2.5.E+02
	RA225	5.0.E+01	2.5.E+02
	RA226	5.0.E+01	2.5.E+02
	RA228	5.0.E+01	2.5.E+02
	AC225	2.5.E+01	1.0.E+03
	AC227	2.5.E+01	1.0.E+03
	AC228	2.5.E+01	1.0.E+03
	TH227	3.0.E+01	5.0.E+02
	TH228	3.0.E+01	5.0.E+02
	TH229	3.0.E+01	5.0.E+02
	TH230	3.0.E+01	5.0.E+02
	TH231	3.0.E+01	5.0.E+02
	TH232	3.0.E+01	5.0.E+02
	TH234	3.0.E+01	5.0.E+02
	PA231	1.1.E+01	1.1.E+02
	PA234M	1.1.E+01	1.1.E+02
	PA234	1.1.E+01	1.1.E+02

評価核種		淡水魚の濃縮係数 ((Bq/g)/(Bq/cm^3))	無脊椎動物の濃縮係数 ((Bq/g)/(Bq/cm^3))
核分裂生成物 (FP)	H 3	9.0.E−01	9.0.E−01
	BE 10	2.0.E+00	1.0.E+01
	C 14	4.6.E+03	9.1.E+03
	SE 79	1.7.E+02	1.7.E+02
	RB 87	2.0.E+03	1.0.E+03
	SR 90	3.0.E+01	1.0.E+02
	Y 90	2.5.E+01	1.0.E+03
	ZR 93	3.3.E+00	6.7.E+00
	ZR 95	3.3.E+00	6.7.E+00
	NB 93M	3.0.E+04	1.0.E+02
	NB 94	3.0.E+04	1.0.E+02
	NB 95	3.0.E+04	1.0.E+02
	NB 95M	3.0.E+04	1.0.E+02
	TC 98	1.5.E+01	5.0.E+00
	TC 99	1.5.E+01	5.0.E+00
	RU106	1.0.E+01	3.0.E+02
	RH102	1.0.E+01	3.0.E+02
	RH106	1.0.E+01	3.0.E+02
	PD107	1.0.E+01	3.0.E+02
	AG108	2.3.E+00	7.7.E+02
	AG108M	2.3.E+00	7.7.E+02
	AG109M	2.3.E+00	7.7.E+02
	AG110	2.3.E+00	7.7.E+02
	AG110M	2.3.E+00	7.7.E+02
	CD109	2.0.E+02	2.0.E+03
	CD113M	2.0.E+02	2.0.E+03
	IN115	1.0.E+05	1.0.E+05
	SN121M	3.0.E+03	1.0.E+03
	SN126	3.0.E+03	1.0.E+03
	SB125	1.0.E+00	1.0.E+01
	SB126	1.0.E+00	1.0.E+01
	SB126M	1.0.E+00	1.0.E+01
	TE123	4.0.E+02	1.0.E+05
	TE125M	4.0.E+02	1.0.E+05
	I129	1.5.E+01	5.0.E+00
	CS134	2.0.E+03	1.0.E+02
	CS135	2.0.E+03	1.0.E+02
	CS137	2.0.E+03	1.0.E+02
	BA137M	4.0.E+00	2.0.E+02
	LA138	2.5.E+01	1.0.E+03
	CE144	1.0.E+00	1.0.E+03
	PR144	2.5.E+01	1.0.E+03
	PR144M	2.5.E+01	1.0.E+03
	ND144	2.5.E+01	1.0.E+03
	PM146	2.5.E+01	1.0.E+03
	PM147	2.5.E+01	1.0.E+03
	SM146	2.5.E+01	1.0.E+03
	SM147	2.5.E+01	1.0.E+03
	SM148	2.5.E+01	1.0.E+03
	SM151	2.5.E+01	1.0.E+03
	EU150	2.5.E+01	1.0.E+03
	EU152	2.5.E+01	1.0.E+03
	EU154	2.5.E+01	1.0.E+03
	EU155	2.5.E+01	1.0.E+03
	GD152	2.5.E+01	1.0.E+03
	HO166M	2.5.E+01	1.0.E+03
	TM170	2.5.E+01	1.0.E+03
	TM171	2.5.E+01	1.0.E+03
	BI208	1.5.E+01	2.4.E+01
	BI210M	1.5.E+01	2.4.E+01
	PA233	1.1.E+01	1.1.E+02

評価核種		淡水魚の濃縮係数 ((Bq/g)/(Bq/cm^3))	無脊椎動物の濃縮係数 ((Bq/g)/(Bq/cm^3))
超ウラン元素 (TRU)	NP235	1.0.E+01	4.0.E+02
	NP236	1.0.E+01	4.0.E+02
	NP237	1.0.E+01	4.0.E+02
	NP238	1.0.E+01	4.0.E+02
	NP239	1.0.E+01	4.0.E+02
	NP240M	1.0.E+01	4.0.E+02
	PU236	3.5.E+00	1.0.E+02
	PU238	3.5.E+00	1.0.E+02
	PU239	3.5.E+00	1.0.E+02
	PU240	3.5.E+00	1.0.E+02
	PU241	3.5.E+00	1.0.E+02
	PU242	3.5.E+00	1.0.E+02
	PU243	3.5.E+00	1.0.E+02
	PU244	3.5.E+00	1.0.E+02
	PU246	3.5.E+00	1.0.E+02
	AM241	2.5.E+01	1.0.E+03
	AM242M	2.5.E+01	1.0.E+03
	AM242	2.5.E+01	1.0.E+03
	AM243	2.5.E+01	1.0.E+03
	AM246	2.5.E+01	1.0.E+03
	CM242	2.5.E+01	1.0.E+03
	CM243	2.5.E+01	1.0.E+03
	CM244	2.5.E+01	1.0.E+03
	CM245	2.5.E+01	1.0.E+03
	CM246	2.5.E+01	1.0.E+03
	CM247	2.5.E+01	1.0.E+03
	CM248	2.5.E+01	1.0.E+03
	CM250	2.5.E+01	1.0.E+03
	BK250	2.5.E+01	1.0.E+03
	CF249	2.5.E+01	1.0.E+03
	CF250	2.5.E+01	1.0.E+03
	CF251	2.5.E+01	1.0.E+03
	CF252	2.5.E+01	1.0.E+03
	ES254	1.0.E+01	1.0.E+02

2.2.7　平常時における公衆の被ばく線量のまとめ

第 1 段階の解体撤去における公衆の全被ばく線量は、2.2.2～2.2.6 の評価結果から 4.4×10^{-2} mSv/年（44 μSv/年）となる。整理表を表 8-16 に示す。

したがって、周辺監視区域境界における公衆の線量は、「発電用軽水型原子力施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に記載されている年間の線量目標値 50 マイクロシーベルトを下回る。

表 8-16　第 1 段階の解体撤去における公衆の被ばく量

項目	被ばく量
呼吸による被ばく	1.3×10^{-6} mSv/年
飲水による被ばく	2.5×10^{-3} mSv/年
農・畜産物摂取による被ばく	1.2×10^{-6} mSv/年
水産物の摂取による被ばく	3.9×10^{-5} mSv/年
スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による被ばく	4.1×10^{-2} mSv/年
合計	4.4×10^{-2} mSv/年

2.2.8　第 2 段階の解体撤去での公衆の被ばく

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。

参考文献

(1) 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」平成13年3月29日改訂

(2) 厚生労働省　「国民健康・栄養調査報告」(平成24年～平成28年の5年間分)

(3) U.S.NRC “Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50,Appendix Ⅰ“Regulatory Guide 1.109, October 1977

(4) U.S.NRC “Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50,Appendix Ⅰ“Regulatory Guide 1.109 (For Comment), March 1976

(5) 岡山県総合政策局統計調査課編　「岡山県統計年報」(平成24年～平成28年の5年間分)

(6) 中国四国農政局統計部統計企画課編　「平成28年～29年岡山農林水産統計年報」平成30年3月

(7) 「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

九　廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故の種類、程度、影響等

1. 概要

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、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 0.95　wt%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。

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の放射線影響を合理的に達成できる限り低減するため、保安規定の第 11 章（非常の場合に講ずべき処置）で対応し、具体的な管理の方法（行動）については保安規定に基づき定めた品質マネジメントシステム文書で対応する。

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 自然災害等に対する評価

② 第 1 段階の廃止措置作業時に想定される内部事象（過失、機械又は装置の故障、浸水、火災等）により想定される事故の種類

③ ②で想定される事故の種類のうち最大事故の選定

④ 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 自然災害等に対する評価

(1) 地震

本施設の建物・構築物の耐震設計は､「ウラン加工施設安全審査指針」に従い、静的設計法で行い、昭和 56 年 6 月 1 日に改正された建築基準法等関係法令により定める地震力に耐震設計上の重要度分類（以下「重要度分類」という。）に応じた割り増し係数を乗じた地震力で設計及び施工している。また、供用中に核燃料物質の取扱い、貯蔵する建物の支持地盤は、N 値 50 以上の花こう岩である。

昭和 56 年 6 月 1 日に改正された建築基準法の耐震基準では震度 6 強～7 に達する程度の地震において、損傷は発生するものの建物は完全に倒壊・崩壊しない。

(2) 竜巻

竜巻については、「試験研究用等原子炉施設への新規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について」及び「核燃料施設等における竜巻・外部火災の影響による損傷の防止に関する影響評価に係る審査ガイド」を参考に以下のように評価する。

気象庁 HP の「竜巻等のデータベース（過去の主な事例)」に示されている竜巻等の被害域長さは最大で 18 km であることから、ウラン濃縮原型プラント施設周辺で発生する最大竜巻の範囲を本施設から半径 20 km とする。

気象庁 HP の「竜巻等の突風データベース」の 1961 年から 2019 年 10 月 21 日の期間に発生した竜巻等を調査した結果、本施設から半径 20 km 範囲には過去に竜巻が発生した実績はないことから、敷地周辺で予想される最大竜巻はフジタスケール 1 (F1：最大 49 m/s) と想定した。

物体の浮上・飛来解析コード（TONBOS）によるランキン渦モデルでの評価結果、想定する風速 49m/s では、建物に損傷を与えるような鋼材、自動車等は飛来しない。

ウラン濃縮原型プラントの建物は風速 60 m/s にも耐えうる構造で建設している。

(3) 津波

センターは、海抜約 700～750 m の位置にあり、津波が到達することはない。

(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 317 cm にも耐えうる構造（設計）である。建物は、海抜約 725 m の中国山地であり周囲に大河川が無い。

図 9-1 に示す鏡野町が公開している洪水・土砂災害ハザードマップ（上齋原地域）において、人形峠センターは土砂災害警戒区域等に該当しない。

(5) 火山

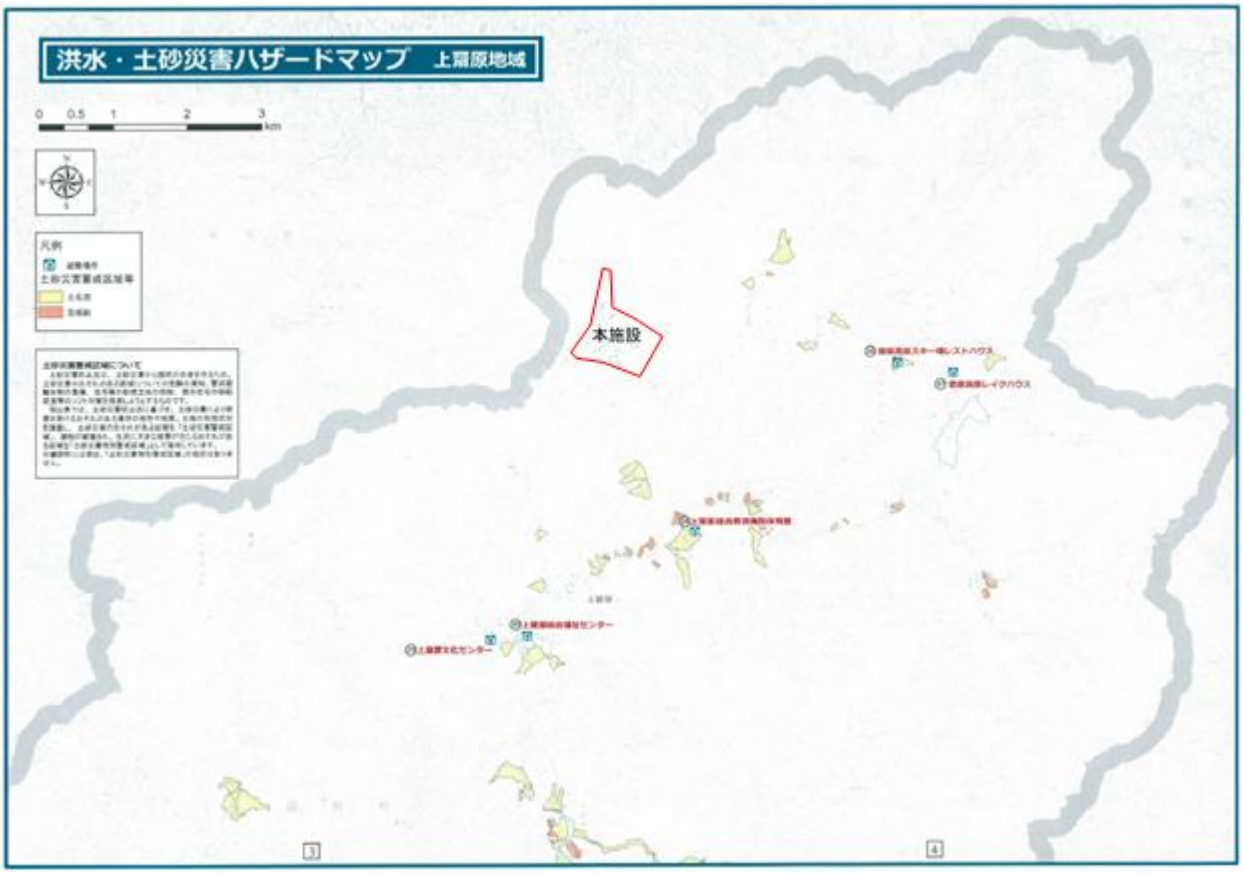
センターを中心とする半径 160 km 以内の活火山は、島根県に位置する三瓶山のみであり、センターから約 120 km 離れている。

文献(1)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は、必要に応じて、除灰等による対応も行う。

(6) 森林火災

森林火災に対処するための消防車両、消火体制、消火栓等の設備は既に整備されており、「核燃料施設等における竜巻・外部火災の影響による損傷の防止に関する影響評価に係る審査ガイドの制定について」を参考に、草木の管理又は火災発生時の予備的放水による対処、消防機関への通報等の等運用面での対処と組み合わせて対応する。



鏡野町が公開している「洪水・土砂ハザードマップ　上齋原地域」を引用し、本施設の位置を追記

図 9-1　本施設周辺の土砂災害警戒区域等

2.2 第1段階の廃止措置作業時に想定される内部事象（過失、機械又は装置の故障、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

第1段階の解体撤去期間に放射性物質を取り扱う作業を以下に示す。

① 第1段階の解体撤去作業

② 解体撤去物及び放射性固体廃棄物の詰め替え等の作業

③ 機能を維持する設備の運転・保守

これらの作業時に想定される内部事象（過失、機械又は装置の故障、火災その他の災害）があった場合に発生する事故の種類は以下のとおりである。

なお、UF_6を充てんし貯蔵を継続するUF_6シリンダについては、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

① 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、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。

② 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第1種管理区域内に飛散することを想定する。

(2) 爆発

① 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。

② 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第1種管理区域内に飛散することを想定する。

(3) 転倒・落下

① 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。

② 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第1種管理区域内に飛散することを想定する。

③ 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第1種管理区域内に飛散することを想定する。

(4) 衝突

① 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。

② 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第1種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

① 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

① 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

① 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。

2.3 内部事象により想定される事故の種類のうち最大事故の選定

第1段階の解体撤去の工事等において、2.2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、実在庫量としてウラン量が多いのは、主にDOP-1カスケード設備の51.1 kg-U及びDOP-2カスケード設備の57.8 kg-Uとなっている。このDOP-1カスケード設備及びDOP-2カスケード設備の解体撤去に伴うウラン飛散量としては、「八　廃止措置に伴う放射線被ばくの管理」で示すように11 g-U/hとなるため、放射性廃棄物ドラム缶の使用済 NaF 収納ドラムの内容物に付着した放射性物質（$2NaF \cdot UF_6$）の約57.7 kg-Uより少ない。

したがって、(1)～(7)の事故のうち、(3)で想定する事故の「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第1種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。

また、事故時の評価は、保守的に使用済NaF に付着した60 kg-Uのウラン（$2NaF \cdot UF_6$）が第1種管理区域内に漏えいすることとする。

2.4　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

周辺監視区域境界における公衆の被ばく影響の評価のための事故想定は、上記2.3の結果より保守室で使用済NaF収納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(2NaF･UF_6）が第1種管理区域内に飛散することとする。

また､自然災害等による建物の健全性は確保されるが､保守的に地震等で建物が損傷し、第1種管理区域内に粒子状の放射性物質（$2NaF \cdot UF_6$）の飛散が継続するものとする。

2.5　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（文献（2））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量

ＭＡＲ：事故によって影響を受ける可能性のある物質量

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（文献（3））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（＝0 m）
・大気安定度　　：Ｆ
・風速　　：1 m/s
・施設の投影面積：投影面積は考慮しない（＝0 m^2）
・評価点　　：排気筒から最も近い周辺監視区域境界（＝145 m）

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（＝1.2 m^3/h）
（χ/Q）：相対濃度（＝4.86×10^6 h/m^3）
$(DF)_I$　：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 の放射能量（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（文献（4））を参考に 1.2 m^3/h とする。

1 Bq 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（文献（5））を引用する。

(3) 施設外に放出される放射性物質の放射能量

① 評価対象核種の計算

核種生成崩壊計算コード(ORIGEN2.2)に入力する核種は、燃料集合体平均燃焼度 28,000 MWd/t-U 以下の軽水型原子炉使用済燃料を国立研究開発法人日本原子力研究開発機構核

燃料サイクル工学研究所において湿式法（ピューレックス法）により再処理し、回収したウランをセンターの製錬転換施設において乾式法により転換し受け入れる回収ウランとする。また、U-235 については保守的に濃縮ウラン（5 wt%）とする。

子孫核種組成評価は、これまでの貯蔵期間を考慮し濃縮後 16 年とする。

表 9-1 に核種生成崩壊計算コード（ORIGEN2.2）に入力する核種を示す。

② 評価対象核種

核種生成崩壊計算コード（ORIGEN2.2）により計算された放射性核種と放射能濃度を表 9-2 に示す。

表 9-1　核種生成崩壊計算コード（ORIGEN2.2）に入力する核種

ウラン同位体	^{235}U	5 %
	^{232}U	1.2 ppb 以下
	^{234}U	0.027 %以下
	^{236}U	0.4 %以下
核分裂生成物	^{95}Nb	1.3×10^{1} Bq/g 以下
	^{106}Ru	1.0×10^{2} Bq/g 以下
超ウラン元素	Np（α）	9.6×10^{-2} Bq/g 以下
	Pu（α）	1.0×10^{-1} Bq/g 以下
	Am（α）	3.2×10^{-1} Bq/g 以下

表 9-2　放射性核種と放射能濃度

放射性核種		放射能濃度(Bq/gU)
ウラン	U232	8.15E+02
	U233	1.02E+00
	U234	4.95E+04
	U235	4.00E+03
	U236	1.02E+04
	U237	1.06E-06
	U238	1.18E+04
	U240	3.21E-13
子孫核種	Tl206	8.83E-27
	Tl207	2.93E-01
	Tl208	3.01E+02
	Tl209	3.32E-05
	Pb209	1.54E-03
	Pb210	3.63E-03
	Pb211	2.94E-01
	Pb212	8.37E+02
	Pb214	2.47E-02
	Bi210	3.63E-03
	Bi211	2.94E-01
	Bi212	8.37E+02
	Bi213	1.54E-03
	Bi214	2.47E-02
	Po210	3.26E-03
	Po218	2.47E-02
	Rn222	2.47E-02
	Fr221	1.54E-03
	Fr223	4.05E-03
	Ra223	2.94E-01
	Ra224	8.37E+02
	Ra225	1.54E-03
	Ra226	2.47E-02
	Ra228	4.11E-06
	Ac225	1.54E-03
	Ac227	2.94E-01
	Ac228	4.11E-06
	Th227	2.90E-01
	Th228	8.34E+02
	Th229	1.54E-03
	Th230	7.13E+00
	Th231	4.00E+03
	Th232	8.05E-06
	Th234	1.18E+04
	Pa231	1.36E+00
	Pa234m	1.18E+04
	Pa234	1.53E+01

放射性核種		放射能濃度(Bq/gU)
核分裂生成物(FP)	H 3	1.83E+00
	Be 10	9.54E-08
	C 14	3.83E-06
	Se 79	1.37E-02
	Rb 87	7.70E-07
	Sr 90	1.51E-22
	Y 90	1.51E-22
	Zr 93	6.30E-12
	Zr 95	4.15E-27
	Nb 93m	8.60E-05
	Nb 94	1.61E-08
	Nb 95	9.22E-27
	Nb 95m	3.08E-29
	Tc 98	5.08E-08
	Tc 99	1.77E-01
	Ru106	1.68E-03
	Rh102	1.99E-07
	Rh106	1.68E-03
	Pd107	2.69E-03
	Ag108	4.74E-13
	Ag108m	5.33E-12
	Ag109m	3.24E-24
	Ag110	1.84E-17
	Ag110m	1.38E-15
	Cd109	3.24E-24
	Cd113m	2.12E-14
	In115	5.51E-13
	Sn121m	3.30E-05
	Sn126	2.24E-04
	Sb125	2.20E-05
	Sb126	3.13E-05
	Sb126m	2.24E-04
	Te123	3.71E-14
	Te125m	5.38E-06
	I129	9.73E-04
	Cs134	5.78E-12
	Cs135	1.20E-11
	Cs137	1.36E-06
	Ba137m	1.29E-06
	La138	4.49E-12
	Ce144	2.89E-16
	Pr144	2.89E-16
	Pr144m	3.47E-18
	Nd144	4.97E-11
	Pm146	4.48E-27
	Pm147	1.06E-23
	Sm146	6.01E-23
	Sm147	1.88E-21
	Sm148	1.39E-26
	Sm151	9.83E-14
	Eu150	2.42E-30
	Eu152	6.54E-25
	Eu154	3.59E-22
	Eu155	5.53E-23
	Gd152	1.32E-14
	Ho166m	3.42E-05
	Tm170	2.05E-29
	Tm171	3.88E-12
	Bi208	1.35E-26
	Bi210m	8.86E-27
	Pa233	9.62E-02

放射性核種		放射能濃度(Bq/gU)
超ウラン元素(TRU)	Np235	1.26E-14
	Np236	1.91E-06
	Np237	9.62E-02
	Np238	6.57E-08
	Np239	2.68E-05
	Np240m	3.21E-13
	Pu236	1.68E-07
	Pu238	3.22E-03
	Pu239	1.03E-03
	Pu240	1.41E-03
	Pu241	4.31E-02
	Pu242	2.66E-06
	Pu243	3.68E-17
	Pu244	3.22E-13
	Pu246	4.92E-30
	Am241	3.14E-01
	Am242m	1.32E-05
	Am242	1.31E-05
	Am243	2.68E-05
	Am246	4.86E-30
	Cm242	1.08E-05
	Cm243	7.38E-14
	Cm244	3.33E-12
	Cm245	3.20E-12
	Cm246	5.02E-12
	Cm247	3.68E-17
	Cm248	9.09E-17
	Cm250	1.97E-29
	Bk250	1.48E-17
	Cf249	2.41E-09
	Cf250	1.36E-09
	Cf251	5.14E-11
	Cf252	1.83E-13
	Es254	1.48E-17

(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[(2)]（$ARF=0.3573\times M^{0.125}\times H/BD_P^{1.02}$　（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、3.4×10^{-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_6 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_6 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量の評価結果

施設から環境へ放出される放射性物質量の評価条件で 5 因子法評価式に基づき評価す

ると、建物から大気に飛散される放射性物質量（ウラン量）は 6.2 gU、放出される放射能量 6.7×10^{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、2.0×10^{-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 5 mSv 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 0.95 wt%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 9-2 のように 30B シリンダ同士が接触したと仮定し、表 9-3 の計算条件で臨界安全性を評価した結果、実効増倍率（keff＋3σ）は、0.95 以下（図 9-3 参照）であり臨界安全性は確保される。

表 9-3 計算条件

項目	計算条件
計算プログラム	KENO-V.a（ライブラリー：44GROUPNDF5）
容器の寸法（cm）	φ76.2（内径）×191.5（内長）×0.8（厚み）
容器の材質	鋼
濃縮度（%）	5
減速条件	H/U 0.088
UF_6 の密度（g-UF_6/cm^3）	5.16
雰囲気水密度（g-H_2O/cm^3）	0.01～1.0

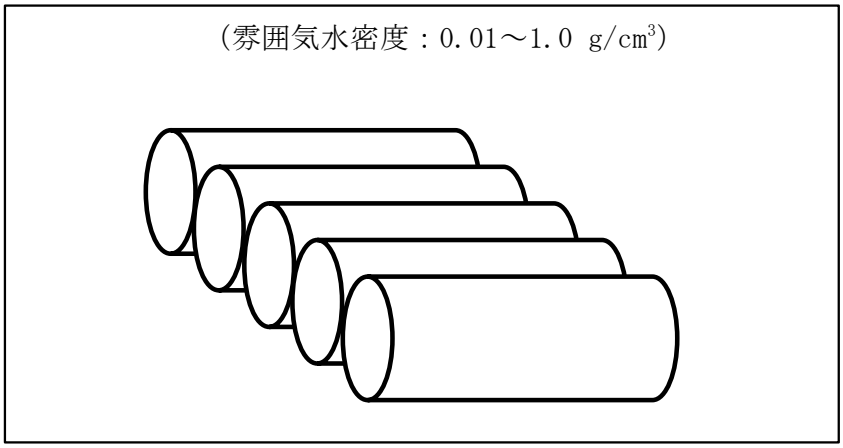


図 9-2　臨界計算モデル

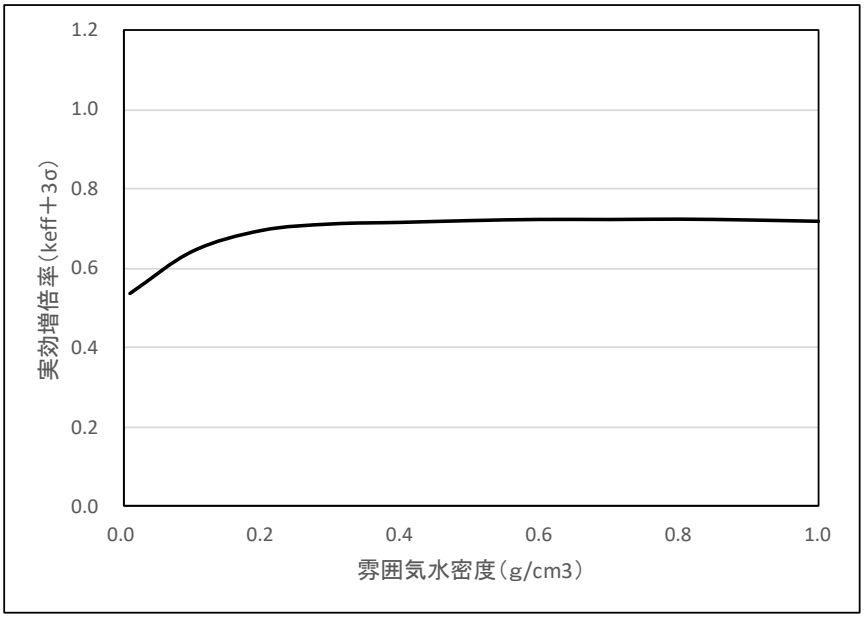


図 9-3　臨界計算結果

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」

十　廃止措置期間中に性能を維持すべき加工施設（第九条の五及び第九条の十三において「性能維持施設」という。）及びその性能並びにその性能を維持すべき期間

1．性能維持施設

廃止措置期間中に性能を維持すべき施設（以下「性能維持施設」という。）は、「2.1　廃止措置の基本方針」に基づき、公衆及び放射線業務従事者の被ばく線量の低減を図るとともに、核燃料物質の貯蔵のための管理、解体撤去工事、核燃料物質によって汚染された物の廃棄等、各種作業の実施に対する保安の確保に必要な機能（性能）を維持する。

性能維持施設については、必要な期間中、定期事業者検査で設計及び工事の方法の認可申請書に記載した性能を有していることを確認する。

また、性能維持施設の施設管理については、保安規定に基づき適切な頻度で巡視、点検、保守、定期事業者検査等を実施することにより、必要な期間、必要な機能及びその性能を維持する。

以上の基本的な考え方に基づく性能維持施設を表 10 に示す。

2．性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間

2.1　性能維持施設の位置、構造及び設備

性能維持施設の位置、構造及び設備は、加工事業の許可及び設計及び工事の方法の認可のとおり。

2.2　性能維持施設の性能及びその性能を維持すべき期間

性能維持施設の性能及びその性能を維持すべき期間を表 10 に示す。

また、専らウラン濃縮原型プラントの廃止措置のために使用する施設又は設備を導入する場合においては、当該施設又は設備の設計及び工事の方法に関することの詳細が決定次第、変更認可申請を行う。

3．廃止措置期間中に性能を維持すべき施設

廃止措置期間中に性能を維持すべき施設（以下「性能維持施設」という。）は、「2.1　廃止措置の基本方針」に基づき、公衆及び放射線業務従事者の被ばく線量の低減を図るとともに、核燃料物質の貯蔵のための管理、解体撤去工事、核燃料物質によって汚染された物の廃棄等、各種作業の実施に対する保安の確保に必要な機能（性能）を維持する。

維持管理対象設備については、必要な期間中、定期事業者検査で設計及び工事の方法の認可申請書に記載した性能を有していることを確認する。

なお、「加工施設の性能に係る技術基準に関する規則」への適合に関しては、「核燃料施設等における新規制基準の適用の考え方」（平成 25 年 11 月 6 日 原子力規制委員会了承、平成 28 年 12 月 21 日、平成 30 年 4 月 25 日、平成 30 年 12 月 12 日部分改正）の 3. 新規制基準への適合確認に係る手続と進め方 (1)バックフィット規定がある施設の考え方により、新規制基準に基づく検査が必要となるが、新規制基準への適合に係る事業変更許可の申請を行っていないことから、廃止措置に移行することを踏まえ、既許可の加工事業変更許可申請書等に適合するよう施設等を維持する。

4. 性能維持施設の性能及びその性能を維持すべき期間

性能維持施設の性能及びその性能を維持すべき期間を表 10 に示す。

また、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。

(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 UF_6 シリンダは、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 0.95 wt%以上で最小臨界質量以上のウランを内包する UF_6 シリンダ及び使用済 NaF 収納ドラム缶は、相互間距離（30 cm 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、停電保持機能等を維持管理する。

(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) 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は気体廃棄設備により第 1 種管理区域内を-19.6 Pa（-2 mmH_2O）以上の負圧に維持管理する。

(7) 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。

(8) 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。

(9) 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。

(10) 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。また、モニタリングポスト（モニタリングステーションを含む。）については、非常用電源による給電を行い、放射線管理施設の屋外管理用の主要な設備として位置付けて維持管理を行う。

(11) 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放出される放射性物質の管理が適切に行われていることを確認するため、排気用モニタやモニタリングポスト（モニタリングステーションを含む。）等を用いて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。

・管理区域へ可燃性物質の持込み又は保管については、必要最小限とする。また、管理区域で可燃性物質の保管が必要な場合は、金属製の容器に収納するなど防火に必要な措置を講じる。

・火災が発生した場合の措置を確実に行うために、自衛消防組織を設置し、消防機関への通報や消火又は延焼の防止に必要な体制を講じるとともに、消火設備の機能を維持し火災対策を講じる。また、地震、台風等の自然災害及び人為事象が発生した場合の措置を確実に行うために、必要な体制を講じる。

・地震、台風等の自然災害、火災、爆発等の人為事象が発生した場合に迅速かつ的確に緊急対応活動に用いる資機材について、必要な資機材の配置、点検等を行い、常に使用可能な状態に整備する。

5. 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 10　性能維持施設の名称、維持すべき機能、維持すべき期間（1/4）

設備名称等			位置、構造等	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
建物本体	主棟		主棟 ・地上 1 階、一部 2 階建て鉄骨造 ・屋根及び外壁を防水性の材料で構成	漏水防止機能	・外壁面等の外観に有害な亀裂、剥落、欠損、損傷又は腐食がなく、内壁、天井及び扉に破損等がないこと ・建屋鉄骨の減肉が許容範囲内であること	管理区域の解除まで
建物本体	[redacted]		[redacted] ・地上 1 階建て鉄骨造 ・屋根及び外壁を防水性の材料で構成	漏水防止機能	・外壁面等の外観に有害な亀裂、剥落、欠損、損傷又は腐食がなく、内壁、天井及び扉に破損等がないこと ・建屋鉄骨の減肉が許容範囲内であること	管理区域の解除まで
建物本体	[redacted]		[redacted] ・地上 1 階建て鉄骨造 ・屋根及び外壁を防水性の材料で構成	漏水防止機能	・外壁面等の外観に有害な亀裂、剥落、欠損、損傷又は腐食がなく、内壁、天井及び扉に破損等がないこと ・建屋鉄骨の減肉が許容範囲内であること	管理区域の解除まで
建物本体	[redacted]		[redacted] ・地上 1 階建て鉄骨造 ・屋根及び外壁を防水性の材料で構成	漏水防止機能	・外壁面等の外観に有害な亀裂、剥落、欠損、損傷又は腐食がなく、内壁、天井及び扉に破損等がないこと ・建屋鉄骨の減肉が許容範囲内であること	管理区域の解除まで
建物本体	廃棄物貯蔵庫		廃棄物貯蔵庫 ・地上 1 階建て鉄骨造 ・屋根及び外壁を防水性の材料で構成	漏水防止機能	・外壁面等の外観に有害な亀裂、剥落、欠損、損傷又は腐食がなく、内壁、天井及び扉に破損等がないこと ・建屋鉄骨の減肉が許容範囲内であること	管理区域の解除まで
建物本体	非常用発電機棟		非常用発電機棟 ・地上 2 階建て鉄骨造 ・屋根及び外壁を防水性の材料で構成	漏水防止機能	・外壁面等の外観に有害な亀裂、剥落、欠損、損傷又は腐食がなく、内壁、天井及び扉に破損等がないこと ・建屋鉄骨の減肉が許容範囲内であること	管理区域の解除まで
核燃料物質の貯蔵施設	[redacted]	天井走行クレーン（1 台）	[redacted] ・型式：オーバーヘッド型	吊上げ高さ制限機能	・最大吊上げ高さが 1.2 m 以下であること	譲渡し終了まで
				停電時保持機能	・停電時は停止状態を維持すること及び停電回復時に自動的に起動しないこと	
				性能維持機能	・労働安全衛生法に基づく点検の記録により性能が正常であること	
		テルハ（16 トンホイスト）(1 台)	[redacted] ・型式：電動ホイスト型	吊上げ高さ制限機能	・最大吊上げ高さが 1.2 m 以下であること	譲渡し終了まで
				停電時保持機能	・停電時は停止状態を維持すること及び停電回復時に自動的に起動しないこと	
				性能維持機能	・労働安全衛生法に基づく点検の記録により性能が正常であること	
核燃料物質の貯蔵施設	[redacted]	ANSI 規格 30B(31 本)	[redacted] ・造：ANSI 規格品	閉じ込め機能	・シリンダからの核燃料物質の漏えいがないこと	譲渡し終了まで
核燃料物質の貯蔵施設	[redacted]	ANSI 規格 48Y（325 本）	[redacted] ・構造：ANSI 規格品	閉じ込め機能	・シリンダからの核燃料物質の漏えいがないこと	譲渡し終了まで
核燃料物質の貯蔵施設	[redacted]	ハンドリング用シリンダ（5 本）	[redacted] ・構造：ANSI 規格に準ずる	閉じ込め機能	・シリンダからの核燃料物質の漏えいがないこと	譲渡し終了まで
核燃料物質の貯蔵施設	[redacted]	滞留ウラン回収容器（1 本）	[redacted] ・構造：ANSI 規格に準ずる	閉じ込め機能	・シリンダからの核燃料物質の漏えいがないこと	譲渡し終了まで

表 10　性能維持施設の名称、維持すべき機能、維持すべき期間（2/4）

設備名称等			位置、構造等	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	排気系 1（主棟） ・送風機（2 基） ・排風機（2 基） ・フィルタユニット（循環系 5 基、排気系 4 基）	主棟内 ・送風機、排風機 種類：遠心式 ・フィルタユニット 種類：密封交換式	閉じ込め機能（負圧維持機能）	・負圧が-19.6 Pa（-2 mmH$_2$0）以下であること ・送排風機の起動停止シーケンスが正常に動作すること ・排風機の風量が 20,000 m^3/h 以上であること ・負圧異常時に設定値の許容範囲内で警報が吹鳴すること	気体廃棄物の廃棄対象となる施設の第 1 種管理区域の解除まで
				放射性物質の除去機能	・捕集効率が 99.9%以上であること	
		排気系 2（主棟） ・送風機（2 基） ・排風機（2 基） ・フィルタユニット（6 基）	主棟内 ・送風機、排風機 種類：遠心式 ・フィルタユニット 種類：密封交換式	閉じ込め機能	・負圧が-19.6 Pa（-2 mmH$_2$0）以下であること ・送排風機の起動停止シーケンスが正常に動作すること ・排風機の風量が 5,000 m^3/h 以上であること ・負圧異常時に設定値の許容範囲内で警報が吹鳴すること	気体廃棄物の廃棄対象となる施設の第 1 種管理区域の解除まで
				放射性物質の除去機能	・高性能エアフィルタの捕集効率が 99.9%以上であること	
		局所排気設備（付属棟） ・送風機（2 基） ・排風機（2 基） ・フィルタユニット（5 基）	付属棟内 ・送風機、排風機 種類：遠心式 ・フィルタユニット 種類：密封交換式	閉じ込め機能	・負圧が-19.6 Pa（-2 mmH$_2$0）以下であること ・送排風機の起動停止シーケンスが正常に動作すること ・排風機の風量が 24,000 m^3/h 以上であること ・負圧異常時に設定値の許容範囲内で警報が吹鳴すること	気体廃棄物の廃棄対象となる施設の第 1 種管理区域の解除まで
				放射性物質の除去機能	・捕集効率が 99.9%以上であること	
		保守フード（1 基）	付属棟内 ・種類：フード	局所排気機能	・開口部の気流の面速が 0.5 m/sec 以上であること	第 1 種管理区域の解除まで
	液体廃棄物の廃棄設備	管理廃水処理設備（主棟） ・管理廃水受水槽（2 基） ・反応槽（1 基） ・管理廃水排水槽（2 基） ・脱水機（1 基） ・砂ろ過器（1 基）	主棟内 ・管理廃水受水槽、管理廃水排水槽 型式:地下式タンク ・反応槽 型式:たて型反応槽 ・脱水機 型式：遠心式 ・砂ろ過器 型式：砂ろ過器	管理廃水処理機能	・廃水 400 ℓ以上を 24 時間以内で処理する能力であること ・容量が約 2 m^3/基(受水槽)及び約 4 m^3/基(排水槽)であること ・管理廃水受水槽、反応槽、管理廃水排水槽、脱水機及び砂ろ過器からの漏えいがないこと ・管理廃水受水槽及び管理廃水排水槽の液位異常時に警報が吹鳴すること	液体廃棄物の廃棄対象となる施設の第 1 種管理区域の解除まで
	固体廃棄物の廃棄設備	使用済 NaF 貯蔵エリア（使用済 NaF 保管用バードケージ）（1 式）	付属棟内 ・型式:縦置式バードケージ	臨界管理機能	・相互間距離が 30 cm 以上であること	放射性廃棄物の廃棄終了まで

表 10　性能維持施設の名称、維持すべき機能、維持すべき期間（3/4）

設備名称等			位置、構造等	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	排気用モニタ （α線ダストモニタ） ・排気系 1（主棟）（1 台） ・排気系 2（主棟）（1 台） ・付属棟（1 台）	主棟内、付属棟内 ・α線ダストモニタ 種類：ZnS(Ag)シンチレーション	排気中の放射性物質濃度測定機能	・計数効率が 10%以上であること ・警報が警報設定値（誤差範囲内）で正常に動作すること	気体廃棄物の廃棄対象となる施設の第 1 種管理区域の解除まで
		排気用モニタ （β（γ）線ダストモニタ） ・排気系 1（主棟）（1 台） ・付属棟（1 台）	主棟内、付属棟内 ・β（γ）線ダストモニタ 種類：プラスチックシンチレーション	排気中の放射性物質濃度測定機能	・計数効率が 15%以上であること ・警報が警報設定値（誤差範囲内）で正常に動作すること	気体廃棄物の廃棄対象となる施設の第 1 種管理区域の解除まで
		排気用モニタ （HF モニタ） ・排気系 1（主棟）（1 台） ・付属棟（1 台） エリア用モニタ （HF モニタ） ・排気系 2（主棟）（1 台）	主棟内、付属棟内 ・HF モニタ 種類：イオン電極	排気中の放射性物質濃度測定機能	・検出範囲が 0.1 ppb～2 ppb であること ・警報が警報設定値で正常に動作すること	気体廃棄物の廃棄対象となる施設の第 1 種管理区域の解除まで
	屋外管理用の主要な設備	空間γ線測定装置 （HF モニタ） ・モニタリングポスト(2 台) ・モニタリングステーション（1 台）	屋外 ・種類：NaI(Tℓ)シンチレーション	放射線の測定機能	・γ線を照射し、監視端末に表示される指示値が、照射した基準線量率に対して±20%の許容範囲内であること ・警報が警報設定値（誤差範囲内）で正常に動作すること	管理区域の解除まで

表 10　性能維持施設の名称、維持すべき機能、維持すべき期間（4/4）

設備名称等			位置、構造等	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
その他加工施設の附属施設	非常用設備	非常用通報設備（1 式）	主棟内、付属棟内、第 2 貯蔵庫内、第 3 貯蔵庫内、非常用発電機棟内 ・機能：緊急時の一斉放送及び通話	センター内の連絡機能	・非常時に通話及び放送ができること ・非常時にサイレンが吹鳴すること	管理区域の解除まで
		無停電電源装置（3 台）	主棟内 ・型式：CVCF インバータ型	外部電源喪失時の電源供給機能	・能力が 150 KVA であること ・外部電源喪失時に負荷側に電源（交流出力電圧 105 V±1.6 V、交流電流 0.412 KA 以下）が供給できること	管理区域の解除まで
		非常用発電機（1 台）	非常用発電機棟内 ・型式：ガスタービン型	外部電源喪失時の電源供給機能	・能力が 1,500 KVA であること ・外部電源喪失時に 40 秒以内に非常用発電機が起動できること ・外部電源喪失時に負荷側に電源（電圧 6,600 V±300 V、周波数 60.0 Hz±1.0 Hz）が供給できること	管理区域の解除まで
		自動火災報知設備（1 式）	主棟内（中央操作室）、第 2 貯蔵庫内、第 3 貯蔵庫内、非常用発電機棟内（共通棟コントロール室） ・受信機 型式：P 型 1 級受信機	火災検知機能	・火災発生時に火災警報が吹鳴するとともに火災表示及び警戒区域の表示が点灯又は点滅すること ・消防法に基づく性能	管理区域の解除まで
			主棟内、付属棟内、第 2 貯蔵庫内、第 3 貯蔵庫内、廃棄物貯蔵庫内、非常用発電機棟内 ・感知機（煙感知器、熱感知器） 型式：作動式スポット型、作動式分布型、光電式煙感知器			

十一　廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達の方法

1．廃止措置に要する費用の見積り

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※1	約 55
放射性廃棄物処理費※2	―
放射性廃棄物処分費※2	―
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、放射性廃棄物の処理方法及び処分方法を確定した後に、費用の見積りを行う。

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。

十二　廃止措置の実施体制

1. 廃止措置の実施体制

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、保安規定において保安管理体制を定め、機構本部及びセンター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. 廃止措置を適切に実施するために必要な情報の保持

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

令和 8 年 8 月末現在におけるセンター原子力関係の技術者は 65 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 13 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・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。

十三　廃止措置に係る品質マネジメントシステム

加工施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項について、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）は、次の品質管理体制の計画（以下「品質管理計画」という。）に定める要求事項に従って、保安活動の計画、実施、評価及び改善を行う。

1 目的

機構は、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 2 号）に基づき、加工施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制を品質マネジメントシステムとして構築し、原子力の安全を確保する。

2 適用範囲

本品質管理計画は、加工施設において実施する保安活動に適用する。

3 定義

本品質管理計画における用語の定義は、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する同規則の解釈に従うものとする。

4 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

(1) 保安に係る組織は、本品質管理計画に従って、保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その有効性を維持するために、継続的に改善する。

(2) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを構築し、運用する。その際、次の事項を考慮し、品質マネジメントシステムの要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。

a) 加工施設、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度

b) 加工施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ

c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響

(3) 保安に係る組織は、加工施設に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。

(4) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を明確にする。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。

a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。

b) プロセスの順序及び相互関係(組織内のプロセス間の相互関係を含む。)を明確にする。

c) プロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために、必要な保安活動の状況を示す指標（該当する安全実績指標を含む。以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。

d) プロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。

e) プロセスの運用状況を監視及び測定し、分析する。ただし、監視及び測定することが困難な場合は、この限りでない。

f) プロセスについて、業務の計画どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。

g) プロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合のとれたものにする。

h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるように適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。

i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。

(5) 保安に係る組織は、業務・加工施設に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を明確にし、管理する。

(6) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。

(1) 品質方針及び品質目標

(2) 品質マニュアル

(3) 規則が要求する手順

(4) プロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために必要と判断した指示書、図面等を含む文書

4.2.2 品質マニュアル

理事長は、本品質管理計画に基づき、品質マニュアルとして、次の事項を含む品質マネジメント計画を策定し、維持する。

a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。）

b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項

c) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報

d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

4.2.3 文書管理

(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、不適切な使用又は変更を防止する。

(2) 保安に係る組織は、適切な品質マネジメント文書が利用できるよう、次に掲げる管理の方法を定めた手順を作成する。これには、文書改訂時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。

a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。

b) 文書は定期的に改訂の必要性についてレビューする。また、改訂する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。

c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。

d) 文書の変更内容の識別及び最新の改訂版の識別を確実にする。

e) 該当する文書の最新の改訂版又は適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。

f) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。

g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。

h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、これを管理する。

4.2.4 記録の管理

(1) 保安に係る組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。また、記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。

(2) 保安に係る組織は、記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する

管理の方法を定めた手順を作成する。

5 経営者等の責任

5.1 経営者の関与

理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。

a) 品質方針を設定する。

b) 品質目標が設定されていることを確実にする。

c) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取組みに参画できる環境を整える。

d) マネジメントレビューを実施する。

e) 資源が使用できることを確実にする。

f) 関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を、組織内に周知する。

g) 保安活動に関して、担当する業務について理解し、遂行する責任を持つことを要員に認識させる。

h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。

5.2 原子力の安全の重視

理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・加工施設に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。

5.3 品質方針

(1) 理事長は、次に掲げる事項を満たす品質方針を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するものを含む。

a) 組織の目的及び状況に対して適切である。

b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対して責任を持って関与することを含む。

c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。

d) 組織全体に伝達され、理解される。

e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

(1) 理事長は、保安に係る組織において、毎年度、品質目標（業務・加工施設に対する要求事項を満たすために必要な目標を含む。）が設定されていることを確実にする。

また、保安活動の重要度に応じて、品質目標を達成するための計画が作成されることを確実にする。

(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合性がとれていることを確実にする。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

(1) 理事長は、4.1 項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画を策定する。

(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。

a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）

b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持

c) 資源の利用可能性

d) 責任及び権限の割当て

5.5 責任、権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

理事長は、保安に係る組織の責任及び権限を明確にする。

また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行するようにする。

5.5.2 管理責任者

(1) 理事長は、保安活動の実施部門の長、監査プロセスの長を管理責任者として、また本部（監査プロセスを除く。）は管理者の中から管理責任者を任命する。

(2) 管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。

b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について、理事長に報告する。

c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。

d) 関係法令を遵守する。

5.5.3 管理者

(1) 理事長は、管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。

また、必要に応じて、管理者に代わり、個別業務のプロセスを管理する責任者を置く場合は、その責任及び権限を文書で明確にする。

a) 業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。

b) 業務に従事する要員の、業務・加工施設に対する要求事項についての認識を高める。

c) 成果を含む業務の実施状況について評価する。

d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。

e) 関係法令を遵守する。

(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。

a) 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。

b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組みを積極的に行えるようにする。

c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。

d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に加工施設の保安に関する問題の報告を行えるようにする。

e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。

(3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。

5.5.4 内部コミュニケーション

理事長は、保安に係る組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にする。ま

た、マネジメントレビューを通じて、加工施設の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

(1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、年１回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。

(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

管理責任者は、マネジメントレビューへのインプット情報として、次の事項を含め報告する。

a) 内部監査の結果

b) 組織の外部の者からの意見

c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）

d) 使用前事業者検査及び定期事業者検査（以下「事業者検査」という。）並びに自主検査等の結果

e) 安全文化を育成し、維持するための取組みの実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）

f) 関係法令の遵守状況

g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況

h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ

i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更

j) 改善のための提案

k) 資源の妥当性

l) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

(1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。

a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善

b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善

c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源

d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善

e) 関係法令の遵守に関する改善

(2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4 項参照)。

(3) 管理責任者は、(1) 項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。

6 資源の運用管理

6.1 資源の確保

保安に係る組織は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。

(1) 人的資源（要員の力量）

(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）

(3) 作業環境

(4) その他必要な資源

6.2 人的資源

6.2.1 一般

(1) 保安に係る組織は､原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。

(2) 保安に係る組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。

(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。

6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

(1) 保安に係る組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。

a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。

b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。

c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。

d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。

e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する。

7 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

(1) 保安に係る組織は、加工施設ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等について業務に必要なプロセスの計画を策定する。

(2) 保安に係る組織は、個別業務の計画と、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合性（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。

(3) 保安に係る組織は、業務の計画の策定及び変更に当たっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。

a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）

b) 業務・加工施設に対する品質目標及び要求事項

c) 業務・加工施設に特有なプロセス及び文書の確立の必要性並びに資源の提供の必要性

d) 業務・加工施設のための事業者検査、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準

e) 業務・加工施設のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録

(4) 保安に係る組織は、業務の計画を、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。

7.2 業務・加工施設に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務・加工施設に対する要求事項の明確化

保安に係る組織は、次に掲げる事項を要求事項として明確にする。

a) 業務・加工施設に関連する法令・規制要求事項

b) 明示されてはいないが、業務・加工施設に必要な要求事項

c) 組織が必要と判断する追加要求事項

7.2.2 業務・加工施設に対する要求事項のレビュー

(1) 保安に係る組織は、業務・加工施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。

(2) 保安に係る組織は、業務・加工施設に対する要求事項のレビューでは、次の事項について確認する。

a) 業務・加工施設に対する要求事項が定められている。

b) 業務・加工施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それにつ

いて解決されている。

c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。

(3) 保安に係る組織は、業務・加工施設に対する要求事項のレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する（4.2.4 項参照）。

(4) 保安に係る組織は、業務・加工施設に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改訂する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

保安に係る組織は、原子力の安全に関して組織の外部の者と適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。

7.3 設計・開発

7.3.1 設計・開発の計画

(1) 保安に係る組織は、加工施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順等に関する設計・開発を含む。

(2) 保安に係る組織は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。

a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度

b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制

c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限

d) 設計・開発に必要な内部及び外部の資源

(3) 保安に係る組織は、効果的なコミュニケーションと責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与する関係者(他部署を含む。)間のインタフェースを運営管理する。

(4) 保安に係る組織は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。

7.3.2 設計・開発へのインプット

(1) 保安に係る組織は、加工施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する（4.2.4 項参照）。インプットには次の事項を含める。

a) 機能及び性能に関する要求事項

b) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報

c) 適用される法令・規制要求事項

d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項

(2) 保安に係る組織は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいではなく、かつ、相反することがないようにする。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット

(1) 保安に係る組織は、設計・開発からのアウトプット（機器等の仕様等）は、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式により管理とする。また、次の段階に進める前に、承認をする。

(2) 保安に係る組織は、設計・開発のアウトプット（機器等の仕様等）は、次の状態とする。

a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。

b) 調達、業務の実施及び加工施設の使用に対して適切な情報を提供する。

c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。

d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な加工施設の特性を明確にする。

7.3.4 設計・開発のレビュー

(1) 保安に係る組織は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに体系的なレビューを行う。

a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。

b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。

(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。

(3) 保安に係る組織は、設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。

7.3.5 設計・開発の検証

(1) 保安に係る組織は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに検証を実施する。

(2) 設計・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。

(3) 保安に係る組織は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

(1) 保安に係る組織は、設計・開発の結果として得られる加工施設又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、当該加工施設の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、当該加工施設の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。

(2) 保安に係る組織は、実行可能な場合はいつでも、加工施設を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。

(3) 保安に係る組織は、設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。

7.3.7 設計・開発の変更管理

(1) 保安に係る組織は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する。

(2) 保安に係る組織は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。

(3) 保安に係る組織は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該加工施設を構成する要素（材料又は部品）及び関連する加工施設に及ぼす影響の評価を行う。

(4) 保安に係る組織は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。

7.4 調達

7.4.1 調達プロセス

(1) 保安に係る組織は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。

(2) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。

(3) 保安に係る組織は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。また、必要な場合には再評価する。

(4) 保安に係る組織は、調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準を定める。

(5) 保安に係る組織は、供給者の評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があ

ればその記録を作成し、管理する。

(6) 保安に係る組織は、適切な調達の実施に必要な事項（調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の加工事業者と共有する場合に必要な処置に関する方法を含む。）を定める。

7.4.2 調達要求事項

(1) 保安に係る組織は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。

a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項

b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項

c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項

d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項

e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項

f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項

g) その他調達物品等に関し必要な要求事項

(2) 保安に係る組織は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において事業者検査又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関すること含める。

(3) 保安に係る組織は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。

(4) 保安に係る組織は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

7.4.3 調達製品等の検証

(1) 保安に係る組織は、調達製品等が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて検証を実施する。

(2) 保安に係る組織は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項の中で明確にする。

7.5 業務の実施

7.5.1 個別業務の管理

保安に係る組織は、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。

a) 原子力施設の保安のために必要な情報が利用できる。

b) 必要な時に、作業手順が利用できる。

c) 適切な設備を使用している。

d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。

e) 監視及び測定が実施されている。

f) 業務のリリース（次工程への引き渡し）が規定どおりに実施されている。

7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認

(1) 保安に係る組織は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。

(2) 保安に係る組織は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。

(3) 保安に係る組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する。

(4) 保安に係る組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を明確にする。

a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準

b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法

c) 妥当性確認の方法

d) 記録に関する要求事項

7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ

(1) 保安に係る組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・加工施設の状態を識別し、管理する。

(2) 保安に係る組織は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・加工施設について固有の識別をし、その記録を管理する。

7.5.4 組織外の所有物

保安に係る組織は、組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する識別や保護など取り扱いに注意を払い、必要に応じて記録を作成し、管理する。

7.5.5 調達製品の保存

保安に係る組織は、調達製品の検収後、受入から据付、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理

(1) 保安に係る組織は、業務・加工施設に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。

(2) 保安に係る組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。

(3) 保安に係る組織は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。

a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録し、管理する（4.2.4 項参照）。

b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。

c) 校正の状態が明確にできる識別をする。

d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。

e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。

(4) 保安に係る組織は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。また、その機器及び影響を受けた業務・加工施設に対して、適切な処置を行う。

(5) 保安に係る組織は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する。

(6) 保安に係る組織は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。

8 評価及び改善

8.1 一般

(1) 保安に係る組織は、必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを 8.2 項から 8.5 項までに従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を

含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。

(2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。

8.2 監視及び測定

8.2.1 組織の外部の者の意見

(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力の安全を確保しているかどうかに関して組織の外部の者がどのように受けとめているかについての情報を外部コミュニケーションにより入手し、監視する。

(2) 保安に係る組織は、前項で得られた情報を分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。

8.2.2 内部監査

(1) 理事長は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、監査プロセスの長に内部監査を実施させる。

a) 本品質管理計画の要求事項

b) 実効性のある実施及び実効性の維持

(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。

(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、監査プロセスの長は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。

(4) 監査プロセスの長は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。

(5) 監査プロセスの長は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。

(6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施、監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を明確にした手順を定める。

(7) 監査プロセスの長は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。

(8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じるととも

に、当該措置の検証を行い、それらの結果を監査プロセスの長に報告する。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。

この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。

a) 監視及び測定の時期

b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法

(2) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。

(3) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の方法により、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。

(4) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の状況について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために必要な処置を行う。

(5) 保安に係る組織は、計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。

8.2.4 検査及び試験

(1) 保安に係る組織は、加工施設の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画に従って、適切な段階で事業者検査又は自主検査等を実施する。

(2) 保安に係る組織は、検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる事業者検査又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する。

(3) 保安に係る組織は、リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人が特定できるよう記録を作成し、管理する。

(4) 保安に係る組織は、個別業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該機器等や加工施設を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。

(5) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、事業者検査の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。

また、自主検査等の検査及び試験要員の独立性については、これを準用する。

8.3 不適合管理

(1) 保安に係る組織は、業務・加工施設に対する要求事項に適合しない状況が放置され、運

用されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。

(2) 保安に係る組織は、不適合の処理に関する管理の手順及びそれに関する責任と権限を定め、これを管理する。

(3) 保安に係る組織は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。

a) 不適合を除去するための処置を行う。

b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース(次工程への引き渡し)又は合格と判定することを正式に許可する。

c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。

d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。

(4) 保安に係る組織は、不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。

(5) 保安に係る組織は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する。

8.4 データの分析及び評価

(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含める。

(2) 保安に係る組織は、前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。

a) 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析より得られる知見

b) 業務・加工施設に対する要求事項への適合性

c) 是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び加工施設の特性及び傾向

d) 供給者の能力

8.5 改善

8.5.1 継続的改善

保安に係る組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を向上させるために継続的に改善する。

8.5.2 是正処置等

(1) 保安に係る組織は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。

(2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。

a) 不適合等のレビュー及び分析

b) 不適合等の原因の特定

c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化

d) 必要な処置の決定及び実施

e) とった是正処置の有効性のレビュー

(3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。

a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更

b) 品質マネジメントシステムの変更

(4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合に関して根本的な原因を究明するための分析の手順を確立し、実施する。

(5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。

(6) 保安に係る組織は、前項までの不適合等の是正処置の手順（根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。）を定め、これを管理する。

(7) 保安に係る組織は、前項の手順に基づき、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から類似事象に共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。

8.5.3 未然防止処置

(1) 保安に係る組織は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見を収集し、起こり得る不適合の重要度に応じて、次に掲げる手順により適切な未然防止処置を行う。

a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査

b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価

c) 必要な処置の決定及び実施

d) とった未然防止処置の有効性のレビュー

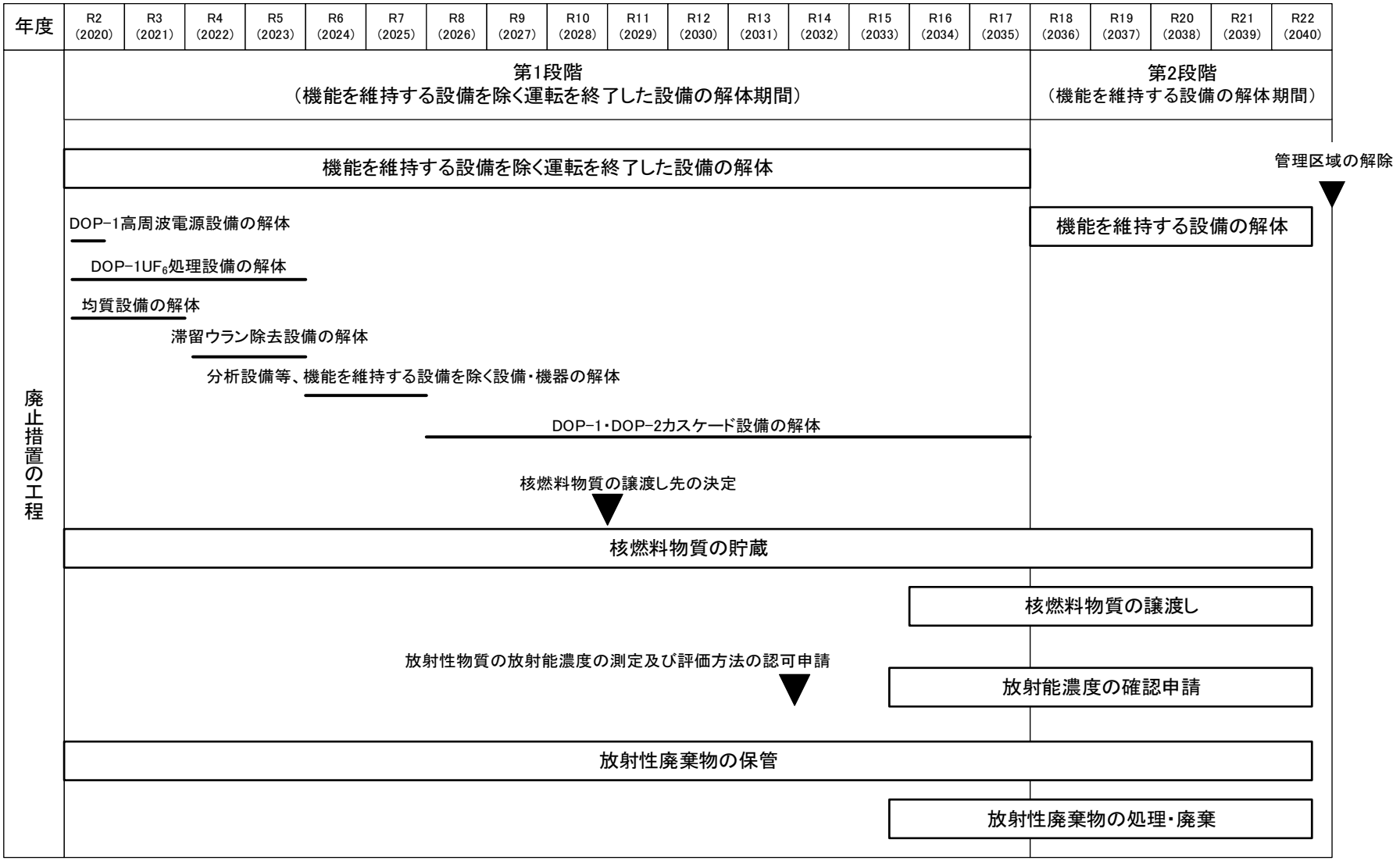
(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。

(3) 保安に係る組織は、前項までの未然防止処置の手順を定め、これを管理する。

十四　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。廃止措置の工程を図14に示す。

廃止措置工程の終了時期以外の年度展開については、厳密なものではなく、本図に記載した工事の順序を遵守して工事を実施していく。



・設備の解体には汚染状況調査を含む。
・廃止措置工程の終了時期以外の年度展開については、厳密なものではなく、本図に記載した工事の順序を遵守して工事を実施していく。

図 14　廃止措置の全体工程

十五　廃止措置実施方針の変更の記録(作成若しくは変更又は第九条の四の四の規定に基づく見直しを行つた日付、変更の内容及びその理由を含む。)

No.	日付	変更箇所	変更理由
0	平成 30 年 12 月 25 日	実施方針作成	―
1	令和 3 年 10 月 18 日	廃止措置実施方針の全体見直し	加工の事業に係る廃止措置計画が令和 3 年 1 月 20 日（原規規発第 2101202 号）に認可されたため
2	令和 8 年 10 月 16 日	実績データの最新情報への更新、法令等の整備に伴う記載内容の見直し	原子炉等規制法第 22 条の 7 の 3 に基づく廃止措置実施方針の定期的な見直し