

04核管東第021号

令和4年 5月 12日

原子力規制委員会 殿

東京都台東区東上野一丁目28番9号

公益財団法人核物質管理センター

理事長 下村 和生

(公印省略)

核燃料物質使用変更許可申請書

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第55条第1項の規定に基づき、別紙のとおり、核燃料物質の使用変更の許可を申請します。

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

名 称	公益財団法人核物質管理センター
住 所	〒110-0015 東京都台東区東上野一丁目2番9号
代表者の氏名	理事長 下村 和生
事業所の名称	公益財団法人核物質管理センター 東海保障措置センター
事業所の住所	〒319-1106 茨城県那珂郡東海村白方字白根2番地の53

2. 使用の場所

保障措置分析棟
開発試験棟
新分析棟

3. 変更の内容

1) 新分析棟

- (1) 新分析棟 7. 項「核燃料物質の使用施設の位置、構造及び設備」における、7. 3 項「使用施設の設備」のうち、プルトニウム質量分析室(120号室)のGB120bの取付分析機器である表面電離型質量分析計を更新する。本質量分析計の更新に伴い、既設質量分析計1台及びグローブボックス2台(GB120a、GB120b)を撤去し、新しく質量分析計1台及びグローブボックス2台(GB120a、GB120b)を設置する。
本更新に伴い、グローブボックスの寸法、窓板材質等の仕様を変更する。

- (2) 記載の適正化を図る。

2) 保障措置分析棟、開発試験棟

- (1) 記載の適正化を図る。

4. 変更の理由

1) 新分析棟

- (1) 設備の更新のため。
(2) 記載の適正化を図るため。

2) 保障措置分析棟、開発試験棟

- (1) 記載の適正化を図るため。

核燃料物質使用変更許可申請書

公益財団法人 核物質管理センター
東海保障措置センター

令和4年5月

東海保障措置センター共通編

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

氏 名 又 は 名 称		公益財団法人 核物質管理センター
住 所		郵便番号 (110-0015) 東京都台東区東上野一丁目28番9号 電話番号 (03-5816-7733)
法人にあっては、その代表者の氏名		理事長 下村 和生
工場又は 事業所	名 称	公益財団法人 核物質管理センター 東海保障措置センター
	所 在 地	郵便番号 (319-1106) 茨城県那珂郡東海村白方字白根2番地の53 電話番号 (029-306-3100)

2. 使用の目的及び方法

東海保障措置センター内の各施設における使用の目的及び方法を下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
保障措置分析棟	別冊 1
開発試験棟	別冊 2
新分析棟	別冊 3

3. 核燃料物質の種類

東海保障措置センター内の各施設における核燃料物質の種類を下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
保障措置分析棟	別冊 1
新分析棟	別冊 3

4. 使用の場所

東海保障措置センターにおける使用の場所を下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
保障措置分析棟	別冊 1
開発試験棟	別冊 2
新分析棟	別冊 3

また、東海保障措置センター周辺図を図 4-1 に、東海保障措置センター各施設の位置図を図 4-2 に示す。

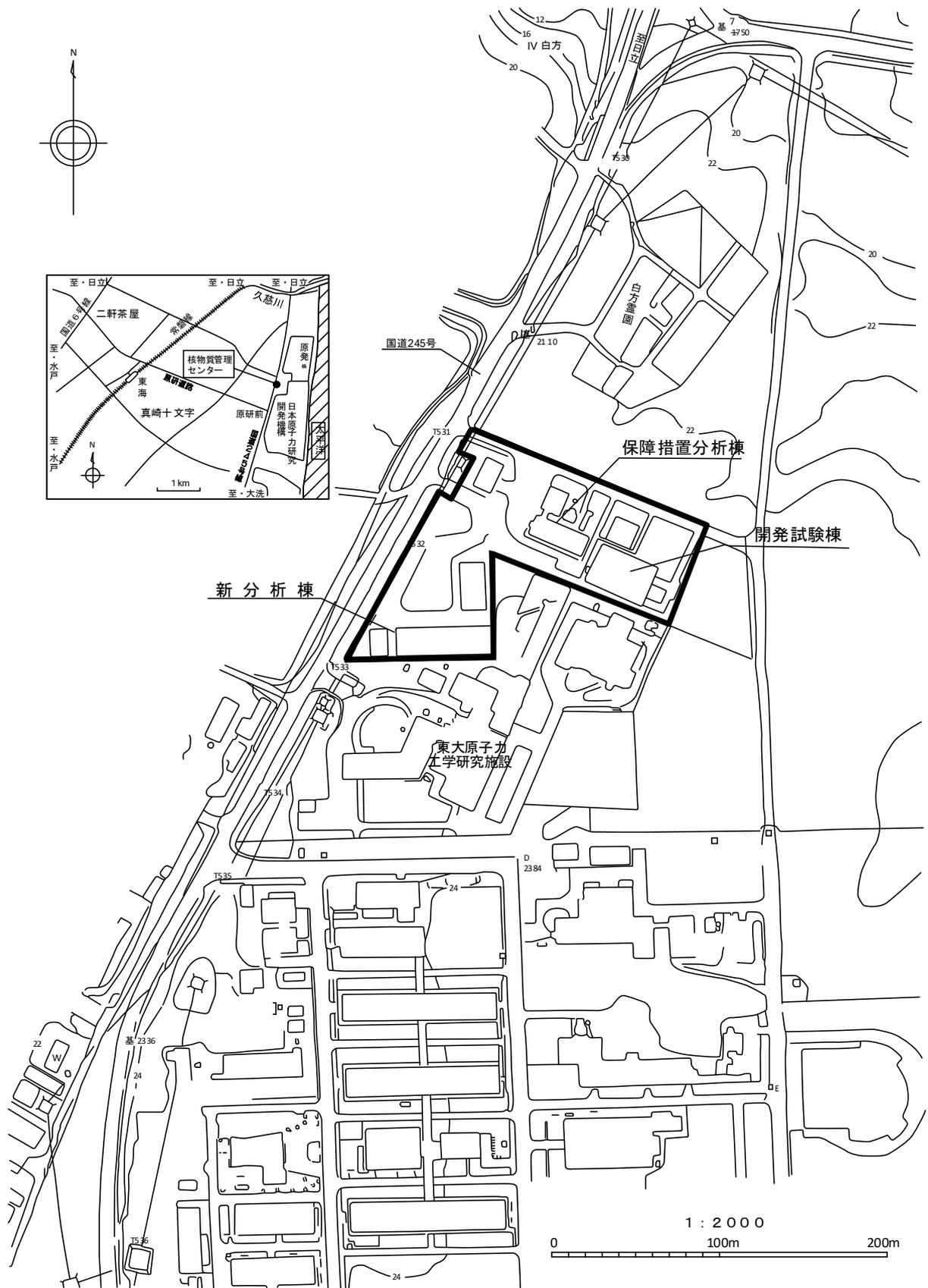


図 4-1 東海保障措置センター周辺図

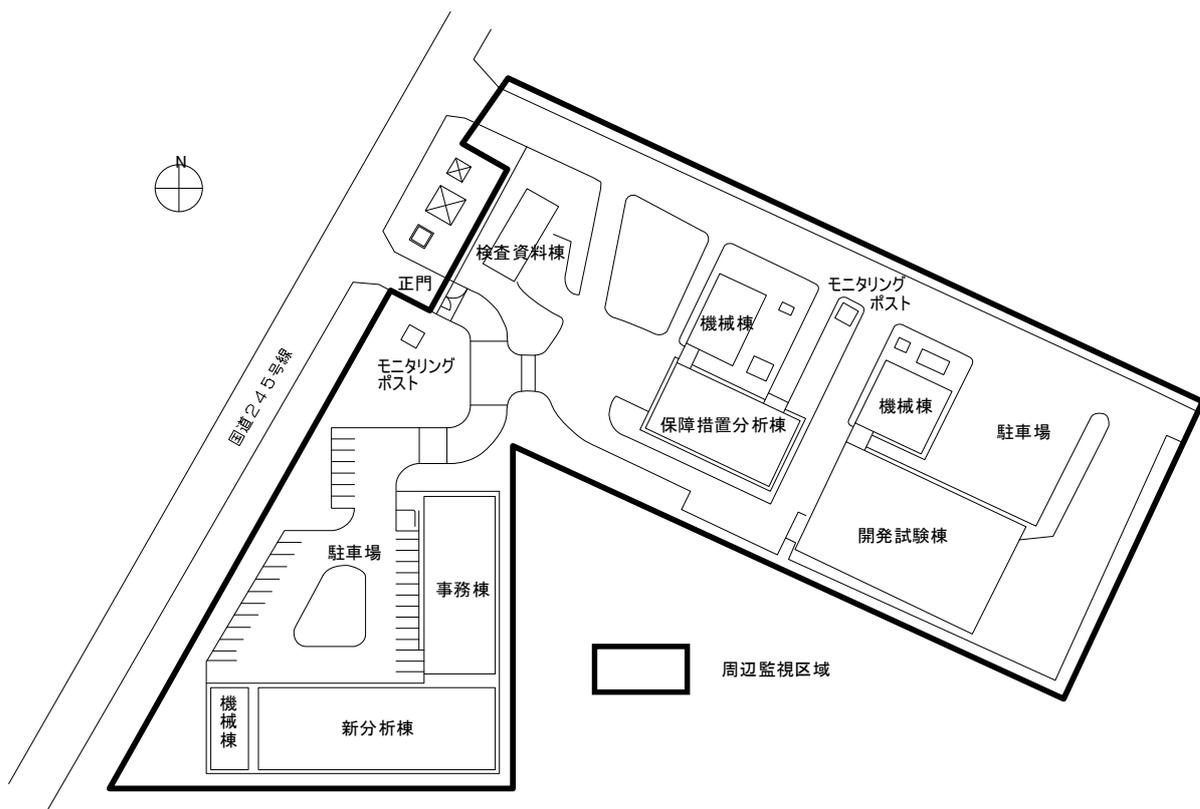


図 4-2 東海保障措置センター各施設の位置図

5. 予定使用期間及び年間予定使用量

東海保障措置センター全体における予定使用期間及び年間予定使用量を表 5-1 に示す。

表 5-1 東海保障措置センター全体における予定使用期間及び年間予定使用量

核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量	
		最大存在量 ()内は ²³⁵ U 量	延べ取扱量 ()内は ²³⁵ U 量
天然ウラン	自 平成 26 年 4 月 1 日 至 廃止措置を終了する までの期間	20,000g (140g)	2,540g (18g)
劣化ウラン		20,000g (140g)	350g (4g)
濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)		50,000g (2,500g)	32,600g (1,630g)
濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)		1,150g (230g)	795g (159g)
濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)		250g (250g)	113g (113g)
プルトニウム		270g	225g
ウラン 233		15g	7g

東海保障措置センター内の各施設における予定使用期間及び年間予定使用量を、下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
保障措置分析棟	別冊 1
新分析棟	別冊 3

6. 使用済燃料の処分の方法

東海保障措置センター内の各施設における使用済燃料の処分の方法を、下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
保障措置分析棟	別冊 1
開発試験棟	別冊 2
新分析棟	別冊 3

7. 核燃料物質の使用施設の位置、構造及び設備

[東海保障措置センターの位置]

公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センターは、茨城県那珂郡東海村白方字白根地区内にある。その位置は図 4-1 に示すとおり国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所敷地の北側にあたり、西側は国道 245 号線に接する約 15,000m²の敷地である。

東海保障措置センターの敷地を含む地形は、総括的にみて西側は新川、阿漕ヶ浦系の侵食谷によってほぼ境され、東側は 2 段の海岸段丘となっており、その背後は久慈川沖積平野である。

本施設周辺には、敷地の北方約 1km を久慈川が流れ、東方約 900m の位置に海岸がある。本敷地は標高 20 から 24m の地点に位置するため、津波、高潮及び洪水による災害を受けるおそれはない。また、自治体（東海村）が作成したハザードマップに示される津波・洪水・土砂災害が想定された区域に含まれていない。

東海保障措置センター内の各施設における使用施設の位置、構造及び設備を下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
新分析棟	別冊 3

8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備

東海保障措置センター内の各施設における貯蔵施設の位置、構造及び設備を下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
保障措置分析棟	別冊 1
新分析棟	別冊 3

9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備

東海保障措置センター内の各施設における廃棄施設の位置、構造及び設備を下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
保障措置分析棟	別冊 1
開発試験棟	別冊 2
新分析棟	別冊 3

10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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

公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センター(以下「東海センター」という。)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」(以下「品質管理基準規則」という。)に基づき、使用施設等の保安のための業務に係る品質管理に関し、次に掲げる措置を講じる。

10.1 一般

10.1.1 目的

使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設(以下「使用施設等」という。)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ことを目的とする。

10.1.2 定義

品質管理に関する事項における用語の定義は、次に掲げるもののほか品質管理基準規則及び同規則の解釈に従うものとする。

- (1) 「保安に係る組織」とは、東海センターの品質マネジメントシステムに基づく使用施設等の保安に係る組織の総称をいう。

10.1.3 適用範囲

使用施設等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(以下「品質管理に関する事項」という。)は、東海センターの使用施設等において実施する保安活動に適用する。

10.2 品質マネジメントシステム

10.2.1 品質マネジメントシステムに係る一般事項

- (1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。
- (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確立し、運用する。この場合において、次に掲げる事項を適切に考慮する。
 - ① 使用施設等、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度
 - ② 使用施設等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
 - ③ 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ことにより起こり得る影響
- (3) 保安に係る組織は、使用施設等に適用される関係法令(以下「関係法令」という。)を明確に認識し、品質管理基準規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書(記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。)に明記する。
- (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を明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。
 - ① プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を明確に定める。
 - ② プロセスの順序及び相互の関係を明確に定める。
 - ③ プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な組織の保安活動の状況を示す指標(以下「保安活動指標」という。)並びに当該指標に係る判定基準を明確に定める。

- ④ プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）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。）。
 - ⑤ プロセスの運用状況を監視測定し、分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。
 - ⑥ プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置を講ずる。
 - ⑦ プロセス及び組織を品質マネジメントシステムと統合的なものとする。
 - ⑧ 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に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する。
- (5) 保安に係る組織は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。
- (6) 保安に係る組織は、機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。
- (7) 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。

10.2.2 品質マネジメントシステムの文書化

保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。

- ① 品質方針及び品質目標
- ② 品質マネジメントシステムを規定する文書（以下「保安品質マニュアル」という。）
- ③ 実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために必要な文書
- ④ 品質管理基準規則に規定する手順書、指示書、図面等（以下「手順書等」という。）

10.2.3 保安品質マニュアル

保安に係る組織は、保安品質マニュアルに、次に掲げる事項を定める。

- ① 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項
- ② 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項
- ③ 品質マネジメントシステムの適用範囲
- ④ 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報
- ⑤ プロセスの相互の関係

10.2.4 文書の管理

- (1) 保安に係る組織は、品質マネジメント文書を管理する。
- (2) 保安に係る組織は、要員（東海センターにおいて保安活動を実施する者）が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。
- ① 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認する。
 - ② 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認する。
 - ③ 品質マネジメント文書の審査及び評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部署の要員を参画させる。
 - ④ 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できるようにする。
 - ⑤ 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合には、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保する。
 - ⑥ 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるよう

にする。

- ⑦ 組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理する。
- ⑧ 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止する。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理する。

10.2.5 記録の管理

- (1) 保安に係る組織は、品質管理基準規則に規定する個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。
- (2) 保安に係る組織は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し、所要の管理の方法を定めた手順書等を作成する。

10.3 経営責任者等の責任

10.3.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ

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を確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。

- ① 品質方針を定める。
- ② 品質目標が定められているようにする。
- ③ 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにする。
- ④ 10.3.10 に定めるマネジメントレビューを実施する。
- ⑤ 資源が利用できる体制を確保する。
- ⑥ 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知する。
- ⑦ 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させる。
- ⑧ 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、その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。

10.3.2 原子力の安全の確保の重視

理事長は、保安に係る組織の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。

10.3.3 品質方針

理事長は、品質方針が次に掲げる事項に適合しているようにする。

- ① 保安に係る組織の目的及び状況に対して適切なものであること。
- ② 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に理事長が責任を持って関与すること。
- ③ 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものであること。
- ④ 要員に周知され、理解されていること。
- ⑤ 品質マネジメントシステムの継続的な改善に理事長が責任を持って関与すること。

10.3.4 品質目標

- (1) 理事長は、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。

- (2) 理事長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。

10.3.5 品質マネジメントシステムの計画

- (1) 理事長は、品質マネジメントシステムが 10.2.1 のために適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。
- (2) 理事長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。
- ① 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果
 - ② 品質マネジメントシステムの実効性の維持
 - ③ 資源の利用可能性
 - ④ 責任及び権限の割当て

10.3.6 責任及び権限

理事長は、東海センターの各部署及び要員の責任及び権限並びに部署間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。

10.3.7 品質マネジメントシステム管理責任者

理事長は、東海センターの品質マネジメントシステムを管理する責任者（以下「品質マネジメントシステム管理責任者」という。）に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。

- ① プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにする。
- ② 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について、理事長に報告する。
- ③ 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにする。
- ④ 関係法令を遵守する。

10.3.8 管理者

- (1) 理事長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。
- ① 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにする。
 - ② 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにする。
 - ③ 個別業務の実施状況に関する評価を行う。
 - ④ 健全な安全文化を育成し、及び維持する。
 - ⑤ 関係法令を遵守する。
- (2) 管理者は、(1)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。
- ① 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。
 - ② 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を積極的に行えるようにする。
 - ③ 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。
 - ④ 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に使用施設等の保安に関する問題の報告を行えるようにする。

- ⑤ 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにする。
- (3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。

10.3.9 組織の内部の情報の伝達

理事長は、保安に係る組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。

10.3.10 マネジメントレビュー

理事長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価(以下「マネジメントレビュー」という。)を、あらかじめ定められた間隔で行う。

10.3.11 マネジメントレビューに用いる情報

保安に係る組織は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。

- ① 内部監査の結果
- ② 組織の外部の者の意見
- ③ プロセスの運用状況
- ④ 使用前検査及び自主検査等の結果
- ⑤ 品質目標の達成状況
- ⑥ 健全な安全文化の育成及び維持の状況
- ⑦ 関係法令の遵守状況
- ⑧ 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況
- ⑨ 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置
- ⑩ 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更
- ⑪ 部署又は要員からの改善のための提案
- ⑫ 資源の妥当性
- ⑬ 保安活動の改善のために講じた措置の実効性

10.3.12 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置

- (1) 保安に係る組織は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。
 - ① 品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善
 - ② 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善
 - ③ 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
 - ④ 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善
 - ⑤ 関係法令の遵守に関する改善
- (2) 保安に係る組織は、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。
- (3) 保安に係る組織は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。

10.4 資源の管理

10.4.1 資源の確保

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な次に掲げる資源を明確に定め、これを確保し、及び管理する。

- ① 要員

- ② 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

10.4.2 要員の力量の確保及び教育訓練

- (1) 保安に係る組織は、個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力（以下「力量」という。）が実証された者を要員に充てる。
- (2) 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、次に掲げる業務を行う。
 - ① 要員にどのような力量が必要かを明確に定める。
 - ② 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずる。
 - ③ ②の措置の実効性を評価する。
 - ④ 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにする。
 - (a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献
 - (b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献
 - (c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性
 - ⑤ 要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理する。

10.5 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施

10.5.1 個別業務に必要なプロセスの計画

- (1) 保安に係る組織は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。
- (2) 保安に係る組織は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。
- (3) 保安に係る組織は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。
 - ① 個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果
 - ② 機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項
 - ③ 機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源
 - ④ 使用前検査、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下「合否判定基準」という。）
 - ⑤ 個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合す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、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとす。

10.5.2 個別業務等要求事項として明確にすべき事項

保安に係る組織は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。

- ① 組織の外部の者が明示してはいないものの、機器等又は個別業務に必要な要求事項
- ② 関係法令
- ③ ①及び②に掲げるもののほか、組織が必要とする要求事項

10.5.3 個別業務等要求事項の審査

- (1) 保安に係る組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。
- (2) 保安に係る組織は、個別業務等要求事項の審査を実施するに当たり、次に掲げる

事項を確認する。

- ① 当該個別業務等要求事項が定められていること。
 - ② 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。
 - ③ 組織が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。
- (3) 保安に係る組織は、(1)の審査の結果の記録及び当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。
- (4) 保安に係る組織は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。

10.5.4 組織の外部の者との情報の伝達等

保安に係る組織は、組織の外部の者からの情報の収集及び組織の外部の者への情報の伝達のために、実効性のある方法を明確に定め、これを実施する。

10.5.5 設計開発計画

- (1) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、設計開発（専ら使用施設等において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下「設計開発計画」という。）を策定するとともに、設計開発を管理する。
- (2) 保安に係る組織は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。
- ① 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度
 - ② 設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制
 - ③ 設計開発に係る部署及び要員の責任及び権限
 - ④ 設計開発に必要な組織の内部及び外部の資源
- (3) 保安に係る組織は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。
- (4) 保安に係る組織は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。

10.5.6 設計開発に用いる情報

- (1) 保安に係る組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。
- ① 機能及び性能に係る要求事項
 - ② 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの
 - ③ 関係法令
 - ④ その他設計開発に必要な要求事項
- (2) 保安に係る組織は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。

10.5.7 設計開発の結果に係る情報

- (1) 保安に係る組織は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。
- (2) 保安に係る組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。
- (3) 保安に係る組織は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。

- ① 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。
- ② 調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。
- ③ 合否判定基準を含むものであること。
- ④ 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。

10.5.8 設計開発レビュー

- (1) 保安に係る組織は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画に従って、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。
 - ① 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。
 - ② 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。
- (2) 保安に係る組織は、設計開発レビューに、当該設計開発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の代表者及び必要に応じ当該設計開発に係る専門家を参加させる。
- (3) 保安に係る組織は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

10.5.9 設計開発の検証

- (1) 保安に係る組織は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画に従って検証を実施する。
- (2) 保安に係る組織は、(1)の検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。
- (3) 保安に係る組織は、当該設計開発を行った要員に(1)の検証をさせない。

10.5.10 設計開発の妥当性確認

- (1) 保安に係る組織は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。
- (2) 保安に係る組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。
- (3) 保安に係る組織は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

10.5.11 設計開発の変更の管理

- (1) 保安に係る組織は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。
- (2) 保安に係る組織は、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。
- (3) 保安に係る組織は、(2)の審査において、設計開発の変更が使用施設等に及ぼす影響の評価（当該使用施設等を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。
- (4) 保安に係る組織は、(2)の審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

10.5.12 調達プロセス

- (1) 保安に係る組織は、調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、

自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。

- (2) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の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調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。
- (3) 保安に係る組織は、調達物品等要求事項に従い、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。
- (4) 保安に係る組織は、調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準を定める。
- (5) 保安に係る組織は、(3) の評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。
- (6) 保安に係る組織は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（使用施設等の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。

10.5.13 調達物品等要求事項

- (1) 保安に係る組織は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。
 - ① 調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項
 - ② 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項
 - ③ 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項
 - ④ 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項
 - ⑤ 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項
 - ⑥ 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
 - ⑦ その他調達物品等に必要な要求事項
- (2) 保安に係る組織は、調達物品等要求事項として、組織が調達物品等の供給者の工場等において使用前検査その他の個別業務を行う際の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を含める。
- (3) 保安に係る組織は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。
- (4) 保安に係る組織は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

10.5.14 調達物品等の検証

- (1) 保安に係る組織は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。
- (2) 保安に係る組織は、調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。

10.5.15 個別業務の管理

保安に係る組織は、個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。

- ① 使用施設等の保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。
- ② 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。
- ③ 当該個別業務に見合う設備を使用していること。

- ④ 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。
- ⑤ 10.6.4 に定める監視測定を実施していること。
- ⑥ 品質管理に関する事項に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。

10.5.16 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認

- (1) 保安に係る組織は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。
- (2) 保安に係る組織は、(1) のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができるとを、(1) の妥当性確認によって実証する。
- (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、これを管理する。
- (4) 保安に係る組織は、(1) の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。
 - ① 当該プロセスの審査及び承認のための判定基準
 - ② 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法
 - ③ 妥当性確認の方法

10.5.17 識別管理

保安に係る組織は、個別業務計画及び個別業務の実施に係る全てのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。

10.5.18 トレーサビリティの確保

保安に係る組織は、トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。

10.5.19 組織の外部の者の物品

保安に係る組織は、組織の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。

10.5.20 調達物品の管理

保安に係る組織は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。

10.5.21 監視測定のための設備の管理

- (1) 保安に係る組織は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。
- (2) 保安に係る組織は、(1) の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。
- (3) 保安に係る組織は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。
 - ① あらかじめ定められた間隔で、又は使用前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあっては、校正又は検証の根拠について記録する方法）により校正又は検証がなされていること。

- ② 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。
 - ③ 所要の調整がなされていること。
 - ④ 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。
 - ⑤ 取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されていること。
- (4) 保安に係る組織は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。
 - (5) 保安に係る組織は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備及び(4)の不適合により影響を受けた機器等又は個別業務について、適切な措置を講じる。
 - (6) 保安に係る組織は、監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。
 - (7) 保安に係る組織は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。

10.6 評価及び改善

10.6.1 監視測定、分析、評価及び改善

- (1) 保安に係る組織は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。
- (2) 保安に係る組織は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。

10.6.2 組織の外部の者の意見

- (1) 保安に係る組織は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する組織の外部の者の意見を把握する。
- (2) 保安に係る組織は、(1)の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。

10.6.3 内部監査

- (1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う要員その他の体制により内部監査を実施する。
 - ① 品質管理に関する事項に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項
 - ② 実効性のある実施及び実効性の維持
- (2) 保安に係る組織は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法及び責任を定める。
- (3) 保安に係る組織は、内部監査の対象となり得る部署、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し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。
- (4) 保安に係る組織は、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は、客観性及び公平性を確保する。
- (5) 保安に係る組織は、内部監査員又は管理者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) 保安に係る組織は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部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内部監査に係る要求事項を手順書等に定める。
- (7) 保安に係る組織は、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) 保安に係る組織は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者

に、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させるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。

10.6.4 プロセスの監視測定

- (1) 保安に係る組織は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。
- (2) 保安に係る組織は、(1)の監視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、(1)の方法により、プロセスが10.3.5(1)及び10.5.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。
- (4) 保安に係る組織は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。
- (5) 保安に係る組織は、10.3.5(1)及び10.5.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。

10.6.5 機器等の検査等

- (1) 保安に係る組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前検査又は自主検査等を実施する。
- (2) 保安に係る組織は、使用前検査又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。
- (3) 保安に係る組織は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。
- (4) 保安に係る組織は、個別業務計画に基づく使用前検査又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、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、使用前検査の独立性を確保する。なお、独立性の程度については、組織的な独立を必要としない。
- (6) 保安に係る組織は、自主検査等について必要に応じて(5)を準用する。

10.6.6 不適合の管理

- (1) 保安に係る組織は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないように、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。
- (2) 保安に係る組織は、不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。
- (3) 保安に係る組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。
 - ① 発見された不適合を除去するための措置を講ずる。
 - ② 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について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行う（以下「特別採用」という。）。
 - ③ 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずる。
 - ④ 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずる。
- (4) 保安に係る組織は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。
- (5) 保安に係る組織は、(3)①の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事

項への適合性を実証するための検証を行う。

10.6.7 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が実効性のあるものであることを実証するため、及び当該品質マネジメントシステムの実効性の改善の必要性を評価するために、適切なデータ（監視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む。）を明確にし、収集し、及び分析する。
- (2) 保安に係る組織は、(1)のデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。
 - ① 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析により得られる知見
 - ② 個別業務等要求事項への適合性
 - ③ 機器等及びプロセスの特性及び傾向（是正処置を行う端緒となるものを含む。）
 - ④ 調達物品等の供給者の供給能力

10.6.8 継続的な改善

保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。

10.6.9 是正処置等

- (1) 保安に係る組織は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。
 - ① 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。
 - (a) 不適合その他の事象の分析及び当該不適合の原因の明確化
 - (b) 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化
 - ② 必要な是正処置を明確にし、実施する。
 - ③ 講じた全ての是正処置の実効性の評価を行う。
 - ④ 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置を変更する。
 - ⑤ 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。
 - ⑥ 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。
 - ⑦ 講じた全ての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。
- (2) 保安に係る組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。
- (3) 保安に係る組織は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。

10.6.10 未然防止処置

- (1) 保安に係る組織は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。
 - ① 起こり得る不適合及びその原因について調査する。
 - ② 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。
 - ③ 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。
 - ④ 講じた全ての未然防止処置の実効性の評価を行う。
 - ⑤ 講じた全ての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。
- (2) 保安に係る組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。

11. 閉じ込めの機能、遮蔽その他の事項に関する使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備

東海保障措置センターの新分析棟における、閉じ込めの機能、遮蔽その他の事項に関する使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備を下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
新分析棟	別冊 3

12. 添付書類（原子炉規制法施行令第38条第2項に定める書類）

12-1. 使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く）

東海保障措置センターの新分析棟における、使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書を下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
新分析棟	別冊 3

12-2. 想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書

東海保障措置センターの新分析棟における、想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書を下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
新分析棟	別冊 3

12-3. 核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書

東海保障措置センターにおける核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書を、東海保障措置センター共通編 添付書類－1 変更に係る核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書に示す。

12-4. 使用施設等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説明書

1. はじめに

核燃料物質の使用等の規則第2条第2項第4号に基づく説明書を、本項の添付書類12-4.「使用施設等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説明書」として示す。

なお本説明書において、本文10.項「使用施設、貯蔵施設又は廃棄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」のうち、核燃料物質使用変更許可申請を行うに当たって関連する、保安活動における品質管理に必要な体制、設計開発に係る品質管理の対応についての説明を記載した。

2. 保安活動における品質管理に必要な体制

2.1 職務

東海保障措置センターにおける使用施設等に係る保安活動に関する組織及び職務を、添付書類－1 変更に係る核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書に記載する。

2.2 品質マネジメントシステムの確立と実施

理事長は、保安に係る「品質方針」を策定し、東海保障措置センター所長は、「品質方針」に基づき東海保障措置センターの「品質目標」を定め職員等へ周知する。東海保障措置センター所長は、「保安品質マニュアル」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、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。

3. 設計開発を伴う新設、更新、修理、改造、増設、変更を実施する場合の対応

設計開発を伴う新設、更新、修理、改造、増設、変更を実施する場合は、本文10.項及び保安規定等に従うとともに設計開発に係る要領書を定め、適切な措置を行う。

3.1 設計開発計画の策定

核燃料物質使用変更許可申請書に記載のあるものの、設計開発を伴う新設、更新、修理、改造、増設、変更を実施する場合、設計開発計画を策定し、設計開発を管理する。設計開発計画の策定において、設計開発の性質及び複雑さの程度、設計開発の期間、設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制等を明確にする。また、策定した設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。

3.2 設計開発へのインプット

設計開発に関連するインプット情報として、機能及び性能に係る要求事項及び合否判定基準、従前の類似した設計開発から得られた情報等を明確にし、本インプット情報について、東海保障措置センター所長の承認を得る。

3.3 設計開発からのアウトプット

設計開発からのアウトプットは、設計開発へのインプットで与えられた要求事項を満足すること、機器等の仕様及び個別業務の実施のために適切な情報を提供できること、機能及び性能に係る検査等の合否判定基準を含んでいること等を考慮して作成し、設計開発のインプット情報と対比して検証することができる形式にして管理する。本アウトプットに従い調達に進む前に、東海保障措置センター所長の承認を得る。

3.4 設計開発のレビュー

設計開発計画に従い、設計開発の適切な段階において、設計開発の結果の要求事項への適合性について、もしくは設計開発に問題がある場合は、その内容を明確にすること及び必要な措置を提案することについて、設計開発のレビューを行う。本レビューには、設計開発段階に関連する部署の代表者及び必要に応じ当該設計開発に係る専門家を参加させる。

3.5 設計開発の検証

設計開発計画に従って、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た要求事項を満たしていることを確保するため検証を行う。本検証を実施する者は、当該の設計開発を行った要員以外の者が実施する。

3.6 設計開発の妥当性確認

設計開発の結果として得られる機器等、または業務がその要求事項を満たしていることを確認するため、設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認を実施する。本妥当性確認は、品質監査、工場検査、使用前検査等により行う。なお、機器等の設置が完了した後ではないと、当該機器の妥当性確認を行うことができない場合は、本妥当性確認を当該機器の供用開始前に行うものとする。

3.7 設計開発の変更の管理

設計開発の変更を行った場合には、変更内容を識別することができるようにするとともに、変更内容を記録し、管理する。設計開発の変更を行うに当たっては、あらかじめ設計開発のレビュー、検証及び妥当性確認を行うとともに、変更内容について、東海保障措置センター所長の承認を得る。

添付書類-1

変更に係る核燃料物質の使用に必要な
技術的能力に関する説明書
(東海保障措置センター)

1. 設計及び工事／運転及び保守のための組織

東海保障措置センターにおける設計及び工事並びに東海保障措置センターの運転及び保守を適確に遂行するため、また東海保障措置センターにおける核燃料物質の使用により災害がもたらされることのないよう、公益財団法人核物質管理センター及びその事業所である東海保障措置センターに図1の組織を設置する。

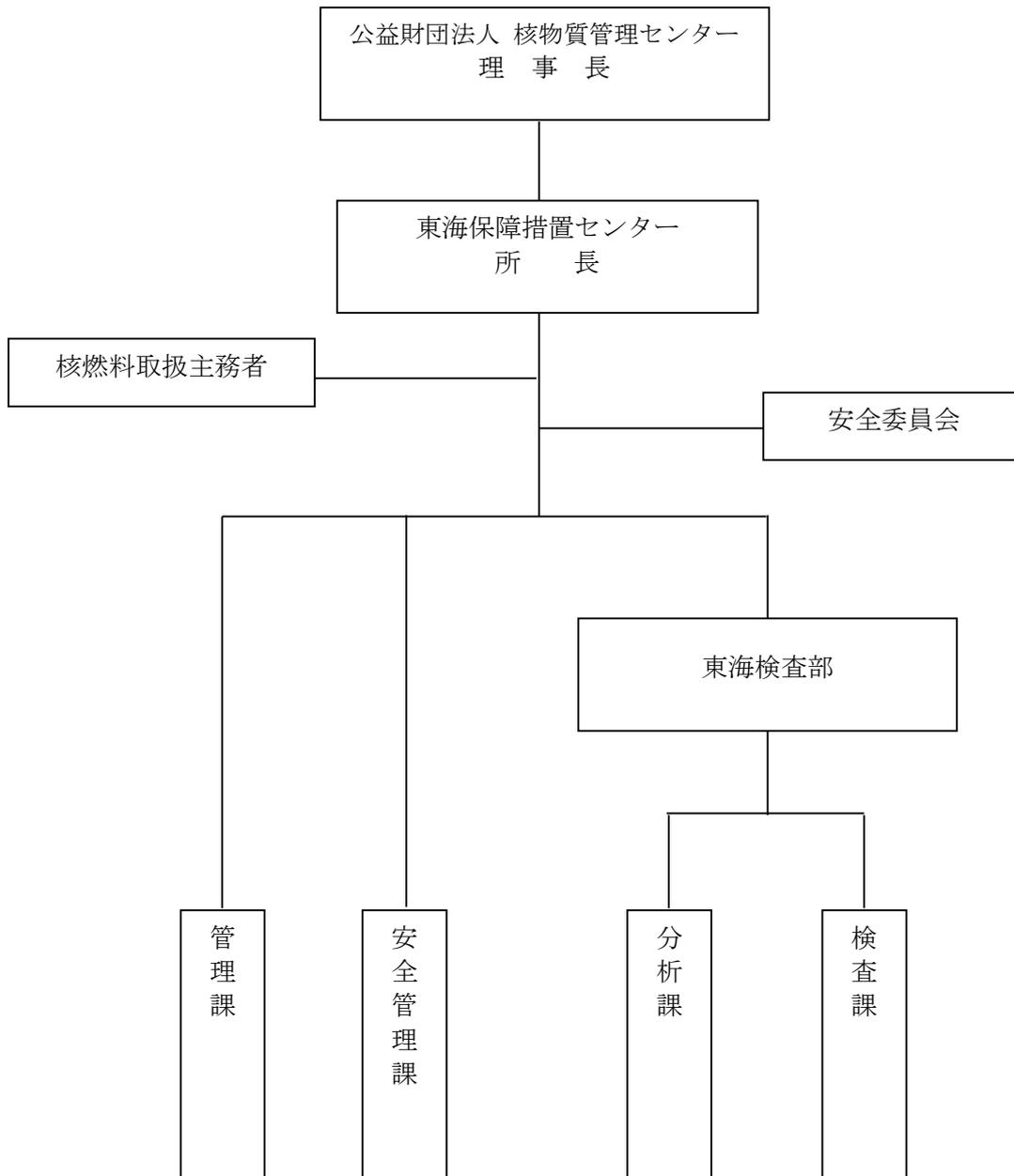


図1 東海保障措置センター組織図

- (1) 公益財団法人核物質管理センター理事長は、公益財団法人核物質管理センターにおける使用施設等に係る設計、工事、運転及び保守の業務を総理する。
- (2) 東海保障措置センター所長は、東海保障措置センターに係る設計、工事、運転及び保守の業務を総括する。
- (3) 東海検査部長は、分析課長が行う設計、工事、運転及び保守の業務を統括する。
- (4) 安全管理課長は、東海保障措置センターの放射線管理、保安教育・訓練及び放射線管理設備、並びに保安設備の設計、工事、運転及び保守の業務を行う。
- (5) 分析課長は、東海保障措置センター新分析棟の使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設、開発試験棟の廃棄施設並びに保障措置分析棟の貯蔵施設及び廃棄施設に係る設計、工事、運転及び保守の業務を行う。
- (6) 検査課長は、新分析棟にて検査機器の調整及び較正業務を行う場合の保安上の業務を行う。
- (7) 管理課長は、東海保障措置センターの設計、工事、運転及び保守の庶務についての業務を行う。

2. 設計及び工事／運転及び保守に係る技術者の確保

東海保障措置センターの設計及び工事並びに運転及び保守に係る技術者は表1のとおりである。

表1 技術者の数、専攻、及び経験年数

(2021年12月1日現在)

	専攻	化学	物理	原子力	その他
	経験年数				
技術者数	1年以上5年未満	2	0	1	2
	5年以上10年未満	0	0	0	2
	10年以上20年未満	2	0	0	2
	20年以上	7	1	2	5

3. 設計及び工事／運転及び保守の経験

公益財団法人核物質管理センターは、東海保障措置センターにおいて、保障措置分析棟、開発試験棟及び新分析棟の3施設の設計及び工事を実施し、現在運転及び保守を行っている。現在まで保障措置分析棟は43年、開発試験棟は34年、新分析棟は20年の稼働実績があり、保障措置に係る核燃料物質試料の分析に従事する十分な実務経験をもった技術者を有し、東海保障措置センターの設計及び工事並びに運転及び保守の要員としている。

4. 保安活動に係る品質マネジメントシステム

東海保障措置センターに係る保安活動を適確に遂行するため、東海保障措置センターに図2に示す品質マネジメントシステムに係る組織を設置する。

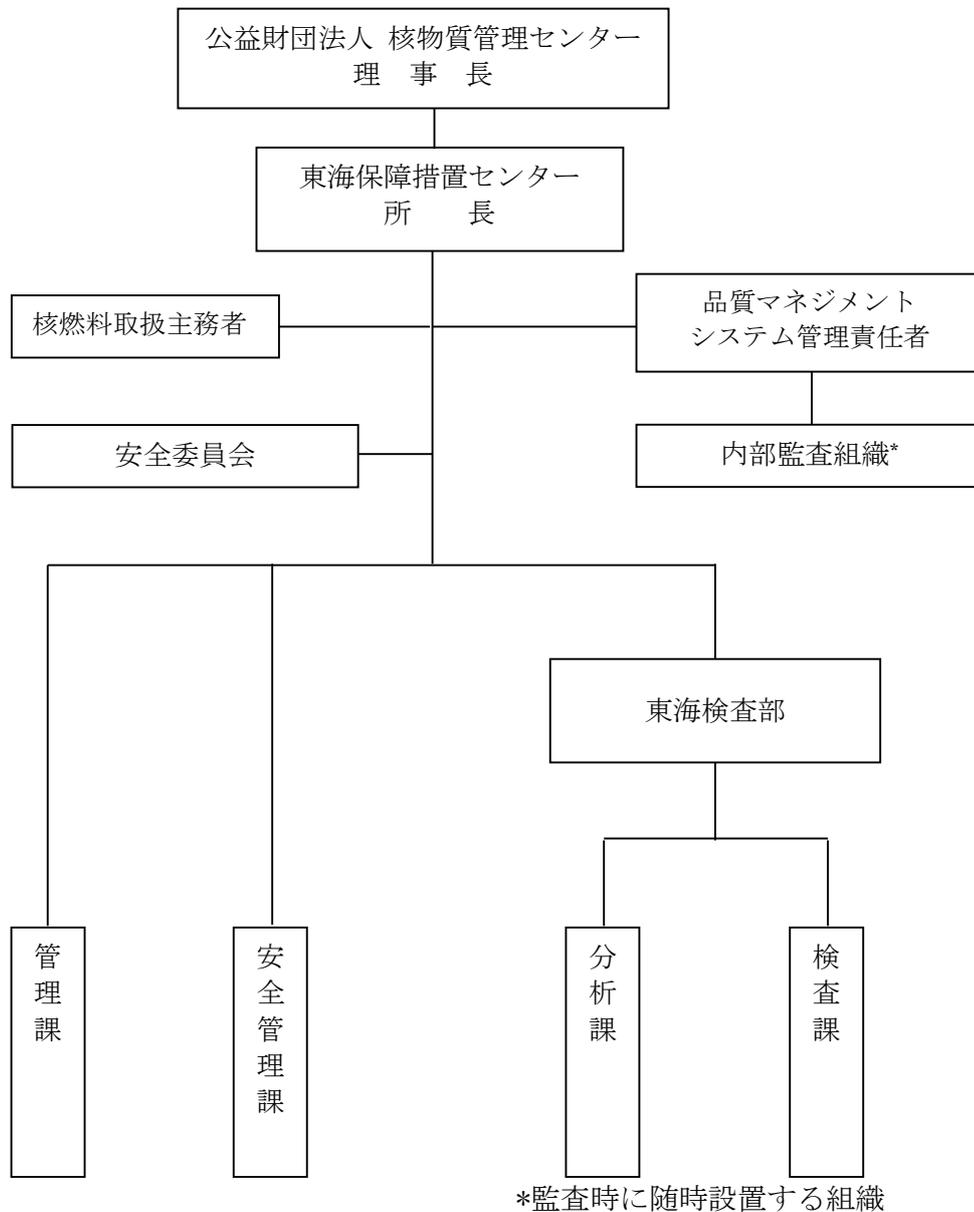


図2 品質マネジメントシステムに係る組織図

上記組織に基づき、理事長は、保安に係る「品質方針」を策定し、東海保障措置センター所長は、「品質方針」に基づき東海保障措置センターの「品質目標」を定め職員等へ周知する。

東海保障措置センター所長は、「保安品質マニュアル」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、実施し、かつ実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。

5. 技術者に対する教育・訓練

東海保障措置センターの技術者に対し、以下の教育・訓練を実施する。

- ① 外部機関により実施されている社員研修等に参加し、品質保証や組織運用の向上を図る。
- ② 核燃料物質等を使用している他の事業所へ技術者を派遣し、研修を行うことで技術、技能、安全意識の向上を図る。
- ③ 東海保障措置センターの設計及び工事並びに運転及び保守に必要な資格を有している技術者を増やすため、それらの資格取得に関する講習に参加する。
- ④ 品質保証や安全等に関する内部教育を実施し、技術者の意識向上を図る。
- ⑤ 緊急時における対応の向上を図るため、定期的に保安に係る訓練を実施する。また、他事業所で実施される教育訓練に参加する。

6. 有資格者等の選任・配置

東海保障措置センターの設計及び工事並びに運転及び保守に係る有資格者を表3に示す。

表3 有資格者数

(2021年12月1日現在)

名称	有資格者数
核燃料取扱主任者	1
第1種放射線取扱主任者	4
第1種作業環境測定士	2
危険物取扱者（甲種）	3
危険物取扱者（乙種4類）	7
X線作業主任者	6

添付書類-2

障 害 対 策 書

(1) 共通編

東海保障措置センター内の各施設の合算評価を次に示す。

各施設において評価された内部被ばくによる線量と外部放射線による線量に基づいて、東海保障措置センターとしての一般公衆への線量を評価した。その結果を下表に示す。

施設	内部被ばくに係る実効線量 (mSv/y)	施設からの放射線による実効線量 (mSv/y)		実効線量合計 (mSv/y)	内部被ばくに係る等価線量 (骨表面) (mSv/y)
		直接線	スカイシャイン		
新分析棟	7.5×10^{-7}	1.7×10^{-1}	9.9×10^{-3}	1.8×10^{-1}	9.3×10^{-5}
開発試験棟	—	1.6×10^{-3}	9.1×10^{-5}	1.7×10^{-3}	—
保障措置分析棟	—	5.0×10^{-3}	2.3×10^{-3}	7.3×10^{-3}	—
合計	7.5×10^{-7}	1.8×10^{-1}	1.2×10^{-2}	1.9×10^{-1}	9.3×10^{-5}

なお外部放射線による線量は、各施設での評価地点における最大評価値をそのまま加算して求めたものである。

この評価値は、法令で定める周辺監視区域外の線量限度(1mSv/y)に比べて低い値である。従って、一般公衆に与える影響は少ないといえる。

(2) 施設編

東海保障措置センター内の各施設における障害対策書を下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
保障措置分析棟	別冊 1
開発試験棟	別冊 2
新分析棟	別冊 3

添付書類-3

安 全 対 策 書

(1) 共通編

各施設における年間予定使用量相当の核燃料物質を一箇所に集約させた場合の臨界の可能性について評価した。

各施設において、年間予定使用量相当の核燃料物質が集約可能な場所は各施設における貯蔵施設であり、それぞれの貯蔵施設内に貯蔵されている年間予定使用量相当の核燃料物質が全量持ち出され、1箇所に集約されることを想定する。

各建屋の貯蔵施設においては、液体にて核燃料物質を貯蔵できない事となっているため、核燃料物質の貯蔵状態は常に固体であり、従って2建屋分の集約された核燃料物質は固体である。ここで、プルトニウム、ウラン 233 及びウラン 235 における金属状態での最小臨界値はそれぞれ、5,000g、6,000g 及び 20,100g*1となっており、また2建屋の年間予定使用量におけるプルトニウム、ウラン 233 及びウラン 235 の合算値はそれぞれ、270g、15g 及び 3,260g である。これらの合算値は、それぞれの核種における最小臨界値を下回る値である。

上記から、2施設の合算値においても最小臨界値以下であり、臨界にはならない。

*1 : Nuclear Criticality Safety Guide LA-12808(1996)

(2) 施設編

東海保障措置センター内の各施設における安全対策書を下記の別冊に示す。

施設名	別冊番号
保障措置分析棟	別冊 1
開発試験棟	別冊 2
新分析棟	別冊 3

別冊 1

保障措置分析棟

目 次

1.	氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	1-1
2.	使用の目的及び方法	2-1
3.	核燃料物質の種類	3-1
4.	使用の場所	4-1
5.	予定使用期間及び年間予定使用量	5-1
6.	使用済燃料の処分の方法	6-1
7.	核燃料物質の使用施設の位置、構造及び設備	7-1
8.	核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備	8-1
8.1	貯蔵施設の位置	8-1
8.2	貯蔵施設の構造	8-2
8.3	貯蔵施設の設備	8-3
9.	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、 構造及び設備	9-1
9.1	気体廃棄施設	9-1
9.2	液体廃棄施設	9-2
9.3	固体廃棄施設	9-3
9.3.1	固体廃棄施設の位置	9-3
9.3.2	固体廃棄施設の構造	9-3
9.3.3	固体廃棄施設の設備	9-3
10.	使用施設、貯蔵施設又は廃棄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	10-1

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

2. 使用の目的及び方法

整理番号	使用目的	区分
1	核燃料物質の貯蔵、放射性固体廃棄物の保管を行う。	
整理番号	使用の方法	
1	<p>核燃料物質を貯蔵庫内の貯蔵棚に貯蔵する。</p> <p>また、本施設及び開発試験棟の設備解体に伴って発生した放射性固体廃棄物及び新分析棟における核燃料物質の分析によって発生した放射性廃棄物はプルトニウムを含む廃棄物とそうでないものに区別し、それぞれ可燃性、不燃性の区別を行い廃棄物容器に封入し、保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)及び保管室(4)に集め国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)処理場へ搬出する。</p>	

3. 核燃料物質の種類

核燃料物質の種類	化合物の名称	主な化学形	性状 (物理的形態)
天然ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン酸化物： UO_2	酸化物：粉体、 ペレット 硝酸化合物：固体 金属： 固体
劣化ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン硝酸化合物： $UO_2(NO_3)_2$	
濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン金属：U プルトニウム酸化物：	
濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)	酸化物 硝酸化合物 金属	PuO_2 プルトニウム硝酸化合物：	
濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)	酸化物 硝酸化合物 金属	$Pu(NO_3)_4$ プルトニウム硫酸化合物：	
ウラン 233	酸化物 硝酸化合物 金属	$Pu(SO_4)_2$	
プルトニウム	酸化物 硝酸化合物 金属 硫酸化合物	プルトニウム金属：Pu	

4. 使用の場所

使用の場所	保障措置分析棟
-------	---------

なお、具体的な位置については、東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

5. 予定使用期間及び年間予定使用量
(事業所全体)

東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

(保障措置分析棟)

核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量	
		最大存在量 ()内は ²³⁵ U 量	延べ取扱量 ()内は ²³⁵ U 量
天然ウラン	自 平成 26 年 4 月 1 日 至 廃止措置を終了する までの期間	5,000g (35g)	1,070g (7g)
劣化ウラン		5,000g (35g)	125g (1g)
濃縮ウラン(濃縮度 5%未満)		15,000g (750g)	10,300g (515g)
濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)		500g (100g)	390g (78g)
濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)		100g (100g)	54g (54g)
プルトニウム		90g	81g
ウラン 233		5g	3g

6. 使用済燃料の処分の方法

使用済燃料の処分の方法	該当事項なし
-------------	--------

7. 核燃料物質の使用施設の位置、構造及び設備

該当なし

8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備

8.1 貯蔵施設の位置

貯蔵施設の位置	<p>公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センターは、茨城県那珂郡東海村白方字白根地区内にある。その位置は東海保障措置センター共通編 図4-1に示すとおり原科研敷地の北側にあたり、西側は国道245号線に接する約15,000m²の敷地である。</p> <p>東海保障措置センターの敷地を含む地形は、総括的にみて西側は新川、阿漕ヶ浦系の侵食谷によってほぼ境され、東側は2段の海岸段丘となっており、その背後は久慈川沖積平野である。</p> <p>本施設周辺には、敷地の北方約1kmを久慈川が流れ、東方約900mの位置に海岸がある。本敷地は標高20から24mの地点に位置するため、津波、高潮及び洪水による災害を受けるおそれはない。また、自治体（東海村）が作成したハザードマップに示される津波・洪水・土砂災害が想定された区域に含まれていない。</p> <p>東海保障措置センター共通編 図 4-2 に東海保障措置センター内における保障措置分析棟の位置及び周辺監視区域を示す。貯蔵施設は保障措置分析棟の貯蔵庫 XXXXXXXXXX とする。</p>
---------	--

8.2 貯蔵施設の構造

貯蔵施設の名称	構造	床面積 (m ²)	設計仕様
貯蔵庫 [REDACTED]	<p>保障措置分析棟 地上 2 階の鉄筋コンクリート造の耐震及び耐火構造</p> <p>貯蔵庫の床、天井及び壁は鉄筋コンクリート造の耐火構造</p>	<p>保障措置分析棟 延べ面積: 約 570 管理区域: 約 395</p> <p>13.5</p>	<p>保障措置分析棟は建築基準法に定める震度により設計されるが、さらに、建設大臣官房官庁営繕部の構造設計指針（昭和 50 年 3 月）に基づき、水平震度及び変形性能の検討を行い、何れかの検討に合格する設計としている。これは、地表付近の地盤の 0.3～0.35 の地震加速度に耐える建物である。</p> <p>建築基準法施行令第 88 条第 1 項より求まる地震層せん断力係数に重要度に応じた割増係数 (1.5) を乗じて行う。</p> <p>保障措置分析棟の各室に煙感知器（または定温式感知器）を配置する。また、消火器を廊下に配置する。</p> <p>保障措置分析棟の平面図を図 8-1 (1 階)、図 8-2 (2 階) に示す。</p> <p>貯蔵庫の床は塩化ビニル系シート、壁はモルタル、ビニルペイント (VP) 塗、天井はコンクリート打放し VP 塗。</p> <p>入り口扉は鋼製とする。</p>

8.3 貯蔵施設の設備

貯蔵設備 の名称	個数	最大収納量	内容物の物 理・化学 的性状	仕様
貯蔵棚	1式	<p>貯蔵棚には天然 ウラン、劣化ウラ ン、濃縮ウラン、 ウラン 233、プル トニウム及びこ れらの化合物を 貯蔵する。</p> <p>最大収納量は、 天然ウラン： [REDACTED]</p> <p>劣化ウラン： [REDACTED]</p> <p>濃縮ウラン (5%未満)： [REDACTED]</p> <p>濃縮ウラン (5%～20%)： [REDACTED]</p> <p>濃縮ウラン (20%以上)： [REDACTED]</p> <p>プルトニウム： [REDACTED]</p> <p>ウラン 233： [REDACTED]</p> <p>とする。</p>	硝酸乾固 物、酸化物 及び金属	<p>貯蔵棚は鋼製で施錠できる 構造となっており、壁にそって アンカーボルト等により固定 する。</p> <p>本貯蔵棚においては、核燃料 物質は全て乾燥系の状態で貯 蔵する。安全管理上、プルトニ ウム及びウラン 233 は水分吸着 と汚染拡散を防止するため、ビ ニールバッグ等に封入したの ち金属容器に収納し貯蔵棚に 貯蔵する。</p> <p>貯蔵棚の配置を図 8-3 に示す。 貯蔵棚の概略図を図 8-4 に示 す。</p> <p>数量：7 台 寸法：高さ約 170cm×幅約 88cm ×奥行 38cm</p>
放射線管 理設備	1式	—	—	<p>本施設の放射線管理のため GM サーベイメータ、電離箱サーベ イメータにより等価線量率を 測定する。</p>

9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備

9.1 気体廃棄施設
該当なし

9.2 液体廃棄施設
該当なし

9.3 固体廃棄施設

9.3.1 固体廃棄施設の位置

固体廃棄施設の位置	<p>保障措置分析棟の位置については、8.1 項「貯蔵施設の位置」に記載のとおりであり、固体廃棄施設の位置は保障措置分析棟 1 階の保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)、保管室(4)である。</p> <p>図 8-1 に保障措置分析棟 1 階平面図を示す。</p>
-----------	--

9.3.2 固体廃棄施設の構造

固体廃棄施設の名称	構造	床面積 (m ²)	設計仕様
保管室(1) (115 号室)	鉄筋コンクリート造りの耐震耐火構造	51.8	<p>保管室(1)～(4)の床は塩化ビニル系シート、壁はモルタルビニルペイント(VP)塗り、天井はコンクリート打放し VP 塗り。</p> <p>保管能力は、88m³ (コンテナ換算で 88 基、200L ドラム缶換算で 440 本相当) である。</p> <p>ドラム缶等保管容器を 2 段積みで保管する場合は、4 本単位でベルトにより固縛する等の転倒防止対策を施す。</p>
保管室(2) (114 号室)	〃	51.8	
保管室(3) (121 号室)	〃	69.0	
保管室(4) (124 号室)	〃	34.5	

9.3.3 固体廃棄施設の設備

設備名称	仕様
放射線管理設備	貯蔵施設の放射線管理設備を共用する。

10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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

東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

本文添付図面

図面一覧

- 図 8-1 保障措置分析棟の1階平面図
- 図 8-2 保障措置分析棟の2階平面図
- 図 8-3 の配置図
- 図 8-4 概略図

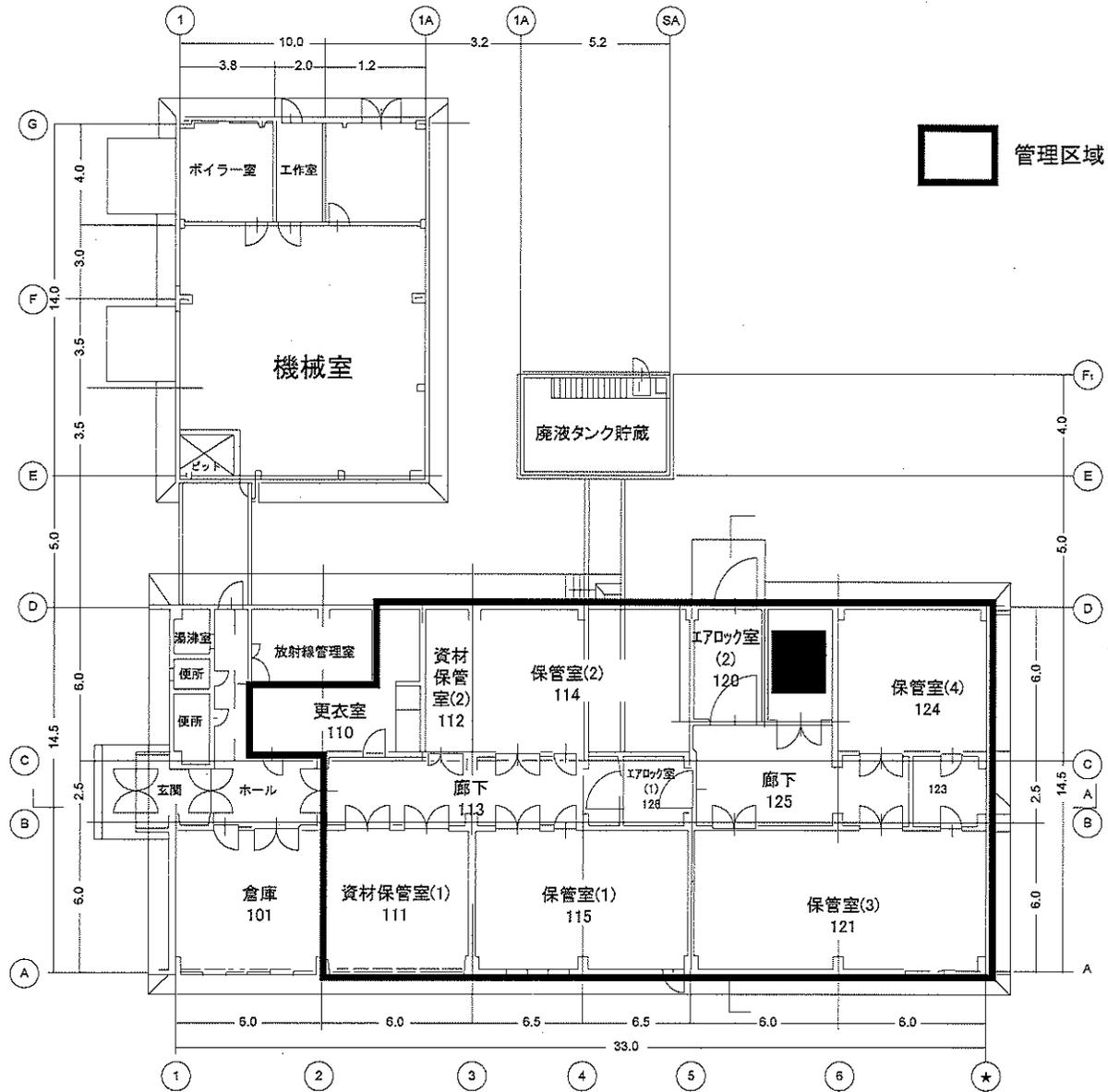


図 8-1 保障措置分析棟の 1 階平面図

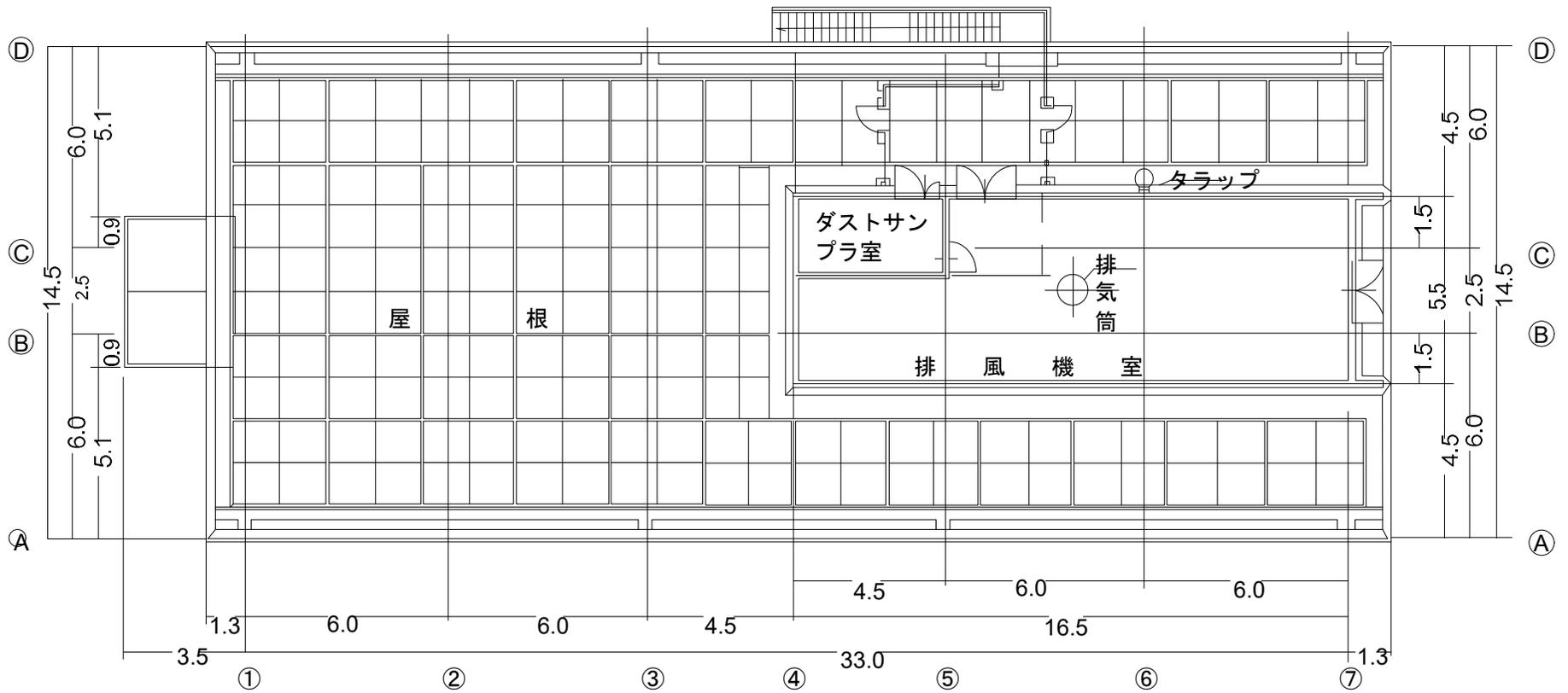


図 8-2 保障措置分析棟の 2 階平面図

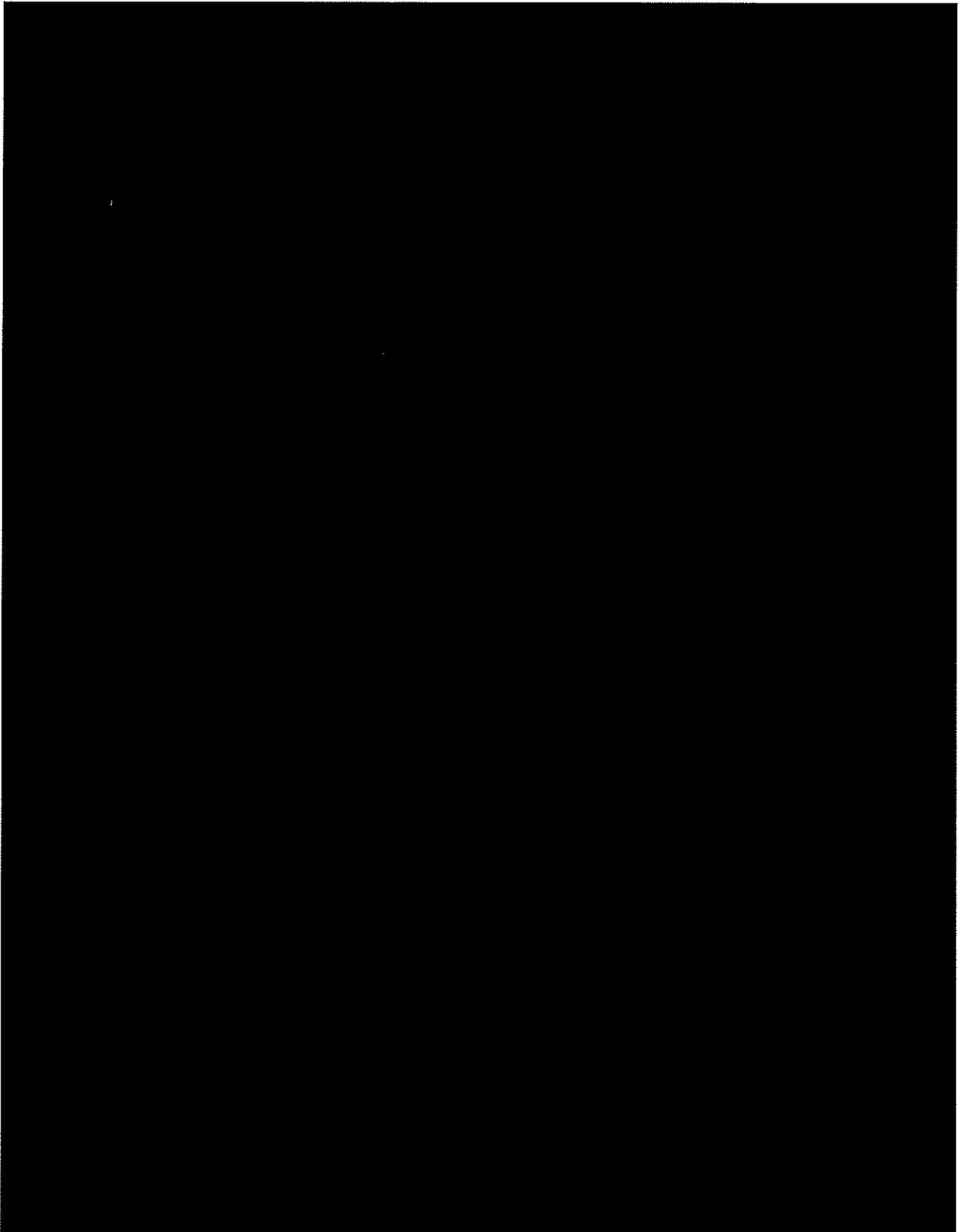


図 8-3 [Redacted] の配置図

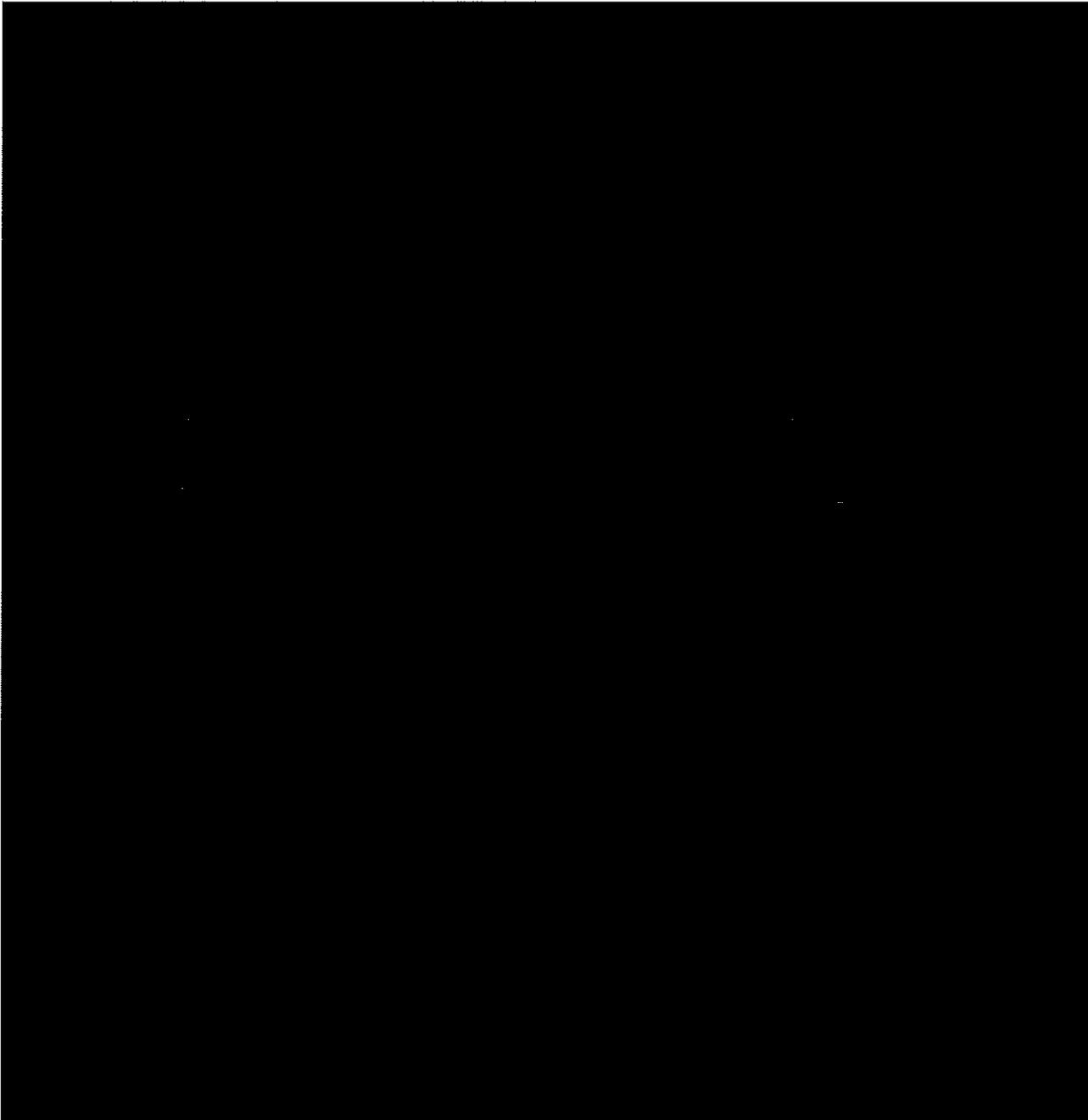


图 8-4  概略图

別冊 1

保障措置分析棟

障害対策書

目 次

1. まえがき	障 1
2. 点検作業による作業者の被ばく	障 2
2.1 被ばくの管理基準	障 2
2.2 日常巡視点検による被ばく評価	障 2
2.3 内部被ばく	障 4
3. 放射線管理	障 5
3.1 概要	障 5
3.2 管理区域の測定監視	障 5
4. 施設周辺環境における線量の評価	障 6
4.1 施設周辺環境における線量の評価	障 6

1. まえがき

この障害対策書は、保障措置分析棟（以下、「本施設」という。）における作業者の被ばく、施設周辺環境における線量評価等に関して記述したものである。

本施設は、核燃料物質の貯蔵、グローブボックス等の解体放射性廃棄物及び新分析棟での分析によって発生した放射性廃棄物の保管を目的とした施設でありプルトニウム、ウランを取扱う分析作業は実施しない。

日常巡視点検による外部被ばくについて検討を行っている。

なお、非密封の核燃料物質は取扱わないため、放射線業務従事者の内部被ばく、一般公衆への気体廃棄物による影響はないものとする。

2. 点検作業による作業者の被ばく

放射性固体廃棄物の保管状況等の日常巡視点検の被ばく評価を行う。

2.1 被ばくの管理基準

一定期間における作業者に係る線量の管理基準は、表 2-1 に示すとおりで、この基準を超えないように管理する。

表 2-1 線量の管理基準

対象者	線量区分		要警戒線量	線量限度
放射線業務 従事者	実効線量		13mSv/3月	(1) 100mSv/5年 (2) 50mSv/年 (3) 女子注) 5mSv/3月 (4) 妊娠中である女子本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき、内部被ばくについて 1mSv
	等価線量	眼の水晶体	13mSv/3月	(1) 100mSv/5年 (2) 50mSv/年
		皮膚	130mSv/3月	500mSv/年
		妊娠中である女子の腹部表面	1 mSv/期間中	(1) 13mSv/3月 (2) 本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき 2mSv

2.2 日常巡視点検による被ばく評価

2.2.1 評価方法

1) γ 線による等価線量率の評価方法

γ 線による等価線量率は、点減衰核積分コード QAD-CGGP2 により評価する。

2) 高速中性子による等価線量率の評価方法

核燃料物質から放出される中性子としては、 (α, n) 反応及び自発核分裂反応によるものを考慮し、1次元輸送計算コード ANISN により評価する。

2.2.2 評価条件

- ①年間予定使用量(表 2-2)が貯蔵庫に保管されているものとする。
- ②プルトニウムの同位体組成は 4.1.1 外部放射線による線量の評価と同様とする。
- ③放射性固体廃棄物の最大保管個数が保管されているとする。(表 2-3)
- ④放射性固体廃棄物は汚染物品であるが評価上、コンテナ及びドラム缶にそれぞれプルトニウム 1g、ウラン 1g が含まれているとする。
- ⑤線源の形状は直方体とする。
- ⑥コンテナ、ドラム缶とも評価点は表面とする。

表 2-2 核燃料物質の年間予定使用量

核燃料物質の種類	年間予定使用量
天然ウラン	5,000g
劣化ウラン	5,000g
濃縮ウラン (5%未満)	15,000g
濃縮ウラン (5%以上 20%未満)	500g
濃縮ウラン (20%以上)	100g
プルトニウム	90g
ウラン 233	5g

表 2-3 放射性固体廃棄物の最大保管個数

室名	収納容器個数	汚染量
保管室 (3)	ドラム缶 240 本分	プルトニウム 1g、 ウラン 1g
保管室 (1)	ドラム缶 64 本分	(合計量) プルトニウム 1g、 ウラン 1g
保管室 (2)	ドラム缶 72 本分	
保管室 (4)	ドラム缶 64 本分	

2.2.3 評価結果

保管室 (3)における実効線量は隣室の貯蔵庫からの寄与も考慮すると最も高く 4.4 $\mu\text{Sv/hr}$ である。これは、放射線業務従事者の実効線量限度 (50mSv/y) の 1/90 である。表 2-4 に実効線量計算結果を示す。

表 2-4 保管室 (3)における実効線量計算結果

点検場所	実効線量 ($\mu\text{Sv/hr}$)		合計 ($\mu\text{Sv/hr}$)	実効線量 (mSv/y)
	γ 線	中性子線		
保管室 (3)	4.15×10^0	1.6×10^{-1}	4.31×10^0	5.6×10^{-1}

注) 点検時間は毎日 0.5hr とする。

2.3 内部被ばく

本施設においては、核燃料物質の貯蔵及び放射性廃棄物(コンテナ、ドラム缶)の保管のみであり、非密封の核燃料物質は取扱わないため空気汚染が生じるおそれはない。

3. 放射線管理

3.1 概 要

本施設における放射線管理は原子炉等規制法に従い行う。

本施設内の放射線管理の主な項目は、放射線業務従事者の線量の測定、管理区域内の線量当量率の測定がある。

3.2 管理区域の測定監視

管理区域内の放射性廃棄物などの測定監視は放射線管理担当者により、定常的および随時必要に応じて行われる。

放射線管理担当者によって実施される定常管理は次のようなものである。

3.2.1 管理区域における線量当量率測定

管理区域内については1週間毎にサーベイメータにより線量当量率を測定する。

4. 施設周辺環境における線量の評価

本施設で貯蔵する核燃料物質及び保管する放射性固体廃棄物から放出される放射線による周辺監視区域外における一般公衆の線量を評価する。

なお、非密封の核燃料物質は取扱わないため一般公衆への気体廃棄物による影響はないものとする。

4.1 施設周辺環境における線量の評価

本施設で貯蔵又は保管する核燃料物質等から放出される放射線による周辺監視区域外における一般公衆の線量について次の方法で評価する。

4.1.1 外部放射線による線量

本施設で貯蔵又は保管する核燃料物質等から放出される放射線（ γ 線及び高速中性子線）に関し、これらの直接放射線、スカイシャイン放射線による周辺監視境界における線量について評価する。なお、 α 線、 β 線による影響は無視できるので評価は省略する。

(1) γ 線及び高速中性子線による線量

1) 評価条件

イ) 本施設で許可を得ている未照射核燃料物質の年間予定使用量（表 2-2）の全量が貯蔵庫に保管されているものとする。

ロ) 未照射核燃料物質の線源強度の評価は、ORIGEN-2 コードを用いて行う。ここで、核燃料物質の同位体組成は次のとおりとし、娘核種を考慮する。また、ウラン、プルトニウム共に精製後 10 年を経過したものとする。

天然ウラン	: ^{238}U	99.275wt%	^{235}U	0.7193wt%
	^{234}U	0.0057wt%		
劣化ウラン	: 天然ウランと同じ組成とする。			
濃縮ウラン（5%未満）	: ^{235}U	5wt%	^{238}U	95wt%
濃縮ウラン（5%以上 20%未満）	: ^{235}U	20wt%	^{238}U	80wt%
濃縮ウラン（20%以上）	: ^{235}U	100wt%		
ウラン 233	: ^{233}U	100wt%		
プルトニウム	: ^{238}Pu	2.1wt%	^{239}Pu	51.8wt%
	^{240}Pu	26.0wt%	^{241}Pu	13.8wt%
			^{242}Pu	6.3wt%

ハ) 評価地点は、線源位置から最短距離の事業所境界とする。

ニ) 貯蔵庫の遮へい体としては、建屋コンクリートの壁のみを考慮する。

ホ) スカイシャインの評価には天井のコンクリート等による遮へいを考慮する。

ヘ) 放射性固体廃棄物は汚染物品であるが評価上、コンテナ及びドラム缶にそれぞれプルトニウム 1g、ウラン 1g が含まれているとする。

2) 評価方法

イ) γ 線による線量の評価は、点減衰核積分コード QAD-CGGP2 及び 1 回散乱コード G33-GP2 を組み合わせて行う。

ロ) スカイシャイン放射線 (γ 線) による線量の評価は、天井方向の遮へい体の散乱効果を正しく評価するため、まず、QAD コードを用いて天井方向の天井より外側の地点での等価線量率を評価し、それを以下の式により等価点線源に補正する。

$$S_0 = \frac{4\pi R^2 \cdot D_0}{K}$$

ここで、

S_0 : 等価点線源の線源強度

D_0 : QAD コードで評価した等価線量率

K : 線量率変換係数

R : 線源と QAD コードで評価した地点の距離

次に、1 回散乱コード G33 を用いてスカイシャイン放射線の評価を行い、周辺監視区域境界での線量を評価する。散乱領域は室内の線源と室天井との見込む角度 θ の範囲内とする。

ハ) 貯蔵庫の核燃料物質 (主にプルトニウム) から発生する高速中性子線による線量の評価は、直接線については一次元輸送計算コード ANISN を使用し、スカイシャインには、ANISN と二次元輸送計算コード DOT3.5 を組み合わせて行う。

3) 評価結果

本施設からの直接放射線及びスカイシャイン放射線による等価線量率の評価結果は表 4-1 のとおりである。

表 4-1 外部放射線による等価線量率

線源場所及び監視区域境界までの距離	直接線 ($\mu\text{Sv/hr}$)		スカイシャイン ($\mu\text{Sv/hr}$)		合計 ($\mu\text{Sv/hr}$)
	γ 線	中性子線	γ 線	中性子線	
保管室 (20m)	7.6×10^{-5}	1.1×10^{-5}	3.7×10^{-6}	6.1×10^{-7}	9.13×10^{-5}
貯蔵庫 (30m)	3.7×10^{-4}	9.8×10^{-5}	2.5×10^{-4}	2.5×10^{-6}	7.25×10^{-4}
	合 計				8.2×10^{-4}

別冊 1

保障措置分析棟

安全対策書

目 次

1. まえがき	安 1
2. 火災事故	安 2
2.1 予防措置及び日常の管理	安 2
2.2 火災発生時の措置	安 2
3. 爆発事故	安 2
3.1 ガスによる爆発事故	安 2
3.2 化学薬品による爆発事故	安 2
4. 臨界管理	安 3
4.1 貯蔵における臨界管理	安 3
5. 地震及び台風による被害	安 4
6. 誤操作による事故または異常	安 5
7. 機器故障及び停電事故	安 5
7.1 予防措置及び日常の管理	安 5
7.2 停電時の措置	安 5
8. 結論	安 5

1. まえがき

この安全対策書は、保障措置分析棟（以下、「本施設」という。）における作業者の被ばく、放射線の遮へい、放射性廃棄物の廃棄等に関して記述したものである。

本施設は、核燃料物質の貯蔵及び放射性固体廃棄物の保管を目的とした施設であり、プルトニウム、ウランを取扱う分析業務は実施しない。

なお、非密封の核燃料物質は取扱わないため、放射線業務従事者の内部被ばく、一般公衆への気体廃棄物による影響はないものとする。

2. 火災事故

2.1 予防措置及び日常の管理

建屋は鉄筋コンクリート構造である。内部の諸施設は配管、配線その他を含め金属製または塩化ビニルで不燃または難燃性を用いる。

2.2 火災発生時の措置

万一、火災事故が発生した場合に備え粉末消火器を建屋全体にわたり配置してある。火災発生時における異常時の措置については保安規定等に定める方法で行う。

3. 爆発事故

3.1 ガスによる爆発事故

本施設の実験室には可燃性のガスの配管による供給は一切行わない。従って、可燃性ガスによる爆発事故は起こらない。

3.2 化学薬品による爆発事故

分析業務は行わないので試薬等は使用しない。
従って、化学薬品による爆発事故は起こらない。

4. 臨界管理

本施設における核燃料物質の年間予定使用量はウラン 235 1,020g 以下、ウラン 233 5g 以下及びプルトニウム 90g 以下であり、これらは全量あっても乾燥系で取扱う限り臨界になることはない。

しかしながら、貯蔵にあたり以下のような質量制限による臨界管理を行う。

4.1 貯蔵における臨界管理

核燃料物質を貯蔵庫に貯蔵する場合は、乾燥状態で金属容器又はプラスチック容器に収納し、さらに鋼製の貯蔵庫に貯蔵することにより水との接触を防ぐ。

貯蔵庫における核燃料物質の最大貯蔵量は、施設の [] と等しいウラン 235 [] 以下、ウラン 233 [] 以下及びプルトニウム [] とする。この貯蔵量は、表 4-1 に示すように核燃料物質のすべてを質量制限値の低いプルトニウムとみなしても、プルトニウムの金属系の質量制限値以下である。

表 4-1 貯蔵庫における核燃料物質の最大貯蔵量及び質量制限値

核 種	プルトニウム	ウラン 233	ウラン 235
質量制限値*1)	金 属 2,600g	金 属 3,200g	金 属 10,000g
[]	[]	[]	[]

*1) : Nuclear Safety Guide TID-7016 Rev.1(1961)

5. 地震及び台風による被害

原子力施設の耐震設計の原則は、施設が大地震に遭遇した場合にも、施設の損壊により放射性物質が施設外に放出され、付近の公衆又は、従業員に放射線被害を与えないようにすることである。

本施設は建築基準法に定める震度により設計されるが、さらに、建設大臣官房官庁営繕部の構造設計指針（昭和 50 年 3 月）に基づき、水平強度及び変形性能の検討を行い、何れかの検討に合格する設計としている。これは、地表付近の地盤の 0.3～0.35 の地震加速度に耐える建物である。

建築基準法施行令第 88 条第 1 項より求まる地震層せん断力係数に重要度に応じた割増係数を乗じて行う。

各建屋、機器に対する割増係数は次のとおりである。

分析棟建屋	1.5
貯蔵棚	1.8
その他	1.2

台風についても、建築基準法により、建築物に使用する外力として検討されており十分安全である。

6. 誤操作による事故または異常

本施設では分析・測定作業等は一切行わない。

このため、誤操作による事故、異常等はありません。

7. 機器故障及び停電事故

7.1 予防措置及び日常の管理

本施設は不測の事態に対しても十分対処できるよう保安規定等に従って、巡視及び点検を行う。

7.2 停電時の措置

停電になっても何ら支障をきたすものではない。

8. 結論

本施設は、核燃料物質の貯蔵及び放射性固体廃棄物の保管を目的とした施設であり、非密封の核燃料物質を取扱う業務は実施しないため、いかなる事故も起こりえない。

従って、作業従事者及び周辺住民に対し十分安全を確保できるものとする。

別冊 2

開発試験棟

(廃棄施設)

目 次

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	1-1
2. 使用の目的及び方法	2-1
3. 核燃料物質の種類	3-1
4. 使用の場所	4-1
5. 予定使用期間及び年間予定使用量	5-1
6. 使用済燃料の処分の方法	6-1
7. 核燃料物質の使用施設の位置、構造及び設備	7-1
8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備	8-1
9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備	9-1
9.1 気体廃棄施設	9-1
9.2 液体廃棄施設	9-1
9.3 固体廃棄施設	9-2
9.3.1 固体廃棄施設の位置	9-2
9.3.2 固体廃棄施設の構造	9-2
9.3.3 固体廃棄施設の設備	9-4
10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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	10-1

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

2. 使用の目的及び方法

整理番号	使用の目的	区分
1	開発試験棟（以下、「本施設」という。）では、放射性固体廃棄物の保管を行う。	
整理番号	使用の方法	
1	放射性固体廃棄物はプルトニウムを含む廃棄物とそうでないものに区別し、それぞれ可燃性、不燃性の区別を行い廃棄物容器に封入し、固体廃棄施設に保管する。	

3. 核燃料物質の種類

該当事項なし

4. 使用の場所

使用の場所	開発試験棟
-------	-------

なお、具体的な位置については、東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

5. 予定使用期間及び年間予定使用量

(事業所全体)

東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

(開発試験棟)

該当事項なし

6. 使用済燃料の処分の方法

使用済燃料の 処分方法	該当事項なし
----------------	--------

7. 核燃料物質の使用施設の位置、構造及び設備

該当事項なし

8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備

該当事項なし

9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備

9.1 気体廃棄施設

該当事項なし

9.2 液体廃棄施設

該当事項なし

9.3 固体廃棄施設

9.3.1 固体廃棄施設の位置

<p>固体廃棄施設の位置</p>	<p>公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センターは、茨城県那珂郡東海村白方字白根地区内にある。その位置は東海保障措置センター共通編 図 4-1 に示すとおり国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所敷地の北側にあたり、西側は国道 245 号線に接する約 15,000m²の敷地である。</p> <p>東海保障措置センターの敷地を含む地形は、総括的にみて西側は新川、阿漕ヶ浦系の侵食谷によってほぼ境され、東側は 2 段の海岸段丘となっており、その背後は久慈川沖積平野である。</p> <p>本施設周辺には、敷地の北方約1km を久慈川が流れ、東方約900mの位置に海岸がある。本敷地は標高20から24mの地点に位置するため、津波、高潮及び洪水による災害を受けるおそれはない。また、自治体（東海村）が作成したハザードマップに示される津波・洪水・土砂災害が想定された区域に含まれていない。</p> <p>東海保障措置センター共通編 図 4-2 に東海保障措置センター内における開発試験棟の位置及び周辺監視区域を示す。</p> <p>固体廃棄施設は開発試験棟地階の廃棄物保管室(1)、廃棄物保管室(2)、廃棄物保管室(3)、廃棄物保管室(4)、廃棄物保管室(5)、廃棄物保管室(6)である。</p> <p>図 9-1～図 9-4 に本施設の平面図、断面図、立面図を示す。</p>
------------------	--

9.3.2 固体廃棄施設の構造

廃棄施設の名称	構造	床面積	設計仕様
開発試験棟	地下 1 階、地上 2 階の鉄筋コンクリート造りの耐震耐火構造	延べ面積：約 1,416m ² (管理区域：約 386m ²)	本施設の耐震設計は「建築基準法」に基づき、建築基準法施行令第 88 条第 1 項より求まる地震層せん断係数に割増係数を乗じて行う。

室の名称	構造	天井高	床面積	保管能力 (200Lドラム缶 換算)	設計仕様
廃棄物保管室(1) (227号室)	鉄筋コンクリート造 床：コンクリート下地、 塗装仕上げ 壁：コンクリート下地、 塗装仕上げ 天井：コンクリート下地、 塗装仕上げ	約 3.4m	約 72m ²	32.4m ³ (162本相当)	<ul style="list-style-type: none"> 鉄筋コンクリート造りの耐震耐火構造である。 耐震Bクラスの設計とする。
廃棄物保管室(2) (223号室)	鉄筋コンクリート造 床：コンクリート下地、 塗装仕上げ 壁：コンクリート下地、 塗装仕上げ 天井：コンクリート下地、 塗装仕上げ	約 3.4m	約 59m ²	25.2m ³ (126本相当)	
廃棄物保管室(3) (224号室)	鉄筋コンクリート造 床：コンクリート下地、 塗装仕上げ 壁：コンクリート下地、 塗装仕上げ 天井：コンクリート下地、 塗装仕上げ	約 3.4m	約 36m ²	14.4m ³ (72本相当)	
廃棄物保管室(4) (226号室)	鉄筋コンクリート造 床：コンクリート下地、 塗装仕上げ 壁：コンクリート下地、 塗装仕上げ 天井：コンクリート下地、 塗装仕上げ	約 3.4m	約 54m ²	23.4m ³ (117本相当)	
廃棄物保管室(5) (228号室)	鉄筋コンクリート造 床：コンクリート下地、 塗装仕上げ 壁：コンクリート下地、 塗装仕上げ 天井：コンクリート下地、 塗装仕上げ	約 3.4m	約 30m ²	11.2m ³ (56本相当)	
廃棄物保管室(6) (230号室)	鉄筋コンクリート造 床：コンクリート下地、 塗装仕上げ 壁：コンクリート下地、 塗装仕上げ 天井：コンクリート下地、 塗装仕上げ	約 3.4m	約 45m ²	18.2m ³ (91本相当)	

9.3.3 固体廃棄施設の設備

<p>固体廃棄施設の設備</p>	<p>本施設で発生する放射性固体廃棄物は、発生源及び放射能レベルに応じて、また可燃性、不燃性に分類し、廃棄物容器に収納して廃棄物保管室(1)、廃棄物保管室(2)、廃棄物保管室(3)、廃棄物保管室(4)、廃棄物保管室(5)及び廃棄物保管室(6)に保管する。</p> <p>* 廃棄物保管室の保管能力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物保管室(1) 32.4m³ (ドラム缶 162 本相当) ・ 廃棄物保管室(2) 25.2m³ (ドラム缶 126 本相当) ・ 廃棄物保管室(3) 14.4m³ (ドラム缶 72 本相当) ・ 廃棄物保管室(4) 23.4m³ (ドラム缶 117 本相当) ・ 廃棄物保管室(5) 11.2m³ (ドラム缶 56 本相当) ・ 廃棄物保管室(6) 18.2m³ (ドラム缶 91 本相当) <p>廃棄物保管室(1)～(6)の総保管能力は、124.8m³(200Lドラム缶換算で624本相当)である。</p> <p>ドラム缶等保管容器を2段積みで保管する場合は、4本単位でベルトにより固縛する等の転倒防止対策を施す。</p>
<p>放射線管理設備</p>	<p>本施設の放射線管理のために、サーベイメータにより、線量当量率を測定する。</p>
<p>非常用設備 警報設備</p>	<p>建屋内の火災に対して、消防法に基づいて消火器、消火栓及び火災警報設備を設ける。消火設備の配置図を図9-5に示す。</p>

10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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

東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

本文添付図面

図 面 一 覧

- 図 9-1 開発試験棟地階の平面図
- 図 9-2 開発試験棟の断面図 (1)
- 図 9-3 開発試験棟の断面図 (2)
- 図 9-4 開発試験棟の立面図
- 図 9-5 消火設備の配置図

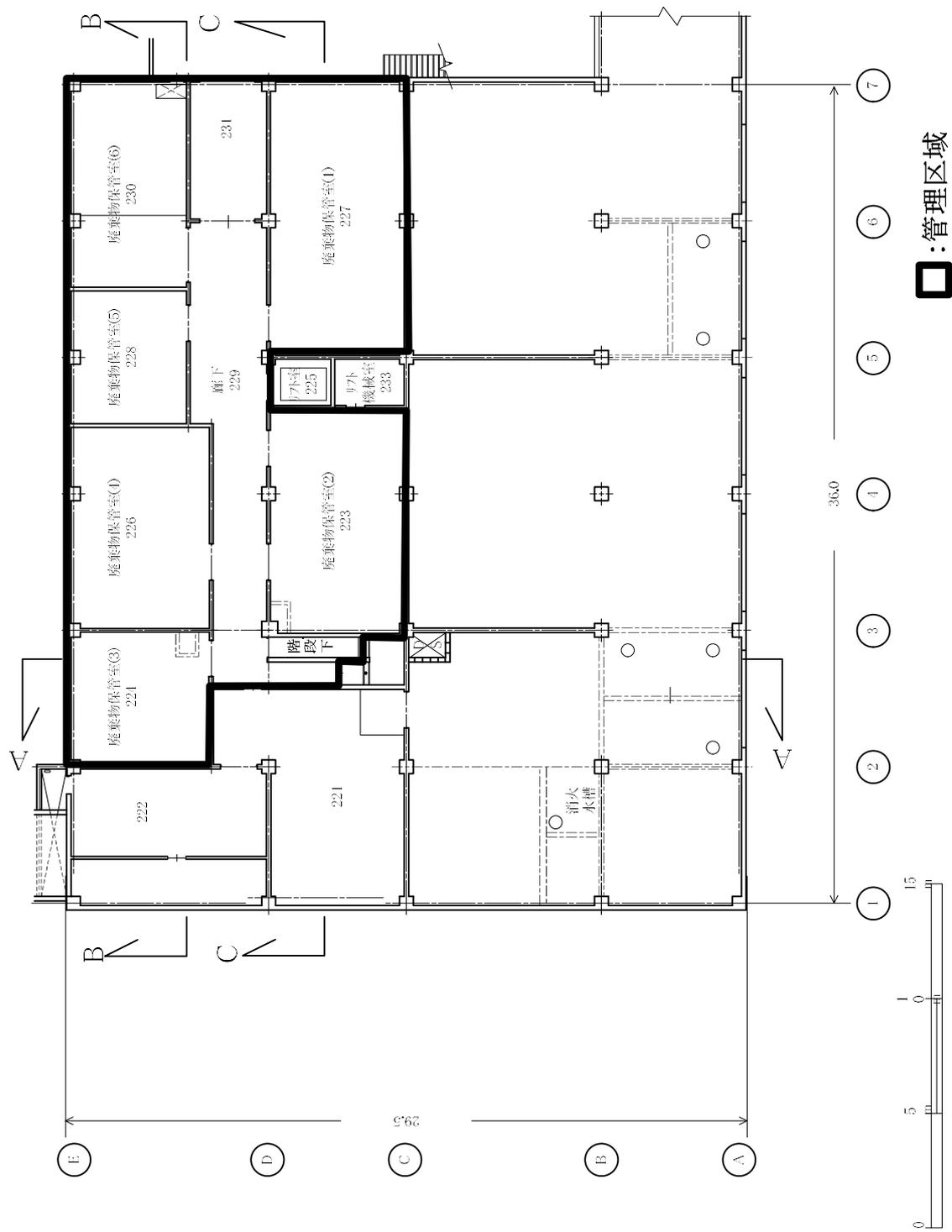


図9-1 開発試験棟地階の平面図

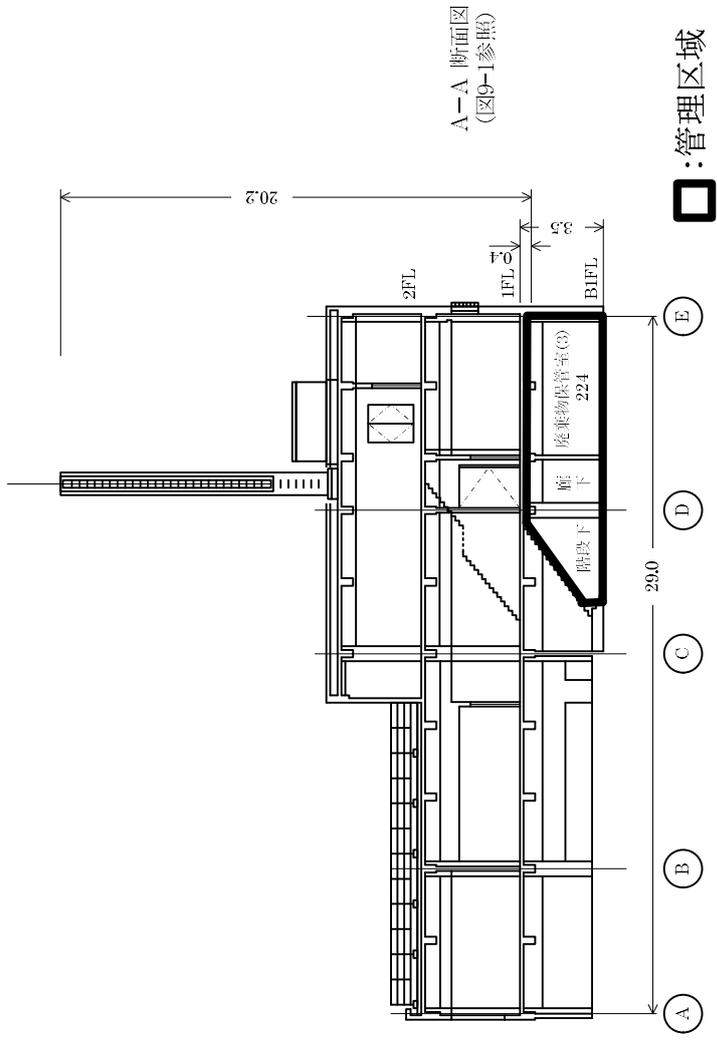


図9-2 開発試験棟の断面図(1)

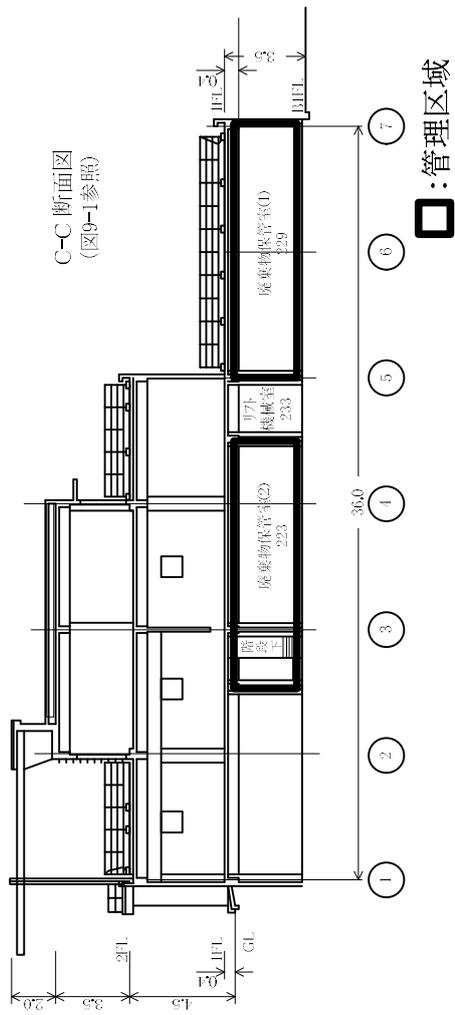
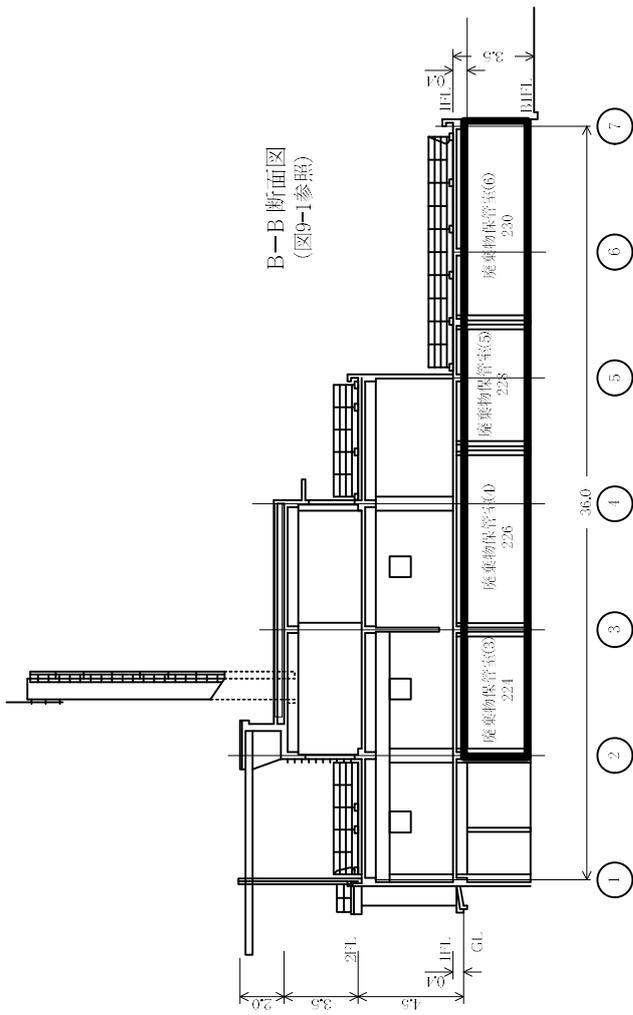


図9-3 開発試験棟の断面図(2)

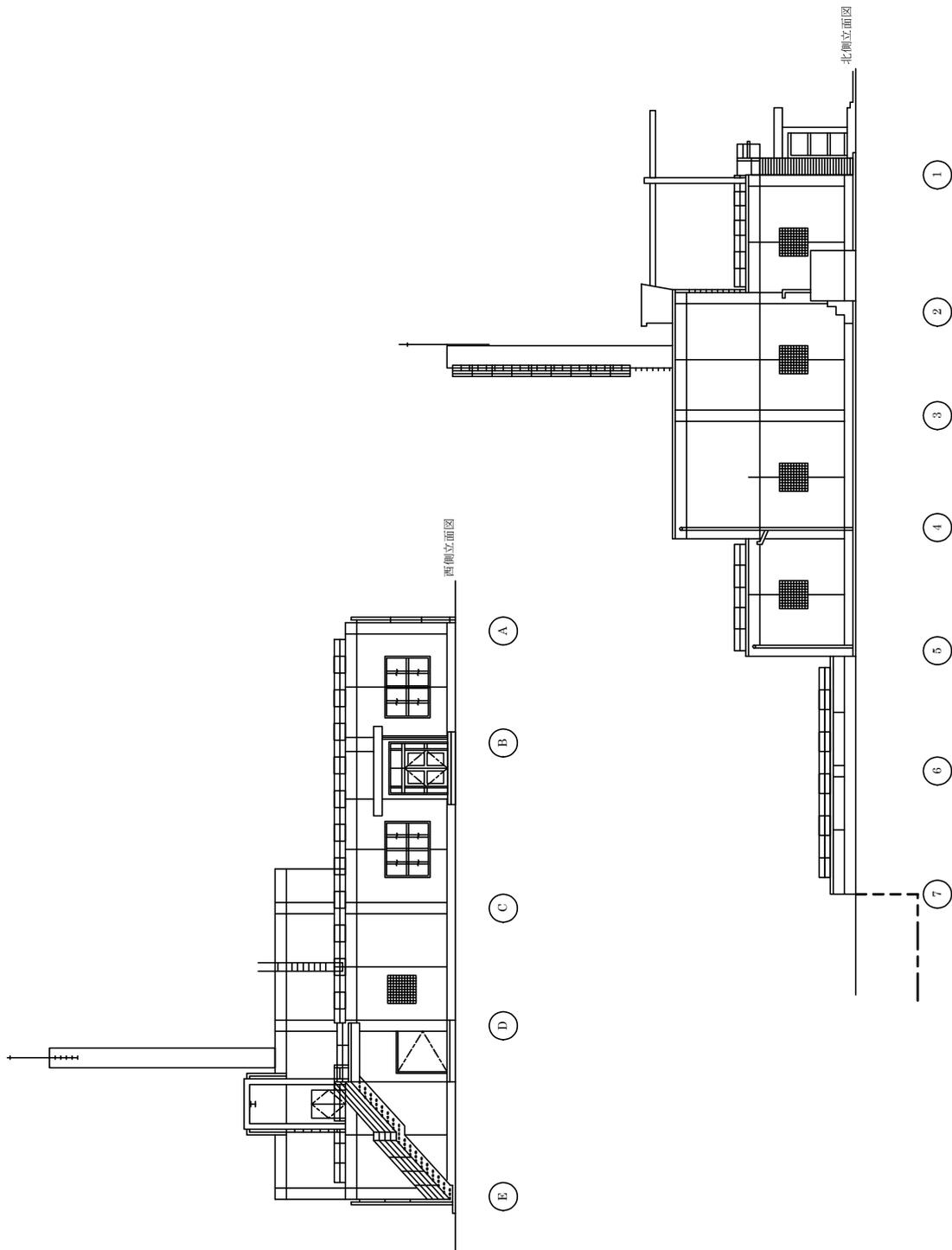


図9-4 開発試験棟の立面図

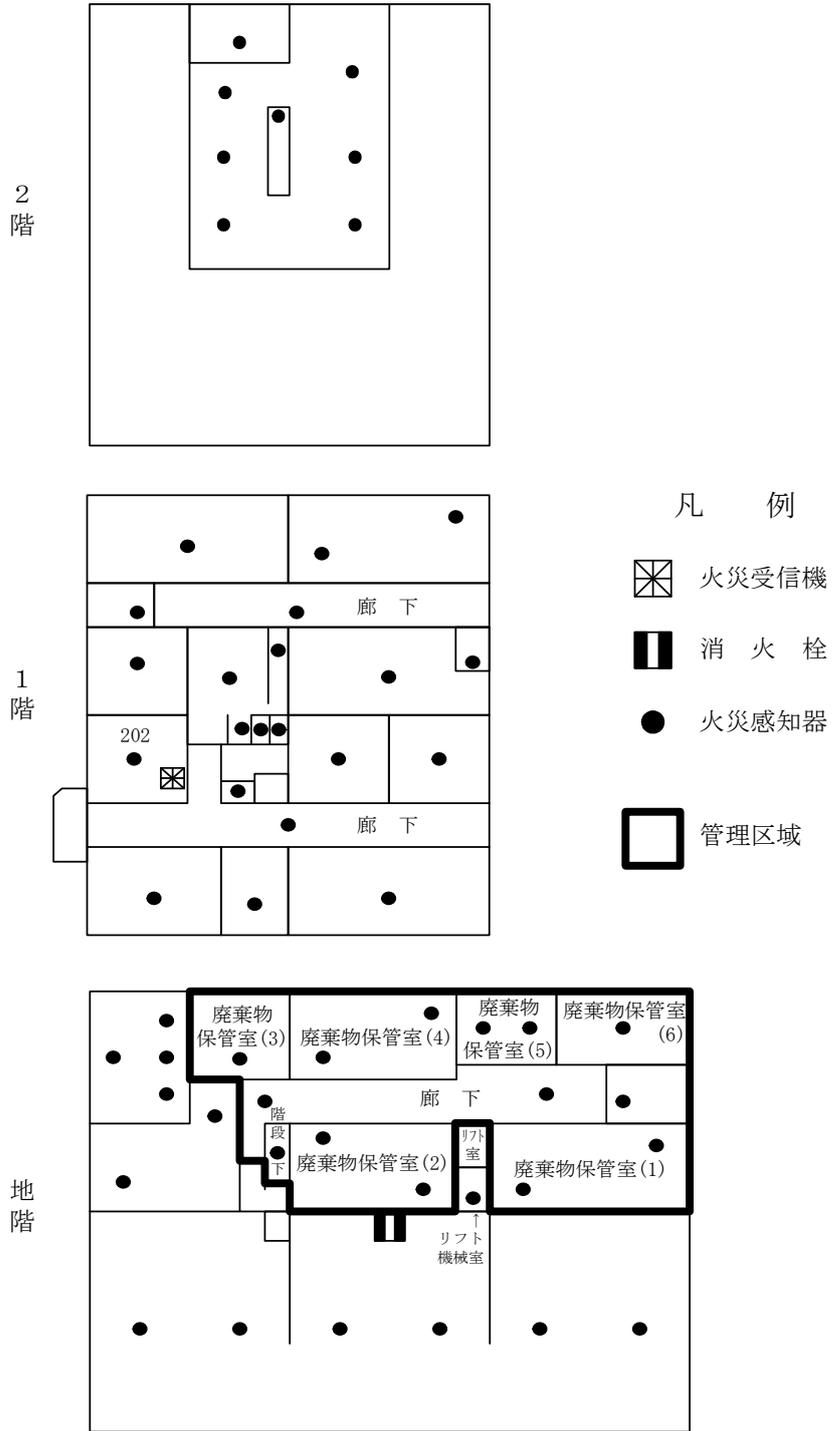


図9-5 消火設備の配置図

別冊 2

開発試験棟
(廃棄施設)
障害対策書

目 次

1. まえがき	障 1
2. 点検作業による作業者の被ばく	障 2-1
2.1 被ばくの管理基準	障 2-1
2.2 日常巡視点検による被ばく評価	障 2-1
2.3 内部被ばく	障 2-3
3. 管理区域境界における線量の評価	障 3-1
3.1 管理区域の管理基準	障 3-1
3.2 評価方法及び条件	障 3-1
3.3 評価結果	障 3-2
4. 施設周辺環境における線量の評価	障 4-1
4.1 施設周辺環境における線量の評価	障 4-1
5. 放射線管理	障 5
5.1 概 要	障 5
5.2 管理区域の測定監視	障 5

障 害 対 策 書

1. まえがき

この障害対策書は、開発試験棟（以下、「本施設」という。）における作業者の被ばく、施設周辺環境における線量評価等に関して記述したものである。

本施設は、放射性廃棄物の保管を目的とした施設でありプルトニウム、ウランを取扱う作業は実施しない。

日常巡視点検による外部被ばくについて検討を行っている。

なお、非密封の核燃料物質は取扱わないため、放射線業務従事者の内部被ばく、一般公衆への気体廃棄物による影響はないものとする。

2. 点検作業による作業者の被ばく

廃棄物保管室に保管される放射性固体廃棄物の保管状況等の日常巡視点検の被ばく評価を行う。

2.1 被ばくの管理基準

一定期間における作業者に係る線量の管理基準は、表 2-1 に示すとおりで、この基準を超えないように管理する。

表 2-1 線量の管理基準

対象者	線量区分		要警戒線量	線量限度
放射線業務従事者	実効線量		13mSv/3月	(1) 100mSv/5年 (2) 50mSv/年 (3) 女子注) 5mSv/3月 (4) 妊娠中である女子本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき、内部被ばくについて 1mSv
	等価線量	眼の水晶体	13mSv/3月	(1) 100mSv/5年 (2) 50mSv/年
		皮膚	130mSv/3月	500mSv/年
		妊娠中である女子の腹部表面	1 mSv/期間中	(1) 13mSv/3月 (2) 本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき 2mSv

2.2 日常巡視点検による被ばく評価

2.2.1 評価方法

1) γ 線による等価線量率の評価方法

γ 線による等価線量率は、点減衰核積分コード QAD-IE により評価する。

2) 高速中性子による等価線量率の評価方法

核燃料物質から放出される中性子としては、 (α, n) 反応及び自発核分裂反応によるものを考慮し、1次元輸送計算コード ANISN により評価する。

2.2.2 評価条件

- ①各廃棄物保管室の放射性固体廃棄物を1つの線源とし、その形状は直方体（廃棄物保管室(1)においては6m×12m×1m、廃棄物保管室(2)においては6m×9.8m×1m、廃棄物保管室(3)においては6m×6m×1m、廃棄物保管室(4)においては6m×9m×1m、廃棄物保管室(5)においては5m×6m×1m、廃棄物保管室(6)においては5m×9m×1m）とする。
- ②線源は厚さ1.5mmのステンレス製容器に収納されているものとする。評価点は、各室の扉位置とする。なお、各評価点において各線源からの線量を加算するものとする。
- ③放射性固体廃棄物は廃棄物容器毎にプルトニウムを含む廃棄物*とそうでないもの**に区別され、これまでの使用実績から汚染物品であるが、評価上各線源にはプルトニウム1g、ウラン1gが含まれているとする。また、可燃性及び不燃性の材質による遮へいは考慮しない。

* プルトニウムで汚染された廃棄物

**ウランで汚染された廃棄物

- ④プルトニウムの同位体組成は次の通りとする。

^{238}Pu 2.1wt%、 ^{239}Pu 51.8wt%、 ^{240}Pu 26.0wt%、
 ^{241}Pu 13.8wt%、 ^{242}Pu 6.3wt%

なお、ウランについては、濃縮度5%未満の低濃縮ウランとする。

- ⑤放射性固体廃棄物の最大保管数が保管されているとする。（表2-2）

表2-2 放射性固体廃棄物の最大保管個数

室名	収納容器個数	評価上の廃棄物中の量
廃棄物保管室(1)	ドラム缶 162 本分	プルトニウム 1g、 ウラン 1g
廃棄物保管室(2)	ドラム缶 126 本分	プルトニウム 1g、 ウラン 1g
廃棄物保管室(3)	ドラム缶 72 本分	プルトニウム 1g、 ウラン 1g
廃棄物保管室(4)	ドラム缶 117 本分	プルトニウム 1g、 ウラン 1g
廃棄物保管室(5)	ドラム缶 56 本分	プルトニウム 1g、 ウラン 1g
廃棄物保管室(6)	ドラム缶 91 本分	プルトニウム 1g、 ウラン 1g

2.2.3 評価結果

廃棄物保管室における実効線量の総量は10mSv/yである。これは、放射線業務従事者の実効線量限度(50mSv/y)の約1/5である。表2-3に実効線量計算結果を示す。

表2-3 廃棄物保管室における日常点検・保守時の実効線量計算結果

点検場所	実効線量(μ Sv/h)		合計 (μ Sv/h)	実効線量(mSv/y)	
	γ 線	中性子線		日常点検*	保守作業**
廃棄物保管室(1)	5.3×10^1	6.3×10^{-2}	5.3×10^1	1.1×10^0	5.3×10^{-1}
廃棄物保管室(2)	5.3×10^1	6.4×10^{-2}	5.3×10^1	1.1×10^0	5.3×10^{-1}
廃棄物保管室(3)	5.6×10^1	6.6×10^{-2}	5.6×10^1	1.2×10^0	5.6×10^{-1}
廃棄物保管室(4)	5.3×10^1	6.3×10^{-2}	5.3×10^1	1.1×10^0	5.3×10^{-1}
廃棄物保管室(5)	5.5×10^1	6.5×10^{-2}	5.5×10^1	1.1×10^0	5.5×10^{-1}
廃棄物保管室(6)	5.4×10^1	6.5×10^{-2}	5.5×10^1	1.1×10^0	5.5×10^{-1}
合計	—	—	—	6.8×10^0	3.2×10^0
	—	—	—	1.0×10^1	

*：点検は毎日0.5h（各廃棄物保管室につき5分）、5日/週、50週/年で計算

**：保守（ドラム缶の整理等）は各廃棄物保管室につき60分/日、10日/年で計算

注）計算結果は少数点第2位を端数処理している。

2.3 内部被ばく

本施設においては、放射性固体廃棄物の保管のみ実施し、非密封の核燃料物質は取扱わないため空気汚染が生じるおそれはない。

3. 管理区域境界における線量の評価

本施設で保管する放射性固体廃棄物から放出される放射線による管理区域境界における線量を評価する。

なお、非密封の核燃料物質は取扱わないため気体廃棄物による影響はないものとする。

3.1 管理区域の管理基準

本施設の管理区域の管理基準は、その境界において外部被ばくに係る線量について3ヶ月間につき1.3mSvを超えないように管理する。

3.2 評価方法及び条件

3.2.1 評価方法

1) γ 線による等価線量率の評価方法

γ 線による等価線量率は、点減衰核積分コードQAD-IEにより評価する。

2) 高速中性子による等価線量率の評価方法

核燃料物質から放出される中性子としては、 (α, n) 反応及び自発核分裂反応によるものを考慮し、1次元輸送計算コードANISNにより評価する。

3.2.2 評価条件

①各廃棄物保管室の放射性固体廃棄物を1つの線源とし、その形状は直方体（廃棄物保管室(1)においては6m×12m×1m、廃棄物保管室(2)においては6m×9.8m×1m、廃棄物保管室(3)においては6m×6m×1m、廃棄物保管室(4)においては6m×9m×1m、廃棄物保管室(5)においては5m×6m×1m、廃棄物保管室(6)においては5m×9m×1m）とする。

②線源は厚さ1.5mmのステンレス製容器に収納されているものとする。評価点は、各室に接する管理区域境界とする。なお、各評価点において各線源からの線量を加算するものとする。

③管理区域境界における各廃棄物保管室等の評価上の壁厚を、表3-1に示す。

表 3-1 管理区域境界の壁厚

評価点 (境界)	評価点に近接する部屋	壁厚 (cm)
天井	廃棄物保管室(1), (2), (3), (4), (5), (6)	15
北壁	廃棄物保管室(3), (4), (5), (6)	21.5
南壁	廃棄物保管室(1), (2)	20
東壁	廃棄物保管室(1), (6)	21.5
西壁	廃棄物保管室(2), (3)	15
リフト室壁	廃棄物保管室(1)	20
	廃棄物保管室(2)	15
出入口	なし	0

④放射性固体廃棄物は廃棄物容器毎にプルトニウムを含む廃棄物*とそうでないもの**に区別され、これまでの使用実績から汚染物品であるが、評価上各線源にはプルトニウム 1g、ウラン 1g が含まれているとする。また、可燃性及び不燃性の材質による遮へいは考慮しない。

* プルトニウムで汚染された廃棄物

**ウランで汚染された廃棄物

⑤プルトニウムの同位体組成は次の通りとする。

^{238}Pu 2.1wt%、 ^{239}Pu 51.8wt%、 ^{240}Pu 26.0wt%、

^{241}Pu 13.8wt%、 ^{242}Pu 6.3wt%

なお、ウランについては、濃縮度 5%未満の低濃縮ウランとする。

⑥放射性固体廃棄物の最大保管数が保管されているとする。(2.2.2 項 表 2-2)

⑦評価に用いる時間数は、実労働時間を考慮し 3 月間あたり 500 時間とする。

3.3 評価結果

本施設の管理区域境界における外部被ばくに係る線量の評価結果を表 3-2 に示す。この内、評価点で最大となった線量は出入口で 3 ヶ月間につき 0.32mSv である。これは、管理区域境界の管理基準線量(1.3mSv/3 ヶ月)の約 1/4 である。

表 3-2 管理区域境界における線量計算結果

評価点 (境界)	線量 ($\mu\text{Sv/h}$)		合計 ($\mu\text{Sv/h}$)	線量 (mSv/3 ヶ月)
	γ 線	中性子線		
天井	1.5×10^{-1}	1.7×10^{-1}	3.1×10^{-1}	1.6×10^{-1}
北壁	2.6×10^{-2}	9.1×10^{-2}	1.2×10^{-1}	5.8×10^{-2}
南壁	4.2×10^{-2}	7.8×10^{-2}	1.2×10^{-1}	6.0×10^{-2}
東壁	1.3×10^{-2}	4.6×10^{-2}	5.9×10^{-2}	2.9×10^{-2}
西壁	2.8×10^{-2}	3.1×10^{-2}	5.9×10^{-2}	2.9×10^{-2}
リフト室壁	3.7×10^{-2}	5.7×10^{-2}	9.4×10^{-2}	4.7×10^{-2}
出入口	6.1×10^{-1}	2.6×10^{-2}	6.4×10^{-1}	3.2×10^{-1}

注) 計算結果は少数点第 2 位を端数処理している。

4. 施設周辺環境における線量の評価

本施設で保管する放射性固体廃棄物から放出される放射線による周辺監視区域外における一般公衆の線量を評価する。

なお、非密封の核燃料物質は取扱わないため一般公衆への気体廃棄物による影響はないものとする。

4.1 施設周辺環境における線量の評価

本施設で保管する放射性固体廃棄物から放出される放射線による周辺監視区域外における一般公衆の線量について次の方法で評価する。

4.1.1 外部放射線による線量

本施設で保管する放射性固体廃棄物から放出される放射線（ γ 線及び高速中性子線）に関し、これらの直接放射線、スカイシャイン放射線による周辺監視境界における線量について評価する。なお、 α 線、 β 線による影響は無視できるので評価は省略する。

(1) γ 線及び高速中性子線による線量

1) 評価条件

イ) 未照射核燃料物質の線源強度の評価は、ORIGEN-2 コードを用いて行う。ここで、核燃料物質の同位体組成は次のとおりとし、娘核種を考慮する。また、ウランは約 30 年、プルトニウムは約 70 年で放射平衡に達し、放射線強度が最大となることから、これらの年数を経過した線源で評価する。

濃縮ウラン (5%未満)	: ^{235}U 5wt%、 ^{238}U 95wt%
プルトニウム	: ^{238}Pu 2.1wt%、 ^{239}Pu 51.8wt%
	^{240}Pu 26.0wt%、 ^{241}Pu 13.8wt%、 ^{242}Pu 6.3wt%

ロ) 評価地点は、線源位置から最短距離の事業所境界とする。

ハ) 廃棄物保管室の遮へい体としては、建屋コンクリートの壁のみを考慮する。

ニ) スカイシャインの評価には天井のコンクリート等による遮へいを考慮する。

ホ) 各廃棄物保管室（廃棄物保管室(1)、廃棄物保管室(2)、廃棄物保管室(3)、廃棄物保管室(4)、廃棄物保管室(5)及び廃棄物保管室(6)）の放射性固体廃棄物は廃棄物容器毎にプルトニウムを含む廃棄物*とそうでないもの**に区別され、これまでの使用実績から汚染物品であるが、評価上各線源にはプルトニウム 1g、ウラン 1g が含まれているとする。また、可燃性及び不燃性の材質による遮へいは考慮しない。

* プルトニウムで汚染された廃棄物

**ウランで汚染された廃棄物

2) 評価方法

イ) γ 線による線量の評価は、点減衰核積分コード QAD-IE 及び 1 回散乱コード G33-IE を組み合わせて行う。

ロ) スカイシャイン放射線 (γ 線) による線量の評価は、天井方向の遮へい体の散乱効果を正しく評価するため、まず、QAD コードを用いて天井方向の天井より外側の地点での等価線量率を評価し、それを以下の式により等価点線源に補正する。

$$S_0 = \frac{4\pi R^2 \cdot D_0}{K}$$

ここで、

S_0 : 等価点線源の線源強度

D_0 : QAD コードで評価した等価線量率

K : 線量率変換係数

R : 線源と QAD コードで評価した地点の距離

次に、1 回散乱コード G33 を用いてスカイシャイン放射線の評価を行い、周辺監視区域境界での線量を評価する。散乱領域は室内の線源と室天井との見込む角度 θ の範囲内とする。

ハ) 廃棄物保管室の核燃料物質 (主にプルトニウム) から発生する高速中性子線による線量の評価は、直接線については一次元輸送計算コード ANISN を使用し、スカイシャインには、ANISN と二次元輸送計算コード DOT3.5 を組み合わせて行う。

3) 評価結果

本施設からの直接放射線及びスカイシャイン放射線による等価線量率の評価結果は表 4-1 のとおりである。

表 4-1 外部放射線による等価線量率

線源中心から周辺監視区域境界までの距離	直接線 (μ Sv/h)		スカイシャイン (μ Sv/h)		合計 (μ Sv/h)
	γ 線	中性子線	γ 線	中性子線	
廃棄物保管室(1) (18.6m)	1.5×10^{-5}	3.4×10^{-5}	1.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	5.2×10^{-5}
廃棄物保管室(2) (18.6m)	1.5×10^{-5}	3.4×10^{-5}	8.2×10^{-7}	2.0×10^{-6}	5.2×10^{-5}
廃棄物保管室(3) (27m)	7.3×10^{-6}	1.6×10^{-5}	1.8×10^{-7}	7.2×10^{-7}	2.4×10^{-5}
廃棄物保管室(4) (27m)	7.3×10^{-6}	1.6×10^{-5}	5.5×10^{-7}	8.1×10^{-7}	2.4×10^{-5}
廃棄物保管室(5) (28m)	6.8×10^{-6}	1.5×10^{-5}	1.7×10^{-7}	6.4×10^{-7}	2.2×10^{-5}
廃棄物保管室(6) (28m)	6.8×10^{-6}	1.5×10^{-5}	5.2×10^{-7}	7.3×10^{-7}	2.3×10^{-5}
合計 (μ Sv/h)	1.9×10^{-4}		1.0×10^{-5}		2.0×10^{-4}
実効線量* (mSv/y)	1.6×10^{-3}		9.1×10^{-5}		1.7×10^{-3}

* : 実効線量は 24 時間/日、365 日/年で計算

注) 計算結果は少数点第 2 位を端数処理している。

5. 放射線管理

5.1 概 要

本施設における放射線管理は原子炉等規制法に従い行う。

本施設内の放射線管理の主な項目は、放射線業務従事者の線量の測定、管理区域内の線量当量率の測定がある。

5.2 管理区域の測定監視

管理区域内の放射性固体廃棄物などの測定監視は放射線管理担当者により、定常的および随時必要に応じて行われる。

放射線管理担当者によって実施される定常管理は次のようなものである。

5.2.1 管理区域における線量当量率測定

管理区域内については1週間毎にサーベイメータにより線量当量率を測定する。

障害対策書添付図面

図面一覧

図 2-1 管理区域 (地階)

図 2-2 開発試験棟の断面図 (1)

図 2-3 開発試験棟の断面図 (2)

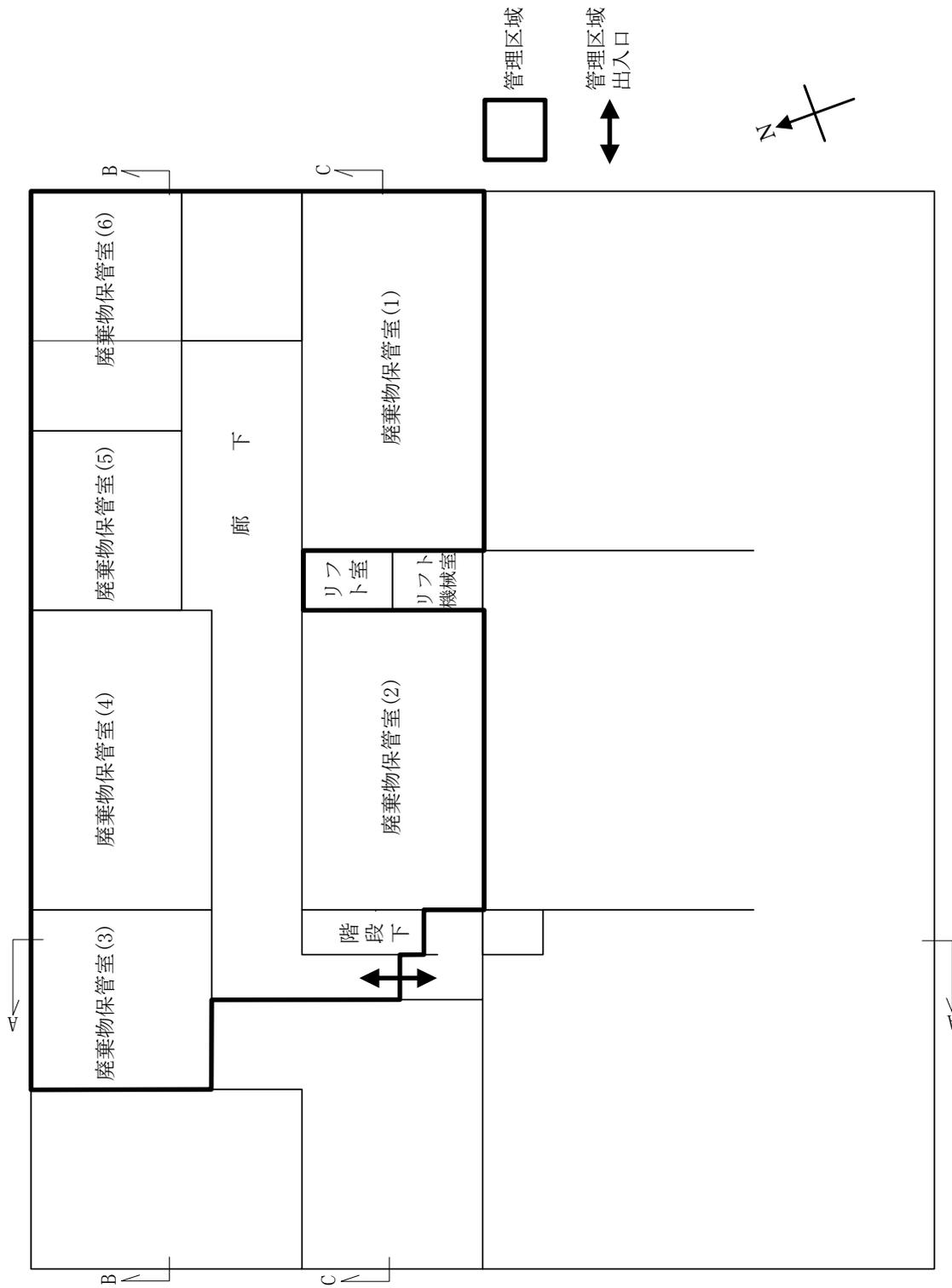


図2-1 管理区域（地階）

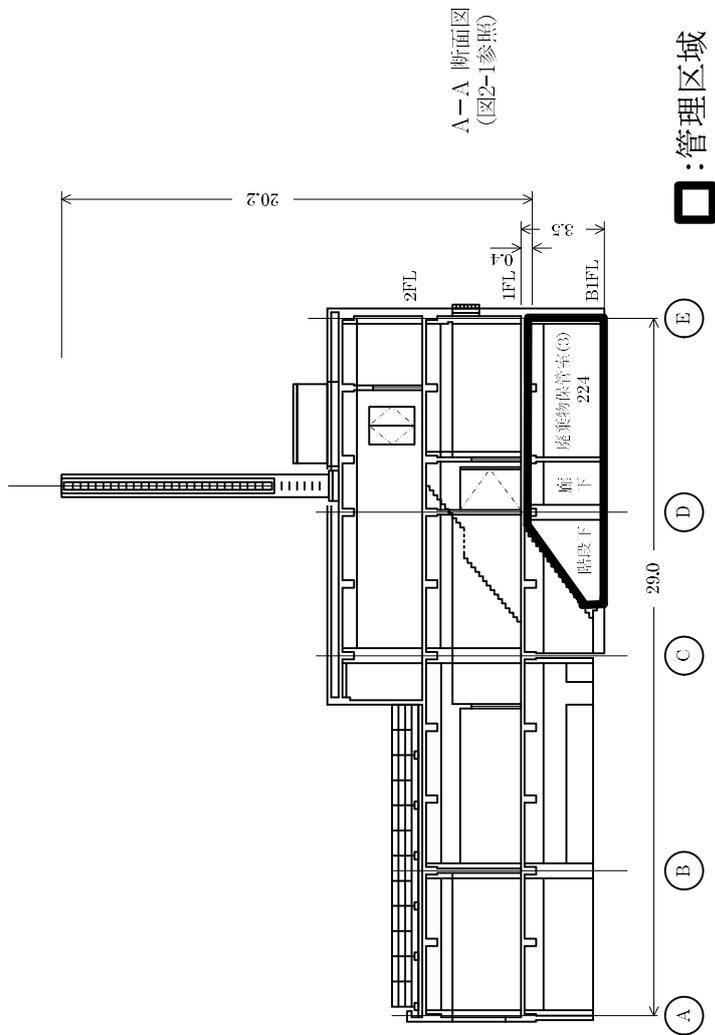


図2-2 開発試験棟の断面図(1)

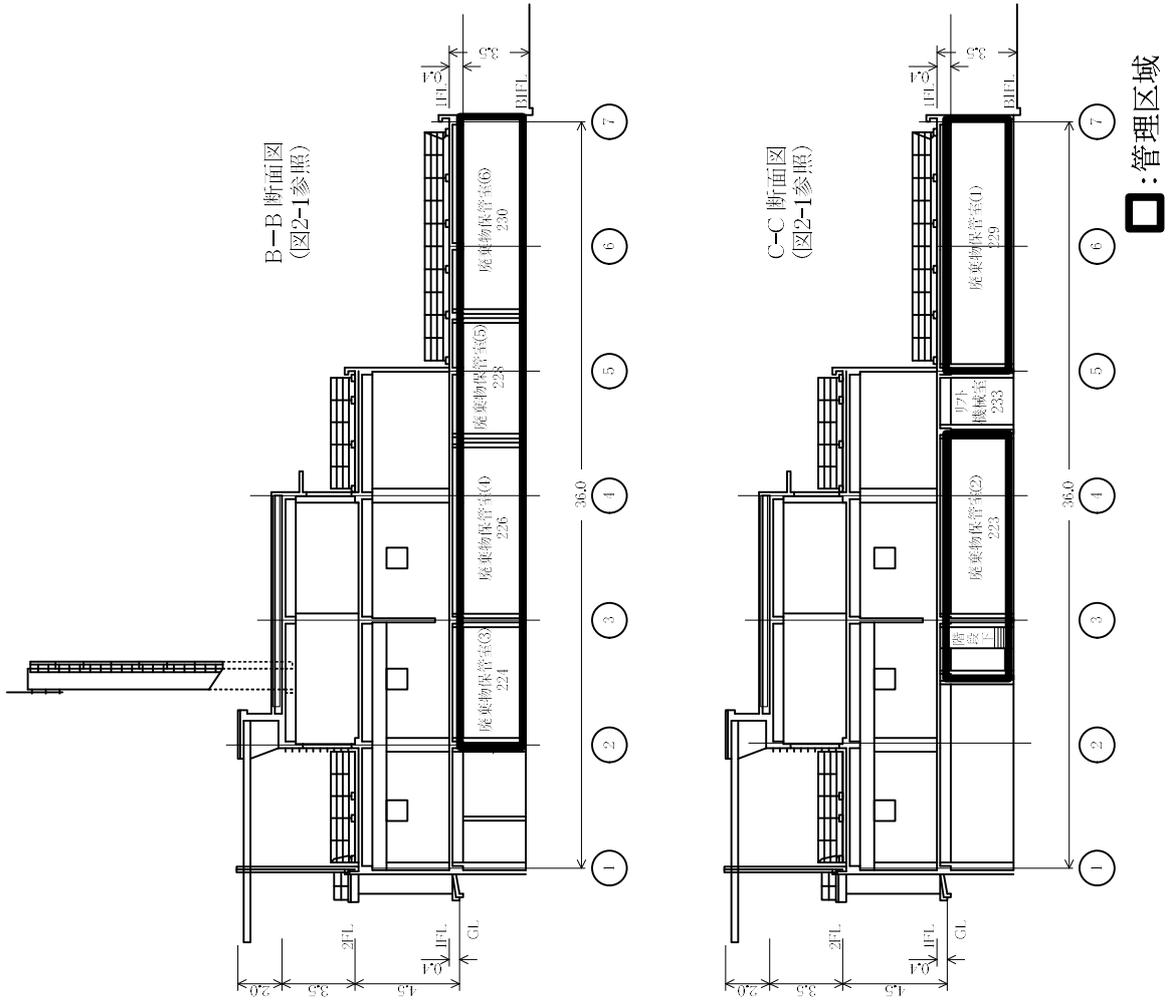


図2-3 開発試験棟の断面図(2)

別冊 2

開発試験棟

(廃棄施設)

安全対策書

目 次

1. まえがき	安 1
2. 火災事故	安 2
3. 爆発事故	安 3
3.1 可燃性ガスによる爆発事故	安 3
3.2 化学薬品による爆発事故	安 3
4. 臨界事故	安 4
5. 地震、台風等による事故	安 5
5.1 地震及び台風	安 5
5.2 地震及び台風以外の自然災害	安 5
6. 誤操作による事故	安 6
7. 停電事故	安 7
8. 最大想定事故時における一般公衆の線量評価	安 8

安 全 対 策 書

1. まえがき

この安全対策書は、開発試験棟（以下、「本施設」という。）における作業者の被ばく、放射線の遮へい、放射性廃棄物の廃棄等に関して記述したものである。

本施設は、放射性固体廃棄物の保管を目的とした施設であり、プルトニウム、ウランを取扱う分析、測定業務は実施しない。

なお、非密封の核燃料物質は取扱わないため、放射線業務従事者の内部被ばく、一般公衆への気体廃棄物による影響はないものとする。

2. 火災事故

建屋は鉄筋コンクリート造りで、内部の諸設備も不燃性及び難燃性材料により構成する。また、消防法に基づいて火災警報設備、消火栓及び消火器を配置する。

したがって、火災の発生の可能性は少なく、万一火災が発生した場合は早期に消火することができる。

3. 爆発事故

3.1 可燃性ガスによる爆発事故

本施設の管理区域では可燃性ガスは一切使用しない。
したがって、可燃性ガスによる爆発事故は起らない。

3.2 化学薬品による爆発事故

本施設は放射性固体廃棄物の保管のための施設であり、化学分析に使用するような爆発の危険性の高い試薬を必要としない。また、有機溶媒は原則として不燃性のもの（例えばクロロホルムなど）を使用し、可燃性のものは使用しないようにするか、使用する場合は火気に近づけない。

したがって、化学薬品による爆発事故は起らない。

4. 臨界事故

本施設は、放射性固体廃棄物の保管の施設であり、核燃料物質の使用、貯蔵を行わないため、臨界事故はあり得ない。

5. 地震、台風等による事故

5.1 地震及び台風

本施設の耐震設計は「建築基準法」に基づき、建築基準法施行令第 88 条第 1 項より求まる地震層せん断力係数に割増係数を乗じて行う。

以下に建家に対する割増係数を示す。

開発試験棟

1.5

本施設の支持構造はくい基礎構造とし、N 値 50 以上の砂層を支持地盤とする。

また台風に対しては「建築基準法」に基づく風荷重に耐えられるように設計する。

上記設計に基づき本施設を建築し、昭和 61 年に竣工した。

したがって、地震、台風により周辺環境に影響を及ぼす事故が発生することは考えられない。

5.2 地震及び台風以外の自然災害

本施設の敷地は海岸より西方に約 900m、最寄りの河川より南方に約 1km 離れ、標高約 20m の地点に位置しており、自治体のハザードマップから津波、高潮及び洪水による災害を受けることは考えられない。

6. 誤操作による事故

本施設では、核燃料物質の分析・測定作業は一切行わない。
このため、誤操作による事故はあり得ない。

7. 停電事故

本施設は、放射性固体廃棄物の保管の施設であり、核燃料物質の使用、貯蔵を行わないため、商用電源の停電により影響を受ける保安上重要な設備はない。したがって、停電により事故が発生することは考えられない。

8. 最大想定事故時における一般公衆の線量評価

本施設は、放射性固体廃棄物の保管を目的とした施設であり、非密封の核燃料物質を取扱う業務は実施しないため、いかなる事故も起こりえない。

従って、周辺住民に対し十分安全を確保できるものとする。

別冊 3

新分析棟

目 次

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	1-1
2. 使用の目的及び方法	2-1
3. 核燃料物質の種類	3-1
4. 使用の場所	4-1
5. 予定使用期間及び年間予定使用量	5-1
6. 使用済燃料の処分の方法	6-1
7. 核燃料物質の使用施設の位置、構造及び設備	7-1
7.1 使用施設の位置	7-1
7.2 使用施設の構造	7-2
7.3 使用施設の設備	7-3
8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備	8-1
8.1 貯蔵施設の位置	8-1
8.2 貯蔵施設の構造	8-1
8.3 貯蔵施設の設備	8-2
9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備	9-1
9.1 気体廃棄施設	9-1
9.1.1 気体廃棄施設の位置	9-1
9.1.2 気体廃棄施設の構造	9-1
9.1.3 気体廃棄施設の設備	9-2
9.2 液体廃棄施設	9-3
9.2.1 液体廃棄施設の位置	9-3
9.2.2 液体廃棄施設の構造	9-3
9.2.3 液体廃棄施設の設備	9-3
9.3 固体廃棄施設	9-4
9.3.1 固体廃棄施設の位置	9-4
9.3.2 固体廃棄施設の構造	9-4
9.3.3 固体廃棄施設の設備	9-4
10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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	10-1
11. 閉じ込めの機能、遮蔽その他の事項に関する使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備	11-1
12. 添付書類（原子炉規制法施行令第38条第2項に定める書類）	12-1
12-1. 使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く）	12-1
12-2. 想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書	12-4

12-3. 核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書	12-4
12-4. 使用施設等の保安のための業務に品質管理に必要な体制の整備に関する説明書	12-4

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

2. 使用の目的及び方法

整理番号	使用の目的	区分														
1	新分析棟（以下、「本施設」という。）では、核燃料物質の保障措置に係る収去試料の分析、保障措置分析に必要となる標準試料の調製、新たな保障措置上の要求に対する分析・測定技術の確立等を行う。															
整理番号	使用の方法															
1	<p>ウラン及びプルトニウムを含む各種の核燃料物質中の核物質並びに同位体組成を、化学分析法、質量分析法等により測定する。また、査察用機器の調整・較正を行う。以下に使用場所ごとの主な使用方法を述べる。</p> <p>(1) ウラン化学分析室（116 号室 A）</p> <p>ウラン試料の粉砕、溶解、希釈、小分け等の処理及びウラン含有率分析等の化学分析</p> <p>核燃料物質の最大取扱量</p> <table> <tr> <td>ウラン 235</td> <td>20g</td> </tr> </table> <p>（天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン）</p> <p>(2) ウラン質量分析室（116 号室 B）</p> <p>ウラン及びプルトニウムを含む試料の溶解を行う。また化学分析処理を行ったウラン及びプルトニウムの同位体組成分析等の質量分析を行う。</p> <p>核燃料物質の最大取扱量</p> <table> <tr> <td>ウラン 235</td> <td>11.001g</td> </tr> <tr> <td>ウラン 233</td> <td>0.101g</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム</td> <td>1.001g</td> </tr> </table> <p>(3) プルトニウム化学分析室（117 号室）</p> <p>MOX（プルトニウム・ウラン混合酸化物）試料、プルトニウム試料、インプット試料等プルトニウムを含む試料の溶解、化学分離処理、化学分析を行う。</p> <p>核燃料物質の最大取扱量</p> <table> <tr> <td>ウラン 235</td> <td>150g</td> </tr> <tr> <td>ウラン 233</td> <td>4g</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム</td> <td>16g</td> </tr> </table> <p>(4) スパイク調製室（118 号室）</p> <p>ウラン及びプルトニウムの標準試料（スパイク試料）の調製を行う。</p>		ウラン 235	20g	ウラン 235	11.001g	ウラン 233	0.101g	プルトニウム	1.001g	ウラン 235	150g	ウラン 233	4g	プルトニウム	16g
ウラン 235	20g															
ウラン 235	11.001g															
ウラン 233	0.101g															
プルトニウム	1.001g															
ウラン 235	150g															
ウラン 233	4g															
プルトニウム	16g															

整理番号	使用の目的（続き）
1	<p>核燃料物質の最大取扱量</p> <p>ウラン 235 50g (天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン)</p> <p>ウラン 233 4g</p> <p>プルトニウム 20g</p> <p>(5)プルトニウム質量分析室（120 号室）</p> <p>化学分析処理を行ったプルトニウムの同位体組成分析等の質量分析を行う。</p> <p>核燃料物質の最大取扱量</p> <p>ウラン 235 2.002g (天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン)</p> <p>ウラン 233 0.202g</p> <p>プルトニウム 2.002g</p> <p>(6)アクチノイド分析室（121 号室）</p> <p>試料中に含まれている不純物元素及びネプツニウム、アメリカシウム等のマイナーアクチノイドの分析を行う。</p> <p>核燃料物質の最大取扱量</p> <p>ウラン 235 40g (天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン)</p> <p>ウラン 233 3g</p> <p>プルトニウム 3g</p> <p>(7)データ処理調整校正室（122 号室）</p> <p>密封状態のウランロッド、ペレット等を用いて査察用機器の調整・校正を行う。</p> <p>核燃料物質の最大取扱量</p> <p>ウラン 235（密封） 25g (天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン)</p> <p>プルトニウム（密封） 0.1g</p> <p>(8)天秤室（115 号室）</p> <p>分析試料の秤量及び化学分析に必要な試薬等の秤量を行う。</p> <p>核燃料物質の最大取扱量</p> <p>ウラン 235 50g (天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン)</p>

3. 核燃料物質の種類

核燃料物質の種類	化合物の名称	主な化学形	性状 (物理的形態)
天然ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン酸化物： UO_2 、 UO_3 、 U_3O_8	酸化物： 粉体*1、 ペレット*1 硝酸化合物：液体、固体 硫酸化合物：固体*1 金属： 固体*1 フッ化物： 固体-気体*2
劣化ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン硝酸化合物： $UO_2(NO_3)_2$ ウラン硫酸化合物： UO_2SO_4	
濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)	酸化物 硝酸化合物 フッ化物 硫酸化合物 金属	ウラン金属：U ウランフッ化物： UF_6 、 UO_2F_2 プルトニウム酸化物： PuO_2	
濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)	酸化物 硝酸化合物 硫酸化合物 金属	プルトニウム硝酸化合物： $Pu(NO_3)_4$ プルトニウム硫酸化合物： $Pu(SO_4)_2$	
濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)	酸化物 硝酸化合物 硫酸化合物 金属	プルトニウム金属：Pu	
ウラン 233	酸化物 硝酸化合物 金属		
プルトニウム	酸化物 硝酸化合物 金属 硫酸化合物		

*1：粉体、ペレット及び固体の核燃料物質については、分析の溶解操作により液体となる。

*2：フッ化物は固気相の状態にて受入れ、受入後液体窒素にて冷却して固化した後、加水分解を行い液体となる。

4. 使用の場所

使用の場所	新分析棟
-------	------

なお具体的な位置については、東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

5. 予定使用期間及び年間予定使用量
(事業所全体)

東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

(新分析棟)

核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量	
		最大存在量 ()内は ²³⁵ U 量	延べ取扱量 ()内は ²³⁵ U 量
天然ウラン	自 平成 26 年 4 月 1 日 至 廃止措置を終了する までの期間	15,000g (105g)	1,470g (11g)
劣化ウラン		15,000g (105g)	225g (3g)
濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)		35,000g (1,750g)	22,300g (1,115g)
濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)		650g (130g)	405g (81g)
濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)		150g (150g)	59g (59g)
プルトニウム		180g	144g
ウラン 233		10g	4g

6. 使用済燃料の処分の方法

使用済燃料の処分の方法	該当事項なし
-------------	--------

7. 核燃料物質の使用施設の位置、構造及び設備

7.1 使用施設の位置

東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

なお、図 7-1-1 及び図 7-1-2 に本施設及び機械棟の平面図を示す。

7.2 使用施設の構造

使用施設の名称	構造	床面積	設計仕様
新分析棟	地上1階建 (一部2階 及び一部 地下1階) の鉄筋コ ンクリー ト造の耐 震耐火構 造	延べ面積： 約1,300m ²	<p>本施設の耐震設計は、「核燃料施設安全審査基本指針」及び「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして、建築基準法施行令第88条第1項により求まる地震層せん断力係数に重要度に応じた割増係数(1.5)を乗じて行う。</p> <p>火災に対して、消防法に基づき消火器及び火災警報設備を設ける。また屋内には、消火栓を設ける。</p> <p>消火設備配置図を図7-2に示す。</p> <p>図7-2-1に各室におけるホットセル、グローブボックス、フードの概略配置図を示す。</p> <p>床：塩化ビニル系シート 壁：エポキシ系樹脂塗装 天井：エポキシ系樹脂塗装</p>
ウラン化学分析室 (116号室A)		52m ²	
ウラン質量分析室 (116号室B)		49m ²	同上
プルトニウム化学 分析室(117号室)		110m ²	同上
スパイク調製室 (118号室)		48m ²	同上
プルトニウム質量 分析室(120号室)		55m ²	同上
アクチノイド分 析室(121号室)		52m ²	同上
データ処理調整 較正室(122号室)		22m ²	同上
天秤室(115号室)		7m ²	同上
放射線管理測定 室(112号室)		16m ²	同上

7.3 使用施設の設備

使用設備の 名称	個数	仕様
ホットセル (共通仕様)	—	耐震設計：耐震 B クラス 気体廃棄施設（排気第 1 系統）に接続 材質：本体：ステンレス鋼 窓板：メタクリル樹脂 遮へい壁：炭素鋼厚さ約 20mm 遮へい体：鉛ガラス トングマニプレータ：ステンレス鋼 グローブ：クロロプレン、ハイパロン 性能：負圧維持：通常約-300Pa（対室内圧） リーク率：0.1vol%/h 以下（通常時） 警報装置：負圧警報 警報下限設定値：-50Pa（対室内圧） 警報上限設定値：-490Pa（対室内圧）
グローブボック クス (共通仕様)	—	耐震設計：耐震 B クラス 気体廃棄施設（排気第 1 系統）に接続 材質：本体：ステンレス鋼 窓板：メタクリル樹脂 (更新するグローブボックスについては難燃性樹脂) グローブ：クロロプレン、ハイパロン 性能：負圧維持：通常約-300Pa（対室内圧） リーク率：0.1vol%/h 以下（通常時） 警報装置：負圧警報 警報下限設定値：-50Pa（対室内圧） 警報上限設定値：-490Pa（対室内圧）
フード (共通仕様)	—	耐震設計：耐震 B クラス 気体廃棄施設（排気第 2 系統）に接続 寸法：幅 約 1.8m×奥行き 約 0.8m×高さ 約 2.3m 材質：本体：鋼板(外装)、ステンレス鋼(内装) 窓板：強化ガラス 性能：開口部風速：0.5m/s 以上(窓半開時) 主な使用機器：電熱器（小型ホットプレート）
秤量器 (共通仕様)	—	ホットセル、グローブボックス及びフード内にて、核燃料物質の化学分析処理のための秤量に用いる。（電子天秤等）
電熱器 (共通仕様)	—	ホットセル、グローブボックス及びフード内にて、核燃料物質の化学分析処理のための加熱溶解及び乾固に用いる。（小型ホットプレート等、通常使用表面温度：約 150℃）
イオン交換装置 (共通仕様)	—	ホットセル及びグローブボックス内にて、核燃料物質の化学分析処理のための、ウラン及びプルトニウムの化学分離操作に用いる。 寸法：幅 0.6m 以下×奥行き 0.6m 以下×高さ 0.6m 以下
廃液処理装置 (共通仕様)	—	ホットセル及びグローブボックス内にて、化学分析を終えた核燃料物質の廃液の固化に用いる。 寸法：幅 0.6m 以下×奥行き 0.6m 以下×高さ 0.6m 以下
質量分析計 (共通仕様)	—	耐震設計：耐震 B クラス イオン源ハウジング部にてグローブボックスに接続 同位体組成分析等の質量分析を行う。（表面電離型質量分析計、誘導結合プラズマ型質量分析計） 寸法：幅 3m 以下×奥行き 2m 以下×高さ 2m 以下

7.3 使用施設の設備（続き）

使用設備 の名称	個数	仕様
ホットセル	3 台	<p>HC117 a 設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室) 取扱量 : プルトニウム 2g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g 核分裂生成物 4×10^7Bq 寸法 : 幅 約 1m×奥行 約 1.5m×高さ 約 2.5m</p> <p>HC117b 設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室) 取扱量 : プルトニウム 2g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g 核分裂生成物 4×10^7Bq 寸法 : 幅 約 2m×奥行 約 1.5m×高さ 約 2.5m 主な使用機器 : 電熱器 (小型ホットプレート) 警報装置 : 温度警報 (警報設定値 60℃)</p> <p>HC117c 設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室) 取扱量 : プルトニウム 2g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g 核分裂生成物 4×10^7Bq 寸法 : 幅 約 2m×奥行 約 1.5m×高さ 約 2.5m</p> <p>ホットセルの概略図を図 7-2-2 に示す。</p>
グローブ ボックス	23 台	<p>GB116a 設置場所 : ウラン質量分析室(116 号室 B) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約 1m×奥行 約 0.4m×高さ 約 1.9m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図 7-2-5 に示す。</p> <p>GB116b 設置場所 : ウラン質量分析室(116 号室 B) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約 1m×奥行 約 1m×高さ 約 1.9m 材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p>

7.3 使用施設の設備 (続き)

グローブボックス	23 台	<p>GB117a</p> <p>設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>主な使用機器 : 秤量器 (電子天秤)</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p> <p>GB117b</p> <p>設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>主な使用機器 : 電熱器 (小型ホットプレート)</p> <p>警報装置 : 温度警報 (警報設定値 60°C)</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p> <p>GB117c</p> <p>設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>主な使用機器 : イオン交換装置</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p> <p>GB117d</p> <p>設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>主な使用機器 : αスペクトロメーター</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p> <p>GB117e</p> <p>設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p>
----------	------	--

7.3 使用施設の設備 (続き)

グローブボックス	23 台	<p>GB117f</p> <p>設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行き 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>主な使用機器 : 秤量器 (電子天秤)</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p>
		<p>GB117g</p> <p>設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行き 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>主な使用機器 : 電熱器 (小型ホットプレート)</p> <p>警報装置 : 温度警報 (警報設定値 60°C)</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p>
		<p>GB117h</p> <p>設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行き 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>主な使用機器 : イオン交換装置</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p>
		<p>GB117i</p> <p>設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行き 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>主な使用機器 : 廃液処理装置</p> <p>警報装置 : 温度警報 (警報設定値 60°C)</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p>
		<p>GB117j</p> <p>設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行き 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p>

7.3 使用施設の設備 (続き)

グローブボックス	23 台	<p>GB118a</p> <p>設置場所 : スパイク調製室(118 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 5g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行き 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>主な使用機器 : 秤量器 (電子天秤)</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p>
		<p>GB118b</p> <p>設置場所 : スパイク調製室(118 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 5g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行き 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>主な使用機器 : 電熱器 (小型ホットプレート)</p> <p>警報装置 : 温度警報 (警報設定値 60℃)</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p>
		<p>GB118c</p> <p>設置場所 : スパイク調製室(118 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 5g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行き 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p>
		<p>GB118d</p> <p>設置場所 : スパイク調製室(118 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 5g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行き 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p>

7.3 使用施設の設備（続き）

グローブボックス	23 台	<p>GB120a</p> <p>設置場所 : プルトニウム質量分析室(120 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p> <p>GB120b</p> <p>設置場所 : プルトニウム質量分析室(120 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行 約 0.4m×高さ 約 1.9m</p> <p>取付分析機器 : 表面電離型質量分析計</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-5 に示す。</p> <p>GB120c</p> <p>設置場所 : プルトニウム質量分析室(120 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行 約 1m×高さ 約 1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体 : 鉛ガラス</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-3 に示す。</p> <p>GB120d</p> <p>設置場所 : プルトニウム質量分析室(120 号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg</p> <p>寸法 : 幅 約 1m×奥行 約 0.4m×高さ 約 1.6m</p> <p>取付分析機器 : 表面電離型質量分析計</p> <p>グローブボックスの概略図を図 7-2-4 に示す。</p>
----------	------	---

7.3 使用施設の設備 (続き)

グローブ ボックス	23 台	<p>GB121a</p> <p>設置場所 : アクチノイド分析室(121号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体:鉛ガラス</p> <p>主な使用機器 : 秤量器(電子天秤)</p> <p>グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。</p>
		<p>GB121b</p> <p>設置場所 : アクチノイド分析室(121号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体:鉛ガラス</p> <p>主な使用機器 : 電熱器(小型ホットプレート)</p> <p>警報装置 : 温度警報(警報設定値 60℃)</p> <p>グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。</p>
		<p>GB121c</p> <p>設置場所 : アクチノイド分析室(121号室)</p> <p>取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g ウラン 233 1g</p> <p>寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m</p> <p>材質 : 遮へい体:鉛ガラス</p> <p>取付分析機器 : 誘導結合プラズマ型質量分析計</p> <p>グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。</p>

7.3 使用施設の設備（続き）

フード	7 台	<p>F116a 設置場所 : ウラン化学分析室(116 号室 A) 取扱量 : ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g</p> <p>F116b 設置場所 : ウラン化学分析室(116 号室 A) 取扱量 : ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g</p> <p>F116c 設置場所 : ウラン質量分析室(116 号室 B) 取扱量 : ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g</p> <p>F117a 設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室) 取扱量 : ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g</p> <p>F117b 設置場所 : プルトニウム化学分析室(117 号室) 取扱量 : ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g</p> <p>F118a 設置場所 : スパイク調製室(118 号室) 取扱量 : ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g</p> <p>F121a 設置場所 : アクチノイド分析室(121 号室) 取扱量 : ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 10g</p> <p>フードの概略図を図 7-2-6 に示す。</p>
放射線管理設備	1 式	<p>本施設の放射線管理のために、表面汚染密度、放射線量率、空気汚染濃度、廃液の放射能濃度、個人被ばく線量を測定する。</p> <p>① 管理区域内モニタリング設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ エリアモニタ ・ 室内ダストモニタ ・ ハンドフットモニタ ・ 放射線監視盤 <p>② 放射線測定器</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サーベイメータ ・ 表面汚染検査計 ・ 試料測定装置 ・ 個人被ばく管理用線量計 <p>放射線管理設備の配置図を図 7-3-1 及び図 7-3-2 に示す。</p>

7.3 使用施設の設備（続き）

警報設備	1 式	<p>① 放射線監視盤 施設の放射線状況に異常が生じた場合、速やかに検知し警報吹鳴及び警報内容を表示する。 警報内容：放射線管理モニタの指示値上昇</p> <p>② 機械棟監視盤 気体廃棄設備、液体廃棄設備、非常用電源設備の状態に異常が生じた場合、速やかに検知し警報吹鳴及び警報内容を表示する。 警報内容：排気圧力高、排気圧力低、廃液貯槽水位高、停電、非常用電源故障、空気圧縮機故障、圧空圧力低下、給気系故障、排気系故障、遮断ダンパー閉</p> <p>③ 建屋監視盤 ホットセル、グローブボックス並びに気体廃棄設備、液体廃棄設備及び非常用電源設備の状態に異常が生じた場合、速やかに検知し警報吹鳴及び警報内容を表示する。また、盤内に直流電源装置を常時接続している。 警報内容：負圧破壊、負圧超過、温度上昇</p> <p>④ 自火報受信機 火災感知がされたとき、または盤の発信鈕を押したとき。</p>
非常用電源設備	1 式	<p>商用電源が停止した場合は、本施設内に設置する非常用発電装置により、停電後 30 秒以内に下記の接続系統に給電する。</p> <p>① 非常用発電装置 方式：ディーゼル発電機 出力：200KVA 給電開始時間：商用電源が停止後 30 秒以内 接続系統： ・動力負荷(排気第 1 系統排風機、排気第 2 系統排風機、空気圧縮機、サンプリング系ルーツブロー、消火栓ポンプ) ・電灯負荷(非常用照明及び誘導灯) ・警報負荷 監視盤(建屋監視盤、放射線監視盤) 火災受信機 実験室(ホットセル操作盤、グローブボックス操作盤) 放射線管理設備(ハンドフットモニタ、エリアモニタ) スタックダストモニタ</p> <p>非常用電源系統図を図 7-4-1 に示す。</p>

8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備

8.1 貯蔵施設の位置

貯蔵施設の位置	貯蔵施設は管理区域廊下の南側に位置する試料貯蔵室及び同室に配置する核燃料物質貯蔵庫 [REDACTED] とする。
---------	---

8.2 貯蔵施設の構造

貯蔵施設の名 称	構造	床面積 (m ²)	設計仕様
試料貯蔵室 [REDACTED]	鉄筋コンクリート造の耐震耐火構造	約 20	<ul style="list-style-type: none">・耐震 B クラスの設計とする。・床：塩化ビニル系シート・壁：エポキシ系樹脂塗装・天井：エポキシ系樹脂塗装・入口扉は鋼製とする。 図 8-1-1 に試料貯蔵室配置図を示す。

8.3 貯蔵施設の設備

貯蔵設備の名称	個数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕様
核燃料物質貯蔵庫	1式	天然ウラン： 劣化ウラン： 濃縮ウラン (5%未満)： 濃縮ウラン (5%以上 20%未満)： 濃縮ウラン (20%以上)： プルトニウム： ウラン 233：	硝酸乾固物、酸化物及び金属	<p>試料貯蔵室に核燃料物質貯蔵庫として特殊貯蔵庫 1 台及び貯蔵庫 8 台を設置する。</p> <p>各々の貯蔵庫は鋼製及びステンレス鋼製で施錠できる構造とし、据付ボルトにより固定する。</p> <p>核分裂生成物を含む試料の貯蔵の場合には、遮へい容器(鉛遮へい厚さ 50mm)に収納し、特殊貯蔵庫に貯蔵する。</p> <p>プルトニウム及びウラン 233 はビニールバッグ等に封入した後、金属容器に収納し、特殊貯蔵庫又は貯蔵庫 (A1、A2 及び A3 型) に貯蔵し、貯蔵庫 (L 型) には貯蔵しない。</p> <p>天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン及びその化合物は金属容器又はプラスチック容器に収納し、特殊貯蔵庫又は貯蔵庫 (A1、A2、A3 型及び L 型) に貯蔵する。</p> <p>核燃料物質貯蔵庫：数量 9 台 特殊貯蔵庫(1 台) 寸法： 幅 約 1,250mm ×奥行き 約 450mm ×高さ 約 1,750mm 材質：本体 鋼製 構造：貯蔵棚、前面扉鍵付き、鋼製(厚さ 10mm)、周囲ポリエチレン(厚さ 150mm)</p> <p>貯蔵庫(A1 型)：3 台 寸法： 幅 約 1,000mm ×奥行き 約 500mm ×高さ 約 1,800mm 材質：本体 ステンレス鋼製 構造：棚、前面扉鍵付き、ステンレス鋼製(厚さ 12mm)</p>

			<p>貯蔵庫 (A2 型 : 1 台)</p> <p>寸法 : 幅 約 1,200mm ×奥行き 約 500mm ×高さ 約 1,800mm</p> <p>材質 : 本体 ステンレス鋼製</p> <p>構造 : 棚、前面扉鍵付き、ステンレス鋼製(厚さ 12mm)</p> <p>貯蔵庫(A3 型 : 1 台)</p> <p>寸法 : 幅 約 1,500mm ×奥行き 約 500mm ×高さ 約 1,800mm</p> <p>材質 : 本体 ステンレス鋼製</p> <p>構造 : 棚、前面扉鍵付き、ステンレス鋼製(厚さ 12mm)</p> <p>貯蔵庫(L 型 : 3 台)</p> <p>寸法 : 幅 約 900mm ×奥行き 約 550mm ×高さ 約 1,800mm</p> <p>材質 : 本体 ステンレス鋼製</p> <p>構造 : 棚、前面扉鍵付き、ステンレス鋼製(厚さ 1mm)</p> <p>特殊貯蔵庫の概略図を図 8-1-2、貯蔵庫 (A1 型、A2 型、A3 型及び L 型) の概略図を図 8-1-3～図 8-1-6 に示す。</p>
--	--	--	---

核燃料物質保管庫	1 台	<p>ウラン 235(密封) 25g (天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン)</p> <p>プルトニウム(密封) 0.1g</p>	酸化物	<p>査察用機器の調整・較正に使用する密封状態のウランロッド、ペレット等を保管するためデータ処理調整較正室に核燃料物質保管庫(1 台)を設置する。核燃料物質保管庫は鋼製で施錠できる構造とし、床に置く。</p> <p>寸法 : 幅 約 900mm ×奥行き 約 500mm ×高さ 約 1,830mm</p> <p>材質 : 本体 鋼製</p> <p>構造 : 棚付き、前面扉鍵付き</p> <p>保管庫の概略図を図 8-1-7 に示す。</p>
----------	-----	---	-----	--

9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備

9.1 気体廃棄施設

9.1.1 気体廃棄施設の位置

<p>気体廃棄施設の位置</p>	<p>気体廃棄施設は、新分析棟 2 階の排気機械室にあり、排気筒は新分析棟屋上に位置する。</p> <p>本施設の管理区域内で発生する気体廃棄物は、高性能エアフィルタ等のろ過により、排気中の放射性物質濃度を「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」（原子力規制委員会告示 7 号）で定められている周辺監視区域外の空気中の濃度限度以下にして、排気筒から排出される。なお、本施設からの排気中の放射性物質濃度を監視するためスタックダストモニタを本施設内に設ける。</p> <p>図 9-1 に気体廃棄設備の系統図を示す。</p>
------------------	---

9.1.2 気体廃棄施設の構造

<p>気体廃棄施設の名称</p>	<p>構造</p>	<p>床面積 (m²)</p>	<p>設計仕様</p>
<p>排気機械室</p>	<p>鉄筋コンクリート造りの耐震耐火構造である。</p>	<p>約 222</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震 B クラスの設計とする。 ・床：エポキシ系樹脂塗装 壁：エポキシ系樹脂塗装、吸音材貼り（グラスウール） 天井：吸音材貼り（グラスウール） ・排気筒は鋼管製でその高さは地上約 20m である。

9.1.3 気体廃棄施設の設備

設備名称	仕様
排風機	<ul style="list-style-type: none"> ・ 排気第1系統の対象場所はグローブボックス、ホットセルであり、風量は400m³/h以上である。台数は2台(予備1台を含む) ・ 排気第2系統の対象場所はフードであり、風量は6,500m³/h以上である。台数は2台(予備1台を含む) ・ 排気第3系統の対象場所は管理区域各室であり、風量は11,100m³/h以上である。台数は2台(予備1台を含む) <p>排気系統のダクト材質は排気第1、第2系統についてはステンレス鋼製(一部鋼製)とする。排気第3系統については鋼製とする。</p>
排気フィルタ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 排気第1系統の負圧値は、約-300Paである。フィルタの段数はプレフィルタ1、高性能エアフィルタ2+(1)である。 ・ 排気第2系統の開口部風速は窓半開時0.5m/s以上である。フィルタの段数はプレフィルタ1、高性能エアフィルタ2+(1)である。 ・ 排気第3系統の負圧値は、約-50Paである。フィルタの段数はプレフィルタ1、高性能エアフィルタ2+(1)である。 <p>負圧値は、室内圧を基準とした場合の値を示す。</p> <p>排気系統の高性能エアフィルタは、単位のDOP試験で捕集効率99.97%以上(at0.15μm粒子)の性能を有する。第1系統ではこの他にグローブボックス及びホットセル本体には高性能エアフィルタが設置されている。なお、括弧内の数字は排気系統の高性能エアフィルタの予備の数を示す。</p>
排気筒	鋼管製で高さは地上20m
スタックダストモニタ	排気筒から排気される空气中放射性物質濃度の連続監視用

9.2 液体廃棄施設

9.2.1 液体廃棄施設の位置

液体廃棄施設の位置	<p>液体廃棄施設は、新分析棟地階の廃液貯槽室に位置する。液体廃棄物としては、手洗器、シャワー、床排水、排気筒ドレン等の低いレベルの廃液は、本施設内廃液用配管を經由して廃液貯槽(5m³)2基のうち1基に貯留される。</p> <p>廃液貯槽から排水するときは、廃液中の放射性物質濃度を測定し、その値が原子力規制委員会告示7号に規定する周辺監視区域外の濃度限度以下の場合は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)の第一排水溝へ放出する。上記制限値を超えるときは、タンクローリーで原科研の廃棄物処理場へ運搬する。</p> <p>グローブボックス等で発生するウラン、プルトニウムを含む廃液は、中和、固化等を行い、固体廃棄物として処理する。液体廃棄設備の系統図を図9-2に示す。</p>
-----------	---

9.2.2 液体廃棄施設の構造

液体廃棄施設の名称	構造	床面積(m ²)	設計仕様
廃液貯槽室	鉄筋コンクリート造りの耐震耐火構造である。	約39	耐震Bクラスの設計とする。 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：エポキシ系樹脂塗装 天井：エポキシ系樹脂塗装

9.2.3 液体廃棄施設の設備

設備名称	仕様
廃液貯槽	容量：5m ³ 、数量：2基、材質：ステンレス 液位監視用レベル計付 廃液貯槽からの排水：バッチ方式 排水の都度、サンプリング及び放射能濃度の測定を行う。 貯槽設置部の床面には、万一の漏洩に備えて防液堤を設け、漏えい検知用のピット(約75L)を設ける。
廃液移送ポンプ	容量：2.2kw、数量：2基

9. 3 固体廃棄施設

9. 3. 1 固体廃棄施設の位置

固体廃棄施設の位置	固体廃棄施設は、新分析棟 1 階の廃棄物貯蔵室である。
-----------	-----------------------------

9. 3. 2 固体廃棄施設の構造

固体廃棄施設の名称	構造	床面積 (m ²)	設計仕様
廃棄物貯蔵室	鉄筋コンクリート造りの耐震耐火構造	約 21	耐震 B クラスの設計とする。 床：塩化ビニール系シート 壁：エポキシ系樹脂塗装 天井：エポキシ系樹脂塗装 保管能力は、7m ³ (20L の専用の容器 150 個及び 200L ドラム缶 20 本の合計容量に相当) である。

9. 3. 3 固体廃棄施設の設備

設備名称	仕様
固体廃棄施設の設備	<p>本施設で発生する固体廃棄物は、内容物に応じて、α 可燃性、α 不燃性、$\beta \cdot \gamma$ 可燃性、$\beta \cdot \gamma$ 不燃性に分類し、$\beta \cdot \gamma$ 可燃性及び $\beta \cdot \gamma$ 不燃性については、専用の容器に密封した後、不燃材の容器に入れて一時保管する。α 可燃性及び α 不燃性についてはビニールバッグにて 2 重に梱包して密封し、専用のドラム缶容器に封入して一時保管する。</p> <p>発生する固体廃棄物が本固体廃棄施設の保管能力を超える前に、保障措置分析棟保管室 (1)、保管室 (2)、保管室 (3)、保管室 (4) に一時保管した後に原科研の廃棄物処理場へ搬出するか、直接原科研の廃棄物処理場へ搬出して処理する。</p>

10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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

東海保障措置センター共通編に記載のとおり。

11. 閉じ込めの機能、遮蔽その他の事項に関する使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備

(1) 閉じ込めの機能	<p>放射性物質を収納する系統及び機器は、ホットセル、グローブボックス及びフードである。ホットセル、グローブボックスはリーク率を0.1vol%/h以下とする密封構造である。また、これらの機器内は負圧(通常約-300Pa)に保たれている。またフードは、窓半開時の風速を0.5m/sec以上に維持する。</p>
(2) 遮蔽(へい)	<p>グローブボックス、ホットセルに用いる遮へい体として、グローブボックスは含鉛パネル(鉛2mm当量)、ホットセルは鉄材(厚さ2cm)を用いて遮へいを行う。 核燃料物質を貯蔵する試料貯蔵室は、建屋壁[REDACTED]により遮へいを行う。 試料貯蔵室には核燃料物質貯蔵庫として、特殊貯蔵庫、A型貯蔵庫及びL型貯蔵庫が設置されている。特殊貯蔵庫は厚さ1cmの鋼板及び厚さ15cmの中性子線の遮へい材(ポリエチレン)により遮へいを行う。またA型貯蔵庫及びL型貯蔵庫は、それぞれ厚さ約1cm及び0.1cmのステンレス鋼により遮へいを行う。</p>
(3) 火災等による損傷の防止	<p>建物及び居室は、建築基準法で定める耐火構造及び不燃材料で造られている。万一火災が発生した場合速やかに発見、消火出来るよう火災警報設備及び消火設備を設ける。また、核燃料物質を取り扱うセル等について、不燃性材料又は難燃性材料を使用する。</p>
(4) 立ち入りの防止	<p>管理区域の境界に標識を付している。 業務上立ち入る者以外がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限している。</p>
(6) 核燃料物質の臨界防止	<p>新分析棟の試料貯蔵室における核燃料物質は、乾燥系で取扱い、金属系の質量制限値以下であることから臨界にはならない。試料貯蔵室を除く各室では、プルトニウム-水系を適用した質量制限値以下になるように管理するため臨界にはならない。また、各室の最大取扱量を単一ユニットとして、隣接する室との複数ユニットを想定した場合、ダブルバッチとしても核的制限値以下であるため臨界にはならない。</p>

<p>(7) 施設検査対象施設の地盤</p>	<p>東海保障措置センターは、日本原子力発電株式会社の敷地近傍にあることを考慮し、日本原子力発電株式会社の資料をもとに新分析棟の基礎地盤について評価した。日本原子力発電株式会社の資料*より、基礎地盤の長期支持力は、$4.07\text{N}/\text{mm}^2$と評価され、新分析棟の常時の施設建屋の設置圧 約$0.20\text{N}/\text{mm}^2$ に対する安全率は20.4となり、当該施設を十分に支持することができる。</p> <p>(*平成26年5月20日付け 東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 添付書類六 6.3項「地盤」より)</p>
<p>(8) 地震による損傷の防止</p>	<p>新分析棟の建屋は、Bクラスの施設で重要度は第2類に相当する。耐震設計はいずれも静的設計法で計算されており、設備は剛構造である。平均N値30以上の砂層の支持基盤で、杭基礎によって建屋を建設した。また、グローブボックス、分析機器(質量分析計)などは耐震Bクラスで設計されている。</p>
<p>(9) 津波による損傷の防止</p>	<p>東海保障措置センター敷地の北方約1kmを久慈川が流れ、東方約900mの位置に海岸がある。本敷地は海拔約20mの地点に位置するため、津波、高潮及び洪水による災害を受けるおそれはない。なお、自治体(東海村)が作成した自然災害ハザードマップに示される津波、洪水、土砂災害が想定される区域には含まれていない。</p>
<p>(10) 外部からの衝撃による損傷の防止</p>	<p>(9)に示すように、自治体(東海村)が作成した自然災害ハザードマップに示される津波、洪水、土砂災害が想定される区域には含まれていない。</p> <p>火山の影響について、日本原子力発電株式会社 東海第二発電所の文献調査により、約120km離れた赤城山の噴火により約40cmの降灰が評価されている。降灰が確認される場合、一時的な気体廃棄設備の停止、遮断ダンパー閉止、灰除去、フィルタ交換等により本降灰による影響を低減させる対応を図る。</p> <p>台風及び竜巻の影響について、最大風速$92\text{m}/\text{s}$(Fスケール:F3として)を想定し、鋼製材、鋼管パイプ等の飛来及び衝突が考えられるが、飛来物とならないように鋼製材等をまとめて固縛することにより飛来を回避することができる。</p> <p>森林火災について、東海保障措置センター敷地近傍において森林火災が発生した際、新分析棟建屋外壁の表面温度を評価した結果、コンクリートの許容温度200°Cを下回っており、建屋の安全機能を保持できる。近隣産業施設などの火災について、施設周囲に火災、爆発、有毒ガスの発生等の影響を及ぼす石油コンビナート等の産業施設は東海保障措置センター近傍にはない。</p> <p>東海保障措置センター敷地への航空機墜落確率を評価した結果、確率は5.7×10^{-8}回/年であり、基準値10^{-7}回/年を下回ることから航空機墜落の影響は考慮を要しない。</p> <p>ダムの崩壊について、施設の安全機能を損なうような河川はないため考慮を要しない。また施設と防波堤の位置関係を考慮すると船舶の衝突について考慮を要しない。</p>

(11) 施設検査対象施設への人の不法な侵入等の防止	東海保障措置センターの施設検査対象施設は、保障措置分析棟、開発試験棟及び新分析棟であり、第三者の不法な接近は、施錠管理及び柵等の対策を実施している。
(12) 溢水による損傷の防止	管理区域内における溢水源として、建屋内の消火活動による放水、実験台流し等の水道配管の破損によるものが想定される。管理区域内の溢水は、フロア各所に配置されたフロアドレンより地下の廃液貯槽室の廃液貯槽(5m ³ ×2基)に流入するが、これら廃液貯槽が満水となった場合、通気管等より廃液貯槽室内に流出する。廃液貯槽室内の気積は約200m ³ があるため、消火活動等による溢水が3時間生じたと仮定しても溢水総量を十分に収納できることから、1階の試料貯蔵室 [REDACTED] への溢水の影響は生じない。
(13) 化学薬品の漏えいによる損傷の防止	新分析棟では化学薬品は試薬瓶から分取して使用している。新分析棟で使用している化学薬品のうち最も保管量が多いのは硝酸であり、その保管量は約15Lである。化学薬品の保管場所から直近の設備までは部屋を隔てて10m程度離れている。したがって、試薬保管庫は地震対策を施しているが、仮に地震により試薬瓶が破損して化学薬品が漏えいしても設備まで到達しない。また、グローブボックス内では、保障措置分析等のため希釈した硝酸溶液を使用するが、グローブボックス底面の立ち上がりを上回る量を使用することはないため、本硝酸溶液を保管する容器が転倒しても、グローブボックスより漏えいすることはない。
(14) 飛散物による損傷の防止	新分析棟内において可燃性ガスは取扱っていない。超低温液化ガス容器(液体窒素)を取扱っているが、本容器は高压ガス保安法に基づく法定点検を行い安全機能を維持している。本容器には安全弁が設置されていることから過剰な圧力上昇は生じないため、容器が破裂し飛散物となることはない。
(15) 重要度に応じた安全機能の確保	安全上重要な施設は、東海保障措置センターに存在しない。 (「核燃料物質の使用に係る新規規制基準の施行に伴う報告について」に対する再評価について 平成28年3月 原子力規制庁報告資料)
(16) 環境条件を考慮した設計	通常時及び設計評価事故時に想定される全ての環境条件において、安全機能を発揮することができる。 (「核燃料物質の使用に係る新規規制基準の施行に伴う報告について」に対する再評価について H28/3規制庁報告資料中に、外的事象として、地震、津波、竜巻、その他の外部からの衝撃(洪水、風(台風)、凍結、高温、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的影響、森林火災等、飛来物、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害)について安全機能を発揮することを評価している。)

(17) 検査等を考慮した設計	定期的に試験・検査を行い、必要な保守又は修理を実施しており、安全機能を維持している。
(18) 施設検査対象施設の共用	他施設と共用している設備はない。
(19) 誤操作の防止	グローブボックス、ホットセルの給排気弁の操作を誤った場合、警報装置として負圧警報が吹鳴し、誤操作を防止する。なお、グローブボックス、ホットセルは気密構造であることを確認しており、負圧状態が仮に常圧になったとしても、グローブボックス、ホットセルからの漏えいは生じない。また、給排気弁の操作により内部が加圧になることはない。
(20) 安全避難通路等	管理区域内には、従事者の退避等のための緊急脱出口及び避難誘導灯を設けている。
(21) 設計評価事故時の放射線障害の防止	設計評価事故として、グローブボックス内に5gのプルトニウムがあり、グローブボックス内に発生した火災によりグローブボックスが破損してプルトニウムが室内に飛散し、非常扉より公衆へ放出され、敷地境界で吸入摂取する事故を想定した場合、敷地境界において著しい放射線障害を及ぼすおそれはない。
(22) 貯蔵施設	貯蔵施設において、定められた最大貯蔵量以上の核燃料物質の貯蔵を行わない。また、貯蔵施設に注意事項、その他保安上必要な事項を掲示し、核燃料物質を搬入する場合、その他必要がある場合を除き、貯蔵施設には施錠または立入制限の措置を講じる。

(23) 廃棄施設	<p>気体廃棄物を廃棄する場合は、周辺監視区域外の空気中の放射性物質の3月間についての平均濃度が、原子力規制委員会告示7号で定める周辺監視区域の境界における空気中の放射性物質の濃度限度を超えないように廃棄する。また、核燃料物質の使用時は、排気口における排気中の放射性物質の濃度を排気監視設備によって測定する。</p> <p>液体廃棄物を廃棄する場合は、周辺監視区域外の水中の放射性物質濃度を、原子力規制委員会告示7号で定める周辺監視区域外の水中の放射性物質濃度を超えないように廃棄する。また液体廃棄物を放出する場合は、廃液貯槽における廃液中の放射性物質濃度の測定を行う。</p> <p>固体廃棄物は、不燃性と可燃性に区分し、線量当量率または放射性物質の含有量に応じて分類したのち、容器に封入梱包する。また、容器毎に廃棄物の内容、主な核種とその量、線量当量率を明示し固体廃棄物保管場所に保管する。</p> <p>可燃性の固体廃棄物を保管する場合は、不燃性の棚に収納するか、あるいは不燃材で覆う等の防火対策を施す(不燃性の容器に保管する場合を除く)。原科研へ搬出されるまでの期間、保管している固体廃棄物の保管状態を確認する。</p>
(24) 汚染を検査するための設備	<p>管理区域の出入口に汚染検査室を設けている。汚染検査室には洗浄設備及び更衣室があり、放射線測定器や除染機器を設置している。</p>
(25) 監視設備	<p>管理区域内の放射性物質濃度、空間線量率は、放射線監視盤により監視を実施している。</p> <p>なお、新分析棟の境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視する設備を有していない。境界付近における線量当量率の測定として、サーベイメータにより線量当量率を定期的に測定している。</p>
(26) 非常用電源設備	<p>非常用発電装置及び直流電源装置から構成される非常用電源設備を設置し、停電等の外部電源系統の機能喪失時に管理区域の排気設備、放射線監視盤、火災等の警報設備、消火栓、通信・連絡設備、非常用照明灯等へ電源を供給し、安全機能を確保している。</p>
(27) 通信連絡設備等	<p>非常用通信機器として、緊急時電話回線、ファクシミリ及び携帯電話等を有している。</p>

<p>(28) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</p>	<p>「核燃料物質の使用に係る新規制基準の施行に伴う報告について」に対する再評価について(27核管東第249号 平成28年3月30日)によって報告した評価結果において、安全機能が喪失して東海保障措置センターから放射性物質が放出されたとしても、公衆及び従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはないことから、東海保障措置センターには「安全上重要な施設」に該当する設備は存在しない。</p>
------------------------------------	---

12. 添付書類（原子炉規制法施行令第38条第2項に定める書類）

12-1. 使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書
（事故に関するものを除く）

(1) 閉じ込めの機能

新分析棟 障害対策書 2. 閉じ込めの機能 参照

(2) 遮蔽(へい)

新分析棟 障害対策書 3. 放射線業務従事者の被ばく 参照

(3) 火災等による損傷の防止

新分析棟 安全対策書 2. 火災に対する考慮 参照

(4) 立ち入りの防止

人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵その他の区画物及び標識を設ける。業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、当該区域の境界に柵その他の人の侵入を防止するための設備又は標識を設ける。

(6) 核燃料物質の臨界防止

新分析棟 安全対策書 4. 臨界管理 参照

(7) 施設検査対象施設の地盤

地震の発生によって生ずるおそれがある使用前検査対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定する地震力(安全機能を有する使用前検査対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの(以下、耐震重要施設という。)にあつては、供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力)が作用した場合においても施設を十分に支持することができる地盤に設ける。

なお、東海保障措置センターに耐震重要施設は存在しない。

(8) 地震による損傷の防止

新分析棟 安全対策書 5. 1 地震及び台風 参照

(9) 津波による損傷の防止

新分析棟 安全対策書 5. 2 地震、台風以外の自然災害 参照

(10) 外部からの衝撃による損傷の防止

新分析棟は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわない。また、施設内又はその周辺において想定される施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対しても安全機能を損なわない。

(11) 施設検査対象施設への人の不法な侵入等の防止

新分析棟には、新分析棟への人の不法な侵入、新分析棟に不正に爆発性又は可燃性を有する物件
その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれることを防止するための設備を設ける。

(12) 溢水による損傷の防止

新分析棟は、その施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわない。

(13) 化学薬品の漏えいによる損傷の防止

新分析棟は、その施設内における化学薬品の漏えいが発生した場合においても安全機能を損なわない。

(14) 飛散物による損傷の防止

新分析棟は、その施設内の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全機能を損なわない。

(15) 重要度に応じた安全機能の確保

新分析棟は、その安全機能の重要度に応じて、その機能を確保する。なお、東海保障措置センターに安全上重要な施設は存在しない。

(16) 環境条件を考慮した設計

新分析棟は、通常時及び設計評価事故時に想定される全ての環境条件において、安全機能を発揮することができる。

(17) 検査等を考慮した設計

新分析棟 安全対策書 9. 6 検査、修理等に対する考慮 参照

(18) 使用前検査対象施設の共用

新分析棟 安全対策書 9. 4 共用に対する考慮 参照

(19) 誤操作の防止

新分析棟 安全対策書 6. 誤操作に対する考慮 参照

(20) 安全避難通路等

新分析棟 安全対策書 9. その他の安全に対する考慮 参照

(21) 設計評価事故時の放射線障害の防止

新分析棟において想定する設計評価事故時において、周辺監視区域の外の公衆に著しい放射線障害を及ぼすおそれはない。

(22) 貯蔵施設

新分析棟の貯蔵施設には、核燃料物質を貯蔵するための施設又は設備を設け、核燃料物質を貯蔵するために必要な容量を有するものとする。また、本貯蔵施設には、標識を設け、核燃料物質を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施錠又は立入制限の措置を講じる。核燃料物質を冷却する必要はない。

(23) 廃棄施設

新分析棟の廃棄施設には、管理区域内の人が常時立ち入る場所及び周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度を低減できるよう、使用施設等において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する。また、周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を低減できるよう、使用施設等において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する。本廃棄施設において、放射性廃棄物の保管廃棄は行わない。

(24) 汚染を検査するための設備

新分析棟には、管理区域内の放射性物質により汚染されるおそれのある場所から退出する者の放射性物質による汚染を検査するために必要な設備を設ける。

(25) 監視設備

新分析棟には、通常時及び設計評価事故時において、当該施設における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する監視設備を有する。

(26) 非常用電源設備

新分析棟 安全対策書 7. 電源喪失に対する考慮 参照

(27) 通信連絡設備等

東海保障措置センターには、設計評価事故が発生した場合において施設内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び通信連絡設備を設ける。

12-2. 想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書

別冊 3 新分析棟 安全対策書に記載の通り。

12-3. 核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書

東海保障措置センター共通編 添付書類－1 変更に係る核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書に記載の通り。

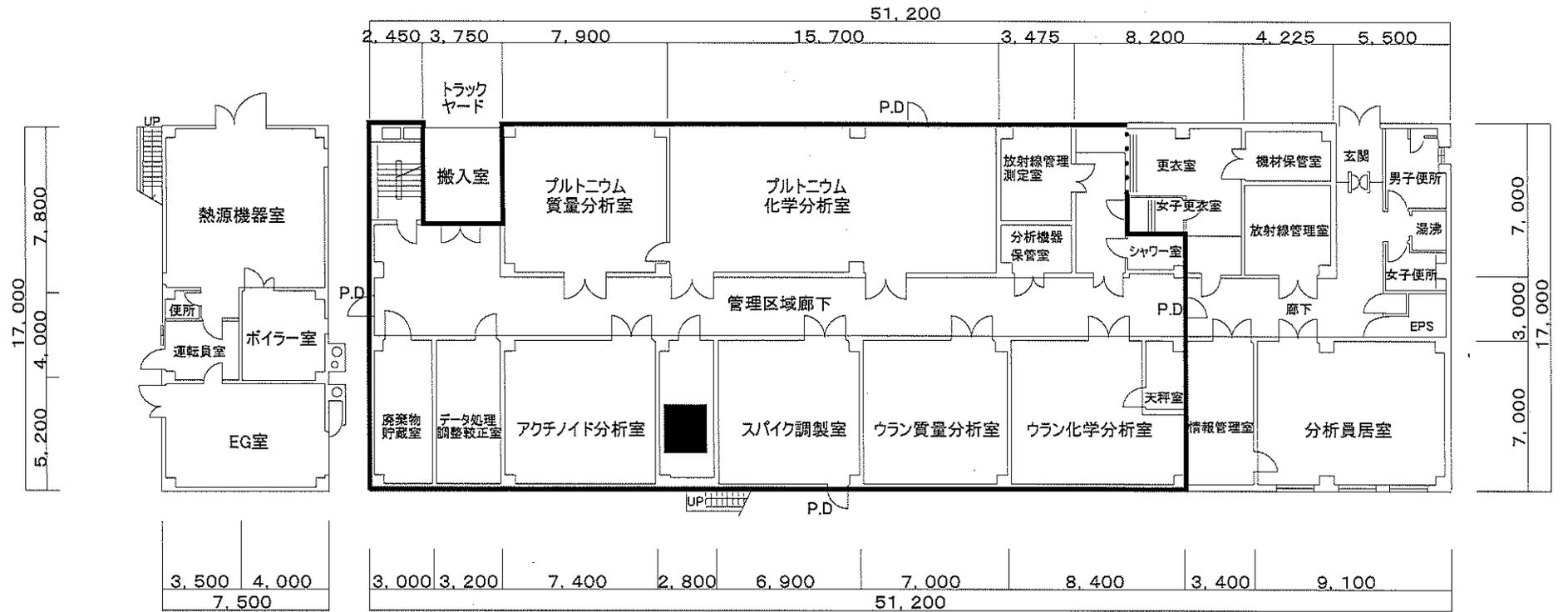
12-4. 使用施設等の保安のための業務に品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

東海保障措置センター共通編に記載の通り。

本文添付図面

本文添付図面

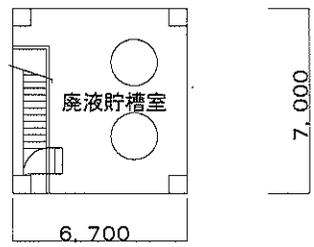
- 図 7-1-1 新分析棟の1階、地階平面図
- 図 7-1-2 新分析棟の2階平面図
- 図 7-2 消火設備配置図
- 図 7-2-1 ホットセル、グローブボックス、フード概略配置図
- 図 7-2-2 ホットセル概略図
- 図 7-2-3 グローブボックス (1m³) 概略図
- 図 7-2-4 グローブボックス (0.28m³) 概略図
- 図 7-2-5 グローブボックス (0.4m³) 概略図
- 図 7-2-6 フード概略図
- 図 7-3-1 放射線管理設備配置図 (1階及び地階)
- 図 7-3-2 放射線管理設備配置図 (2階)
- 図 7-4-1 非常用電源系統図
- 図 8-1-1 ██████████ 配置図
- 図 8-1-2 ██████████ 概略図
- 図 8-1-3 ██████████ 概略図
- 図 8-1-4 ██████████ 概略図
- 図 8-1-5 ██████████ 概略図
- 図 8-1-6 ██████████ 概略図
- 図 8-1-7 ██████████ 概略図
- 図 9-1 気体廃棄設備の系統図
- 図 9-2 液体廃棄設備の系統図



機械棟

新分析棟

S:1/200



管理区域

図 7-1-1 新分析棟の1階、地階平面図

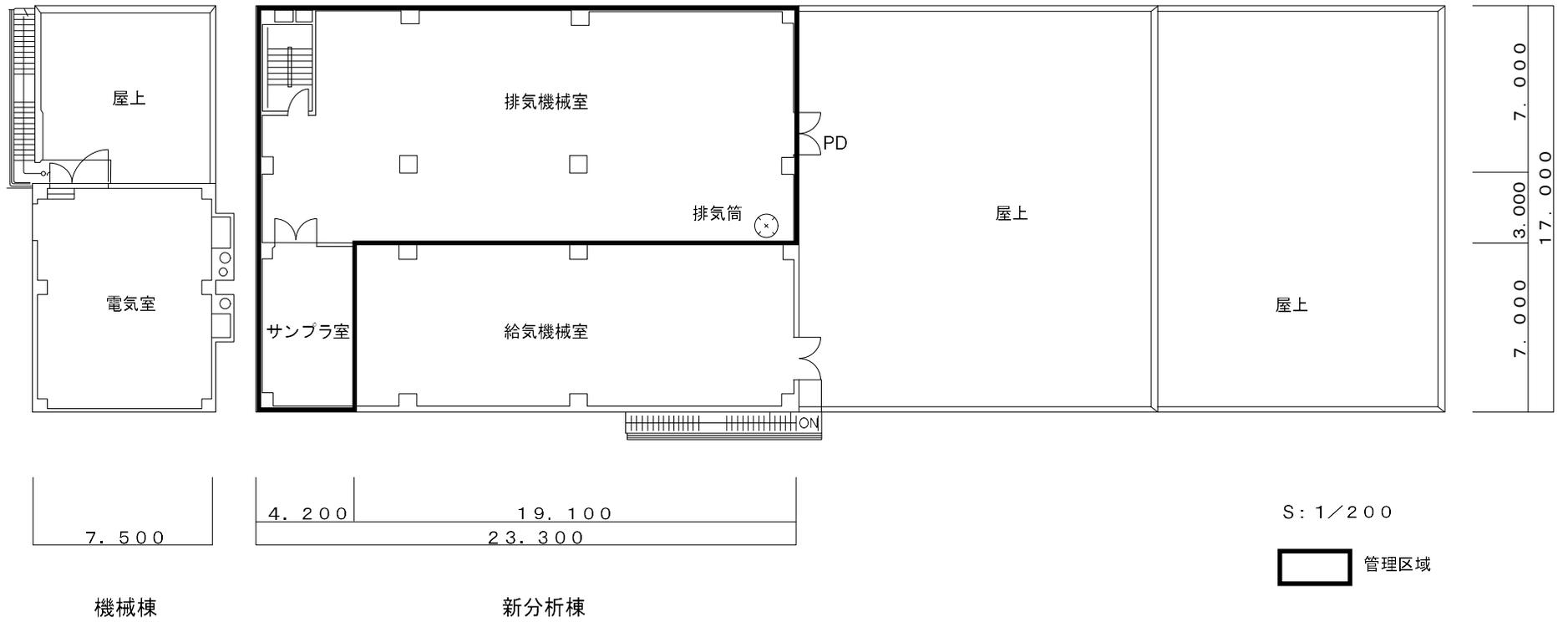


図 7-1-2 新分析棟の 2 階平面図

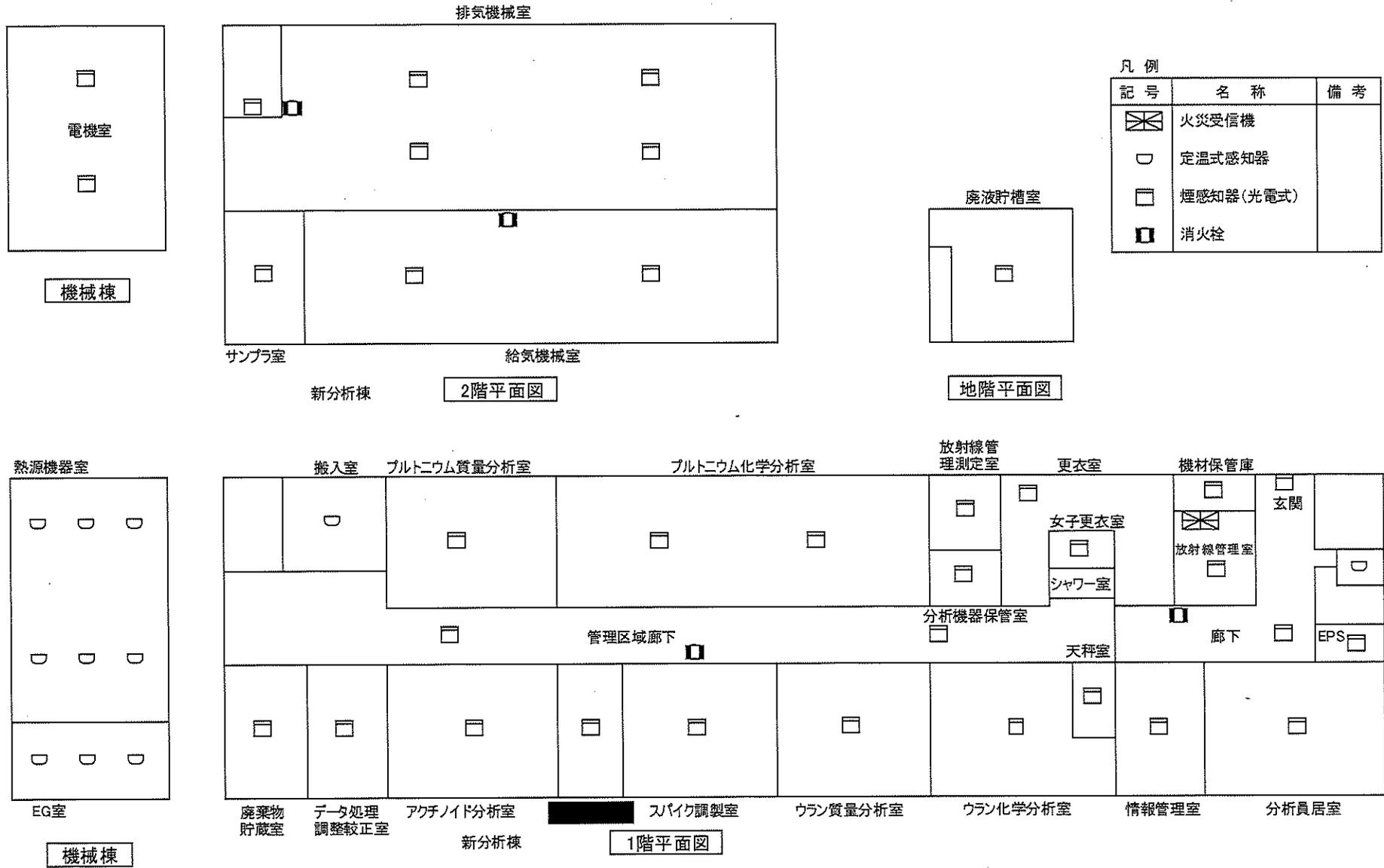


図 7-2 消火設備配置図

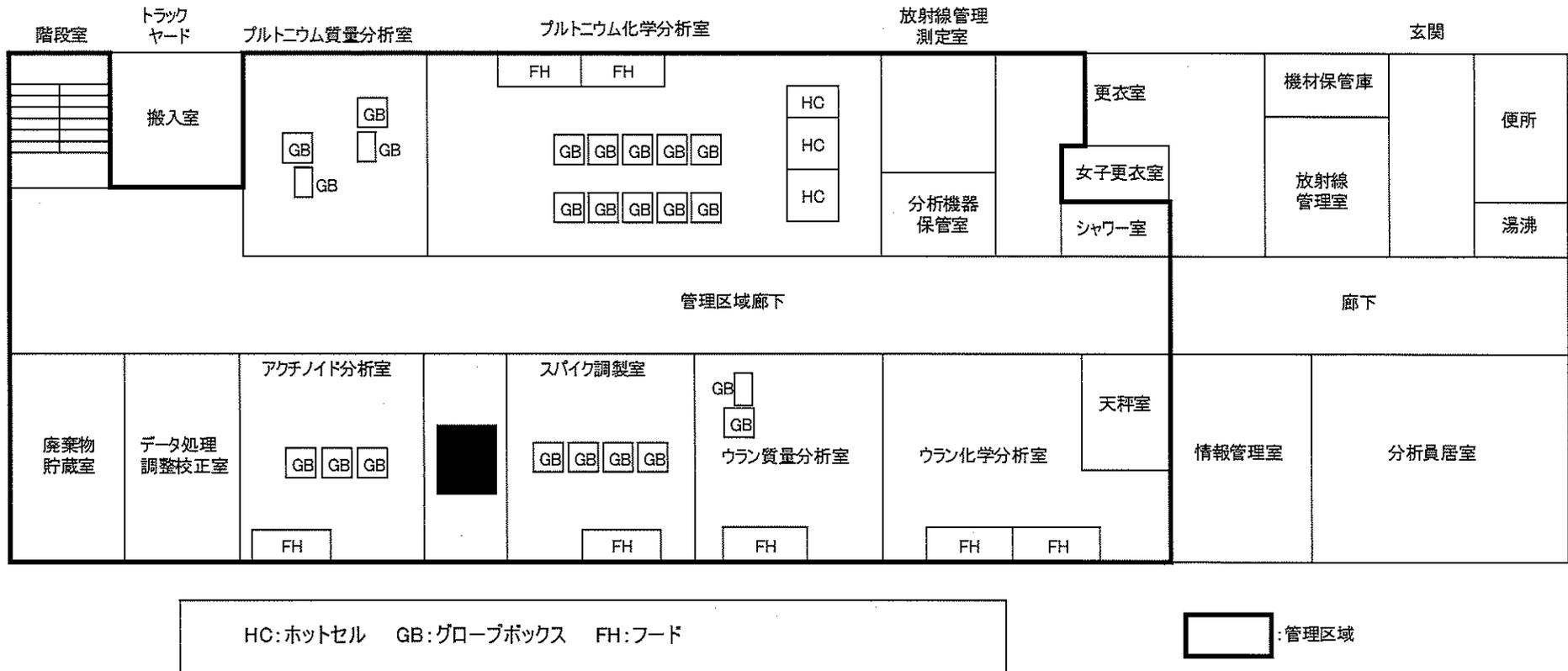


図 7-2-1 ホットセル、グローブボックス、フード概略配置図

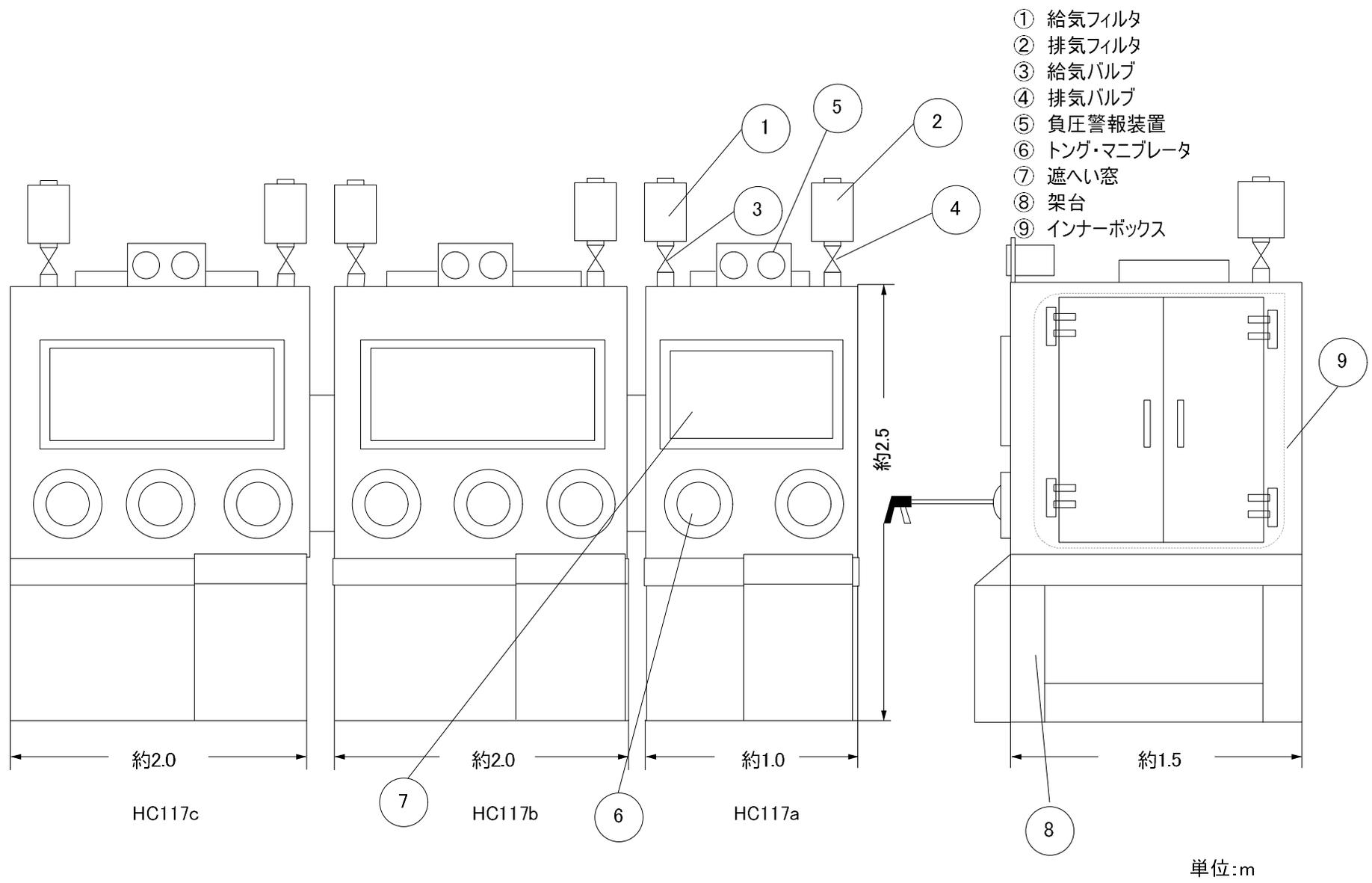
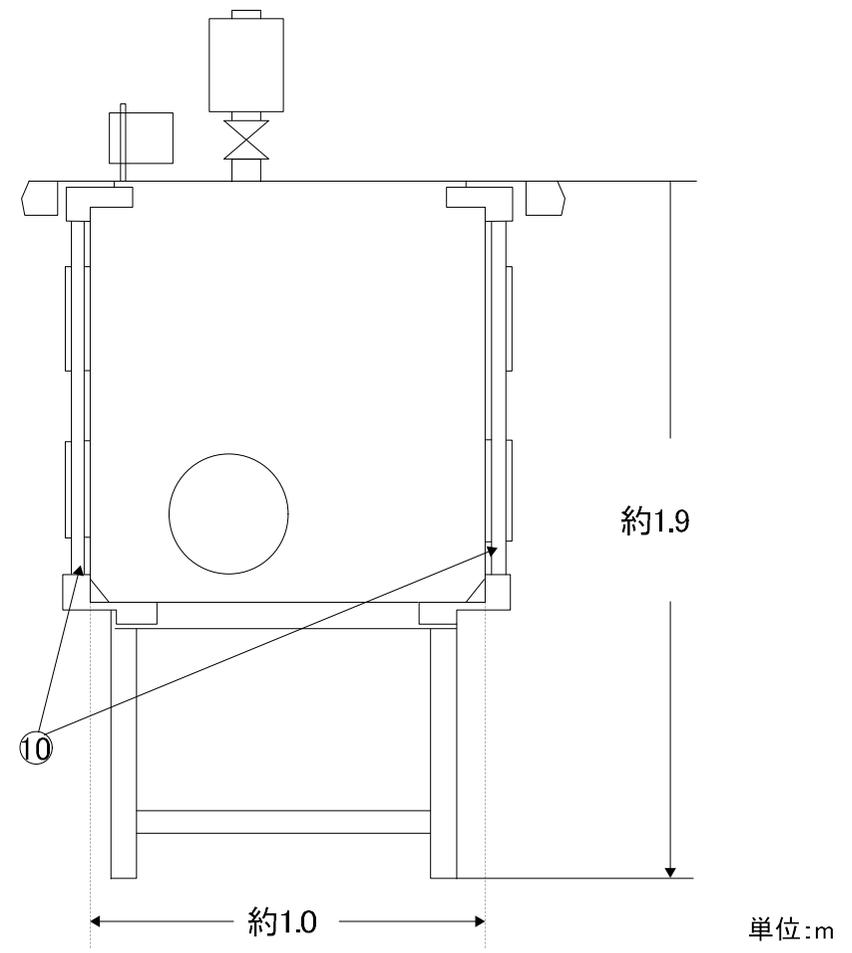
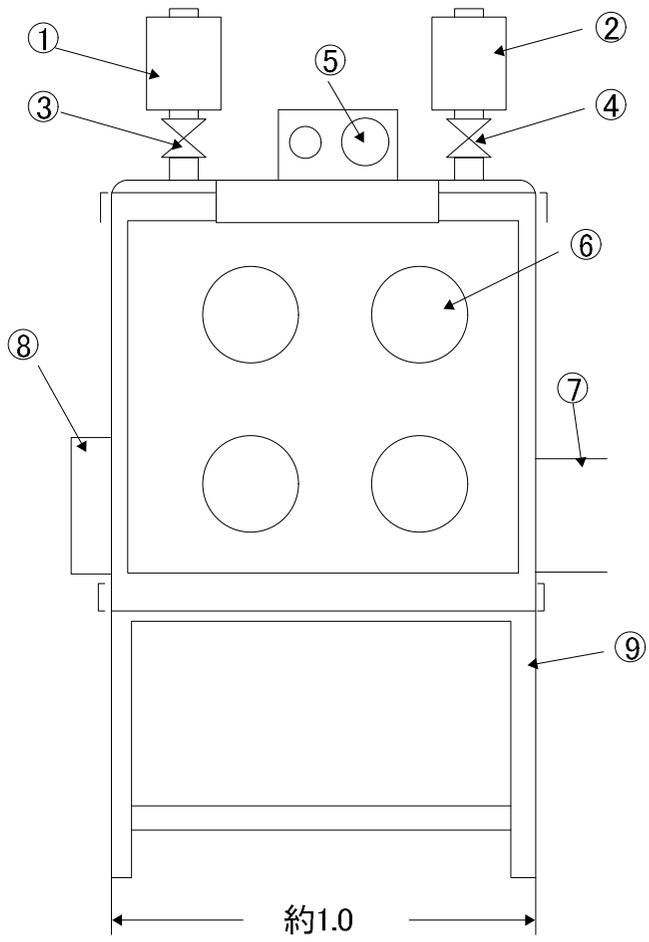


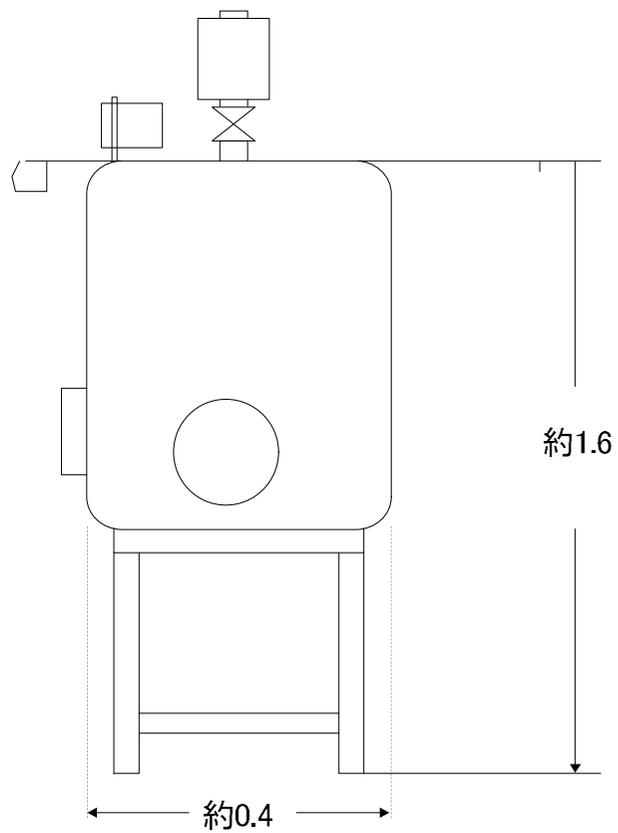
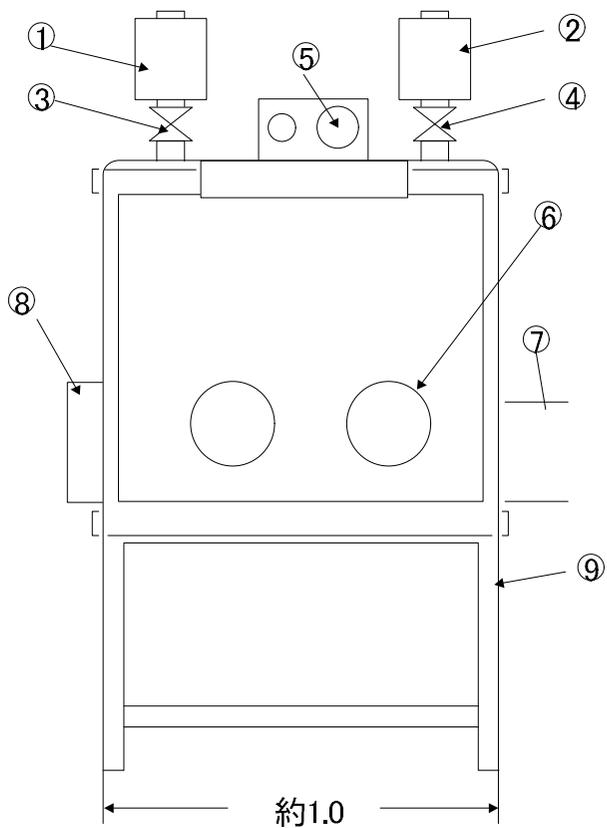
図 7-2-2 ホットセル概略図



(遮へい体あり)

- ①給気フィルタ
- ②排気フィルタ
- ③給気バルブ
- ④排気バルブ
- ⑤負圧警報装置
- ⑥グローブポート
- ⑦トランスファーポート
- ⑧ビニールバッグ式ポート
- ⑨架台
- ⑩遮へい体

図 7-2-3 グローブボックス (1m³) 概略図

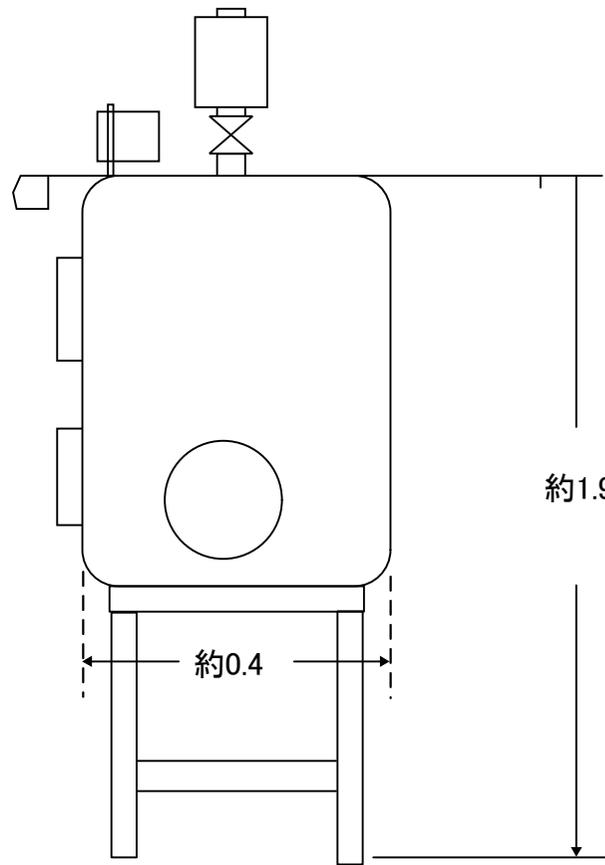
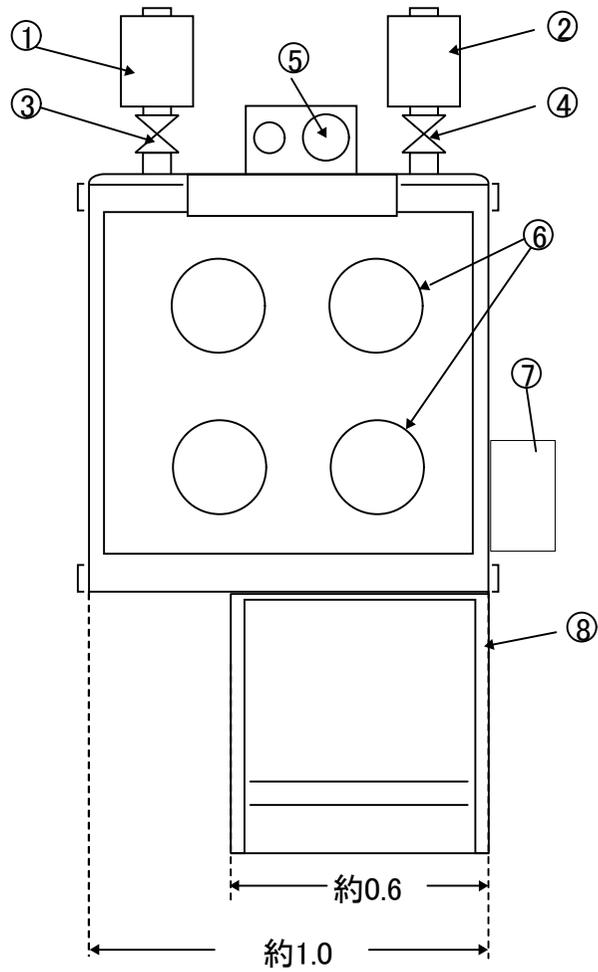


単位:m

(遮へい体無し)

- | | |
|---------|--------------|
| ①給気フィルタ | ⑥グローブポート |
| ②排気フィルタ | ⑦トランスファーポート |
| ③給気バルブ | ⑧ビニールバッグ式ポート |
| ④排気バルブ | ⑨架台 |
| ⑤負圧警報装置 | |

図 7-2-4 グローブボックス (0.28m³) 概略図



単位:m

(遮へい体無し)

- ①給気フィルタ
- ②排気フィルタ
- ③給気バルブ
- ④排気バルブ
- ⑤負圧警報装置
- ⑥グローブポート
- ⑦トランスファーポート
- ⑧架台

図 7-2-5 グローブボックス (0.4m³) 概略図

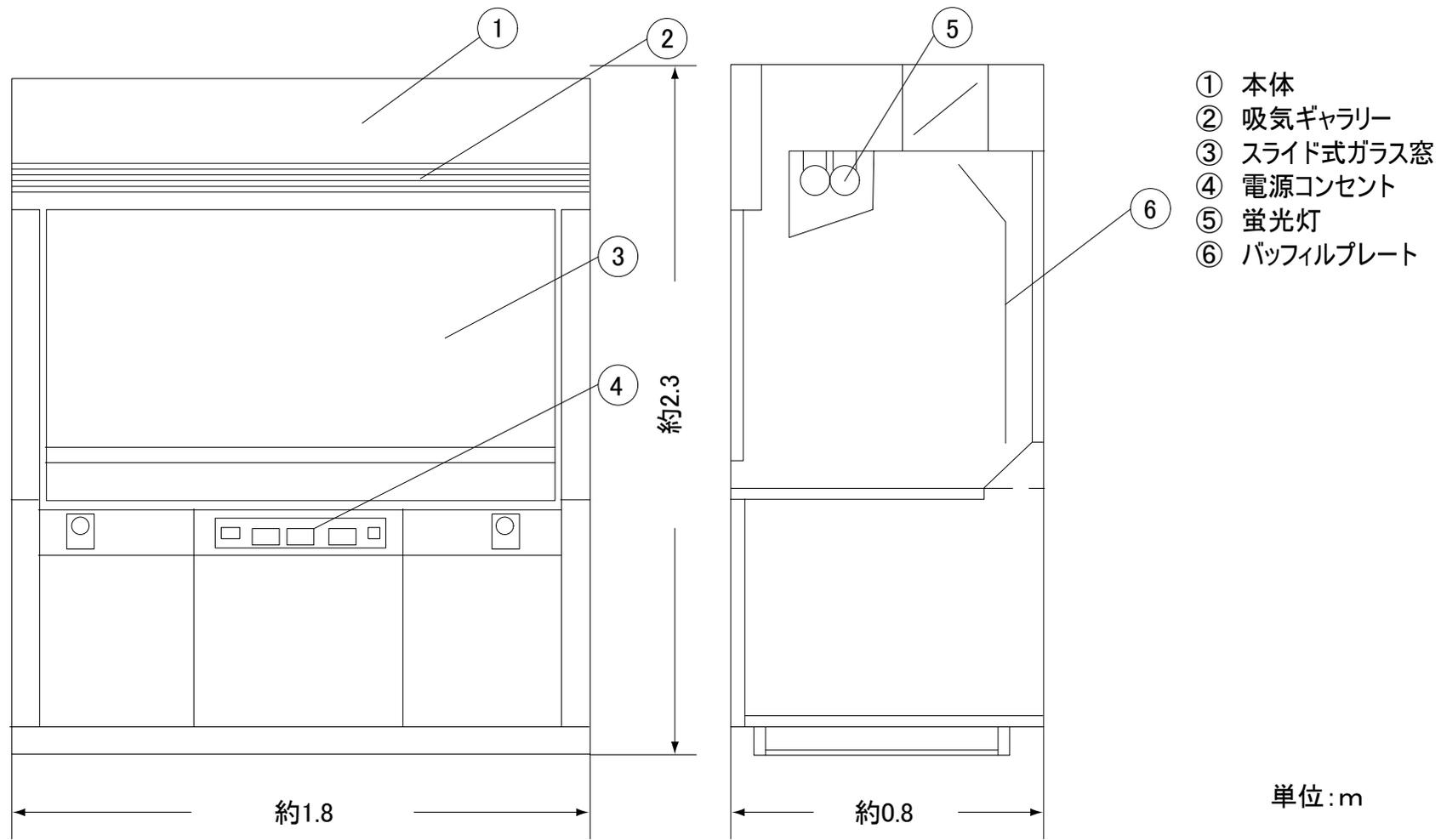
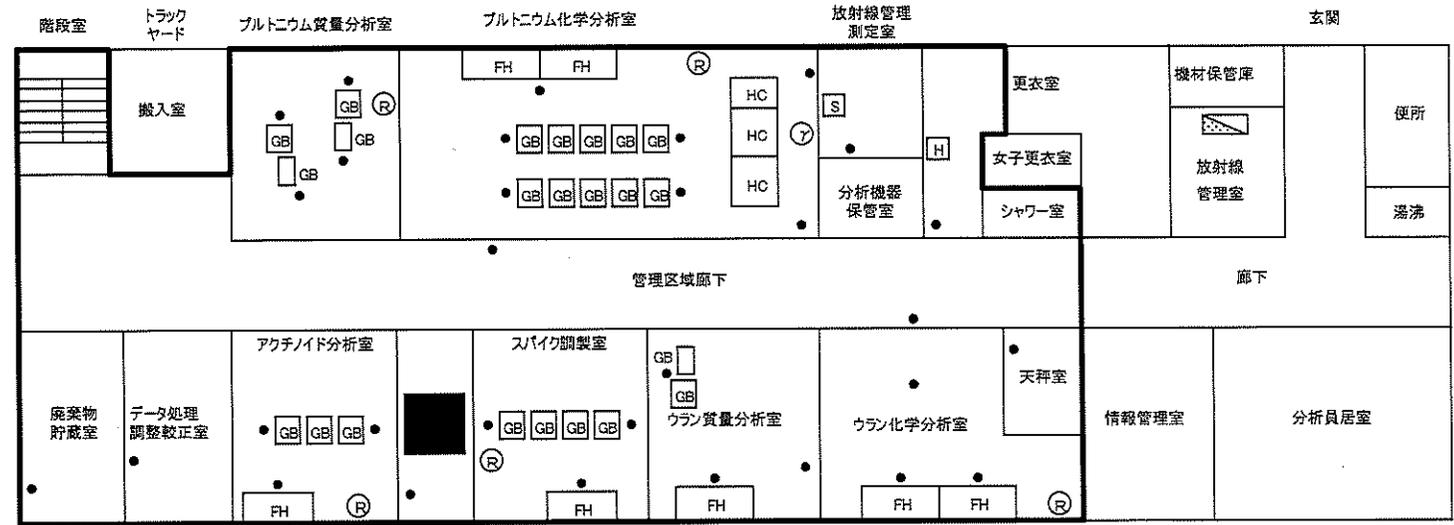
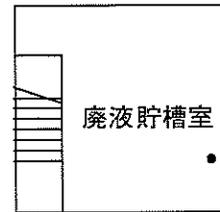
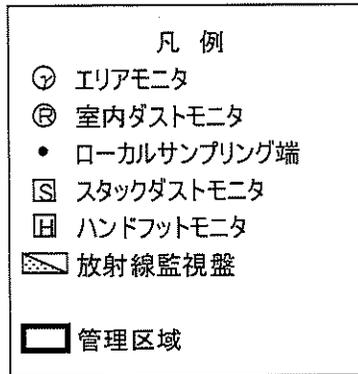


図 7-2-6 フード概略図



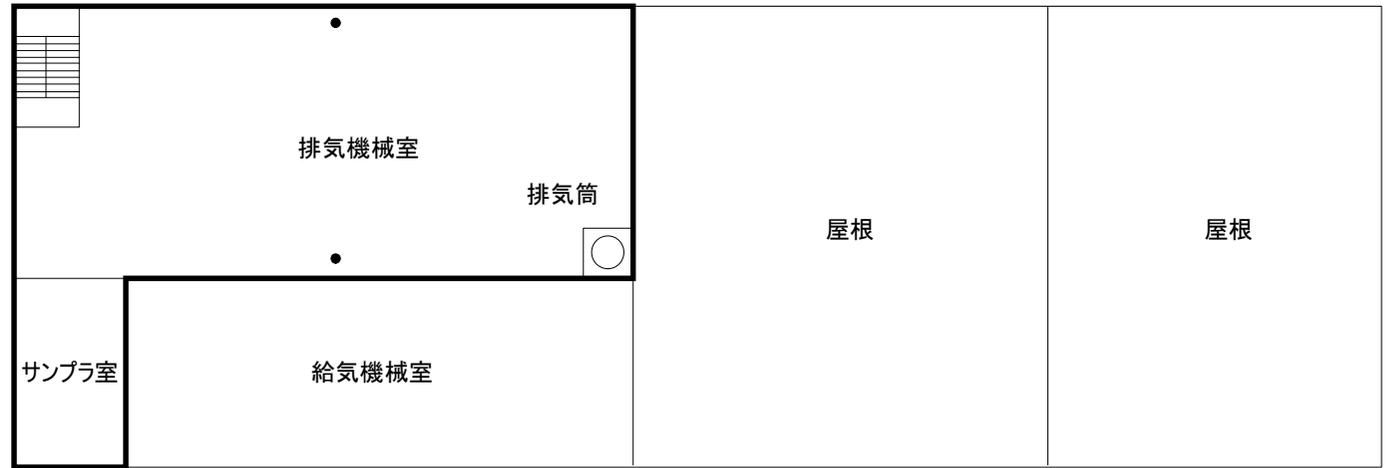
新分析棟

1階平面図

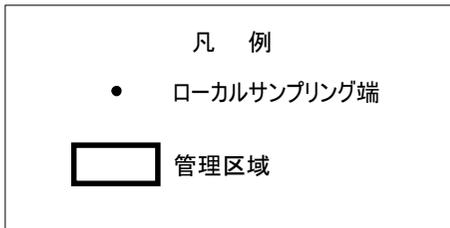


地階平面図

図 7-3-1 放射線管理設備配置図 (1階及び地階)



新分析棟



2階平面図

図 7-3-2 放射線管理設備配置図 (2 階)

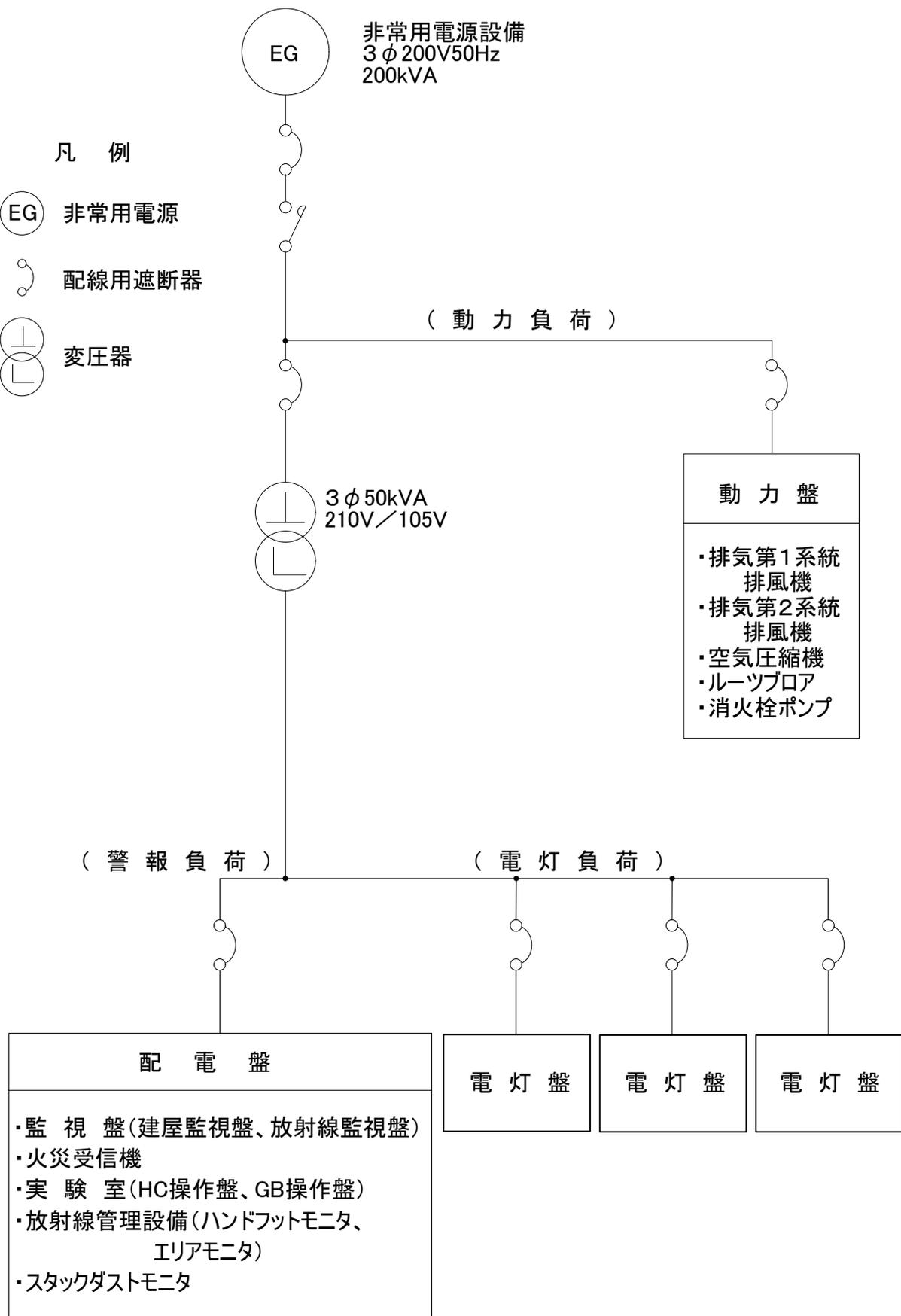


図 7-4-1 非常用電源系統図

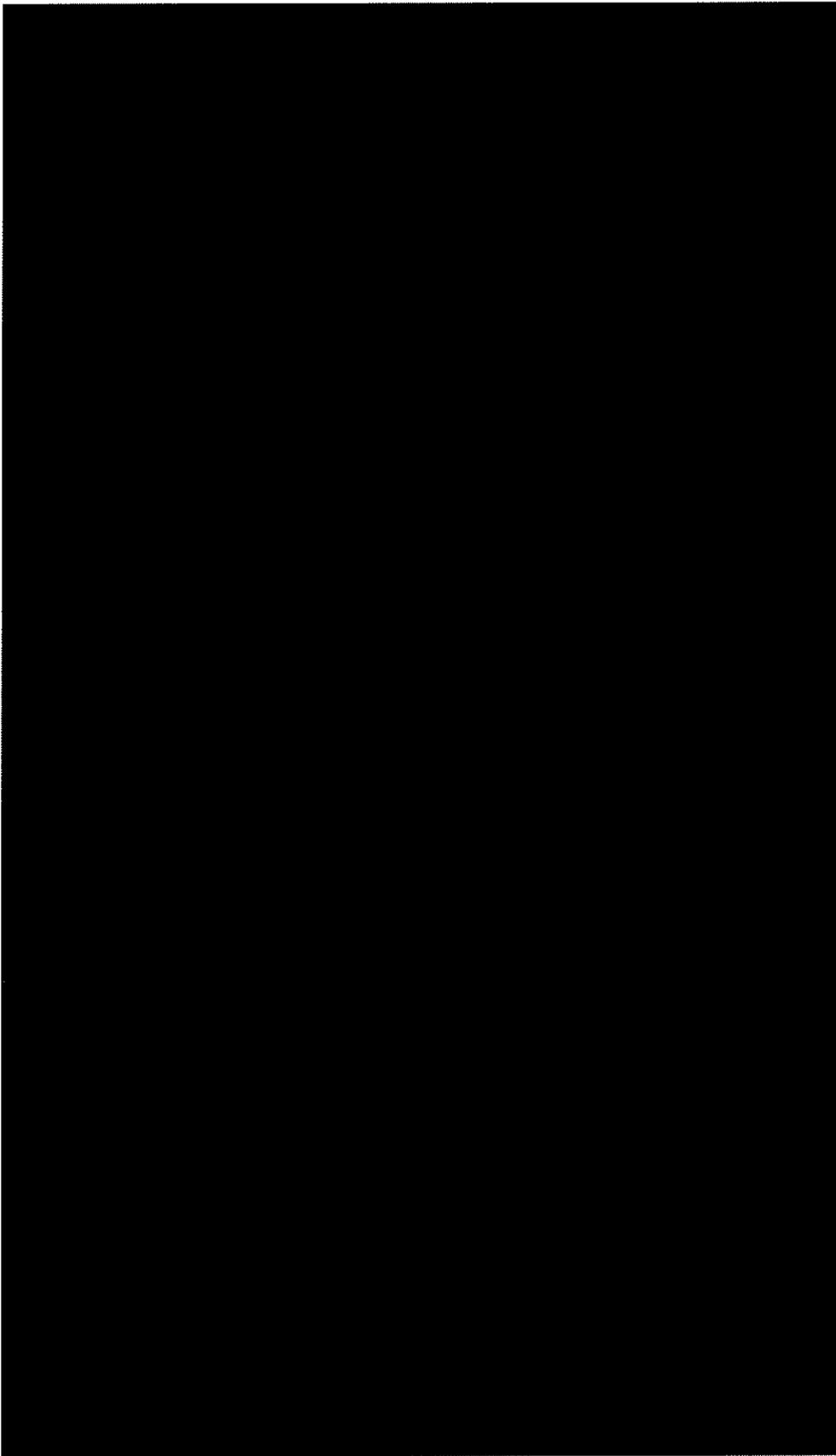


图 8-1-1 [redacted] 配置图

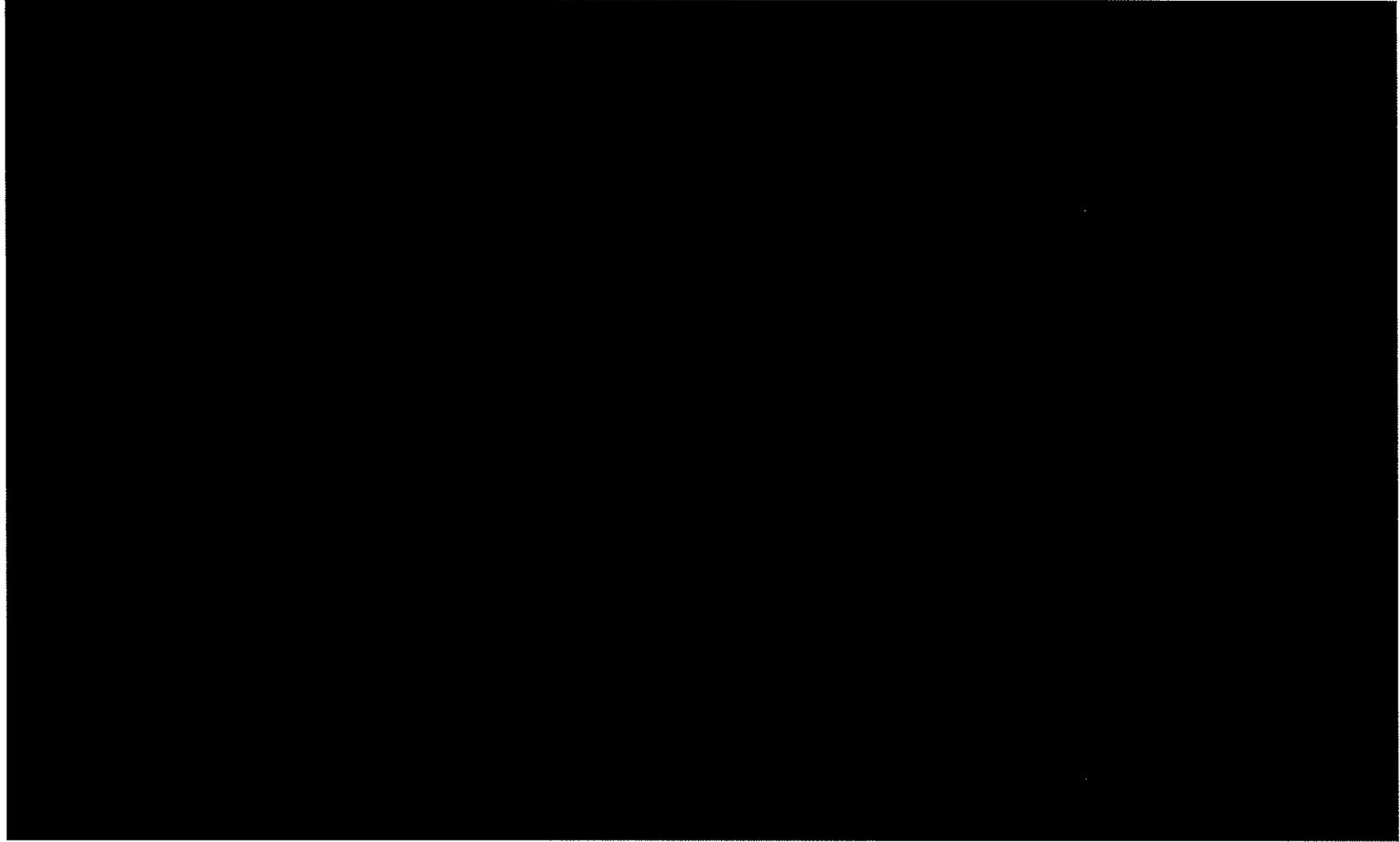


图 8-1-2 [redacted] 概略图

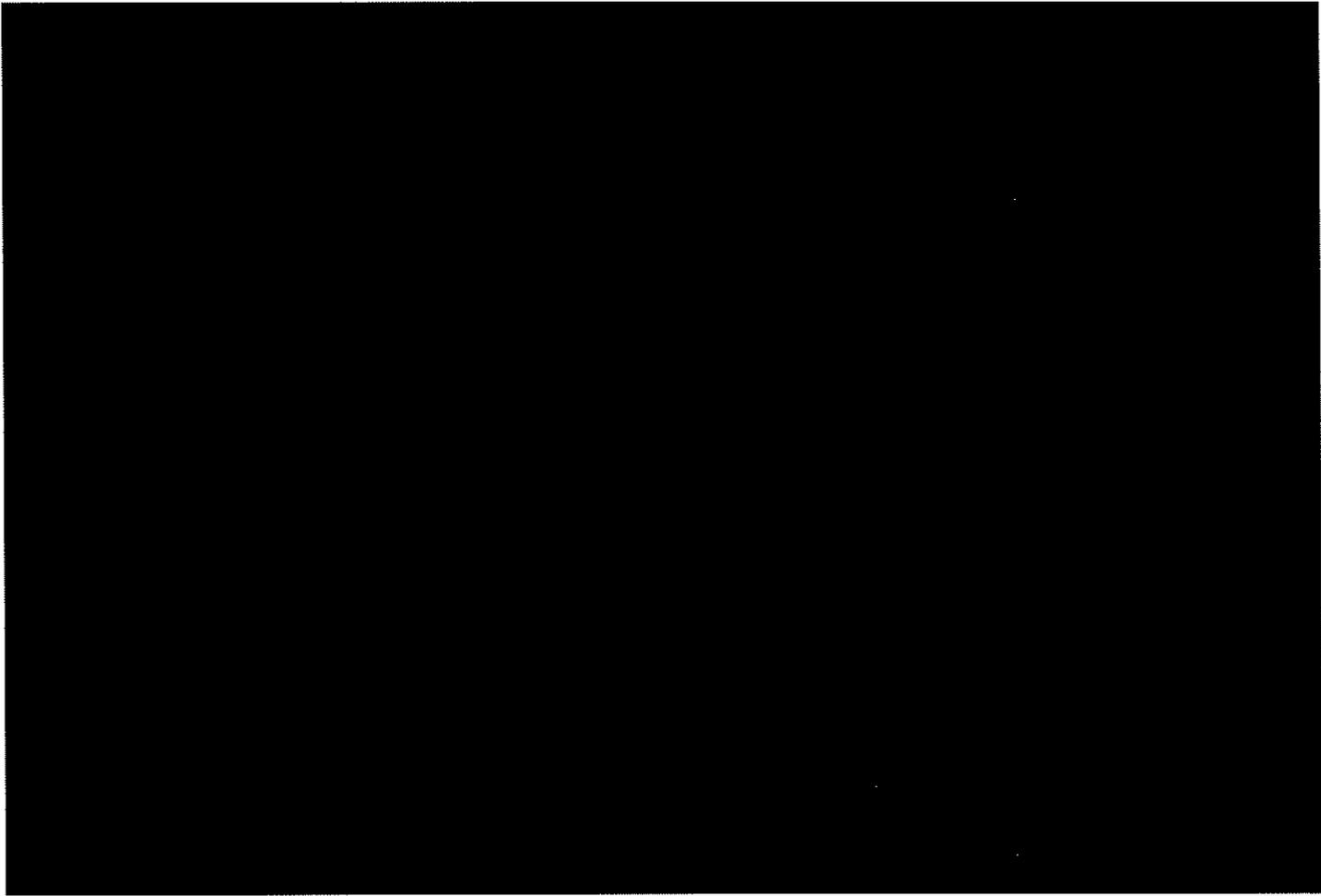


图 8-1-3 [redacted] 概略图

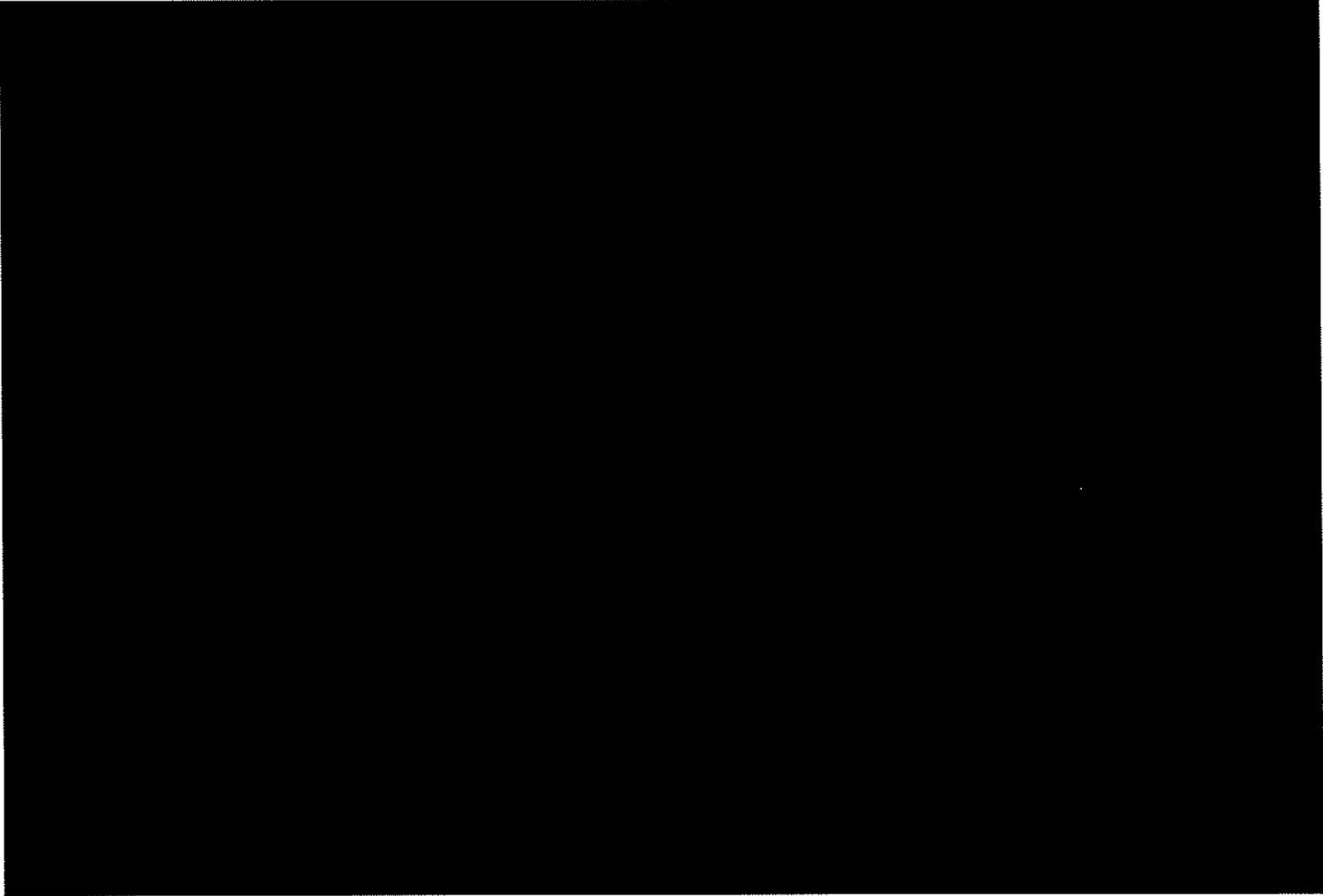


图 8-1-4 [redacted] 概略图

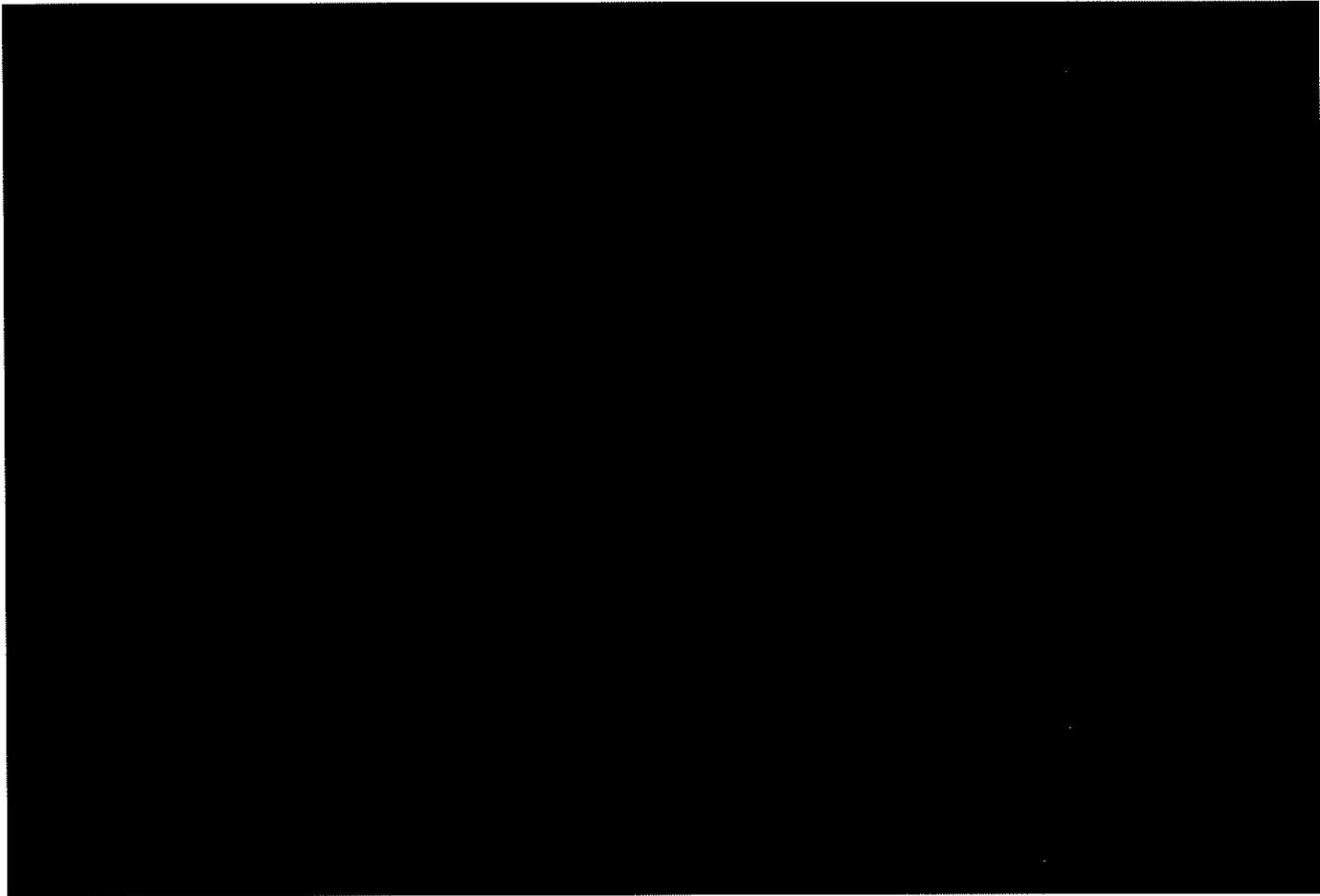


图 8-1-5 [redacted] 概略图

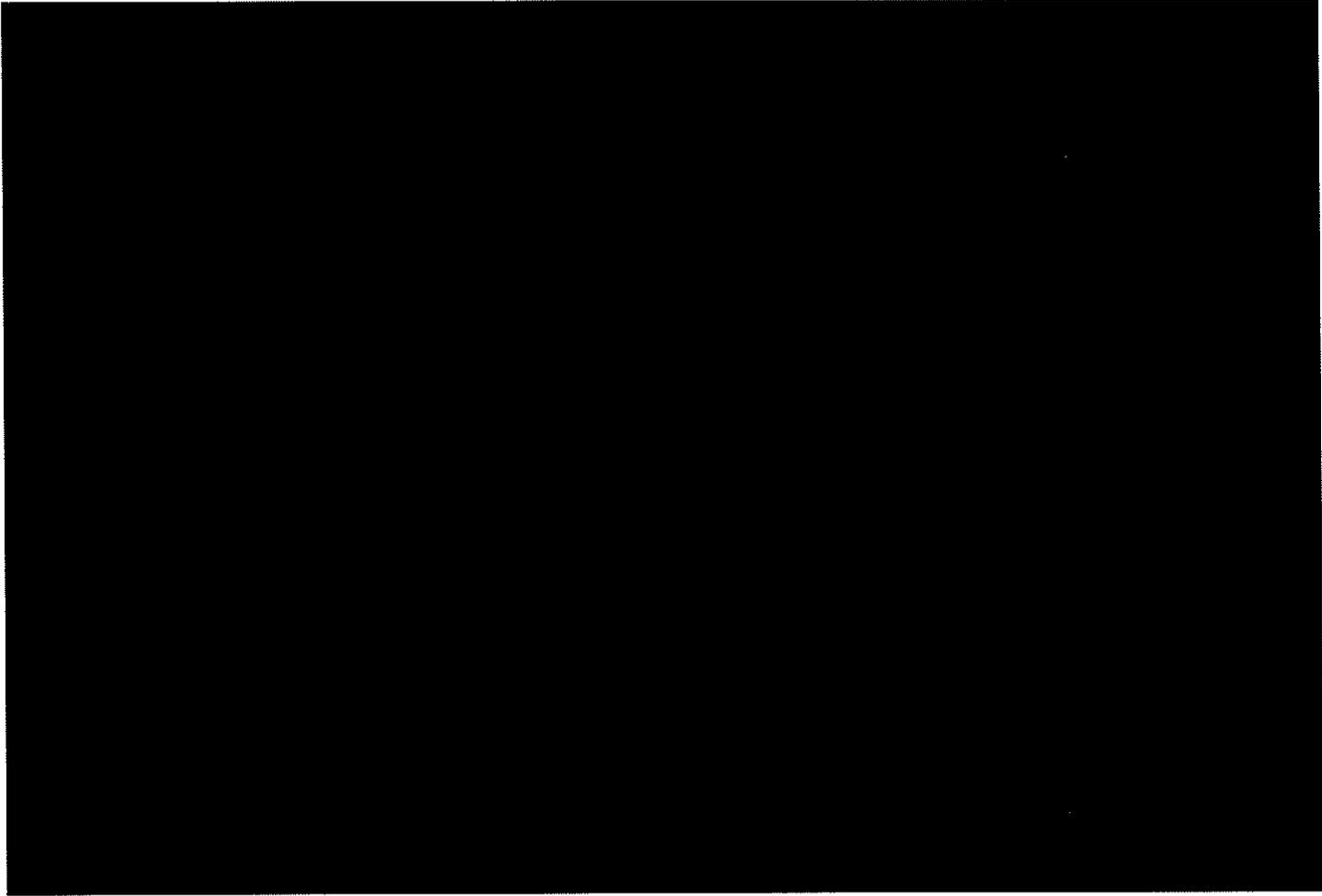


图 8-1-6 [redacted] 概略图

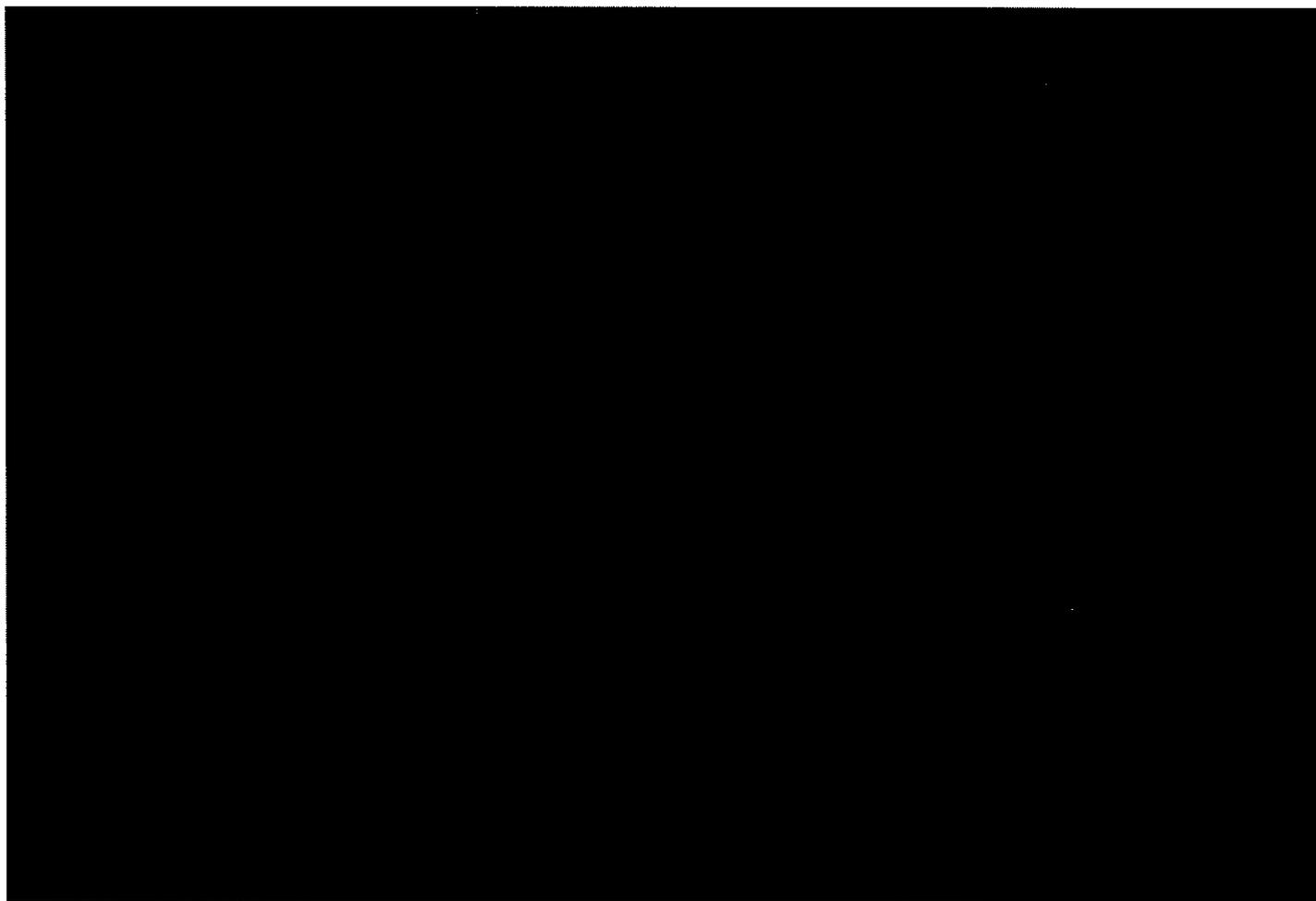


图 8-1-7 [redacted] 概略图

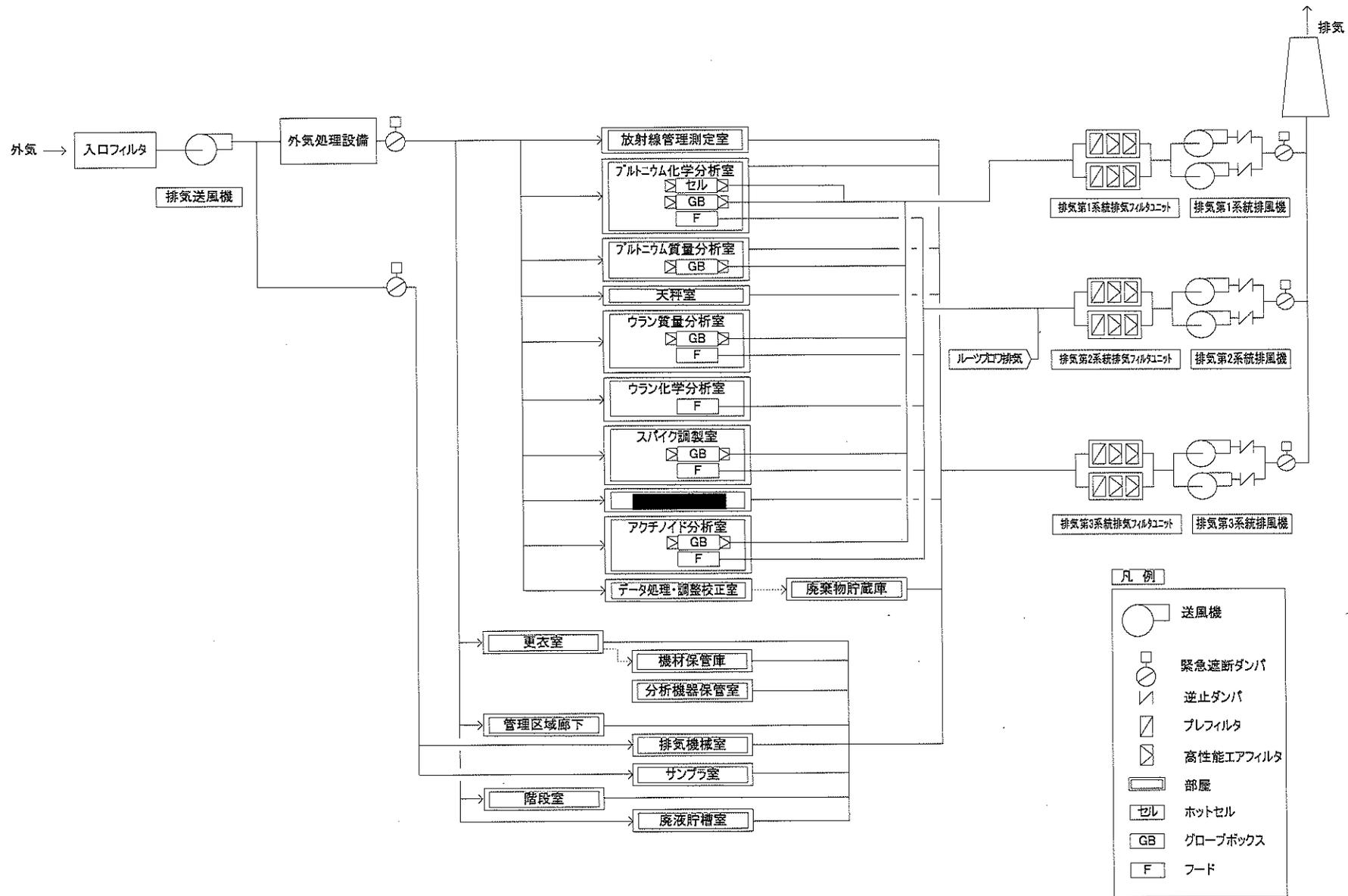


図 9-1 気体廃棄設備の系統図

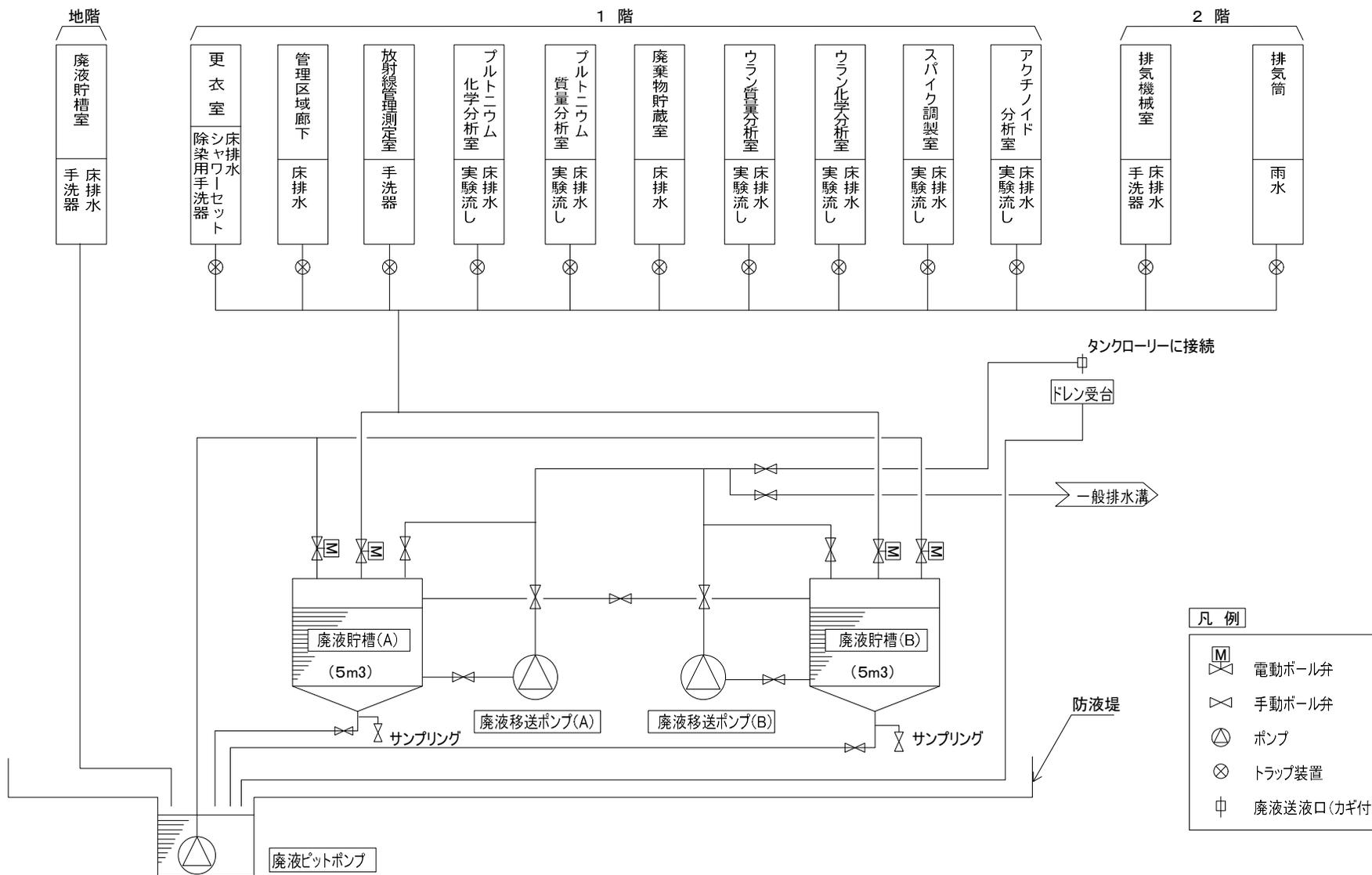


図 9-2 液体廃棄設備の系統図

別冊 3

新分析棟
障害対策書

目 次

1. まえがき	障 1-1
2. 閉じ込めの機能	障 2-1
2.1 概要	障 2-1
2.2 閉じ込め設備	障 2-1
2.3 換気系設備	障 2-2
3. 放射線業務従事者の被ばく	障 3-1
3.1 前提条件	障 3-1
3.2 取り扱う核燃料物質の量及び形状	障 3-1
3.3 解析方法	障 3-1
3.4 外部被ばく	障 3-7
3.5 内部被ばく	障 3-10
4. 気体廃棄物の処理方法	障 4-1
4.1 概要	障 4-1
4.2 グローブボックス及びホットセル内の排気	障 4-1
4.3 管理区域内の排気の処理	障 4-1
4.4 排気の測定監視	障 4-1
5. 液体廃棄物の処理方法	障 5-1
5.1 廃液貯槽	障 5-1
5.2 固化あるいは蒸発等による処理	障 5-1
6. 固体廃棄物の処理方法	障 6-1
7. 放射線管理	障 7-1
7.1 概 要	障 7-1
7.2 管理区域の管理	障 7-1
7.3 放射線業務従事者の被ばく管理	障 7-1
8. 一般公衆への影響評価	障 8-1
8.1 気体廃棄物による影響評価	障 8-1
8.2 周辺監視区域外における外部放射線 による等価線量の評価	障 8-5
8.3 線量の評価結果	障 8-9

1. まえがき

この障害対策書は、新分析棟（以下、「本施設」という。）における作業者の被ばく、放射線の遮へい、放射性廃棄物の処理・管理、放射線管理、一般公衆への影響等に関して記述したものである。

本施設の設計に当たっては、「核燃料施設安全審査基本指針」の考え方に沿って安全確保するように配慮している。

本施設で取り扱う主な核燃料物質は使用済燃料溶解液（以下、「インプット試料」という。）、プルトニウム、ウラン溶液等であり、閉じ込め機能を有するホットセル及びグローブボックス内で取り扱う。ウランのみの取り扱いあるいは、微量の核燃料物質等が固着した装置の取り扱い並びに修理・保守等をフード内で行う場合もある。

放射線業務従事者の核燃料物質取り扱いによる外部被ばく防止対策として、ホットセル又はグローブボックスを使用し、取り扱う分析試料の種類、量に対応した鉛、鉄、鉛ガラス等の遮へい体を適切に配置する。又、試料貯蔵室内に保管貯蔵する試料は、遮へい機能を有する貯蔵庫に保管する。

核燃料物質等の漏えい防止対策としては、ホットセルのインナーボックス及びグローブボックスについて負圧管理を行うと共に、フードについては、開口部の風速管理を行い、放射線業務従事者の核燃料物質の体内摂取による内部被ばくを防止する。

気体廃棄物及び液体廃棄物の放出に当たっては、「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」（原子力規制委員会告示7号）に定める周辺監視区域外の空気中及び水中の放射性物質の濃度限度を十分に下回っていることを確認して行う。

2. 閉じ込めの機能

2.1 概要

本施設には、放射性物質の周辺環境への放出、及び施設内の作業区域への漏えいがないよう放射性物質に対する閉じ込め機能を設ける。

本施設には、閉じ込め機能を有するホットセル、グローブボックス及びフードを負圧管理された管理区域内に設置し、作業環境の汚染が発生しないように管理する。

2.2 閉じ込め設備

非密封の放射性物質は原則としてホットセル、グローブボックス及びフードで取り扱う。これらの設備の閉じ込め機能は、以下のとおりである。

(1) ホットセル

ホットセルは、核燃料物質である収去試料（査察時に採取される分析測定用試料、インプット試料）を限定された区域に閉じ込めた状態で使用するために設置する。ホットセル内では、インプット試料中の核分裂生成物を分離する前処理操作、分離操作を行う。核燃料物質を限定した区域に封じ込めることにより、従事者等の内部被ばく、作業環境の汚染を防止する。

ホットセルは、ステンレス鋼を用いて溶接により気密に作られたインナーボックスと従事者の被ばくを避けるためにインナーボックスを鉄（2cm）等遮へい体で囲んだ構造とする。ホットセルは負圧維持（通常約-300Pa）を行い、インナーボックスのリーク率を0.1vol%/h以下（通常時）とする。

(2) グローブボックス

グローブボックスは、核燃料物質を含む収去試料を限定された区域に閉じ込めた状態で使用するために設置され、従事者等の内部被ばく、作業環境の汚染を防止する。

グローブボックスの本体は、ステンレス鋼を用いて、溶接により気密構造とする。窓板は、押さえ金具により本体のフランジ面にゴム製ガスケットを介して固定し、漏れを防止できる構造とする。グローブボックスは負圧維持（通常約-300Pa）を行い、グローブボックス全体のリーク率を0.1vol%/h以下（通常時）とする。

(3) フード

フードは、ウラン収去試料分析の前処理及び試薬調製作業等で使用するために設置する。フード本体の外装は鋼板、内装はステンレス鋼、前面の窓が開閉可能とし、窓半開時の風速を0.5m/s以上に維持することにより、放射性物質のフード外への漏えいを防止する。

2.3 換気系設備

換気系はホットセル、グローブボックス、室等の負圧及びフードの開口部風速を維持し、その給排気をワンスルー方式としてプレフィルタ及び高性能エアフィルタでろ過した後、排気筒から放出する。

(1) ホットセル及びグローブボックスの換気

ホットセル及びグローブボックスの負圧は、室内に対して約-300Pa に維持する。万一使用中において排風機が故障した場合は、直ちに予備用に切り換わる。また、商用電源が停止した場合には、非常用発電装置により排風機の運転が継続され、ホットセル及びグローブボックスの負圧は通常時と同様に維持される。

(2) フードの換気

フードの給気は、開口部から室内の空気を吸引し、排風機の運転により、窓半開時の風速を 0.5m/s 以上に維持する。フード系からの排気は、プレフィルタ及び高性能エアフィルタでろ過した後、排気筒から放出する。

万一使用中において排風機が故障した場合は、直ちに予備用に切り換わる。また、商用電源が停止した場合には、非常用発電装置により排風機の運転が継続され、フードの風速は通常時と同様に確保される。

(3) 管理区域各室の換気

管理区域各室からの排気は、ホットセル、グローブボックス及びフードとは別の排気系が設けられており、大気圧に対して約-50Pa に維持する。万一当該室で空気汚染が発生した場合においても汚染した空気は、室内の換気により除去される。また、万一使用中において排風機が故障した場合は、直ちに予備用に切り換わる。

3. 放射線業務従事者の被ばく

3.1 前提条件

本施設における外部被ばく対策は、遮へい体によって線量を予め定められた設計基準値以下に抑えることにより行う。

3.2 取り扱う核燃料物質の量及び形状

本施設は保障措置分析に必要となる収去試料の分析、標準試料の調製、保障措置分析技術の高度化等に使用する。本施設の安全評価に用いる核燃料物質の年間予定使用量と最大取扱量を表 3-1 に示す。また、グローブボックス、ホットセル及びフード内の核燃料物質最大取扱量と試料貯蔵室での核燃料物質最大保管量を表 3-2 に示す。これらの設備で取り扱う核燃料物質は、年間予定使用量を分取して使用されるものとする。

表 3-1 核燃料物質の年間予定使用量及び最大取扱量

核燃料物質の種類	年間予定使用量	最大取扱量
劣化ウラン	15,000 g	50 g (^{235}U)
天然ウラン	15,000 g	50 g (^{235}U)
濃縮ウラン(5%未満)	35,000 g	50 g (^{235}U)
濃縮ウラン(5%以上 20%未満)	650 g	50 g (^{235}U)
濃縮ウラン(20%以上)	150 g	50 g (^{235}U)
プルトニウム	180 g	20 g
ウラン 233	10 g	1 g
核分裂生成物	4×10^8 Bq	4×10^7 Bq

3.3 解析方法

本施設で使用する核燃料物質からは α 線、 β 線、 γ 線及び高速中性子線が放出される。以下にこれらによるグローブボックス、ホットセル及びフードでの表面等価線量率、放射線業務従事者の被ばく、管理区域に係る等価線量等について評価を行う。

3.3.1 α 線及び β 線による等価線量率

本施設で使用する核燃料物質から放出される α 線のうち、最もエネルギーの高い核種は Pu-238 (最大エネルギー：5.50MeV、放出率：72%)、続いて Pu-240 (最大エネルギー：5.17MeV、放出率：74%)である。この α 線の空気中の最大飛程は約 4cm である。

また、本施設で使用する核燃料物質等から放出される β 線のうち、最もエネルギーの高い核種は核分裂生成物の Y-90(最大エネルギー：2.28MeV、放出率：99.99%)、続いて Eu-154 (最大エネルギー：1.85MeV、放出率：12.3%)である。核燃料物質では最もエネルギーの高い β 線放出核種は Pu-241 (最大エネルギー：0.0208MeV、放出率：100%)である。2.28MeV の β 線でも空気中の最大飛程は約 830cm であるが、ガラス約 4mm の厚さで阻止される。

核燃料物質を使用する場合、使用者の身体と核燃料物質との距離は通常 40cm 以上である。また、核燃料物質はビーカー等の試料容器に入れられている。従って、すべてのα線及びβ線は空気あるいは試料容器等で阻止されるので、α線及びβ線による等価線量率への寄与は無視できる。

表 3-2 核燃料物質の最大使用量とグローブボックス、ホットセル及びフード

最大使用量				室名 グローブボックス、 ホットセル及びフード	線源条件に必要な ²³⁸ U(g)
Pu (g)	²³⁵ U (g)	²³³ U (g)	核分裂生 成物(Bq)		
1	10	1	—	プルトニウム化学分析室 GB117a～GB117j アクチノイド分析室 GB121a、GB121b、GB121c	4,000 g (濃縮度 0.25%)*
5	10	1	—	スパイク調製室 GB118a～GB118d	4,000 g (濃縮度 0.25%)
2	10	1	4×10 ⁷	プルトニウム化学分析室 HC117a、HC117b、HC117c	4,000 g (濃縮度 0.25%)
—	10	—	—	プルトニウム化学分析室 F117a、F117b スパイク調製室 F118a アクチノイド分析室 F121a ウラン化学分析室、ウラン 質量分析室 F116a、F116b、F116c	4,000 g (濃縮度 0.25%)
1	1	0.1	—	プルトニウム質量分析室 GB120a～GB120d ウラン質量分析室 GB116a、GB116b	400 g
180	2,240	10	4×10 ⁸	試料貯蔵室	65,800 g (U 最大年間使用量 と ²³⁵ U2,500g との差 を採用)

*ウランの濃縮度に関しては通常取り扱われる劣化ウランの濃縮度 0.27% に対して、安全評価上厳しくなる値を採用する。

3.3.2 γ 線及び高速中性子線による等価線量率

γ 線源及び高速中性子線源は各グローブボックス、ホットセル及びフードにて取り扱われる核燃料物質及び核分裂生成物（以下、核燃料物質等という。）並びに試料貯蔵室の核燃料物質等とする。 ^{233}U 、 ^{235}U 及び ^{238}U による放射能は、単体が十分に冷却し娘核種が生成されているものとし、ウランの毎秒あたり放出する γ 線(光子)のエネルギーがほぼ一定となる時間を考慮した冷却期間を表 3-5 に示す。

プルトニウムは、2種類を想定し、そのうち1種類は初期濃縮度 3.4%、燃焼度 40,000MWd/t の PWR 使用済燃料のプルトニウムとする。BWR と PWR の装荷燃料の平均燃焼度は、BWR では 27.5(GWd/t)、PWR では 30.4(GWd/t)であり、PWR 燃料の方がより燃焼度が高いこととなる。従って安全評価上より安全側となる PWR 使用済燃料を計算に用いた。それらの燃料の仕様を表 3-3 に示す。この仕様で ORIGEN-2 によって計算したプルトニウムの組成を表 3-4 に示す。もう一種類のプルトニウムは質量分析のスパイク調製に使用する標準試料である。その組成を同じく表 3-4 に示す。これらのプルトニウムによる放射能はスパイク調製用プルトニウムに関しては 30 年保管による娘核種を考慮し、他のプルトニウムに関しては ^{241}Am の生成量が最大となる 70 年の冷却期間を考慮する(表 3-5)。

表 3-3 使用済燃料の仕様

燃料の種類	PWR 燃料
初期濃縮度	3.4%
比出力	38.33MW/t
燃焼度	40,000MWd/t
運転積算時間	1,044d
冷却期間	4.76 年

表 3-4 プルトニウム組成(重量比)

組 成	PWR 燃料(%)	スパイク調製用 プルトニウム*(%)
^{238}Pu	2.2	0.0015
^{239}Pu	55.4	97.9290
^{240}Pu	25.6	2.0563
^{241}Pu	10.6	0.0122
^{242}Pu	6.2	0.0010

*：質量分析のスパイク調製に使用するプルトニウム

表 3-5 等価線量率評価に用いる核種の冷却時間

核 種	冷却期間(年)
²³³ U	70
²³⁵ U (劣化ウラン、天然ウラン、濃縮ウラン)	30
プルトニウム	70
スパイク調製用 プルトニウム	30
核分裂生成物	4.76

3.3.3 線量当量率の計算

(1) γ 線による等価線量率計算

- ①グローブボックス、ホットセル及びフードで取り扱う核燃料物質から放出される γ 線による作業環境、周辺監視区域境界等における等価線量率は、表 3-1 及び表 3-2 に示す年間予定使用量及び最大使用量を基に ORIGEN-2 で γ 線スペクトルを計算し、その結果を用いて点減衰核積分コード QAD-CGGP2 で求める。
- ②試料貯蔵室で保管する核燃料物質から放出される γ 線による作業環境、周辺監視区域境界等における等価線量率は、表 3-1 及び表 3-2 に示す年間予定使用量及び最大使用量を基に計算式(a)により線源の放射線量を求めたのち、「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル」*1 に基づいて、計算式(b)にて求める。

$$A = \lambda N \dots \dots \dots (a)$$

- A : 放射エネルギー (Bq)
- λ : 崩壊定数、 $\lambda = \log 2 / T$ (T : 半減期)
- N : 核種における原子数 (個)

$$I = A \times C \times Fa(Pb) \times Fa(Fe) \times Fa(C) \times \frac{1}{L^2} \dots \dots \dots (b)$$

- I : 計算地点における等価線量率 ($\mu\text{Sv/h}$)
- A : 線源の放射エネルギー (MBq)
- C : 線源の実効線量率定数 ($\mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{MBq}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}$) *2
- Fa(Pb) : 鉛の遮へい厚に対応した実効線量透過率*3
- Fa(Fe) : ステンレスの遮へい厚に対応した実効線量透過率*3
- Fa(C) : コンクリートの遮へい厚に対応した実効線量透過率*3
- L : 線源から計算地点までの距離(m)

*1: 「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル」(2000年(財)原子力安全技術センター)

*2: 「アイソトープ手帳」(10版)(社)日本アイソトープ協会)より引用

*3: 「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル」(2000年(財)原子力安全技術センター)より引用

(2) 高速中性子線による等価線量率計算

①核燃料物質から放出される中性子スペクトルは、 (α, n) 反応及び自発核分裂反応によるものを考慮して計算コード ORIGEN-2 により計算し、その結果を基に 1 次元輸送計算コード ANISN により等価線量率を計算する。

②試料貯蔵室に保管されている核燃料物質から放出される中性子による等価線量率は、①と同じ方法にて中性子スペクトルを計算し、以下の計算式にて求める。

$$I_n = \Phi \times n(F) \times 1 \times 10^{-6} \times 3600$$

I_n : 計算地点における等価線量率 ($\mu\text{Sv/h}$)

1×10^{-6} : pSv から μSv への換算係数

3600 : 時間当たりへの換算係数

$n(F)$: 実効線量換算係数 ($\text{pSv} \cdot \text{cm}^2$)

Φ : 中性子フルエンス (n/s/cm^2)

$$\Phi = n \div (4\pi r^2)$$

n : 中性子発生率 (n/s)

r : 線源から計算地点までの距離 (cm)

(3) 評価条件

- 1) グローブボックス、ホットセル及びフードでの線源は表 3-2 に示す核燃料の最大使用量とする。
- 2) プルトニウム組成は表 3-4 に示す値とする。
- 3) ウラン、プルトニウムが親核種として崩壊により生成される核種をORIGEN-2により求め、それらの核種から放出される放射線も親核種からの放射線と共に考慮する。その冷却期間を表3-5に示した。
- 4) 核分裂生成物はPWRの使用済燃料の主要な成分(表3-6参照)とする。冷却期間による減衰は考慮しない。
- 5) 線源の形状は等方点線源とする。
- 6) 線源からグローブボックス、ホットセル及びフード表面(操作位置)間での距離は 50cm とする。遮へい体は、グローブボックスが鉛ガラス(鉛 2mm 当量)、ホットセルが鉄材(厚さ 2cm)である。線源と操作位置、遮へい材等を表 3-7 に示す。
- 7) グローブボックス内グローブ操作における線源から手までの距離は、使用線源から 20cm とする。
- 8) グローブボックス、ホットセル及びフードの核燃料物質からの高速中性子線については遮へい効果はないものとする。
- 9) 試料貯蔵室で貯蔵する核燃料物質から放出される γ 線及び中性子線については建屋壁コンクリートの厚さ 20cm(内壁)と 50cm(外壁：ただし試料貯蔵室のみ、その他は 20cm とする。)及び中性子線の遮へい材(ポリエチレン、厚さ 15cm)を考慮する。
- 10) 核分裂生成物の保管は鉛 5cm の容器に入れ試料貯蔵室に有るものとする。

表 3-6 燃料 1 トン当たりの主要な核分裂生成物の生成量と放射能

核種	生成量			半減期(年)	平均 γ 線エネルギー(MeV)
	重量(g)	放射能(Bq)	組成比(%)*		
⁹⁰ Sr	565	2.89×10^{15}	24.5	28.73	1.7607
¹⁰⁶ Ru	7.72	9.41×10^{14}	8.0	1.024	0.5924
¹³⁴ Cs	35.6	1.69×10^{15}	14.3	2.0648	0.6978
¹³⁷ Cs	1295	4.16×10^{15}	35.3	30.07	0.66165
¹⁴⁴ Ce	5.96	7.03×10^{14}	6.0	0.78053	0.2903
¹⁴⁷ Pm	40.8	1.40×10^{15}	11.9	2.6234	-
合計	1950	1.18×10^{16}	100	-	-

* 組成比(%)は放射能(Bq)に対する割合

表 3-7 グローブボックス、ホットセル、フード等の遮へい体

設 備	遮へい体材質	厚さ (cm)	使用中の線源から遮へい体表面までの距離
プルトニウム化学 分析室 グローブボックス	鉛ガラス (鉛 2mm 当量)	0.2	操作位置:使用線源から 50cm 手:使用線源から 20cm
スパイク調製室 グローブボックス	鉛ガラス (鉛 2mm 当量)	0.2	操作位置:使用線源から 50cm 手:使用線源から 20cm
ホットセル	鉄	2	操作位置:使用線源から 60cm
フード	—	—	操作位置:使用線源から 40cm 手:使用線源から 20cm

3.4 外部被ばく

グローブボックス、ホットセル及びフード内の核燃料物質から放出される α 線及び β 線は空気層及び遮へい体によって遮断されるので、これら設備の等価線量当量率に対する寄与は無視できる。そこで、 γ 線及び中性子線による被ばく線量は前節(3.3.2及び3.3.3)に示した解析方法により計算する。

(1) 実効線量

前述の解析方法に従い、図 3-1 に示す計算体系によりプルトニウム化学分析室におけるグローブボックス、ホットセル及びフードの操作位置や近傍における実効線量を計算する。

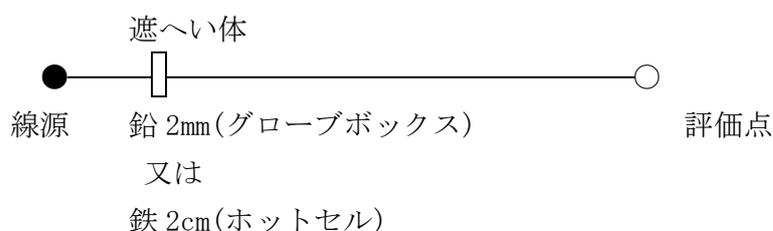


図 3-1 グローブボックス及びホットセルにおける計算体系図

グローブボックス内での操作時間

収去試料を分析処理していく作業時間は 1 日数時間に及ぶが、その作業の中で試料の溶解、乾固等には待ち時間があり、また一部の分析工程は自動化されているので、実際にグローブボックスに手を入れて作業する時間は 1 日 1 時間と見積られる。また、作業用標準試料は年に一度、スパイク用標準試料は半期に 1 度、1 週間（実質 5 日間）にわたって処理され、収去試料と同等の量にスケールダウンされる。よって、表 3-10 に示された作業用標準試料が取り扱われるのは年 5 時間でありスパイク用標準試料が取り扱われるのは年 10 時間である。グローブボックス内で試料を処理する

場合はピンセット等を用いて試料を扱うため線源から手までの距離を 20cm とする。

以上の条件から求めた作業時間と組織被ばく線量をスパイク調製室の結果も合わせて表 3-11 に示す。スパイク調製室のグローブボックスでの核物質取扱量は表 3-2 に示した。

以上の計算結果を表 3-8 に示す。また、スパイク調製室における計算結果を表 3-9 に示す。この結果からプルトニウム化学分析室で行う各操作における実効線量は 2.4mSv/y である。これは、放射線業務従事者の線量限度(50mSv/y)の 1/20 である。

表 3-8 プルトニウム化学分析室における実効線量

評価点	実効線量(μSv/h)		合計 (μSv/h)	実効線量 (mSv/y)
	γ線	中性子		
操作作業	7.68×10^0	5.01×10^{-2}	7.73×10^0	2.1×10^0
準備作業	9.02×10^{-1}	1.69×10^{-2}	9.18×10^{-1}	2.4×10^{-1}
			合 計	2.4×10^0

注) 作業時間は週 5 時間とする。

表 3-9 スパイク調製室における実効線量

作業内容	実効線量(μSv/h)		合計 (μSv/h)	実効線量 (mSv/y)
	γ線	中性子		
操作作業	2.44×10^0	2.23×10^{-2}	2.46×10^0	2.5×10^{-2}
準備作業	2.69×10^{-1}	2.08×10^{-3}	2.71×10^{-1}	2.8×10^{-3}
			合 計	2.8×10^{-2}

注) 年間作業時間は 10 時間とする。

(2) 等価線量(皮膚)

プルトニウム化学分析室のグローブボックス内で取り扱う試料は、ルーチン分析を行う収去試料と分析工程の管理のために用いられる作業用標準試料の 2 種類がある。それぞれの取扱量を表 3-10 に示す。

表 3-10 プルトニウム化学分析室の1つのグローブボックス内で取り扱われる試料

試料	プルトニウム取扱量	ウラン取扱量
収去試料	30mg ^{*1}	²³⁵ U量で3g ^{*1}
作業用標準試料	1g ^{*2}	²³⁵ U量で10g ^{*2}

*1：収去試料1試料中の量は3mgPu、0.3gU程度であり、一度にバッチ処理される試料数(自動イオン交換装置の分析処理数：10試料/バッチ)を考慮して算出

*2：作業用標準試料の仕様

表 3-11 グローブボックスでの等価線量(皮膚)

試料操作	作業時間 (h/y)	γ線 (μSv/h)	中性子 (μSv/h)	小計 (μSv/y)	合計 (mSv/y)
収去試料	250	6.6×10^2	8.5×10^{-3}	1.7×10^5	3.2×10^2
作業用標準試料	5	2.2×10^4	2.9×10^{-1}	1.1×10^5	
スパイク試料	10	3.8×10^3	1.0×10^{-1}	3.8×10^4	

この結果からプルトニウム化学分析室における等価線量は年間線量限度(500mSv/y)より下回る値である。

(3) 試料貯蔵室の等価線量率

試料貯蔵室には、表 3-1 に示す年間予定使用量全部が貯蔵される可能性がある。従って、試料貯蔵室に年間予定使用量全部が貯蔵されたとして核燃料物質からのγ線及び中性子線による管理区域及び管理区域境界における線量を前節(3.3.2及び3.3.3)と同様な解析方法で計算する。

なお、特殊貯蔵庫及び貯蔵庫各種の条件は以下のとおりとし、特殊貯蔵庫及び貯蔵庫(L型を除く)には年間予定使用量のウラン及びプルトニウムが保管されているものとする。

特殊貯蔵庫：周囲は1cm厚さの鉄(SUS304)、その外側に15cm厚さのポリエチレン

貯蔵庫(L型以外)：周囲は1cm厚さの鉄(SUS304)

貯蔵庫(L型)：周囲は0.1cm厚さの鉄

この結果から、管理区域境界における線量は0.09mSv/3月である。これは管理区域境界に係る線量限度(1.3mSv/3月)の約1/14である。

表3-12 試料貯蔵室からの放射線による隣接部屋及び管理区域境界における線量

評価点	実効線量 ($\mu\text{Sv/h}$)		合計 ($\mu\text{Sv/h}$)	実効線量
	γ 線	中性子線		
隣室：アクチノイド 分析室	7.85×10^0	4.00×10^0	1.18×10^1	$6.61 \times 10^{-1} (\text{mSv/週})^{*1}$
2階：給気機械室 (管理区域境界)	6.86×10^{-2}	3.49×10^{-2}	1.04×10^{-1}	$7.57 \times 10^{-2} (\text{mSv/3月})^{*2}$
試料貯蔵室外壁 (管理区域境界)	8.41×10^{-4}	1.23×10^{-1}	1.24×10^{-1}	$9.03 \times 10^{-2} (\text{mSv/3月})^{*2}$

*1：1週間における実効線量($\mu\text{Sv/週}$)は、(8時間/日)×(7日/週)=56時間として計算。

*2：3月における実効線量(mSv/3月)は、(8時間/日)×(7日/週)×(13週/3月)=728時間として計算。

3.5 内部被ばく

本施設における核燃料物質等の取扱いは、グローブボックス、ホットセル、フード等内で行う(天秤室を除く)。グローブボックス及びホットセルはそれぞれリーク率0.1vol%/h以下(通常時)の気密構造とし、内部の負圧を維持することにより、またフードは開口部空気流速を0.5m/s以上に保つことにより、内部の核燃料物質等の漏洩を防止する。

天秤室においては、秤量操作時にウラン粉末が短時間フード外で取り扱われる。秤量作業1回当たりの内部被ばく評価は以下の通りである。

① 評価条件

- ・粉末ウラン重量：2g (収去試料1試料分、安全側を見て濃縮度は100%とする)
- ・ウラン235の比放射能： $8.01 \times 10^4 \text{Bq/g}$
- ・天秤室の換気量：約 $3 \times 10^8 \text{cm}^3/\text{h}$
- ・再浮遊係数： $2 \times 10^{-8} \text{cm}^{-1}$ (ダNSTアーの値)
- ・秤量作業時間：1h

② 計算

以上の条件から空气中放射能濃度を計算すると、

$$C = 8.01 \times 10^4 \times 2 \times 2 \times 10^{-8} / (3 \times 10^8) = 1.1 \times 10^{-11} (\text{Bq/cm}^3)$$

となり、ウラン235の濃度限度である $4 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ に比べて約300分の1である。

したがって、核燃料物質使用時の内部被ばくは問題にならない。

また、本施設の排気設備には予備の排風機とフィルタ、更に商業用電源の停電に備えて非常用発電設備を設置し、グローブボックス、ホットセル、フードの負圧を常時維持する。

以上のように、本施設ではグローブボックス、ホットセル、フード等からの核燃料物質の漏洩を防止し、フード外でウランを取り扱う場合においても作業時間等を考慮して放射線業務従事者の内部被ばくの低減に努める。更にダストサンプリング装置等により管理区域の空気中の放射性物質の濃度値を監視する等、放射線管理面からも放射線業務従事者の内部被ばくの低減に努める。

4. 気体廃棄物の処理方法

4.1 概要

本施設の排気のうちで、グローブボックス、ホットセル、フード及び管理区域を経て排出される排気は気体廃棄物として高性能エアフィルタでろ過され、放射性物質の排気口で測定した後、大気中に放出される。この排気量は $18,000\text{m}^3/\text{h}$ 以上である。

4.2 グローブボックス及びホットセル内の排気

グローブボックス及びホットセル内で発生する粉じん、または霧状の液体を含む気体廃棄物は、グローブボックス及びホットセルに装着した高性能エアフィルタによりろ過し、排気ダクトを経て、さらに排気機械室に設置されたプレフィルタ及び高性能エアフィルタによりろ過した後排気モニタで放射性物質濃度を確認し排気筒から大気中に放出する。高性能エアフィルタ 1 段の場合、捕集効率は 99% 以上である。したがって 2 段の高性能エアフィルタでろ過したものの捕集効率は 99.9% 以上になる。さらに前述のようにグローブボックス及びホットセルの出口に高性能エアフィルタが設置されているので、総合捕集効率は 99.99% 以上になる。なおグローブボックス及びホットセル内排気の排気量は、 $500\text{m}^3/\text{h}$ 以上である。

4.3 管理区域内の排気の処理

平常の作業状態において室内の空気が汚染することはないが、万一グローブボックス等から放射性物質が管理区域の室内に散逸しても施設外に漏れないように管理区域内を外気より負圧に保っている。排風機に装着された高性能エアフィルタの目づまりによる排风量不足に対応するため、高性能エアフィルタの前後に差圧計が備えられており、この差圧が一定値を超えると高性能エアフィルタを交換するので規定排风量は維持される。また、排風機の異常は排気警報系により自動的に報知される。管理区域内各室の負圧は約 -50Pa とし、グローブボックス及びホットセルの負圧はその外部より各々約 -50Pa とする。これらの室内の排気はプレフィルタ及び高性能エアフィルタでろ過し排気筒から大気中に放出する。

4.4 排気の測定監視

本施設から最終的に放出される排気は、スタックダストモニタによる排気中の放射性物質濃度の連続監視に加えて、定期的に測定試料を取り出し放射性物質の放出量を測定する。スタックダストモニタによる連続測定は、異常な放射性物質の放出を監視するためのものであり、警報吹鳴時にはグローブボックス内作業を停止し、原因の調査などを行い、極力異常放出を防止する。

5. 液体廃棄物の処理方法

5.1 廃液貯槽

管理区域内の流し台、手洗い器、シャワー、床排水、排気筒ドレン等の低いレベルの廃液は、本施設内廃液用配管を經由して廃液貯槽（5m³）2基のうち1基に貯留される。廃液貯槽が満水になったとき、廃液中の放射性物質濃度を測定する。その値が原子力規制委員会告示7号に規定する周辺監視区域外の濃度限度以下の場合は、一般排水溝へ放出する。上記基準値を超えるときは、タンクローリーで国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所（以下、「原科研」という。）廃棄物処理場へ運搬する。

なお、廃液貯槽における廃液の年間推定発生量は、約200m³である。

5.2 固化あるいは蒸発等による処理

グローブボックス内で発生するプルトニウム及びウラン235を含む廃液は、中和した後、加熱操作にて蒸発乾固した固化乾固物をポリエチレン瓶（約200ml）に移し、バッグアウトして固体廃棄物とする。ウラン235濃縮度90%以上のウランを含む廃液も、ウラン235重量350g以下溶液容量4L以下の条件で臨界管理を行い、廃液発生後直ちに中和した後、加熱操作にて蒸発乾固して固化乾固物をポリエチレン瓶（約200ml）に移し、バッグアウトして固体廃棄物とする。固体廃棄物は、原科研廃棄物処理場へ運搬する。

6. 固体廃棄物の処理方法

プルトニウム系の固体廃棄物（実験器具、合成樹脂、紙、ゴム手袋等）は硬質ポリエチレン瓶等に封入した後、グローブボックスに装着したビニールバッグに封入する。ビニールバッグは封入された部分から切り取り、封入の状態グローブボックス外に取り出した後、さらにビニールバッグに入れ封入する。このようにして二重に封入されたポリエチレン瓶を約 0.2m³ のドラム缶に封入する。

これらの固体廃棄物の発生は、放射性可燃廃棄物約 4m³/年、放射性不燃廃棄物約 4m³/年及び放射性異型廃棄物（フィルタ類等）として、約 5m³/年が予想される。これらは本施設の廃棄物貯蔵室に保管し、数量のまとまった時点で原科研廃棄物処理場へ運搬する。

このほか、ウラン系放射性不燃廃棄物約 2m³/年及び放射性可燃廃棄物約 5m³/年についても原科研廃棄物処理場へ運搬する。

7. 放射線管理

7.1 概要

本施設においては、放射線業務従事者の線量が法令で定める線量限度を超えないように監視すると共に、不必要な被ばくを避け、各人の被ばくをできるだけ低く保つため、以下のような放射線管理を行う。

7.2 管理区域の管理

管理区域の等価線量率、表面密度及び空气中放射性物質濃度は次により測定監視する。

7.2.1 等価線量率の測定

管理区域内については、定期的及び必要に応じてサーベイメータにより測定すると共に、特定位置についてはガンマ線エリアモニタにより監視する。周辺監視区域における等価線量率については、サーベイメータ等を用いて定期的に測定・監視する。

7.2.2 表面密度の測定

表面汚染検査用サーベイメータ又はスミヤ法により、定期的及び必要に応じて測定する。また管理区域の出入口にはハンドフットモニタを配置し、管理区域から退出する者の身体、衣服等の表面密度を測定する。

7.2.3 空气中放射性物質濃度

管理区域内各所に設置したローカルダストサンプリング装置により空气中的塵埃を捕集し、測定する。また空気汚染の発生する可能性が高いと予想される作業には、室内ダストモニタを配置し、連続監視する。

7.2.4 排気及び排水の管理

施設外へ放出される気体廃棄物の放射性物質濃度は、スタックダストモニタにより連続監視する。液体廃棄物は排出前に、放射性物質濃度をサンプリング法により測定する。

7.3 放射線業務従事者の被ばく管理

放射線業務従事者の外部被ばくによる線量については、ガラス線量計及び必要に応じてポケット線量計、TLD の個人線量測定器によって、定期的及び必要に応じて測定管理する。

放射性物質を体内に摂取するおそれのある作業に従事するものに対しては、定期的または必要に応じてバイオアッセイにより内部被ばくによる線量を測定し管理する。

8. 一般公衆への影響評価

本施設の定常運転に伴う気体廃棄物並びに本施設で使用もしくは貯蔵する核燃料物質等から放出される放射線による周辺監視区域外における一般公衆の線量を評価する。なお、液体廃棄物による一般公衆の線量については、周辺監視区域外の水中の濃度限度以下の液体廃棄物は原科研の第1排水溝に放出し、その放出量は原科研における放出量に比べて無視できる量である。また、葉菜、牛乳等の経口摂取による一般公衆の線量についても、本施設から放出される気体廃棄物中の放射性物質の量が少ないので無視できる。

8.1 気体廃棄物による影響評価

8.1.1 評価のための前提条件

本施設の排気筒から施設周辺環境に放出される放射性物質には、ウラン、プルトニウム及び核分裂生成物がある。その放出量計算条件を次に示す。

- (1) 年間予定使用量は表3-1に示される値とする。
- (2) プルトニウム組成は表3-4に示す値とする。
- (3) 核分裂生成物の核種毎の放射能割合を表3-6に示す値とする。
- (4) 放射性物質の排気系への移行割合は 1×10^{-4} とする。
- (5) 排気用高性能エアフィルタの捕集効率は次の通りとする。

第1段のフィルタ：99.9%

第2段のフィルタ：90%

第3段のフィルタ：90%

ただし、 ^{106}Ru に対する捕集効率は考慮しない。

- (6) 排気筒からの排気率は $1.8 \times 10^{10} \text{ cm}^3/\text{h}$ とする。
- (7) 排気筒の高さは地上20mとする。
- (8) 気象条件は、風速2m/s、風向頻度20%、大気安定度Aとする。

原科研の気象観測塔で1991年から1995年まで5年間に観測された5年間平均風向頻度は、各方位とも20%を超えるものはなく、保守的な値として20%を採用する。

- (9) 呼吸率は $2.3 \times 10^7 \text{ cm}^3/\text{d}$ とする。
- (10) 吸入摂取する時間は365dとする。

8.1.2 周辺監視区域外における放射性物質の地表面濃度の評価

周辺監視区域外における空气中放射性物質濃度は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定 平成13年3月29日一部改訂)に基づき、次式による風下軸上における地表面濃度を求める。

$$\chi = \frac{Q}{\pi\sigma_y\sigma_zU} \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}\right) \cdot 10^{-6} \cdot \frac{f}{100} \quad (8.1)$$

ここで、

χ	: 空气中放射性物質濃度	Bq/cm ³
Q	: 放出率	Bq/s
U	: 風速	m/s
σ_y	: y方向濃度分布広がりを表すパラメータ	m
σ_z	: z方向濃度分布広がりを表すパラメータ	m
H	: 放出源の有効高さ	m
f	: 風向頻度	%

上記の拡散式により、 χ/Q の値は $4.06 \times 10^{-11} \text{s/cm}^3$ と求められる。周辺監視区域外で放射性物質の濃度が最大となる位置は、排気筒から約105m離れた地点である。

放射性物質濃度の計算結果と周辺監視区域外の濃度限度との割合を表8-1に示す。

表 8-1 周辺監視区域における放射性物質の地表面濃度及び濃度限界との割合

核種	放出率 Q (Bq/s)	地表面最大濃度 A (Bq/cm ³)	空气中濃度限度 B (Bq/cm ³)	割合 A/B
²³⁸ Pu	4.00×10^{-5}	1.62×10^{-15}	3.00×10^{-9}	5.40×10^{-7}
²³⁹ Pu	3.65×10^{-6}	1.48×10^{-16}	3.00×10^{-9}	4.93×10^{-8}
²⁴⁰ Pu	6.15×10^{-6}	2.50×10^{-16}	3.00×10^{-9}	8.33×10^{-8}
²⁴¹ Pu	1.15×10^{-3}	4.67×10^{-14}	2.00×10^{-7}	2.34×10^{-7}
²⁴² Pu	2.50×10^{-8}	1.01×10^{-18}	3.00×10^{-9}	3.37×10^{-10}
²³³ U	5.68×10^{-8}	2.30×10^{-18}	1.00×10^{-8}	2.30×10^{-10}
²³⁴ U	2.74×10^{-8}	1.11×10^{-18}	1.00×10^{-8}	1.11×10^{-10}
²³⁵ U	6.34×10^{-9}	2.57×10^{-19}	2.00×10^{-8}	1.29×10^{-11}
²³⁸ U	2.27×10^{-8}	9.21×10^{-19}	2.00×10^{-8}	4.61×10^{-11}
⁹⁰ Sr	3.11×10^{-9}	1.26×10^{-19}	8.00×10^{-7}	1.58×10^{-13}
¹⁰⁶ Ru	1.01×10^{-4}	4.11×10^{-15}	6.00×10^{-6}	6.85×10^{-10}
¹³⁴ Cs	1.82×10^{-9}	7.39×10^{-20}	2.00×10^{-5}	3.70×10^{-15}
¹³⁷ Cs	4.48×10^{-9}	1.82×10^{-19}	3.00×10^{-5}	6.07×10^{-15}
¹⁴⁴ Ce	7.57×10^{-10}	3.07×10^{-20}	2.00×10^{-6}	1.54×10^{-13}
¹⁴⁷ Pm	1.51×10^{-9}	6.12×10^{-20}	3.00×10^{-5}	2.04×10^{-15}
割合の合計	—	—	—	9.08×10^{-7}

プルトニウム：初期濃縮度 3.4WT% 燃焼度 40,000MWd/t の PWR 燃料のプルトニウム

8.1.3 一般公衆の内部被ばくによる線量の評価

一般公衆が最大放射性物質濃度地点で放射性物質を吸入した場合の内部被ばくと放射性雲による外部被ばくとの実効線量及び骨表面の等価線量を計算する(原子力規制委員会告示7号)。

① 実効線量

実効線量は次式によって算出する。

$$H_{EI} = M \cdot C \cdot t \cdot F \cdot e_1 \quad (8.2)$$

ここで、

H_{EI}	: 実効線量	mSv
M	: 呼吸率 (成人)	cm^3/d
C	: 空気中の放射性物質の濃度	Bq/cm^3
t	: 放射性物質を吸入する時間	d
F	: 吸入対象者が吸入する空気中の放射性物質濃度のCに対する割合 呼吸域の放射性物質濃度Cに対する割合は1とする。	
e_1	: 告示別表第1の第2欄の実効線量係数	mSv/Bq

線量換算係数 (告示別表第1の第2欄及びICRP-Publ. 72に記載の等価線量係数)

核種	実効線量 (mSv/Bq)	等価線量(骨表面) (mSv/Bq)
^{238}Pu	3.0×10^{-2}	3.6×10^0
^{239}Pu	3.2×10^{-2}	4.0×10^0
^{240}Pu	3.2×10^{-2}	4.0×10^0
^{241}Pu	5.8×10^{-4}	7.5×10^{-2}
^{242}Pu	3.1×10^{-2}	3.8×10^0
^{233}U	6.9×10^{-3}	-
^{234}U	6.8×10^{-3}	-
^{235}U	6.1×10^{-3}	-
^{238}U	5.7×10^{-3}	-
^{90}Sr	7.7×10^{-5}	-
^{106}Ru	1.8×10^{-5}	-
^{134}Cs	9.6×10^{-6}	-
^{137}Cs	6.7×10^{-6}	-
^{144}Ce	2.9×10^{-5}	-
^{147}Pm	3.5×10^{-6}	-

② 等価線量

等価線量は次式によって算出する。

$$H_{TI} = M \cdot C \cdot t \cdot F \cdot e_z \quad (8.3)$$

ここで、

- H_{TI} : 内部被ばく等価線量 mSv
 M : 呼吸率 (成人) cm^3/d
 C : 空気中の放射性物質の濃度 Bq/cm^3
 t : 放射性物質を吸入する時間 d
 F : 吸入対象者が吸入する空気中の放射性物質濃度の C に対する割合
 呼吸域の放射性物質濃度 C に対する割合は 1 とする。
 e_z : ICRP-Publ. 72 に記載の等価線量係数 (上記参照) mSv/Bq

実効線量及び等価線量の計算結果を表8-2に示す。

表8-2 一般公衆の実効線量及び等価線量の計算結果

核種	地表面最大濃度 (Bq/cm^3)	摂取量 (Bq)	実効線量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)	等価線量 骨表面 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)
^{238}Pu	1.62×10^{-15}	1.36×10^{-5}	4.08×10^{-4}	4.90×10^{-2}
^{239}Pu	1.48×10^{-16}	1.24×10^{-6}	3.98×10^{-5}	4.97×10^{-3}
^{240}Pu	2.50×10^{-16}	2.10×10^{-6}	6.72×10^{-5}	8.40×10^{-3}
^{241}Pu	4.67×10^{-14}	3.92×10^{-4}	2.27×10^{-4}	2.94×10^{-2}
^{242}Pu	1.01×10^{-18}	8.51×10^{-9}	2.63×10^{-7}	3.22×10^{-5}
^{233}U	2.30×10^{-18}	1.93×10^{-8}	1.33×10^{-7}	-
^{234}U	1.11×10^{-18}	9.34×10^{-9}	6.34×10^{-8}	-
^{235}U	2.57×10^{-19}	2.16×10^{-9}	1.32×10^{-8}	-
^{238}U	9.21×10^{-19}	7.73×10^{-9}	4.41×10^{-8}	-
^{90}Sr	1.26×10^{-19}	1.06×10^{-9}	8.14×10^{-11}	-
^{106}Ru	4.11×10^{-15}	3.45×10^{-5}	6.21×10^{-7}	-
^{134}Cs	7.39×10^{-20}	6.20×10^{-10}	5.96×10^{-12}	-
^{137}Cs	1.82×10^{-19}	1.53×10^{-9}	1.02×10^{-11}	-
^{144}Ce	3.07×10^{-20}	2.58×10^{-10}	7.47×10^{-11}	-
^{147}Pm	6.12×10^{-20}	5.14×10^{-10}	1.80×10^{-12}	-
合計	-	-	7.43×10^{-4}	9.18×10^{-2}

プルトニウム：初期濃縮度 3.4WT% 燃焼度 40,000Mwd/t の PWR 燃料のプルトニウム

8.2 周辺監視区域外における外部放射線による等価線量の評価

本施設で使用または貯蔵する核燃料物質等から放出される放射線に関し、直接放射線及びスカイシャイン放射線による周辺監視区域境界における線量について評価する。なお、 α 線及び β 線による影響は無視できるので評価は省略する。

8.2.1 計算条件

計算条件は次の通りとする。

年間予定使用量(表 3-1)が試料貯蔵室に保管されているものとする。

核燃料物質等による線源強度の計算に必要なウラン、プルトニウムの同位体組成等を表 8-3 に示す。

冷却時間は天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウランが 30 年、 ^{233}U 及びプルトニウムは 70 年とし、これらが親核種として崩壊により生成される核種から放出される放射線を考慮する。ただし、スパイク調製用プルトニウムの冷却時間は 30 年とする。これらの冷却期間を表 3-5 に示したものとする。

核分裂生成物は PWR の使用済燃料の主要な成分(表 3-6 参照)とする。冷却時間による減衰は考慮しない。

ウラン、プルトニウムから発生する中性子は即発中性子、 (α, n) 反応によるものとする。

線源の形状は等方点線源とする。

スカイシャインの計算には天井のコンクリート、直接線には建屋壁コンクリートによる遮へいを考慮する。

評価点は、線源位置から最短距離 (4m) の事業所境界とする。

表 8-3 核燃料物質の組成等

核燃料物質等	組 成	年間使用量
天然ウラン	^{234}U 0.0057% ^{235}U 0.7193% ^{238}U 99.2750%	15,000g
劣化ウラン	天然ウランに同じ	15,000g
濃縮ウラン(5%未満)	^{235}U 5% ^{238}U 95%	35,000g
濃縮ウラン (5%以上 20%未満)	^{235}U 20% ^{238}U 80%	650g
濃縮ウラン(20%以上)	^{235}U 100%	150g
ウラン 233	^{233}U 100%	10g
プルトニウム	^{238}Pu 2.2% ^{239}Pu 55.4% ^{240}Pu 25.6% ^{241}Pu 10.6% ^{242}Pu 6.2%	180g
核分裂生成物	^{90}Sr 24.5% ^{106}Ru 8.0% ^{134}Cs 14.3% ^{137}Cs 35.3% ^{144}Ce 6.0% ^{147}Pm 11.9%	$4 \times 10^8 \text{Bq}$

8.2.2 評価方法

(1) γ線による線量計算

核燃料物質を線源とするγ線スペクトルを、表8-3を基にORIGEN-2で計算し、その結果を用いて、以下の式によってγ線による線量を求める。

$$I = A \times C \times Fa(\text{Fe}) \times Fa(\text{C}) \times Fa(\text{Pb}) \times (1/L^2)$$

I	: 計算地点における等価線量 ($\mu\text{Sv/h}$)
A	: 線源 (MBq)
C	: 線源の実効線量率定数 ($\mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{MBq}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}$)
Fa(Fe)	: ステンレス (鉄) の遮へい厚に対応した実効線量透過率
Fa(C)	: コンクリートの遮へい厚に対応した実効線量透過率
Fa(Pb)	: 鉛の遮へい厚に対応した実効線量透過率
L	: 線源から計算地点までの距離 (m)

ただし、実効線量率定数 C が示されていない核種については計算によって求めた。算出式は以下の通りである。

$$C = \sum_i [3600/4\pi 100^2 \times (P_i/100) \times (K_a/\Phi) \times (E_o/K_a)]$$

P_i	: 光子の放出割合 (%)
K_a/Φ	: 光子 i の単位フルエンスあたりの空気カーマ ($\text{pGy} \cdot \text{cm}^2$)
E_o/K_a	: 光子 i の単位空気カーマあたりの実効線量 (Sv/Gy)

また、実効線量透過率 Fa が示されていない核種については質量減衰係数から求めた。

$$I = I_o \text{Be}^{-\mu d} \quad D = 0.693/\mu$$

I	: 吸収体を通過した後のγ線の線量率
I_o	: 吸収体を通過する前のγ線の線量率
μ	: 線減衰係数 (cm^{-1})
d	: 吸収体の厚さ (cm)
D	: 半価層 (cm)
μ/ρ	: 質量減衰係数 (cm^2/g)
ρ	: 吸収体の密度 (g/cm^3)
B	: 線量ビルドアップ係数

なお、今回評価に用いた遮へい体の密度は一般的な値 (コンクリート $2.1 (\text{g}/\text{cm}^3)$ 、鉄 $7.86 (\text{g}/\text{cm}^3)$ 、鉛 $11.34 (\text{g}/\text{cm}^3)$) である。各核種の質量減衰係数は線量評価の安全を考え各放出γ線のうち最も厳しいものから選定した。

次にγ線によるスカイシャインを1回散乱近似法により、次式を用いて計算する。

なお、評価に際して線源位置は全量が部屋の中心にあるとして計算した。

$$\begin{aligned} \dot{D} &= \int \frac{Q_0 K N_0}{4\pi R_1^2 R_2^2} \left(\frac{d_e \sigma}{d\Omega} \right)_\theta \cdot dV \\ &= \frac{Q_0 K N_0}{4\pi d} \int_{\psi+\psi_1}^{\pi} d\theta \int_{\psi_1}^{\psi_2} d\psi \int_{\omega} d\omega \frac{1}{\sin \psi} \left(\frac{d_e \sigma}{d\Omega} \right)_\theta dV \end{aligned}$$

ここで

- \dot{D} : 点 D における線量率
- Q_0 : 点線源の強度 ($Q_0 = \text{放射能 (Bq)} \times \text{光子放出数}$)
- K : 光子フルエンス・線量換算係数
- N_0 : 空気の単位体積中の電子数 (3.6×10^{20} 個 20°C、1 気圧時の計算値)
- ω : 立体角 (sr : ステラジアン)
- $\left(\frac{d_e \sigma}{d\Omega}\right)_\theta$: 微分コンプトン散乱断面積

$\theta > 90^\circ$ のとき散乱線一定と仮定し、クライン-仁科の方式により計算する。

$$\left(\frac{de\sigma}{d\Omega}\right) = \frac{r_0^2}{2} \left\{ \frac{1}{1 + \alpha(1 - \cos\theta)} \right\}^2 \left\{ 1 + \cos^2\theta + \frac{\alpha^2(1 - \cos\theta)^2}{1 + \alpha(1 - \cos\theta)} \right\}$$

ここで $\alpha = h_0/m_0c^2 = 1.96E_0$

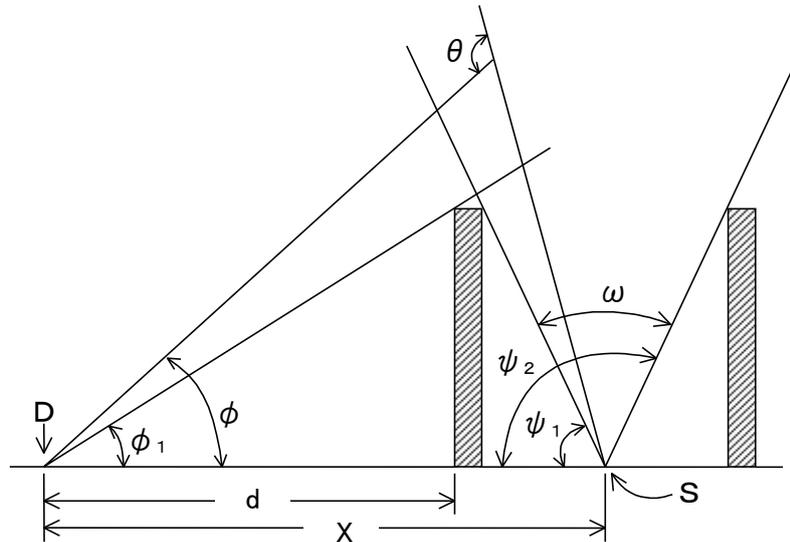
E_0 は入射エネルギー (MeV)

$$r_0 = e^2/m_0c^2 = 2.818 \times 10^{-13} \text{ cm}$$

θ はコンプトン散乱角 (散乱線については 90° とする)

散乱角が 90° より大きい場合は散乱断面積を一定値と仮定することができ、上式は次式のように単純化される。

$$\dot{D} = \frac{Q_0 K N_0}{4\pi d} \left(\frac{d_e \sigma}{d\Omega}\right)_{\theta=\theta_1} \omega(\psi_2 - \psi_1) \left(\pi - \frac{\psi_2}{2} - \frac{\psi_1}{2} - \phi_1\right)$$



Sは、線源位置(線源移動範囲内の最大高さとする)

Dは、評価位置(高さ1mとする)

(2) 中性子線による等価線量率計算

核燃料物質から発生する高速中性子線による等価線量率は、以下の式によって求める。

$$I_n = \Phi \times n(F) \times 1 \times 10^{-6} \times 3600$$

I_n : 計算地点における等価線量 ($\mu\text{Sv/h}$)

1×10^{-6} : pSv から μSv への換算

3600 : 時間当たりへの換算

$n(F)$: 実効線量換算係数 ($\text{pSv} \cdot \text{cm}^2$)

Φ : 中性子フルエンス (n/s/cm^2)

$$\Phi = n \div (4\pi r^2)$$

n : 中性子発生率 (n/s)

r : 線源から計算地点までの距離 (cm)

なお、実効線量換算係数 $n(F)$ 、核種より発生する中性子のエネルギースペクトルより、実効中心エネルギー2MeVにおける実効線量換算係数を用いた。

また中性子によるスカイシャインは、一次元輸送コードANISNを用いて次の手順で求める。

- a. 線源及び建屋天井及び壁からなる体系を球体系に近似し、ANISNで建屋天井表面の中性子束分布を計算する。
- b. aで求めた天井面での中性子束分布を建屋天井面における空間及び角度分布は一様と仮定し、点線源に近似する。この点線源分布を建屋天井より発生させてスカイシャインによる線量計算のための線源とし、周辺監視区域境界での線量を求める。

8.3 線量の評価結果

本施設からの直接放射線及びスカイシャイン放射線による等価線量率の評価結果を表8-4に示す。

表8-4 施設からの放射線による周辺監視区域外の線量評価

評 価 点	直接線 (mSv/y)		スカイシャイン (mSv/y)		合 計 (mSv/y)
	γ 線	中性子線	γ 線	中性子線	
周辺監視 区域境界	1.1×10^{-3}	1.6×10^{-1}	9.7×10^{-3}	2.2×10^{-4}	1.8×10^{-1}

別冊 3

新分析棟
安全対策書

1. まえがき

この安全対策書は、新分析棟(以下、「本施設」という。)における種々の事故を想定し、その原因、程度及び防止策について記述したものである。

一般に、この種の施設で考慮すべき事故の種類は次のようなものである。

火災事故

爆発事故

臨界事故

地震等の自然力が原因となる事故

誤操作による事故

停電による事故

これらの事故が発生した場合は、放射性物質等による災害が生ずるおそれがあるので、施設的设计、製作及び管理面において十分な対策が講じられなければならない。

本施設は、「核燃料施設安全審査基本指針」の考え方に沿って、以下の基本方針のもとに設計・製作するとともに、適切と認められる法令、規則、基準及び方針に準拠する。

また、保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備は、検査、試験、保守及び修理ができるような構造とし、共用はしない。

- (1) 建屋、機器は重要度に応じて適切な耐震設計を行う。
- (2) もし、万一火災が発生した場合速やかに発見、消火できるよう火災警報設備及び消火設備を設ける。
- (3) 核燃料物質の取扱い、保管に対してはいかなる場合にも臨界が起こらないようにする。
- (4) 非常用電源設備を設け、停電により設備の保安上の機能が止まらないようにする。
- (5) 誤操作により異常が起こった場合でも警報設備、通信設備により速やかな異常の検知をし、保安規定等に基づき適切な措置を行う。又、通常の運転操作に関しては、保安規定等を遵守し、誤操作が起こらないように十分な教育訓練を行う。
- (6) 管理区域から排出される気体の放射性物質は建屋外に放出する前に高性能エアフィルタでろ過する。
- (7) 管理区域にはガンマ線エリアモニタ等の放射線管理設備を設け、十分な放射線管理を行うと共にスタックモニタ等により排出される空気の放出管理を行う。

このような設計、製作上の配慮の上に、更に実際の運営に当たっては保安規定を定め放射線業務従事者に対する教育を行い、一般公衆は勿論、放射線業務従事者に対して十分な安全を確保する。

2. 火災に対する考慮

建屋は鉄筋コンクリート造りで、内部の諸設備も不燃性及び難燃性材料により構成する。管理区域内では、裸火及び熱源としてのガスを使用しないので、火災が発生する可能性は極めて少ないと考えられる。ホットセルのインナーボックスはステンレス鋼製とし、遮へい壁は炭素鋼製とする。また、グローブボックスの主体構造はステンレス鋼製であり、窓板、フィルタ、グローブポート等も難燃材料である。

なお、万一に備えて、以下のような対策を講じている。

(1) ホットセル及びグローブボックス内の火災防止対策

本施設においてプルトニウム廃液処理装置を収納する1台のホットセルと蒸発・乾固装置を収納する5台のグローブボックスにはヒーター等の加熱装置が設置される。ヒーターは指定した一定温度でコントロールできる機構をもつ。上記のホットセル及びグローブボックスの各々の操作盤で温度上昇警報発報及び警報ランプ点灯表示するとともに建屋監視盤に警報を発報させ火災防止を図る。

(2) ホットセル及びグローブボックスの消火設備

ホットセル及びグローブボックスには小型消火器を配置する。

(3) 建屋の消防設備

建屋内の火災に対しては、消防法に基づき火災感知器（定温式感知器、煙感知器）、火災警報設備、及び消火器を配置する。また屋内には、消火栓を設ける。

したがって、火災の拡大の可能性は少なく、万一火災が発生した場合にも早期に消火することができる。

3. 爆発に対する考慮

3.1 可燃性ガスによる爆発事故

本施設の管理区域では可燃性ガスを一切使用しない。したがって、可燃性ガスによる爆発事故は起こらない。

3.2 化学薬品による爆発事故

本施設の分析室における分析作業は、定常的なウランとプルトニウム定量及びこれらの同位体組成の測定が主である。これらの分析作業で使用される主な試薬は硝酸、硫酸等であり爆発の危険性の高い試薬は通常必要としない。やむを得ず爆発の危険性のある試薬を使用する時は、爆発を起こさないように使用量を必要最小限にとどめる。有機溶媒は原則として不燃性のもの（例えばクロロホルム等）を使い可燃性のものは極力使用しないように配慮する。

したがって、化学薬品による爆発事故は起こらない。

4. 臨界管理

4.1 単一ユニット

本施設における核燃料物質の年間予定使用量はウラン 235 が 2,240g 以下、ウラン 233 が 10g 及びプルトニウムが 180g 以下としており、これらを乾燥系で取り扱う限り臨界にならない。また各室における核燃料物質の最大使用量を制限することによって臨界管理を行い、使用各室の最大取扱量はいずれも臨界に係る溶液系並びに金属系の質量制限値以下である。核燃料物質を貯蔵する場合は、乾燥状態で金属容器に又はプラスチック容器に収納し、さらに鋼製の貯蔵庫に貯蔵することにより水との接触を防ぐ。貯蔵庫における核燃料物質の最大貯蔵量は、XXXXXXXXXX と等しいウラン 235 XXXXXX、ウラン 233 XXXXXX、プルトニウム XXXXXX とし、金属系の質量制限値以下である。なお、溶液系での使用の場合には様々な形態の核燃料物質を取り扱うので、化学的組成、密度、水分含有率を問わない場合に適用されるプルトニウム-水系を適用し、核的制限である 220gPu^* ($\text{Pu}^* = {}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu} + {}^{235}\text{U} + {}^{233}\text{U}$) 以下になるように管理する。

表 4-1 に各室における核燃料物質の最大取扱量（保管を含む）と質量制限値を示す。

表 4-1 各室における核燃料物質の最大取扱量（保管を含む）と質量制限値

核種	プルトニウム		ウラン 233		ウラン 235	
	溶液	金属	溶液	金属	溶液	金属
質量制限値 *1)	220g	2,600g	250g	3,200g	350g	10,000g
最小臨界値 *1)	510g	4,900g	550g	6,700g	760g	20,100g
ウラン化学分析室	—	—	—	—	20g	—
ウラン質量分析室	1.001g	—	0.101g	—	11.001g	—
プルトニウム化学分析室	16g	—	4g	—	150g	—
スパイク調製室	20g	—	4g	—	50g	—
プルトニウム質量分析室	2.002g	—	0.202g	—	2.002g	—
アクチノイド分析室	3g	—	3g	—	40g	—
データ処理調整校正室	—	0.1g (密封)	—	—	—	25g (密封)
天秤室	—	—	—	—	50g	—
放射線管理測定室	—	—	—	—	—	0.1g (密封)

*1) Nuclear Safety Guide TID-7016 Rev. 1(1961)

表 4-2 に貯蔵庫における核燃料物質の最大取扱量と質量制限値を示す。

表 4-2 貯蔵庫における核燃料物質の最大取扱量と質量制限値

核種	プルトニウム		ウラン 233		ウラン 235	
	溶液	金属	溶液	金属	溶液	金属
質量制限値 *2)	220g	2,600g	250g	3,200g	350g	10,000g
最小臨界値 *2)	510g	4,900g	550g	6,700g	760g	20,100g
	—		—		—	

*2) Nuclear Safety Guide TID-7016 Rev.1(1961)

4.2 複数ユニット

隣どうしの室でダブルバッチしても核的制限値以下であるので臨界にならない。

5. 地震、台風等に対する考慮

5.1 地震及び台風

原子力施設の耐震設計の原則は、施設が大地震に遭遇した場合にも、施設の損壊により放射性物質が施設外に放出され、付近の公衆または、従事者に放射線障害を与えないようにすることである。

本施設の耐震設計は、「核燃料施設安全審査基本指針」及び「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして、建築基準法施行令第 88 条第 1 項により求まる地震層せん断力係数に重要度に応じた割増係数を乗じて行う。各建屋、機器の耐震分類及び割増係数を以下のとおりとする。

<u>建屋、機器</u>	<u>耐震分類</u>	<u>割増係数</u>
分析建屋	B クラス	1.5
排気筒	B クラス	1.5
機械棟	C クラス	1.0
ホットセル	B クラス	1.8
グローブボックス	B クラス	1.8
フード	B クラス	1.8
分析機器（質量分析計）	B クラス	1.8
核燃料物質貯蔵庫	B クラス	1.8
排気設備 （ホットセル・グローブボックス系、フード系）	B クラス	1.8
廃液貯槽	B クラス	1.4
非常用電源設備	B クラス	1.4
放射線監視盤	B クラス	1.4
排気設備（管理区域室系）	B クラス	1.4
その他	C クラス	1.2

また台風に対しては、「建築基準法」に基づく風荷重に耐えるように設計する。したがって、地震、台風により周辺環境に影響を及ぼす事故が発生するとは考えられない。

5.2 地震及び台風以外の自然現象

本施設は、海岸から西方に約 900m、最寄りの河川である久慈川より南方に約 1km 離れ、海拔約 20m の地点に位置しており、高潮、津波及び洪水による災害を受けることは考えられない。

6. 誤操作に対する考慮

本施設における分析装置の定常運転操作は、計算機によるプログラム制御を採用し、従事者の介入による誤操作の発生を極力少なくするようにする。万一、誤操作をした場合には装置が停止するような設計になっている。

その他の異常が起こった場合でも警報設備、通信設備により速やかに異常を検知し、保安規定等に基づき適切な措置を行う。又、通常の運転操作に関しては、保安規定等を遵守し、誤操作が起こらないように十分な教育訓練を行う。以下に誤操作に対する安全対策のうち、換気系設備、ホットセル及びグローブボックス、廃液貯槽設備について説明する。

6.1 換気系設備

ホットセル、グローブボックス等から放射性物質の漏洩を防止するため、本施設の各区域の負圧バランスを確保する。そのため、換気系設備の各排気系統の起動は排気第1系統、排気第2系統、排気第3系統の順で行い、他の順序では起動できないようなインターロック機構を設ける。この起動の順序によって各区域の負圧バランスを常に確保し、負圧が逆転することはない。又何らかの原因で排風機が停止した場合でも、予備機に切り替えられるのでホットセル、グローブボックスの負圧は維持される。

6.2 ホットセル及びグローブボックス

すべてのホットセル及びグローブボックスには負圧警報を設ける。万一、誤操作によって負圧値が設定値の上限を超えた場合及び下限を下回った場合には警報が発報し、速やかに修正措置をとることが可能である。

熱源のあるホットセル及びグローブボックスには温度警報装置が設けてあり、ホットセル及びグローブボックス内の温度が設定値を超えたときに警報が発報する。

したがって、誤操作により事故が発生することは考えられない。

6.3 廃液貯槽設備

本施設の廃液貯槽設備は、誤操作により廃液貯槽を満水状態にさせた場合においても、廃液貯槽間に設置されているオーバーフロー管（連通管）により予備貯槽側に廃液が流入・貯留する設計となっているため、誤操作による事故は発生しない。

7. 電源喪失に対する考慮

非常用発電装置及び直流電源装置から構成される非常用電源設備を設置し、商用電源が停電した場合にも保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備に十分に給電できる能力を有する。

非常用発電装置の主な負荷は、排気第1系統・排気第2系統排風機、空気圧縮機、サンプリング系ルーツブローア、消火栓ポンプ、警報設備、非常用照明、及び誘導灯である。

非常用発電装置は商用電源の停電から30秒以内に定格に達する。この非常用発電装置は定期的に点検及び試運転を行い、いつでも作動できるようにする。又商用電源が停電し、非常用発電装置が起動するまでの間、監視盤系統には直流電源装置により電力を供給する。

したがって、停電により事故が発生することは考えられない。

8. 最大想定事故時の施設周辺環境に及ぼす影響

想定事故として、極めて低い確率ではあるが、汚染事故による放射性物質の施設外への放出と火災事故による放射性物質の放出が考えられる。ここではグローブボックス内に最大取扱量 5g のプルトニウムがあるとき、グローブボックスで火災が発生しグローブボックスが破損して、プルトニウムが室内に飛散し、排気筒から周辺環境に放出した場合を最大想定事故として、その場合の一般公衆への影響について評価する。

8.1 評価のための前提条件

新分析棟の排気筒から施設周辺環境に放出される放射性物質はプルトニウムとし、その放出量の計算条件は次の通りとする。

(1) プルトニウム組成は表 8-1 に示すスパイク試料で、取扱量は 5g とする。

表 8-1 プルトニウム組成(重量比)

核種	組成(%)
^{238}Pu	0.0015
^{239}Pu	97.9290
^{240}Pu	2.0563
^{241}Pu	0.0122
^{242}Pu	0.0010

(2) 放射性物質の空気中への移行率は 1×10^{-2} とする。

(3) 排気用高性能エアフィルタの捕集効率、1 段目は破損し、第 2 段のフィルタの値を 99.9% とする。

(4) 排気筒の高さは地上 20m とする。

(5) 気象条件は、風速 2m/s、風向頻度 100%、大気安定度 A とする。

(6) 火災継続時間は 1h とする。

8.2 周辺監視区域外における放射性物質の地表面濃度の評価

前項の条件で計算した結果、排気筒から放出される放射性物質の放出量を表 8-2 に示す。

表 8-2 排気筒からの放射性物質の放出量

核種	放出量 (Bq)
^{238}Pu	4.79×10^2
^{239}Pu	1.13×10^5
^{240}Pu	8.68×10^3
^{241}Pu	2.32×10^4
^{242}Pu	7.06×10^{-2}

空气中放射性物質濃度は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定 平成13年3月29日一部改訂）に基づき、次式による風下軸上における地表面濃度を求める。

$$\chi = \frac{Q}{\pi\sigma_y\sigma_zU} \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}\right) \cdot 10^{-6} \cdot \frac{f}{100}$$

ここで、

χ : 空气中放射性物質濃度	Bq/cm ³
Q : 放出率	Bq/s
U : 風速	m/s
σ_y : y 方向濃度分布広がりを表すパラメータ	m
σ_z : z 方向濃度分布広がりを表すパラメータ	m
H : 放出源の有効高さ	m
F : 風向頻度	%

前述の計算条件を基に上記の拡散式により計算した結果、 χ/Q の値は 2.03×10^{-10} s/cm³ (平常時の約 5 倍) と求められる。周辺監視区域外で放射性濃度が最大となる位置は、排気筒から約 105m 離れた地点である。放射性物質の地表面最大濃度の計算結果を表 8-3 に示す。

表 8-3 周辺監視区域における放射性物質の地表面濃度

核種	放出率 (Bq/s)	地表面最大濃度 (Bq/cm ³)
²³⁸ Pu	1.33×10^{-1}	2.71×10^{-11}
²³⁹ Pu	3.14×10^1	6.37×10^{-9}
²⁴⁰ Pu	2.41×10^0	4.89×10^{-10}
²⁴¹ Pu	6.44×10^0	1.31×10^{-9}
²⁴² Pu	1.96×10^{-5}	3.98×10^{-15}

8.3 一般公衆の線量評価

一般公衆が最大放射性物質濃度地点で放射性物質を吸入した場合の内部被ばくによる実効線量及び骨表面の等価線量を計算する「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」（原子力規制委員会告示7号）。

① 実効線量

実効線量は次式によって算出する。

$$H_{EI} = M \cdot C \cdot t \cdot F \cdot e_1 \quad (8.2)$$

ここで、

H_{EI}	: 実効線量	mSv
M	: 呼吸率 (成人)	cm^3/d
C	: 空気中の放射性物質の濃度	Bq/cm^3
t	: 放射性物質を吸入する時間	d
F	: 吸入対象者が吸入する空気中の放射性物質濃度の C に対する割合	
e_1	: 告示別表第1の第2欄の実効線量係数	mSv/Bq

② 等価線量

等価線量は次式によって算出する。

$$H_{TI} = M \cdot C \cdot t \cdot F \cdot e_2 \quad (8.3)$$

ここで、

H_{TI}	: 内部被ばく等価線量	mSv
M	: 呼吸率 (成人)	cm^3/d
C	: 空気中の放射性物質の濃度	Bq/cm^3
t	: 放射性物質を吸入する時間	d
F	: 吸入対象者が吸入する空気中の放射性物質濃度の C に対する割合	
e_2	: ICRP-Pub1.72 に記載の等価線量係数	mSv/Bq

③ 計算条件

計算条件は次の通りとする。

- (1) 告示第1の第2欄の実効線量係数及び ICRP-Pub1.72 に記載の等価線量係数は次に示す値である。

核種	実効線量係数 (mSv/Bq)	等価線量係数(骨表面) (mSv/Bq)
^{238}Pu	3.0×10^{-2}	3.6×10^0
^{239}Pu	3.2×10^{-2}	4.0×10^0
^{240}Pu	3.2×10^{-2}	4.0×10^0
^{241}Pu	5.8×10^{-4}	7.5×10^{-2}
^{242}Pu	3.1×10^{-2}	3.8×10^0

- (2) 呼吸率は $1.2 \times 10^6 \text{ cm}^3 / \text{h}$ とする。
- (3) 吸入対象者が吸入する空気中の放射性物質濃度 C に対する割合(式 8.2, 式 8.3 の F の値)は 1 とする。

実効線量及び等価線量の計算結果を表 8-4 に示す。

表 8-4 地表面最大濃度、一般公衆の実効線量及び等価線量の計算結果

核種	地表面最大濃度 (Bq/cm^3)	摂取量 (Bq)	実効線量 (μSv)	等価線量 骨表面 (μSv)
^{238}Pu	2.7×10^{-11}	3.3×10^{-5}	9.8×10^{-4}	1.2×10^{-1}
^{239}Pu	6.4×10^{-9}	7.7×10^{-3}	2.5×10^{-1}	3.1×10^1
^{240}Pu	4.9×10^{-10}	5.9×10^{-4}	1.9×10^{-2}	2.4×10^0
^{241}Pu	1.3×10^{-9}	1.6×10^{-3}	9.2×10^{-4}	1.2×10^{-1}
^{242}Pu	4.0×10^{-15}	4.8×10^{-9}	1.5×10^{-7}	1.9×10^{-5}
合計	-	-	2.7×10^{-1}	3.4×10^1

8.4 線量の評価結果

計算結果によれば、一般公衆の想定事故時における実効線量は周辺監視区域外の線量限度である $1\text{mSv}/\text{y}$ を十分下まわる値である。また、原子力安全委員会によって報告された「核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」によれば、骨の「めやす線量」は、表面近くの細胞の線量として 2.4Sv と定めている。ここでの等価線量(骨表面)は「めやす線量」と比較して小さい値であり、本施設において事故が発生したとしても一般公衆に与える影響は少ないといえる。

9. その他の安全に対する考慮

9.1 放射性物質の移動に対する考慮

本施設内における核燃料物質分析試料等の移動は、放射線レベルに応じた閉じ込め措置をとって行い、核燃料物質の飛散及び漏えいのないようにする。また、移動に際し遮へいが必要となる場合には、容器へ収納する等の遮へい対策をとることにより作業環境の等価線量率の低減化を図る。

9.2 気体状核燃料物質の取扱いに対する考慮

本施設内における気体状核燃料物質は UF_6 が該当する。 UF_6 は漏えいのおそれの無い封入容器で受入れ、閉じ込め機能を有するフード及びグローブボックス内にて取扱う。また封入容器を開封する場合は、封入容器ごと液体窒素にて冷却させて UF_6 を固化した後加水分解を行い、ウラン水溶液として取扱うため、作業環境及び周辺環境へ UF_6 が漏えいするおそれはない。

9.3 事故時に対する考慮

本施設には、各種のモニター、警報設備、通報連絡設備を設け、同敷地内の別な場所でも監視できるようにするとともに従事者に対し通報できるようにする。また、管理区域内には従事者の退避等のための緊急脱出口及び避難誘導灯を設け、事故時に対応した措置を講じる。

9.4 共有に対する考慮

本施設における保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備については、共有しない。給排気設備、放射線管理設備等は、共有しない設計としている。なお、非常用電源設備は、同敷地内の事務棟に設置される総合監視盤等にも給電されるが、十分な給電能力を有しているため、本施設の安全確保上、影響を与えることはない。

9.5 準拠規格及び基準

本施設のうち保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備の設計、工事及び検査については、適切と認められる規格及び基準によるものとする。

関係法令等は、以下のとおりである。

- (1) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律、同施行令、核燃料物質の使用等に関する規則、使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則
- (2) 建築基準法、同施行令、同施行規則
- (3) 消防法
- (4) 高圧ガス保安法
- (5) 電気事業法
- (6) 労働安全衛生法
- (7) 日本産業規格
- (8) その他

9.6 検査、修理等に対する考慮

本施設における保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備は、それらの安全機能を確認するために、本施設の運転中又は定期点検等の停止時に安全機能を損なうことなく適切な方法により試験及び検査ができる設計にする。

また、本施設における保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備は、それらの安全機能を健全に維持するための適切な保守及び検査ができる設計とする。

核燃料物質使用変更許可申請書

新旧対照表

東海保障措置センター共通編	1 ~	3 5
別冊 1 保障措置分析棟	3 6 ~	5 0
別冊 2 開発試験棟	5 1 ~	6 3
別冊 3 新分析棟	6 4 ~	1 0 1

令和 4 年 5 月

公益財団法人核物質管理センター

変更前	変更後	備考
<p>東海保障措置センター共通編</p>	<p>東海保障措置センター共通編</p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考																			
<p>1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名</p> <table border="1" data-bbox="151 310 1255 688"> <tr> <td>氏名又は名称</td> <td>公益財団法人 核物質管理センター</td> </tr> <tr> <td>住 所</td> <td>〒110-0015 東京都台東区東上野一丁目 28 番 9 号</td> </tr> <tr> <td>代表者の氏名</td> <td>理事長 下村 和生</td> </tr> <tr> <td>事業所の名称</td> <td>公益財団法人 核物質管理センター 東海保障措置センター</td> </tr> <tr> <td>事業所の住所</td> <td>〒319-1106 茨城県那珂郡東海村白方字白根 2 番地の 53</td> </tr> </table>	氏名又は名称	公益財団法人 核物質管理センター	住 所	〒110-0015 東京都台東区東上野一丁目 28 番 9 号	代表者の氏名	理事長 下村 和生	事業所の名称	公益財団法人 核物質管理センター 東海保障措置センター	事業所の住所	〒319-1106 茨城県那珂郡東海村白方字白根 2 番地の 53	<p>1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名</p> <table border="1" data-bbox="1350 268 2585 747"> <tr> <td>氏 名 又 は 名 称</td> <td>公益財団法人 核物質管理センター</td> </tr> <tr> <td>住 所</td> <td>郵便番号 (110-0015) 東京都台東区東上野一丁目28番9号 <u>電話番号 (03-5816-7733)</u></td> </tr> <tr> <td>法人にあっては、その代表者の氏名</td> <td>理事長 下村 和生</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">工 場 又 は 事 業 所</td> <td>名 称 公益財団法人 核物質管理センター 東海保障措置センター</td> </tr> <tr> <td>所 在 地 郵便番号 (319-1106) 茨城県那珂郡東海村白方字白根2番地の53 <u>電話番号 (029-306-3100)</u></td> </tr> </table>	氏 名 又 は 名 称	公益財団法人 核物質管理センター	住 所	郵便番号 (110-0015) 東京都台東区東上野一丁目28番9号 <u>電話番号 (03-5816-7733)</u>	法人にあっては、その代表者の氏名	理事長 下村 和生	工 場 又 は 事 業 所	名 称 公益財団法人 核物質管理センター 東海保障措置センター	所 在 地 郵便番号 (319-1106) 茨城県那珂郡東海村白方字白根2番地の53 <u>電話番号 (029-306-3100)</u>	<p>記載の適正化 (申請様式に合わせた見直し)</p> <p>記載の適正化 (平成 28 年 7 月 14 日 28 核管東第 061 号の届出反映)</p>
氏名又は名称	公益財団法人 核物質管理センター																				
住 所	〒110-0015 東京都台東区東上野一丁目 28 番 9 号																				
代表者の氏名	理事長 下村 和生																				
事業所の名称	公益財団法人 核物質管理センター 東海保障措置センター																				
事業所の住所	〒319-1106 茨城県那珂郡東海村白方字白根 2 番地の 53																				
氏 名 又 は 名 称	公益財団法人 核物質管理センター																				
住 所	郵便番号 (110-0015) 東京都台東区東上野一丁目28番9号 <u>電話番号 (03-5816-7733)</u>																				
法人にあっては、その代表者の氏名	理事長 下村 和生																				
工 場 又 は 事 業 所	名 称 公益財団法人 核物質管理センター 東海保障措置センター																				
	所 在 地 郵便番号 (319-1106) 茨城県那珂郡東海村白方字白根2番地の53 <u>電話番号 (029-306-3100)</u>																				

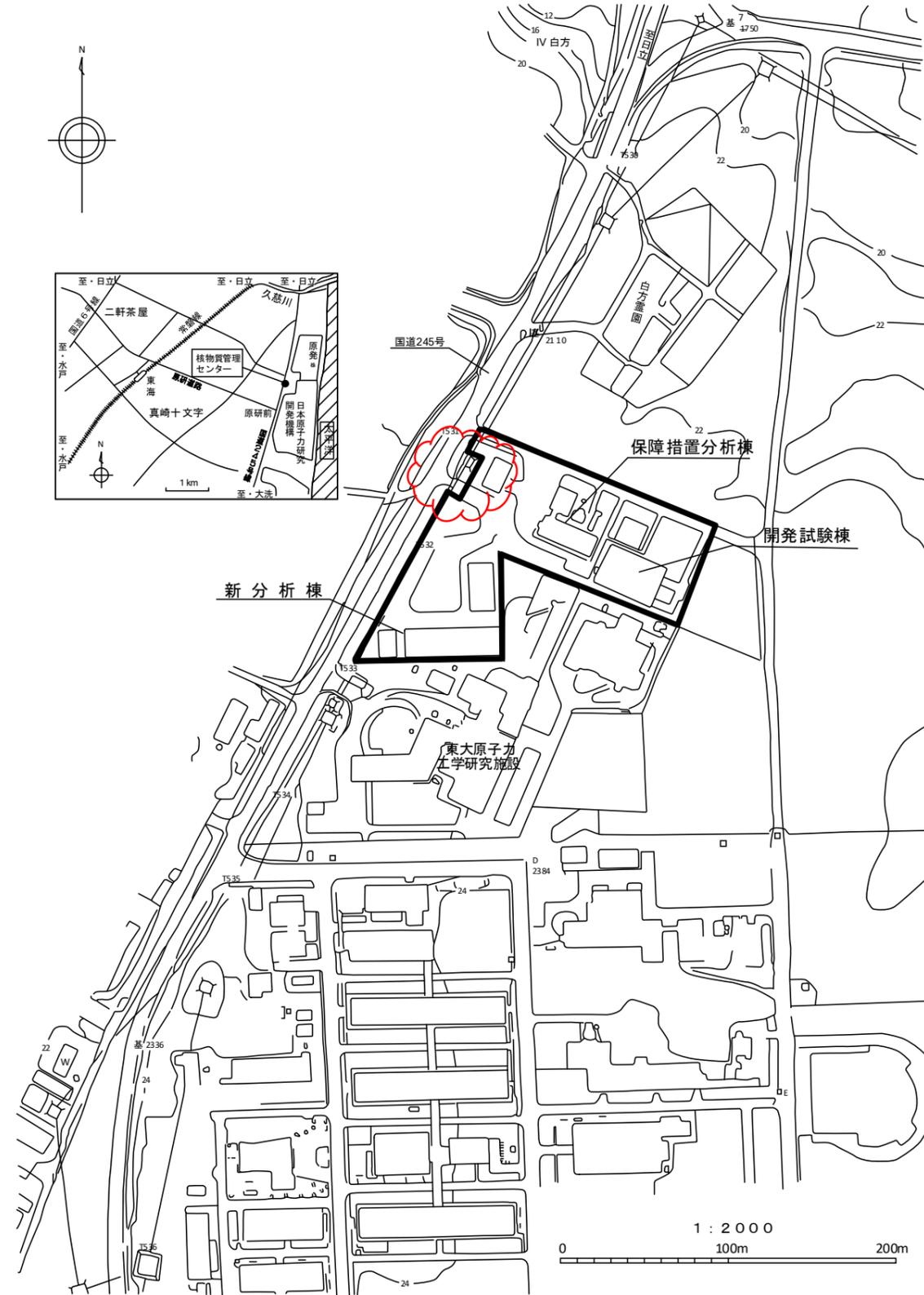
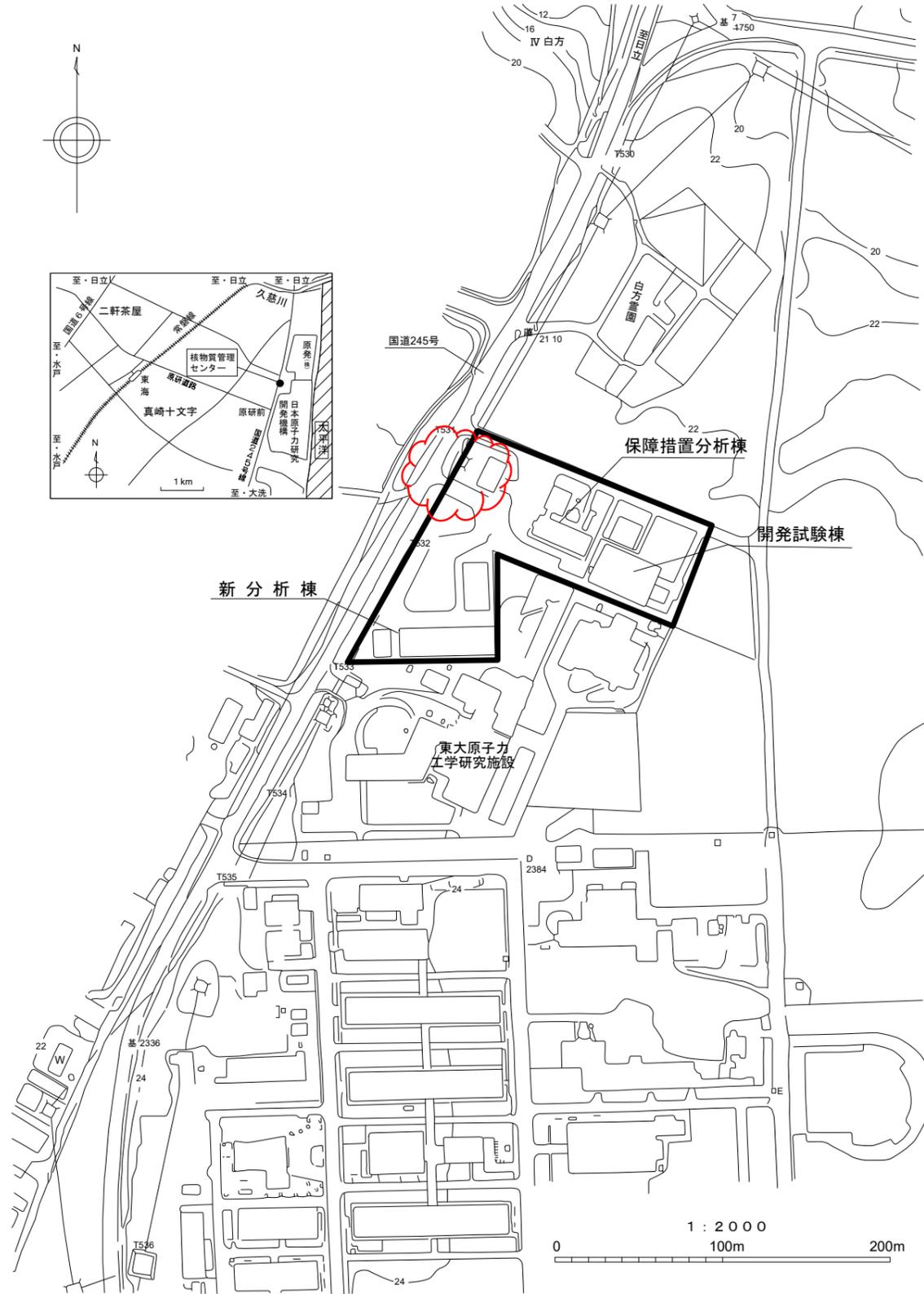
新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>2. 使用の目的及び方法 (記載省略)</p> <p>3. 核燃料物質の種類 (記載省略)</p> <p>4. 使用の場所 (記載省略)</p>	<p>2. 使用の目的及び方法 (変更なし)</p> <p>3. 核燃料物質の種類 (変更なし)</p> <p>4. 使用の場所 (変更なし)</p>	

変更前

変更後

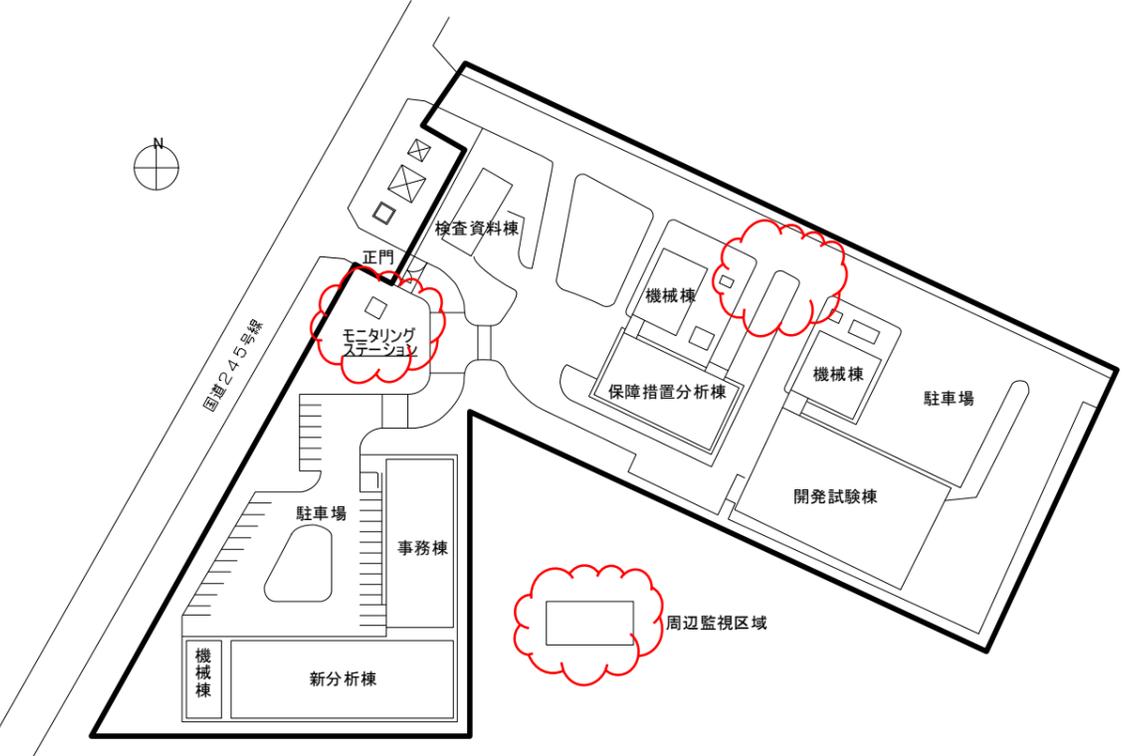
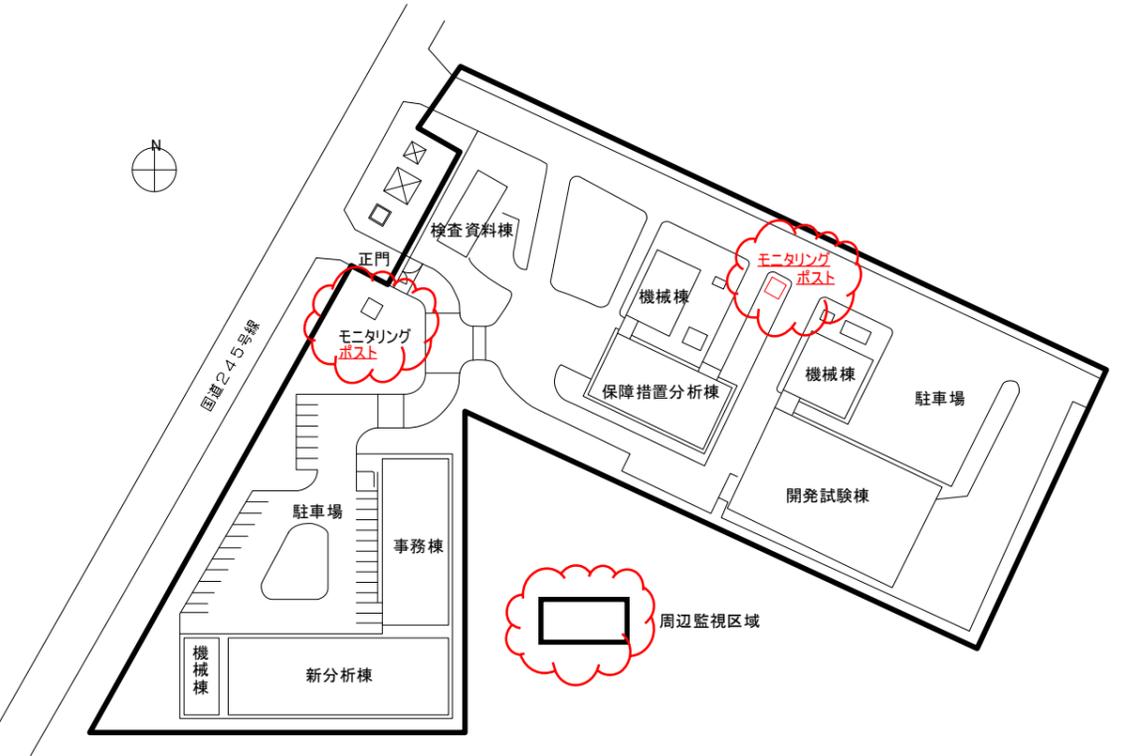
備考



記載の適正化
(図の整合を図るため)

図 4-1 東海保障措置センター周辺図

図 4-1 東海保障措置センター周辺図

変更前	変更後	備考
 <p>図 4-2 東海保障措置センター各施設の位置図</p>	 <p>図 4-2 東海保障措置センター各施設の位置図</p>	<p>記載の適正化 (図の整合を図るため)</p>

変更前	変更後	備考																																		
<p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量</p> <p>東海保障措置センター全体における予定使用期間及び年間予定使用量を表 5-1 に示す。</p> <p>表 5-1 東海保障措置センター全体における予定使用期間及び年間予定使用量</p> <table border="1" data-bbox="74 428 1305 882"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th colspan="2">年間予定使用量</th> </tr> <tr> <th>最大存在量 ()内は ²³⁵U 量</th> <th>延べ取扱量 ()内は ²³⁵U 量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>天然ウラン</td> <td rowspan="7">自 平成 26 年 4 月 1 日 至 廃止措置を終了するまでの期間</td> <td>20,000g (140g)</td> <td>2,540g (18g)</td> </tr> <tr> <td>劣化ウラン</td> <td>20,000g (140g)</td> <td>350g (4g)</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)</td> <td>50,000g (2,500g)</td> <td>32,600g (1,630g)</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)</td> <td>1,150g (230g)</td> <td>795g (159g)</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)</td> <td>250g (250g)</td> <td>113g (113g)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム</td> <td>270g</td> <td>225g</td> </tr> <tr> <td>ウラン 233</td> <td>15g</td> <td>7g</td> </tr> </tbody> </table> <p>東海保障措置センター内の各施設における予定使用期間及び年間予定使用量を、下記の別冊に示す。</p> <table border="1" data-bbox="222 1075 1127 1199"> <thead> <tr> <th>施設名</th> <th>別冊番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>保障措置分析棟</td> <td>別冊 1</td> </tr> <tr> <td>新分析棟</td> <td>別冊 3</td> </tr> </tbody> </table>	核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量		最大存在量 ()内は ²³⁵ U 量	延べ取扱量 ()内は ²³⁵ U 量	天然ウラン	自 平成 26 年 4 月 1 日 至 廃止措置を終了するまでの期間	20,000g (140g)	2,540g (18g)	劣化ウラン	20,000g (140g)	350g (4g)	濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)	50,000g (2,500g)	32,600g (1,630g)	濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)	1,150g (230g)	795g (159g)	濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)	250g (250g)	113g (113g)	プルトニウム	270g	225g	ウラン 233	15g	7g	施設名	別冊番号	保障措置分析棟	別冊 1	新分析棟	別冊 3	<p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (変更なし)</p>	<p>記載の適正化 (平成 28 年 7 月 14 日 28 核管東第 061 号の届 出反映)</p>
核燃料物質の種類			予定使用期間	年間予定使用量																																
	最大存在量 ()内は ²³⁵ U 量	延べ取扱量 ()内は ²³⁵ U 量																																		
天然ウラン	自 平成 26 年 4 月 1 日 至 廃止措置を終了するまでの期間	20,000g (140g)	2,540g (18g)																																	
劣化ウラン		20,000g (140g)	350g (4g)																																	
濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)		50,000g (2,500g)	32,600g (1,630g)																																	
濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)		1,150g (230g)	795g (159g)																																	
濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)		250g (250g)	113g (113g)																																	
プルトニウム		270g	225g																																	
ウラン 233		15g	7g																																	
施設名	別冊番号																																			
保障措置分析棟	別冊 1																																			
新分析棟	別冊 3																																			

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>6. 使用済燃料の処分の方法 (記載省略)</p> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備</p> <p>[東海保障措置センターの位置]</p> <p>公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センターは、茨城県那珂郡東海村白方字白根地区内である。その位置は図 4-1 に示すとおり独立行政法人日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所敷地内の北側にあたり、西側は国道 245 号線に接する約 15,000m²の長方形の敷地である。</p> <p>東海保障措置センターの敷地を含む地形は、総括的にみて西は新川、阿漕ヶ浦系の侵食谷によってほぼ境され、東側は 2 段の海岸段丘となっており、その背後は久慈川沖積平野である。地質は、本施設周辺の資料から、砂、黒土、砂、砂礫層、砂質頁岩と層をなしていると推定され、砂層、砂礫層、砂質頁岩の長期地耐力はそれぞれ約 10t/m²、約 60t/m²、約 100t/m²であると推定される。茨城県の太平洋近辺の地震活動は、中小地震は多いが、震害を伴うような大地震はほとんど起こっていないという特色がある。また、東海村周辺は関東、三陸沖及び日光付近の地震多発地帯の中間付近に入っており、それぞれの地域で発生した大地震による震害は東海村周辺までに及んでいない。</p> <p>本施設周辺の陸水は、敷地の北方約 1km を久慈川が流れ、東方約 900m の位置に海岸がある。また、本敷地は標高 20 から 24m の地点に位置するため、津波、高潮及び洪水による災害を受けることは考えられない。</p> <p>東海保障措置センター内の各施設における使用施設の構造及び設備を下記の別冊に示す。</p> <p>(記載省略)</p> <p>8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備</p> <p>東海保障措置センター内の各施設における貯蔵施設の構造及び設備を下記の別冊に示す。</p> <p>(記載省略)</p> <p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備</p> <p>(記載省略)</p>	<p>6. 使用済燃料の処分の方法 (変更なし)</p> <p>7. <u>核燃料物質</u>の使用施設の位置、構造及び設備</p> <p>[東海保障措置センターの位置]</p> <p>公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センターは、茨城県那珂郡東海村白方字白根地区内にある。その位置は図 4-1 に示すとおり国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所敷地の北側にあたり、西側は国道 245 号線に接する約 15,000m²の敷地である。</p> <p>東海保障措置センターの敷地を含む地形は、総括的にみて西側は新川、阿漕ヶ浦系の侵食谷によってほぼ境され、東側は 2 段の海岸段丘となっており、その背後は久慈川沖積平野である。</p> <p>本施設周辺には、敷地の北方約 1km を久慈川が流れ、東方約 900m の位置に海岸がある。本敷地は標高 20 から 24m の地点に位置するため、津波、高潮及び洪水による災害を<u>受けるおそれはない</u>。また、自治体(東海村)が作成したハザードマップに示される津波・洪水・土砂災害が想定された区域に含まれていない。</p> <p>東海保障措置センター内の各施設における使用施設の位置、構造及び設備を下記の別冊に示す。</p> <p>(変更なし)</p> <p>8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備</p> <p>東海保障措置センター内の各施設における貯蔵施設の位置、構造及び設備を下記の別冊に示す。</p> <p>(変更なし)</p> <p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備</p> <p>(変更なし)</p>	<p>記載の適正化 (記載内容の整理を実施)</p> <p>記載の適正化 (記載の整合を図るため)</p> <p>記載の適正化 (記載の整合を図るため)</p>

変更前	変更後	備考
<p>10. <u>使用施設、貯蔵施設又は廃棄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</u></p> <p><u>公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センター（以下「東海センター」という。）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」（以下「品質管理基準規則」という。）に基づき、使用施設等の保安のための業務に係る品質管理に関し、次に掲げる措置を講じる。</u></p> <p><u>10.1 一般</u></p> <p><u>10.1.1 目的</u> <u>使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設（以下「使用施設等」という。）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ことを目的とする。</u></p> <p><u>10.1.2 定義</u> <u>品質管理に関する事項における用語の定義は、次に掲げるもののほか品質管理基準規則及び同規則の解釈に従うものとする。</u> <u>(1) 「保安に係る組織」とは、東海センターの品質マネジメントシステムに基づく使用施設等の保安に係る組織の総称をいう。</u></p> <p><u>10.1.3 適用範囲</u> <u>使用施設等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（以下「品質管理に関する事項」という。）は、東海センターの使用施設等において実施する保安活動に適用する。</u></p> <p><u>10.2 品質マネジメントシステム</u></p> <p><u>10.2.1 品質マネジメントシステムに係る一般事項</u> <u>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。</u> <u>(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確立し、運用する。この場合において、次に掲げる事項を適切に考慮する。</u> <u>① 使用施設等、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</u> <u>② 使用施設等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</u> <u>③ 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ことにより起こり得る影響</u> <u>(3) 保安に係る組織は、使用施設等に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品質管理基準規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。</u> <u>(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を明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。</u> <u>① プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を明確に定める。</u> <u>② プロセスの順序及び相互の関係を明確に定める。</u></p>	<p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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 （変更なし）</p>	<p>記載の適正化 （令和2年6月24日 核管東第037号の届出 反映）</p>

変更前	変更後	備考
<p>③ <u>プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な組織の保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに当該指標に係る判定基準を明確に定める。</u></p> <p>④ <u>プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）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。）。</u></p> <p>⑤ <u>プロセスの運用状況を監視測定し、分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。</u></p> <p>⑥ <u>プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置を講ずる。</u></p> <p>⑦ <u>プロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。</u></p> <p>⑧ <u>原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に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する。</u></p> <p>(5) <u>保安に係る組織は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。</u></p> <p>(6) <u>保安に係る組織は、機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。</u></p> <p>(7) <u>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。</u></p> <p>10.2.2 <u>品質マネジメントシステムの文書化</u> <u>保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。</u></p> <p>① <u>品質方針及び品質目標</u></p> <p>② <u>品質マネジメントシステムを規定する文書（以下「保安品質マニュアル」という。）</u></p> <p>③ <u>実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために必要な文書</u></p> <p>④ <u>品質管理基準規則に規定する手順書、指示書、図面等（以下「手順書等」という。）</u></p> <p>10.2.3 <u>保安品質マニュアル</u> <u>保安に係る組織は、保安品質マニュアルに、次に掲げる事項を定める。</u></p> <p>① <u>品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項</u></p> <p>② <u>保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項</u></p> <p>③ <u>品質マネジメントシステムの適用範囲</u></p> <p>④ <u>品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報</u></p> <p>⑤ <u>プロセスの相互の関係</u></p> <p>10.2.4 <u>文書の管理</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、品質マネジメント文書を管理する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、要員（東海センターにおいて保安活動を実施する者）が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。</u></p> <p>① <u>品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認する。</u></p> <p>② <u>品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認する。</u></p> <p>③ <u>品質マネジメント文書の審査及び評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部署の要員を参画させる。</u></p> <p>④ <u>品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できるようにする。</u></p> <p>⑤ <u>改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合には、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保する。</u></p>		

変更前	変更後	備考
<p>⑥ 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにする。</p> <p>⑦ 組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理する。</p> <p>⑧ 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止する。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理する。</p> <p>10.2.5 記録の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質管理基準規則に規定する個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し、所要の管理の方法を定めた手順書等を作成する。</p> <p>10.3 経営責任者等の責任</p> <p>10.3.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ</p> <p>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を確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。</p> <p>① 品質方針を定める。</p> <p>② 品質目標が定められているようにする。</p> <p>③ 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにする。</p> <p>④ 10.3.10 に定めるマネジメントレビューを実施する。</p> <p>⑤ 資源が利用できる体制を確保する。</p> <p>⑥ 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知する。</p> <p>⑦ 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させる。</p> <p>⑧ 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、その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。</p> <p>10.3.2 原子力の安全の確保の重視</p> <p>理事長は、保安に係る組織の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</p> <p>10.3.3 品質方針</p> <p>理事長は、品質方針が次に掲げる事項に適合しているようにする。</p> <p>① 保安に係る組織の目的及び状況に対して適切なものであること。</p> <p>② 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に理事長が責任を持って関与すること。</p> <p>③ 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものであること。</p> <p>④ 要員に周知され、理解されていること。</p> <p>⑤ 品質マネジメントシステムの継続的な改善に理事長が責任を持って関与すること。</p> <p>10.3.4 品質目標</p> <p>(1) 理事長は、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定め</p>		

変更前	変更後	備考
<p><u>られているようにする。</u></p> <p><u>(2) 理事長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。</u></p> <p>10.3.5 品質マネジメントシステムの計画</p> <p><u>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムが 10.2.1 のために適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。</u></p> <p><u>(2) 理事長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。</u></p> <p><u>① 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果</u></p> <p><u>② 品質マネジメントシステムの実効性の維持</u></p> <p><u>③ 資源の利用可能性</u></p> <p><u>④ 責任及び権限の割当て</u></p> <p>10.3.6 責任及び権限</p> <p><u>理事長は、東海センターの各部署及び要員の責任及び権限並びに部署間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</u></p> <p>10.3.7 品質マネジメントシステム管理責任者</p> <p><u>理事長は、東海センターの品質マネジメントシステムを管理する責任者（以下「品質マネジメントシステム管理責任者」という。）に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。</u></p> <p><u>① プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにする。</u></p> <p><u>② 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について、理事長に報告する。</u></p> <p><u>③ 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにする。</u></p> <p><u>④ 関係法令を遵守する。</u></p> <p>10.3.8 管理者</p> <p><u>(1) 理事長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。</u></p> <p><u>① 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにする。</u></p> <p><u>② 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにする。</u></p> <p><u>③ 個別業務の実施状況に関する評価を行う。</u></p> <p><u>④ 健全な安全文化を育成し、及び維持する。</u></p> <p><u>⑤ 関係法令を遵守する。</u></p> <p><u>(2) 管理者は、(1)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。</u></p> <p><u>① 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。</u></p> <p><u>② 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を積極的に行えるようにする。</u></p> <p><u>③ 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。</u></p>		

変更前	変更後	備考
<p>④ 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に使用施設等の保安に関する問題の報告を行えるようにする。</p> <p>⑤ 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにする。</p> <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>10.3.9 組織の内部の情報の伝達 理事長は、保安に係る組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>10.3.10 マネジメントレビュー 理事長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>10.3.11 マネジメントレビューに用いる情報 保安に係る組織は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 内部監査の結果 ② 組織の外部の者の意見 ③ プロセスの運用状況 ④ 使用前検査及び自主検査等の結果 ⑤ 品質目標の達成状況 ⑥ 健全な安全文化の育成及び維持の状況 ⑦ 関係法令の遵守状況 ⑧ 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況 ⑨ 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置 ⑩ 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更 ⑪ 部署又は要員からの改善のための提案 ⑫ 資源の妥当性 ⑬ 保安活動の改善のために講じた措置の実効性 <p>10.3.12 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</p> <p>(1) 保安に係る組織は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善 ② 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善 ③ 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 ④ 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善 ⑤ 関係法令の遵守に関する改善 <p>(2) 保安に係る組織は、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。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。</p> <p>10.4 資源の管理</p> <p>10.4.1 資源の確保 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な次に掲げる資源を明確に定</p>		

変更前	変更後	備考
<p><u>め、これを確保し、及び管理する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ① 要員 ② 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 <p>10.4.2 要員の力量の確保及び教育訓練</p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力（以下「力量」という。）が実証された者を要員に充てる。</u></p> <p>(2) <u>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、次に掲げる業務を行う。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ① <u>要員にどのような力量が必要かを明確に定める。</u> ② <u>要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずる。</u> ③ <u>②の措置の実効性を評価する。</u> ④ <u>要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにする。</u> <ul style="list-style-type: none"> (a) <u>品質目標の達成に向けた自らの貢献</u> (b) <u>品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献</u> (c) <u>原子力の安全に対する当該個別業務の重要性</u> ⑤ <u>要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理する。</u> <p>10.5 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施</p> <p>10.5.1 個別業務に必要なプロセスの計画</p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ① <u>個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果</u> ② <u>機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項</u> ③ <u>機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源</u> ④ <u>使用前検査、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下「合否判定基準」という。）</u> ⑤ <u>個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録</u> <p>(4) <u>保安に係る組織は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとす</u> <u>る。</u></p> <p>10.5.2 個別業務等要求事項として明確にすべき事項</p> <p><u>保安に係る組織は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ① <u>組織の外部の者が明示してはいないものの、機器等又は個別業務に必要な要求事項</u> ② <u>関係法令</u> ③ <u>①及び②に掲げるもののほか、組織が必要とする要求事項</u> 		

変更前	変更後	備考
<p><u>10.5.3 個別業務等要求事項の審査</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、個別業務等要求事項の審査を実施するに当たり、次に掲げる事項を確認する。</u></p> <p>① <u>当該個別業務等要求事項が定められていること。</u></p> <p>② <u>当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。</u></p> <p>③ <u>組織が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、(1)の審査の結果の記録及び当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(4) <u>保安に係る組織は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。</u></p> <p><u>10.5.4 組織の外部の者との情報の伝達等</u></p> <p><u>保安に係る組織は、組織の外部の者からの情報の収集及び組織の外部の者への情報の伝達のために、実効性のある方法を明確に定め、これを実施する。</u></p> <p><u>10.5.5 設計開発計画</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、設計開発（専ら使用施設等において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下「設計開発計画」という。）を策定するとともに、設計開発を管理する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。</u></p> <p>① <u>設計開発の性質、期間及び複雑さの程度</u></p> <p>② <u>設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</u></p> <p>③ <u>設計開発に係る部署及び要員の責任及び権限</u></p> <p>④ <u>設計開発に必要な組織の内部及び外部の資源</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。</u></p> <p>(4) <u>保安に係る組織は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。</u></p> <p><u>10.5.6 設計開発に用いる情報</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>① <u>機能及び性能に係る要求事項</u></p> <p>② <u>従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの</u></p> <p>③ <u>関係法令</u></p> <p>④ <u>その他設計開発に必要な要求事項</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。</u></p>		

変更前	変更後	備考
<p><u>10.5.7 設計開発の結果に係る情報</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。</u></p> <p>① <u>設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。</u></p> <p>② <u>調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。</u></p> <p>③ <u>合否判定基準を含むものであること。</u></p> <p>④ <u>機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。</u></p> <p><u>10.5.8 設計開発レビュー</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画に従って、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。</u></p> <p>① <u>設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。</u></p> <p>② <u>設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、設計開発レビューに、当該設計開発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の代表者及び必要に応じ当該設計開発に係る専門家を参加させる。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p><u>10.5.9 設計開発の検証</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画に従って検証を実施する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、(1)の検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、当該設計開発を行った要員に(1)の検証をさせない。</u></p> <p><u>10.5.10 設計開発の妥当性確認</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p><u>10.5.11 設計開発の変更の管理</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、(2)の審査において、設計開発の変更が使用施設等に及ぼす影響の評価（当該使用施設等を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。</u></p>		

変更前	変更後	備考
<p>(4) 保安に係る組織は、(2) の審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>10.5.12 調達プロセス</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の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調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、調達物品等要求事項に従い、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準を定める。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、(3) の評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（使用施設等の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。</p> <p>10.5.13 調達物品等要求事項</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。</p> <p>① 調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項</p> <p>② 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項</p> <p>③ 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>④ 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項</p> <p>⑤ 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項</p> <p>⑥ 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</p> <p>⑦ その他調達物品等に必要な要求事項</p> <p>(2) 保安に係る組織は、調達物品等要求事項として、組織が調達物品等の供給者の工場等において使用前検査その他の個別業務を行う際の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を含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>10.5.14 調達物品等の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。</p>		

変更前	変更後	備考
<p><u>10.5.15 個別業務の管理</u> <u>保安に係る組織は、個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</u></p> <p>① <u>使用施設等の保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。</u> ② <u>手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。</u> ③ <u>当該個別業務に見合う設備を使用していること。</u> ④ <u>監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</u> ⑤ <u>10.6.4 に定める監視測定を実施していること。</u> ⑥ <u>品質管理に関する事項に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</u></p> <p><u>10.5.16 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認</u> (1) <u>保安に係る組織は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。</u> (2) <u>保安に係る組織は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。</u> (3) <u>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、これを管理する。</u> (4) <u>保安に係る組織は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。</u></p> <p>① <u>当該プロセスの審査及び承認のための判定基準</u> ② <u>妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法</u> ③ <u>妥当性確認の方法</u></p> <p><u>10.5.17 識別管理</u> <u>保安に係る組織は、個別業務計画及び個別業務の実施に係る全てのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。</u></p> <p><u>10.5.18 トレーサビリティの確保</u> <u>保安に係る組織は、トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</u></p> <p><u>10.5.19 組織の外部の者の物品</u> <u>保安に係る組織は、組織の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p><u>10.5.20 調達物品の管理</u> <u>保安に係る組織は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。</u></p> <p><u>10.5.21 監視測定のための設備の管理</u> (1) <u>保安に係る組織は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な</u></p>		

変更前	変更後	備考
<p><u>監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</u></p> <p>① <u>あらかじめ定められた間隔で、又は使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあつては、校正又は検証の根拠について記録する方法）により校正又は検証がなされていること。</u></p> <p>② <u>校正の状態が明確になるよう、識別されていること。</u></p> <p>③ <u>所要の調整がなされていること。</u></p> <p>④ <u>監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。</u></p> <p>⑤ <u>取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されていること。</u></p> <p>(4) <u>保安に係る組織は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。</u></p> <p>(5) <u>保安に係る組織は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備及び(4)の不適合により影響を受けた機器等又は個別業務について、適切な措置を講じる。</u></p> <p>(6) <u>保安に係る組織は、監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(7) <u>保安に係る組織は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。</u></p> <p>10.6 評価及び改善</p> <p>10.6.1 監視測定、分析、評価及び改善</p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。</u></p> <p>10.6.2 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する組織の外部の者の意見を把握する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、(1)の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。</u></p> <p>10.6.3 内部監査</p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う要員その他の体制により内部監査を実施する。</u></p> <p>① <u>品質管理に関する事項に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項</u></p> <p>② <u>実効性のある実施及び実効性の維持</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法及び責任を定める。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、内部監査の対象となり得る部署、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し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。</u></p> <p>(4) <u>保安に係る組織は、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</u></p>		

変更前	変更後	備考
<p><u>監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。</u></p> <p><u>(5) 保安に係る組織は、内部監査員又は管理者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。</u></p> <p><u>(6) 保安に係る組織は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部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内部監査に係る要求事項を手順書等に定める。</u></p> <p><u>(7) 保安に係る組織は、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。</u></p> <p><u>(8) 保安に係る組織は、不適合が発見された場合には、(7) の通知を受けた管理者に、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させるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。</u></p> <p><u>10.6.4 プロセスの監視測定</u></p> <p><u>(1) 保安に係る組織は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。</u></p> <p><u>(2) 保安に係る組織は、(1) の監視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。</u></p> <p><u>(3) 保安に係る組織は、(1) の方法により、プロセスが 10.3.5 (1) 及び 10.5.1 (1) の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。</u></p> <p><u>(4) 保安に係る組織は、(1) の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>(5) 保安に係る組織は、10.3.5 (1) 及び 10.5.1 (1) の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。</u></p> <p><u>10.6.5 機器等の検査等</u></p> <p><u>(1) 保安に係る組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前検査又は自主検査等を実施する。</u></p> <p><u>(2) 保安に係る組織は、使用前検査又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p><u>(3) 保安に係る組織は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p><u>(4) 保安に係る組織は、個別業務計画に基づく使用前検査又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。</u></p> <p><u>(5) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前検査の独立性を確保する。なお、独立性の程度については、組織的な独立を必要としない。</u></p> <p><u>(6) 保安に係る組織は、自主検査等について必要に応じて (5) を準用する。</u></p> <p><u>10.6.6 不適合の管理</u></p> <p><u>(1) 保安に係る組織は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないように、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。</u></p> <p><u>(2) 保安に係る組織は、不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書</u></p>		

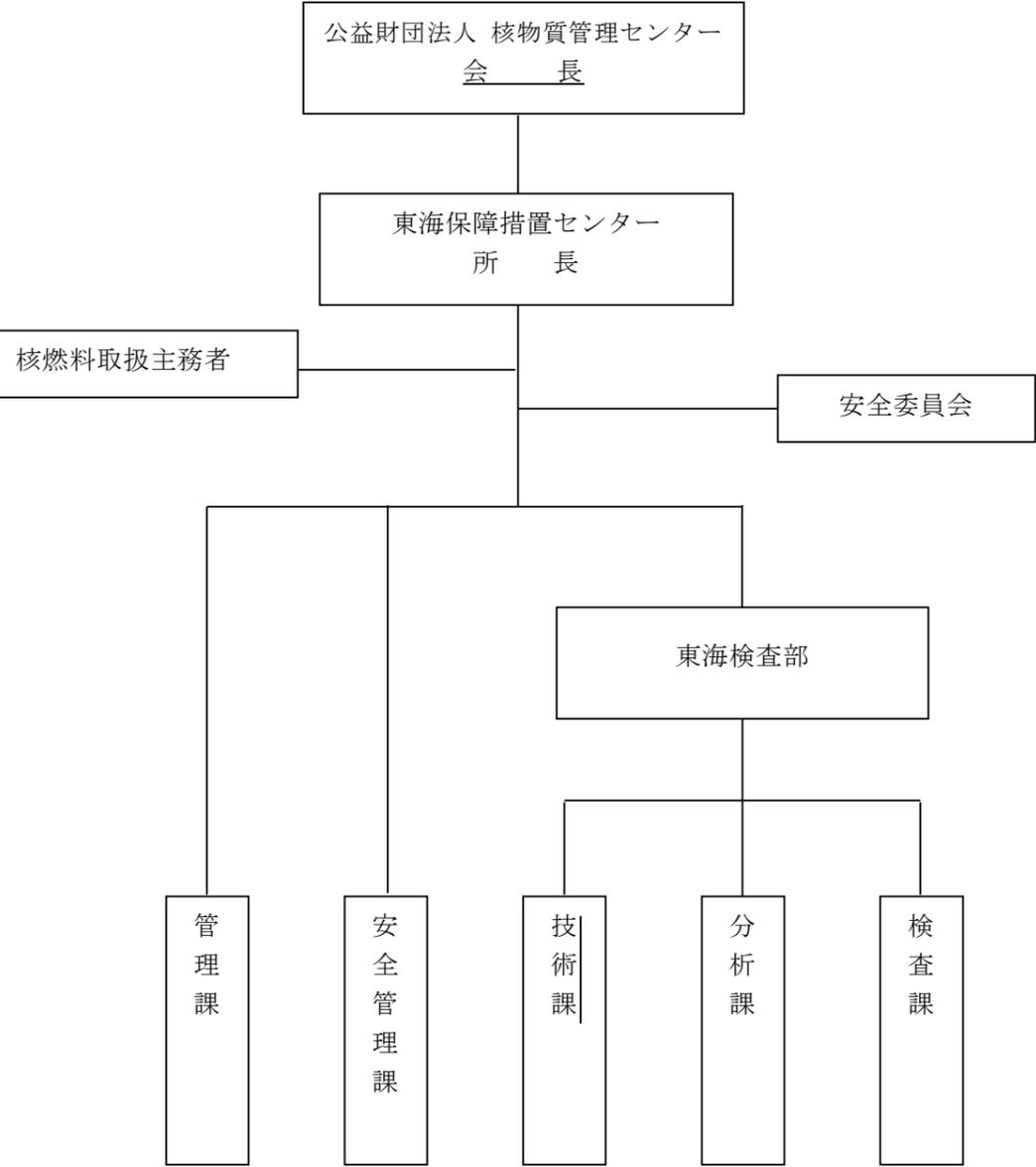
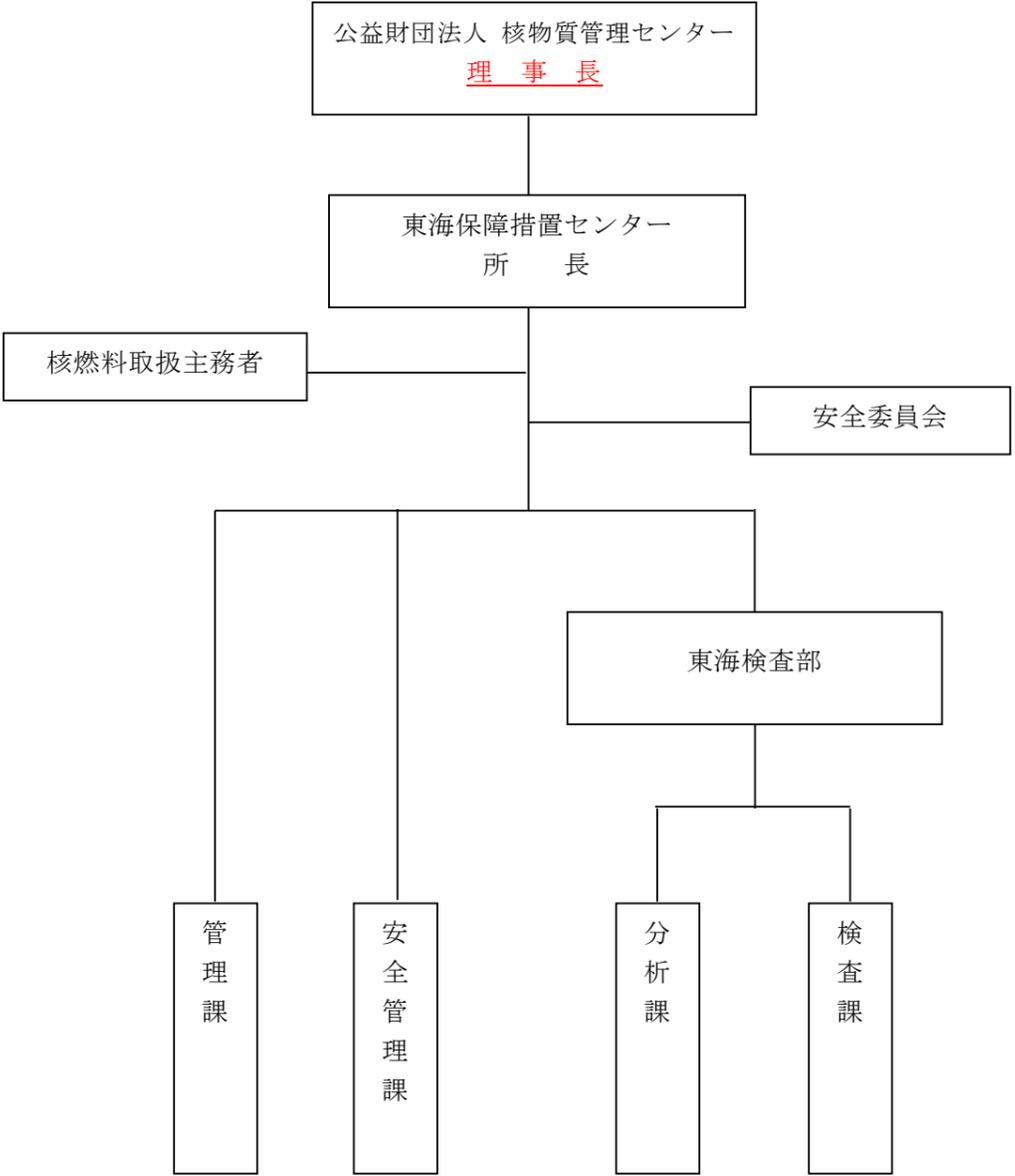
変更前	変更後	備考
<p>等に定める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</p> <p>① 発見された不適合を除去するための措置を講ずる。</p> <p>② 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行う（以下「特別採用」という。）。</p> <p>③ 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずる。</p> <p>④ 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずる。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、(3) ①の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>10.6.7 データの分析及び評価</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、及び当該品質マネジメントシステムの実効性の改善の必要性を評価するために、適切なデータ（監視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む。）を明確にし、収集し、及び分析する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、(1) のデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。</p> <p>① 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析により得られる知見</p> <p>② 個別業務等要求事項への適合性</p> <p>③ 機器等及びプロセスの特性及び傾向（是正処置を行う端緒となるものを含む。）</p> <p>④ 調達物品等の供給者の供給能力</p> <p>10.6.8 継続的な改善</p> <p>保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。</p> <p>10.6.9 是正処置等</p> <p>(1) 保安に係る組織は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。</p> <p>① 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。</p> <p>(a) 不適合その他の事象の分析及び当該不適合の原因の明確化</p> <p>(b) 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化</p> <p>② 必要な是正処置を明確にし、実施する。</p> <p>③ 講じた全ての是正処置の実効性の評価を行う。</p> <p>④ 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置を変更する。</p> <p>⑤ 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。</p> <p>⑥ 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して、根本的な原因を究明するために分析の手順を確立し、実施する。</p>		

変更前	変更後	備考
<p><u>⑦ 講じた全ての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p><u>(2) 保安に係る組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</u></p> <p><u>(3) 保安に係る組織は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。</u></p> <p><u>10.6.10 未然防止処置</u></p> <p><u>(1) 保安に係る組織は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</u></p> <p><u>① 起こり得る不適合及びその原因について調査する。</u></p> <p><u>② 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。</u></p> <p><u>③ 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。</u></p> <p><u>④ 講じた全ての未然防止処置の実効性の評価を行う。</u></p> <p><u>⑤ 講じた全ての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p><u>(2) 保安に係る組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</u></p>		

変更前	変更後	備考												
	<p>11. <u>閉じ込めの機能、遮蔽その他の事項に関する使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備</u></p> <p><u>東海保障措置センターの新分析棟における、閉じ込めの機能、遮蔽その他の事項に関する使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備を下記の別冊に示す。</u></p> <table border="1" data-bbox="1495 428 2398 512"> <thead> <tr> <th>施設名</th> <th>別冊番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>新分析棟</td> <td>別冊 3</td> </tr> </tbody> </table> <p>12. <u>添付書類（原子炉規制法施行令第38条第2項に定める書類）</u></p> <p>12-1. <u>使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く）</u></p> <p><u>東海保障措置センターの新分析棟における、使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書を下記の別冊に示す。</u></p> <table border="1" data-bbox="1495 823 2398 907"> <thead> <tr> <th>施設名</th> <th>別冊番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>新分析棟</td> <td>別冊 3</td> </tr> </tbody> </table> <p>12-2. <u>想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書</u></p> <p><u>東海保障措置センターの新分析棟における、想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書を下記の別冊に示す。</u></p> <table border="1" data-bbox="1495 1180 2398 1264"> <thead> <tr> <th>施設名</th> <th>別冊番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>新分析棟</td> <td>別冊 3</td> </tr> </tbody> </table> <p>12-3. <u>核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書</u></p> <div data-bbox="1353 1381 2588 1499" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><u>東海保障措置センターにおける核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書を、東海保障措置センター共通編 添付書類－1 変更に係る核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書に示す。</u></p> </div>	施設名	別冊番号	新分析棟	別冊 3	施設名	別冊番号	新分析棟	別冊 3	施設名	別冊番号	新分析棟	別冊 3	<p>記載の適正化 （申請様式に合わせた追記）</p> <p>記載の適正化 （申請様式に合わせた追記）</p>
施設名	別冊番号													
新分析棟	別冊 3													
施設名	別冊番号													
新分析棟	別冊 3													
施設名	別冊番号													
新分析棟	別冊 3													

変更前	変更後	備考
	<p><u>12-4. 使用施設等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説明書</u></p> <p><u>1. はじめに</u></p> <p><u>核燃料物質の使用等の規則第2条第2項第4号に基づく説明書を、本項の添付書類12-4.「使用施設等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説明書」として示す。</u></p> <p><u>なお本説明書において、本文10. 項「使用施設、貯蔵施設又は廃棄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」のうち、核燃料物質使用変更許可申請を行うに当たって関連する、保安活動における品質管理に必要な体制、設計開発に係る品質管理の対応についての説明を記載した。</u></p> <p><u>2. 保安活動における品質管理に必要な体制</u></p> <p><u>2.1 職務</u></p> <p><u>東海保障措置センターにおける使用施設等に係る保安活動に関する組織及び職務を、添付書類－1 変更に係る核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書に記載する。</u></p> <p><u>2.2 品質マネジメントシステムの確立と実施</u></p> <p><u>理事長は、保安に係る「品質方針」を策定し、東海保障措置センター所長は、「品質方針」に基づき東海保障措置センターの「品質目標」を定め職員等へ周知する。東海保障措置センター所長は、「保安品質マニュアル」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、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。</u></p> <p><u>3. 設計開発を伴う新設、更新、修理、改造、増設、変更を実施する場合の対応</u></p> <p><u>設計開発を伴う新設、更新、修理、改造、増設、変更を実施する場合は、本文10. 項及び保安規定等に従うとともに設計開発に係る要領書を定め、適切な措置を行う。</u></p> <p><u>3.1 設計開発計画の策定</u></p> <p><u>核燃料物質使用変更許可申請書に記載のあるものの、設計開発を伴う新設、更新、修理、改造、増設、変更を実施する場合、設計開発計画を策定し、設計開発を管理する。設計開発計画の策定において、設計開発の性質及び複雑さの程度、設計開発の期間、設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制等を明確にする。また、策定した設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。</u></p> <p><u>3.2 設計開発へのインプット</u></p> <p><u>設計開発に関連するインプット情報として、機能及び性能に係る要求事項及び合否判定基準、従前の類似した設計開発から得られた情報等を明確にし、本インプット情報について、東海保障措置センター所長の承認を得る。</u></p> <p><u>3.3 設計開発からのアウトプット</u></p> <p><u>設計開発からのアウトプットは、設計開発へのインプットで与えられた要求事項を満足すること、機器等の仕様及び個別業務の実施のために適切な情報を提供できること、機能及び性能に係る検査等の合否判定基準を含んでいること等を考慮して作成し、設計開発のインプット情報と対比して検証することができる形式にして管理する。本アウトプットに従い調達に進む前に、東海保障措置センター所長の承認を得る。</u></p> <p><u>3.4 設計開発のレビュー</u></p> <p><u>設計開発計画に従い、設計開発の適切な段階において、設計開発の結果の要求事項への適合性について、もしくは設計開発に問題がある場合は、その内容を明確にすること及び必要な措置を提案することについて、設計開発のレビューを行う。本レビューには、設計開発段階に関連する部署の代表者及び必要に応じ当該設計開発に係る専門家を参加させる。</u></p>	

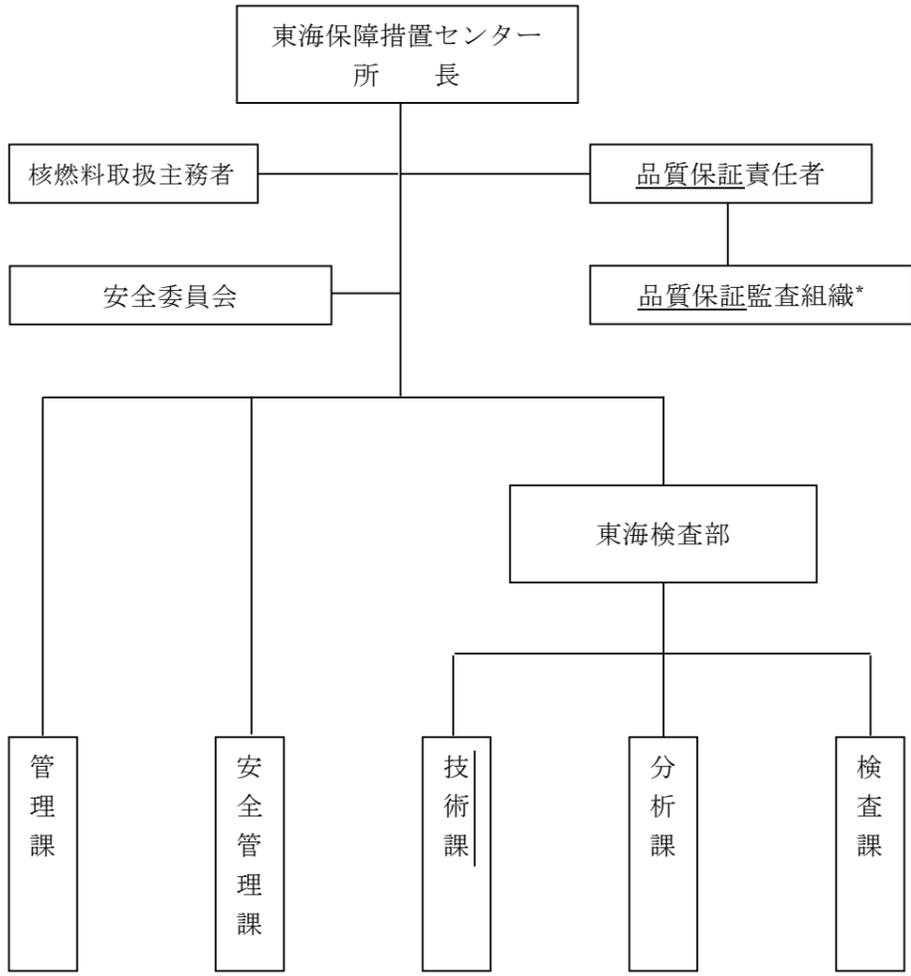
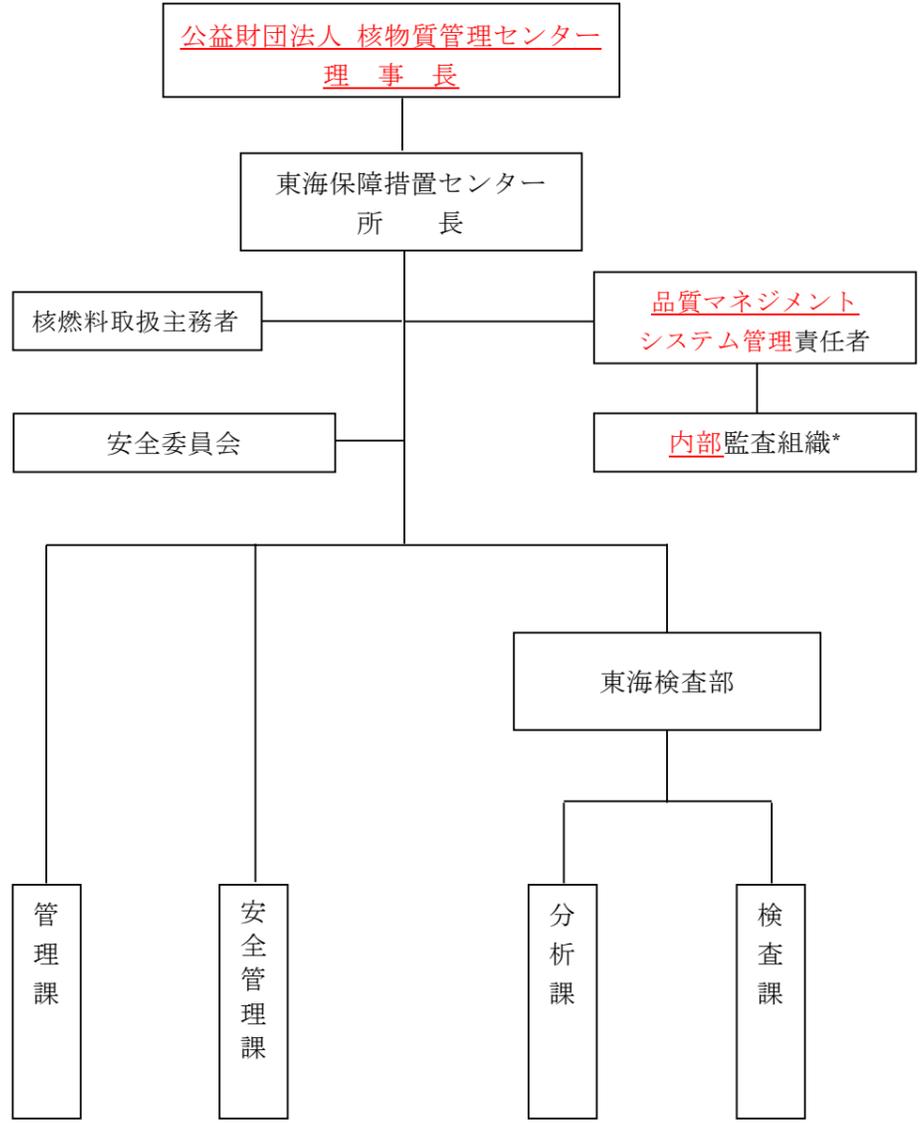
変更前	変更後	備考
	<p><u>3.5 設計開発の検証</u> <u>設計開発計画に従って、設計開発からのアウトプットが、設計開発へのインプットとして与えられた要求事項を満たしていることを確保するため検証を行う。本検証を実施する者は、当該の設計開発を行った要員以外の者が実施する。</u></p> <p><u>3.6 設計開発の妥当性確認</u> <u>設計開発の結果として得られる機器等、または業務がその要求事項を満たしていることを確認するため、設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認を実施する。本妥当性確認は、品質監査、工場検査、使用前検査等により行う。なお、機器等の設置が完了した後ではないと、当該機器の妥当性確認を行うことができない場合は、本妥当性確認を当該機器の供用開始前に行うものとする。</u></p> <p><u>3.7 設計開発の変更の管理</u> <u>設計開発の変更を行った場合には、変更内容を識別することができるようにするとともに、変更内容を記録し、管理する。設計開発の変更を行うに当たっては、あらかじめ設計開発のレビュー、検証及び妥当性確認を行うとともに、変更内容について、東海保障措置センター所長の承認を得る。</u></p>	

変更前	変更後	備考
<p>1. 設計及び工事／運転及び保守のための組織</p> <p>東海保障措置センターにおける設計及び工事並びに東海保障措置センターの運転及び保守を適確に遂行するため、また東海保障措置センターにおける核燃料物質の使用により災害がもたらされることのないよう、公益財団法人核物質管理センター及びその事業所である東海保障措置センターに図1の組織を設置する。</p>  <p>図1 東海保障措置センター組織図</p>	<p>1. 設計及び工事／運転及び保守のための組織</p> <p>東海保障措置センターにおける設計及び工事並びに東海保障措置センターの運転及び保守を適確に遂行するため、また東海保障措置センターにおける核燃料物質の使用により災害がもたらされることのないよう、公益財団法人核物質管理センター及びその事業所である東海保障措置センターに図1の組織を設置する。</p>  <p>図1 東海保障措置センター組織図</p>	<p>記載の適正化 (組織体制の見直しに伴う修正)</p>

変更前	変更後	備考																																																								
<p>(1) 公益財団法人核物質管理センター会長は、公益財団法人核物質管理センターにおける使用施設等に係る設計、工事、運転及び保守の業務を総理する。</p> <p>(2) 東海保障措置センター所長は、東海保障措置センターに係る設計、工事、運転及び保守の業務を総括する。</p> <p>(3) 東海検査部長は、分析課長及び技術課長が行う設計、工事、運転及び保守の業務を統括する。</p> <p>(4) 安全管理課長は、東海保障措置センターの放射線管理、保安教育・訓練及び放射線管理設備、並びに保安設備の設計、工事、運転及び保守の業務を行う。</p> <p>(5) 分析課長は、東海保障措置センター新分析棟の使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設並びに保障措置分析棟の貯蔵施設及び廃棄施設に係る設計、工事、運転及び保守の業務を行う。</p> <p>(6) 技術課長は、東海保障措置センター開発試験棟の廃棄施設に係る設計、工事、運転及び保守の業務を行う。</p> <p>(7) 検査課長は、新分析棟にて検査機器の調整及び較正業務を行う場合の保安上の業務を行う。</p> <p>(8) 管理課長は、東海保障措置センターの設計、工事、運転及び保守の庶務についての業務を行う。</p>	<p>(1) 公益財団法人核物質管理センター理事長は、公益財団法人核物質管理センターにおける使用施設等に係る設計、工事、運転及び保守の業務を総理する。</p> <p>(2) 東海保障措置センター所長は、東海保障措置センターに係る設計、工事、運転及び保守の業務を総括する。</p> <p>(3) 東海検査部長は、分析課長が行う設計、工事、運転及び保守の業務を統括する。</p> <p>(4) 安全管理課長は、東海保障措置センターの放射線管理、保安教育・訓練及び放射線管理設備、並びに保安設備の設計、工事、運転及び保守の業務を行う。</p> <p>(5) 分析課長は、東海保障措置センター新分析棟の使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設、<u>開発試験棟の廃棄施設</u>並びに保障措置分析棟の貯蔵施設及び廃棄施設に係る設計、工事、運転及び保守の業務を行う。</p> <p>(6) 検査課長は、新分析棟にて検査機器の調整及び較正業務を行う場合の保安上の業務を行う。</p> <p>(7) 管理課長は、東海保障措置センターの設計、工事、運転及び保守の庶務についての業務を行う。</p>	<p>記載の適正化 (組織体制の見直しに伴う修正)</p>																																																								
<p>2. 設計及び工事／運転及び保守に係る技術者の確保</p>	<p>2. 設計及び工事／運転及び保守に係る技術者の確保</p>																																																									
<p>東海保障措置センターの設計及び工事並びに運転及び保守に係る技術者は表1のとおりである。</p>	<p>東海保障措置センターの設計及び工事並びに運転及び保守に係る技術者は表1のとおりである。</p>																																																									
<p>表1 技術者の数、専攻、及び経験年数</p>	<p>表1 技術者の数、専攻、及び経験年数</p>																																																									
<p>(平成25年10月1日現在)</p>	<p>(2021年12月1日現在)</p>	<p>記載の適正化 (技術者の数等の見直しに伴う修正)</p>																																																								
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th>専攻</th> <th rowspan="2">化学</th> <th rowspan="2">物理</th> <th rowspan="2">原子力</th> <th rowspan="2">その他</th> </tr> <tr> <th>経験年数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">技術者数</td> <td>1年以上5年未満</td> <td>4</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>5年以上10年未満</td> <td>1</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>10年以上20年未満</td> <td>2</td> <td>0</td> <td>3</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>20年以上</td> <td>5</td> <td>1</td> <td>0</td> <td>3</td> </tr> </tbody> </table>		専攻	化学	物理	原子力	その他	経験年数	技術者数	1年以上5年未満	4	0	0	1	5年以上10年未満	1	0	0	3	10年以上20年未満	2	0	3	1	20年以上	5	1	0	3	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th>専攻</th> <th rowspan="2">化学</th> <th rowspan="2">物理</th> <th rowspan="2">原子力</th> <th rowspan="2">その他</th> </tr> <tr> <th>経験年数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">技術者数</td> <td>1年以上5年未満</td> <td>2</td> <td>0</td> <td>1</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>5年以上10年未満</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>10年以上20年未満</td> <td>2</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>20年以上</td> <td>7</td> <td>1</td> <td>2</td> <td>5</td> </tr> </tbody> </table>		専攻	化学	物理	原子力	その他	経験年数	技術者数	1年以上5年未満	2	0	1	2	5年以上10年未満	0	0	0	2	10年以上20年未満	2	0	0	2	20年以上	7	1	2	5	
		専攻					化学		物理	原子力	その他																																															
	経験年数																																																									
技術者数	1年以上5年未満	4	0	0	1																																																					
	5年以上10年未満	1	0	0	3																																																					
	10年以上20年未満	2	0	3	1																																																					
	20年以上	5	1	0	3																																																					
	専攻	化学	物理	原子力	その他																																																					
	経験年数																																																									
技術者数	1年以上5年未満	2	0	1	2																																																					
	5年以上10年未満	0	0	0	2																																																					
	10年以上20年未満	2	0	0	2																																																					
	20年以上	7	1	2	5																																																					

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>3. 設計及び工事／運転及び保守の経験</p> <p>公益財団法人核物質管理センターは、東海保障措置センターにおいて、保障措置分析棟、開発試験棟及び新分析棟の3施設の設計及び工事を実施し、現在運転及び保守を行っている。現在まで保障措置分析棟は35年、開発試験棟は26年、新分析棟は12年の稼働実績があり、保障措置に係る核燃料物質試料の分析に従事し十分な実務経験をもった技術者を有し、東海保障措置センターの設計及び工事並びに運転及び保守の要員としている。さらに、東海村の他の原子力事業所からも人材の派遣を受け、それら技術者の経験も東海保障措置センターの設計及び工事並びに運転及び保守に反映させている。</p>	<p>3. 設計及び工事／運転及び保守の経験</p> <p>公益財団法人核物質管理センターは、東海保障措置センターにおいて、保障措置分析棟、開発試験棟及び新分析棟の3施設の設計及び工事を実施し、現在運転及び保守を行っている。現在まで保障措置分析棟は43年、開発試験棟は34年、新分析棟は20年の稼働実績があり、保障措置に係る核燃料物質の分析に従事する十分な実務経験をもった技術者を有し、東海保障措置センターの設計及び工事並びに運転及び保守の要員としている。</p>	<p>記載の適正化 (設計及び工事、運転及び保守の経験に係る記載の見直し)</p>

変更前	変更後	備考
<p>4. <u>設計及び工事／運転及び保守に係る品質保証活動</u></p> <p>東海保障措置センターに係る<u>設計及び工事並びに運転及び保守</u>を適確に遂行するため、東海保障措置センターに図2に示す<u>品質保証活動</u>に係る組織を設置する。</p>  <p style="text-align: center;">*監査時に随時設置する組織</p> <p style="text-align: center;">図2 品質保証活動に係る組織図</p> <p>上記組織に基づき、東海保障措置センター所長は、東海保障措置センターの設計及び工事並びに運転及び保守における安全確保のための基本方針を定め、東海保障措置センター内に周知する。 また、設計及び工事並びに運転及び保守に関する計画、実施、評価及び改善を継続的に行い、かつ定期的に内部監査を行うこと等を定めた品質保証計画書を策定し、品質保証計画書に基づきこれらの活動の結果を文書により管理する。</p>	<p>4. <u>保安活動に係る品質マネジメントシステム</u></p> <p>東海保障措置センターに係る<u>保安活動</u>を適確に遂行するため、東海保障措置センターに図2に示す<u>品質マネジメントシステム</u>に係る組織を設置する。</p>  <p style="text-align: center;">*監査時に随時設置する組織</p> <p style="text-align: center;">図2 品質マネジメントシステムに係る組織図</p> <p>上記組織に基づき、理事長は、保安に係る「品質方針」を策定し、東海保障措置センター所長は、「品質方針」に基づき東海保障措置センターの「品質目標」を定め職員等へ周知する。 東海保障措置センター所長は、「保安品質マニュアル」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、実施し、かつ実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。</p>	<p>記載の適正化 (組織体制の見直し等に 伴う修正)</p>

新旧対照表

変更前	変更後	備考																												
<p>5. 技術者に対する教育・訓練 (記載省略)</p> <p>6. 有資格者等の選任・配置</p> <p>東海保障措置センターの設計及び工事並びに運転及び保守に係る有資格者を表3に示す。</p> <p style="text-align: center;">表3 有資格者数</p> <p style="text-align: center;">(平成25年10月1日現在)</p> <table border="1" data-bbox="332 661 1044 1144"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>有資格者数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>核燃料取扱主任者</td> <td style="text-align: center;"><u>1</u></td> </tr> <tr> <td>第1種放射線取扱主任者</td> <td style="text-align: center;"><u>4</u></td> </tr> <tr> <td>第1種作業環境測定士</td> <td style="text-align: center;"><u>1</u></td> </tr> <tr> <td>危険物取扱者(甲種)</td> <td style="text-align: center;"><u>3</u></td> </tr> <tr> <td>危険物取扱者(乙種4類)</td> <td style="text-align: center;"><u>3</u></td> </tr> <tr> <td>X線作業主任者</td> <td style="text-align: center;"><u>5</u></td> </tr> </tbody> </table>	名称	有資格者数	核燃料取扱主任者	<u>1</u>	第1種放射線取扱主任者	<u>4</u>	第1種作業環境測定士	<u>1</u>	危険物取扱者(甲種)	<u>3</u>	危険物取扱者(乙種4類)	<u>3</u>	X線作業主任者	<u>5</u>	<p>5. 技術者に対する教育・訓練 (変更なし)</p> <p>6. 有資格者等の選任・配置</p> <p>東海保障措置センターの設計及び工事並びに運転及び保守に係る有資格者を表3に示す。</p> <p style="text-align: center;">表3 有資格者数</p> <p style="text-align: center;">(2021年12月1日現在)</p> <table border="1" data-bbox="1608 661 2320 1144"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>有資格者数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>核燃料取扱主任者</td> <td style="text-align: center;"><u>1</u></td> </tr> <tr> <td>第1種放射線取扱主任者</td> <td style="text-align: center;"><u>4</u></td> </tr> <tr> <td>第1種作業環境測定士</td> <td style="text-align: center;"><u>2</u></td> </tr> <tr> <td>危険物取扱者(甲種)</td> <td style="text-align: center;"><u>3</u></td> </tr> <tr> <td>危険物取扱者(乙種4類)</td> <td style="text-align: center;"><u>7</u></td> </tr> <tr> <td>X線作業主任者</td> <td style="text-align: center;"><u>6</u></td> </tr> </tbody> </table>	名称	有資格者数	核燃料取扱主任者	<u>1</u>	第1種放射線取扱主任者	<u>4</u>	第1種作業環境測定士	<u>2</u>	危険物取扱者(甲種)	<u>3</u>	危険物取扱者(乙種4類)	<u>7</u>	X線作業主任者	<u>6</u>	<p style="color: red;">記載の適正化 (有資格者数の見直しに伴う修正)</p>
名称	有資格者数																													
核燃料取扱主任者	<u>1</u>																													
第1種放射線取扱主任者	<u>4</u>																													
第1種作業環境測定士	<u>1</u>																													
危険物取扱者(甲種)	<u>3</u>																													
危険物取扱者(乙種4類)	<u>3</u>																													
X線作業主任者	<u>5</u>																													
名称	有資格者数																													
核燃料取扱主任者	<u>1</u>																													
第1種放射線取扱主任者	<u>4</u>																													
第1種作業環境測定士	<u>2</u>																													
危険物取扱者(甲種)	<u>3</u>																													
危険物取扱者(乙種4類)	<u>7</u>																													
X線作業主任者	<u>6</u>																													

変更前	変更後	備考
<p>添付書類-2</p> <p style="text-align: center;">障 害 対 策 書</p>	<p>添付書類-2</p> <p style="text-align: center;">障 害 対 策 書</p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>(1) 共通編 (記載省略)</p> <p>(2) 施設編 (記載省略)</p> <p style="text-align: center;">障1</p>	<p>(1) 共通編 (変更なし)</p> <p>(2) 施設編 (変更なし)</p> <p style="text-align: center;">障1</p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>(1) 共通編 (記載省略)</p> <p>(2) 施設編 (記載省略)</p> <p style="text-align: center;">安1</p>	<p>(1) 共通編 (変更なし)</p> <p>(2) 施設編 (変更なし)</p> <p style="text-align: center;">安1</p>	

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">別冊 1</p> <p style="text-align: center;">保障措置分析棟</p>	<p style="text-align: center;">別冊 1</p> <p style="text-align: center;">保障措置分析棟</p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. 名称及び住所並びに代表者の氏名…………… ○-○</p> <p>2. 使用の目的及び方法…………… ○-○</p> <p>3. 核燃料物質の種類…………… ○-○</p> <p>4. 使用の場所…………… ○-○</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量…………… ○-○</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法…………… ○-○</p> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備…………… ○-○</p> <p>8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備…………… ○-○</p> <p> 8.1 貯蔵施設の位置…………… ○-○</p> <p> 8.2 貯蔵施設の構造…………… ○-○</p> <p> 8.3 貯蔵施設の設備…………… ○-○</p> <p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備…………… ○-○</p> <p> 9.1 気体廃棄施設…………… ○-○</p> <p> 9.2 液体廃棄施設…………… ○-○</p> <p> 9.3 固体廃棄施設…………… ○-○</p> <p> 9.3.1 固体廃棄施設の位置…………… ○-○</p> <p> 9.3.2 固体廃棄施設の構造…………… ○-○</p> <p> 9.3.3 固体廃棄施設の設備…………… ○-○</p> <p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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…………… ○-○</p>	<p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. <u>氏名又は</u>名称及び住所並びに<u>法人にあっては、その</u>代表者の氏名…………… ○-○</p> <p>2. 使用の目的及び方法…………… ○-○</p> <p>3. 核燃料物質の種類…………… ○-○</p> <p>4. 使用の場所…………… ○-○</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量…………… ○-○</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法…………… ○-○</p> <p>7. <u>核燃料物質の</u>使用施設の位置、構造及び設備…………… ○-○</p> <p>8. <u>核燃料物質の</u>貯蔵施設の位置、構造及び設備…………… ○-○</p> <p> 8.1 貯蔵施設の位置…………… ○-○</p> <p> 8.2 貯蔵施設の構造…………… ○-○</p> <p> 8.3 貯蔵施設の設備…………… ○-○</p> <p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備…………… ○-○</p> <p> 9.1 気体廃棄施設…………… ○-○</p> <p> 9.2 液体廃棄施設…………… ○-○</p> <p> 9.3 固体廃棄施設…………… ○-○</p> <p> 9.3.1 固体廃棄施設の位置…………… ○-○</p> <p> 9.3.2 固体廃棄施設の構造…………… ○-○</p> <p> 9.3.3 固体廃棄施設の設備…………… ○-○</p> <p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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…………… ○-○</p>	<p>記載の適正化 (項目名等の見直し)</p>

変更前	変更後	備考																																																						
<p>1. 名称及び住所並びに代表者の氏名 (記載省略)</p> <p>2. 使用の目的及び方法</p> <table border="1" data-bbox="100 466 1127 915"> <thead> <tr> <th>整理番号</th> <th>使用目的</th> <th>区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>核燃料物質の貯蔵、放射性固体廃棄物の保管を行う。</td> <td></td> </tr> <tr> <th>整理番号</th> <th colspan="2">使用の方法</th> </tr> <tr> <td>1</td> <td colspan="2">核燃料物質を貯蔵庫内の貯蔵棚に貯蔵する。 また、本施設及び開発試験棟の設備解体に伴って発生した放射性固体廃棄物及び新分析棟における核燃料物質の分析によって発生した放射性廃棄物はプルトニウムを含む廃棄物とそうでないものに区別し、それぞれ可燃性、不燃性の区別を行い廃棄物容器に封入し、保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)及び保管室(4)に集め日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)処理場へ搬出する。</td> </tr> </tbody> </table>	整理番号	使用目的	区分	1	核燃料物質の貯蔵、放射性固体廃棄物の保管を行う。		整理番号	使用の方法		1	核燃料物質を貯蔵庫内の貯蔵棚に貯蔵する。 また、本施設及び開発試験棟の設備解体に伴って発生した放射性固体廃棄物及び新分析棟における核燃料物質の分析によって発生した放射性廃棄物はプルトニウムを含む廃棄物とそうでないものに区別し、それぞれ可燃性、不燃性の区別を行い廃棄物容器に封入し、保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)及び保管室(4)に集め日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)処理場へ搬出する。		<p>1. <u>氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その</u>代表者の氏名 (変更なし)</p> <p>2. 使用の目的及び方法</p> <table border="1" data-bbox="1371 466 2398 915"> <thead> <tr> <th>整理番号</th> <th>使用目的</th> <th>区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>核燃料物質の貯蔵、放射性固体廃棄物の保管を行う。</td> <td></td> </tr> <tr> <th>整理番号</th> <th colspan="2">使用の方法</th> </tr> <tr> <td>1</td> <td colspan="2">核燃料物質を貯蔵庫内の貯蔵棚に貯蔵する。 また、本施設及び開発試験棟の設備解体に伴って発生した放射性固体廃棄物及び新分析棟における核燃料物質の分析によって発生した放射性廃棄物はプルトニウムを含む廃棄物とそうでないものに区別し、それぞれ可燃性、不燃性の区別を行い廃棄物容器に封入し、保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)及び保管室(4)に集め<u>国立研究開発法人</u>日本原子力研究開発機構原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)処理場へ搬出する。</td> </tr> </tbody> </table>	整理番号	使用目的	区分	1	核燃料物質の貯蔵、放射性固体廃棄物の保管を行う。		整理番号	使用の方法		1	核燃料物質を貯蔵庫内の貯蔵棚に貯蔵する。 また、本施設及び開発試験棟の設備解体に伴って発生した放射性固体廃棄物及び新分析棟における核燃料物質の分析によって発生した放射性廃棄物はプルトニウムを含む廃棄物とそうでないものに区別し、それぞれ可燃性、不燃性の区別を行い廃棄物容器に封入し、保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)及び保管室(4)に集め <u>国立研究開発法人</u> 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)処理場へ搬出する。		<p>記載の適正化 (組織名称の修正)</p>																														
整理番号	使用目的	区分																																																						
1	核燃料物質の貯蔵、放射性固体廃棄物の保管を行う。																																																							
整理番号	使用の方法																																																							
1	核燃料物質を貯蔵庫内の貯蔵棚に貯蔵する。 また、本施設及び開発試験棟の設備解体に伴って発生した放射性固体廃棄物及び新分析棟における核燃料物質の分析によって発生した放射性廃棄物はプルトニウムを含む廃棄物とそうでないものに区別し、それぞれ可燃性、不燃性の区別を行い廃棄物容器に封入し、保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)及び保管室(4)に集め日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)処理場へ搬出する。																																																							
整理番号	使用目的	区分																																																						
1	核燃料物質の貯蔵、放射性固体廃棄物の保管を行う。																																																							
整理番号	使用の方法																																																							
1	核燃料物質を貯蔵庫内の貯蔵棚に貯蔵する。 また、本施設及び開発試験棟の設備解体に伴って発生した放射性固体廃棄物及び新分析棟における核燃料物質の分析によって発生した放射性廃棄物はプルトニウムを含む廃棄物とそうでないものに区別し、それぞれ可燃性、不燃性の区別を行い廃棄物容器に封入し、保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)及び保管室(4)に集め <u>国立研究開発法人</u> 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)処理場へ搬出する。																																																							
<p>3. 核燃料物質の種類</p> <table border="1" data-bbox="89 1033 1234 1873"> <thead> <tr> <th>核燃料物質の種類</th> <th>化合物の名称</th> <th>主な化学形</th> <th>性状 (物理的形態)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>天然ウラン</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属</td> <td>ウラン酸化物：UO₂ ウラン硝酸化合物：</td> <td rowspan="2">酸化物：粉体、 ペレット 硝酸化合物：液体</td> </tr> <tr> <td>劣化ウラン</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属</td> <td>UO₂(NO₃)₂</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属</td> <td>ウラン金属：U プルトニウム酸化物：</td> <td rowspan="7">金属： 固体</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属</td> <td>PuO₂ プルトニウム硝酸化合物：</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属</td> <td>Pu(NO₃)₄ プルトニウム硫酸化合物：</td> </tr> <tr> <td>ウラン 233</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属</td> <td>Pu(SO₄)₂</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属 硫酸化合物</td> <td>プルトニウム金属：Pu</td> </tr> </tbody> </table>	核燃料物質の種類	化合物の名称	主な化学形	性状 (物理的形態)	天然ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン酸化物：UO ₂ ウラン硝酸化合物：	酸化物：粉体、 ペレット 硝酸化合物：液体	劣化ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	UO ₂ (NO ₃) ₂	濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン金属：U プルトニウム酸化物：	金属： 固体	濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)	酸化物 硝酸化合物 金属	PuO ₂ プルトニウム硝酸化合物：	濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)	酸化物 硝酸化合物 金属	Pu(NO ₃) ₄ プルトニウム硫酸化合物：	ウラン 233	酸化物 硝酸化合物 金属	Pu(SO ₄) ₂	プルトニウム	酸化物 硝酸化合物 金属 硫酸化合物	プルトニウム金属：Pu	<p>3. 核燃料物質の種類</p> <table border="1" data-bbox="1359 1033 2504 1873"> <thead> <tr> <th>核燃料物質の種類</th> <th>化合物の名称</th> <th>主な化学形</th> <th>性状 (物理的形態)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>天然ウラン</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属</td> <td>ウラン酸化物：UO₂ ウラン硝酸化合物：</td> <td rowspan="2">酸化物：粉体、 ペレット 硝酸化合物：<u>固体</u></td> </tr> <tr> <td>劣化ウラン</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属</td> <td>UO₂(NO₃)₂</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属</td> <td>ウラン金属：U プルトニウム酸化物：</td> <td rowspan="7">金属： 固体</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属</td> <td>PuO₂ プルトニウム硝酸化合物：</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属</td> <td>Pu(NO₃)₄ プルトニウム硫酸化合物：</td> </tr> <tr> <td>ウラン 233</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属</td> <td>Pu(SO₄)₂</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム</td> <td>酸化物 硝酸化合物 金属 硫酸化合物</td> <td>プルトニウム金属：Pu</td> </tr> </tbody> </table>	核燃料物質の種類	化合物の名称	主な化学形	性状 (物理的形態)	天然ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン酸化物：UO ₂ ウラン硝酸化合物：	酸化物：粉体、 ペレット 硝酸化合物： <u>固体</u>	劣化ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	UO ₂ (NO ₃) ₂	濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン金属：U プルトニウム酸化物：	金属： 固体	濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)	酸化物 硝酸化合物 金属	PuO ₂ プルトニウム硝酸化合物：	濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)	酸化物 硝酸化合物 金属	Pu(NO ₃) ₄ プルトニウム硫酸化合物：	ウラン 233	酸化物 硝酸化合物 金属	Pu(SO ₄) ₂	プルトニウム	酸化物 硝酸化合物 金属 硫酸化合物	プルトニウム金属：Pu	<p>記載の適正化 (安全対策書 4. 臨界管理との整合を図るため)</p>
核燃料物質の種類	化合物の名称	主な化学形	性状 (物理的形態)																																																					
天然ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン酸化物：UO ₂ ウラン硝酸化合物：	酸化物：粉体、 ペレット 硝酸化合物：液体																																																					
劣化ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	UO ₂ (NO ₃) ₂																																																						
濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン金属：U プルトニウム酸化物：	金属： 固体																																																					
濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)	酸化物 硝酸化合物 金属	PuO ₂ プルトニウム硝酸化合物：																																																						
濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)	酸化物 硝酸化合物 金属	Pu(NO ₃) ₄ プルトニウム硫酸化合物：																																																						
ウラン 233	酸化物 硝酸化合物 金属	Pu(SO ₄) ₂																																																						
プルトニウム	酸化物 硝酸化合物 金属 硫酸化合物	プルトニウム金属：Pu																																																						
核燃料物質の種類	化合物の名称	主な化学形		性状 (物理的形態)																																																				
天然ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン酸化物：UO ₂ ウラン硝酸化合物：		酸化物：粉体、 ペレット 硝酸化合物： <u>固体</u>																																																				
劣化ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	UO ₂ (NO ₃) ₂																																																						
濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン金属：U プルトニウム酸化物：	金属： 固体																																																					
濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)	酸化物 硝酸化合物 金属	PuO ₂ プルトニウム硝酸化合物：																																																						
濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)	酸化物 硝酸化合物 金属	Pu(NO ₃) ₄ プルトニウム硫酸化合物：																																																						
ウラン 233	酸化物 硝酸化合物 金属	Pu(SO ₄) ₂																																																						
プルトニウム	酸化物 硝酸化合物 金属 硫酸化合物	プルトニウム金属：Pu																																																						

新旧対照表

変更前	変更後	備考																												
<p>4. 使用の場所 (記載省略)</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (事業所全体)</p> <p>東海保障措置センター共通編に記載のとおり。</p> <p>(保障措置分析棟)</p> <table border="1" data-bbox="103 667 1279 1159"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th colspan="2">年間予定使用量</th> </tr> <tr> <th>最大存在量 ()内は ²³⁵U 量</th> <th>延べ取扱量 ()内は ²³⁵U 量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>天然ウラン</td> <td rowspan="7">自 平成 26 年 4 月 1 日 至 廃止措置を終了する までの期間</td> <td>5,000g (35g)</td> <td>1,070g (7g)</td> </tr> <tr> <td>劣化ウラン</td> <td>5,000g (35g)</td> <td>125g (1g)</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)</td> <td>15,000g (750g)</td> <td>10,300g (515g)</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)</td> <td>500g (100g)</td> <td>390g (78g)</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)</td> <td>100g (100g)</td> <td>54g (54g)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム</td> <td>90g</td> <td>81g</td> </tr> <tr> <td>ウラン 233</td> <td>5g</td> <td>3g</td> </tr> </tbody> </table> <p>6. 使用済燃料の処分の方法 (記載省略)</p> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備 該当なし</p>	核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量		最大存在量 ()内は ²³⁵ U 量	延べ取扱量 ()内は ²³⁵ U 量	天然ウラン	自 平成 26 年 4 月 1 日 至 廃止措置を終了する までの期間	5,000g (35g)	1,070g (7g)	劣化ウラン	5,000g (35g)	125g (1g)	濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)	15,000g (750g)	10,300g (515g)	濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)	500g (100g)	390g (78g)	濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)	100g (100g)	54g (54g)	プルトニウム	90g	81g	ウラン 233	5g	3g	<p>4. 使用の場所 (変更なし)</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (変更なし)</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法 (変更なし)</p> <p>7. <u>核燃料物質</u>の使用施設の位置、構造及び設備 (変更なし)</p>	<p>記載の適正化 (平成 28 年 7 月 14 日 28 核管東第 061 号の届 出反映)</p>
核燃料物質の種類			予定使用期間	年間予定使用量																										
	最大存在量 ()内は ²³⁵ U 量	延べ取扱量 ()内は ²³⁵ U 量																												
天然ウラン	自 平成 26 年 4 月 1 日 至 廃止措置を終了する までの期間	5,000g (35g)	1,070g (7g)																											
劣化ウラン		5,000g (35g)	125g (1g)																											
濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)		15,000g (750g)	10,300g (515g)																											
濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)		500g (100g)	390g (78g)																											
濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)		100g (100g)	54g (54g)																											
プルトニウム		90g	81g																											
ウラン 233		5g	3g																											

変更前	変更後	備考				
<p>8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備</p> <p>8.1 貯蔵施設の位置</p> <table border="1" data-bbox="142 283 1210 1285"> <tr> <td data-bbox="142 283 379 1285">貯蔵施設の位置</td> <td data-bbox="379 283 1210 1285"> <p>公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センターは、茨城県那珂郡東海村白方字白根地区内である。その位置は、共通編図4-1に示すとおり原科研敷地内の北側にあたり、西側は国道245号線に接する約15,000m²の敷地で、<u>標高20～24mの松林である。</u></p> <p>本施設を含む地形は、総括的にみて西は新川、阿漕ヶ浦系の侵食谷によってほぼ境され、東側は2段の海岸段丘となっており、その背後は久慈川沖積平野である。<u>地盤はおおむね第3紀層と洪積層を基盤として、その上に不整合の段丘砂礫層が重なっている。地表は海岸から砂が吹き上げられて砂丘となり地盤が形成され、その後松林が造成された。地質は、本施設周辺の資料から、砂、黒土、砂、砂礫層、砂質頁岩と層をなしていると推定され、砂層、砂礫層、砂質頁岩の長期地耐力はそれぞれ約10t/m²、約60t/m²、約100t/m²であると推定される。</u></p> <p>本施設周辺の陸水は、敷地の北方を久慈川が流れ、西南には阿漕ヶ浦が位置し、南には新川が流れている。茨城県の太平洋岸近辺の地震活動は、中小地震はかなり多いが、震害を伴うような大地震は殆んど起こっていないという特色がある。東海村周辺は関東、三陸沖及び日光付近の地震多発地帯の中間付近に入っており、それぞれの地域で発生した大地震による震害は東海村周辺までには及んでいない。</p> <p>共通編図4-2に東海保障措置センター内における保障措置分析棟の位置及び周辺監視区域を示す。</p> <p>貯蔵施設は保障措置分析棟の貯蔵庫 ■■■■■ とする。</p> </td> </tr> </table>	貯蔵施設の位置	<p>公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センターは、茨城県那珂郡東海村白方字白根地区内である。その位置は、共通編図4-1に示すとおり原科研敷地内の北側にあたり、西側は国道245号線に接する約15,000m²の敷地で、<u>標高20～24mの松林である。</u></p> <p>本施設を含む地形は、総括的にみて西は新川、阿漕ヶ浦系の侵食谷によってほぼ境され、東側は2段の海岸段丘となっており、その背後は久慈川沖積平野である。<u>地盤はおおむね第3紀層と洪積層を基盤として、その上に不整合の段丘砂礫層が重なっている。地表は海岸から砂が吹き上げられて砂丘となり地盤が形成され、その後松林が造成された。地質は、本施設周辺の資料から、砂、黒土、砂、砂礫層、砂質頁岩と層をなしていると推定され、砂層、砂礫層、砂質頁岩の長期地耐力はそれぞれ約10t/m²、約60t/m²、約100t/m²であると推定される。</u></p> <p>本施設周辺の陸水は、敷地の北方を久慈川が流れ、西南には阿漕ヶ浦が位置し、南には新川が流れている。茨城県の太平洋岸近辺の地震活動は、中小地震はかなり多いが、震害を伴うような大地震は殆んど起こっていないという特色がある。東海村周辺は関東、三陸沖及び日光付近の地震多発地帯の中間付近に入っており、それぞれの地域で発生した大地震による震害は東海村周辺までには及んでいない。</p> <p>共通編図4-2に東海保障措置センター内における保障措置分析棟の位置及び周辺監視区域を示す。</p> <p>貯蔵施設は保障措置分析棟の貯蔵庫 ■■■■■ とする。</p>	<p>8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備</p> <p>8.1 貯蔵施設の位置</p> <table border="1" data-bbox="1400 283 2469 844"> <tr> <td data-bbox="1400 283 1638 844">貯蔵施設の位置</td> <td data-bbox="1638 283 2469 844"> <p>公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センターは、茨城県那珂郡東海村白方字白根地区内にある。その位置は東海保障措置センター共通編 図4-1に示すとおり原科研敷地の北側にあたり、西側は国道245号線に接する約15,000m²の敷地である。</p> <p><u>東海保障措置センターの敷地</u>を含む地形は、総括的にみて西側は新川、阿漕ヶ浦系の侵食谷によってほぼ境され、東側は2段の海岸段丘となっており、その背後は久慈川沖積平野である。</p> <p>本施設周辺には、敷地の北方約1kmを久慈川が流れ、<u>東方約900mの位置に海岸がある。本敷地は標高20から24mの地点に位置するため、津波、高潮及び洪水による災害を受けるおそれはない。また、自治体(東海村)が作成したハザードマップに示される津波・洪水・土砂災害が想定された区域に含まれていない。</u></p> <p>東海保障措置センター共通編 図4-2に東海保障措置センター内における保障措置分析棟の位置及び周辺監視区域を示す。貯蔵施設は保障措置分析棟の貯蔵庫 ■■■■■ とする。</p> </td> </tr> </table>	貯蔵施設の位置	<p>公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センターは、茨城県那珂郡東海村白方字白根地区内にある。その位置は東海保障措置センター共通編 図4-1に示すとおり原科研敷地の北側にあたり、西側は国道245号線に接する約15,000m²の敷地である。</p> <p><u>東海保障措置センターの敷地</u>を含む地形は、総括的にみて西側は新川、阿漕ヶ浦系の侵食谷によってほぼ境され、東側は2段の海岸段丘となっており、その背後は久慈川沖積平野である。</p> <p>本施設周辺には、敷地の北方約1kmを久慈川が流れ、<u>東方約900mの位置に海岸がある。本敷地は標高20から24mの地点に位置するため、津波、高潮及び洪水による災害を受けるおそれはない。また、自治体(東海村)が作成したハザードマップに示される津波・洪水・土砂災害が想定された区域に含まれていない。</u></p> <p>東海保障措置センター共通編 図4-2に東海保障措置センター内における保障措置分析棟の位置及び周辺監視区域を示す。貯蔵施設は保障措置分析棟の貯蔵庫 ■■■■■ とする。</p>	<p>記載の適正化 (記載内容の整理を実施)</p>
貯蔵施設の位置	<p>公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センターは、茨城県那珂郡東海村白方字白根地区内である。その位置は、共通編図4-1に示すとおり原科研敷地内の北側にあたり、西側は国道245号線に接する約15,000m²の敷地で、<u>標高20～24mの松林である。</u></p> <p>本施設を含む地形は、総括的にみて西は新川、阿漕ヶ浦系の侵食谷によってほぼ境され、東側は2段の海岸段丘となっており、その背後は久慈川沖積平野である。<u>地盤はおおむね第3紀層と洪積層を基盤として、その上に不整合の段丘砂礫層が重なっている。地表は海岸から砂が吹き上げられて砂丘となり地盤が形成され、その後松林が造成された。地質は、本施設周辺の資料から、砂、黒土、砂、砂礫層、砂質頁岩と層をなしていると推定され、砂層、砂礫層、砂質頁岩の長期地耐力はそれぞれ約10t/m²、約60t/m²、約100t/m²であると推定される。</u></p> <p>本施設周辺の陸水は、敷地の北方を久慈川が流れ、西南には阿漕ヶ浦が位置し、南には新川が流れている。茨城県の太平洋岸近辺の地震活動は、中小地震はかなり多いが、震害を伴うような大地震は殆んど起こっていないという特色がある。東海村周辺は関東、三陸沖及び日光付近の地震多発地帯の中間付近に入っており、それぞれの地域で発生した大地震による震害は東海村周辺までには及んでいない。</p> <p>共通編図4-2に東海保障措置センター内における保障措置分析棟の位置及び周辺監視区域を示す。</p> <p>貯蔵施設は保障措置分析棟の貯蔵庫 ■■■■■ とする。</p>					
貯蔵施設の位置	<p>公益財団法人核物質管理センター東海保障措置センターは、茨城県那珂郡東海村白方字白根地区内にある。その位置は東海保障措置センター共通編 図4-1に示すとおり原科研敷地の北側にあたり、西側は国道245号線に接する約15,000m²の敷地である。</p> <p><u>東海保障措置センターの敷地</u>を含む地形は、総括的にみて西側は新川、阿漕ヶ浦系の侵食谷によってほぼ境され、東側は2段の海岸段丘となっており、その背後は久慈川沖積平野である。</p> <p>本施設周辺には、敷地の北方約1kmを久慈川が流れ、<u>東方約900mの位置に海岸がある。本敷地は標高20から24mの地点に位置するため、津波、高潮及び洪水による災害を受けるおそれはない。また、自治体(東海村)が作成したハザードマップに示される津波・洪水・土砂災害が想定された区域に含まれていない。</u></p> <p>東海保障措置センター共通編 図4-2に東海保障措置センター内における保障措置分析棟の位置及び周辺監視区域を示す。貯蔵施設は保障措置分析棟の貯蔵庫 ■■■■■ とする。</p>					

変更前					変更後					備考
8.2 貯蔵施設の構造 (記載省略)					8.2 貯蔵施設の構造 (変更なし)					
8.3 貯蔵施設の設備					8.3 貯蔵施設の設備					
貯蔵設備の名称	個数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕様	貯蔵設備の名称	個数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕様	
貯蔵棚	1式	貯蔵棚には天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン、ウラン233、プルトニウム及びこれらの化合物を貯蔵する。最大収納量は、天然ウラン： [] 劣化ウラン： [] 濃縮ウラン(5%未満)： [] 濃縮ウラン(5%~20%)： [] 濃縮ウラン(20%以上)： [] プルトニウム： [] ウラン233： [] とする。	硝酸乾固物、酸化物及び金属	貯蔵棚は鋼製で施錠できる構造となっており、壁にそってアンカーボルト等により固定する。 本貯蔵棚においては、核燃料物質は全て乾燥系の状態で貯蔵する。安全管理上、プルトニウム及びウラン233は水分吸着と汚染拡散を防止するため、 <u>ビニルバック</u> 等に封入したのち金属容器に収納し貯蔵棚に貯蔵する。 貯蔵棚の配置を図8-3に示す。貯蔵棚の概略図を図8-4に示す。 数量：7台 寸法：高さ約170cm×幅約88cm×奥行38cm	貯蔵棚	1式	貯蔵棚には天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン、ウラン233、プルトニウム及びこれらの化合物を貯蔵する。最大収納量は、天然ウラン： [] 劣化ウラン： [] 濃縮ウラン(5%未満)： [] 濃縮ウラン(5%~20%)： [] 濃縮ウラン(20%以上)： [] プルトニウム： [] ウラン233： [] とする。	硝酸乾固物、酸化物及び金属	貯蔵棚は鋼製で施錠できる構造となっており、壁にそってアンカーボルト等により固定する。 本貯蔵棚においては、核燃料物質は全て乾燥系の状態で貯蔵する。安全管理上、プルトニウム及びウラン233は水分吸着と汚染拡散を防止するため、 <u>ビニールバック</u> 等に封入したのち金属容器に収納し貯蔵棚に貯蔵する。 貯蔵棚の配置を図8-3に示す。貯蔵棚の概略図を図8-4に示す。 数量：7台 寸法：高さ約170cm×幅約88cm×奥行38cm	記載の適正化 (記載の整合を図るため)
放射線管理設備	1式	—	—	本施設の放射線管理のためGMサーベイメータ、電離箱サーベイメータにより等価線量率を測定する。	放射線管理設備	1式	—	—	本施設の放射線管理のためGMサーベイメータ、電離箱サーベイメータにより等価線量率を測定する。	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備</p> <p>9.1 気体廃棄施設 該当なし</p> <p>9.2 液体廃棄施設 該当なし</p> <p>9.3 固体廃棄施設</p> <p>9.3.1 固体廃棄施設の位置 (記載省略)</p> <p>9.3.2 固体廃棄施設の構造 (記載省略)</p> <p>9.3.3 固体廃棄施設の設備 (記載省略)</p>	<p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備</p> <p>9.1 気体廃棄施設 (変更なし)</p> <p>9.2 液体廃棄施設 (変更なし)</p> <p>9.3 固体廃棄施設</p> <p>9.3.1 固体廃棄施設の位置 (変更なし)</p> <p>9.3.2 固体廃棄施設の構造 (変更なし)</p> <p>9.3.3 固体廃棄施設の設備 (変更なし)</p>	
<p>10. <u>使用施設、貯蔵施設又は廃棄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</u></p> <p><u>東海保障措置センター共通編に記載のとおり</u></p>	<p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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 (変更なし)</p>	<p>記載の適正化 (令和2年6月24日 核管東第037号の届出 反映)</p>

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">本文添付図面</p> <p style="text-align: center;">図面一覧（記載省略）</p> <p>図 8-1 保障措置分析棟の 1 階平面図 図 8-2 保障措置分析棟の 2 階平面図 図 8-3  の配置図 図 8-4  概略図</p>	<p style="text-align: center;">本文添付図面</p> <p style="text-align: center;">図面一覧（変更なし）</p>	

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">別冊 1</p> <p style="text-align: center;">保障措置分析棟 障害対策書</p>	<p style="text-align: center;">別冊 1</p> <p style="text-align: center;">保障措置分析棟 障害対策書</p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">目次</p> <p>1. まえがき…………… 障○</p> <p>2. 点検作業による作業者の被ばく…………… 障○</p> <p> 2.1 被ばくの管理基準…………… 障○</p> <p> 2.2 日常巡視点検による被ばく評価…………… 障○</p> <p> 2.3 内部被ばく…………… 障○</p> <p>3. 放射線管理…………… 障○</p> <p> 3.1 概要…………… 障○</p> <p> 3.2 管理区域の測定監視…………… 障○</p> <p>4. 施設周辺環境における線量の評価…………… 障○</p> <p> 4.1 施設周辺環境における線量の評価…………… 障○</p>	<p style="text-align: center;">目次</p> <p>1. まえがき…………… 障○</p> <p>2. 点検作業による作業者の被ばく…………… 障○</p> <p> 2.1 被ばくの管理基準…………… 障○</p> <p> 2.2 日常巡視点検による被ばく評価…………… 障○</p> <p> 2.3 内部被ばく…………… 障○</p> <p>3. 放射線管理…………… 障○</p> <p> 3.1 概要…………… 障○</p> <p> 3.2 管理区域の測定監視…………… 障○</p> <p>4. 施設周辺環境における線量の評価…………… 障○</p> <p> 4.1 施設周辺環境における線量の評価…………… 障○</p>	

変更前	変更後	備考																																		
<p>1. まえがき (記載省略)</p> <p>2. 点検作業による作業者の被ばく (記載省略)</p> <p>2.1 被ばくの管理基準 一定期間における作業者に係る線量の管理基準は、表 2-1 に示すとおりで、この基準を超えないように管理する。</p> <p style="text-align: center;">表 2-1 線量の管理基準</p> <table border="1" data-bbox="112 661 1154 825"> <thead> <tr> <th rowspan="2">線量</th> <th colspan="3">管理基準 (mSv)</th> </tr> <tr> <th>1 週間</th> <th>3 ヶ月</th> <th>1 年間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実効線量</td> <td>1</td> <td>13</td> <td>50</td> </tr> <tr> <td>等価線量</td> <td>—</td> <td>130</td> <td>500</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.2 日常巡視点検による被ばく評価 (記載省略)</p> <p>2.3 内部被ばく (記載省略)</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	線量	管理基準 (mSv)			1 週間	3 ヶ月	1 年間	実効線量	1	13	50	等価線量	—	130	500	<p>1. まえがき (変更なし)</p> <p>2. 点検作業による作業者の被ばく (変更なし)</p> <p>2.1 被ばくの管理基準 一定期間における作業者に係る線量の管理基準は、表 2-1 に示すとおりで、この基準を超えないように管理する。</p> <p style="text-align: center;">表 2-1 線量の管理基準</p> <table border="1" data-bbox="1374 661 2460 1528"> <thead> <tr> <th>対象者</th> <th>線量区分</th> <th>要警戒線量</th> <th>線量限度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">放射線業務従事者</td> <td>実効線量</td> <td>13mSv/3 月</td> <td>(1) 100mSv/5 年 (2) 50mSv/年 (3) 女子注) 5mSv/3 月 (4) 妊娠中である女子本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき、内部被ばくについて 1mSv</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">等価線量</td> <td>眼の水晶体</td> <td>13mSv/3 月</td> <td>(1) 100mSv/5 年 (2) 50mSv/年</td> </tr> <tr> <td>皮膚</td> <td>130mSv/3 月</td> <td>500mSv/年</td> </tr> <tr> <td></td> <td>妊娠中である女子の腹部表面</td> <td>1 mSv/期間中</td> <td>(1) 13mSv/3 月 (2) 本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき 2mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.2 日常巡視点検による被ばく評価 (変更なし)</p> <p>2.3 内部被ばく (変更なし)</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	対象者	線量区分	要警戒線量	線量限度	放射線業務従事者	実効線量	13mSv/3 月	(1) 100mSv/5 年 (2) 50mSv/年 (3) 女子注) 5mSv/3 月 (4) 妊娠中である女子本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき、内部被ばくについて 1mSv	等価線量	眼の水晶体	13mSv/3 月	(1) 100mSv/5 年 (2) 50mSv/年	皮膚	130mSv/3 月	500mSv/年		妊娠中である女子の腹部表面	1 mSv/期間中	(1) 13mSv/3 月 (2) 本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき 2mSv	<p>記載の適正化 (関係法令改正に伴う線量限度等の管理基準の見直し)</p>
線量		管理基準 (mSv)																																		
	1 週間	3 ヶ月	1 年間																																	
実効線量	1	13	50																																	
等価線量	—	130	500																																	
対象者	線量区分	要警戒線量	線量限度																																	
放射線業務従事者	実効線量	13mSv/3 月	(1) 100mSv/5 年 (2) 50mSv/年 (3) 女子注) 5mSv/3 月 (4) 妊娠中である女子本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき、内部被ばくについて 1mSv																																	
	等価線量	眼の水晶体	13mSv/3 月	(1) 100mSv/5 年 (2) 50mSv/年																																
		皮膚	130mSv/3 月	500mSv/年																																
	妊娠中である女子の腹部表面	1 mSv/期間中	(1) 13mSv/3 月 (2) 本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき 2mSv																																	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>3. 放射線管理 (記載省略)</p> <p>4. 施設周辺環境における線量の評価 (記載省略)</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	<p>3. 放射線管理 (変更なし)</p> <p>4. 施設周辺環境における線量の評価 (変更なし)</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">別冊 1</p> <p style="text-align: center;">保障措置分析棟 安全対策書</p>	<p style="text-align: center;">別冊 1</p> <p style="text-align: center;">保障措置分析棟 安全対策書</p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
目次	目次	
1. まえがき……………安○ 2. 火災事故……………安○ 2.1 予防措置及び日常の管理……………安○ 2.2 火災発生時の措置……………安○ 3. 爆発事故……………安○ 3.1 ガスによる爆発事故……………安○ 3.2 化学薬品による爆発事故……………安○ 4. 臨界管理……………安○ 4.1 貯蔵における臨界管理……………安○ 5. 地震及び台風による被害……………安○ 6. 誤操作による事故または異常……………安○ 7. 機器故障及び停電事故……………安○ 7.1 予防措置及び日常の管理……………安○ 7.2 停電時の措置……………安○ 8. 結論……………安○	1. まえがき……………安○ 2. 火災事故……………安○ 2.1 予防措置及び日常の管理……………安○ 2.2 火災発生時の措置……………安○ 3. 爆発事故……………安○ 3.1 ガスによる爆発事故……………安○ 3.2 化学薬品による爆発事故……………安○ 4. 臨界管理……………安○ 4.1 貯蔵における臨界管理……………安○ 5. 地震及び台風による被害……………安○ 6. 誤操作による事故または異常……………安○ 7. 機器故障及び停電事故……………安○ 7.1 予防措置及び日常の管理……………安○ 7.2 停電時の措置……………安○ 8. 結論……………安○	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>1. まえがき (記載省略)</p> <p>2. 火災事故 (記載省略)</p> <p>3. 爆発事故 (記載省略)</p> <p>4. 臨界管理 (記載省略)</p> <p>5. 地震及び台風による被害 (記載省略)</p> <p>6. 誤操作による事故または異常 (記載省略)</p> <p>7. 機器故障及び停電事故 (記載省略)</p> <p>8. 結論 (記載省略)</p> <p style="text-align: center;">安○</p>	<p>1. まえがき (変更なし)</p> <p>2. 火災事故 (変更なし)</p> <p>3. 爆発事故 (変更なし)</p> <p>4. 臨界管理 (変更なし)</p> <p>5. 地震及び台風による被害 (変更なし)</p> <p>6. 誤操作による事故または異常 (変更なし)</p> <p>7. 機器故障及び停電事故 (変更なし)</p> <p>8. 結論 (変更なし)</p> <p style="text-align: center;">安○</p>	

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">別冊 2</p> <p style="text-align: center;">開発試験棟 (廃棄施設)</p>	<p style="text-align: center;">別冊 2</p> <p style="text-align: center;">開発試験棟 (廃棄施設)</p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. 名称及び住所並びに代表者の氏名…………… ○-○</p> <p>2. 使用の目的及び方法…………… ○-○</p> <p>3. 核燃料物質の種類…………… ○-○</p> <p>4. 使用の場所…………… ○-○</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量…………… ○-○</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法…………… ○-○</p> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備…………… ○-○</p> <p>8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備…………… ○-○</p> <p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、 構造及び設備…………… ○-○</p> <p> 9.1 気体廃棄施設…………… ○-○</p> <p> 9.2 液体廃棄施設…………… ○-○</p> <p> 9.3 固体廃棄施設…………… ○-○</p> <p> 9.3.1 固体廃棄施設の位置…………… ○-○</p> <p> 9.3.2 固体廃棄施設の構造…………… ○-○</p> <p> 9.3.3 固体廃棄施設の設備…………… ○-○</p> <p>10. <u>使用施設、貯蔵施設又は廃棄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</u>…………… ○-○</p>	<p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. <u>氏名又は</u>名称及び住所並びに<u>法人にあっては、その</u>代表者の氏名…………… ○-○</p> <p>2. 使用の目的及び方法…………… ○-○</p> <p>3. 核燃料物質の種類…………… ○-○</p> <p>4. 使用の場所…………… ○-○</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量…………… ○-○</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法…………… ○-○</p> <p>7. <u>核燃料物質の</u>使用施設の位置、構造及び設備…………… ○-○</p> <p>8. <u>核燃料物質の</u>貯蔵施設の位置、構造及び設備…………… ○-○</p> <p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、 構造及び設備…………… ○-○</p> <p> 9.1 気体廃棄施設…………… ○-○</p> <p> 9.2 液体廃棄施設…………… ○-○</p> <p> 9.3 固体廃棄施設…………… ○-○</p> <p> 9.3.1 固体廃棄施設の位置…………… ○-○</p> <p> 9.3.2 固体廃棄施設の構造…………… ○-○</p> <p> 9.3.3 固体廃棄施設の設備…………… ○-○</p> <p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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…………… ○-○</p>	<p>記載の適正化 (項目名等の見直し)</p>

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>1. 名称及び住所並びに代表者の氏名 (記載省略)</p> <p>2. 使用の目的及び方法 (記載省略)</p> <p>3. 核燃料物質の種類 該当事項なし</p> <p>4. 使用の場所 (記載省略)</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (事業所全体) (記載省略) (開発試験棟) 該当事項なし</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法 (記載省略)</p> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備 該当事項なし</p> <p>8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備 該当事項なし</p>	<p>1. <u>氏名又は</u>名称及び住所並びに<u>法人にあっては、その</u>代表者の氏名 (変更なし)</p> <p>2. 使用の目的及び方法 (変更なし)</p> <p>3. 核燃料物質の種類 (変更なし)</p> <p>4. 使用の場所 (変更なし)</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (変更なし)</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法 (変更なし)</p> <p>7. <u>核燃料物質の</u>使用施設の位置、構造及び設備 (変更なし)</p> <p>8. <u>核燃料物質の</u>貯蔵施設の位置、構造及び設備 (変更なし)</p>	

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">本文添付図面</p> <p style="text-align: center;">図面一覧（記載省略）</p> <p>図 9-1 開発試験棟地階の平面図 図 9-2 開発試験棟の断面図（1） 図 9-3 開発試験棟の断面図（2） 図 9-4 開発試験棟の立面図 図 9-5 消火設備の配置図</p>	<p style="text-align: center;">本文添付図面</p> <p style="text-align: center;">図面一覧（変更なし）</p>	

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">別冊 2</p> <p style="text-align: center;">開発試験棟 (廃棄施設) 障害対策書</p>	<p style="text-align: center;">別冊 2</p> <p style="text-align: center;">開発試験棟 (廃棄施設) 障害対策書</p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
目次	目次	
<p>1. まえがき…………… 障○</p> <p>2. 点検作業による作業者の被ばく…………… 障○</p> <p> 2.1 被ばくの管理基準…………… 障○</p> <p> 2.2 日常巡視点検による被ばく評価…………… 障○</p> <p> 2.3 内部被ばく…………… 障○</p> <p>3. 管理区域境界における線量の評価…………… 障○</p> <p> 3.1 管理区域の管理基準…………… 障○</p> <p> 3.2 評価方法及び条件…………… 障○</p> <p> 3.3 評価結果…………… 障○</p> <p>4. 施設周辺環境における線量の評価…………… 障○</p> <p> 4.1 施設周辺環境における線量の評価…………… 障○</p> <p>5. 放射線管理…………… 障○</p> <p> 5.1 概要…………… 障○</p> <p> 5.2 管理区域の測定監視…………… 障○</p>	<p>1. まえがき…………… 障○</p> <p>2. 点検作業による作業者の被ばく…………… 障○</p> <p> 2.1 被ばくの管理基準…………… 障○</p> <p> 2.2 日常巡視点検による被ばく評価…………… 障○</p> <p> 2.3 内部被ばく…………… 障○</p> <p>3. 管理区域境界における線量の評価…………… 障○</p> <p> 3.1 管理区域の管理基準…………… 障○</p> <p> 3.2 評価方法及び条件…………… 障○</p> <p> 3.3 評価結果…………… 障○</p> <p>4. 施設周辺環境における線量の評価…………… 障○</p> <p> 4.1 施設周辺環境における線量の評価…………… 障○</p> <p>5. 放射線管理…………… 障○</p> <p> 5.1 概要…………… 障○</p> <p> 5.2 管理区域の測定監視…………… 障○</p>	

変更前	変更後	備考																																	
<p style="text-align: center;">障 害 対 策 書</p> <p>1. まえがき (記載省略)</p> <p>2. 点検作業による作業者の被ばく (記載省略)</p> <p>2.1 被ばくの管理基準 一定期間における作業者に係る線量の管理基準は、表 2-1 に示すとおりで、この基準を超えないように管理する。</p> <p style="text-align: center;">表 2-1 線量の管理基準</p> <table border="1" data-bbox="255 741 1086 905"> <thead> <tr> <th rowspan="2">線量</th> <th colspan="3">管理基準 (mSv)</th> </tr> <tr> <th>1 週間</th> <th>3 ヶ月</th> <th>1 年間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実効線量</td> <td>1</td> <td>13</td> <td>50</td> </tr> <tr> <td>等価線量</td> <td>二</td> <td>130</td> <td>500</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.2 日常巡視点検による被ばく評価 (記載省略)</p> <p>2.3 内部被ばく (記載省略)</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	線量	管理基準 (mSv)			1 週間	3 ヶ月	1 年間	実効線量	1	13	50	等価線量	二	130	500	<p style="text-align: center;">障 害 対 策 書</p> <p>1. まえがき (変更なし)</p> <p>2. 点検作業による作業者の被ばく (変更なし)</p> <p>2.1 被ばくの管理基準 一定期間における作業者に係る線量の管理基準は、表 2-1 に示すとおりで、この基準を超えないように管理する。</p> <p style="text-align: center;">表 2-1 線量の管理基準</p> <table border="1" data-bbox="1377 741 2463 1608"> <thead> <tr> <th>対 象 者</th> <th>線 量 区 分</th> <th>要警戒線量</th> <th>線 量 限 度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">放射線業務 従 事 者</td> <td>実効線量</td> <td>13mSv/3 月</td> <td>(1) 100mSv/5 年 (2) 50mSv/年 (3) 女子注) 5mSv/3 月 (4) 妊娠中である女子本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき、内部被ばくについて 1mSv</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">等価線量</td> <td>眼の水晶体</td> <td>13mSv/3 月</td> <td>(1) 100mSv/5 年 (2) 50mSv/年</td> </tr> <tr> <td>皮膚</td> <td>130mSv/3 月</td> <td>500mSv/年</td> </tr> <tr> <td>妊娠中である女子の腹部表面</td> <td>1 mSv/期間中</td> <td>(1) 13mSv/3 月 (2) 本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき 2mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.2 日常巡視点検による被ばく評価 (変更なし)</p> <p>2.3 内部被ばく (変更なし)</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	対 象 者	線 量 区 分	要警戒線量	線 量 限 度	放射線業務 従 事 者	実効線量	13mSv/3 月	(1) 100mSv/5 年 (2) 50mSv/年 (3) 女子注) 5mSv/3 月 (4) 妊娠中である女子本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき、内部被ばくについて 1mSv	等価線量	眼の水晶体	13mSv/3 月	(1) 100mSv/5 年 (2) 50mSv/年	皮膚	130mSv/3 月	500mSv/年	妊娠中である女子の腹部表面	1 mSv/期間中	(1) 13mSv/3 月 (2) 本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき 2mSv	<p>記載の適正化 (関係法令改正に伴う線量限度等の管理基準の見直し)</p>
線量		管理基準 (mSv)																																	
	1 週間	3 ヶ月	1 年間																																
実効線量	1	13	50																																
等価線量	二	130	500																																
対 象 者	線 量 区 分	要警戒線量	線 量 限 度																																
放射線業務 従 事 者	実効線量	13mSv/3 月	(1) 100mSv/5 年 (2) 50mSv/年 (3) 女子注) 5mSv/3 月 (4) 妊娠中である女子本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき、内部被ばくについて 1mSv																																
	等価線量	眼の水晶体	13mSv/3 月	(1) 100mSv/5 年 (2) 50mSv/年																															
		皮膚	130mSv/3 月	500mSv/年																															
		妊娠中である女子の腹部表面	1 mSv/期間中	(1) 13mSv/3 月 (2) 本人の申出等によりその者の所属する課長等が妊娠の事実を知ったときから出産までの間につき 2mSv																															

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>3. 管理区域境界における線量の評価 (記載省略)</p> <p>4. 施設周辺環境における線量の評価 (記載省略)</p> <p>5. 放射線管理 (記載省略)</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	<p>3. 管理区域境界における線量の評価 (変更なし)</p> <p>4. 施設周辺環境における線量の評価 (変更なし)</p> <p>5. 放射線管理 (変更なし)</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">障 害 対 策 書 添 付 図 面</p> <p style="text-align: center;">図 面 一 覧 (記載省略)</p> <p>図 2-1 管理区域 (地階) 図 2-2 開発試験棟の断面図 (1) 図 2-3 開発試験棟の断面図 (2)</p>	<p style="text-align: center;">障 害 対 策 書 添 付 図 面</p> <p style="text-align: center;">図 面 一 覧 (変更なし)</p>	

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">別冊 2</p> <p style="text-align: center;">開発試験棟 (廃棄施設) 安全対策書</p>	<p style="text-align: center;">別冊 2</p> <p style="text-align: center;">開発試験棟 (廃棄施設) 安全対策書</p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
目次	目次	
1. まえがき…………… 安○ 2. 火災事故…………… 安○ 3. 爆発事故…………… 安○ 3.1 可燃性ガスによる爆発事故…………… 安○ 3.2 化学薬品による爆発事故…………… 安○ 4. 臨界事故…………… 安○ 5. 地震、台風等による事故…………… 安○ 5.1 地震及び台風…………… 安○ 5.2 地震及び台風以外の自然災害…………… 安○ 6. 誤操作による事故…………… 安○ 7. 停電事故…………… 安○ 8. 最大想定事故時における一般公衆の線量評価…………… 安○	1. まえがき…………… 安○ 2. 火災事故…………… 安○ 3. 爆発事故…………… 安○ 3.1 可燃性ガスによる爆発事故…………… 安○ 3.2 化学薬品による爆発事故…………… 安○ 4. 臨界事故…………… 安○ 5. 地震、台風等による事故…………… 安○ 5.1 地震及び台風…………… 安○ 5.2 地震及び台風以外の自然災害…………… 安○ 6. 誤操作による事故…………… 安○ 7. 停電事故…………… 安○ 8. 最大想定事故時における一般公衆の線量評価…………… 安○	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">安 全 対 策 書</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. まえがき (記載省略) 2. 火災事故 (記載省略) 3. 爆発事故 (記載省略) 4. 臨界事故 (記載省略) 5. 地震、台風等による事故 (記載省略) 6. 誤操作による事故 (記載省略) 7. 停電事故 (記載省略) 8. 最大想定事故時における一般公衆の線量評価 (記載省略) <p style="text-align: center;">安○</p>	<p style="text-align: center;">安 全 対 策 書</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. まえがき (変更なし) 2. 火災事故 (変更なし) 3. 爆発事故 (変更なし) 4. 臨界事故 (変更なし) 5. 地震、台風等による事故 (変更なし) 6. 誤操作による事故 (変更なし) 7. 停電事故 (変更なし) 8. 最大想定事故時における一般公衆の線量評価 (変更なし) <p style="text-align: center;">安○</p>	

新旧対照表

別冊 3 新分析棟

変更前	変更後	備考
別冊 3 新分析棟	別冊 3 新分析棟	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. 名称及び住所並びに代表者の氏名 ○-○</p> <p>2. 使用の目的及び方法 ○-○</p> <p>3. 核燃料物質の種類 ○-○</p> <p>4. 使用の場所 ○-○</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量 ○-○</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法 ○-○</p> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備 ○-○</p> <p>7.1 使用施設の位置 ○-○</p> <p>7.2 使用施設の構造 ○-○</p> <p>7.3 使用施設の設備 ○-○</p> <p>8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備 ○-○</p> <p>8.1 貯蔵施設の位置 ○-○</p> <p>8.2 貯蔵施設の構造 ○-○</p> <p>8.3 貯蔵施設の設備 ○-○</p> <p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備 ○-○</p> <p>9.1 気体廃棄施設 ○-○</p> <p>9.1.1 気体廃棄施設の位置 ○-○</p> <p>9.1.2 気体廃棄施設の構造 ○-○</p> <p>9.1.3 気体廃棄施設の設備 ○-○</p> <p>9.2 液体廃棄施設 ○-○</p> <p>9.2.1 液体廃棄施設の位置 ○-○</p> <p>9.2.2 液体廃棄施設の構造 ○-○</p> <p>9.2.3 液体廃棄施設の設備 ○-○</p> <p>9.3 固体廃棄施設 ○-○</p> <p>9.3.1 固体廃棄施設の位置 ○-○</p> <p>9.3.2 固体廃棄施設の構造 ○-○</p> <p>9.3.3 固体廃棄施設の設備 ○-○</p> <p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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 ○-○</p>	<p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. <u>氏名又は</u>名称及び住所並びに<u>法人にあっては、その</u>代表者の氏名 ○-○</p> <p>2. 使用の目的及び方法 ○-○</p> <p>3. 核燃料物質の種類 ○-○</p> <p>4. 使用の場所 ○-○</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量 ○-○</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法 ○-○</p> <p>7. <u>核燃料物質の</u>使用施設の位置、構造及び設備 ○-○</p> <p>7.1 使用施設の位置 ○-○</p> <p>7.2 使用施設の構造 ○-○</p> <p>7.3 使用施設の設備 ○-○</p> <p>8. <u>核燃料物質の</u>貯蔵施設の位置、構造及び設備 ○-○</p> <p>8.1 貯蔵施設の位置 ○-○</p> <p>8.2 貯蔵施設の構造 ○-○</p> <p>8.3 貯蔵施設の設備 ○-○</p> <p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備 ○-○</p> <p>9.1 気体廃棄施設 ○-○</p> <p>9.1.1 気体廃棄施設の位置 ○-○</p> <p>9.1.2 気体廃棄施設の構造 ○-○</p> <p>9.1.3 気体廃棄施設の設備 ○-○</p> <p>9.2 液体廃棄施設 ○-○</p> <p>9.2.1 液体廃棄施設の位置 ○-○</p> <p>9.2.2 液体廃棄施設の構造 ○-○</p> <p>9.2.3 液体廃棄施設の設備 ○-○</p> <p>9.3 固体廃棄施設 ○-○</p> <p>9.3.1 固体廃棄施設の位置 ○-○</p> <p>9.3.2 固体廃棄施設の構造 ○-○</p> <p>9.3.3 固体廃棄施設の設備 ○-○</p> <p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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 ○-○</p> <p>11. <u>閉じ込めの機能、遮蔽その他の事項に関する使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備</u> ○-○</p> <p>12. <u>添付書類（原子炉規制法施行令第38条第2項に定める書類）</u> ○-○</p> <p>12-1. <u>使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く）</u> ○-○</p> <p>12-2. <u>想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書</u> ○-○</p> <p>12-3. <u>核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書</u> ○-○</p> <p>12-4. <u>使用施設等の保安のための業務に品質管理に必要な体制の整備に関する説明書</u> ○-○</p>	<p>記載の適正化 (項目名等の見直し)</p>

新旧対照表

変更前	変更後	備考																								
<p>1. 名称及び住所並びに代表者の氏名 (記載省略)</p> <p>2. 使用の目的及び方法 (抜粋)</p> <table border="1" data-bbox="154 466 1225 989"> <thead> <tr> <th>整理番号</th> <th>使用の目的</th> <th>区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>(記載省略)</td> <td></td> </tr> <tr> <th>整理番号</th> <th colspan="2">使用の方法 (続き)</th> </tr> <tr> <td>1</td> <td colspan="2"> (9) 放射性管理測定室 (112 号室) 試料測定装置を設置し、スミヤ、ダスト、廃液試料等の測定等を行う。 核燃料物質の最大取扱量 ウラン 235 (密封) 0.1g (天然ウラン) 取扱注意事項として、グローブボックス内では鋭利な物の使用を極力避ける。フード使用時の窓 3 分の 1 開を厳守する。 </td> </tr> </tbody> </table>	整理番号	使用の目的	区分	1	(記載省略)		整理番号	使用の方法 (続き)		1	(9) 放射性管理測定室 (112 号室) 試料測定装置を設置し、スミヤ、ダスト、廃液試料等の測定等を行う。 核燃料物質の最大取扱量 ウラン 235 (密封) 0.1g (天然ウラン) 取扱注意事項として、グローブボックス内では鋭利な物の使用を極力避ける。フード使用時の窓 3 分の 1 開を厳守する。		<p>1. <u>氏名又は</u>名称及び住所並びに<u>法人にあっては、その</u>代表者の氏名 (変更なし)</p> <p>2. 使用の目的及び方法</p> <table border="1" data-bbox="1424 466 2496 989"> <thead> <tr> <th>整理番号</th> <th>使用の目的</th> <th>区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>(変更なし)</td> <td></td> </tr> <tr> <th>整理番号</th> <th colspan="2">使用の方法 (続き)</th> </tr> <tr> <td>1</td> <td colspan="2"> (9) 放射線管理測定室 (112 号室) 試料測定装置を設置し、スミヤ、ダスト、廃液試料等の測定等を行う。 核燃料物質の最大取扱量 ウラン 235 (密封) 0.1g (天然ウラン) 取扱注意事項として、グローブボックス内では鋭利な物の使用を極力避ける。フード使用時の窓 3 分の 1 開を厳守する。 </td> </tr> </tbody> </table>	整理番号	使用の目的	区分	1	(変更なし)		整理番号	使用の方法 (続き)		1	(9) 放射線管理測定室 (112 号室) 試料測定装置を設置し、スミヤ、ダスト、廃液試料等の測定等を行う。 核燃料物質の最大取扱量 ウラン 235 (密封) 0.1g (天然ウラン) 取扱注意事項として、グローブボックス内では鋭利な物の使用を極力避ける。フード使用時の窓 3 分の 1 開を厳守する。		<p>記載の適正化 (誤記の修正)</p>
整理番号	使用の目的	区分																								
1	(記載省略)																									
整理番号	使用の方法 (続き)																									
1	(9) 放射性管理測定室 (112 号室) 試料測定装置を設置し、スミヤ、ダスト、廃液試料等の測定等を行う。 核燃料物質の最大取扱量 ウラン 235 (密封) 0.1g (天然ウラン) 取扱注意事項として、グローブボックス内では鋭利な物の使用を極力避ける。フード使用時の窓 3 分の 1 開を厳守する。																									
整理番号	使用の目的	区分																								
1	(変更なし)																									
整理番号	使用の方法 (続き)																									
1	(9) 放射線管理測定室 (112 号室) 試料測定装置を設置し、スミヤ、ダスト、廃液試料等の測定等を行う。 核燃料物質の最大取扱量 ウラン 235 (密封) 0.1g (天然ウラン) 取扱注意事項として、グローブボックス内では鋭利な物の使用を極力避ける。フード使用時の窓 3 分の 1 開を厳守する。																									

変更前				変更後				備考
3. 核燃料物質の種類				3. 核燃料物質の種類				<p style="color: red;">記載の適正化 (安全対策書 4. 臨界管理との整合を図るため、硝酸化合物の性状に固体を追記)</p>
核燃料物質の種類	化合物の名称	主な化学形	性状 (物理的形態)	核燃料物質の種類	化合物の名称	主な化学形	性状 (物理的形態)	
天然ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン酸化物： UO ₂ 、UO ₃ 、U ₃ O ₈	酸化物： 粉体*1、 ペレット*1	天然ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン酸化物： UO ₂ 、UO ₃ 、U ₃ O ₈	酸化物： 粉体*1、 ペレット*1	
劣化ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン硝酸化合物： UO ₂ (NO ₃) ₂ ウラン硫酸化合物： UO ₂ SO ₄	硝酸化合物：液体	劣化ウラン	酸化物 硝酸化合物 金属	ウラン硝酸化合物： UO ₂ (NO ₃) ₂ ウラン硫酸化合物： UO ₂ SO ₄	硝酸化合物：液体、 固体	
濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)	酸化物 硝酸化合物 フッ化物 硫酸化合物 金属	ウラン金属：U ウランフッ化物： UF ₆ 、UO ₂ F ₂	硫酸化合物：固体*1 金属： 固体*1	濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)	酸化物 硝酸化合物 フッ化物 硫酸化合物 金属	ウラン金属：U ウランフッ化物： UF ₆ 、UO ₂ F ₂	硫酸化合物：固体*1 金属： 固体*1	
濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)	酸化物 硝酸化合物 硫酸化合物 金属	プルトニウム酸化物： PuO ₂ プルトニウム硝酸化合物： Pu(NO ₃) ₄ プルトニウム硫酸化合物： Pu(SO ₄) ₂	フッ化物： 固体-気体*2	濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)	酸化物 硝酸化合物 硫酸化合物 金属	プルトニウム酸化物： PuO ₂ プルトニウム硝酸化合物： Pu(NO ₃) ₄ プルトニウム硫酸化合物： Pu(SO ₄) ₂	プルトニウム フッ化物： 固体-気体*2	
濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)	酸化物 硝酸化合物 硫酸化合物 金属	プルトニウム金属：Pu		濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)	酸化物 硝酸化合物 硫酸化合物 金属	プルトニウム金属：Pu		
ウラン 233	酸化物 硝酸化合物 金属			ウラン 233	酸化物 硝酸化合物 金属			
プルトニウム	酸化物 硝酸化合物 金属 硫酸化合物			プルトニウム	酸化物 硝酸化合物 金属 硫酸化合物			
<p>*1：粉体、ペレット及び固体の核燃料物質については、分析の溶解操作により液体となる。 *2：フッ化物は固気相の状態にて受入れ、受入後液体窒素にて冷却して固化した後、加水分解を行い液体となる。</p>				<p>*1：粉体、ペレット及び固体の核燃料物質については、分析の溶解操作により液体となる。 *2：フッ化物は固気相の状態にて受入れ、受入後液体窒素にて冷却して固化した後、加水分解を行い液体となる。</p>				
4. 使用の場所 (記載省略)				4. 使用の場所 (変更なし)				

新旧対照表

変更前		変更後		備考																												
5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (事業所全体) 東海保障措置センター共通編に記載のとおり。 (新分析棟)		5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (変更なし)		記載の適正化 (平成 28 年 7 月 14 日 28 核管東第 061 号の届 出反映)																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th colspan="2">年間予定使用量</th> </tr> <tr> <th>最大存在量 ()内は ²³⁵U 量</th> <th>延べ取扱量 ()内は ²³⁵U 量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>天然ウラン</td> <td rowspan="7">自 平成 26 年 4 月 1 日 至 廃止措置を終了する までの期間</td> <td>15,000g (105g)</td> <td>1,470g (11g)</td> </tr> <tr> <td>劣化ウラン</td> <td>15,000g (105g)</td> <td>225g (3g)</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)</td> <td>35,000g (1,750g)</td> <td>22,300g (1,115g)</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)</td> <td>650g (130g)</td> <td>405g (81g)</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)</td> <td>150g (150g)</td> <td>59g (59g)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム</td> <td>180g</td> <td>144g</td> </tr> <tr> <td>ウラン 233</td> <td>10g</td> <td>4g</td> </tr> </tbody> </table>		核燃料物質の種類	予定使用期間		年間予定使用量		最大存在量 ()内は ²³⁵ U 量	延べ取扱量 ()内は ²³⁵ U 量	天然ウラン	自 平成 26 年 4 月 1 日 至 廃止措置を終了する までの期間	15,000g (105g)	1,470g (11g)	劣化ウラン	15,000g (105g)	225g (3g)	濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)	35,000g (1,750g)	22,300g (1,115g)	濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)	650g (130g)	405g (81g)	濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)	150g (150g)	59g (59g)	プルトニウム	180g	144g	ウラン 233	10g	4g	6. 使用済燃料の処分の方法 (変更なし)	
核燃料物質の種類	予定使用期間				年間予定使用量																											
		最大存在量 ()内は ²³⁵ U 量	延べ取扱量 ()内は ²³⁵ U 量																													
天然ウラン	自 平成 26 年 4 月 1 日 至 廃止措置を終了する までの期間	15,000g (105g)	1,470g (11g)																													
劣化ウラン		15,000g (105g)	225g (3g)																													
濃縮ウラン (濃縮度 5%未満)		35,000g (1,750g)	22,300g (1,115g)																													
濃縮ウラン (濃縮度 5%以上 20%未満)		650g (130g)	405g (81g)																													
濃縮ウラン (濃縮度 20%以上)		150g (150g)	59g (59g)																													
プルトニウム		180g	144g																													
ウラン 233		10g	4g																													
6. 使用済燃料の処分の方法 (記載省略)		6. 使用済燃料の処分の方法 (変更なし)																														
7. 使用施設の位置、構造及び設備 7.1 使用施設の位置 (記載省略)		7. <u>核燃料物質</u> の使用施設の位置、構造及び設備 7.1 使用施設の位置 (変更なし)																														
7.2 使用施設の構造 (記載省略)		7.2 使用施設の構造 (変更なし)																														

新旧対照表

変更前			変更後			備考
7.3 使用施設の設備			7.3 使用施設の設備			<p>記載の適正化 (東海保障措置センターに、安全上重要な施設に該当する施設はないため)</p> <p>使用するグローブの材質を追加するため</p> <p>記載の適正化 (東海保障措置センターに、安全上重要な施設に該当する施設はないため)</p> <p>グローブボックスの仕様を変更するため</p> <p>使用するグローブの材質を追加するため</p>
使用設備の名称	個数	仕様	使用設備の名称	個数	仕様	
ホットセル (共通仕様)	—	<p><u>安全上重要な設備 (閉じ込め)</u> 耐震設計：耐震 B クラス 気体廃棄施設 (排気第 1 系統) に接続 材質：本体：ステンレス鋼 窓板：メタクリル樹脂 遮へい壁：炭素鋼厚さ約 20mm 遮へい体：鉛ガラス トングマニプレータ：ステンレス鋼 グローブ：クロロプレン 性能：負圧維持：通常約-300Pa (対室内圧) リーク率：0.1vol%/h 以下 (通常時) 警報装置：負圧警報 警報下限設定値：-50Pa (対室内圧) 警報上限設定値：-490Pa (対室内圧)</p>	ホットセル (共通仕様)	—	<p>耐震設計：耐震 B クラス 気体廃棄施設 (排気第 1 系統) に接続 材質：本体：ステンレス鋼 窓板：メタクリル樹脂 遮へい壁：炭素鋼厚さ約 20mm 遮へい体：鉛ガラス トングマニプレータ：ステンレス鋼 グローブ：クロロプレン、<u>ハイパロン</u> 性能：負圧維持：通常約-300Pa (対室内圧) リーク率：0.1vol%/h 以下 (通常時) 警報装置：負圧警報 警報下限設定値：-50Pa (対室内圧) 警報上限設定値：-490Pa (対室内圧)</p>	
グローブボックス (共通仕様)	—	<p><u>安全上重要な設備 (閉じ込め)</u> 耐震設計：耐震 B クラス 気体廃棄施設 (排気第 1 系統) に接続 材質：本体：ステンレス鋼 窓板：メタクリル樹脂 グローブ：クロロプレン 性能：負圧維持：通常約-300Pa (対室内圧) リーク率：0.1vol%/h 以下 (通常時) 警報装置：負圧警報 警報下限設定値：-50Pa (対室内圧) 警報上限設定値：-490Pa (対室内圧)</p>	グローブボックス (共通仕様)	—	<p>耐震設計：耐震 B クラス 気体廃棄施設 (排気第 1 系統) に接続 材質：本体：ステンレス鋼 窓板：メタクリル樹脂 (更新するグローブボックスについては難燃性樹脂) グローブ：クロロプレン、<u>ハイパロン</u> 性能：負圧維持：通常約-300Pa (対室内圧) リーク率：0.1vol%/h 以下 (通常時) 警報装置：負圧警報 警報下限設定値：-50Pa (対室内圧) 警報上限設定値：-490Pa (対室内圧)</p>	
フード (共通仕様)	—	<p>耐震設計：耐震 B クラス 気体廃棄施設 (排気第 2 系統) に接続 寸法：幅 約 1.8m×奥行き 約 0.8m×高さ 約 2.3m 材質：本体：鋼板(外装)、ステンレス鋼(内装) 窓板：強化ガラス 性能：開口部風速：0.5m/s 以上(窓半開時) 主な使用機器：電熱器 (小型ホットプレート)</p>	フード (共通仕様)	—	<p>耐震設計：耐震 B クラス 気体廃棄施設 (排気第 2 系統) に接続 寸法：幅 約 1.8m×奥行き 約 0.8m×高さ 約 2.3m 材質：本体：鋼板(外装)、ステンレス鋼(内装) 窓板：強化ガラス 性能：開口部風速：0.5m/s 以上(窓半開時) 主な使用機器：電熱器 (小型ホットプレート)</p>	
秤量器 (共通仕様)	—	ホットセル、グローブボックス及びフード内にて、核燃料物質の化学分析処理のための秤量に用いる。(電子天秤等)	秤量器 (共通仕様)	—	ホットセル、グローブボックス及びフード内にて、核燃料物質の化学分析処理のための秤量に用いる。(電子天秤等)	
電熱器 (共通仕様)	—	ホットセル、グローブボックス及びフード内にて、核燃料物質の化学分析処理のための加熱溶解及び乾固に用いる。(小型ホットプレート等、通常使用表面温度：約 150℃)	電熱器 (共通仕様)	—	ホットセル、グローブボックス及びフード内にて、核燃料物質の化学分析処理のための加熱溶解及び乾固に用いる。(小型ホットプレート等、通常使用表面温度：約 150℃)	
イオン交換装置 (共通仕様)	—	ホットセル及びグローブボックス内にて、核燃料物質の化学分析処理のための、ウラン及びプルトニウムの化学分離操作に用いる。 寸法：幅 0.6m 以下×奥行き 0.6m 以下×高さ 0.6m 以下	イオン交換装置 (共通仕様)	—	ホットセル及びグローブボックス内にて、核燃料物質の化学分析処理のための、ウラン及びプルトニウムの化学分離操作に用いる。 寸法：幅 0.6m 以下×奥行き 0.6m 以下×高さ 0.6m 以下	
廃液処理装置 (共通仕様)	—	ホットセル及びグローブボックス内にて、化学分析を終えた核燃料物質の廃液の固化に用いる。 寸法：幅 0.6m 以下×奥行き 0.6m 以下×高さ 0.6m 以下	廃液処理装置 (共通仕様)	—	ホットセル及びグローブボックス内にて、化学分析を終えた核燃料物質の廃液の固化に用いる。 寸法：幅 0.6m 以下×奥行き 0.6m 以下×高さ 0.6m 以下	
質量分析計 (共通仕様)	—	耐震設計：耐震 B クラス イオン源ハウジング部にてグローブボックスに接続 同位体組成分析等の質量分析を行う。(表面電離型質量分析計、誘導結合プラズマ型質量分析計) 寸法：幅 3m 以下×奥行き 2m 以下×高さ 2m 以下	質量分析計 (共通仕様)	—	耐震設計：耐震 B クラス イオン源ハウジング部にてグローブボックスに接続 同位体組成分析等の質量分析を行う。(表面電離型質量分析計、誘導結合プラズマ型質量分析計) 寸法：幅 3m 以下×奥行き 2m 以下×高さ 2m 以下	

新旧対照表

変更前			変更後			備考														
7.3 使用施設の設備（抜粋）			7.3 使用施設の設備（抜粋）																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>使用設備の名称</th> <th>個数</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">グローブボックス</td> <td rowspan="4">23台</td> <td> GB120a 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m 材質 : 遮へい体：鉛ガラス グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。 </td> </tr> <tr> <td> GB120b 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約0.4m×高さ 約1.6m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図7-2-4に示す。 </td> </tr> <tr> <td> GB120c 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m 材質 : 遮へい体：鉛ガラス グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。 </td> </tr> <tr> <td> GB120d 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約0.4m×高さ 約1.6m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図7-2-4に示す。 </td> </tr> </tbody> </table>	使用設備の名称	個数	仕様	グローブボックス	23台		GB120a 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m 材質 : 遮へい体：鉛ガラス グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。	GB120b 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約0.4m×高さ 約1.6m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図7-2-4に示す。	GB120c 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m 材質 : 遮へい体：鉛ガラス グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。	GB120d 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約0.4m×高さ 約1.6m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図7-2-4に示す。	<table border="1"> <thead> <tr> <th>使用設備の名称</th> <th>個数</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">グローブボックス</td> <td rowspan="4">23台</td> <td> GB120a 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m 材質 : 遮へい体：鉛ガラス グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。 </td> </tr> <tr> <td> GB120b 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約0.4m×高さ 約1.9m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図7-2-5に示す。 </td> </tr> <tr> <td> GB120c 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m 材質 : 遮へい体：鉛ガラス グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。 </td> </tr> <tr> <td> GB120d 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約0.4m×高さ 約1.6m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図7-2-4に示す。 </td> </tr> </tbody> </table>	使用設備の名称	個数	仕様	グローブボックス	23台	GB120a 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m 材質 : 遮へい体：鉛ガラス グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。	GB120b 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約0.4m×高さ 約1.9m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図7-2-5に示す。	GB120c 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m 材質 : 遮へい体：鉛ガラス グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。	GB120d 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約0.4m×高さ 約1.6m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図7-2-4に示す。
使用設備の名称	個数	仕様																		
グローブボックス	23台	GB120a 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m 材質 : 遮へい体：鉛ガラス グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。																		
		GB120b 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約0.4m×高さ 約1.6m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図7-2-4に示す。																		
		GB120c 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m 材質 : 遮へい体：鉛ガラス グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。																		
		GB120d 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約0.4m×高さ 約1.6m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図7-2-4に示す。																		
使用設備の名称	個数	仕様																		
グローブボックス	23台	GB120a 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m 材質 : 遮へい体：鉛ガラス グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。																		
		GB120b 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約0.4m×高さ 約1.9m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図7-2-5に示す。																		
		GB120c 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1g ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1g ウラン 233 0.1g 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約1m×高さ 約1.9m 材質 : 遮へい体：鉛ガラス グローブボックスの概略図を図7-2-3に示す。																		
		GB120d 設置場所 : プルトニウム質量分析室(120号室) 取扱量 : プルトニウム 1mg ウラン 235(天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン) 1mg ウラン 233 1mg 寸法 : 幅 約1m×奥行き 約0.4m×高さ 約1.6m 取付分析機器 : 表面電離型質量分析計 グローブボックスの概略図を図7-2-4に示す。																		
<p>8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備</p> <p>8.1 貯蔵施設の位置 (記載省略)</p> <p>8.2 貯蔵施設の構造 (記載省略)</p>	<p>8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備</p> <p>8.1 貯蔵施設の位置 (変更なし)</p> <p>8.2 貯蔵施設の構造 (変更なし)</p>																			

新旧対照表

変更前					変更後					備考
8.3 貯蔵施設の設備					8.3 貯蔵施設の設備					
貯蔵設備の名称	個数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕様	貯蔵設備の名称	個数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕様	
核燃料物質貯蔵庫	1式	天然ウラン： 劣化ウラン： 濃縮ウラン (5%未満)： 濃縮ウラン (5%以上 20%未満)： 濃縮ウラン (20%以上)： プルトニウム： ウラン 233：	硝酸乾固物、 酸化物及び金属	<p>試料貯蔵室に核燃料物質貯蔵庫として特殊貯蔵庫1台及び貯蔵庫8台を設置する。</p> <p>各々の貯蔵庫は鋼製及びステンレス鋼製で施錠できる構造とし、据付ボルトにより固定する。</p> <p>核分裂生成物を含む試料の貯蔵の場合には、遮へい容器(鉛遮へい厚さ50mm)に収納し、特殊貯蔵庫に貯蔵する。</p> <p>プルトニウム及びウラン 233 はビニールバッグ等に封入した後、金属容器に収納し、特殊貯蔵庫又は貯蔵庫(A1、A2及びA3型)に貯蔵し、貯蔵庫(L型)には貯蔵しない。</p> <p>天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン及びその化合物は金属容器又はプラスチック容器に収納し、特殊貯蔵庫又は貯蔵庫(A1、A2、A3型及びL型)に貯蔵する。</p> <p>核燃料物質貯蔵庫：数量9台 特殊貯蔵庫(1台) 寸法：幅 約1,250mm ×奥行き 約450mm ×高さ 約1,750mm 材質：本体 鋼製 構造：貯蔵棚、前面扉鍵付き、鋼製(厚さ10mm)、周囲ポリエチレン(厚さ150mm)</p> <p>貯蔵庫(A1型：3台) 寸法：幅 約1,000mm ×奥行き 約500mm ×高さ 約1,800mm 材質：本体 ステンレス鋼製 構造：棚、前面扉鍵付き、鋼製(厚さ12mm)</p>	核燃料物質貯蔵庫	1式	天然ウラン： 劣化ウラン： 濃縮ウラン (5%未満)： 濃縮ウラン (5%以上 20%未満)： 濃縮ウラン (20%以上)： プルトニウム： ウラン 233：	硝酸乾固物、 酸化物及び金属	<p>試料貯蔵室に核燃料物質貯蔵庫として特殊貯蔵庫1台及び貯蔵庫8台を設置する。</p> <p>各々の貯蔵庫は鋼製及びステンレス鋼製で施錠できる構造とし、据付ボルトにより固定する。</p> <p>核分裂生成物を含む試料の貯蔵の場合には、遮へい容器(鉛遮へい厚さ50mm)に収納し、特殊貯蔵庫に貯蔵する。</p> <p>プルトニウム及びウラン 233 はビニールバッグ等に封入した後、金属容器に収納し、特殊貯蔵庫又は貯蔵庫(A1、A2及びA3型)に貯蔵し、貯蔵庫(L型)には貯蔵しない。</p> <p>天然ウラン、劣化ウラン、濃縮ウラン及びその化合物は金属容器又はプラスチック容器に収納し、特殊貯蔵庫又は貯蔵庫(A1、A2、A3型及びL型)に貯蔵する。</p> <p>核燃料物質貯蔵庫：数量9台 特殊貯蔵庫(1台) 寸法：幅 約1,250mm ×奥行き 約450mm ×高さ 約1,750mm 材質：本体 鋼製 構造：貯蔵棚、前面扉鍵付き、鋼製(厚さ10mm)、周囲ポリエチレン(厚さ150mm)</p> <p>貯蔵庫(A1型：3台) 寸法：幅 約1,000mm ×奥行き 約500mm ×高さ 約1,800mm 材質：本体 ステンレス鋼製 構造：棚、前面扉鍵付き、<u>ステンレス</u>鋼製(厚さ12mm)</p>	<p>記載の適正化 (記載の整合を図るため)</p>

新旧対照表

変更前					変更後					備考
				<p>貯蔵庫 (A2 型 : 1 台) 寸法 : 幅 約 1,200mm ×奥行き 約 500mm ×高さ 約 1,800mm 材質 : 本体 ステンレス鋼製 構造 : 棚、前面扉鍵付き、鋼製(厚さ 12mm)</p> <p>貯蔵庫 (A3 型 : 1 台) 寸法 : 幅 約 1,500mm ×奥行き 約 500mm ×高さ 約 1,800mm 材質 : 本体 ステンレス鋼製 構造 : 棚、前面扉鍵付き、鋼製(厚さ 12mm)</p> <p>貯蔵庫 (L 型 : 3 台) 寸法 : 幅 約 900mm ×奥行き 約 550mm ×高さ 約 1,800mm 材質 : 本体 ステンレス鋼製 構造 : 棚、前面扉鍵付き、鋼製(厚さ 1mm)</p> <p>特殊貯蔵庫の概略図を図 8-1-2、貯蔵庫 (A1 型、A2 型、A3 型及び L 型) の概略図を図 8-1-3～図 8-1-6 に示す。</p>					<p>貯蔵庫 (A2 型 : 1 台) 寸法 : 幅 約 1,200mm ×奥行き 約 500mm ×高さ 約 1,800mm 材質 : 本体 ステンレス鋼製 構造 : 棚、前面扉鍵付き、<u>ステンレス</u>鋼製(厚さ 12mm)</p> <p>貯蔵庫 (A3 型 : 1 台) 寸法 : 幅 約 1,500mm ×奥行き 約 500mm ×高さ 約 1,800mm 材質 : 本体 ステンレス鋼製 構造 : 棚、前面扉鍵付き、<u>ステンレス</u>鋼製(厚さ 12mm)</p> <p>貯蔵庫 (L 型 : 3 台) 寸法 : 幅 約 900mm ×奥行き 約 550mm ×高さ 約 1,800mm 材質 : 本体 ステンレス鋼製 構造 : 棚、前面扉鍵付き、<u>ステンレス</u>鋼製(厚さ 1mm)</p> <p>特殊貯蔵庫の概略図を図 8-1-2、貯蔵庫 (A1 型、A2 型、A3 型及び L 型) の概略図を図 8-1-3～図 8-1-6 に示す。</p>	<p>記載の適正化 (記載の整合を図るため)</p>
核燃料物質保管庫		(記載省略)		核燃料物質保管庫		(変更なし)				

変更前	変更後	備考								
<p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備</p> <p>9.1 気体廃棄施設</p> <p>9.1.1 気体廃棄施設の位置</p> <table border="1" data-bbox="163 310 1219 665"> <tr> <td data-bbox="163 310 498 665">気体廃棄施設の位置</td> <td data-bbox="498 310 1219 665"> 気体廃棄施設は、新分析棟 2 階の排気機械室にあり、排気筒は新分析棟屋上に位置する。 本施設の管理区域内で発生する気体廃棄物は、高性能エアフィルタ等のろ過により、排気中の放射性物質濃度を科学技術庁告示 20 号で定められている周辺監視区域外の空气中の濃度限度以下にして、排気筒から排出される。なお、本施設からの排気中の放射性物質濃度を監視するためスタックダストモニタを本施設内に設ける。 図 9-1 に気体廃棄設備の系統図を示す。 </td> </tr> </table> <p>9.1.2 気体廃棄施設の構造 (記載省略)</p> <p>9.1.3 気体廃棄施設の設備 (記載省略)</p> <p>9.2 液体廃棄施設</p> <p>9.2.1 液体廃棄施設の位置</p> <table border="1" data-bbox="163 1171 1219 1881"> <tr> <td data-bbox="163 1171 498 1881">液体廃棄施設の位置</td> <td data-bbox="498 1171 1219 1881"> 液体廃棄施設は、新分析棟地階の廃液貯槽室に位置する。 液体廃棄物としては、手洗器、シャワー、床排水、排気筒ドレン等の低いレベルの廃液は、本施設内廃液用配管を経由して廃液貯槽(5m³)2 基のうち 1 基に貯留される。 廃液貯槽から排水するときは、廃液中の放射性物質濃度を測定し、その値が「<u>試験研究の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づく線量当量限度等を定める件</u>」(科学技術庁告示 20 号)に規定する周辺監視区域外の濃度限度以下の場合は、日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)の第一排水溝へ放出する。上記制限値を超えるときは、タンクローリーで原科研の廃棄物処理場へ運搬する。 グローブボックス等で発生するウラン、プルトニウムを含む廃液は、中和、固化等を行い、固体廃棄物として処理する。 液体廃棄設備の系統図を図 9-2 に示す。 </td> </tr> </table>	気体廃棄施設の位置	気体廃棄施設は、新分析棟 2 階の排気機械室にあり、排気筒は新分析棟屋上に位置する。 本施設の管理区域内で発生する気体廃棄物は、高性能エアフィルタ等のろ過により、排気中の放射性物質濃度を科学技術庁告示 20 号で定められている周辺監視区域外の空气中の濃度限度以下にして、排気筒から排出される。なお、本施設からの排気中の放射性物質濃度を監視するためスタックダストモニタを本施設内に設ける。 図 9-1 に気体廃棄設備の系統図を示す。	液体廃棄施設の位置	液体廃棄施設は、新分析棟地階の廃液貯槽室に位置する。 液体廃棄物としては、手洗器、シャワー、床排水、排気筒ドレン等の低いレベルの廃液は、本施設内廃液用配管を経由して廃液貯槽(5m ³)2 基のうち 1 基に貯留される。 廃液貯槽から排水するときは、廃液中の放射性物質濃度を測定し、その値が「 <u>試験研究の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づく線量当量限度等を定める件</u> 」(科学技術庁告示 20 号)に規定する周辺監視区域外の濃度限度以下の場合は、日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)の第一排水溝へ放出する。上記制限値を超えるときは、タンクローリーで原科研の廃棄物処理場へ運搬する。 グローブボックス等で発生するウラン、プルトニウムを含む廃液は、中和、固化等を行い、固体廃棄物として処理する。 液体廃棄設備の系統図を図 9-2 に示す。	<p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものの廃棄施設の位置、構造及び設備</p> <p>9.1 気体廃棄施設</p> <p>9.1.1 気体廃棄施設の位置</p> <table border="1" data-bbox="1433 310 2490 743"> <tr> <td data-bbox="1433 310 1768 743">気体廃棄施設の位置</td> <td data-bbox="1768 310 2490 743"> 気体廃棄施設は、新分析棟 2 階の排気機械室にあり、排気筒は新分析棟屋上に位置する。 本施設の管理区域内で発生する気体廃棄物は、高性能エアフィルタ等のろ過により、排気中の放射性物質濃度を「<u>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</u>」(原子力規制委員会告示 7 号)で定められている周辺監視区域外の空气中の濃度限度以下にして、排気筒から排出される。なお、本施設からの排気中の放射性物質濃度を監視するためスタックダストモニタを本施設内に設ける。 図 9-1 に気体廃棄設備の系統図を示す。 </td> </tr> </table> <p>9.1.2 気体廃棄施設の構造 (変更なし)</p> <p>9.1.3 気体廃棄施設の設備 (変更なし)</p> <p>9.2 液体廃棄施設</p> <p>9.2.1 液体廃棄施設の位置</p> <table border="1" data-bbox="1433 1171 2490 1801"> <tr> <td data-bbox="1433 1171 1768 1801">液体廃棄施設の位置</td> <td data-bbox="1768 1171 2490 1801"> 液体廃棄施設は、新分析棟地階の廃液貯槽室に位置する。 液体廃棄物としては、手洗器、シャワー、床排水、排気筒ドレン等の低いレベルの廃液は、本施設内廃液用配管を経由して廃液貯槽(5m³)2 基のうち 1 基に貯留される。 廃液貯槽から排水するときは、廃液中の放射性物質濃度を測定し、その値が<u>原子力規制委員会告示 7 号</u>に規定する周辺監視区域外の濃度限度以下の場合は、<u>国立研究開発法人</u>日本原子力研究開発機構原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)の第一排水溝へ放出する。上記制限値を超えるときは、タンクローリーで原科研の廃棄物処理場へ運搬する。 グローブボックス等で発生するウラン、プルトニウムを含む廃液は、中和、固化等を行い、固体廃棄物として処理する。 液体廃棄設備の系統図を図 9-2 に示す。 </td> </tr> </table>	気体廃棄施設の位置	気体廃棄施設は、新分析棟 2 階の排気機械室にあり、排気筒は新分析棟屋上に位置する。 本施設の管理区域内で発生する気体廃棄物は、高性能エアフィルタ等のろ過により、排気中の放射性物質濃度を「 <u>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</u> 」(原子力規制委員会告示 7 号)で定められている周辺監視区域外の空气中の濃度限度以下にして、排気筒から排出される。なお、本施設からの排気中の放射性物質濃度を監視するためスタックダストモニタを本施設内に設ける。 図 9-1 に気体廃棄設備の系統図を示す。	液体廃棄施設の位置	液体廃棄施設は、新分析棟地階の廃液貯槽室に位置する。 液体廃棄物としては、手洗器、シャワー、床排水、排気筒ドレン等の低いレベルの廃液は、本施設内廃液用配管を経由して廃液貯槽(5m ³)2 基のうち 1 基に貯留される。 廃液貯槽から排水するときは、廃液中の放射性物質濃度を測定し、その値が <u>原子力規制委員会告示 7 号</u> に規定する周辺監視区域外の濃度限度以下の場合は、 <u>国立研究開発法人</u> 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)の第一排水溝へ放出する。上記制限値を超えるときは、タンクローリーで原科研の廃棄物処理場へ運搬する。 グローブボックス等で発生するウラン、プルトニウムを含む廃液は、中和、固化等を行い、固体廃棄物として処理する。 液体廃棄設備の系統図を図 9-2 に示す。	<p>記載の適正化 (令和 2 年 3 月 18 日 原子力規制委員会告示改正のため)</p> <p>記載の適正化 (令和 2 年 3 月 18 日 原子力規制委員会告示改正のため)</p> <p>記載の適正化 (組織名称の修正)</p>
気体廃棄施設の位置	気体廃棄施設は、新分析棟 2 階の排気機械室にあり、排気筒は新分析棟屋上に位置する。 本施設の管理区域内で発生する気体廃棄物は、高性能エアフィルタ等のろ過により、排気中の放射性物質濃度を科学技術庁告示 20 号で定められている周辺監視区域外の空气中の濃度限度以下にして、排気筒から排出される。なお、本施設からの排気中の放射性物質濃度を監視するためスタックダストモニタを本施設内に設ける。 図 9-1 に気体廃棄設備の系統図を示す。									
液体廃棄施設の位置	液体廃棄施設は、新分析棟地階の廃液貯槽室に位置する。 液体廃棄物としては、手洗器、シャワー、床排水、排気筒ドレン等の低いレベルの廃液は、本施設内廃液用配管を経由して廃液貯槽(5m ³)2 基のうち 1 基に貯留される。 廃液貯槽から排水するときは、廃液中の放射性物質濃度を測定し、その値が「 <u>試験研究の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づく線量当量限度等を定める件</u> 」(科学技術庁告示 20 号)に規定する周辺監視区域外の濃度限度以下の場合は、日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)の第一排水溝へ放出する。上記制限値を超えるときは、タンクローリーで原科研の廃棄物処理場へ運搬する。 グローブボックス等で発生するウラン、プルトニウムを含む廃液は、中和、固化等を行い、固体廃棄物として処理する。 液体廃棄設備の系統図を図 9-2 に示す。									
気体廃棄施設の位置	気体廃棄施設は、新分析棟 2 階の排気機械室にあり、排気筒は新分析棟屋上に位置する。 本施設の管理区域内で発生する気体廃棄物は、高性能エアフィルタ等のろ過により、排気中の放射性物質濃度を「 <u>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</u> 」(原子力規制委員会告示 7 号)で定められている周辺監視区域外の空气中の濃度限度以下にして、排気筒から排出される。なお、本施設からの排気中の放射性物質濃度を監視するためスタックダストモニタを本施設内に設ける。 図 9-1 に気体廃棄設備の系統図を示す。									
液体廃棄施設の位置	液体廃棄施設は、新分析棟地階の廃液貯槽室に位置する。 液体廃棄物としては、手洗器、シャワー、床排水、排気筒ドレン等の低いレベルの廃液は、本施設内廃液用配管を経由して廃液貯槽(5m ³)2 基のうち 1 基に貯留される。 廃液貯槽から排水するときは、廃液中の放射性物質濃度を測定し、その値が <u>原子力規制委員会告示 7 号</u> に規定する周辺監視区域外の濃度限度以下の場合は、 <u>国立研究開発法人</u> 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所(以下、「原科研」という。)の第一排水溝へ放出する。上記制限値を超えるときは、タンクローリーで原科研の廃棄物処理場へ運搬する。 グローブボックス等で発生するウラン、プルトニウムを含む廃液は、中和、固化等を行い、固体廃棄物として処理する。 液体廃棄設備の系統図を図 9-2 に示す。									

新旧対照表

変更前	変更後	備考																								
<p>9.2.2 液体廃棄施設の構造 (記載省略)</p> <p>9.2.3 液体廃棄施設の設備 (記載省略)</p> <p>9.3 固体廃棄施設</p> <p>9.3.1 固体廃棄施設の位置 (記載省略)</p> <p>9.3.2 固体廃棄施設の構造</p> <table border="1" data-bbox="163 661 1222 1060"> <thead> <tr> <th>固体廃棄施設の名称</th> <th>構造</th> <th>床面積 (㎡)</th> <th>設計仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>廃棄物貯蔵室</td> <td>鉄筋コンクリート造りの耐震耐火構造</td> <td>約 21</td> <td>耐震 B クラスの設計とする。 床：塩化ビニル系シート 壁：エポキシ系樹脂塗装 天井：エポキシ系樹脂塗装 保管能力は、7m³ (20L の <u>カー</u> <u>トンボックス</u> 150 個及び 200L ド ラム缶 20 本の合計容量に相当) である。</td> </tr> </tbody> </table> <p>9.3.3 固体廃棄施設の設備</p> <table border="1" data-bbox="163 1134 1222 1669"> <thead> <tr> <th>設備名称</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>固体廃棄施設の設備</td> <td>本施設で発生する固体廃棄物は、内容物に応じて、α可燃性、α不燃性、β・γ可燃性、β・γ不燃性に分類し、β・γ可燃性及びβ・γ不燃性については、専用の <u>20L のカー</u> <u>トンボックス</u> に密封した後、不燃材の容器に入れて一時保管する。α可燃性及びα不燃性についてはビニールバツクにて 2 重に梱包して密封し、専用のドラム缶容器に封入して一時保管する。 発生する固体廃棄物が本固体廃棄施設の保管能力を超える前に、保障措置分析棟保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)、保管室(4)に一時保管した後に原科研の廃棄物処理場へ搬出するか、直接原科研の廃棄物処理場へ搬出して処理する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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</p> <p>東海保障措置センター共通編に記載のとおり</p>	固体廃棄施設の名称	構造	床面積 (㎡)	設計仕様	廃棄物貯蔵室	鉄筋コンクリート造りの耐震耐火構造	約 21	耐震 B クラスの設計とする。 床：塩化ビニル系シート 壁：エポキシ系樹脂塗装 天井：エポキシ系樹脂塗装 保管能力は、7m ³ (20L の <u>カー</u> <u>トンボックス</u> 150 個及び 200L ド ラム缶 20 本の合計容量に相当) である。	設備名称	仕様	固体廃棄施設の設備	本施設で発生する固体廃棄物は、内容物に応じて、α可燃性、α不燃性、β・γ可燃性、β・γ不燃性に分類し、β・γ可燃性及びβ・γ不燃性については、専用の <u>20L のカー</u> <u>トンボックス</u> に密封した後、不燃材の容器に入れて一時保管する。α可燃性及びα不燃性についてはビニールバツクにて 2 重に梱包して密封し、専用のドラム缶容器に封入して一時保管する。 発生する固体廃棄物が本固体廃棄施設の保管能力を超える前に、保障措置分析棟保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)、保管室(4)に一時保管した後に原科研の廃棄物処理場へ搬出するか、直接原科研の廃棄物処理場へ搬出して処理する。	<p>9.2.2 液体廃棄施設の構造 (変更なし)</p> <p>9.2.3 液体廃棄施設の設備 (変更なし)</p> <p>9.3 固体廃棄施設</p> <p>9.3.1 固体廃棄施設の位置 (変更なし)</p> <p>9.3.2 固体廃棄施設の構造</p> <table border="1" data-bbox="1430 661 2490 1018"> <thead> <tr> <th>固体廃棄施設の名称</th> <th>構造</th> <th>床面積 (㎡)</th> <th>設計仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>廃棄物貯蔵室</td> <td>鉄筋コンクリート造りの耐震耐火構造</td> <td>約 21</td> <td>耐震 B クラスの設計とする。 床：塩化ビニル系シート 壁：エポキシ系樹脂塗装 天井：エポキシ系樹脂塗装 保管能力は、7m³ (20L の <u>専用</u> <u>の容器</u> 150 個及び 200L ドラム缶 20 本の合計容量に相当)である。</td> </tr> </tbody> </table> <p>9.3.3 固体廃棄施設の設備</p> <table border="1" data-bbox="1430 1134 2490 1669"> <thead> <tr> <th>設備名称</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>固体廃棄施設の設備</td> <td>本施設で発生する固体廃棄物は、内容物に応じて、α可燃性、α不燃性、β・γ可燃性、β・γ不燃性に分類し、β・γ可燃性及びβ・γ不燃性については、専用の <u>容器</u> に密封した後、不燃材の容器に入れて一時保管する。α可燃性及びα不燃性についてはビニールバツグにて 2 重に梱包して密封し、専用のドラム缶容器に封入して一時保管する。 発生する固体廃棄物が本固体廃棄施設の保管能力を超える前に、保障措置分析棟保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)、保管室(4)に一時保管した後に原科研の廃棄物処理場へ搬出するか、直接原科研の廃棄物処理場へ搬出して処理する。</td> </tr> </tbody> </table>	固体廃棄施設の名称	構造	床面積 (㎡)	設計仕様	廃棄物貯蔵室	鉄筋コンクリート造りの耐震耐火構造	約 21	耐震 B クラスの設計とする。 床：塩化ビニル系シート 壁：エポキシ系樹脂塗装 天井：エポキシ系樹脂塗装 保管能力は、7m ³ (20L の <u>専用</u> <u>の容器</u> 150 個及び 200L ドラム缶 20 本の合計容量に相当)である。	設備名称	仕様	固体廃棄施設の設備	本施設で発生する固体廃棄物は、内容物に応じて、α可燃性、α不燃性、β・γ可燃性、β・γ不燃性に分類し、β・γ可燃性及びβ・γ不燃性については、専用の <u>容器</u> に密封した後、不燃材の容器に入れて一時保管する。α可燃性及びα不燃性についてはビニールバツグにて 2 重に梱包して密封し、専用のドラム缶容器に封入して一時保管する。 発生する固体廃棄物が本固体廃棄施設の保管能力を超える前に、保障措置分析棟保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)、保管室(4)に一時保管した後に原科研の廃棄物処理場へ搬出するか、直接原科研の廃棄物処理場へ搬出して処理する。	<p></p> <p>記載の適正化 (容器名称の修正)</p> <p>記載の適正化 (容器名称の修正及び用語の統一を図るため)</p> <p>記載の適正化 (令和 2 年 6 月 24 日 核管東第 037 号の届出 反映)</p>
固体廃棄施設の名称	構造	床面積 (㎡)	設計仕様																							
廃棄物貯蔵室	鉄筋コンクリート造りの耐震耐火構造	約 21	耐震 B クラスの設計とする。 床：塩化ビニル系シート 壁：エポキシ系樹脂塗装 天井：エポキシ系樹脂塗装 保管能力は、7m ³ (20L の <u>カー</u> <u>トンボックス</u> 150 個及び 200L ド ラム缶 20 本の合計容量に相当) である。																							
設備名称	仕様																									
固体廃棄施設の設備	本施設で発生する固体廃棄物は、内容物に応じて、α可燃性、α不燃性、β・γ可燃性、β・γ不燃性に分類し、β・γ可燃性及びβ・γ不燃性については、専用の <u>20L のカー</u> <u>トンボックス</u> に密封した後、不燃材の容器に入れて一時保管する。α可燃性及びα不燃性についてはビニールバツクにて 2 重に梱包して密封し、専用のドラム缶容器に封入して一時保管する。 発生する固体廃棄物が本固体廃棄施設の保管能力を超える前に、保障措置分析棟保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)、保管室(4)に一時保管した後に原科研の廃棄物処理場へ搬出するか、直接原科研の廃棄物処理場へ搬出して処理する。																									
固体廃棄施設の名称	構造	床面積 (㎡)	設計仕様																							
廃棄物貯蔵室	鉄筋コンクリート造りの耐震耐火構造	約 21	耐震 B クラスの設計とする。 床：塩化ビニル系シート 壁：エポキシ系樹脂塗装 天井：エポキシ系樹脂塗装 保管能力は、7m ³ (20L の <u>専用</u> <u>の容器</u> 150 個及び 200L ドラム缶 20 本の合計容量に相当)である。																							
設備名称	仕様																									
固体廃棄施設の設備	本施設で発生する固体廃棄物は、内容物に応じて、α可燃性、α不燃性、β・γ可燃性、β・γ不燃性に分類し、β・γ可燃性及びβ・γ不燃性については、専用の <u>容器</u> に密封した後、不燃材の容器に入れて一時保管する。α可燃性及びα不燃性についてはビニールバツグにて 2 重に梱包して密封し、専用のドラム缶容器に封入して一時保管する。 発生する固体廃棄物が本固体廃棄施設の保管能力を超える前に、保障措置分析棟保管室(1)、保管室(2)、保管室(3)、保管室(4)に一時保管した後に原科研の廃棄物処理場へ搬出するか、直接原科研の廃棄物処理場へ搬出して処理する。																									
<p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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</p> <p>東海保障措置センター共通編に記載のとおり</p>	<p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄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 (変更なし)</p>	<p>記載の適正化 (令和 2 年 6 月 24 日 核管東第 037 号の届出 反映)</p>																								

変更前	変更後	備考												
	<p>11. <u>閉じ込めの機能、遮蔽その他の事項に関する使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備</u></p> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="1329 243 1709 449"> <p>(1) <u>閉じ込めの機能</u></p> </td> <td data-bbox="1709 243 2516 449"> <p><u>放射性物質を収納する系統及び機器は、ホットセル、グローブボックス及びフードである。ホットセル、グローブボックスはリーク率を0.1vol%/h以下とする密封構造である。また、これらの機器内は負圧(通常約-300Pa)に保たれている。またフードは、窓半開時の風速を0.5m/sec以上に維持する。</u></p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1329 478 1709 840"> <p>(2) <u>遮蔽(へい)</u></p> </td> <td data-bbox="1709 478 2516 840"> <p><u>グローブボックス、ホットセルに用いる遮へい体として、グローブボックスは含鉛パネル(鉛2mm当量)、ホットセルは鉄材(厚さ2cm)を用いて遮へいを行う。</u> <u>核燃料物質を貯蔵する試料貯蔵室は、建屋壁により遮へいを行う。</u> <u>試料貯蔵室には核燃料物質貯蔵庫として、特殊貯蔵庫、A型貯蔵庫及びL型貯蔵庫が設置されている。特殊貯蔵庫は厚さ1cmの鋼板及び厚さ15cmの中性子線の遮へい材(ポリエチレン)により遮へいを行う。またA型貯蔵庫及びL型貯蔵庫は、それぞれ厚さ約1cm及び0.1cmのステンレス鋼により遮へいを行う。</u></p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1329 869 1709 1062"> <p>(3) <u>火災等による損傷の防止</u></p> </td> <td data-bbox="1709 869 2516 1062"> <p><u>建物及び居室は、建築基準法で定める耐火構造及び不燃材料で造られている。万一火災が発生した場合速やかに発見、消火出来るよう火災警報設備及び消火設備を設ける。また、核燃料物質を取り扱うセル等について、不燃性材料又は難燃性材料を使用する。</u></p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1329 1092 1709 1243"> <p>(4) <u>立ち入りの防止</u></p> </td> <td data-bbox="1709 1092 2516 1243"> <p><u>管理区域の境界に標識を付している。</u> <u>業務上立ち入る者以外がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限している。</u></p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1329 1272 1709 1524"> <p>(6) <u>核燃料物質の臨界防止</u></p> </td> <td data-bbox="1709 1272 2516 1524"> <p><u>新分析棟の試料貯蔵室における核燃料物質は、乾燥系で取扱い、金属系の質量制限値以下であることから臨界にはならない。試料貯蔵室を除く各室では、プルトニウム-水系を適用した質量制限値以下になるように管理するため臨界にはならない。また、各室の最大取扱量を単一ユニットとして、隣接する室との複数ユニットを想定した場合、ダブルバッチとしても核的制限値以下であるため臨界にはならない。</u></p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1329 1554 1709 1864"> <p>(7) <u>施設検査対象施設の地盤</u></p> </td> <td data-bbox="1709 1554 2516 1864"> <p><u>東海保障措置センターは、日本原子力発電株式会社の敷地近傍にあることを考慮し、日本原子力発電株式会社の資料をもとに新分析棟の基礎地盤について評価した。日本原子力発電株式会社の資料*より、基礎地盤の長期支持力は、4.07N/mm²と評価され、新分析棟の常時の施設建屋の設置圧 約0.20N/mm² に対する安全率は20.4となり、当該施設を十分に支持することができる。</u></p> <p>(*平成26年5月20日付け 東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 添付書類六 6.3項「地盤」より)</p> </td> </tr> </table>	<p>(1) <u>閉じ込めの機能</u></p>	<p><u>放射性物質を収納する系統及び機器は、ホットセル、グローブボックス及びフードである。ホットセル、グローブボックスはリーク率を0.1vol%/h以下とする密封構造である。また、これらの機器内は負圧(通常約-300Pa)に保たれている。またフードは、窓半開時の風速を0.5m/sec以上に維持する。</u></p>	<p>(2) <u>遮蔽(へい)</u></p>	<p><u>グローブボックス、ホットセルに用いる遮へい体として、グローブボックスは含鉛パネル(鉛2mm当量)、ホットセルは鉄材(厚さ2cm)を用いて遮へいを行う。</u> <u>核燃料物質を貯蔵する試料貯蔵室は、建屋壁により遮へいを行う。</u> <u>試料貯蔵室には核燃料物質貯蔵庫として、特殊貯蔵庫、A型貯蔵庫及びL型貯蔵庫が設置されている。特殊貯蔵庫は厚さ1cmの鋼板及び厚さ15cmの中性子線の遮へい材(ポリエチレン)により遮へいを行う。またA型貯蔵庫及びL型貯蔵庫は、それぞれ厚さ約1cm及び0.1cmのステンレス鋼により遮へいを行う。</u></p>	<p>(3) <u>火災等による損傷の防止</u></p>	<p><u>建物及び居室は、建築基準法で定める耐火構造及び不燃材料で造られている。万一火災が発生した場合速やかに発見、消火出来るよう火災警報設備及び消火設備を設ける。また、核燃料物質を取り扱うセル等について、不燃性材料又は難燃性材料を使用する。</u></p>	<p>(4) <u>立ち入りの防止</u></p>	<p><u>管理区域の境界に標識を付している。</u> <u>業務上立ち入る者以外がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限している。</u></p>	<p>(6) <u>核燃料物質の臨界防止</u></p>	<p><u>新分析棟の試料貯蔵室における核燃料物質は、乾燥系で取扱い、金属系の質量制限値以下であることから臨界にはならない。試料貯蔵室を除く各室では、プルトニウム-水系を適用した質量制限値以下になるように管理するため臨界にはならない。また、各室の最大取扱量を単一ユニットとして、隣接する室との複数ユニットを想定した場合、ダブルバッチとしても核的制限値以下であるため臨界にはならない。</u></p>	<p>(7) <u>施設検査対象施設の地盤</u></p>	<p><u>東海保障措置センターは、日本原子力発電株式会社の敷地近傍にあることを考慮し、日本原子力発電株式会社の資料をもとに新分析棟の基礎地盤について評価した。日本原子力発電株式会社の資料*より、基礎地盤の長期支持力は、4.07N/mm²と評価され、新分析棟の常時の施設建屋の設置圧 約0.20N/mm² に対する安全率は20.4となり、当該施設を十分に支持することができる。</u></p> <p>(*平成26年5月20日付け 東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 添付書類六 6.3項「地盤」より)</p>	<p>記載の適正化 (様式変更に伴う追記)</p>
<p>(1) <u>閉じ込めの機能</u></p>	<p><u>放射性物質を収納する系統及び機器は、ホットセル、グローブボックス及びフードである。ホットセル、グローブボックスはリーク率を0.1vol%/h以下とする密封構造である。また、これらの機器内は負圧(通常約-300Pa)に保たれている。またフードは、窓半開時の風速を0.5m/sec以上に維持する。</u></p>													
<p>(2) <u>遮蔽(へい)</u></p>	<p><u>グローブボックス、ホットセルに用いる遮へい体として、グローブボックスは含鉛パネル(鉛2mm当量)、ホットセルは鉄材(厚さ2cm)を用いて遮へいを行う。</u> <u>核燃料物質を貯蔵する試料貯蔵室は、建屋壁により遮へいを行う。</u> <u>試料貯蔵室には核燃料物質貯蔵庫として、特殊貯蔵庫、A型貯蔵庫及びL型貯蔵庫が設置されている。特殊貯蔵庫は厚さ1cmの鋼板及び厚さ15cmの中性子線の遮へい材(ポリエチレン)により遮へいを行う。またA型貯蔵庫及びL型貯蔵庫は、それぞれ厚さ約1cm及び0.1cmのステンレス鋼により遮へいを行う。</u></p>													
<p>(3) <u>火災等による損傷の防止</u></p>	<p><u>建物及び居室は、建築基準法で定める耐火構造及び不燃材料で造られている。万一火災が発生した場合速やかに発見、消火出来るよう火災警報設備及び消火設備を設ける。また、核燃料物質を取り扱うセル等について、不燃性材料又は難燃性材料を使用する。</u></p>													
<p>(4) <u>立ち入りの防止</u></p>	<p><u>管理区域の境界に標識を付している。</u> <u>業務上立ち入る者以外がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限している。</u></p>													
<p>(6) <u>核燃料物質の臨界防止</u></p>	<p><u>新分析棟の試料貯蔵室における核燃料物質は、乾燥系で取扱い、金属系の質量制限値以下であることから臨界にはならない。試料貯蔵室を除く各室では、プルトニウム-水系を適用した質量制限値以下になるように管理するため臨界にはならない。また、各室の最大取扱量を単一ユニットとして、隣接する室との複数ユニットを想定した場合、ダブルバッチとしても核的制限値以下であるため臨界にはならない。</u></p>													
<p>(7) <u>施設検査対象施設の地盤</u></p>	<p><u>東海保障措置センターは、日本原子力発電株式会社の敷地近傍にあることを考慮し、日本原子力発電株式会社の資料をもとに新分析棟の基礎地盤について評価した。日本原子力発電株式会社の資料*より、基礎地盤の長期支持力は、4.07N/mm²と評価され、新分析棟の常時の施設建屋の設置圧 約0.20N/mm² に対する安全率は20.4となり、当該施設を十分に支持することができる。</u></p> <p>(*平成26年5月20日付け 東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 添付書類六 6.3項「地盤」より)</p>													

新旧対照表

変更前	変更後		備考
	<p><u>(8) 地震による損傷の防止</u></p>	<p>新分析棟の建屋は、Bクラスの施設で重要度は第2類に相当する。耐震設計はいずれも静的設計法で計算されており、設備は剛構造である。平均N値30以上の砂層の支持基盤で、杭基礎によって建屋を建設した。また、グローブボックス、分析機器(質量分析計)などは耐震Bクラスで設計されている。</p>	
	<p><u>(9) 津波による損傷の防止</u></p>	<p>東海保障措置センター敷地の北方約1kmを久慈川が流れ、東方約900mの位置に海岸がある。本敷地は海拔約20mの地点に位置するため、津波、高潮及び洪水による災害を受けるおそれはない。なお、自治体(東海村)が作成した自然災害ハザードマップに示される津波、洪水、土砂災害が想定される区域には含まれていない。</p>	
	<p><u>(10) 外部からの衝撃による損傷の防止</u></p>	<p>(9)に示すように、自治体(東海村)が作成した自然災害ハザードマップに示される津波、洪水、土砂災害が想定される区域には含まれていない。火山の影響について、日本原子力発電株式会社 東海第二発電所の文献調査により、約120km離れた赤城山の噴火により約40cmの降灰が評価されている。降灰が確認される場合、一時的な気体廃棄設備の停止、遮断ダンパー閉止、灰除去、フィルタ交換等により本降灰による影響を低減させる対応を図る。 台風及び竜巻の影響について、最大風速92m/s(Fスケール：F3として)を想定し、鋼製材、鋼管パイプ等の飛来及び衝突が考えられるが、飛来物とならないように鋼製材等をまとめて固縛することにより飛来を回避することができる。 森林火災等について、東海保障措置センター敷地近傍において森林火災が発生した際、新分析棟建屋外壁の表面温度を評価した結果、コンクリートの許容温度200℃を下回っており、建屋の安全機能を保持できる。近隣産業施設などの火災について、施設周囲に火災、爆発、有毒ガスの発生等の影響を及ぼす石油コンビナート等の産業施設は東海保障措置センター近傍にはない。 東海保障措置センター敷地への航空機墜落確率を評価した結果、確率は5.7×10^{-8}回/年であり、基準値10^{-7}回/年を下回ることから航空機墜落の影響は考慮を要しない。 ダムの崩壊について、施設の安全機能を損なうような河川はないため考慮を要しない。また施設と防波堤の位置関係を考慮すると船舶の衝突について考慮を要しない。</p>	
	<p><u>(11) 施設検査対象施設への人の不法な侵入等の防止</u></p>	<p>東海保障措置センターの施設検査対象施設は、保障措置分析棟、開発試験棟及び新分析棟であり、第三者の不法な接近は、施設管理及び柵等の対策を実施している。</p>	

変更前	変更後	備考
	<p>(12) 溢水による損傷の防止</p> <p>管理区域内における溢水源として、建屋内の消火活動による放水、実験台流し等の水道配管の破損によるものが想定される。管理区域内の溢水は、フロア各所に配置されたフロアドレンより地下の廃液貯槽室の廃液貯槽(5m³×2基)に流入するが、これら廃液貯槽が満水となった場合、通気管等より廃液貯槽室内に流出する。廃液貯槽室内の気積は約200m³あるため、消火活動等による溢水が3時間生じたと仮定しても溢水総量を十分に収納できることから、1階の試料貯蔵室への溢水の影響は生じない。</p>	
	<p>(13) 化学薬品の漏えいによる損傷の防止</p> <p>新分析棟では化学薬品は試薬瓶から分取して使用している。新分析棟で使用している化学薬品のうち最も保管量が多いのは硝酸であり、その保管量は約15Lである。化学薬品の保管場所から直近の設備までは部屋を隔てて10m程度離れている。したがって、試薬保管庫は地震対策を施しているが、仮に地震により試薬瓶が破損して化学薬品が漏えいしても設備まで到達しない。また、グローブボックス内では、保障措置分析等のため希釈した硝酸溶液を使用するが、グローブボックス底面の立ち上がりを上回る量を使用することはないため、本硝酸溶液を保管する容器が転倒しても、グローブボックスより漏えいすることはない。</p>	
	<p>(14) 飛散物による損傷の防止</p> <p>新分析棟内において可燃性ガスは取扱っていない。超低温液化ガス容器(液体窒素)を取扱っているが、本容器は高圧ガス保安法に基づく法定点検を行い安全機能を維持している。本容器には安全弁が設置されていることから過剰な圧力上昇は生じないため、容器が破裂し飛散物となることはない。</p>	
	<p>(15) 重要度に応じた安全機能の確保</p> <p>安全上重要な施設は、東海保障措置センターに存在しない。 (「核燃料物質の使用に係る新規制基準の施行に伴う報告について」に対する再評価について 平成28年3月 原子力規制庁報告資料)</p>	
	<p>(16) 環境条件を考慮した設計</p> <p>通常時及び設計評価事故時に想定される全ての環境条件において、安全機能を発揮することができる。 (「核燃料物質の使用に係る新規制基準の施行に伴う報告について」に対する再評価について H28/3規制庁報告資料中に、外的事象として、地震、津波、竜巻、その他の外部からの衝撃(洪水、風(台風)、凍結、高温、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的影響、森林火災等、飛来物、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害)について安全機能を発揮することを評価している。)</p>	
	<p>(17) 検査等を考慮した設計</p> <p>定期的に試験・検査を行い、必要な保守又は修理を実施しており、安全機能を維持している。</p>	

新旧対照表

変更前	変更後		備考
	<u>(18) 施設検査対象施設の共用</u>	他施設と共用している設備はない。	
	<u>(19) 誤操作の防止</u>	グローブボックス、ホットセルの給排気弁の操作を誤った場合、警報装置として負圧警報が吹鳴し、誤操作を防止する。なお、グローブボックス、ホットセルは気密構造であることを確認しており、負圧状態が仮に常圧になったとしても、グローブボックス、ホットセルからの漏えいは生じない。また、給排気弁の操作により内部が加圧になることはない。	
	<u>(20) 安全避難通路等</u>	管理区域内には、従事者の退避等のための緊急脱出口及び避難誘導灯を設けている。	
	<u>(21) 設計評価事故時の放射線障害の防止</u>	設計評価事故として、グローブボックス内に5gのプルトニウムがあり、グローブボックス内に発生した火災によりグローブボックスが破損してプルトニウムが室内に飛散し、非常扉より公衆へ放出され、敷地境界で吸入摂取する事故を想定した場合、敷地境界において著しい放射線障害を及ぼすおそれはない。	
	<u>(22) 貯蔵施設</u>	貯蔵施設において、定められた最大貯蔵量以上の核燃料物質の貯蔵を行わない。また、貯蔵施設に注意事項、その他保安上必要な事項を掲示し、核燃料物質を搬入する場合、その他必要がある場合を除き、貯蔵施設には施錠または立入制限の措置を講じる。	
	<u>(23) 廃棄施設</u>	<p>気体廃棄物を廃棄する場合は、周辺監視区域外の空気中の放射性物質の3月間についての平均濃度が、原子力規制委員会告示7号で定める周辺監視区域の境界における空気中の放射性物質の濃度限度を超えないように廃棄する。また、核燃料物質の使用時は、排気口における排気中の放射性物質の濃度を排気監視設備によって測定する。</p> <p>液体廃棄物を廃棄する場合は、周辺監視区域外の水中の放射性物質濃度を、原子力規制委員会告示7号で定める周辺監視区域外の水中の放射性物質濃度を超えないように廃棄する。また液体廃棄物を放出する場合は、廃液貯槽における廃液中の放射性物質濃度の測定を行う。</p> <p>固体廃棄物は、不燃性と可燃性に区分し、線量当量率または放射性物質の含有量に応じて分類したのち、容器に封入梱包する。また、容器毎に廃棄物の内容、主な核種とその量、線量当量率を明示し固体廃棄物保管場所に保管する。</p> <p>可燃性の固体廃棄物を保管する場合は、不燃性の棚に収納するか、あるいは不燃材で覆う等の防火対策を施す(不燃性の容器に保管する場合を除く)。原科研へ搬出されるまでの期間、保管している固体廃棄物の保管状態を確認する。</p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考	
	<p><u>(24) 汚染を検査するための設備</u></p>	<p>管理区域の出入口に汚染検査室を設けている。汚染検査室には洗浄設備及び更衣室があり、放射線測定器や除染機器を設置している。</p>	
	<p><u>(25) 監視設備</u></p>	<p>管理区域内の放射性物質濃度、空間線量率は、放射線監視盤により監視を実施している。 なお、新分析棟の境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視する設備を有していない。境界付近における線量当量率の測定として、サーベイメータにより線量当量率を定期的に測定している。</p>	
	<p><u>(26) 非常用電源設備</u></p>	<p>非常用発電装置及び直流電源装置から構成される非常用電源設備を設置し、停電等の外部電源系統の機能喪失時に管理区域の排気設備、放射線監視盤、火災等の警報設備、消火栓、通信・連絡設備、非常用照明灯等へ電源を供給し、安全機能を確保している。</p>	
	<p><u>(27) 通信連絡設備等</u></p>	<p>非常用通信機器として、緊急時電話回線、ファクシミリ及び携帯電話等を有している。</p>	
	<p><u>(28) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</u></p>	<p>「核燃料物質の使用に係る新規規制基準の施行に伴う報告について」に対する再評価について(27核管東第249号 平成28年3月30日)によって報告した評価結果において、安全機能が喪失して東海保障措置センターから放射性物質が放出されたとしても、公衆及び従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはないことから、東海保障措置センターには「安全上重要な施設」に該当する設備は存在しない。</p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
	<p>12. <u>添付書類（原子炉規制法施行令第38条第2項に定める書類）</u></p> <p>12-1. <u>使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く）</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(1) <u>閉じ込めの機能</u> <u>新分析棟 障害対策書 2. 閉じ込めの機能 参照</u></p> <p>(2) <u>遮蔽（へい）</u> <u>新分析棟 障害対策書 3. 放射線業務従事者の被ばく 参照</u></p> <p>(3) <u>火災等による損傷の防止</u> <u>新分析棟 安全対策書 2. 火災に対する考慮 参照</u></p> <p>(4) <u>立ち入りの防止</u> <u>人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵その他の区画物及び標識を設ける。業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、当該区域の境界に柵その他の人の侵入を防止するための設備又は標識を設ける。</u></p> <p>(6) <u>核燃料物質の臨界防止</u> <u>新分析棟 安全対策書 4. 臨界管理 参照</u></p> <p>(7) <u>施設検査対象施設の地盤</u> <u>地震の発生によって生ずるおそれがある使用前検査対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定する地震力（安全機能を有する使用前検査対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下、耐震重要施設という。）にあっては、供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力）が作用した場合においても施設を十分に支持することができる地盤に設ける。</u> <u>なお、東海保障措置センターに耐震重要施設は存在しない。</u></p> <p>(8) <u>地震による損傷の防止</u> <u>新分析棟 安全対策書 5. 1 地震及び台風 参照</u></p> <p>(9) <u>津波による損傷の防止</u> <u>新分析棟 安全対策書 5. 2 地震、台風以外の自然災害 参照</u></p> <p>(10) <u>外部からの衝撃による損傷の防止</u> <u>新分析棟は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわない。また、施設内又はその周辺において想定される施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対しても安全機能を損なわない。</u></p> </div>	<p>記載の適正化 （様式変更に伴う追記）</p>

新旧対照表

変更前	変更後	備考
	<p><u>(11) 施設検査対象施設への人の不法な侵入等の防止</u> <u>新分析棟には、新分析棟への人の不法な侵入、新分析棟に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれることを防止するための設備を設ける。</u></p> <p><u>(12) 溢水による損傷の防止</u> <u>新分析棟は、その施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわない。</u></p> <p><u>(13) 化学薬品の漏えいによる損傷の防止</u> <u>新分析棟は、その施設内における化学薬品の漏えいが発生した場合においても安全機能を損なわない。</u></p> <p><u>(14) 飛散物による損傷の防止</u> <u>新分析棟は、その施設内の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全機能を損なわない。</u></p> <p><u>(15) 重要度に応じた安全機能の確保</u> <u>新分析棟は、その安全機能の重要度に応じて、その機能を確保する。なお、東海保障措置センターに安全上重要な施設は存在しない。</u></p> <p><u>(16) 環境条件を考慮した設計</u> <u>新分析棟は、通常時及び設計評価事故時に想定される全ての環境条件において、安全機能を発揮することができる。</u></p> <p><u>(17) 検査等を考慮した設計</u> <u>新分析棟 安全対策書 9. 6 検査、修理等に対する考慮 参照</u></p> <p><u>(18) 使用前検査対象施設の共用</u> <u>新分析棟 安全対策書 9. 4 共用に対する考慮 参照</u></p> <p><u>(19) 誤操作の防止</u> <u>新分析棟 安全対策書 6. 誤操作に対する考慮 参照</u></p> <p><u>(20) 安全避難通路等</u> <u>新分析棟 安全対策書 9. その他の安全に対する考慮 参照</u></p> <p><u>(21) 設計評価事故時の放射線障害の防止</u> <u>新分析棟において想定する設計評価事故時において、周辺監視区域の外の公衆に著しい放射線障害を及ぼすおそれはない。</u></p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
	<p><u>(22) 貯蔵施設</u> <u>新分析棟の貯蔵施設には、核燃料物質を貯蔵するための施設又は設備を設け、核燃料物質を貯蔵するために必要な容量を有するものとする。また、本貯蔵施設には、標識を設け、核燃料物質を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施錠又は立入制限の措置を講じる。核燃料物質を冷却する必要はない。</u></p> <p><u>(23) 廃棄施設</u> <u>新分析棟の廃棄施設には、管理区域内の人が常時立ち入る場所及び周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度を低減できるよう、使用施設等において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する。また、周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を低減できるよう、使用施設等において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する。本廃棄施設において、放射性廃棄物の保管廃棄は行わない。</u></p> <p><u>(24) 汚染を検査するための設備</u> <u>新分析棟には、管理区域内の放射性物質により汚染されるおそれのある場所から退出する者の放射性物質による汚染を検査するために必要な設備を設ける。</u></p> <p><u>(25) 監視設備</u> <u>新分析棟には、通常時及び設計評価事故時において、当該施設における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する監視設備を有する。</u></p> <p><u>(26) 非常用電源設備</u> <u>新分析棟 安全対策書 7. 電源喪失に対する考慮 参照</u></p> <p><u>(27) 通信連絡設備等</u> <u>東海保障措置センターには、設計評価事故が発生した場合において施設内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び通信連絡設備を設ける。</u></p>	

新旧対照表

変更前	変更後	備考
	<p data-bbox="1338 237 2582 268"><u>12-2. 想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書</u></p> <div data-bbox="1353 310 2585 432" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="1359 359 1881 390"><u>別冊 3 新分析棟 安全対策書に記載の通り。</u></p> </div> <p data-bbox="1338 516 2041 548"><u>12-3. 核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書</u></p> <div data-bbox="1353 590 2585 711" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="1359 621 2576 684"><u>東海保障措置センター共通編 添付書類－1 変更に係る核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書に記載の通り。</u></p> </div> <p data-bbox="1338 795 2377 827"><u>12-4. 使用施設等の保安のための業務に品質管理に必要な体制の整備に関する説明書</u></p> <div data-bbox="1353 869 2585 991" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="1359 917 1881 949"><u>東海保障措置センター共通編に記載の通り。</u></p> </div>	

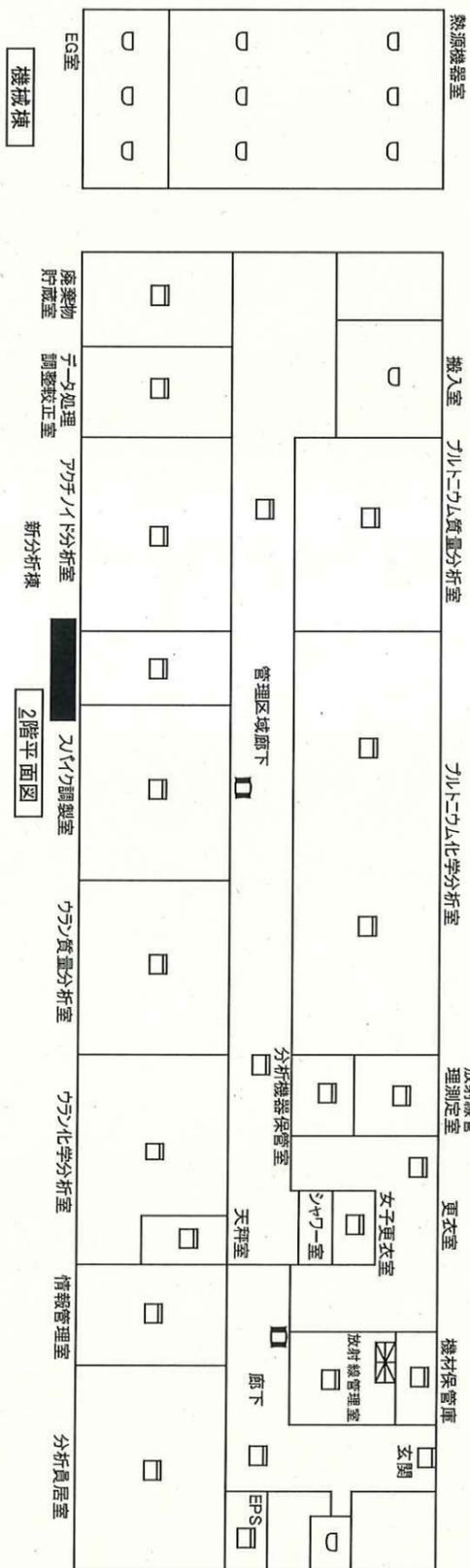
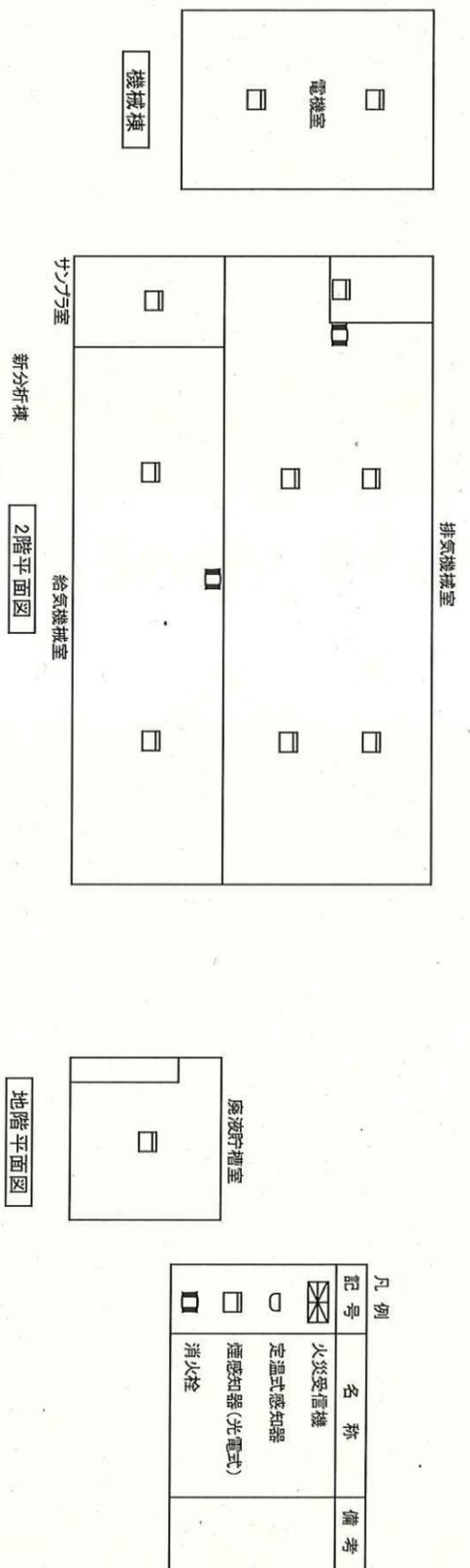
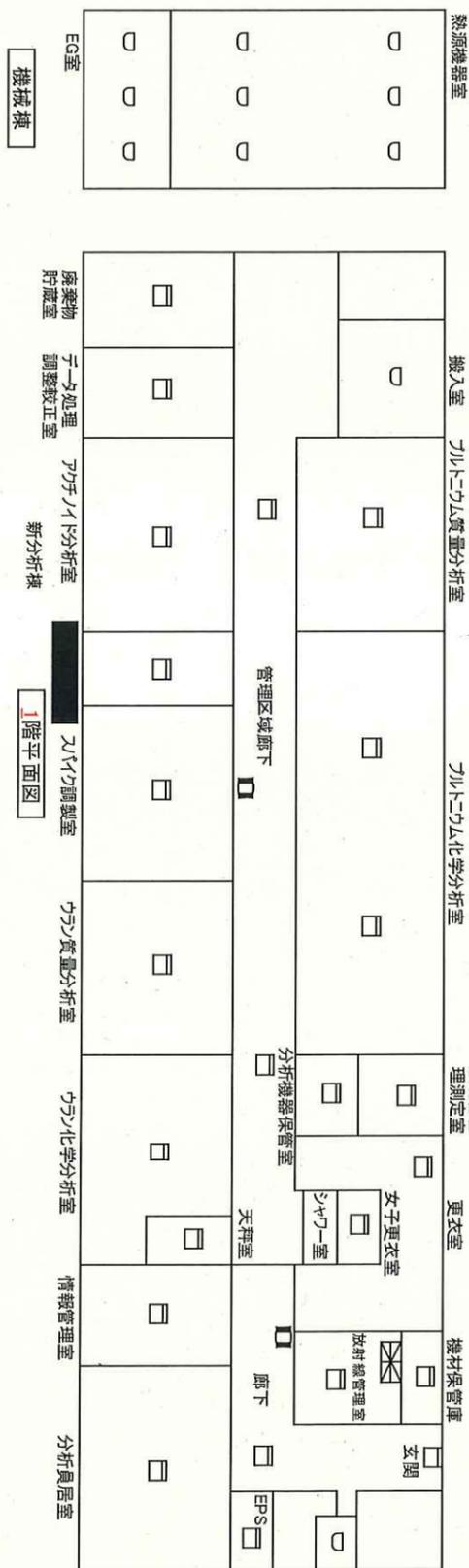
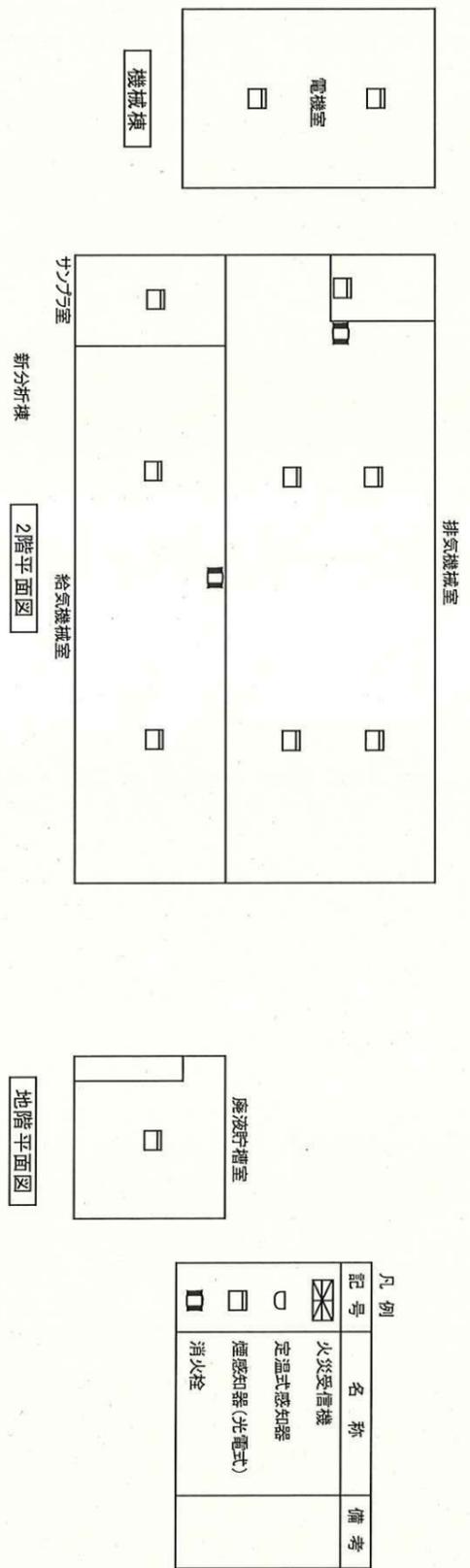
変更前	変更後	備考
<p>本文添付図面</p>	<p>本文添付図面</p>	
<p style="text-align: center;">本文添付図面</p> <p>図 7-1-1 新分析棟の1階、地階平面図 (記載省略)</p> <p>図 7-1-2 新分析棟の2階平面図 (記載省略)</p> <p>図 7-2 消火設備配置図</p> <p>図 7-2-1 ホットセル、グローブボックス、フード概略配置図</p> <p>図 7-2-2 ホットセル概略図 (記載省略)</p> <p>図 7-2-3 グローブボックス (1m³) 概略図 (記載省略)</p> <p>図 7-2-4 グローブボックス (0.4m³) 概略図</p> <p>図 7-2-5 グローブボックス (0.8m³) 概略図</p> <p>図 7-2-6 フード概略図 (記載省略)</p> <p>図 7-3-1 放射線管理設備配置図 (1階及び地階)</p> <p>図 7-3-2 放射線管理設備配置図 (2階) (記載省略)</p> <p>図 7-4-1 非常用電源系統図 (記載省略)</p> <p>図 8-1-1 ██████████ 配置図 (記載省略)</p> <p>図 8-1-2 ██████████ 概略図 (記載省略)</p> <p>図 8-1-3 ██████████ 概略図 (記載省略)</p> <p>図 8-1-4 ██████████ 概略図 (記載省略)</p> <p>図 8-1-5 ██████████ 概略図 (記載省略)</p> <p>図 8-1-6 ██████████ 概略図 (記載省略)</p> <p>図 8-1-7 ██████████ 概略図 (記載省略)</p> <p>図 9-1 気体廃棄設備の系統図 (記載省略)</p> <p>図 9-2 液体廃棄設備の系統図 (記載省略)</p>	<p style="text-align: center;">本文添付図面</p> <p>図 7-1-1 新分析棟の1階、地階平面図 (変更なし)</p> <p>図 7-1-2 新分析棟の2階平面図 (変更なし)</p> <p>図 7-2 消火設備配置図</p> <p>図 7-2-1 ホットセル、グローブボックス、フード概略配置図</p> <p>図 7-2-2 ホットセル概略図 (変更なし)</p> <p>図 7-2-3 グローブボックス (1m³) 概略図 (変更なし)</p> <p>図 7-2-4 グローブボックス (0.28m³) 概略図</p> <p>図 7-2-5 グローブボックス (0.4m³) 概略図</p> <p>図 7-2-6 フード概略図 (変更なし)</p> <p>図 7-3-1 放射線管理設備配置図 (1階及び地階)</p> <p>図 7-3-2 放射線管理設備配置図 (2階) (変更なし)</p> <p>図 7-4-1 非常用電源系統図 (変更なし)</p> <p>図 8-1-1 ██████████ 配置図 (変更なし)</p> <p>図 8-1-2 ██████████ 概略図 (変更なし)</p> <p>図 8-1-3 ██████████ 概略図 (変更なし)</p> <p>図 8-1-4 ██████████ 概略図 (変更なし)</p> <p>図 8-1-5 ██████████ 概略図 (変更なし)</p> <p>図 8-1-6 ██████████ 概略図 (変更なし)</p> <p>図 8-1-7 ██████████ 概略図 (変更なし)</p> <p>図 9-1 気体廃棄設備の系統図 (変更なし)</p> <p>図 9-2 液体廃棄設備の系統図 (変更なし)</p>	<p style="text-align: center;">記載の適正化 (グローブボックス容量の修正)</p>

備考

記載の適正化
(誤記の修正)

変更後

変更前



備考

グローブボックスの更新に伴う位置変更

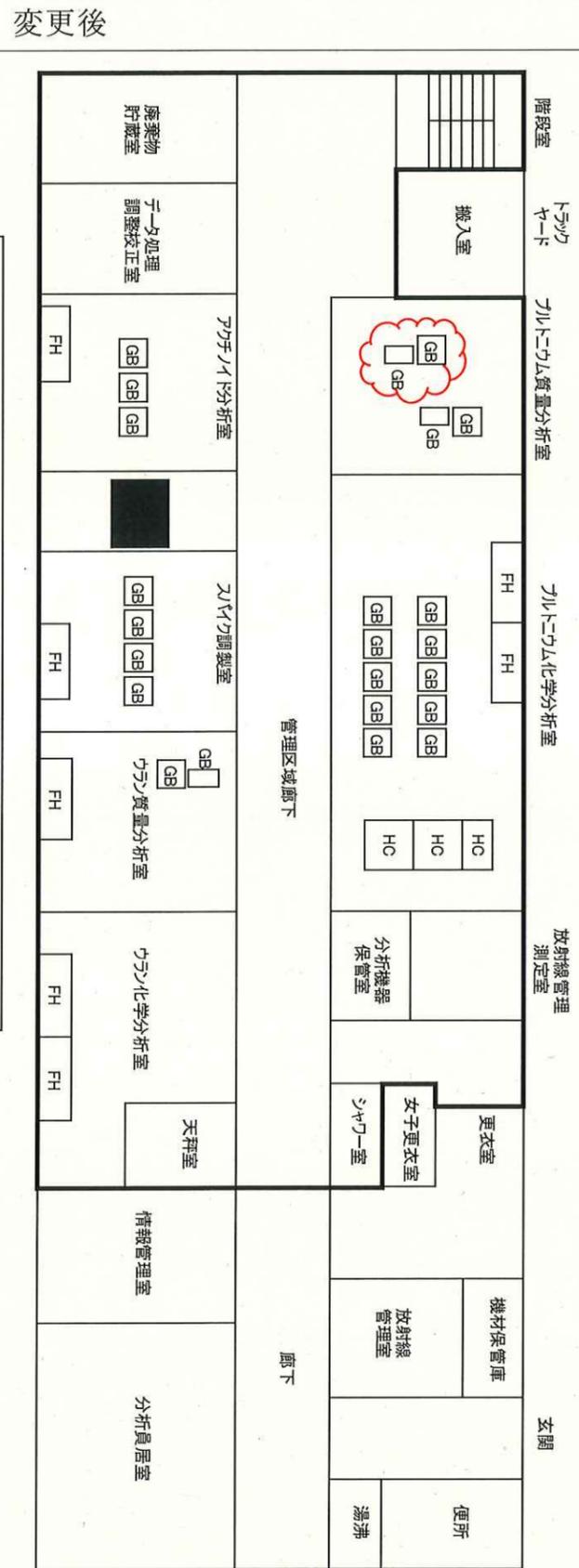


図7-2-1 ホットセル、グローブボックス、フード概略配置図

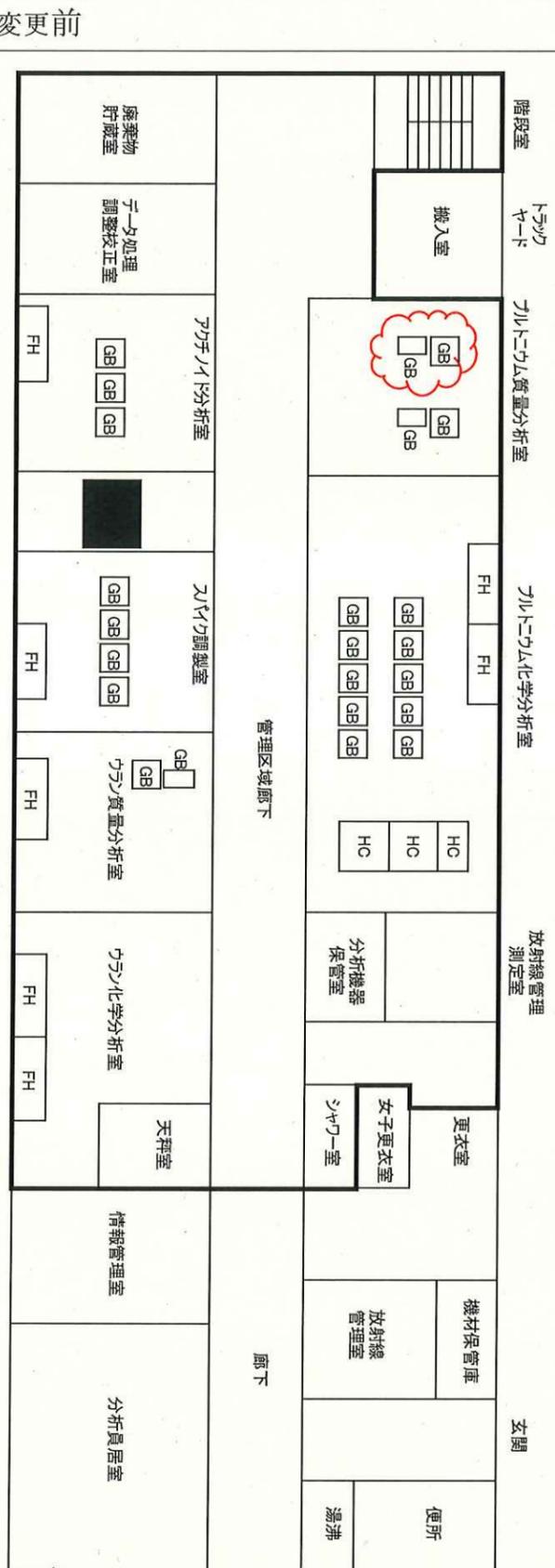


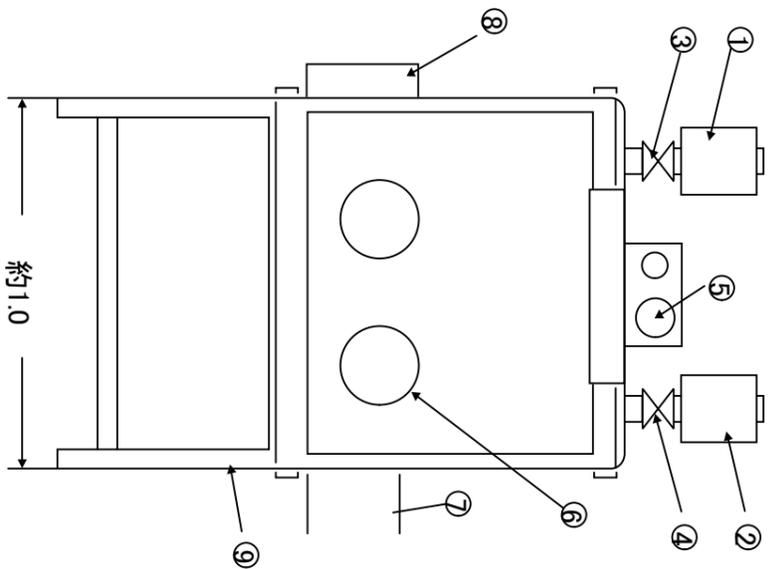
図7-2-1 ホットセル、グローブボックス、フード概略配置図

新旧対照表

備考

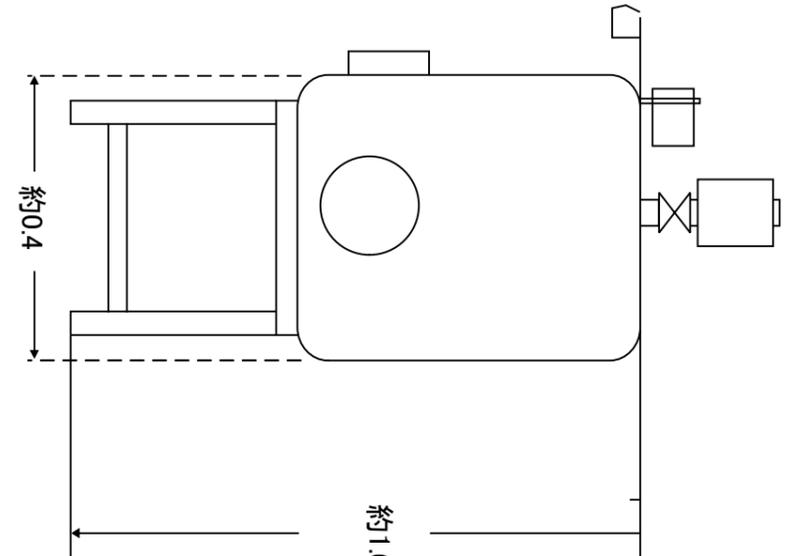
記載の適正化
(グローブボックス容量の修正)

変更後



(遮へい体無し)

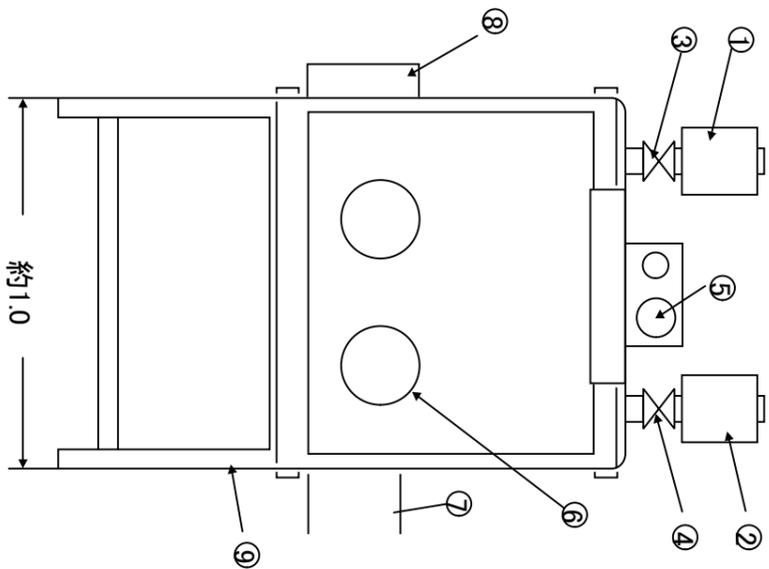
図 7-2-4 グローブボックス (0.28m³) 概略図



単位:m

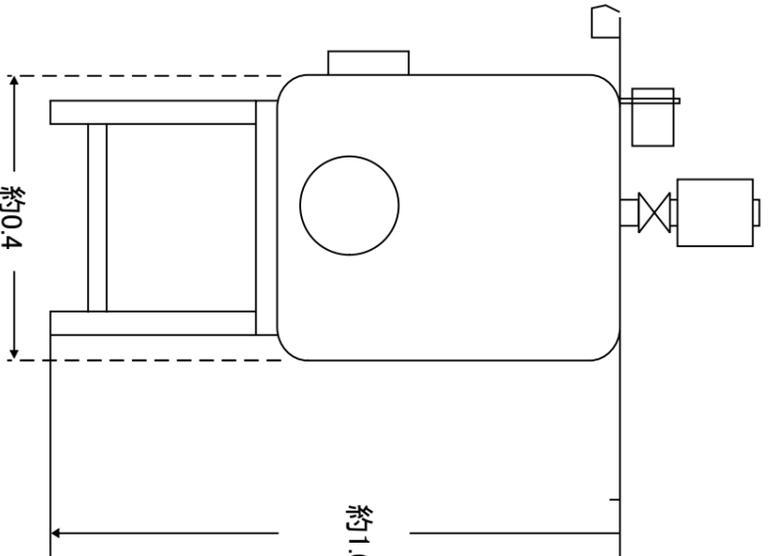
- ① 給気フィルタ
- ② 排気フィルタ
- ③ 給気バルブ
- ④ 排気バルブ
- ⑤ 負圧警報装置
- ⑥ グローブポート
- ⑦ トランスファーポート
- ⑧ ビニールバツグ式ポート
- ⑨ 架台

変更前



(遮へい体無し)

図 7-2-4 グローブボックス (0.4m³) 概略図



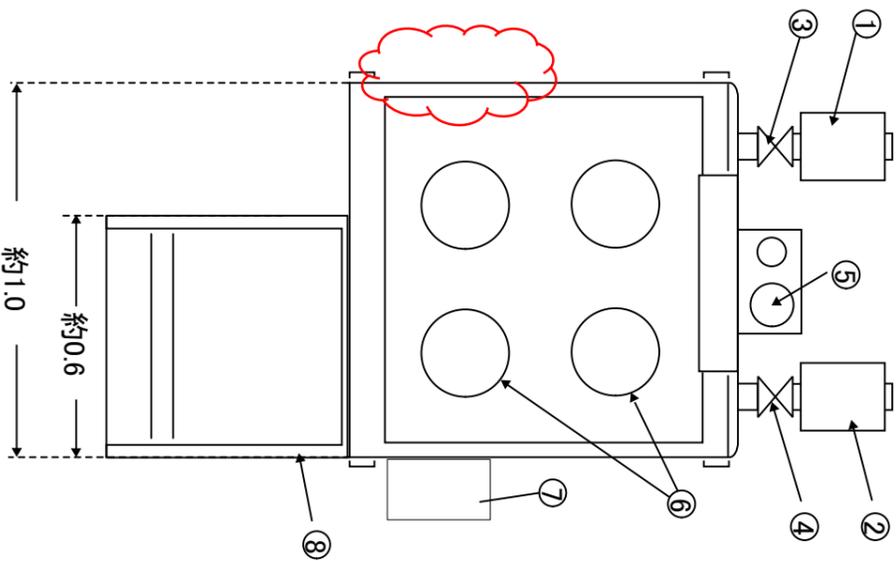
単位:m

- ① 給気フィルタ
- ② 排気フィルタ
- ③ 給気バルブ
- ④ 排気バルブ
- ⑤ 負圧警報装置
- ⑥ グローブポート
- ⑦ トランスファーポート
- ⑧ ビニールバツグ式ポート
- ⑨ 架台

備考

記載の適正化
(グローブボックス容
量等の修正)

変更後



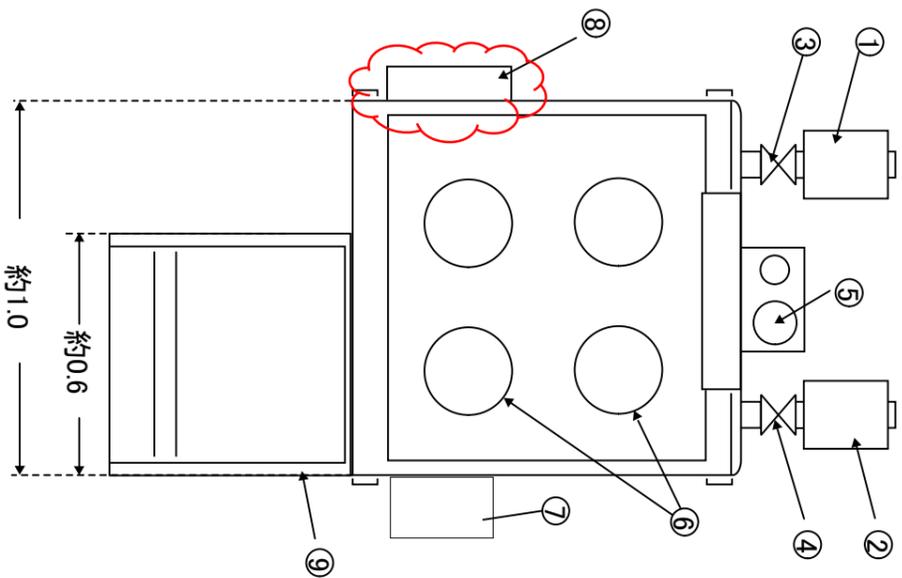
(遮へい体無し)

図 7-2-5 グローブボックス (0.4m³) 概略図

- ① 給気フィルタ
- ② 排気フィルタ
- ③ 給気バルブ
- ④ 排気バルブ
- ⑤ 負圧警報装置
- ⑥ グローブポート
- ⑦ トランスファーポート
- ⑧ 架台

単位:m

変更前



(遮へい体無し)

図 7-2-5 グローブボックス (0.8m³) 概略図

- ① 給気フィルタ
- ② 排気フィルタ
- ③ 給気バルブ
- ④ 排気バルブ
- ⑤ 負圧警報装置
- ⑥ グローブポート
- ⑦ トランスファーポート
- ⑧ ビニールバツク式ポート
- ⑨ 架台
- ⑩ 遮へい体

単位:m

備考

グローブボックスの更新に伴うローカルサンプリング端の位置変更

記載の適正化
(ローカルサンプリング端の設備配置図位置の修正)

変更後

- 凡例
- ① エリアモニタ
 - ② 室内ダストモニタ
 - ③ ローカルサンプリング端
 - ④ スタックダストモニタ
 - ⑤ ハンドフットモニタ
 - ⑥ 放射線監視盤
 - ⑦ 管理区域

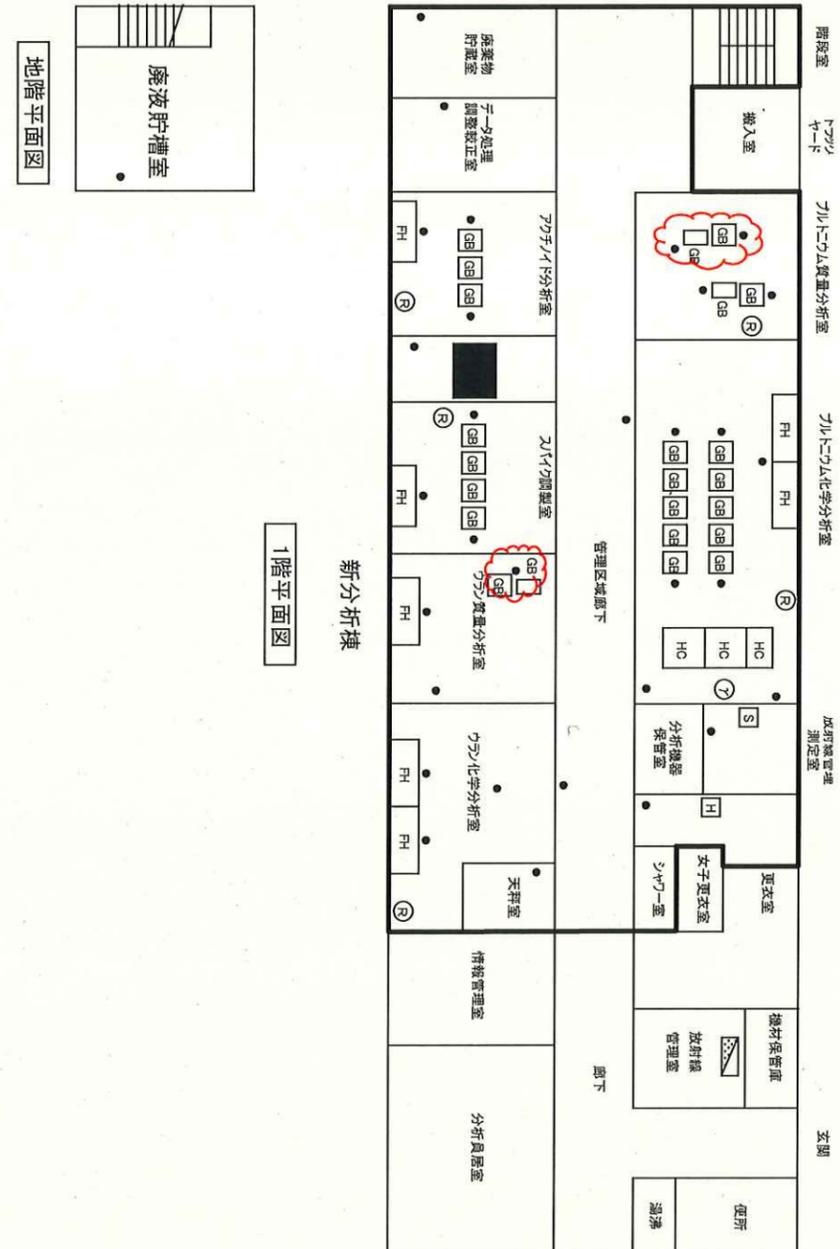


図 7-3-1 放射線管理設備配置図 (1階及び地階)

変更前

- 凡例
- ① エリアモニタ
 - ② 室内ダストモニタ
 - ③ ローカルサンプリング端
 - ④ スタックダストモニタ
 - ⑤ ハンドフットモニタ
 - ⑥ 放射線監視視盤
 - ⑦ 管理区域

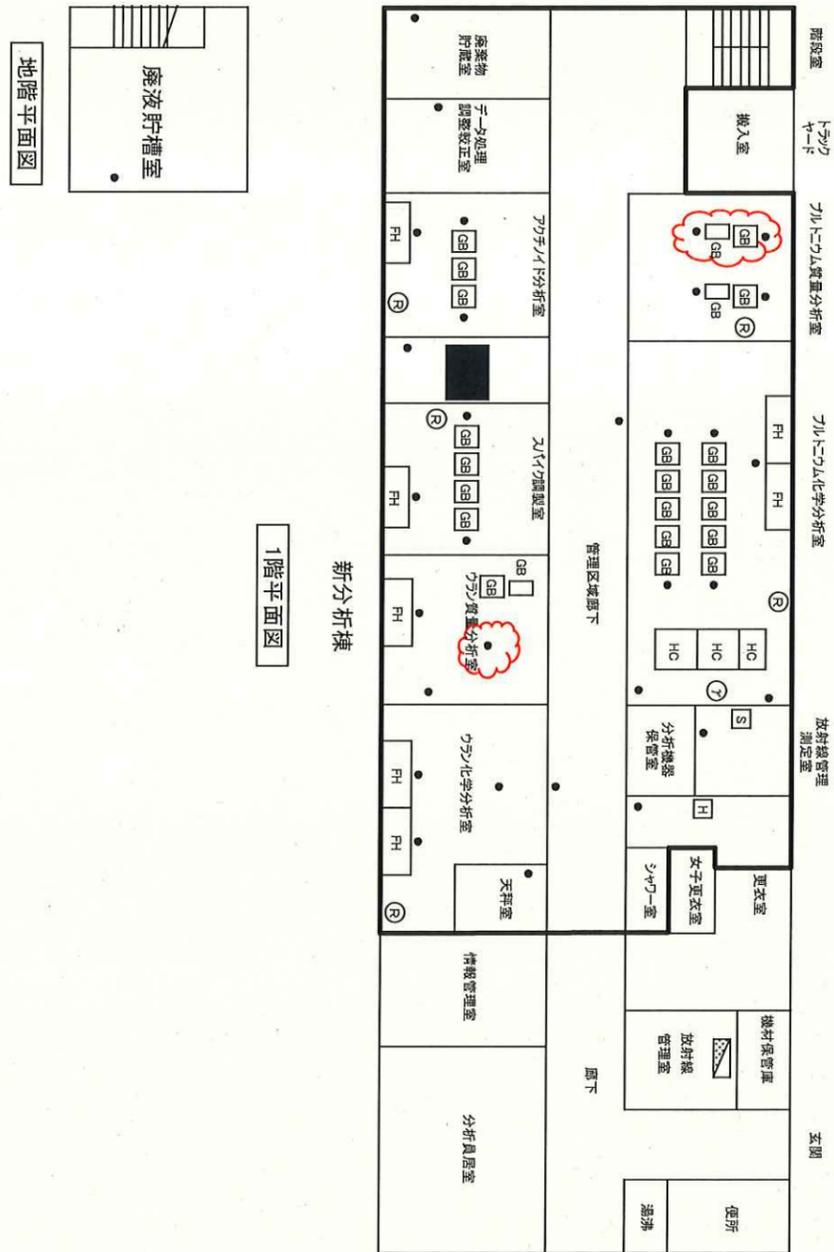


図 7-3-1 放射線管理設備配置図 (1階及び地階)

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">別冊 3</p> <p style="text-align: center;">新分析棟 障害対策書</p>	<p style="text-align: center;">別冊 3</p> <p style="text-align: center;">新分析棟 障害対策書</p>	

変更前	変更後	備考
目次	目次	
<p>1. まえがき…………… 障○</p> <p>2. 閉じ込めの機能…………… 障○</p> <p>2.1 概要…………… 障○</p> <p>2.2 閉じ込め設備…………… 障○</p> <p>2.3 換気系設備…………… 障○</p> <p>3. 放射線業務従事者の被ばく…………… 障○</p> <p>3.1 前提条件…………… 障○</p> <p>3.2 取り扱う核燃料物質の量及び形状…………… 障○</p> <p>3.3 解析方法…………… 障○</p> <p>3.4 外部被ばく…………… 障○</p> <p>3.5 内部被ばく…………… 障○</p> <p>4. 気体廃棄物の処理方法…………… 障○</p> <p>4.1 概要…………… 障○</p> <p>4.2 グローブボックス及びホットセル内の排気…………… 障○</p> <p>4.3 管理区域内の排気の処理…………… 障○</p> <p>4.4 排気の測定監視…………… 障○</p> <p>5. 液体廃棄物の処理方法…………… 障○</p> <p>5.1 廃液貯槽…………… 障○</p> <p>5.2 固化あるいは蒸発等による処理…………… 障○</p> <p>6. 固体廃棄物の処理方法…………… 障○</p> <p>7. 放射線管理…………… 障○</p> <p>7.1 概要…………… 障○</p> <p>7.2 管理区域の管理…………… 障○</p> <p>7.3 放射線業務従事者の被ばく管理…………… 障○</p> <p>8. 一般公衆への影響評価…………… 障○</p> <p>8.1 気体廃棄物による影響評価…………… 障○</p> <p>8.2 周辺監視区域外における外部放射線 による等価線量の評価…………… 障○</p> <p>8.3 線量の評価結果…………… 障○</p>	<p>1. まえがき…………… 障○</p> <p>2. 閉じ込めの機能…………… 障○</p> <p>2.1 概要…………… 障○</p> <p>2.2 閉じ込め設備…………… 障○</p> <p>2.3 換気系設備…………… 障○</p> <p>3. 放射線業務従事者の被ばく…………… 障○</p> <p>3.1 前提条件…………… 障○</p> <p>3.2 取り扱う核燃料物質の量及び形状…………… 障○</p> <p>3.3 解析方法…………… 障○</p> <p>3.4 外部被ばく…………… 障○</p> <p>3.5 内部被ばく…………… 障○</p> <p>4. 気体廃棄物の処理方法…………… 障○</p> <p>4.1 概要…………… 障○</p> <p>4.2 グローブボックス及びホットセル内の排気…………… 障○</p> <p>4.3 管理区域内の排気の処理…………… 障○</p> <p>4.4 排気の測定監視…………… 障○</p> <p>5. 液体廃棄物の処理方法…………… 障○</p> <p>5.1 廃液貯槽…………… 障○</p> <p>5.2 固化あるいは蒸発等による処理…………… 障○</p> <p>6. 固体廃棄物の処理方法…………… 障○</p> <p>7. 放射線管理…………… 障○</p> <p>7.1 概要…………… 障○</p> <p>7.2 管理区域の管理…………… 障○</p> <p>7.3 放射線業務従事者の被ばく管理…………… 障○</p> <p>8. 一般公衆への影響評価…………… 障○</p> <p>8.1 気体廃棄物による影響評価…………… 障○</p> <p>8.2 周辺監視区域外における外部放射線 による等価線量の評価…………… 障○</p> <p>8.3 線量の評価結果…………… 障○</p>	

変更前	変更後	備考
<p>1. まえがき この障害対策書は、新分析棟（以下、「本施設」という。）における作業者の被ばく、放射線の遮へい、放射性廃棄物の処理・管理、放射線管理、一般公衆への影響等に関して記述したものである。 本施設の設計に当たっては、「核燃料施設安全審査基本指針」の考え方に沿って安全確保するように配慮している。 本施設で取り扱う主な核燃料物質は使用済燃料溶解液（以下、「インプット試料」という。）、プルトニウム、ウラン溶液等であり、閉じ込め機能を有するホットセル及びグローブボックス内で取り扱う。ウランのみの取り扱いあるいは、微量の核燃料物質等が固着した装置の取り扱い並びに修理・保守等をフード内で行う場合もある。 放射線業務従事者の核燃料物質取り扱いによる外部被ばく防止対策として、ホットセル又はグローブボックスを使用し、取り扱う分析試料の種類、量に対応した鉛、鉄、鉛ガラス等の遮へい体を適切に配置する。又、試料貯蔵室内に保管貯蔵する試料は、遮へい機能を有する貯蔵庫に保管する。 核燃料物質等の漏えい防止対策としては、ホットセルのインナーボックス及びグローブボックスについて負圧管理を行うと共に、フードについては、開口部の風速管理を行い、放射線業務従事者の核燃料物質の体内摂取による内部被ばくを防止する。 気体廃棄物及び液体廃棄物の放出に当たっては、「<u>科学技術庁告示第 20 号</u>」に定める周辺監視区域外の空気中及び水中の放射性物質の濃度限度を十分に下回っていることを確認して行う。</p> <p>2. 閉じ込めの機能 （記載省略）</p> <p>3. 放射線業務従事者の被ばく （記載省略）</p> <p>4. 気体廃棄物の処理方法 （記載省略）</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	<p>1. まえがき この障害対策書は、新分析棟（以下、「本施設」という。）における作業者の被ばく、放射線の遮へい、放射性廃棄物の処理・管理、放射線管理、一般公衆への影響等に関して記述したものである。 本施設の設計に当たっては、「核燃料施設安全審査基本指針」の考え方に沿って安全確保するように配慮している。 本施設で取り扱う主な核燃料物質は使用済燃料溶解液（以下、「インプット試料」という。）、プルトニウム、ウラン溶液等であり、閉じ込め機能を有するホットセル及びグローブボックス内で取り扱う。ウランのみの取り扱いあるいは、微量の核燃料物質等が固着した装置の取り扱い並びに修理・保守等をフード内で行う場合もある。 放射線業務従事者の核燃料物質取り扱いによる外部被ばく防止対策として、ホットセル又はグローブボックスを使用し、取り扱う分析試料の種類、量に対応した鉛、鉄、鉛ガラス等の遮へい体を適切に配置する。又、試料貯蔵室内に保管貯蔵する試料は、遮へい機能を有する貯蔵庫に保管する。 核燃料物質等の漏えい防止対策としては、ホットセルのインナーボックス及びグローブボックスについて負圧管理を行うと共に、フードについては、開口部の風速管理を行い、放射線業務従事者の核燃料物質の体内摂取による内部被ばくを防止する。 気体廃棄物及び液体廃棄物の放出に当たっては、「<u>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</u>」（原子力規制委員会告示 7 号）に定める周辺監視区域外の空気中及び水中の放射性物質の濃度限度を十分に下回っていることを確認して行う。</p> <p>2. 閉じ込めの機能 （変更なし）</p> <p>3. 放射線業務従事者の被ばく （変更なし）</p> <p>4. 気体廃棄物の処理方法 （変更なし）</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	<p>記載の適正化 （令和 2 年 3 月 18 日 原子力規制委員会告示改正のため）</p>

変更前	変更後	備考
<p>5. 液体廃棄物の処理方法</p> <p>5.1 廃液貯槽</p> <p>管理区域内の流し台、手洗い器、シャワー、床排水、排気筒ドレン等の低いレベルの廃液は、本施設内廃液用配管を経由して廃液貯槽（5m³）2基のうち1基に貯留される。廃液貯槽が満水になったとき、廃液中の放射性物質濃度を測定する。その値が「<u>試験研究の用に供する原子炉の設置、運転等に関する測定等の規定に基づく線量当量限度等を定める件</u>」（科学技術庁告示第20号）に規定する周辺監視区域外の濃度限度以下の場合は、一般排水溝へ放出する。上記基準値を超えるときは、タンクローリーで日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所（以下、「原科研」という。）廃棄物処理場へ運搬する。</p> <p>なお、廃液貯槽における廃液の年間推定発生量は、約 200m³である。</p> <p>5.2 固化あるいは蒸発等による処理</p> <p>グローブボックス内で発生するプルトニウム及びウラン 235 を含む廃液は、中和した後、加熱操作にて蒸発乾固した固化乾固物をポリエチレン瓶（約 200ml）に移し、バックアウトして固体廃棄物とする。ウラン 235 濃縮度 90%以上のウランを含む廃液も、ウラン 235 重量 350g 以下溶液容量 4L 以下の条件で臨界管理を行い、廃液発生後直ちに中和した後、加熱操作にて蒸発乾固して固化乾固物をポリエチレン瓶（約 200ml）に移し、バックアウトして固体廃棄物とする。固体廃棄物は、原科研廃棄物処理場へ運搬する。</p> <p>6. 固体廃棄物の処理方法</p> <p>プルトニウム系の固体廃棄物（実験器具、合成樹脂、紙、ゴム手袋等）は硬質ポリエチレン瓶等に封入した後、グローブボックスに装着したビニール製袋に封入する。ビニール製袋は封入された部分から切り取り、封入の状態でグローブボックス外に取り出した後、さらにビニール製袋に入れ封入する。このようにして二重に封入されたポリエチレン瓶を約 0.2m³のドラム缶に封入する。</p> <p>これらの固体廃棄物の発生は、放射性可燃廃棄物約 4m³/年、放射性不燃廃棄物約 4m³/年及び放射性異型廃棄物（フィルタ類等）として、約 5m³/年が予想される。これらは本施設の廃棄物貯蔵室に保管し、数量のまとまった時点で原科研廃棄物処理場へ運搬する。</p> <p>このほか、ウラン系放射性不燃廃棄物約 2m³/年及び放射性可燃廃棄物約 5m³/年についても原科研廃棄物処理場へ運搬する。</p> <p>7. 放射線管理 （記載省略）</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	<p>5. 液体廃棄物の処理方法</p> <p>5.1 廃液貯槽</p> <p>管理区域内の流し台、手洗い器、シャワー、床排水、排気筒ドレン等の低いレベルの廃液は、本施設内廃液用配管を経由して廃液貯槽（5m³）2基のうち1基に貯留される。廃液貯槽が満水になったとき、廃液中の放射性物質濃度を測定する。その値が原子力規制委員会告示 7 号に規定する周辺監視区域外の濃度限度以下の場合は、一般排水溝へ放出する。上記基準値を超えるときは、タンクローリーで国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所（以下、「原科研」という。）廃棄物処理場へ運搬する。</p> <p>なお、廃液貯槽における廃液の年間推定発生量は、約 200m³である。</p> <p>5.2 固化あるいは蒸発等による処理</p> <p>グローブボックス内で発生するプルトニウム及びウラン 235 を含む廃液は、中和した後、加熱操作にて蒸発乾固した固化乾固物をポリエチレン瓶（約 200ml）に移し、バックアウトして固体廃棄物とする。ウラン 235 濃縮度 90%以上のウランを含む廃液も、ウラン 235 重量 350g 以下溶液容量 4L 以下の条件で臨界管理を行い、廃液発生後直ちに中和した後、加熱操作にて蒸発乾固して固化乾固物をポリエチレン瓶（約 200ml）に移し、バックアウトして固体廃棄物とする。固体廃棄物は、原科研廃棄物処理場へ運搬する。</p> <p>6. 固体廃棄物の処理方法</p> <p>プルトニウム系の固体廃棄物（実験器具、合成樹脂、紙、ゴム手袋等）は硬質ポリエチレン瓶等に封入した後、グローブボックスに装着したビニールバッグに封入する。ビニールバッグは封入された部分から切り取り、封入の状態でグローブボックス外に取り出した後、さらにビニールバッグに入れ封入する。このようにして二重に封入されたポリエチレン瓶を約 0.2m³のドラム缶に封入する。</p> <p>これらの固体廃棄物の発生は、放射性可燃廃棄物約 4m³/年、放射性不燃廃棄物約 4m³/年及び放射性異型廃棄物（フィルタ類等）として、約 5m³/年が予想される。これらは本施設の廃棄物貯蔵室に保管し、数量のまとまった時点で原科研廃棄物処理場へ運搬する。</p> <p>このほか、ウラン系放射性不燃廃棄物約 2m³/年及び放射性可燃廃棄物約 5m³/年についても原科研廃棄物処理場へ運搬する。</p> <p>7. 放射線管理 （変更なし）</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	<p>記載の適正化 （令和2年3月18日 原子力規制委員会告示改正のため）</p> <p>記載の適正化 （組織名称の修正）</p> <p>記載の適正化 （用語の統一を図るため）</p> <p>記載の適正化 （記載の整合を図るため）</p>

変更前	変更後	備考
<p>8. 一般公衆への影響評価 (記載省略)</p> <p>8.1 気体廃棄物による影響評価</p> <p>8.1.1 評価のための前提条件 (記載省略)</p> <p>8.1.2 周辺監視区域外における放射性物質の地表面濃度の評価 (記載省略)</p> <p>8.1.3 一般公衆の内部被ばくによる線量の評価 一般公衆が最大放射性物質濃度地点で放射性物質を吸入した場合の内部被ばくと放射性雲による外部被ばくとの実効線量及び骨表面の等価線量を計算する(告示第 20 号)。</p> <p>① 実効線量 (記載省略)</p> <p>② 等価線量 (記載省略)</p> <p>8.2 周辺監視区域外における外部放射線による等価線量の評価 (記載省略)</p> <p>8.3 線量の評価結果 (記載省略)</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	<p>8. 一般公衆への影響評価 (変更なし)</p> <p>8.1 気体廃棄物による影響評価</p> <p>8.1.1 評価のための前提条件 (変更なし)</p> <p>8.1.2 周辺監視区域外における放射性物質の地表面濃度の評価 (変更なし)</p> <p>8.1.3 一般公衆の内部被ばくによる線量の評価 一般公衆が最大放射性物質濃度地点で放射性物質を吸入した場合の内部被ばくと放射性雲による外部被ばくとの実効線量及び骨表面の等価線量を計算する(原子力規制委員会告示 7 号)。</p> <p>① 実効線量 (変更なし)</p> <p>② 等価線量 (変更なし)</p> <p>8.2 周辺監視区域外における外部放射線による等価線量の評価 (変更なし)</p> <p>8.3 線量の評価結果 (変更なし)</p> <p style="text-align: center;">障○</p>	<p>記載の適正化 (令和 2 年 3 月 18 日 原子力規制委員会告示改正のため)</p>

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">別冊 3</p> <p style="text-align: center;">新分析棟 安全対策書</p>	<p style="text-align: center;">別冊 3</p> <p style="text-align: center;">新分析棟 安全対策書</p>	

変更前	変更後	備考
目次	目次	
1. まえがき 安○	1. まえがき 安○	
2. 火災に対する考慮 安○	2. 火災に対する考慮 安○	
3. 爆発に対する考慮 安○	3. 爆発に対する考慮 安○	
3.1 可燃性ガスによる爆発事故 安○	3.1 可燃性ガスによる爆発事故 安○	
3.2 化学薬品による爆発事故 安○	3.2 化学薬品による爆発事故 安○	
4. 臨界管理 安○	4. 臨界管理 安○	
4.1 単一ユニット 安○	4.1 単一ユニット 安○	
4.2 複数ユニット 安○	4.2 複数ユニット 安○	
5. 地震、台風等に対する考慮 安○	5. 地震、台風等に対する考慮 安○	
5.1 地震及び台風 安○	5.1 地震及び台風 安○	
5.2 地震及び台風以外の自然災害 安○	5.2 地震及び台風以外の自然災害 安○	
6. 誤操作に対する考慮 安○	6. 誤操作に対する考慮 安○	
6.1 換気系設備 安○	6.1 換気系設備 安○	
6.2 ホットセル及びグローブボックス 安○	6.2 ホットセル及びグローブボックス 安○	
6.3 廃液貯槽設備 安○	6.3 廃液貯槽設備 安○	
7. 電源喪失に対する考慮 安○	7. 電源喪失に対する考慮 安○	
8. 最大想定事故時の施設周辺環境に及ぼす影響 安○	8. 最大想定事故時の施設周辺環境に及ぼす影響 安○	
8.1 評価のための前提条件 安○	8.1 評価のための前提条件 安○	
8.2 周辺監視区域外における放射性物質の 地表面濃度の評価 安○	8.2 周辺監視区域外における放射性物質の 地表面濃度の評価 安○	
8.3 一般公衆の線量評価 安○	8.3 一般公衆の線量評価 安○	
8.4 線量の評価結果 安○	8.4 線量の評価結果 安○	
9. その他の安全に対する考慮 安○	9. その他の安全に対する考慮 安○	
9.1 放射性物質の移動に対する考慮 安○	9.1 放射性物質の移動に対する考慮 安○	
9.2 気体状核燃料物質の取扱いに対する考慮 安○	9.2 気体状核燃料物質の取扱いに対する考慮 安○	
9.3 事故時に対する考慮 安○	9.3 事故時に対する考慮 安○	
9.4 共有に対する考慮 安○	9.4 共有に対する考慮 安○	
9.5 準拠規格及び基準 安○	9.5 準拠規格及び基準 安○	
9.6 検査、修理等に対する考慮 安○	9.6 検査、修理等に対する考慮 安○	

変更前	変更後	備考
<p>1. まえがき</p> <p>この安全対策書は、新分析棟(以下、「本施設」という。)における種々の事故を想定し、その原因、程度及び防止策について記述したものである。</p> <p>一般に、この種の施設で考慮すべき事故の種類は次のようなものである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災事故 爆発事故 臨界事故 地震等の自然力が原因となる事故 誤操作による事故 停電による事故 <p>これらの事故が発生した場合は、放射性物質等による災害が生ずるおそれがあるので、施設的设计、製作及び管理面において十分な対策が講じられなければならない。</p> <p>本施設は、「核燃料施設安全審査基本指針」の考え方に沿って、以下の基本方針のもとに設計・製作するとともに、適切と認められる法令、規則、基準及び方針に準拠する。</p> <p>また、<u>安全上重要な施設</u>は、検査、試験、保守及び修理ができるような構造とし、共用はしない。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 建屋、機器は重要度に応じて適切な耐震設計を行う。 (2) もし、万一火災が発生した場合速やかに発見、消火できるよう火災警報設備及び消火設備を設ける。 (3) 核燃料物質の取扱い、保管に対してはいかなる場合にも臨界が起こらないようにする。 (4) 非常用電源設備を設け、停電により設備の保安上の機能が止まらないようにする。 (5) 誤操作により異常が起こった場合でも警報設備、通信設備により速やかな異常の検知をし、<u>所内安全管理作業基準</u>に基づき適切な措置を行う。又、通常の運転操作に関しては、保安規定等を遵守し、誤操作が起こらないように十分な教育訓練を行う。 (6) 管理区域から排出される気体の放射性物質は建屋外に放出する前に高性能エアフィルタでろ過する。 (7) 管理区域にはガンマ線エリアモニタ等の放射線管理設備を設け、十分な放射線管理を行うと共にスタックモニタ等により排出される空気の放出管理を行う。 <p>このような設計、製作上の配慮の上に、更に実際の運営に当たっては保安規定を定め放射線業務従事者に対する教育を行い、一般公衆は勿論、放射線業務従事者に対して十分な安全を確保する。</p> <p>2. 火災に対する考慮 (記載省略)</p> <p>3. 爆発に対する考慮 (記載省略)</p> <p style="text-align: center;">安○</p>	<p>1. まえがき</p> <p>この安全対策書は、新分析棟(以下、「本施設」という。)における種々の事故を想定し、その原因、程度及び防止策について記述したものである。</p> <p>一般に、この種の施設で考慮すべき事故の種類は次のようなものである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災事故 爆発事故 臨界事故 地震等の自然力が原因となる事故 誤操作による事故 停電による事故 <p>これらの事故が発生した場合は、放射性物質等による災害が生ずるおそれがあるので、施設的设计、製作及び管理面において十分な対策が講じられなければならない。</p> <p>本施設は、「核燃料施設安全審査基本指針」の考え方に沿って、以下の基本方針のもとに設計・製作するとともに、適切と認められる法令、規則、基準及び方針に準拠する。</p> <p>また、<u>保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備</u>は、検査、試験、保守及び修理ができるような構造とし、共用はしない。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 建屋、機器は重要度に応じて適切な耐震設計を行う。 (2) もし、万一火災が発生した場合速やかに発見、消火できるよう火災警報設備及び消火設備を設ける。 (3) 核燃料物質の取扱い、保管に対してはいかなる場合にも臨界が起こらないようにする。 (4) 非常用電源設備を設け、停電により設備の保安上の機能が止まらないようにする。 (5) 誤操作により異常が起こった場合でも警報設備、通信設備により速やかな異常の検知をし、<u>保安規定等</u>に基づき適切な措置を行う。又、通常の運転操作に関しては、保安規定等を遵守し、誤操作が起こらないように十分な教育訓練を行う。 (6) 管理区域から排出される気体の放射性物質は建屋外に放出する前に高性能エアフィルタでろ過する。 (7) 管理区域にはガンマ線エリアモニタ等の放射線管理設備を設け、十分な放射線管理を行うと共にスタックモニタ等により排出される空気の放出管理を行う。 <p>このような設計、製作上の配慮の上に、更に実際の運営に当たっては保安規定を定め放射線業務従事者に対する教育を行い、一般公衆は勿論、放射線業務従事者に対して十分な安全を確保する。</p> <p>2. 火災に対する考慮 (変更なし)</p> <p>3. 爆発に対する考慮 (変更なし)</p> <p style="text-align: center;">安○</p>	<p>記載の適正化 (東海保障措置センターに安全上重要な施設に該当する施設はなく、保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備に修正するため)</p> <p>記載の適正化 (文書名の修正)</p>

変更前	変更後	備考																																																																																																																																																																																				
<p>4. 臨界管理</p> <p>4.1 単一ユニット (記載省略)</p> <p>表 4-1 各室における核燃料物質の最大取扱量 (保管を含む) と質量制限値</p> <table border="1" data-bbox="207 388 1172 1312"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核種</th> <th colspan="2">プルトニウム</th> <th colspan="2">ウラン 233</th> <th colspan="2">ウラン 235</th> </tr> <tr> <th>溶液</th> <th>金属</th> <th>溶液</th> <th>金属</th> <th>溶液</th> <th>金属</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>質量制限値 *1)</td> <td>220g</td> <td>2,600g</td> <td>250g</td> <td>3,200g</td> <td>350g</td> <td>10,000g</td> </tr> <tr> <td>最小臨界値 *1)</td> <td>510g</td> <td>4,900g</td> <td>550g</td> <td>6,700g</td> <td>760g</td> <td>20,100g</td> </tr> <tr> <td>ウラン化学分析室</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>20g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ウラン質量分析室</td> <td>1.001g</td> <td>—</td> <td>0.101g</td> <td>—</td> <td>11.001g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム化学分析室</td> <td>16g</td> <td>—</td> <td>5g</td> <td>—</td> <td>150g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>スパイク調製室</td> <td>20g</td> <td>—</td> <td>4g</td> <td>—</td> <td>50g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム質量分析室</td> <td>2.002g</td> <td>—</td> <td>0.202g</td> <td>—</td> <td>2.002g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>アクチノイド分析室</td> <td>3g</td> <td>—</td> <td>3g</td> <td>—</td> <td>40g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>データ処理調整較正室</td> <td>—</td> <td>0.1g (密封)</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>25g (密封)</td> </tr> <tr> <td>天秤室</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>50g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>放射線管理測定室</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>0.1g (密封)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1) Nuclear Safety Guide TID-7016 Rev.1(1961)</p> <p>表 4-2 貯蔵庫における核燃料物質の最大取扱量と質量制限値 (記載省略)</p> <p>*2) Nuclear Safety Guide TID-7016 Rev.1(1961)</p> <p>4.2 複数ユニット (記載省略)</p> <p style="text-align: center;">安○</p>	核種	プルトニウム		ウラン 233		ウラン 235		溶液	金属	溶液	金属	溶液	金属	質量制限値 *1)	220g	2,600g	250g	3,200g	350g	10,000g	最小臨界値 *1)	510g	4,900g	550g	6,700g	760g	20,100g	ウラン化学分析室	—	—	—	—	20g	—	ウラン質量分析室	1.001g	—	0.101g	—	11.001g	—	プルトニウム化学分析室	16g	—	5g	—	150g	—	スパイク調製室	20g	—	4g	—	50g	—	プルトニウム質量分析室	2.002g	—	0.202g	—	2.002g	—	アクチノイド分析室	3g	—	3g	—	40g	—	データ処理調整較正室	—	0.1g (密封)	—	—	—	25g (密封)	天秤室	—	—	—	—	50g	—	放射線管理測定室	—	—	—	—	—	0.1g (密封)	<p>4. 臨界管理</p> <p>4.1 単一ユニット (変更なし)</p> <p>表 4-1 各室における核燃料物質の最大取扱量 (保管を含む) と質量制限値</p> <table border="1" data-bbox="1469 388 2433 1312"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核種</th> <th colspan="2">プルトニウム</th> <th colspan="2">ウラン 233</th> <th colspan="2">ウラン 235</th> </tr> <tr> <th>溶液</th> <th>金属</th> <th>溶液</th> <th>金属</th> <th>溶液</th> <th>金属</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>質量制限値 *1)</td> <td>220g</td> <td>2,600g</td> <td>250g</td> <td>3,200g</td> <td>350g</td> <td>10,000g</td> </tr> <tr> <td>最小臨界値 *1)</td> <td>510g</td> <td>4,900g</td> <td>550g</td> <td>6,700g</td> <td>760g</td> <td>20,100g</td> </tr> <tr> <td>ウラン化学分析室</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>20g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ウラン質量分析室</td> <td>1.001g</td> <td>—</td> <td>0.101g</td> <td>—</td> <td>11.001g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム化学分析室</td> <td>16g</td> <td>—</td> <td>4g</td> <td>—</td> <td>150g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>スパイク調製室</td> <td>20g</td> <td>—</td> <td>4g</td> <td>—</td> <td>50g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム質量分析室</td> <td>2.002g</td> <td>—</td> <td>0.202g</td> <td>—</td> <td>2.002g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>アクチノイド分析室</td> <td>3g</td> <td>—</td> <td>3g</td> <td>—</td> <td>40g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>データ処理調整較正室</td> <td>—</td> <td>0.1g (密封)</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>25g (密封)</td> </tr> <tr> <td>天秤室</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>50g</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>放射線管理測定室</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>0.1g (密封)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1) Nuclear Safety Guide TID-7016 Rev.1(1961)</p> <p>4.2 複数ユニット (変更なし)</p> <p style="text-align: center;">安○</p>	核種	プルトニウム		ウラン 233		ウラン 235		溶液	金属	溶液	金属	溶液	金属	質量制限値 *1)	220g	2,600g	250g	3,200g	350g	10,000g	最小臨界値 *1)	510g	4,900g	550g	6,700g	760g	20,100g	ウラン化学分析室	—	—	—	—	20g	—	ウラン質量分析室	1.001g	—	0.101g	—	11.001g	—	プルトニウム化学分析室	16g	—	4g	—	150g	—	スパイク調製室	20g	—	4g	—	50g	—	プルトニウム質量分析室	2.002g	—	0.202g	—	2.002g	—	アクチノイド分析室	3g	—	3g	—	40g	—	データ処理調整較正室	—	0.1g (密封)	—	—	—	25g (密封)	天秤室	—	—	—	—	50g	—	放射線管理測定室	—	—	—	—	—	0.1g (密封)	<p style="color: red;">記載の適正化</p> <p>(誤記の修正。令和元年 5 月 安全対策書中の最大取扱量の修正漏れについて原子力規制庁へ報告)</p>
核種		プルトニウム		ウラン 233		ウラン 235																																																																																																																																																																																
	溶液	金属	溶液	金属	溶液	金属																																																																																																																																																																																
質量制限値 *1)	220g	2,600g	250g	3,200g	350g	10,000g																																																																																																																																																																																
最小臨界値 *1)	510g	4,900g	550g	6,700g	760g	20,100g																																																																																																																																																																																
ウラン化学分析室	—	—	—	—	20g	—																																																																																																																																																																																
ウラン質量分析室	1.001g	—	0.101g	—	11.001g	—																																																																																																																																																																																
プルトニウム化学分析室	16g	—	5g	—	150g	—																																																																																																																																																																																
スパイク調製室	20g	—	4g	—	50g	—																																																																																																																																																																																
プルトニウム質量分析室	2.002g	—	0.202g	—	2.002g	—																																																																																																																																																																																
アクチノイド分析室	3g	—	3g	—	40g	—																																																																																																																																																																																
データ処理調整較正室	—	0.1g (密封)	—	—	—	25g (密封)																																																																																																																																																																																
天秤室	—	—	—	—	50g	—																																																																																																																																																																																
放射線管理測定室	—	—	—	—	—	0.1g (密封)																																																																																																																																																																																
核種	プルトニウム		ウラン 233		ウラン 235																																																																																																																																																																																	
	溶液	金属	溶液	金属	溶液	金属																																																																																																																																																																																
質量制限値 *1)	220g	2,600g	250g	3,200g	350g	10,000g																																																																																																																																																																																
最小臨界値 *1)	510g	4,900g	550g	6,700g	760g	20,100g																																																																																																																																																																																
ウラン化学分析室	—	—	—	—	20g	—																																																																																																																																																																																
ウラン質量分析室	1.001g	—	0.101g	—	11.001g	—																																																																																																																																																																																
プルトニウム化学分析室	16g	—	4g	—	150g	—																																																																																																																																																																																
スパイク調製室	20g	—	4g	—	50g	—																																																																																																																																																																																
プルトニウム質量分析室	2.002g	—	0.202g	—	2.002g	—																																																																																																																																																																																
アクチノイド分析室	3g	—	3g	—	40g	—																																																																																																																																																																																
データ処理調整較正室	—	0.1g (密封)	—	—	—	25g (密封)																																																																																																																																																																																
天秤室	—	—	—	—	50g	—																																																																																																																																																																																
放射線管理測定室	—	—	—	—	—	0.1g (密封)																																																																																																																																																																																

変更前	変更後	備考
<p>5. 地震、台風等に対する考慮 (記載省略)</p> <p>6. 誤操作に対する考慮 本施設における分析装置の定常運転操作は、計算機によるプログラム制御を採用し、従事者の介入による誤操作の発生を極力少なくするようにする。万一、誤操作をした場合には装置が停止するような設計になっている。 その他の異常が起こった場合でも警報設備、通信設備により速やかに異常を検知し、<u>所内安全管理作業要領</u>に基づき適切な措置を行う。又、通常の運転操作に関しては、保安規定等を遵守し、誤操作が起こらないように十分な教育訓練を行う。以下に誤操作に対する安全対策のうち、換気系設備、ホットセル及びグローブボックス、廃液貯槽設備について説明する。</p> <p>6.1 換気系設備 (記載省略)</p> <p>6.2 ホットセル及びグローブボックス (記載省略)</p> <p>6.3 廃液貯槽設備 (記載省略)</p> <p>7. 電源喪失に対する考慮 非常用発電装置及び直流電源装置から構成される非常用電源設備を設置し、商用電源が停電した場合にも<u>保安上重要な設備</u>に十分に給電できる能力を有する。 非常用発電装置の主な負荷は、排気第1系統・排気第2系統排風機、空気圧縮機、サンプリング系ルーツブローア、消火栓ポンプ、警報設備、非常用照明、及び誘導灯である。 非常用発電装置は商用電源の停電から30秒以内に定格に達する。この非常用発電装置は定期的に点検及び試運転を行い、いつでも作動できるようにする。又商用電源が停電し、非常用発電装置が起動するまでの間、監視盤系統には直流電源装置により電力を供給する。 したがって、停電により事故が発生することは考えられない。</p> <p style="text-align: center;">安○</p>	<p>5. 地震、台風等に対する考慮 (変更なし)</p> <p>6. 誤操作に対する考慮 本施設における分析装置の定常運転操作は、計算機によるプログラム制御を採用し、従事者の介入による誤操作の発生を極力少なくするようにする。万一、誤操作をした場合には装置が停止するような設計になっている。 その他の異常が起こった場合でも警報設備、通信設備により速やかに異常を検知し、<u>保安規定等</u>に基づき適切な措置を行う。又、通常の運転操作に関しては、保安規定等を遵守し、誤操作が起こらないように十分な教育訓練を行う。以下に誤操作に対する安全対策のうち、換気系設備、ホットセル及びグローブボックス、廃液貯槽設備について説明する。</p> <p>6.1 換気系設備 (変更なし)</p> <p>6.2 ホットセル及びグローブボックス (変更なし)</p> <p>6.3 廃液貯槽設備 (変更なし)</p> <p>7. 電源喪失に対する考慮 非常用発電装置及び直流電源装置から構成される非常用電源設備を設置し、商用電源が停電した場合にも<u>保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備</u>に十分に給電できる能力を有する。 非常用発電装置の主な負荷は、排気第1系統・排気第2系統排風機、空気圧縮機、サンプリング系ルーツブローア、消火栓ポンプ、警報設備、非常用照明、及び誘導灯である。 非常用発電装置は商用電源の停電から30秒以内に定格に達する。この非常用発電装置は定期的に点検及び試運転を行い、いつでも作動できるようにする。又商用電源が停電し、非常用発電装置が起動するまでの間、監視盤系統には直流電源装置により電力を供給する。 したがって、停電により事故が発生することは考えられない。</p> <p style="text-align: center;">安○</p>	<p>記載の適正化 (文書名の修正)</p> <p>記載の適正化 (東海保障措置センターに安全上重要な施設に該当する施設はなく、保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備に修正するため)</p>

新旧対照表

変更前	変更後	備考
<p>8. 最大想定事故時の施設周辺環境に及ぼす影響 (記載省略)</p> <p>8.1 評価のための前提条件 (記載省略)</p> <p>8.2 周辺監視区域外における放射性物質の地表面濃度の評価 (記載省略)</p> <p>8.3 一般公衆の線量評価 一般公衆が最大放射性物質濃度地点で放射性物質を吸入した場合の内部被ばくによる実効線量及び骨表面の等価線量を計算する(告示第20号)。</p> <p>① 実効線量 (記載省略)</p> <p>② 等価線量 (記載省略)</p> <p>③ 計算条件 (記載省略)</p> <p>8.4 線量の評価結果 (記載省略)</p> <p>9. その他の安全に対する考慮</p> <p>9.1 放射性物質の移動に対する考慮 (記載省略)</p> <p>9.2 気体状核燃料物質の取扱いに対する考慮 (記載省略)</p> <p>9.3 事故時に対する考慮 (記載省略)</p> <p style="text-align: center;">安○</p>	<p>8. 最大想定事故時の施設周辺環境に及ぼす影響 (変更なし)</p> <p>8.1 評価のための前提条件 (変更なし)</p> <p>8.2 周辺監視区域外における放射性物質の地表面濃度の評価 (変更なし)</p> <p>8.3 一般公衆の線量評価 一般公衆が最大放射性物質濃度地点で放射性物質を吸入した場合の内部被ばくによる実効線量及び骨表面の等価線量を計算する「<u>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</u>」(原子力規制委員会告示7号)。</p> <p>① 実効線量 (変更なし)</p> <p>② 等価線量 (変更なし)</p> <p>③ 計算条件 (変更なし)</p> <p>8.4 線量の評価結果 (変更なし)</p> <p>9. その他の安全に対する考慮</p> <p>9.1 放射性物質の移動に対する考慮 (変更なし)</p> <p>9.2 気体状核燃料物質の取扱いに対する考慮 (変更なし)</p> <p>9.3 事故時に対する考慮 (変更なし)</p> <p style="text-align: center;">安○</p>	<p>記載の適正化 (令和2年3月18日 原子力規制委員会告示改正のため)</p>

変更前	変更後	備考
<p>9.4 共有に対する考慮</p> <p>本施設における<u>安全上重要な施設</u>については、共有しない。給排気設備、放射線管理設備等は、共有しない設計としている。なお、非常用電源設備は、同敷地内の事務棟に設置される総合監視盤等にも給電されるが、十分な給電能力を有しているため、本施設の安全確保上、影響を与えることはない。</p> <p>9.5 準拠規格及び基準</p> <p>本施設のうち<u>安全上重要な施設</u>の設計、工事及び検査については、適切と認められる規格及び基準によるものとする。</p> <p>関係法令等は、以下のとおりである。</p> <p>(1) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律、同施行令、核燃料物質の使用等に関する規則</p> <p>(2) <u>放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律、同施行令、同施行規則</u></p> <p>(3) 建築基準法、同施行令、同施行規則</p> <p>(4) 消防法</p> <p>(5) 高圧ガス保安法</p> <p>(6) 電気事業法</p> <p>(7) 労働安全衛生法</p> <p>(8) 日本工業規格</p> <p>(9) その他</p> <p>9.6 検査、修理等に対する考慮</p> <p>本施設における<u>安全上重要な施設・設備</u>は、それらの安全機能を確認するために、本施設の運転中又は定期点検等の停止時に安全機能を損なうことなく適切な方法により試験及び検査ができる設計にする。</p> <p>また、本施設における<u>安全上重要な施設・設備</u>は、それらの安全機能を健全に維持するための適切な保守及び検査ができる設計とする。</p> <p style="text-align: center;">安○</p>	<p>9.4 共有に対する考慮</p> <p>本施設における<u>保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備</u>については、共有しない。給排気設備、放射線管理設備等は、共有しない設計としている。なお、非常用電源設備は、同敷地内の事務棟に設置される総合監視盤等にも給電されるが、十分な給電能力を有しているため、本施設の安全確保上、影響を与えることはない。</p> <p>9.5 準拠規格及び基準</p> <p>本施設のうち<u>保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備</u>の設計、工事及び検査については、適切と認められる規格及び基準によるものとする。</p> <p>関係法令等は、以下のとおりである。</p> <p>(1) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律、同施行令、核燃料物質の使用等に関する規則、<u>使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則</u></p> <p>(2) 建築基準法、同施行令、同施行規則</p> <p>(3) 消防法</p> <p>(4) 高圧ガス保安法</p> <p>(5) 電気事業法</p> <p>(6) 労働安全衛生法</p> <p>(7) 日本<u>産業</u>規格</p> <p>(8) その他</p> <p>9.6 検査、修理等に対する考慮</p> <p>本施設における<u>保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備</u>は、それらの安全機能を確認するために、本施設の運転中又は定期点検等の停止時に安全機能を損なうことなく適切な方法により試験及び検査ができる設計にする。</p> <p>また、本施設における<u>保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備</u>は、それらの安全機能を健全に維持するための適切な保守及び検査ができる設計とする。</p> <p style="text-align: center;">安○</p>	<p>記載の適正化 (東海保障措置センターに安全上重要な施設に該当する施設はなく、保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備に修正するため)</p> <p>記載の適正化 (同上)</p> <p>記載の適正化 (関係法令等の追記、削除及び修正、項目番号の繰り上げ等)</p> <p>記載の適正化 (東海保障措置センターに安全上重要な施設に該当する施設はなく、保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備に修正するため)</p>