

2核管六第056号
令和3年1月29日

原子力規制委員会 殿

東京都台東区東上野1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

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
氏名または名称： 公益財団法人核物質管理センター
住所： 東京都台東区東上野1丁目28番9号
代表者の氏名： 理事長 下村 和生
工場又は事業所の名称： 六ヶ所保障措置センター
工場又は事業所の住所： 青森県上北郡六ヶ所村尾駈字沖付4番地108号

2. 使用の場所
六ヶ所保障措置分析所

3. 変更の内容
 - (1) 核燃料物質を取扱う室のうち1室（保健物理室）について、核燃料物質の取扱いを行わない運用へ変更する。
 - 1) 「7-1 使用施設の位置 表7-1 (1) 分析建屋における使用施設の核燃料物質を使用する各室の名称及び用途」より、「保健物理室（G0416室）」及び当該室の「用途」項目記載を削除する。
 - 2) 本文添付図面「図2-4 六ヶ所保障措置分析所地下1階における主な核燃料物質の流れ」のうち、保健物理室の核燃料物質に係る記載を削除する。

 - (2) 中放射性グローブボックス（G.BM5）において、核燃料物質の分析用機器である密度計を使用する運用へ変更する。
 - 1) 「7-3 使用施設の設備 表7-3 中放射性グローブボックス仕様」主要機器のうち、G.BM5の項目へ密度計を追記する。
 - 2) 本文添付図面「図2-3 六ヶ所保障措置分析所地下2階における主な核燃料物質の流れ」のうち、G.BM5の項目へ密度計を追記する。
 - 3) 「添付1 障害対策書 3-2 外部被ばくに係る線量率の推定 表3-1 評価を行うための分析セル及びグローブボックスにおける核燃料物質の量」のうち、G.BM5の使用方法に密度測定を追記する。
 - 4) 「添付1 障害対策書 4-3-1 G.BM5内で取り扱う試料」項目に密度測定を追記する。

(3) 記載内容の適正化による修正

- 1) 「7-3 使用施設の設備 表7-2 分析セルの仕様」主要機器のうち、マニピュレータの名称をマニプレータへ変更する。
- 2) 「9-3-13 固体廃棄施設の設備 表9-1 20Lビン及びパディラックの仕様」項目の記載内容について、修正する。
- 3) 「12-1 使用施設等に位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書」のうち、マニピュレータの名称をマニプレータへ変更する。

詳細は「添付資料:六ヶ所保障措置分析所 核燃料物質使用変更許可申請書新旧対照表」の通り

4. 変更の理由

- (1) 核燃料物質を取扱う室のうち1室(保健物理室)について、核燃料物質の取扱いを行わない運用へ変更することについて
 - 1) 六ヶ所保障措置センター核燃料物質使用施設保安規定(現在、変更認可申請中)との整合性を図り、保健物理室(G0416)は汚染のおそれのない区域とする運用変更のため。詳細は参考資料-1参照。
 - 2) 調整・較正に核燃料物質(密封)を用いる放射能測定機器は、当該室において使用実績が無いことから、撤去しているため。
- (2) 1基の中放射性グローブボックス(G.BM5)において、核燃料物質の分析用機器である密度計を使用する運用へ変更することについて
 - 1) 既設密度計と比較し、構成品の一体型・小型化に伴い調達費削減、調達期間の短縮、保守の効率性向上が見込まれることに加え、設置に伴いグローブボックス等への改造も不要であることから、新型の密度計を導入するため。密度計の詳細は参考資料-2参照。
- (3) 記載内容の適正化による修正することについて
 - 1) マニピュレータ、マニプレータの2つの呼称が記載されていたため呼称の統一。
 - 2) 固体廃棄施設の設備(20Lビン及びパディラック)の仕様の明確化及び適正化のため。

以上

六ヶ所保障措置分析所 核燃料物質使用変更許可申請書
新旧対照表（変更部のみ抜粋）

令和 3年 1月
公益財団法人核物質管理センター
六ヶ所保障措置センター

新旧対照表（変更部のみ抜粋）

変更前		変更案		備考
表 7-1 (1) 分析建屋における使用施設の核燃料物質を使用する各室の名称及び用途		表 7-1 (1) 分析建屋における使用施設の核燃料物質を使用する各室の名称及び用途		7. 使用施設の位置、構造及び設備 7-1 使用施設の位置より抜粋
室の名称	用途	室の名称	用途	
保障措置第 1 分析室 (Y0307 室)	分析用試料のウラン及びプルトニウムの測定 分析用試料の分析前処理	保障措置第 1 分析室 (Y0307 室)	分析用試料のウラン及びプルトニウムの測定 分析用試料の分析前処理	
非破壊測定準備室 (Y0309 室)	保障措置検査用非破壊測定機器の調整・較正	非破壊測定準備室 (Y0309 室)	保障措置検査用非破壊測定機器の調整・較正	
保障措置第 2 分析室 (Y0512 室)	分析用試料のウラン及びプルトニウムの測定 分析用試料の分析前処理	保障措置第 2 分析室 (Y0512 室)	分析用試料のウラン及びプルトニウムの測定 分析用試料の分析前処理	
保障措置第 3 分析室 (Y0509 室)	分析用試料のウラン及びプルトニウムの測定	保障措置第 3 分析室 (Y0509 室)	分析用試料のウラン及びプルトニウムの測定	
天秤室 (Y0546 室)	分析用試料 (ウラン) の秤量	天秤室 (Y0546 室)	分析用試料 (ウラン) の秤量	
保健物理室 (G0416 室)	放射能測定機器の調整・較正 施設の放射線管理	保健物理室 (G0416 室)	放射能測定機器の調整・較正 施設の放射線管理	
7-1		7-1		

新旧対照表（変更部のみ抜粋）

変更前		変更案		備考
表7-2 分析セルの仕様		表7-2 分析セルの仕様		
取扱室	保障措置第1分析室	取扱室	保障措置第1分析室	
設備番号	H.C1、H.C2、H.C3、H.C4、H.C5	設備番号	H.C1、H.C2、H.C3、H.C4、H.C5	
材質	本体：ステンレス鋼 窓板：ポリカーボネイト 遮へい体（H.C1～H.C4 本体部側面）：鉛 19.4cm、ポリエチレン 7cm 遮へい体（H.C5 本体部側面）：鉛 16.4cm 遮へい体（H.C1～H.C5 本体部上面）：鉄 遮へい体（H.C1～H.C4 操作窓）：鉛ガラス 50cm、メタクリル樹脂 7cm 遮へい体（H.C5 操作窓）：鉛ガラス 39cm 遮へい体（試料保管庫*）：鉛 2cm、ポリエチレン 10cm ※遮へい体付き試料保管庫は H.C1 内に設置	材質 本体：ステンレス鋼 窓板：ポリカーボネイト 遮へい体（H.C1～H.C4 本体部側面）：鉛 19.4cm、ポリエチレン 7cm 遮へい体（H.C5 本体部側面）：鉛 16.4cm 遮へい体（H.C1～H.C5 本体部上面）：鉄 遮へい体（H.C1～H.C4 操作窓）：鉛ガラス 50cm、メタクリル樹脂 7cm 遮へい体（H.C5 操作窓）：鉛ガラス 39cm 遮へい体（試料保管庫*）：鉛 2cm、ポリエチレン 10cm ※遮へい体付き試料保管庫は H.C1 内に設置		
大きさ	幅 約 7.8m×奥行き 約 3.3m×高さ 約 2.8m	大きさ	幅 約 7.8m×奥行き 約 3.3m×高さ 約 2.8m	
耐震設計	Bクラスの地震力に耐えうる設計とする。	耐震設計	Bクラスの地震力に耐えうる設計とする。	
負圧条件	警報条件：インナーボックス内負圧が室内圧に対し-50Pa 通常操作条件：インナーボックス内負圧が室内圧に対し-250Pa～-400Pa	負圧条件 警報条件：インナーボックス内負圧が室内圧に対し-50Pa 通常操作条件：インナーボックス内負圧が室内圧に対し-250Pa～-400Pa		
漏えい率条件	インナーボックス漏えい率：1基あたり 0.1Vol%/h	漏えい率条件	インナーボックス漏えい率：1基あたり 0.1Vol%/h	
ろ過装置	給気：高性能粒子フィルタ 排気：高性能粒子フィルタ	ろ過装置	給気：高性能粒子フィルタ 排気：高性能粒子フィルタ	
警報装置	インナーボックス内温度上昇警報（H.C1～H.C4：警報設定値 60℃） インナーボックス内負圧警報（H.C1～H.C5：警報設定値-50Pa）	警報装置	インナーボックス内温度上昇警報（H.C1～H.C4：警報設定値 60℃） インナーボックス内負圧警報（H.C1～H.C5：警報設定値-50Pa）	
核的制限値 核燃料物質 取扱量		核的制限値 核燃料物質 取扱量		
主要機器	H.C1：マニピュレータ、気送設備送受信装置、試料保管庫、搬出入扉 H.C2：マニピュレータ、中性子検出器、密度計、天秤、K エッジ-蛍光 X 線装置 H.C3：マニピュレータ、ホットプレート、分光光度計、天秤 H.C4：マニピュレータ、試料保管庫、試料自動処理システム、気送設備送受信装置 H.C5：マニピュレータ	主要機器 H.C1：マニピレータ、気送設備送受信装置、試料保管庫、搬出入扉 H.C2：マニピレータ、中性子検出器、密度計、天秤、K エッジ-蛍光 X 線装置 H.C3：マニピレータ、ホットプレート、分光光度計、天秤 H.C4：マニピレータ、試料保管庫、試料自動処理システム、気送設備送受信装置 H.C5：マニピレータ		
7-5		7-5		

新旧対照表 (変更部のみ抜粋)

変更前		変更案		備考
表 7-3 中放射線グローブボックスの仕様		表 7-3 中放射線グローブボックスの仕様		
取扱室	保障措置第1分析室	取扱室	保障措置第1分析室	
設備番号	G.BM1、G.BM2、G.BM3、G.BM4、G.BM5	設備番号	G.BM1、G.BM2、G.BM3、G.BM4、G.BM5	
材質	本体：ステンレス鋼 窓板：ポリカーボネイト 遮へい体 (G.BM1~G.BM4 本体部)：鉄 2cm 遮へい体 (G.BM1~G.BM4 操作窓)：含鉛メタクリル樹脂 6.7cm 遮へい体 (G.BM5 操作窓)：含鉛メタクリル樹脂 1.7cm 遮へい体 (試料保管庫*)：鉛 1cm、ポリエチレン 5cm ※遮へい体付き試料保管庫は G.BM1 内に設置	材質	本体：ステンレス鋼 窓板：ポリカーボネイト 遮へい体 (G.BM1~G.BM4 本体部)：鉄 2cm 遮へい体 (G.BM1~G.BM4 操作窓)：含鉛メタクリル樹脂 6.7cm 遮へい体 (G.BM5 操作窓)：含鉛メタクリル樹脂 1.7cm 遮へい体 (試料保管庫*)：鉛 1cm、ポリエチレン 5cm ※遮へい体付き試料保管庫は G.BM1 内に設置	
大きさ	幅 約 8.0m×奥行き 約 1.4m×高さ 約 2.0m	大きさ	幅 約 8.0m×奥行き 約 1.4m×高さ 約 2.0m	
耐震設計	Bクラスの地震力に耐えうる設計とする。	耐震設計	Bクラスの地震力に耐えうる設計とする。	
負圧条件	警報条件：グローブボックス内負圧が室内圧に対し-50Pa 通常操作条件：グローブボックス内負圧が室内圧に対し-250Pa~-400Pa	負圧条件	警報条件：グローブボックス内負圧が室内圧に対し-50Pa 通常操作条件：グローブボックス内負圧が室内圧に対し-250Pa~-400Pa	
漏えい率条件	グローブボックス漏えい率：1基あたり 0.1Vol%/h	漏えい率条件	グローブボックス漏えい率：1基あたり 0.1Vol%/h	
ろ過装置	給気：高性能粒子フィルタ 排気：高性能粒子フィルタ	ろ過装置	給気：高性能粒子フィルタ 排気：高性能粒子フィルタ	
警報装置	グローブボックス内温度上昇警報 (G.BM3、G.BM4：警報設定値 60℃) グローブボックス内負圧警報 (G.BM1~G.BM5：警報設定値-50Pa)	警報装置	グローブボックス内温度上昇警報 (G.BM3、G.BM4：警報設定値 60℃) グローブボックス内負圧警報 (G.BM1~G.BM5：警報設定値-50Pa)	
核的制限値 核燃料物質 取扱量		核的制限値 核燃料物質 取扱量		
主要機器	G.BM1：気送設備送受信装置、試料保管庫、搬出入扉 G.BM2：密度計、天秤 G.BM3：ホットプレート G.BM4：K エッジー蛍光 X 線装置、γ線スペクトロメータ、ホットプレート、試料保管庫 G.BM5：天秤、気送設備送受信装置	主要機器	G.BM1：気送設備送受信装置、試料保管庫、搬出入扉 G.BM2：密度計、天秤 G.BM3：ホットプレート G.BM4：K エッジー蛍光 X 線装置、γ線スペクトロメータ、ホットプレート、試料保管庫 G.BM5：密度計、天秤、気送設備送受信装置	
7-6		7-6		

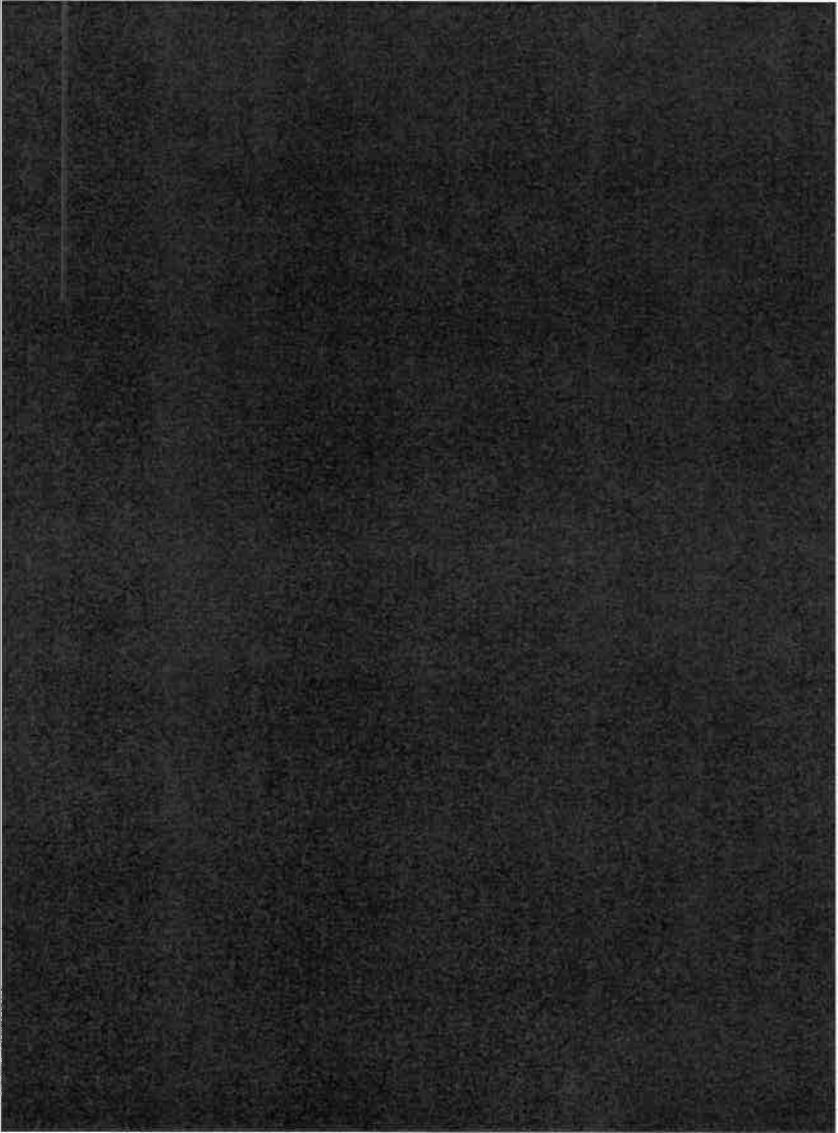
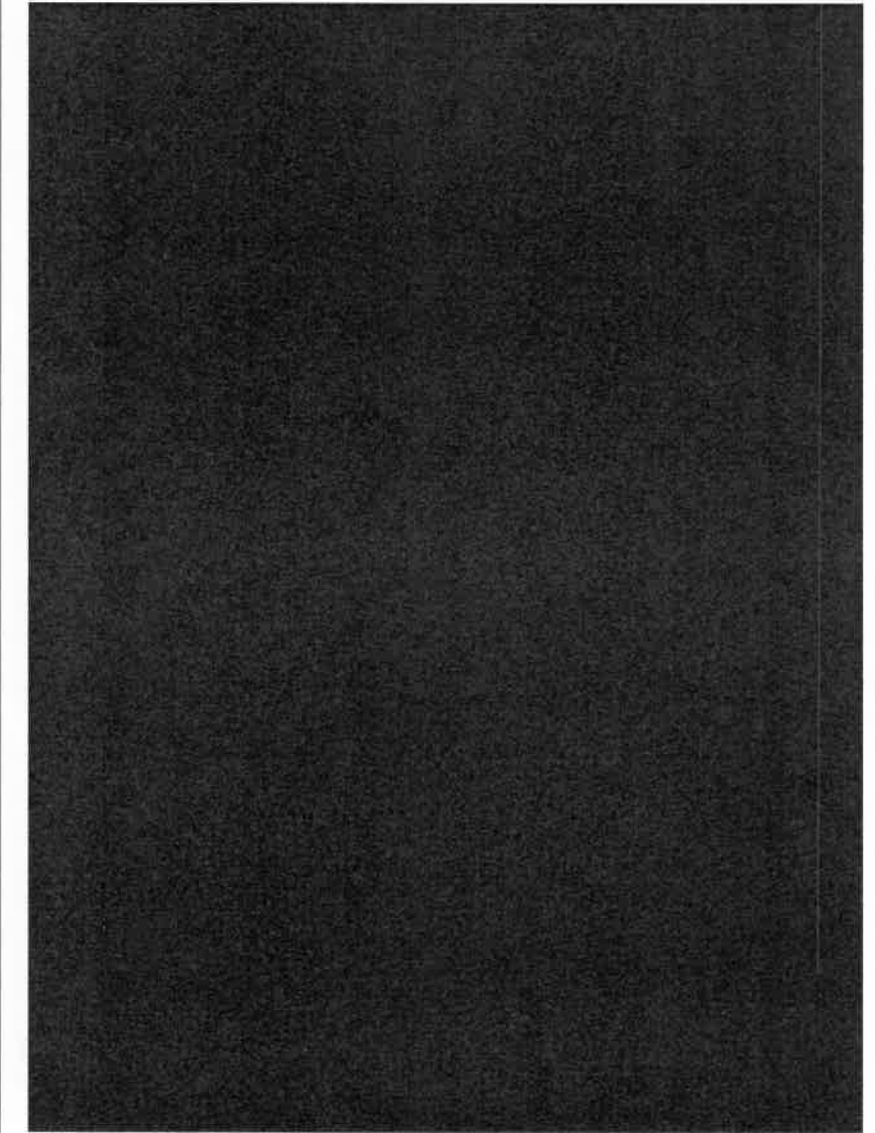
新旧対照表（変更部のみ抜粋）

変更前			変更案			備考
表 9-1 20L ビン及びパディラックの仕様			表 9-1 20L ビン及びパディラックの仕様			
設備の名称	個数	仕様	設備の名称	個数	仕様	
20L ビン	—	分析セル及びグローブボックス（以下、セル等とする）から発生する固体廃棄物を封入する容器である。20L ビンの材質はポリエチレン製で、き裂や破損及び水の浸透や酸による腐食は極めて起こりにくい。また、20L ビンはセル等への接続時以外にはふたが容易に開かない構造になっている。 分析セルおよび中放射性グローブボックスの固体廃棄物を封入する 20L ビンは、パディラックと呼ばれる運搬容器に格納した上で運搬する。	20L ビン	—	分析セル及びグローブボックス（以下、セル等とする）から発生する固体廃棄物を封入する再処理工場の容器である。20L ビンの材質はポリエチレン製で、き裂や破損及び水の浸透や酸による腐食は極めて起こりにくい。また、20L ビンはセル等への接続時以外にはふたが容易に開かない構造になっている。 分析セルおよび中放射性グローブボックスの固体廃棄物を封入する 20L ビンは、パディラックと呼ばれる運搬容器に格納した上で運搬する。	
パディラック	2 基	分析セル及び中放射性グローブボックスの固体廃棄物を封入した 20L ビンを運搬する際に用いる鋼材及び球状黒鉛鋳鉄製の運搬容器である。	パディラック	2 基 2	分析セル及び中放射性グローブボックスの固体廃棄物を封入した 20L ビンを格納し、運搬する鋼材及び球状黒鉛鋳鉄製の再処理工場の運搬容器である。	
			パディラック (搬出入扉)	2 箇所 2	分析セル及び中放射性グローブボックスにそれぞれ 1 箇所ずつある専用の搬出入扉と接続出来る構造である。	
9-7			9-7			

新旧対照表（変更部のみ抜粋）

変更前	変更案	備考																				
<p>1 2 - 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 【閉じ込めの機能について】</p> <table border="1" data-bbox="181 296 981 584"> <tr> <td data-bbox="181 427 405 584">(1) 負圧の維持</td> <td data-bbox="412 296 981 584">分析セル及びグローブボックス内で使用する核燃料物質は、多くは液体（溶液）状であるが、核燃料物質の漏えい防止のため、負圧が-50Pa に達した際に警報を発報させ、分析セル及びグローブボックスの内部の圧力が室内圧に対し正圧となることを防止する。 また、通常の分析セル及びグローブボックスの操作は、上記-50Pa に対して十分な裕度がある負圧で行う。ただし、負圧が深すぎるとマニピュレータやトングのブーツ及びグローブに対する大きな引き込み圧となり、操作に支障が生じる可能性があることから、過去の他施設の検討結果¹⁾を参考に通常の操作においては-250Pa~-400Pa という操作条件を設定する。</td> </tr> </table> <p>【汚染を検査するための設備について】</p> <table border="1" data-bbox="181 659 981 1115"> <tr> <td data-bbox="181 659 405 730">(1) 設置場所</td> <td data-bbox="412 659 981 730">六ヶ所保障措置分析所の出入口の更衣室（第3サブチェンジングルーム）に設置する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 735 405 858">(2) 構造</td> <td data-bbox="412 735 981 858">第3サブチェンジングルームの構造は、汚染拡大防止のため目地等のない構造で設計されている。 壁は耐水性や耐薬品性が高い塩化ビニル樹脂塗装、床は防食性、耐摩耗性が高いエポキシ樹脂塗装を施す。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 863 405 962">(3) 設備・機材</td> <td data-bbox="412 863 981 962">洗浄設備として手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備を設け、放射線測定器としてハンドフットモニタ、サーベイメータ及び汚染除去資材を配備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 967 405 1115">(4) 排水系統について</td> <td data-bbox="412 967 981 1115">洗浄設備からの排水は、一時貯留容器に貯留し放射性物質濃度が基準値以下であることを確認したのち排水を実施する。 一時貯留容器は、手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備にそれぞれ設置する。</td> </tr> </table> <p>【参考文献】 1) グローブボックスの負圧試験（PNC SN8410 89-019、動力炉・核燃料開発事業団、1989年）</p> <p>1 2 - 1</p>	(1) 負圧の維持	分析セル及びグローブボックス内で使用する核燃料物質は、多くは液体（溶液）状であるが、核燃料物質の漏えい防止のため、負圧が-50Pa に達した際に警報を発報させ、分析セル及びグローブボックスの内部の圧力が室内圧に対し正圧となることを防止する。 また、通常の分析セル及びグローブボックスの操作は、上記-50Pa に対して十分な裕度がある負圧で行う。ただし、負圧が深すぎるとマニピュレータやトングのブーツ及びグローブに対する大きな引き込み圧となり、操作に支障が生じる可能性があることから、過去の他施設の検討結果 ¹⁾ を参考に通常の操作においては-250Pa~-400Pa という操作条件を設定する。	(1) 設置場所	六ヶ所保障措置分析所の出入口の更衣室（第3サブチェンジングルーム）に設置する。	(2) 構造	第3サブチェンジングルームの構造は、汚染拡大防止のため目地等のない構造で設計されている。 壁は耐水性や耐薬品性が高い塩化ビニル樹脂塗装、床は防食性、耐摩耗性が高いエポキシ樹脂塗装を施す。	(3) 設備・機材	洗浄設備として手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備を設け、放射線測定器としてハンドフットモニタ、サーベイメータ及び汚染除去資材を配備する。	(4) 排水系統について	洗浄設備からの排水は、一時貯留容器に貯留し放射性物質濃度が基準値以下であることを確認したのち排水を実施する。 一時貯留容器は、手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備にそれぞれ設置する。	<p>1 2 - 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 【閉じ込めの機能について】</p> <table border="1" data-bbox="1032 296 1832 584"> <tr> <td data-bbox="1032 427 1256 584">(1) 負圧の維持</td> <td data-bbox="1263 296 1832 584">分析セル及びグローブボックス内で使用する核燃料物質は、多くは液体（溶液）状であるが、核燃料物質の漏えい防止のため、負圧が-50Pa に達した際に警報を発報させ、分析セル及びグローブボックスの内部の圧力が室内圧に対し正圧となることを防止する。 また、通常の分析セル及びグローブボックスの操作は、上記-50Pa に対して十分な裕度がある負圧で行う。ただし、負圧が深すぎるとマニピュレータやトングのブーツ及びグローブに対する大きな引き込み圧となり、操作に支障が生じる可能性があることから、過去の他施設の検討結果¹⁾を参考に通常の操作においては-250Pa~-400Pa という操作条件を設定する。</td> </tr> </table> <p>【汚染を検査するための設備について】</p> <table border="1" data-bbox="1032 659 1832 1115"> <tr> <td data-bbox="1032 659 1256 730">(1) 設置場所</td> <td data-bbox="1263 659 1832 730">六ヶ所保障措置分析所の出入口の更衣室（第3サブチェンジングルーム）に設置する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1032 735 1256 858">(2) 構造</td> <td data-bbox="1263 735 1832 858">第3サブチェンジングルームの構造は、汚染拡大防止のため目地等のない構造で設計されている。 壁は耐水性や耐薬品性が高い塩化ビニル樹脂塗装、床は防食性、耐摩耗性が高いエポキシ樹脂塗装を施す。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1032 863 1256 962">(3) 設備・機材</td> <td data-bbox="1263 863 1832 962">洗浄設備として手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備を設け、放射線測定器としてハンドフットモニタ、サーベイメータ及び汚染除去資材を配備する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1032 967 1256 1115">(4) 排水系統について</td> <td data-bbox="1263 967 1832 1115">洗浄設備からの排水は、一時貯留容器に貯留し放射性物質濃度が基準値以下であることを確認したのち排水を実施する。 一時貯留容器は、手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備にそれぞれ設置する。</td> </tr> </table> <p>【参考文献】 1) グローブボックスの負圧試験（PNC SN8410 89-019、動力炉・核燃料開発事業団、1989年）</p> <p>1 2 - 1</p>	(1) 負圧の維持	分析セル及びグローブボックス内で使用する核燃料物質は、多くは液体（溶液）状であるが、核燃料物質の漏えい防止のため、負圧が-50Pa に達した際に警報を発報させ、分析セル及びグローブボックスの内部の圧力が室内圧に対し正圧となることを防止する。 また、通常の分析セル及びグローブボックスの操作は、上記-50Pa に対して十分な裕度がある負圧で行う。ただし、負圧が深すぎるとマニピュレータやトングのブーツ及びグローブに対する大きな引き込み圧となり、操作に支障が生じる可能性があることから、過去の他施設の検討結果 ¹⁾ を参考に通常の操作においては-250Pa~-400Pa という操作条件を設定する。	(1) 設置場所	六ヶ所保障措置分析所の出入口の更衣室（第3サブチェンジングルーム）に設置する。	(2) 構造	第3サブチェンジングルームの構造は、汚染拡大防止のため目地等のない構造で設計されている。 壁は耐水性や耐薬品性が高い塩化ビニル樹脂塗装、床は防食性、耐摩耗性が高いエポキシ樹脂塗装を施す。	(3) 設備・機材	洗浄設備として手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備を設け、放射線測定器としてハンドフットモニタ、サーベイメータ及び汚染除去資材を配備する。	(4) 排水系統について	洗浄設備からの排水は、一時貯留容器に貯留し放射性物質濃度が基準値以下であることを確認したのち排水を実施する。 一時貯留容器は、手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備にそれぞれ設置する。	<p>1 2 - 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より抜粋</p>
(1) 負圧の維持	分析セル及びグローブボックス内で使用する核燃料物質は、多くは液体（溶液）状であるが、核燃料物質の漏えい防止のため、負圧が-50Pa に達した際に警報を発報させ、分析セル及びグローブボックスの内部の圧力が室内圧に対し正圧となることを防止する。 また、通常の分析セル及びグローブボックスの操作は、上記-50Pa に対して十分な裕度がある負圧で行う。ただし、負圧が深すぎるとマニピュレータやトングのブーツ及びグローブに対する大きな引き込み圧となり、操作に支障が生じる可能性があることから、過去の他施設の検討結果 ¹⁾ を参考に通常の操作においては-250Pa~-400Pa という操作条件を設定する。																					
(1) 設置場所	六ヶ所保障措置分析所の出入口の更衣室（第3サブチェンジングルーム）に設置する。																					
(2) 構造	第3サブチェンジングルームの構造は、汚染拡大防止のため目地等のない構造で設計されている。 壁は耐水性や耐薬品性が高い塩化ビニル樹脂塗装、床は防食性、耐摩耗性が高いエポキシ樹脂塗装を施す。																					
(3) 設備・機材	洗浄設備として手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備を設け、放射線測定器としてハンドフットモニタ、サーベイメータ及び汚染除去資材を配備する。																					
(4) 排水系統について	洗浄設備からの排水は、一時貯留容器に貯留し放射性物質濃度が基準値以下であることを確認したのち排水を実施する。 一時貯留容器は、手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備にそれぞれ設置する。																					
(1) 負圧の維持	分析セル及びグローブボックス内で使用する核燃料物質は、多くは液体（溶液）状であるが、核燃料物質の漏えい防止のため、負圧が-50Pa に達した際に警報を発報させ、分析セル及びグローブボックスの内部の圧力が室内圧に対し正圧となることを防止する。 また、通常の分析セル及びグローブボックスの操作は、上記-50Pa に対して十分な裕度がある負圧で行う。ただし、負圧が深すぎるとマニピュレータやトングのブーツ及びグローブに対する大きな引き込み圧となり、操作に支障が生じる可能性があることから、過去の他施設の検討結果 ¹⁾ を参考に通常の操作においては-250Pa~-400Pa という操作条件を設定する。																					
(1) 設置場所	六ヶ所保障措置分析所の出入口の更衣室（第3サブチェンジングルーム）に設置する。																					
(2) 構造	第3サブチェンジングルームの構造は、汚染拡大防止のため目地等のない構造で設計されている。 壁は耐水性や耐薬品性が高い塩化ビニル樹脂塗装、床は防食性、耐摩耗性が高いエポキシ樹脂塗装を施す。																					
(3) 設備・機材	洗浄設備として手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備を設け、放射線測定器としてハンドフットモニタ、サーベイメータ及び汚染除去資材を配備する。																					
(4) 排水系統について	洗浄設備からの排水は、一時貯留容器に貯留し放射性物質濃度が基準値以下であることを確認したのち排水を実施する。 一時貯留容器は、手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備にそれぞれ設置する。																					

新旧対照表 (変更部のみ抜粋)

変更前	変更案	備考
		<p>本文添付図面より抜粋 図 2-3</p>

新旧対照表 (変更部のみ抜粋)

変更前	変更案	備考
<p>図2-4 六ヶ所再稼働施設新地下1階における主な設備等設置等の流れ</p>	<p>図2-4 六ヶ所再稼働施設新地下1階における主な設備等設置等の流れ</p>	<p>本文添付図面より抜粋 図2-4</p>

新旧対照表（変更部のみ抜粋）

変更前			
表3-1 評価を行うための分析セル及びグローブボックスにおける核燃料物質の量			
分析セル等の番号	使用方法	最大取扱量	化学形及び形状
H. C 1	試料受入・保管	[Redacted]	硝酸溶液
			硝酸溶液
			硝酸溶液
			硝酸溶液
H. C 2	Pu、U濃度測定 密度測定 分取・秤量		硝酸溶液
			硝酸溶液
			硝酸溶液
H. C 3	Pu濃度測定 溶解 原子価調整		硝酸溶液
			硝酸溶液
			硝酸溶液
			硝酸溶液
H. C 4	試料保管 化学分離 試料送出		硝酸溶液
			硝酸溶液
		硝酸溶液	
H. C 5	試料、物品搬入	硝酸乾固物	
		硝酸乾固物	
G. BM 1	試料受入・保管	硝酸溶液、粉末	
		硝酸溶液、粉末	
G. BM 2	密度測定 分取・秤量	硝酸溶液、粉末	
		硝酸溶液、粉末	
G. BM 3	溶解	硝酸溶液、粉末	
		硝酸溶液、粉末	
G. BM 4	Pu、U濃度測定 溶解	硝酸溶液	
		硝酸溶液	
G. BM 5	分取・秤量 試料送出	硝酸溶液	
		硝酸溶液	
G. B L 1	試料受入れ	硝酸溶液	
		硝酸溶液	
障-7			

変更案				備考
表3-1 評価を行うための分析セル及びグローブボックスにおける核燃料物質の量				添付-1 障害対策書 3. 放射線の遮へい 3. 2 外部被ばくに係る線量率の推定より抜粋
分析セル等の番号	使用方法	最大取扱量	化学形及び形状	
H. C 1	試料受入・保管	[Redacted]	硝酸溶液	
			硝酸溶液	
			硝酸溶液	
			硝酸溶液	
H. C 2	Pu、U濃度測定 密度測定 分取・秤量		硝酸溶液	
			硝酸溶液	
			硝酸溶液	
H. C 3	Pu濃度測定 溶解 原子価調整		硝酸溶液	
			硝酸溶液	
			硝酸溶液	
			硝酸溶液	
H. C 4	試料保管 化学分離 試料送出		硝酸溶液	
			硝酸溶液	
		硝酸溶液		
H. C 5	試料、物品搬入	硝酸乾固物		
		硝酸乾固物		
G. BM 1	試料受入・保管	硝酸溶液、粉末		
		硝酸溶液、粉末		
G. BM 2	密度測定 分取・秤量	硝酸溶液、粉末		
		硝酸溶液、粉末		
G. BM 3	溶解	硝酸溶液、粉末		
		硝酸溶液、粉末		
G. BM 4	Pu、U濃度測定 溶解	硝酸溶液		
		硝酸溶液		
G. BM 5	分取・秤量 試料送出 密度測定	硝酸溶液		
		硝酸溶液		
G. B L 1	試料受入れ	硝酸溶液		
		硝酸溶液		
障-7				

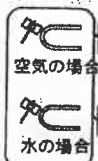
新旧対照表 (変更部のみ抜粋)

変更前	変更案	備考
<p>4. 放射線業務従事者の被ばく評価</p> <p>4. 1 前提条件 放射線業務従事者の線量はフィルムバッジ、ポケット線量計等の個人線量計を必要に応じて着用し、法令に定められた線量限度を超えないように管理するとともに、分析セル及びグローブボックスにおける核燃料物質の使用量の制限、適切な遮へいを講ずることにより被ばくの低減を図る。</p> <p>4. 2 放射線業務従事者の線量の評価 本施設における作業環境の外部被ばくに係る線量率を評価した結果、最大となる箇所は保障措置第1分析室中放射性グローブボックスG. BM5前面で6.48 $\mu\text{Sv/h}$であった。この値は遮へい設計で定めた設計基準値10 $\mu\text{Sv/h}$を下回っている。 本施設で作業する放射線業務従事者が、中放射性グローブボックスG. BM5前面で1年間作業を行うと仮定した場合の推定される実効線量は、年間約15.6 mSvであり、法令に定める線量限度を下回っている。なお、年間作業時間は2,400時間(48時間/週×50週/年)とした。</p> <p>4. 3 放射線業務従事者の等価線量(手)の評価 本施設内で核燃料物質をグローブで取り扱う場合の放射線業務従事者の手の被ばく線量を評価する。評価は、最も多くの核燃料物質をグローブで取り扱うG. BM5で行った。</p> <p>4. 3. 1 G. BM5内で取り扱う試料 G. BM5内では、再処理工場から受け取ったプルトニウム分析用試料を取り扱い、そのプルトニウム量は\blacksquare(G. BM5における最大取扱量)である。このプルトニウム分析用試料は、48時間に1度再処理施設から本施設に送られ、G. BM5内でただちに分取・秤量作業を行い、\blacksquareの試料に希釈した上で低レベルグローブボックスへ送られる。分取された残りの試料は再処理工場へ払い出す。この一連の操作にかかる時間は30分程度である。従って、同一作業員が年間通してこの作業に従事した場合の作業時間は92時間/年である。</p> <p>4. 3. 2 等価線量の計算 上記の作業を行った場合の作業員の年間の手の被ばく線量を計算した。なお、この作業はピンセットやマイクロピペットを用いて行われるので、作業員の手から線源(G. BM5の最大取扱量であるプルトニウム\blacksquare+ウラン\blacksquare)までの距離は20cmとして評価した。 線源から20cm地点での線量率 441 ($\mu\text{Sv/h}$) 年間の作業時間 92 (h/y)</p> <p>よって、放射線業務従事者の手の等価線量は、 441×92=40.6 (mSv/y) となり、年間の等価線量限度である500 mSv/yを十分に下回っている。</p> <p style="text-align: center;">障-21</p>	<p>4. 放射線業務従事者の被ばく評価</p> <p>4. 1 前提条件 放射線業務従事者の線量はフィルムバッジ、ポケット線量計等の個人線量計を必要に応じて着用し、法令に定められた線量限度を超えないように管理するとともに、分析セル及びグローブボックスにおける核燃料物質の使用量の制限、適切な遮へいを講ずることにより被ばくの低減を図る。</p> <p>4. 2 放射線業務従事者の線量の評価 本施設における作業環境の外部被ばくに係る線量率を評価した結果、最大となる箇所は保障措置第1分析室中放射性グローブボックスG. BM5前面で6.48 $\mu\text{Sv/h}$であった。この値は遮へい設計で定めた設計基準値10 $\mu\text{Sv/h}$を下回っている。 本施設で作業する放射線業務従事者が、中放射性グローブボックスG. BM5前面で1年間作業を行うと仮定した場合の推定される実効線量は、年間約15.6 mSvであり、法令に定める線量限度を下回っている。なお、年間作業時間は2,400時間(48時間/週×50週/年)とした。</p> <p>4. 3 放射線業務従事者の等価線量(手)の評価 本施設内で核燃料物質をグローブで取り扱う場合の放射線業務従事者の手の被ばく線量を評価する。評価は、最も多くの核燃料物質をグローブで取り扱うG. BM5で行った。</p> <p>4. 3. 1 G. BM5内で取り扱う試料 G. BM5内では、再処理工場から受け取ったプルトニウム分析用試料を取り扱い、そのプルトニウム量は\blacksquare(G. BM5における最大取扱量)である。このプルトニウム分析用試料は、48時間に1度再処理施設から本施設に送られ、G. BM5内でただちに分取・秤量及び密度測定作業を行い、\blacksquareの試料に希釈した上で低レベルグローブボックスへ送られる。分取された残りの試料は再処理工場へ払い出す。この一連の操作にかかる時間は30分程度である。従って、同一作業員が年間通してこの作業に従事した場合の作業時間は92時間/年である。</p> <p>4. 3. 2 等価線量の計算 上記の作業を行った場合の作業員の年間の手の被ばく線量を計算した。なお、この作業はピンセットやマイクロピペットを用いて行われるので、作業員の手から線源(G. BM5の最大取扱量であるプルトニウム\blacksquare+ウラン\blacksquare)までの距離は20cmとして評価した。 線源から20cm地点での線量率 441 ($\mu\text{Sv/h}$) 年間の作業時間 92 (h/y)</p> <p>よって、放射線業務従事者の手の等価線量は、 441×92=40.6 (mSv/y) となり、年間の等価線量限度である500 mSv/yを十分に下回っている。</p> <p style="text-align: center;">障-21</p>	<p>備考</p> <p>添付-1 障害対策書より抜粋 4.3.1 G. BM5内で取り扱う試料</p>

密度計について

原理

➤ 基準となる振幅周期を与えた中空のU字管は、内部に満たされた物質の密度によって周期が変動する。この原理を利用した装置が、振動型密度計である。



空気の場合
振幅が小さく、振動数が多くなる。

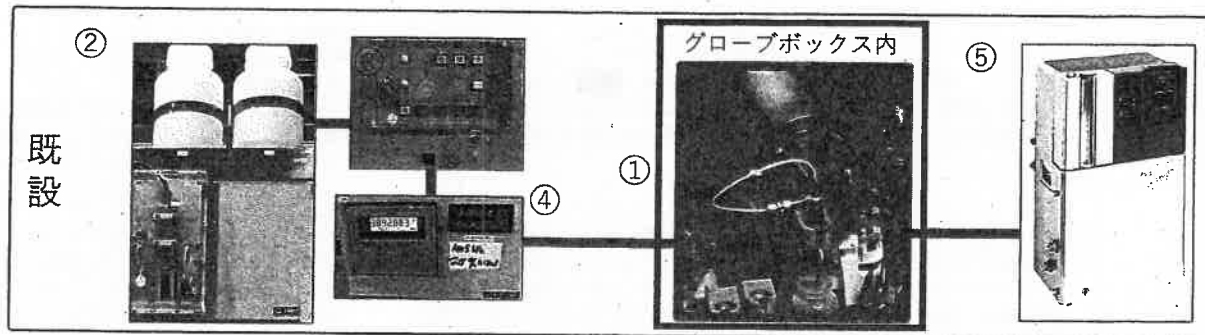


水の場合
振幅が大きく、振動数が少ない。

周期は、温度、外部からの振動及び物質の充填具合により影響を受けるため、環境（温度、湿度）を一定に保つための対策が必要となる。

導入予定機は、既設密度計構成機器の機能が全て装置内に組み込まれている。

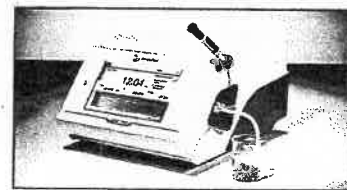
既設密度計の構成機器



①測定セル ②ポンプ/洗浄タンク ③制御装置 ④演算機 ⑤恒温槽

新型密度計（導入予定）

グローブボックス内



材質：ステンレス（外形部）
電源：AC100～240V（3A）
重量：13.5kg
寸法：375×265×180（mm）

添付-1

障害対策書

目 次

1. まえがき	障-1
2. 閉じ込めの機能	
2. 1 管理区域の設定	障-2
2. 2 分析セル等の構造	障-2
2. 3 給排気による負圧維持	障-3
3. 放射線の遮へい	
3. 1 放射線の遮へい	障-5
3. 2 外部被ばくに係る線量率の推定	障-5
4. 放射線業務従事者の線量率の評価	
4. 1 前提条件	障-21
4. 2 放射線業務従事者の線量の評価	障-21
4. 3 放射線業務従事者の等価線量(手)の評価	
4. 3. 1 G. BM5内で取り扱う試料	障-21
4. 3. 2 等価線量の計算	障-21
4. 4 内部被ばく	障-22
5. 気体廃棄物の処理方法	障-23
6. 液体廃棄物の処理方法	障-24
7. 固体廃棄物の処理方法	障-25
8. 放射線管理	
8. 1 作業環境の放射線管理	障-26
8. 2 放射線業務従事者の被ばく管理	障-26
9. 一般公衆への影響評価	
9. 1 気体廃棄物	障-27
9. 2 液体廃棄物	障-27
9. 3 本施設内の線源からの放射線による周辺監視区域境界での線量率	障-27

1. まえがき

本障害対策書は、六ヶ所保障措置分析所（以下「本施設」という。）における放射線管理、放射線の遮へい等について記述したものである。

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」という。）、プルトニウム溶液等であり分析セル及びグローブボックス内で取り扱う。ウランのみを取り扱う場合はフード内または建屋排気系により換気された室内で取り扱う。

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、分析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設置するとともに、核燃料物質の取扱量を制限する。

また、分析セル及びグローブボックス内の試料は、遮へい機能を有した試料保管庫に保管する。

核燃料物質等の漏洩防止対策としては、分析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は負圧管理を、フードについては開口部の風速管理を厳重に行い、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。

2. 閉じ込めの機能

核燃料物質を限定された区域に閉じ込めて、作業環境及び周辺環境への汚染拡大を防止するため本施設に以下の閉じ込め機能を設ける。

2. 1 管理区域の設定

本施設に管理区域を設定し、管理区域内に核燃料物質を取り扱う設備を設置する。核燃料物質は分析セル、グローブボックス及びフード（以下「分析セル等」という。）の中で取り扱う（ただし、ウランのみを取り扱う場合は建屋排気系により換気された室内で取り扱う場合がある）。分析セル等は、十分な閉じ込め機能を有するので、核燃料物質によって作業環境の汚染が発生しないように管理する。

2. 2 分析セル等の構造

① 分析セルの構造

核分裂生成物を多量に含む非密封の核燃料物質は、気密構造の分析セルの中で取り扱い作業環境の汚染を防止する。分析セルの閉じ込め機能はインナーボックスで担保する。インナーボックスの材質は本体がステンレス鋼であり溶接により気密に作られる。また、窓板はポリカーボネイト板でありインナーボックスのフランジ面にガスケットを介して固定されており漏れを防ぎ、インナーボックスとして使用時圧力におけるリーク率が1時間につき0.1体積%以下の気密性を有するように製作する。

インナーボックスの外側は鉛ガラス製等の操作窓を設けた鉛等の遮へい材で囲み、核分裂生成物等からの放射線を遮へいし、被ばく線量を低減する。

分析セル内の機器及び分析試料等はマニプレータを介して取り扱う。分析セルとグローブボックス間は気送設備で連結し、分析試料等の搬送に伴う気密破壊及び分析セル外への汚染を防止する。

② グローブボックスの構造

非密封の核燃料物質は、気密構造のグローブボックス内で取り扱い、作業環境の汚染を防止する。グローブボックスの本体は材質がステンレス鋼であり溶接により気密に作られる。

窓板は押さえ板によりグローブボックス本体のフランジ面にガスケットを介し固定されており漏れを防ぐ。また、グローブポート取付部等の貫通部あるいはグローブボックス相互の接続部等もガスケット等の使用により漏れを防ぎ、グローブボックス全体として使用時圧力におけるリーク率が1時間につき0.1体積%以下の気密性を有するように製作する。

グローブボックスへの物品の出し入れはバッグポートに取り付けたビニルバッグにより気密性を損なうことなく行われる。グローブボックス間の搬送はグローブボックス相互を搬送用トンネル又は気送設備で連結し、分析試料等の搬送に伴う気密破壊及びグローブボックス外への汚染を防止する。

③ フードの構造

ウランのみを取り扱う作業は、フード内で行う。フード本体の材質は外箱が一般構造用鋼材、内張りがステンレス鋼等で、前面の窓板の一部が開口状態になっており、フード内部から排気することにより開口部から空気を流入させて、核燃料物質がフード外へ飛散することを防止する。

2. 3 給排気による負圧維持

分析セル等は、専用の排気系を設けてその内部を負圧にし、又は内部への空気流入を維持することにより、核燃料物質の作業環境中への漏洩を防止する。

① 分析セル及びグローブボックスの給排気と負圧維持

分析セル及びグローブボックス内の負圧は、下記のとおり給気と排気のバランスにより維持される。給気は室内空気を給気口から吸引し、排気は排気口から排風機の連続運転によって強制排気することにより、分析セル及びグローブボックス内は室内圧に対し負圧に維持する。分析セル及びグローブボックスを通常操作する際の負圧は -250Pa ～ -400Pa とする。また、負圧が -50Pa に達した際は、警報を発する装置を設け、核燃料物質の作業環境への漏洩を防止する。

分析セル及びグローブボックスの排気口には高性能粒子フィルタを2段に設置し、分析セル及びグローブボックスからの排気をろ過した後、再処理工場分析建屋内のグローブボックス系排気ダクトに排出する。

万一、排風機が故障した場合は、直ちに予備排風機に自動的に切り換えられるようになっており、分析セル及びグローブボックス内は常時負圧に保たれる。

② フードの給排気

フードの給気は開口部から室内の空気を吸引し、排気は排気口から排風機の連続運転によって排気する。

フードは気密構造ではないが、排風機の連続運転により前面窓板部が1/3開口状態において開口部の空気流入風速を 0.5m/s 以上に維持するだけの排風量が確保できるように排気設備が設計されているので核燃料物質の作業環境への漏洩が防止される。

また、フード排気系には高性能粒子フィルタが設置されていないが、以下の評価により本施設からの排気が核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日号外原子力規制委員会告示第8号）の周辺監視区域の濃度限度未満であることを確認している。

[評価条件]

- ・ウラン使用量：■■（フードでの取扱量の合計、濃縮度は100%とする）
- ・ ^{235}U の比放射能： $8.01 \times 10^4 \text{Bq/g}$
- ・フード排風量： $1.8 \times 10^9 \text{cm}^3/\text{h}$ （ウランを使用する地上1階フード2基分）

- ・飛散率*1 : 10^{-3}
- ・ウラン使用時間 : 1日8時間×90日 = 720時間

[評価結果]

以上の条件より、3ヶ月平均濃度は、

$$45 \times 8.01 \times 10^4 \times 10^{-3} / (1.8 \times 10^9 \times 720) = 2.8 \times 10^{-9} \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$$

となり、周辺監視区域の²³⁵U濃度限度 2×10^{-8} (Bq/cm³) の約10分の1である。

フード系の排風機は常時2台が運転され、必要な排風量が確保されている。万一、排風機が故障したとしても2台同時に故障する確率は低く、排風機1台によりフードの排気が行なわれるので、作業環境の汚染が生じるおそれはない。

③ 管理区域の排気

管理区域の部屋には分析セル等とは別の建屋排気系が設けられており、万一、当該室で空気汚染が発生した場合は、汚染した空気を排気により除去する。

建屋系の排風機は常時2台が運転され部屋の排気が確保されている。万一、排風機が故障したとしても2台同時に故障する確率は低く、排風機1台により部屋の排気が行なわれるので部屋の換気は維持できる。

*1 排気・排水に係る放射性同位元素濃度管理ガイドライン、平成13年4月、(社)日本医学放射線学会、(社)日本放射線技術学会、日本核医学会、日本核医学技術学会

3. 放射線の遮へい

3. 1 放射線の遮へい

本施設においては、以下のような対策を施し、放射線業務従事者の外部被ばくに係る線量を合理的に達成可能な限り低減する。

本施設においては、核燃料物質を取り扱う設備・機器は、管理区域内の放射線遮へいを考慮した厚みの壁を有した室内に設置し、他施設からの放射線被ばくを防止する。また、放射線業務従事者は放射線遮へいを考慮した厚みの遮へい体を有した分析セル及びグローブボックス内で核燃料物質を取り扱うとともに、マニプレータ等の使用により核燃料物質との距離を確保し、外部被ばくに係る線量を低減する。

分析セル及びグローボックスの遮へい材料は、鉛、鉄及びポリエチレンであり、取り扱う核燃料物質の量、性状等を考慮して厚さを決定する。また、分析セル及び遮へい体を有するグローボックスには、内部観察のため、遮へい体の一部に鉛ガラス製の窓板を取り付ける。

3. 2 外部被ばくに係る線量率の推定

(1) 前提条件

本施設の外部被ばく対策は、遮へい体によって線量率を予め決められた設計基準値以下に抑えることにより行う。そのため、分析セル及びグローボックス内で取り扱う核燃料物質の量に対し、設計基準値を超えないような遮へい体の厚さ等を決定する。また、気送設備を設置し、再処理工場と試料の受払を行う分析セル及びグローボックス内には試料を一時保管するための試料保管庫を設置し、試料からの線量を低減する。

外部被ばくに係る線量の推定にあたっては、分析セル及びグローボックス内の分析試料からの線量に加え、隣接する再処理工場分析建屋の分析室からの寄与も考慮して行う。

外部被ばくに係る設計基準値は再処理工場と同じ $10 \mu\text{Sv/h}$ 以下とする。

(2) 線量の推定方法

本施設で使用する核燃料物質からは α 線、 β 線、 γ 線及び中性子線が放出される。

① α 線及び β 線による線量率

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ものは ^{238}Pu から放出される 5.5 MeV^2 で、この α 線の空気中における最大飛程は、約 4 cm^2 である。

また、本施設で使用する核燃料物質から放出される β 線のうち、最もエネルギーの高いものは、 ^{241}Pu から放出される 20.8 KeV^3 で、空気中における最大飛程は約 0.7 cm^3 である。

* 2 村上悠紀夫、団野皓文、小林昌敏、編 「放射線データブック」 地人書館(1982)

* 3 アイソトープ手帳(改定7版)、日本アイソトープ協会(1982)

核燃料物質は分析セル及びグローブボックス内で取り扱われ、核燃料物質と作業者との距離は30cm以上あり、さらにグローブボックスパネル等の障壁がある。従って、全ての α 線及び β 線は空気あるいはグローブボックスパネル等に阻止されるので、 α 線及び β 線による線量率の寄与は無視できる。

② γ 線及び中性子線による線量率

本施設は、再処理工場からの分析用試料の分析施設であることから、取り扱う核燃料物質は少量であるが、その化学形及び形状は多様である。分析セル及びグローブボックス内の核燃料物質の取り扱い量及びその形状を表3-1に、分析セル及びグローブボックスにおける遮へい条件を表3-2に示す。

③ 分析セルの遮へい計算

本評価に用いる計算コードは、 γ 線については点減衰計算コードQADを、中性子については1次元輸送計算コードANISNと核データライブラリDLC-23Eを用いる。

評価に使用した線源強度を表3-3に、分析試料の γ 線及び中性子線のエネルギースペクトルを表3-4、表3-5及び表3-6に示す。分析セル遮へい計算モデルを図-1に示す。

④ 中放射性グローブボックスの遮へい計算

本評価に用いる計算コードは、 γ 線については点減衰計算コードQADを、中性子については1次元輸送計算コードANISNと核データライブラリDLC-23Eを用いる。

分析用試料の線源強度は、表3-7に示す遮へい設計用燃料仕様に基づきORIGEN2コードにより算出し、核種組成に従って合成することにより求められたものを使用する。評価に使用した線源強度を表3-8に、分析試料の γ 線及び中性子線のエネルギースペクトルを表3-9、表3-10及び表3-11に示す。

(3) 線量率の計算結果

分析セル及びグローブボックスの評価点における γ 線及び中性子線による線量率の計算結果を表3-12に示す。表3-12より各分析セル及びグローブボックスの評価点において $10\mu\text{Sv/h}$ を超えることはない。また、最大の線量であるG. BM5とそれに隣接するG. BM4の線量を足し合わせても $9.51\mu\text{Sv/h}$ であり、隣接ボックスの寄与を考慮しても $10\mu\text{Sv/h}$ を超えることはない。

なお、本施設に隣接する再処理工場分析建屋分析室からの線量率評価への寄与は、分析室が本施設と同じ遮へい設計区分I2（設計値 $10\mu\text{Sv/h}$ ）であり、各部屋のコンクリート壁の遮へい効果を考慮するとその影響は無視できる。

表3-1 評価を行うための分析セル及びグローブボックスにおける核燃料物質の量

分析セル等の番号	使用方法	最大取扱量	化学形及び形状
H. C 1	試料受入・保管	高レベル廃液試料 ■ $\times 10^{12}$ Bq (ジャグカートリッジ 8本)	硝酸溶液
		インプット試料 ■ $\times 10^{12}$ Bq (ジャグカートリッジ 24本)	硝酸溶液
		プルトニウム ■ g	硝酸溶液
		ウラン ■ g	硝酸溶液
H. C 2	Pu、U 濃度測定 密度測定 分取・秤量	高レベル廃液試料 ■ $\times 10^{12}$ Bq	硝酸溶液
		インプット試料 ■ $\times 10^{11}$ Bq	硝酸溶液
		プルトニウム ■ g	硝酸溶液
		ウラン ■ g	硝酸溶液
H. C 3	Pu 濃度測定 溶解 原子価調整	高レベル廃液試料 ■ $\times 10^{12}$ Bq	硝酸溶液
		インプット試料 ■ $\times 10^{11}$ Bq	硝酸溶液
		プルトニウム ■ g	硝酸溶液
		ウラン ■ g	硝酸溶液
H. C 4	試料保管 化学分離 試料送出	高レベル廃液試料 ■ $\times 10^{12}$ Bq	硝酸溶液
		インプット試料 ■ $\times 10^{11}$ Bq	硝酸溶液
		プルトニウム ■ g	硝酸溶液
		ウラン ■ g	硝酸溶液
H. C 5	試料、物品搬入	プルトニウム ■ g	硝酸乾固物
		ウラン ■ g	硝酸乾固物
G. BM 1	試料受入・保管	プルトニウム ■ g	硝酸溶液、粉末
		ウラン ■ g (ジャグカートリッジ 36本)	硝酸溶液、粉末
G. BM 2	密度測定 分取・秤量	プルトニウム ■ g	硝酸溶液、粉末
		ウラン ■ g	硝酸溶液、粉末
G. BM 3	溶解	プルトニウム ■ g	硝酸溶液、粉末
		ウラン ■ g	硝酸溶液、粉末
G. BM 4	Pu、U 濃度測定 溶解	プルトニウム ■ g	硝酸溶液
		ウラン ■ g	硝酸溶液
G. BM 5	分取・秤量 試料送出 密度測定	プルトニウム ■ g	硝酸溶液
		ウラン ■ g	硝酸溶液

表3-1 評価を行うための分析セル及びグローブボックスにおける核燃料物質の量
(つづき)

分析セル等の番号	使用方法	最大取扱量	化学形及び形状
G. B L 1	試料受入れ	プルトニウム ■ g ウラン ■ g	硝酸溶液 硝酸溶液
G. B L 2	化学分離	プルトニウム ■ g ウラン ■ g	硝酸溶液 硝酸溶液
G. B L 3	U濃度測定 試料送出	プルトニウム ■ g ウラン ■ g	硝酸溶液 硝酸溶液
G. B L 4	化学分離	プルトニウム ■ g ウラン ■ g	硝酸溶液 硝酸溶液
G. B L 5	α 放射能測定	プルトニウム ■ g ウラン ■ g	硝酸溶液 硝酸溶液
G. B 1 m 1 G. B 1 m 2	洗浄	プルトニウム ■ g ウラン ■ g	硝酸溶液 硝酸溶液
G. B 2 m 1 G. B 2 m 2	試料受入れ 試料塗布	プルトニウム ■ g ウラン ■ g	硝酸溶液 硝酸溶液
G. B 3 m 1 G. B 3 m 2	同位体測定	プルトニウム ■ g ウラン ■ g	硝酸溶液、乾固物 硝酸溶液、乾固物

表3-2 分析セル及びグローブボックスの遮へい条件

分析セル等 番 号	遮へい体 材 質	遮へい体厚 さ; T (cm)	線源から内壁面迄の 距離; L1 (cm)	外壁面から評価点迄の 距離; L2 (cm)
H. C 1	(本体部) 鉛 ポリエチレン	19.4 7	25	20
	(窓部) 鉛ガラス メタクリル樹脂	50 7	25	0
	(試料保管庫) 鉛 ポリエチレン	2 10	35	20
H. C 2	(本体部) 鉛 ポリエチレン	19.4 7	25	20
H. C 3	(窓部) 鉛ガラス メタクリル樹脂	50 7	25	0
H. C 4	(本体部) 鉛	16.4	25	20
H. C 5 (H. C 4か らの寄与)	(窓部) 鉛ガラス	39	25	0
	(本体部) 鉛	16.4	145	20
H. C 5 (H. C 4か らの寄与)	(窓部) 鉛ガラス	39	145	0

表 3-2 分析セル及びグローブボックスの遮へい条件 (続き)

分析セル等 番 号	遮へい体 材 質	遮へい体厚さ T (cm)	線源から内壁面迄の 距離; L1 (cm)	外壁面から評価点迄の 距離; L2 (cm)
G. BM1	(本体部) 鉄	2	40	20
	(窓部) 含鉛メタクリ ル樹脂	6.7	40	15.3
	(試料 保管庫) 鉛 ポリエチレン	1 5	46	20
G. BM2 G. BM3 G. BM4	(本体部) 鉄	2	40	20
	(窓部) 含鉛メタクリ ル樹脂	6.7	40	15.3
G. BM5	(窓部) 含鉛メタクリ ル樹脂	1.7	23.2	0
G. BL1	—	—	40	0
G. BL2 G. BL3 G. BL4 G. BL5	—	—	25	0

表 3-3 分析セルの遮へい評価に使用した線源強度

適用	分析試料	最大取扱量 又は保管量 (ジャグ数)	ガンマ線線源強度 (線源濃度)	中性子線線源強度 (線源濃度)
			ガンマ線スペクトル	中性子線スペクトル
分析セル	高レベル廃液 の原液 HC1/HC2で 取り扱い	■■■ (4本)	4.32E+12 Bq (1.07E+17 Bq/m ³)	2.46E+04 n/s (6.16E+09 n/s/m ³)
			S4D	Cm242
	インプットの 原液 HC1/HC2で 取り扱い	■■■ (4本)	4.47E+11 Bq (1.12E+16 Bq/m ³)	2.81E+04 n/s (7.01E+08 n/s/m ³)
			S0M	Cm242
試料 保管庫	高レベル廃液 試料	■■■ (4本)	4.32E+12 Bq (1.07E+17 Bq/m ³)	2.46E+05 n/s (6.16E+09 n/s/m ³)
			S4D	Cm242
	インプット	■■■ (20本)	2.24E+12 Bq (1.12E+16 Bq/m ³)	1.41E+05 n/s (7.01E+08 n/s/m ³)
			S0M	Cm242

表3-4 ガンマ線エネルギースペクトル (ORIGEN2群構造)

No	エネルギー (MeV)	SOM ($\gamma/sec/Bq$)	S4D ($\gamma/sec/Bq$)
1	0.01	1.8E-01	1.8E-01
2	0.03	4.4E-02	4.3E-02
3	0.05	4.5E-02	4.5E-02
4	0.06	3.6E-02	3.7E-02
5	0.09	2.5E-02	2.5E-02
6	0.13	2.7E-02	2.7E-02
7	0.23	2.1E-02	2.2E-02
8	0.38	1.3E-02	1.3E-02
9	0.58	2.8E-01	2.6E-01
10	0.85	9.2E-02	7.8E-02
11	1.25	2.1E-02	1.4E-02
12	1.75	6.6E-04	6.0E-04
13	2.25	5.5E-04	5.1E-04
14	2.75	1.6E-05	1.4E-05
15	3.50	2.0E-06	1.8E-06
16	5.00	2.6E-09	1.0E-09
17	7.00	3.0E-10	1.2E-10
18	9.50	3.4E-11	1.4E-11

表3-5 中性子線エネルギースペクトル (DLC-23E 群構造)

No	下限エネルギー (MeV)	上限エネルギー (MeV)	Cm-242 (α , n) 反応
1	1.22E+01	1.05E+01	0.0
2	1.00E+01	1.22E+01	0.0
3	8.18E+00	1.00E+01	0.0
4	6.36E+00	8.18E+00	0.0
5	4.96E+00	6.36E+00	0.0
6	4.06E+00	4.96E+00	5.2E-02
7	3.01E+00	4.06E+00	3.9E-01
8	2.46E+00	3.01E+00	2.8E-01
9	2.35E+00	2.46E+00	4.7E-02
10	1.83E+00	2.35E+00	1.5E-01
11	1.11E+00	1.83E+00	6.8E-02
12	5.50E-01	1.11E+00	6.7E-03
13	1.11E-01	5.50E-01	1.1E-03
14	3.35E-03	1.11E-01	0.0
15	5.83E-04	3.35E-03	0.0
16	1.01E-04	5.83E-04	0.0
17	2.90E-05	1.01E-04	0.0
18	1.07E-05	2.90E-05	0.0
19	3.06E-06	1.07E-05	0.0
20	1.12E-06	3.06E-06	0.0
21	4.14E-07	1.12E-06	0.0
22	0.0	4.14E-07	0.0
計	—	—	1.0

表3-6 核分裂ガンマ線エネルギースペクトル (DLC-23E 群構造)

グループ No	下限エネルギー (MeV)	上限エネルギー (MeV)	核分裂ガンマ線スペクトル (γ /fission)
1	8.00E+00	1.00E+01	
2	6.50E+00	8.00E+00	
3	5.00E+00	6.50E+00	1.2E-02
4	4.00E+00	5.00E+00	5.8E-02
5	3.00E+00	4.00E+00	1.6E-01
6	2.50E+00	3.00E+00	2.5E-01
7	2.00E+00	2.50E+00	5.9E-01
8	1.66E+00	2.00E+00	7.3E-01
9	1.33E+00	1.66E+00	9.6E-01
10	1.00E+00	1.33E+00	1.4E+00
11	8.00E-01	1.00E+00	2.3E+00
12	6.00E-01	8.00E-01	3.7E+00
13	4.00E-01	6.00E-01	3.7E+00
14	3.00E-01	4.00E-01	1.3E+00
15	2.00E-01	3.00E-01	1.3E+00
16	1.00E-01	2.00E-01	1.2E+00
17	5.00E-02	1.00E-01	3.7E-01
18	0.0	5.00E-02	1.7E-01

表 3-7 遮へい設計用燃料仕様

施 設	精製施設		脱硝施設	
	Pu 支配のもの	その他	U 用	Pu 用
燃料仕様				
燃焼度	45,000 MWd / t · U _{Pr}	45,000 MWd / t · U _{Pr}	45,000 MWd / t · U _{Pr}	45,000 MWd / t · U _{Pr}
初期濃縮度	3.5Wt%	3.5Wt%	3.5Wt%	3.5Wt%
燃料形式及 び比出力	BWR 燃料 10 MW / t · U _{Pr}	PWR 燃料 60 MW / t · U _{Pr}	PWR 燃料 10 MW / t · U _{Pr}	BWR 燃料 10 MW / t · U _{Pr}
冷却期間	4 年	4 年	10 年	4 年

表 3-8 分析用試料の単位量当たりの線源強度

試料名	施設	線源強度		エネルギースペクトル
硝酸 Pu 溶液	プルトニウム精製施設	γ	325 kg Pu/m ³	S7D
		n	8.39 E +08 n/s/m ³	Pu239(n、f)
	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備	γ	250 kg Pu/m ³	S9D(Pu)
		n	5.53 E +08 n/s/m ³	Pu239(n、f)
U・Pu 混合溶液	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備	γ	250 kg Pu/m ³	S9D(Pu)
		n	5.53 E +08 n/s/m ³	Pu239(n、f)
U・Pu 混合酸化物	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備	γ	1gMox/gMox	S9D(Mox)
		n	5.15 E +02n/s/gMox	Pu239(n、f)
硝酸U溶液	ウラン 精製設備	γ	400 kgU/m ³	S8D
		n	—————	—————
	ウラン 脱硝設備	γ	400 kgU/m ³	S10D
		n	—————	—————

表 3-9 分析用試料のガンマ線エネルギースペクトル

群番号	上限エネルギー [MeV]	S7D [γ /s/gPu]	S8D [γ /s/gU]	S9D(Pu) [γ /s/gPu]	S9D(Mox) [γ /s/gMox]	S10D [γ /s/gU]
1	2.00E-02	4.4E+09	1.5E+05	4.4E+09	2.0E+09	2.6E+04
2	3.00E-02	1.6E+07	6.4E+03	1.9E+07	8.3E+06	3.2E+03
3	4.50E-02	1.2E+07	1.9E+03	1.2E+07	5.4E+06	2.1E+03
4	7.00E-02	2.4E+08	5.9E+04	2.8E+08	1.2E+08	3.6E+03
5	1.00E-01	2.3E+06	3.0E+04	4.3E+06	1.9E+06	3.2E+03
6	1.50E-01	3.9E+05	5.2E+04	3.9E+06	1.7E+06	1.4E+03
7	3.00E-01	2.2E+05	4.0E+04	2.8E+06	1.3E+06	2.7E+03
8	4.50E-01	9.5E+04	3.0E+03	2.5E+05	1.1E+05	9.5E+02
9	7.00E-01	8.2E+04	3.1E+03	8.3E+04	3.8E+04	3.7E+03
10	1.00E+00	1.8E+04	1.9E+02	1.9E+04	8.5E+03	4.7E+02
11	1.50E+00	6.5E+03	2.4E+02	6.5E+03	3.0E+03	3.2E+02
12	2.00E+00	1.3E+03	4.4E+01	1.3E+03	6.3E+02	8.9E+01
13	2.50E+00	4.6E+02	1.4E+01	4.6E+02	2.1E+02	1.4E+01
14	3.00E+00	1.2E+02	2.0E+00	5.8E+02	4.1E+02	3.3E+02
15	4.00E+00	7.2E+01	2.6E-01	7.2E+01	3.2E+01	2.6E-01
16	6.00E+00	2.8E+01	7.7E-04	2.8E+01	1.2E+01	7.7E-04
17	8.00E+00	3.1E+00	8.8E-05	3.1E+00	1.4E+00	8.8E-05
18	1.10E+01	3.5E-01	1.0E-05	3.5E-01	1.6E-01	1.0E-05

表 3-10 中性子線のエネルギースペクトル

群番号	上限エネルギー [MeV]	Pu-239(n, f)
1	1.50E+01	8.8E-04
2	1.22E+01	3.2E-03
3	1.00E+01	8.6E-03
4	8.18E+00	2.6E-02
5	6.36E+00	4.9E-02
6	4.96E+00	5.9E-02
7	4.06E+00	1.2E-01
8	3.01E+00	9.0E-02
9	2.46E+00	2.2E-02
10	2.35E+00	1.2E-01
11	1.83E+00	2.0E-01
12	1.11E+00	1.8E-01
13	5.50E-01	1.2E-01
14	1.11E-01	1.5E-02
15	3.35E-03	7.3E-05
16	1.01E-04	5.3E-06
17	2.90E-05	3.5E-06
18	1.07E-05	0.0E+00
19	3.06E-06	0.0E+00
20	1.12E-06	0.0E+00
21	1.00E-06	0.0E+00
22	4.14E-07	0.0E+00

表 3-11 核分裂γ線のエネルギースペクトル

群番号	上限エネルギー [MeV]	Pu-239(n, f)
1	1.50E+01	0.0E+00
2	1.22E+01	0.0E+00
3	1.00E+01	1.2E-02
4	8.18E+00	5.8E-02
5	6.36E+00	1.6E-01
6	4.96E+00	2.5E-01
7	4.06E+00	5.9E-01
8	3.01E+00	7.3E-01
9	2.46E+00	9.6E-01
10	2.35E+00	1.4E+00
11	1.83E+00	2.3E+00
12	1.11E+00	3.7E+00
13	5.50E-01	3.7E+00
14	1.11E-01	1.3E+00
15	3.35E-03	1.3E+00
16	1.01E-04	1.2E+00
17	2.90E-05	3.7E-01
18	1.07E-05	1.7E-01

表 3-12 表面線量率の計算結果

分析セル等番号	γ 線による線量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	中性子線による線量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	合 計 ($\mu\text{Sv/h}$)
H. C1	1.50	2.87	4.37
H. C2	0.86	1.78	2.64
H. C3			
H. C4			
H. C5	1.16	1.94	3.10
G. BM1	1.76	3.33	5.09
G. BM2	2.05	0.98	3.03
G. BM3			
G. BM4			
G. BM5	5.08	1.40	6.48
G. BL1	1.83	0.09	1.92
G. BL2	3.91	0.32	4.23
G. BL3			
G. BL4			
G. BL5			

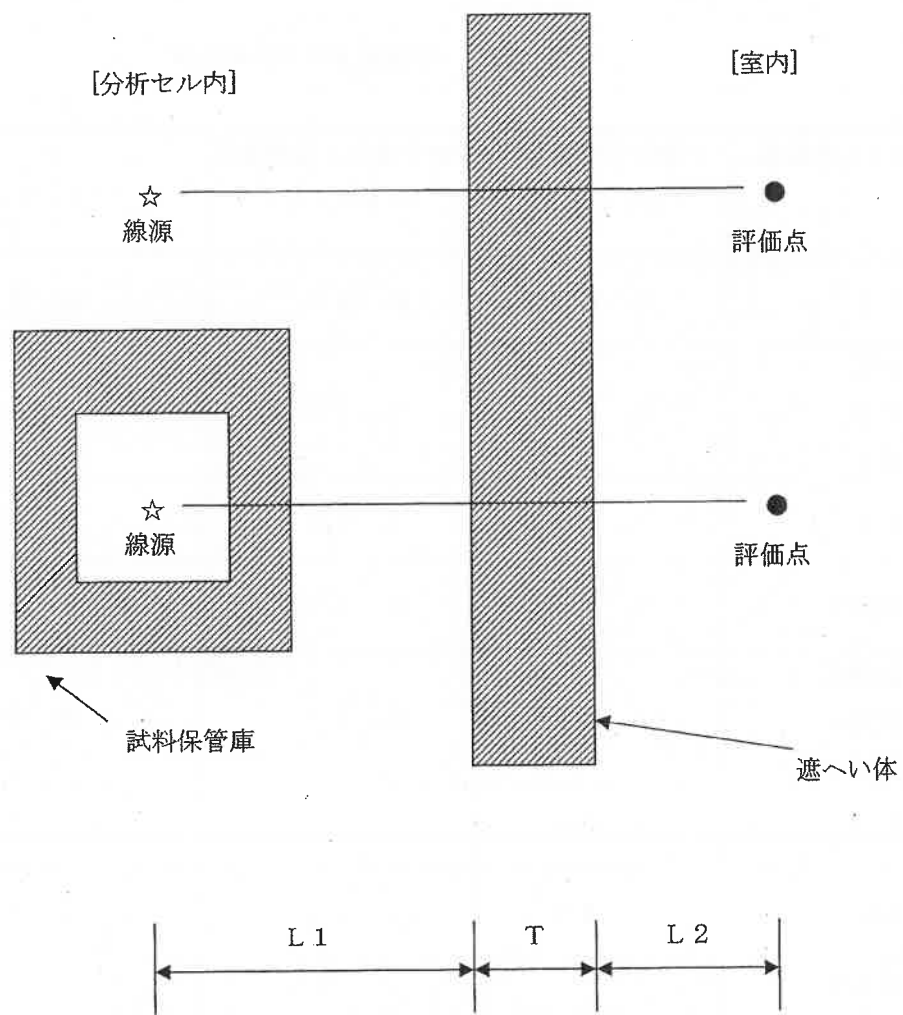


図-1 分析セル等の遮へい計算モデル

4. 放射線業務従事者の被ばく評価

4. 1 前提条件

放射線業務従事者の線量はフィルムバッジ、ポケット線量計等の個人線量計を必要に応じて着用し、法令に定められた線量限度を超えないように管理するとともに、分析セル及びグローブボックスにおける核燃料物質の使用量の制限、適切な遮へいを講ずることにより被ばくの低減を図る。

4. 2 放射線業務従事者の線量の評価

本施設における作業環境の外部被ばくに係る線量率を評価した結果、最大となる箇所は保障措置第1分析室中放射性グローブボックスG. BM5前面で $6.48 \mu\text{Sv/h}$ であった。この値は遮へい設計で定めた設計基準値 $10 \mu\text{Sv/h}$ を下回っている。

本施設で作業する放射線業務従事者が、中放射性グローブボックスG. BM5前面で1年間作業を行うと仮定した場合の推定される実効線量は、年間約 15.6mSv であり、法令に定める線量限度を下回っている。なお、年間作業時間は $2,400$ 時間（ 48 時間/週 $\times 50$ 週/年）とした。

4. 3 放射線業務従事者の等価線量(手)の評価

本施設内で核燃料物質をグローブで取り扱う場合の放射線業務従事者の手の被ばく線量を評価する。評価は、最も多くの核燃料物質をグローブで取り扱うG. BM5で行った。

4. 3. 1 G. BM5内で取り扱う試料

G. BM5内では、再処理工場から受け取ったプルトニウム分析用試料を取り扱い、そのプルトニウム量は■■（G. BM5における最大取扱量）である。このプルトニウム分析用試料は、 48 時間に1度再処理施設から本施設に送られ、G. BM5内でただちに分取・秤量、密度測定作業を行い、■■■の試料に希釈した上で低レベルグローブボックスへ送られる。分取された残りの試料は再処理工場へ払い出す。この一連の操作にかかる時間は 30 分程度である。従って、同一作業員が年間通してこの作業に従事した場合の作業時間は 92 時間/年である。

4. 3. 2 等価線量の計算

上記の作業を行った場合の作業員の年間の手の被ばく線量を計算した。なお、この作業はピンセットやマイクロピペットを用いて行われるので、作業員の手から線源（G. BM5の最大取扱量であるプルトニウム■■+ウラン■■）までの距離は 20cm として評価した。

線源から 20cm 地点での線量率	$441 (\mu\text{Sv/h})$
年間の作業時間	$92 (\text{h/y})$

よって、放射線業務従事者の手の等価線量は、

$$441 \times 92 = 40.6 (\text{mSv/y})$$

となり、年間の等価線量限度である 500mSv/y を十分に下回っている。

4. 4 内部被ばく

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：■■■ (分析用試料1試料分、安全側を見て濃縮度は100%とする)
- ・U-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： $2 \times 10^{-8} \text{ cm}^{-1}$ (ダニスターの値)
- ・秤量作業時間：1 h

② 計算

以上の条件から空气中放射能濃度を計算すると、

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

となり、U-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。

5. 気体廃棄物の処理方法

本施設から発生する気体廃棄物は、分析セル、グローブボックス、フード及び建屋からの排気がある。このうち、分析セルおよびグローブボックスからの排気は、本施設内において高性能フィルター（補集効率99.9%以上）でろ過されることにより、核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日号外原子力規制委員会告示第8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を下回る。また、その他の排気はろ過を行わなくても空気中濃度限度を下回る。

これらの気体廃棄物は本施設から分析建屋換気設備を通して再処理工場の主排気筒への系統へ排出された後、再処理工場の主排気筒から環境へ放出される。なお、分析セル・グローブボックス系、フード系、建屋系の排風機の排気能力（本施設分のみ）は、それぞれ約1140m³/h、約3600 m³/h、約6570 m³/hである。

6. 液体廃棄物の処理方法

本施設から発生する極低レベル廃液およびインアクティブ廃液は、本施設内の各廃液発生場所において、直接廃液配管に流さず貯留容器に一時貯留してその放射能濃度を測定し、それが核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成 27 年 8 月 31 日号外原子力規制委員会告示第 8 号）で定められている周辺監視区域外の水中の濃度限度を下回っていることを確認した上で廃液配管に流し、再処理工場へ排出する。一時貯留廃液の濃度が限度を上回った場合は、希釈する等の措置を行い限度を下回るものとする。希釈等によっても限度を下回ることが困難な場合には、当該廃液は貯留容器に貯留した状態として排出せずに、本施設内の適切な場所に保管する。再処理工場に排出された後、極低レベル廃液は蒸発濃縮、油分除去処理を行った上で海洋放出管より環境へ放出され、インアクティブ廃液は油分除去処理を行った上で同じく海洋放出管より環境へ放出されることとなる。なお、本施設からの極低レベル廃液及びインアクティブ廃液の年間発生量は、それぞれ約 26m³ 及び約 130m³ である。

7. 固体廃棄物の処理方法

本施設から発生する雑固体廃棄物は年間約 9m³ であり、必要に応じて分析建屋地下 2 階に位置する保障措置保管室で仕分け、封入を行い、再処理工場に払い出す。

分析セル及び中放射性グローブボックスにおいて発生した固体廃棄物については、20L ビンに梱包された廃棄物はパディラックを用いて再処理工場に払い出し、ビニルバッグにて搬出された廃棄物は 20L ビン又は再処理工場指定の容器に梱包した上でドラム缶に封入し、再処理工場へ払い出す。

低放射性及び質量分析用グローブボックスから発生した固体廃棄物については、20L ビンに梱包するか又はビニルバッグにて搬出した後再処理工場が指定する容器に梱包し、ドラム缶に封入した後再処理工場へ払い出す。

ヒュームフードで発生した固体廃棄物は、20L ビン又は再処理工場が指定する容器に梱包し、ドラム缶に封入した後再処理工場へ払い出す。

室内で発生した廃棄物は、再処理工場が指定するビニル袋に梱包し、ドラム缶に封入した後再処理工場へ払い出す。

なお、分析セル及び各グローブボックスからの固体廃棄物を梱包する 20L ビン及び再処理工場指定の容器の材質はポリエチレン製で、き裂や破損及び水の浸透や酸による腐食は極めて起こりにくい。また、20L ビンはセル等への接続時以外にはふたが容易に開かない構造になっており、再処理工場指定の容器は一度ふたを閉めると容易に開かない構造になっている。

8. 放射線管理

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下記に示す作業環境の線量率、表面密度及び空気中の放射性物質濃度の測定、監視等を行うと共に、放射線業務従事者については、個人線量計による外部被ばく線量の測定、バイオアッセイ法等による内部被ばく管理を行う。

また、本施設の周辺監視区域における線量率については、サーベイメータ等を用いて定期的に測定、監視する。

8. 1 作業環境の放射線管理

本施設のエリアモニタ、ダストモニタ等の放射線モニタの情報を保健物理室に設置してある放射線監視盤で集中監視する。

放射線モニタの警報は、現場盤で発するとともに、保健物理室の放射線監視盤において警報を発するようにする。

上記の他、保健物理室には放射線測定器を配置し、本施設内において採取したダスト用ろ紙及びスミヤ試料等の放射線管理用試料の放射能測定を行う。さらに、放射線業務従事者の線量率、表面密度の測定ができるようにサーベイメータ等を本施設内に配置する。

(1) 線量率の管理

本施設内の線量率を、サーベイメータ等を用いて定期的及び随時に測定する事により作業環境の管理を行う。また、放射線量率が高くなると予想される場所にはエリアモニタを設置して線量率の監視を行う。

(2) 表面汚染の管理

本施設内の表面密度を、スミヤ法等により定期又は随時に測定することにより管理する。放射線業務従事者が本施設から退室する際には、本施設出口に設置するハンドフットモニタを用いて、身体・作業衣等の表面密度の測定を行い、汚染がないことを確認して退出する。また、本施設から物品を持ち出す際には、物品の表面密度を測定し、汚染がないことを確認した後、搬出する。

(3) 空気中の放射性物質の濃度管理

本施設内の空気中の放射性物質の濃度については、室内にダストモニタを設置して監視するか、又は本施設内各所に設置したエアスニッファにより測定・監視する。

8. 2 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実効線量については、個人線量計（フィルムバッジ等）により定期的又は随時に測定を行い管理する。その他、作業内容により必要に応じてポケット線量計、リングバッジ等を使用し外部被ばくによる線量の測定を行い管理する。

内部被ばくによる線量については、作業環境の空気中放射性物質濃度等による計算による評価を行う。その他、分析セル、グローブボックス作業等に従事する者を対象にバイオアッセイ法等による内部被ばくの測定を行う。

9. 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、液体廃棄物並びに本施設内で使用または貯蔵している線源からの放射線による周辺監視区域境界における一般公衆への影響を評価した。

9. 1 気体廃棄物

定常運転時は、本施設からの排気は再処理工場の主排気筒から環境へ放出される。本施設の気体廃棄設備の排気能力は約 $1.2 \times 10^4 \text{m}^3/\text{h}$ であり、気体廃棄物の放射能濃度は核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成 27 年 8 月 31 日号外原子力規制委員会告示第 8 号）に定められている周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回っている。一方、再処理工場主排気筒の排気量は約 $1.5 \times 10^6 \text{m}^3/\text{h}$ であり、本施設からの気体廃棄物の主排気筒からの総排気量に占める割合は極めて小さく、その影響は無視できる。

9. 2 液体廃棄物

本施設からの液体廃棄物は極低レベル廃液およびインアクティブ廃液であり、その排出量は合計で約 $160 \text{m}^3/\text{年}$ である。これらの廃液については、本施設出口において核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成 27 年 8 月 31 日号外原子力規制委員会告示第 8 号）に定められている周辺監視区域外の水中の濃度限度以下であることを確認し、再処理工場へ移送され、再処理工場の海洋放出管から環境へ放出される。一方、廃液を海洋放出する再処理工場の第 1 海洋放出ポンプの容量は約 $100 \text{m}^3/\text{h}$ （約 $8.8 \times 10^5 \text{m}^3/\text{年}$ ）であり、本施設からの液体廃棄物の寄与分は極めて小さく、その影響は無視できる。

9. 3 本施設内の線源からの放射線による周辺監視区域境界での線量率

本施設の線源としては使用施設及び貯蔵施設がある。

再処理工場の主要な建屋（本施設の建屋も含む）からの直接線およびスカイシャイン線による周辺監視区域境界での線量率の評価は再処理工場側によって行われており、線量率が最大となる地点においても、周辺監視区域の線量限度である $1 \text{mSv}/\text{年}$ を十分に下回る $7 \times 10^{-3} \text{mSv}/\text{年}$ という結果が得られている。

この評価では、再処理工場の各建屋において、それら建屋の各室（本施設も含む）での線源強度を足し合わせた線源を想定し、その各建屋の線源からの放射線による周辺監視区域境界における最大地点での線量率を評価している。ただし、地下にある室は地中や建屋内構造材による減衰を考慮して直接線の影響を無視している。

まず、使用施設及び貯蔵施設が設置される再処理工場分析建屋の線源強度は、これらの建屋内の本施設を含む各室における遮へい設計区分の基準線量率の上限値から計算している。従って、これらの室において遮へい設計区分の基準線量率を満足していれば、使用施設及び貯蔵施設の寄与分が再処理工場の評価を逸脱していないことが確認できる。

使用施設及び貯蔵施設の遮へい設計区分は I2 に分類され、その基準線量率は $10 \mu\text{Sv/h}$ である。それに対して、これらの施設の各室における線量率は隣接グローブボックスの影響を考慮しても最大で $9.51 \mu\text{Sv/h}$ であり、基準線量率以下である。よって、本施設からの線源強度は再処理工場における評価条件を逸脱するものではなく、使用施設及び貯蔵施設の線源からの放射線による周辺監視区域での線量率は線量限度以下である。

添付-2

安全対策書

目次

1. まえがき	安-1
2. 火災に対する考慮	
2. 1 分析セル及びグローブボックス内の可燃物による火災	安-2
2. 2 加熱機器の火災に対する考慮	安-2
2. 3 火災検知・警報及び消火設備	安-2
2. 4 その他の火災	安-2
3. 爆発に対する考慮	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. 臨界に対する考慮	
4. 1 臨界管理	安-4
4. 2 計量管理	安-5
5. 地震に対する考慮	
5. 1 耐震上の重要度分類	安-6
5. 2 耐震設計評価法	安-6
5. 3 荷重の組み合わせと許容限界	安-6
6. 地震以外の自然現象に対する考慮	安-7
7. 停電に対する考慮	
7. 1 分析セル及びグローブボックスの負圧	安-8
7. 2 設備の安全性	安-8
7. 3 放射線管理	安-8
8. 誤操作に対する考慮	安-9
9. 故障に対する考慮	安-10
10. 想定する事故及び一般公衆への影響の評価	
10. 1 放出される放射エネルギー	安-11
10. 2 線量の計算	安-12
10. 3 計算結果	安-12
11. その他の安全に対する考慮	
11. 1 準拠規格及び基準	安-13
11. 2 検査、修理等に対する考慮	安-13
11. 3 共用に対する考慮	安-14
11. 4 放射性物質の移動に対する考慮	安-14
11. 5 事故時に対する考慮	安-14
12. 結論	安-15

1. まえがき

本安全対策書は、六ヶ所保障措置分析所（以下「本施設」という。）において種々の事故を想定し、その原因、程度及び防止対策について述べるものである。

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

停電による事故

誤操作による事故

これらによる事故が発生した場合は、放射性物質等による災害が生じるおそれがあるので、施設の設計、製作及び管理面において十分な対策が講じられていなければならない。本施設は次のような基本方針のもとに設計、製作すると共に、適切と認められる法令、規格、基準及び指針に準拠する。

- ① 分析装置、施設内設備にはできる限り不燃性又は難燃性の材料を使用する。
- ② 万一、火災が発生した場合は速やかに発見し、消火できるように火災警報設備の設置及び消火剤等を配備する。
- ③ 設備、機器は重要度に応じて適切な耐震設計を行う。
- ④ 核燃料物質の取扱い、保管に対してはいかなる場合でも臨界が起こらないようにする。
- ⑤ 管理区域には放射線管理設備を設け十分な放射線管理を行う。

このような設計、製作上の配慮を行い、安全対策を実施することにより事故の発生防止、拡大防止対策が講じられているので、平常時及び事故時において放射線業務従事者及び一般公衆の線量が、合理的に達成できる限り低いものとしている。さらに、実際の運営に当たっては、保安規定等を定め放射線業務従事者に対する保安教育を行い、施設・設備及び放射線業務従事者の安全を確保する。

2. 火災に対する考慮

分析建屋は鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造）であり、設備の材料も可能な限り不燃性及び難燃性のものを用いる。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の発生する可能性は極めて少ないと考えられる。

さらに、外的な火災の原因と考えられる再処理工場分析建屋及び隣接する他建屋も、本施設と同等の火災対策を実施しているため、他建屋の火災による類焼の可能性も極めて低いと考えられる。

なお、万一に備えて、以下のような対策を講じる。

2. 1 分析セル及びグローブボックス内の可燃物による火災

本施設において一般に考えられる火災は、分析セル及びグローブボックス（以下「グローブボックス等」という。）内の可燃物による火災である。しかし、火災の原因となる可燃物（紙等）のグローブボックス等内への持ち込みは最小限にするので、小規模の火災しか発生しないと考えられる。

万一、グローブボックス等内で小規模の火災が発生した場合にも、グローブボックス等及びグローブボックス等内設備の材料は可能な限り不燃性及び難燃性のものを用いるとともに火災検知・警報及び消火設備を設けるため、火災がグローブボックス等外に拡大するおそれはない。

2. 2 加熱機器の火災に対する考慮

加熱機器は、過加熱防止機能を有するものを使用する。電気炉については、加熱時扉が開かない機構を有する。

2. 3 火災検知・警報及び消火設備

万一の火災に備えて以下のような検知・警報及び消火設備を設けるとともに、これらの設備の点検整備を定期的に行う。また、放射線業務従事者等に対しては火災に関する通報、消火・避難訓練を実施する。

1) グローブボックス等内の火災対策

グローブボックス等内の火災に対しては、グローブボックス内温度上昇警報を設けると共にグローブボックス等内に消火剤を配備する。さらに、分析セルには炭酸ガス消火器を接続できる構造としている。

2) 建屋内火災対策

建屋火災に対しては、消防法に基づき建屋内各所に火災検知器、火災警報等の消防設備が設けられると共に施設内には消火器を設ける。

2. 4 その他の火災

グローブボックス等及び設備は接地する。配電盤には必要に応じて漏電ブレーカを取り付け漏電による電気火災を防止する。

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は一切使用しない。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

本施設における分析作業は定常的なウランとプルトニウムの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する主な試薬は、硝酸、硫酸等であり、これらは爆発の恐れはなく、また爆発の可能性がある化学反応を伴う工程は用いていない。また、分析試薬として少量の可燃性有機溶媒を使用するが、使用に際しては、引火性のものについては同時に火気を使用せず、また空気と爆発性の混合気体を生成するものについては、フード内で使用するかまたは使用場所に必要に応じ局所排気設備を設ける等の措置を行い、化学薬品による爆発事故を起こさないよう管理する。

4. 臨界に対する考慮

本施設においては、核燃料物質の使用、保管及び貯蔵にあたり、次のとおり質量制限による臨界管理を行う。

4. 1 臨界管理

① 単一ユニット

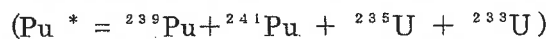
本施設における臨界管理は、質量管理とする。この方法による臨界管理は、すでに国内及び国外における長年にわたる実績により確立されたものになっている。これに準じて、本施設では質量管理を行うための管理単位（臨界管理ユニット）を定め、その臨界管理ユニットで取り扱う核分裂性物質（ $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu} + ^{235}\text{U} + ^{233}\text{U}$ （以下「Pu*」という））を制限値以下で管理する。

本施設では、再処理工場の各工程から採取した溶液又は粉末状の分析用試料を取り扱うが、核的制限値の設定に際しては、プルトニウムの化学的組成や密度、水分含有率を問わない場合に適用するPu-H₂O系を適用する。Pu-H₂O系の核的制限値を表4-1に示す。

表4-1 Pu-H₂O系の最小臨界量及び核的制限値

	質 量 (k g P u *)
最小臨界量	0. 5 1
核的制限値	0. 2 2

〔出典〕 'Nuclear Safety Guide'. TID-7016 Rev. I (1961)



本施設では、核的制限値を定め、いかなる場合においても核的制限値を超えないようにする。そのため、本施設では計量管理規定を別に定め、 厳重な計量管理を行い核燃料物質を管理する。

核燃料物質の管理にあたっては、本施設を一つの単一ユニットとし、単一ユニットあたりの核的制限値を表4-1 から0. 2 2 k g P u * とする。

② 複数ユニット

本施設は、再処理工場分析建屋内に設置する。そのため、本施設の単一ユニット内の核

燃料物質と再処理工場分析建屋内の単一ユニット内の核燃料物質が核的に安全な配置とすることが必要である。

ユニット相互間が以下に示す条件のいずれかひとつを満足する場合には、ユニットは核的に隔離され安全であると言われている。

- ① 30 cm 以上の厚さの水がある場合⁽¹⁾
- ② 30 cm 以上の厚さのコンクリートがある場合⁽²⁾
- ③ ユニット相互の端面間距離が4 m以上あり、かつユニットの最大寸法よりも大きい場合⁽¹⁾
- ④ 相手のユニットに対する最大立体角0.005ステラジアン以下の場合⁽¹⁾
- ⑤ 双方のユニットが球形である場合において、球相互の中心間距離が、双方の球の半径の和の6倍以上ある場合⁽¹⁾

本施設が設置される分析建屋の壁は、30 cm 以上の厚さを有するコンクリート壁、床であるので、本施設内の単一ユニット及び再処理工場分析建屋内単一ユニット内の核燃料物質は核的に安全である。

4. 2 計量管理

本施設では質量管理による臨界管理を行うため核燃料物質の計量管理を行い、本施設内の核燃料物質を核的制限値以下で取り扱う。

① GUIDE DE CRITICITEK "CRR-R-3114(1967)

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

5. 地震に対する考慮

5. 1 耐震上の重要度分類

再処理工場の分析建屋は、「再処理施設安全審査指針」に適合するように想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性をもたせており、耐震設計上の施設別重要度分類はBクラスで設計されている。

また、本施設内に設置される分析セル、グローブボックスの耐震設計に当たっては、再処理工場で適用している耐震設計の方法に準拠し、耐震設計上の施設別重要度をBクラスで設計する。

5. 2 耐震設計評価法

Bクラスの施設は、以下に示す層せん断力係数及び震度に基づく地震力に対して安全であるように設計する。

① 建物・構築物

水平地震力は、再処理工場の重要度分類に応じて以下に述べる層せん断力係数に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

$$B \text{クラス} \quad \text{層せん断力係数} \quad 1.5C_1$$

ここに層せん断力係数を算定する際の C_1 は、標準せん断力係数を0.2とし、建物構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

② 機器

各クラスの地震力は、上記①の層せん断力係数の値から求める水平震度及び上記①の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。なお、水平地震力と鉛直地震力は、同時に不利な方向の組み合わせで作用するものとする。

5. 3 荷重の組み合わせと許容限界

建物・構築物は、地震力と常時作用している荷重及び通常運転時の状態で施設に作用する荷重とを組み合わせ、これらの組み合わせの結果発生する応力が許容限界内であることとする。機器は、地震力と通常運転時の状態で施設の作用する荷重とを組み合わせ、その結果発生する応力等が許容限界内であることとする。

6. 地震以外の自然現象に対する考慮

本施設は、再処理工場分析建屋内に設置する。再処理工場の設計に当たっては、立地地点及びその周辺で予想される地震以外の自然現象として、津波、地すべり、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪による影響評価を行っている。

その結果、津波、高潮、地すべり、陥没、洪水については特別な考慮は不要となっている。また台風、異常寒波、豪雪については過去の記録、あるいは建築基準法に基づいた設計を行うとしている。

従って、本施設は再処理工場分析建屋内に設置するため、本施設の設置に際し地震以外の自然現象に対する考慮は、本施設を含め再処理工場の設計に充分反映されている。

7. 停電に対する考慮

本施設の運転に必要な電源は、再処理工場を經由して供給される。電源系の機能喪失に対して以下の対策を講ずるものとする。

7. 1 分析セル及びグローブボックスの負圧

分析セル及びグローブボックス（以下「分析セル等」という。）は、気密構造で作られ、排風機の連続運転によって負圧に維持される。

常用電源の停電時には、これに伴い分析セル及びグローブボックス内の機器加熱及び計装用空気も停止し、放射性物質の有意な放出はない。

7. 2 設備の安全性

本施設の分析機器等は、停電により停止するだけであり安全である。

7. 3 放射線管理

本施設の放射線管理は、停電により停止した場合は、1時間毎に課員が本施設内をパトロールして線量率を測定し、安全を確認する。

8. 誤操作に対する考慮

本施設における分析装置等の定常運転操作は、コンピュータ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、誤操作をした場合は、装置が停止するだけである。

分析用試料等の取扱中に容器等を誤って転倒させ、溶液をこぼしたとしても分析セル及びグローブボックスは気密に作られているため核燃料物質が作業環境に漏洩することはない。また、分析セル及びグローブボックスから発生する液体廃棄物の廃棄口である廃液サイフォンには蓋をとりつけるため、こぼれた液体廃棄物が再処理工場分析建屋内の液体廃棄物の受槽に流れ込むことはない。

誤操作防止のため上記のような対策を実施するほか、本施設の運転操作に関し放射線業務従事者を限定する一方、十分な教育訓練を行い、保安規定等の所内規定を遵守させ、誤操作のないようにする。

9. 故障に対する考慮

本施設で用いる設備等は、信頼性を十分検討し、故障の少ないものを採用する。本施設の設備のうち非密封の核燃料物質を取り扱う設備は、内部を負圧に維持した分析セル等内に設置する。また分析セル等は安全機能を喪失することのないように適切な基準等に従い設計するとともに、適切な検査を行うことにより安全を確保するものとする。万一、設備の故障に伴う機器破損により核燃料物質が飛散してもその範囲は分析セル等内に限られる。万一、グローブボックス系排風機が故障した場合は、直ちに予備排風機に自動的に切り換えられるようになっており、分析セル及びグローブボックスの負圧は維持されるため、核燃料物質等が分析セル等の外部に漏れるような事故には至らない。

10. 想定する事故及び一般公衆への影響の評価

本施設においては、可燃性物質と加熱源とを共存した状態で使用することはないので火災・爆発事故が起こる可能性はない。また、核燃料物質も最小臨界量以下で取り扱うので臨界事故の起こる可能性もない。しかし、分析用の加熱源としてグローブボックス内にホットプレートが設置されているので、想定としてこのホットプレートによる火災が発生してグローブボックスが焼損し、グローブボックス中のウラン及びプルトニウムが地上放散により周辺環境に放出されたとして、一般公衆への影響について評価した。

10.1 放出される放射エネルギー

火災の発生場所としては、ホットプレートを内包するグローブボックスの中でプルトニウムの取扱量が最も多いG. BM4とした。この事故によって周辺環境に放出される放射エネルギー算出条件は以下のとおりである。

なお、ウランはプルトニウムに比べ放射エネルギーが極めて小さく、本評価に影響を及ぼさないので、評価を省略した。

- ・ GBM4におけるPuの最大取扱量 ■■■■
- ・ 気相への移行率 1%^{*1}
- ・ 分析建屋の除染係数 10^{*2}
- ・ プルトニウムの比放射能 表10-1のとおり

表10-1 プルトニウムの比放射能

核種	²³⁸ Pu	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu
比放射能 (Bq/g)	6.34×10 ¹¹	2.30×10 ⁹	8.44×10 ⁹	3.81×10 ¹²	1.41×10 ⁸

この条件で計算した放出放射エネルギーは以下のとおりである。

- ²³⁸Pu 2.90×10⁸Bq
- ²³⁹Pu 2.55×10⁷Bq
- ²⁴⁰Pu 4.04×10⁷Bq
- ²⁴¹Pu 9.48×10⁹Bq
- ²⁴²Pu 1.70×10⁶Bq

*1 Guidance for Defining Safety-Related Features of Nuclear Fuel Cycle Facilities (ANSI N46.1-1980)

*2 E. M. Flew, et al., Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installation at AERE Harwell Implications for Emergency Planning, IAEA-SM-119/7, p653, 1969.

10.2 線量の計算

事故により放出された放射性物質の呼吸摂取による一般公衆の内部被ばくにかかわる実効線量及び骨の等価線量は次式によって求める。

$$D_{inh, T} = R \cdot (\chi / Q) \cdot \sum_i (Q_i \cdot K_i)$$

ただし、

- $D_{inh, T}$: 一般公衆の内部被ばくに係る実効線量または骨表面の等価線量
 R : 成人の呼吸率 ($3.3 \times 10^{-4} \text{m}^3/\text{s}$)
 (χ / Q) : 分析建屋における相対濃度 ($1.0 \times 10^{-4} \text{s}/\text{m}^3$) *³
 Q_i : 核種 i の放出放射能 (Bq)
 K_i : 核種 i の呼吸摂取による実効線量または等価線量への換算係数 *⁴
(Sv/Bq)

10.3 計算結果

上記の条件で計算した結果、環境に放出された放射性物質による一般公衆の内部被ばくにかかわる実効線量は 0.54mSv となり、「再処理施設安全審査指針」に示されている評価の判断基準である 5mSv を十分に下回る。

また、プルトニウムの吸入による骨の線量は $6.7 \times 10^{-2} \text{Sv}$ となり、「プルトニウムに関するめやす線量」に記載されている骨の等価線量 2.4Sv を十分に下回る。

このように、本施設において事故が発生したとしても、一般公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。

*³ 「再処理施設の設計基準事象選定」 付2-3、日本原燃株式会社（平成3年）

*⁴ 実効線量換算係数：科学技術庁告示第20号別表第1の第2欄
等価線量換算係数：ICRP Publication 72(1996)

11. その他の安全に対する考慮

11.1 準拠規格及び基準

本施設のうち、安全確保上主要な設備・機器の設計、工事及び検査については、下記に示す規格、基準等に準拠するものとする。

(1) 国内法規

- ① 原子力基本法
- ② 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
- ③ 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
- ④ 労働安全衛生法
- ⑤ 消防法
- ⑥ 建築基準法
- ⑦ その他

(2) 国内規格、基準、指針等

- ① 日本工業規格 (JIS)
- ② 日本電機工業会規格 (JEM)
- ③ 日本建築学会各種構造設計及び計算基準 (AIJ)
- ④ 電気学会電気規格調査会標準規格 (JEC)
- ⑤ 日本溶接協会規格 (WES)
- ⑥ その他

(3) 審査指針等

本施設は核燃料物質使用施設であるが、再処理工場内に設置するので下記に示す指針等を参考とする。

- ① 再処理施設安全審査指針
- ② 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
- ③ 核燃料施設安全審査基本指針
- ④ その他関連する安全審査指針等

11.2 検査、修理等に対する考慮

本施設には安全上重要な機器はないが、放射性物質を内包するホットセル及びグローブボックスに関しては、適切に検査、修理ができる構造とする。

1 1. 3 共用に対する考慮

本施設は再処理工場分析建屋の一角に設置するので、再処理工場分析建屋を共用する他、ユーティリティ設備、分析建屋換気設備等が本施設と共用となる。

本施設と共用となる再処理工場の施設・設備は十分な能力を有しており、本施設との共用によって、再処理工場の運転に影響を与えることはない。

1 1. 4 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蔽対策をとることにより作業環境の線量率の低減化を図る。

1 1. 5 事故時に対する考慮

本施設には、各種のモニタ、警報設備、通報連絡設備を設け、本施設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非常扉や避難誘導灯を設け、事故時に対応した措置を講じる。

12. 結 論

本施設の設計にあたっては、安全を確保するように配慮している。また、作業はすべて厳重に管理された環境のもとで行うので最大事故が発生する可能性は極めて小さいと考えられるが、最大事故として火災事故を想定した。本施設で生じる可能性のある火災事故の規模は小さく、その際における施設周辺環境に及ぼす影響は十分低い値である。

従って、本施設は想定し得るいかなる事故に対しても放射線業務従事者及び一般公衆に対し十分安全を確保できるものとする。

別添

核燃料物質の使用の変更の許可申請書

(六ヶ所保障措置センター 六ヶ所保障措置分析所)

令和3年 1月

公益財団法人 核物質管理センター

目 次

1. 名称及び住所並びに代表者の氏名	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. 使用施設の位置、構造及び設備	
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 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 - 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 気体廃棄施設	
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	
9-2-1 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 - 4
9-3 固体廃棄施設	
9-3-1 固体廃棄施設の位置	9 - 6
9-3-2 固体廃棄施設の構造	9 - 6
9-3-3 固体廃棄施設の設備	9 - 7

目 次

1 0. 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	1 0 - 1
1 1. 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 1 - 1
1 2. 添付書類（原子炉等規制法施行令第 3 8 条第 2 項に定める書類）	
1 2 - 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	1 2 - 1
1 2 - 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	1 2 - 2

【添付資料】

添付 - 1 障害対策書

添付 - 2 安全対策書

1. 名称及び住所並びに代表者の氏名

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1丁目28番9号
代表者の氏名	理事長 下村 和生

事業所名称	公益財団法人 核物質管理センター 六ヶ所保障措置センター
住所	青森県上北郡六ヶ所村大字尾駈字沖付4番地108号

2. 使用の目的及び方法

目的番号	使用の目的	区分
1	日本原燃株式会社が操業する日本原燃株式会社再処理事業所（以下「再処理工場」とする）からの分析用試料について、保障措置のための分析を行う。	
2	再処理工場の保障措置検査に使用する非破壊測定機器の調整・校正を行う。	
目的番号	使用の方法	
1	使用済燃料溶解液、高放射性廃液、硝酸プルトニウム溶液、プルトニウム・ウラン混合溶液、プルトニウム・ウラン混合酸化物粉末等を分析用試料として再処理工場から受入れ、プルトニウム及びウランの濃度並びにプルトニウム及びウランの同位体組成の分析・測定等を行う。また、分析・測定及び分析機器の調整・校正のためウラン及びプルトニウムの標準試料をIAEA やその他機関より受入れる。これら分析・測定及び調整・校正の終了した試料は再処理工場へ払い出す。使用に伴う主な核燃料物質等の流れを図2-1～図2-5に示す。	
2	密封線源を用いて保障措置検査用非破壊測定機器の調整・校正を行う。使用の方法を図2-3に示す。	

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)
劣化ウラン 天然ウラン 濃縮ウラン ■■未満 ■■以上■■未満 ■■以上■■未満 プルトニウム ウラン 233	酸化物、硝酸化合物、 硫酸化合物、金属	ウラン酸化物： UO_2 ウラン硝酸化合物： $UO_2(NO_3)_2$ ウラン硫酸化合物： UO_2SO_4 ウラン金属：U 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： $Pu(SO_4)_2 \cdot 4H_2O$ プルトニウム金属： Pu	酸化物：固体 (粉体含む) ※ 硝酸化合物： 液体、固体 硫酸化合物： 液体、固体 金属：固体※

※固体性状の核燃料物質については、分析の溶解操作により硝酸溶液（液体）となる。

4. 使用の場所

使用の場所	六ヶ所保障措置分析所 (日本原燃株式会社再処理事業所内 分析建屋の一部)
-------	---

各建屋の配置を図4-1に示す。

5. 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
劣化ウラン	自 許可日 至 廃止措置を終了する までの期間	■ ■ (■ ■)	■ ■ (■ ■)
天然ウラン		■ ■ (■ ■)	■ ■ (■ ■)
濃縮ウラン			
■ ■ 未満		■ ■ (■ ■)	■ ■ (■ ■)
■ ■ 以上 ■ ■ 未満		■ ■ (■ ■)	■ ■ (■ ■)
■ ■ 以上 ■ ■ 未満		■ ■ (■ ■)	■ ■ (■ ■)
プルトニウム (非密封)		■ ■	■ ■
プルトニウム (密封)		■ ■	■ ■
ウラン 233		■ ■	

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. 使用施設の位置、構造及び設備

7-1 使用施設の位置

使用施設の位置	核燃料物質の使用は、六ヶ所保障措置センター六ヶ所保障措置分析所（以下、本施設とする）で実施される。本施設を含む日本原燃株式会社再処理事業所内にある分析建屋等は青森市の東北東約 50 km、下北半島南部の太平洋寄り（北緯 40° 57'、東経 141° 20'）に位置し、青森県上北郡六ヶ所村のむつ小川原工業開発地域内の弥栄平と呼ばれる台地の一面を整地して設置されており、地崩れの恐れがある急斜面は存在しない。また、分析建屋の設置位置である弥栄平は標高 60m 前後で海岸からの距離も 5km と遠いため、津波や異常潮位による浸水の恐れもない。
使用施設の各室	分析建屋における本施設の核燃料物質を使用する各室及び汚染検査をする室の名称及び用途を表 7-1 に、分析建屋内の本施設の位置を図 7-1～図 7-3 に、各室の位置を図 7-4～図 7-6 に示す。なお、再処理工場分析建屋の管理区域内にある本施設は、全室が管理区域となる。

表 7-1 (1) 分析建屋における使用施設の核燃料物質を使用する各室の名称及び用途

室の名称	用途
保障措置第 1 分析室 (Y0307 室)	分析用試料のウラン及びプルトニウムの測定 分析用試料の分析前処理
非破壊測定準備室 (Y0309 室)	保障措置検査用非破壊測定機器の調整・較正 放射能測定機器の調整・較正 施設の放射線管理 (表面汚染スミヤ、ダスト試料、核種分析等の測定)
保障措置第 2 分析室 (Y0512 室)	分析用試料のウラン及びプルトニウムの測定 分析用試料の分析前処理
保障措置第 3 分析室 (Y0509 室)	分析用試料のウラン及びプルトニウムの測定
天秤室 (Y0546 室)	分析用試料 (ウラン) の秤量

表 7-1 (2) 汚染検査をする室の名称及び用途

室の名称	用途
第 3 サブチェンジングルーム (Y0412)	管理区域用衣服への更衣 管理区域退出に係る汚染検査 汚染発生時の除染

7-2 使用施設の構造

施設の名称	構造	階数*	建築面積*	設計仕様
再処理工場 分析建屋 (うち一部 が本施設)	鉄筋コンクリート造 (一部鉄骨鉄筋コンク リート造)	地上3階 地下3階 (地上1階 地下1階 地下2階)	約4900m ² (約600m ²)	<ul style="list-style-type: none"> ・負圧区分は次の通りとする。 R区域：-220Pa~-300Pa Y区域：-120Pa~-140Pa G区域：-80Pa~-100Pa W区域：0Pa~微正圧 ・耐震Bクラス的设计とする。 ・本施設と分析建屋との境界 のコンクリート壁の厚さは全 て30cm以上とする。

*階数及び建築面積のカッコ内は本施設分を示す。

使用室の 名称	構造	天井高 (m)	床面積 (m ²)	設計仕様
保障措置 第1分析室 (Y0307室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：塩化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約9.0 約3.5	約200	<ul style="list-style-type: none"> ・大気圧より-120Pa~- -140Paの負圧にする。 ・耐震Bクラス的设计とす る。
非破壊測定 準備室 (Y0309室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：エポキシ系樹脂及び塩化 ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約3.5	約30	
保障措置 第2分析室 (Y0512室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：塩化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約4.5	約95	
保障措置 第3分析室 (Y0509室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：塩化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約4.5	約94	
天秤室 (Y0546室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：塩化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約4.5	約9	
保健物理室 (G0416室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：エポキシ系樹脂及び塩化 ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約5	約15	<ul style="list-style-type: none"> ・大気圧より-80Pa~- -100Paの負圧にする。 ・耐震Bクラス的设计とす る。

汚染検査室の名称	構造	天井高 (m)	床面積 (m ²)	設計仕様
第3サブチェンジングルーム (Y0412)	鉄筋コンクリート造 床:エポキシ系樹脂塗装 壁:塩化ビニル系塗装 天井:塩化ビニル系塗装	約5	約58	・大気圧より・120Pa～ ・140Paの負圧にする。 ・耐震Bクラスの設計とする。

7-3 使用施設の設備

使用設備の名称	個数	仕様
分析セル	5連1基	仕様は表7-2のとおり。外観図を図7-7に示す。
中放射性グローブボックス	5連1基	仕様は表7-3のとおり。外観図を図7-8に示す。
低放射性グローブボックス	5連1基	仕様は表7-4のとおり。外観図を図7-9に示す。
質量分析用グローブボックス	3連2基	仕様は表7-5のとおり。外観図を図7-10に示す。
フード	4基	仕様は表7-6のとおり。外観図を図7-11に示す。
気送設備	1式	再処理工場と本施設及び本施設内の分析セルとグローブボックス並びにグローブボックス間で分析試料等の搬送を行うための設備であり、気送管、空ジャグ供給装置、気送設備送受信装置、気送設備制御盤、給気フィルタ、排気フィルタ、排風機等から構成される。気送設備の系統概略図を図7-12に示す。 本設備の再処理工場と本施設の境界は、再処理工場から本施設内に入ってきたところから見て本施設側壁面の第1番目の接続ジョイントである。
核燃料物質払出配管	1式	本施設から再処理工場への核燃料物質の払い出しを行うための配管及び気送管であり、H.C5を除く分析セル及び中放射性、低放射性のグローブボックスに接続されている。液体配管については、再処理工場の配管系統に接続される。再処理工場と本施設の境界は、液体配管については再処理工場から本施設内に入ってきたところから見て本施設側床面の第1溶接線であり、気送管については上記の通りである。図7-13に液体核燃料物質払出配管系統図を示す。
放射線管理設備	1式	管理区域内の線量率、表面密度及び空気中の放射性物質濃度の監視を行う。放射線管理設備の一覧を表7-7に、放射線管理設備の設置場所を図7-14～図7-16に示す。 なお、管理区域内空気中の放射性物質監視用のアルファ線ダストモニタ、ベータ線ダストモニタ及びローカルダストサンプリング装置における吸引設備については、再処理工場のサンプリングフロアにより行われる。

使用設備の名称	個数	仕様
汚染検査をするための設備	1式	<p>第3サブチェンジングルーム内に設置し、放射線測定器及び洗浄設備を配備する。</p> <p>放射線測定器：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ハンドフットモニタ ・サーベイメータ <p>洗浄設備：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手洗い設備 ・眼洗い設備 ・シャワー設備
警報設備	1式	<p>本施設の運転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。警報設備の一覧を表7-8に示す。</p>
消火設備	1式	<p>本施設での万一の火災時に備え消火器を配備する。また、分析セル及びグローブボックス内火災に備え、分析セル及び中放射性グローブボックスに炭酸ガス消火器を接続できる構造とし、低放射性グローブボックス及び質量分析用グローブボックス内に消火剤を配置する。</p> <p>なお、消防法に基づき、建屋内の必要な箇所に火災検知器等の消防設備が設置されている。</p>
通報連絡設備	1式	<p>本施設の通報連絡設備として、施設内放送設備（ページング）及び電話設備を設置する。</p>
クレーン設備	1基	<p>本施設の運転保守上、重量物の移動等のために保障措置第1分析室にクレーンを設置する。</p> <p style="padding-left: 40px;">型式：天井走行型クレーン</p> <p style="padding-left: 40px;">容量：7.5トン</p>

表 7-2 分析セルの仕様

取扱室	保障措置第1分析室
設備番号	H.C1、H.C2、H.C3、H.C4、H.C5
材質	<p>本体：ステンレス鋼</p> <p>窓板：ポリカーボネイト</p> <p>遮へい体 (H.C1~H.C4 本体部側面)：鉛 19.4cm、ポリエチレン 7cm</p> <p>遮へい体 (H.C5 本体部側面)：鉛 16.4cm</p> <p>遮へい体 (H.C1~H.C5 本体部上面)：鉄</p> <p>遮へい体 (H.C1~H.C4 操作窓)：鉛ガラス 50cm、メタクリル樹脂 7cm</p> <p>遮へい体 (H.C5 操作窓)：鉛ガラス 39cm</p> <p>遮へい体 (試料保管庫※)：鉛 2cm、ポリエチレン 10cm</p> <p>※遮へい体付き試料保管庫は H.C1 内に設置</p>
大きさ	幅 約 7.8m×奥行き 約 3.3m×高さ 約 2.8m
耐震設計	B クラスの地震力に耐えうる設計とする。
負圧条件	<p>警報条件：インナーボックス内負圧が室内圧に対し・50Pa</p> <p>通常操作条件：インナーボックス内負圧が室内圧に対し・250Pa~400Pa</p>
漏えい率条件	インナーボックス漏えい率：1 基あたり 0.1Vol%/h
ろ過装置	<p>給気：高性能粒子フィルタ</p> <p>排気：高性能粒子フィルタ</p>
警報装置	<p>インナーボックス内温度上昇警報 (H.C1~H.C4：警報設定値 60°C)</p> <p>インナーボックス内負圧警報 (H.C1~H.C5：警報設定値・50Pa)</p>
核的制限値	本施設内存在量 ■■Pu*以下 (Pu*= ²³⁹ Pu+ ²⁴¹ Pu+ ²³⁵ U+ ²³³ U)
核燃料物質 取扱量	<p>H.C1：■■■Pu、■■■U、■×■BqFP</p> <p>H.C2：■■■Pu、■■■U、■×■BqFP</p> <p>H.C3：■■■Pu、■■■U、■×■BqFP</p> <p>H.C4：■■■Pu、■■■U、■×■BqFP</p> <p>H.C5：■■■Pu、■■■U</p>
主要機器	<p>H.C1：マニプレータ、気送設備送受信装置、試料保管庫、搬出入扉</p> <p>H.C2：マニプレータ、中性子検出器、密度計、天秤、K エッジー蛍光 X 線装置</p> <p>H.C3：マニプレータ、ホットプレート、分光光度計、天秤</p> <p>H.C4：マニプレータ、試料保管庫、試料自動処理システム、気送設備送受信装置</p> <p>H.C5：マニプレータ</p>

表 7-3 中放射性グローブボックスの仕様

取扱室	保障措置第1分析室
設備番号	G.BM1、G.BM2、G.BM3、G.BM4、G.BM5
材質	<p>本体：ステンレス鋼</p> <p>窓板：ポリカーボネイト</p> <p>遮へい体 (G.BM1～G.BM4 本体部)：鉄 2cm</p> <p>遮へい体 (G.BM1～G.BM4 操作窓)：含鉛メタクリル樹脂 6.7cm</p> <p>遮へい体 (G.BM5 操作窓)：含鉛メタクリル樹脂 1.7cm</p> <p>遮へい体 (試料保管庫※)：鉛 1cm、ポリエチレン 5cm</p> <p>※遮へい体付き試料保管庫は G.BM1 内に設置</p>
大きさ	幅 約 8.0m×奥行き 約 1.4m×高さ 約 2.0m
耐震設計	Bクラスの地震力に耐えうる設計とする。
負圧条件	<p>警報条件：グローブボックス内負圧が室内圧に対し・50Pa</p> <p>通常操作条件：グローブボックス内負圧が室内圧に対し・250Pa～400Pa</p>
漏えい率条件	グローブボックス漏えい率：1基あたり 0.1Vol%/h
ろ過装置	<p>給気：高性能粒子フィルタ</p> <p>排気：高性能粒子フィルタ</p>
警報装置	<p>グローブボックス内温度上昇警報 (G.BM3、G.BM4：警報設定値 60℃)</p> <p>グローブボックス内負圧警報 (G.BM1～G.BM5：警報設定値・50Pa)</p>
核的制限値	本施設内存在量 ■■■Pu*以下 (Pu*= ²³⁹ Pu+ ²⁴¹ Pu+ ²³⁵ U+ ²³³ U)
核燃料物質 取扱量	<p>G.BM1：■■■Pu、■■■U</p> <p>G.BM2：■■■Pu、■■■U</p> <p>G.BM3：■■■Pu、■■■U</p> <p>G.BM4：■■■Pu、■■■U</p> <p>G.BM5：■■■Pu、■■■U</p>
主要機器	<p>G.BM1：気送設備送受信装置、試料保管庫、搬出入扉</p> <p>G.BM2：密度計、天秤</p> <p>G.BM3：ホットプレート</p> <p>G.BM4：Kエッジー蛍光 X線装置、γ線スペクトロメータ、ホットプレート、試料保管庫</p> <p>G.BM5：密度計、天秤、気送設備送受信装置</p>

表 7-4 低放射性グローブボックスの仕様

取扱室	保障措置第2分析室
設備番号	G.BL1、G.BL2、G.BL3、G.BL4、G.BL5
材質	本体：ステンレス鋼 窓板：ポリカーボネイト
大きさ	幅 約 7.2m×奥行 約 1.2m×高さ 約 1.8m
耐震設計	Bクラスの地震力に耐えうる設計とする。
負圧条件	警報条件：グローブボックス内負圧が室内圧に対し-50Pa 通常操作条件：グローブボックス内負圧が室内圧に対し-250Pa～-400Pa
漏えい率条件	グローブボックス漏えい率：1基あたり 0.1Vol%/h
ろ過装置	給気：高性能粒子フィルタ 排気：高性能粒子フィルタ
警報装置	グローブボックス内温度上昇警報（G.BL2、G.BL3、G.BL4：警報設定値 60℃） グローブボックス内負圧警報（G.BL1～G.BL5：警報設定値-50Pa）
核的制限値	本施設内存在量 ■■Pu*以下（Pu*= $^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu}+^{235}\text{U}+^{233}\text{U}$ ）
核燃料物質 取扱量	G.BL1：■■Pu、■■U G.BL2：■■Pu、■■U G.BL3：■■Pu、■■U G.BL4：■■Pu、■■U G.BL5：■■Pu、■■U
主要機器	G.BL1：気送設備送受信装置、試料保管庫、搬出入扉 G.BL2：試料自動処理システム G.BL3：気送設備送受信装置、 α スペクトロメータ G.BL4：試料自動処理システム、ホットプレート G.BL5：気送設備送受信装置、 α 線試料電着装置

表 7-5 質量分析用グローブボックスの仕様

取扱室	保障措置第3分析室
設備番号	G.B1m1、G.B2m1、G.B3m1 G.B1m2、G.B2m2、G.B3m2
材質	本体：ステンレス鋼 窓板：ポリカーボネイト
大きさ	幅 約 3.5m×奥行 約 1.2m×高さ 約 2.0m
耐震設計	Bクラスの地震力に耐えうる設計とする。
負圧条件	警報条件：グローブボックス内負圧が室内圧に対し-50Pa 通常操作条件：グローブボックス内負圧が室内圧に対し-250Pa～-400Pa
漏えい率条件	グローブボックス漏えい率：1基あたり 0.1Vol%/h
ろ過装置	給気：高性能粒子フィルタ 排気：高性能粒子フィルタ
警報装置	グローブボックス内温度上昇警報（G.B1m1、G.B1m2：警報設定値 60℃） グローブボックス内負圧警報（G.B1m1～G.B3m1、G.B1m2～G.B3m2：警報設定値-50Pa）
核的制限値	本施設内存在量 ■■Pu*以下（Pu*= $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu} + ^{235}\text{U} + ^{238}\text{U}$ ）
核燃料物質 取扱量	G.B1m1：■■Pu、■■■U G.B2m1：■■Pu、■■■U G.B3m1：■■Pu、■■■U G.B1m2：■■Pu、■■■U G.B2m2：■■Pu、■■■U G.B3m2：■■Pu、■■■U
主要機器	G.B1m1：ホットプレート、超音波洗浄装置 G.B2m1：気送設備送受信装置、フィラメント塗布装置、搬出入扉 G.B3m1：質量分析計 G.B1m2：ホットプレート、超音波洗浄装置 G.B2m2：気送設備送受信装置、フィラメント塗布装置、搬出入扉 G.B3m2：質量分析計

表 7-6 フードの仕様

取扱室	保障措置第 1 分析室、保障措置第 2 分析室
設備番号	F.H1H、F.H2H、F.H3H、F.H4H
材質	本体：鋼板 窓板：強化ガラス
大きさ	F.H1H、F.H2H：幅 約 1.8m×奥行 約 0.8m×高さ 約 2.4m F.H3H、F.H4H：幅 約 1.5m×奥行 約 0.8m×高さ 約 2.4m
耐震設計	B クラスの地震力に耐えうる設計とする。
風速条件	窓部 1/3 開口状態における開口部流入風速 0.5m/s 以上
ろ過装置	なし
警報装置	なし
核的制限値	本施設内存在量 ■■Pu*以下 (Pu*= $^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu}+^{235}\text{U}+^{233}\text{U}$)
核燃料物質 取扱量	F.H1H：なし F.H2H：なし F.H3H：■■U F.H4H：■■U
主要機器	F.H1H：なし F.H2H：なし F.H3H：ホットプレート、電気炉、天秤 F.H4H：電位差滴定装置

表 7-7 放射線管理設備の一覧

設備名称	機器名称	数量	区分
作業環境モニタリング設備	エリアモニタ	1 式	ガンマ線及び中性子線の線量率の監視用
	アルファ線ダストモニタ	1 式	管理区域内空気中のアルファ放射性物質濃度の監視用
	ベータ線ダストモニタ	1 式	管理区域内空気中のベータ放射性物質濃度の監視用
	ローカルダストサンプリング装置	1 式	管理区域各所の放射性塵埃をエアスニファを用いてサンプリングする装置
	放射線監視盤	1 式	エリアモニタ、アルファダストモニタ、ベータダストモニタ等の集中監視用
排気モニタリング設備	排気ダストモニタ	1 式	本施設外へ排出する空気中の放射性物質濃度の連続監視用
放射線測定器	ハンドフットモニタ	1 式	管理区域退域時の手、足及び衣服の汚染検査用
	個人被ばく管理用線量計	1 式	ポケット線量計、警報付線量計等の個人の外部被ばく線量測定用
	サーベイメータ	1 式	線量率、表面密度等の測定用
	放射能測定装置	1 式	放射線管理用試料の放射能測定用

表 7-8 警報設備の一覧

項目	警報の種類	警報作動条件	検出端設置場所	発報場所
放射線警報	エリアモニタ警報	分析室のガンマ線又は中性子線の線量率が設定値を超えたとき	保障措置第1分析室 保障措置第2分析室 保障措置第3分析室	検出端設置場所 保健物理室
	アルファ線ダストモニタ警報	管理区域内空気中のアルファ放射性物質濃度が設定値を超えたとき	保障措置第1分析室 保障措置第2分析室 保障措置第3分析室	検出端設置場所 保健物理室
	ベータ線ダストモニタ警報	管理区域内空気中のベータ放射性物質濃度が設定値を超えたとき	保障措置第1分析室	検出端設置場所 保健物理室
	排気ダストモニタ警報	排気中の放射性物質濃度が設定値を超えた時	作業室	保健物理室
設備警報	グローブボックス内温度上昇警報	分析セル及びグローブボックス内温度が設定値を超えたとき	分析セル グローブボックス	検出端設置場所 保健物理室
	グローブボックス負圧警報	分析セル及びグローブボックス内負圧が設定値を超えたとき。	分析セル グローブボックス	検出端設置場所 保健物理室
火災警報	火災警報	施設内で火災を検知したとき。	施設内各所	施設内各所

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	貯蔵施設は分析建屋の地下2階に位置する核物質保管室とする。図8-1に貯蔵施設の位置を示す。
---------	---

8-2 貯蔵施設の構造

室の名称	構造	天井高 (m)	床面積 (m ²)	設計仕様
核物質保管室 (Y0308 室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：エポキシ系樹脂塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約 3.5	約 9	<ul style="list-style-type: none"> ・ 大気圧より・120Pa～ ・140Pa の負圧にする。 ・ Bクラスの地震力に耐えうる設計とする。 ・ 入り口の扉は鋼製とする。

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	2基	ウラン 235 : ■■ ウラン 233 : ■■ プルトニウム : ■ ■	硝酸乾固物、硫酸乾固物、酸化物粉末、溶液及び金属	貯蔵棚は鋼製で施錠できる構造とし、床に固定する。 核燃料物質は、ふた付きのガラス、テフロン又はポリエチレン製のビンもしくはアンプルに封入し、漏えいが無いようそれぞれをビニールバッグで密封したものを金属製のふた付き容器に封入した上で、貯蔵棚に保管する。

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

9-1 気体廃棄施設

9-1-1 気体廃棄施設の位置

気体廃棄施設の位置	<p>本施設から発生する気体廃棄物は分析セル、グローブボックス、フード、保障措置第1分析室等からの排気であり、これらの排気は再処理工場と共用の分析建屋換気設備によって行われる。</p> <p>本施設の分析セル及びグローブボックスの排気は、分析セル及びグローブボックスの排気ダクトに設置した高性能粒子フィルタにより排気中の放射性物質をろ過する。本施設からの排気中の放射性物質濃度の監視は系統ごとに設けられた排気ダストモニタにより行い、分析建屋換気設備において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精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日号外原子力規制委員会告示第8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、再処理工場の主排気筒への系統へ排出される。なお、分析建屋換気設備の六ヶ所保障措置分析所と再処理工場との施設境界は、排気ダクトの六ヶ所保障措置分析所側における第1接続部（図9-2に示す取り合い点）である。</p> <p>分析建屋換気設備は、再処理工場分析建屋内にある。分析建屋換気設備の設置場所を図9-1に、分析建屋換気設備の系統の概略を図9-2に示す。</p>
-----------	--

9-1-2 気体廃棄施設の構造

室の名称	構造	天井高 (m)	床面積 (m ²)	設計仕様
排風機 第1室 (G0121室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：エポキシ系樹脂塗装 及びコンクリート 天井：亜鉛メッキ デッキプレート	約6.2	約170	<ul style="list-style-type: none"> ・大気圧より-80Pa～-100Paの負圧にする。 ・Bクラスの地震力に耐えうる設計とする。
排風機 第2室 (G0156室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：エポキシ系樹脂塗装 及びコンクリート 天井：亜鉛メッキ デッキプレート	約6.2	約318	
排風機 第3室 (G0157室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：エポキシ系樹脂塗装 及びコンクリート 天井：亜鉛メッキ デッキプレート	約6.2	約156	

9-1-3 気体廃棄施設の設備

	設備名称	仕様
廃棄設備	排風機	表9-1のとおり
	排気フィルタ	分析セル及びグローブボックスに設置された高性能粒子フィルタによるろ過を行う。フィルタ捕集効率は99.9%以上。
	排気口	本施設からの排気は、再処理工場の主排気筒への系統に排出する。
	排気ダストモニタ	グローブボックス排気系、フード排気系には、本施設の出口に排気ダストモニタを設置する。 建屋排気系については、施設内各所の α 線及び β 線ダストモニタで本施設内空気の放射能濃度を測定する。

表9-1 排風機の仕様

設備 (系統)	排気箇所	排気能力* (m^3/h)	構成機器	設置場所
グローブ ボックス系	グローブボックス 分析セル	約 1140 (地上 1 階分 570) (地下 2 階分 570)	グローブボックス 排風機 2 台 (1 台は予備)	排風機 第 3 室
フード系	フード	約 3600 (地上 1 階分 1800) (地下 2 階分 1800)	フード排風機 2 台	排風機 第 1 室
建屋系	分析室 廊下等	約 6570	建屋排風機 2 台	排風機 第 2 室

※ 排気能力は本施設分のみ

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>液体廃棄施設は分析建屋の地下2階に位置する保障措置第1分析室、地下1階に位置する保障措置気送設備電気盤室、作業室、第3サブチェンジングルーム、保健物理室及び地上1階に位置する保障措置第2分析室、保障措置第3分析室、分析機器保管修室である。各室の位置を図9-3～図9-5に示す。分析用試料の分析により、本施設から極低レベル廃液およびインアクティブ廃液が発生する。これらの廃棄物は上記各室で貯留容器に一時貯留してその放射能濃度を測定し、それが核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日号外原子力規制委員会告示第8号）で定められている周辺監視区域外の水中の濃度限度を下回っていることを確認した上で再処理工場へ排出する。液体廃棄設備の系統図を図9-6に示す。</p> <p>これらの一時貯留廃液の放射能濃度が水中の濃度限度を上回った場合は、希釈する等の措置を行う。</p>
-----------	--

9-2-2 液体廃棄施設の構造

名称	構造	天井高 (m)	床面積 (m ²)	設計仕様
保障措置 第1分析室 (Y0307室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：塩化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約9.0 約3.5	約200	<ul style="list-style-type: none"> ・大気圧より-120Pa～-140Paの負圧にする。 ・Bクラスの地震力に耐えうる設計とする。
保障措置 第2分析室 (Y0512室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：塩化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約4.5	約95	
保障措置 第3分析室 (Y0509室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：塩化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約4.5	約94	
分析機器保管 修室 (Y0511室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：塩化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約4.5	約30	

名称	構造	天井高 (m)	床面積 (m ²)	設計仕様
保障措置気送 設備電気盤室 (Y0411 室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：塩化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約 5	約 40	<ul style="list-style-type: none"> ・大気圧より-120Pa～ -140Pa の負圧にする。 ・Bクラスの地震力に耐え うる設計とする。
作業室 (Y0445 室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：塩化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約 5	約 15	
第3サブチェン ジングルーム (Y0412 室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：塩化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約 5	約 30	
保健物理室 (G0416 室)	鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：エポキシ系樹脂及び塩 化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装	約 5	約 15	<ul style="list-style-type: none"> ・大気圧より-80Pa～ -100Pa の負圧にする。 ・耐震Bクラスの設計とす る。

9-2-3 液体廃棄施設の設備

廃棄設備の名称	個数	仕様
保障措置第1分析室ヒュームフード (F.H1H、F.H2H) 下部貯留容器	それぞれ1基	材質：ステンレス鋼 容量：約100リットル
保障措置第1分析室ローカルリサイクラ貯留 容器	2基以上	材質：ポリエチレン 容量：約20リットル
保障措置第2分析室ヒュームフード(F.H3H、 F.H4H) 下部貯留容器	それぞれ1基	材質：ステンレス鋼 容量：約100リットル
保障措置第2分析室ローカルリサイクラ貯留 容器	2基以上	材質：ポリエチレン 容量：約5リットル
保障措置第3分析室ローカルリサイクラ貯留 容器	2基以上	材質：ポリエチレン 容量：約20リットル

廃棄設備の名称	個数	仕様
保障措置第3 分析室質量分析用グローブボックス貯留容器	6基	材質：ポリエチレン 容量：約5リットル
保障措置第1 分析室実験台下部貯留容器	1基	材質：ステンレス鋼 容量：約100リットル
保障措置第2 分析室実験台下部貯留容器	1基	材質：ステンレス鋼 容量：約100リットル
分析機器保管・保守室実験台下部貯留容器	2基	材質：ステンレス鋼 容量：約100リットル
保障措置気送設備電気盤室ローカルリサイクラ貯留容器	2基以上	材質：ポリエチレン 容量：約5リットル
作業室ローカルリサイクラ貯留容器	2基以上	材質：ポリエチレン 容量：約5リットル
第3サブチェンジングルーム手洗い貯留容器	1基以上	材質：ポリエチレン 容量：約20リットル
第3サブチェンジングルーム眼洗い貯留容器	1基以上	材質：ポリエチレン 容量：約20リットル
第3サブチェンジングルームシャワー設備貯留容器	1基	材質：ステンレス鋼 容量：約250リットル
保健物理室ローカルリサイクラ貯留容器	2基以上	材質：ポリエチレン 容量：約20リットル

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>本施設から発生する固体廃棄物は、再処理工場の区分上、雑固体廃棄物に当たり、その発生量は年間約 9 m³である。</p> <p>固体廃棄物は、必要に応じて分析建屋より搬出する前に分析建屋地下2階に位置する保障措置保管室で仕分け、封入を行い、再処理工場に払い出す。保障措置保管室の位置を図9-7に示す。</p>
------------------	---

9-3-2 固体廃棄施設の構造

固体廃棄施設の名称	構造	仕様
<p>保障措置保管室</p>	<p>鉄筋コンクリート造 床：エポキシ系樹脂塗装 壁：塩化ビニル系塗装 天井：塩化ビニル系塗装</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・天井高：約 3.5m ・床面積：約 7m² ・一時保管量：2m³以下 ・大気圧より -120Pa ~ -140Pa の負圧にする。 ・Bクラスの地震力に耐えうる設計とする。 ・固体廃棄物はドラム缶等の容器に封入して一時保管する。

9-3-3 固体廃棄施設の設備

<p>固体廃棄施設の設備</p>	<p>六ヶ所保障措置分析所から発生する固体廃棄物は必要に応じて保障措置保管室で仕分け、封入を行った後、再処理工場へ払い出す。</p> <p>固体廃棄物はその発生場所に応じて 20Lビンや再処理工場指定の容器に梱包される。さらに、分析セル及び中放射性グローブボックスから 20Lビンに封入されて出された固体廃棄物は、パディラックという運搬容器を用いて運搬される。表9-1に20Lビン及びパディラックの仕様を、図9-8に六ヶ所保障措置分析所における固体廃棄物のフローを示す。</p>
------------------	---

表 9-1 20L ビン及びパディラックの仕様

設備の名称	個数	仕様
20L ビン	—	<p>分析セル及びグローブボックス（以下、セル等とする）から発生する固体廃棄物を封入する再処理工場の容器である。20L ビンの材質はポリエチレン製で、き裂や破損及び水の浸透や酸による腐食は極めて起こりにくい。また、20L ビンはセル等への接続時以外にはふたが容易に開かない構造になっている。</p> <p>分析セルおよび中放射性グローブボックスの固体廃棄物を封入する 20L ビンは、パディラックと呼ばれる運搬容器に格納した上で運搬する。</p>
パディラック	—	<p>分析セル及び中放射性グローブボックスの固体廃棄物を封入した 20L ビンを格納し、運搬する鋼材及び球状黒鉛鋳鉄製の再処理工場の運搬容器である。</p>
パディラック (搬出入扉)	2 箇所	<p>分析セル及び中放射性グローブボックスにそれぞれ1箇所ずつある専用の搬出入扉と接続出来る構造である。</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

10-1 一般

10-1-1 目的

公益財団法人核物質管理センター六ヶ所保障措置センター（以下「六ヶ所センター」という。）は、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、六ヶ所保障措置分析所の安全を確保するため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」及び「同規則の解釈」（以下「品質管理基準規則」という。）に基づき、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に従うものとする。

- (1) 「保安に係る組織」とは、六ヶ所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各組織の総称をいう。

10-1-3 適用範囲

品質管理に関する事項は、六ヶ所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 プロセス及び保安に係る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。
 - 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(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) 保安に関する組織は、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 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。
- 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。

10-3-4 品質目標

- (1) 理事長は、六ヶ所センターにおいて、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 品質マネジメントシステムに係る一般事項に適合するよう、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、六ヶ所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、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、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積極的に行えるようにする。
- 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行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

10-4-1 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。
 - 1) 品質目標の達成に向けた自らの貢献
 - 2) 品質マネジメントシステムの実行性を維持するための自らの貢献
 - 3) 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、保安活動の重要度に応じて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る。

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。

10-5-12 調達物品等要求事項

- (1) 保安に係る組織は、保安上重要な設備・機器に係る調達物品等に関する情報に、次に掲げる要求事項のうち、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 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ことを、(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) 品質マネジメントシステム及び10-5-1 (1) 個別業務に必要なプロセス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) 品質マネジメントシステムの計画及び10-5-1 (1) 個別業務に必要なプロセス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、使用前検査を当該機器等を担当する要員以外の要員とすること、その他の方法により独立性を確保する。
- (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 是正処置を講じる必要性について、次に掲げる手順により評価を行う。
 - 1) 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
 - 2) 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。

20-6-10 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。

1 1. 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	分析セル及びグローブボックス内は室内圧に対し負圧に維持する。分析セル及びグローブボックスを通常操作する際の負圧は -250Pa ～ -400Pa とする。また、負圧が -50Pa に達した際は、警報を発する装置を設ける。
-------------	---

(24) 汚染を検査するための設備	汚染を検査するための設備として、放射線測定器及び洗浄設備を配備する。
-------------------	------------------------------------

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
【閉じ込めの機能について】

(1) 負圧の維持	<p>分析セル及びグローブボックス内で使用する核燃料物質は、多くは液体（溶液）状であるが、核燃料物質の漏えい防止のため、負圧が-50Pa に達した際に警報を発報させ、分析セル及びグローブボックスの内部の圧力が室内圧に対し正圧となることを防止する。</p> <p>また、通常の実験セル及びグローブボックスの操作は、上記-50Pa に対して十分な裕度がある負圧で行う。ただし、負圧が深すぎるとマニプレータやトングのブーツ及びグローブに対する大きな引き込み圧となり、操作に支障が生じる可能性があることから、過去の他施設の検討結果¹⁾を参考に通常の操作においては-250Pa~-400Pa という操作条件を設定する。</p>
-----------	---

【汚染を検査するための設備について】

(1) 設置場所	<p>六ヶ所保障措置分析所の出入口の更衣室（第3サブチェンジングルーム）に設置する。</p>
(2) 構造	<p>第3サブチェンジングルームの構造は、汚染拡大防止のため目地等のない構造で設計されている。</p> <p>壁は耐水性や耐薬品性が高い塩化ビニル樹脂塗装、床は防食性、耐摩耗性が高いエポキシ樹脂塗装を施す。</p>
(3) 設備・機材	<p>洗浄設備として手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備を設け、放射線測定器としてハンドフットモニタ、サーベイメータ及び汚染除去資材を配備する。</p>
(4) 排水系統について	<p>洗浄設備からの排水は、一時貯留容器に貯留し放射性物質濃度が基準値以下であることを確認したのち排水を実施する。</p> <p>一時貯留容器は、手洗い設備、眼洗い設備、シャワー設備にそれぞれ設置する。</p>

【参考文献】

- 1) グローブボックスの負圧試験（PNC SN8410 89-019、動力炉・核燃料開発事業団、1989年）

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

<p>説明</p>	<p>本施設を運営している公益財団法人核物質管理センター六ヶ所保障措置センターは、本施設における核燃料物質の使用を10年以上実施している。本施設における核燃料物質の取扱経験を持つ技術者の人数及び経験年数を表-1に示す。なお、経験年数には、他施設での核燃料物質の取扱経験年数を含む。また、有資格者数を表-2に示す。</p> <p style="text-align: center;">表-1 技術者の人数及び経験年数</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>経験年数</th> <th>技術者数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5年未満</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>5年以上10年未満</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>10年以上20年未満</td> <td>16</td> </tr> <tr> <td>20年以上</td> <td>9</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表-2 有資格者数</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>有資格者数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1種放射線取扱主任者</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>第2種放射線取扱主任者</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>危険物取扱者（甲種）</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>危険物取扱者（乙種4類）</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>危険物取扱者（乙種6類）</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>X線作業主任者</td> <td>9</td> </tr> </tbody> </table>	経験年数	技術者数	5年未満	5	5年以上10年未満	3	10年以上20年未満	16	20年以上	9	名称	有資格者数	第1種放射線取扱主任者	6	第2種放射線取扱主任者	2	危険物取扱者（甲種）	4	危険物取扱者（乙種4類）	8	危険物取扱者（乙種6類）	1	X線作業主任者	9
経験年数	技術者数																								
5年未満	5																								
5年以上10年未満	3																								
10年以上20年未満	16																								
20年以上	9																								
名称	有資格者数																								
第1種放射線取扱主任者	6																								
第2種放射線取扱主任者	2																								
危険物取扱者（甲種）	4																								
危険物取扱者（乙種4類）	8																								
危険物取扱者（乙種6類）	1																								
X線作業主任者	9																								

組織図

六ヶ所保障措置分析所の保安に関する組織図を図-1に示す。

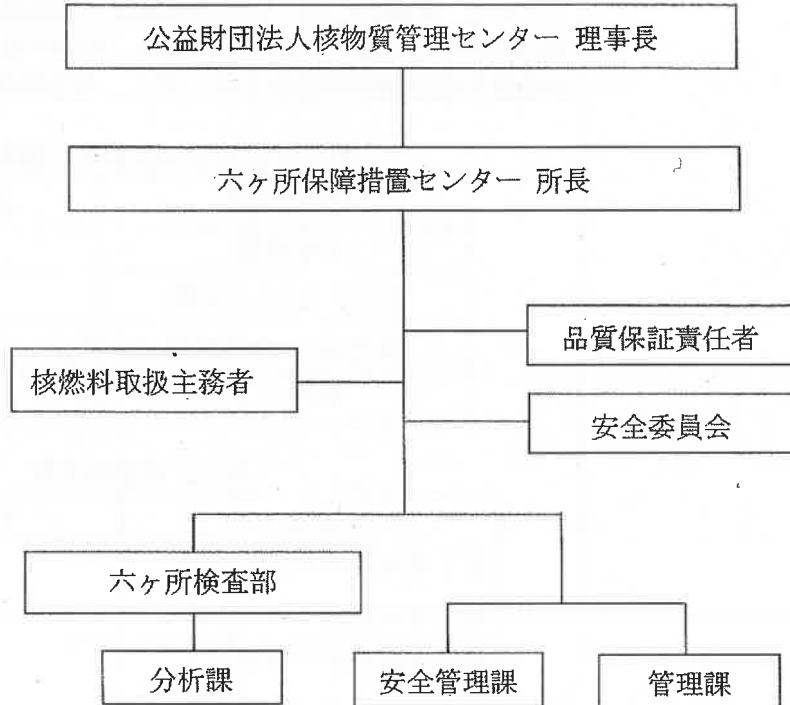


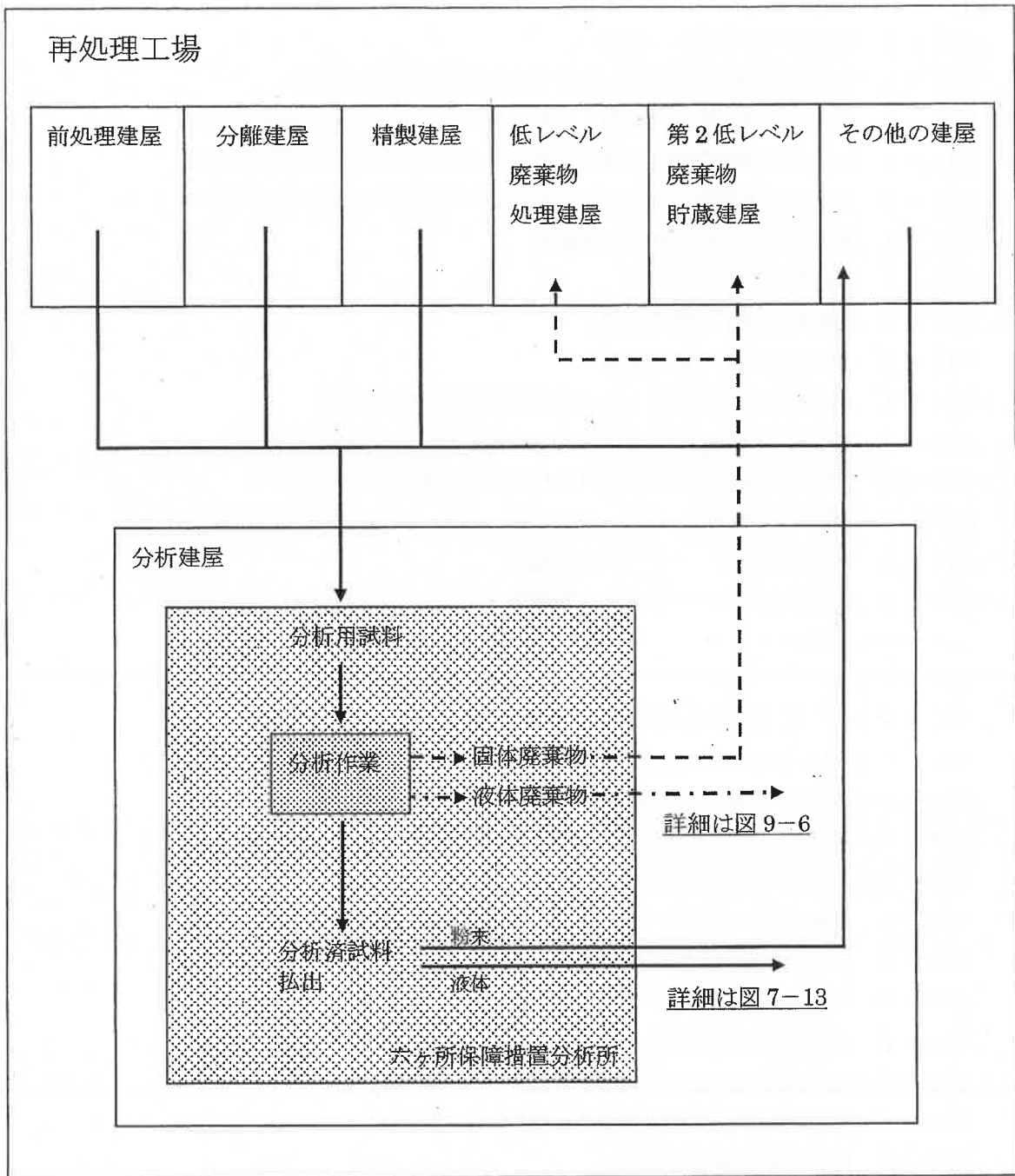
図-1 保安に関する組織図

保安教育・訓練	<p>核燃料物質の使用に必要な技術的能力の維持向上のため、以下の教育・訓練を実施する。</p> <ol style="list-style-type: none">① 六ヶ所保障措置分析所の保安に係る品質方針を定め、それを従業員に周知する。② 保安教育及び訓練に係る年度計画を作成し、計画に沿って保安教育及び訓練を実施する。計画に当たっては、年1回以上実施することに留意するとともに、関係法令が改正された際等にも保安教育が実施できるよう計画を策定する。③ 必要な技術的能力の維持向上のため、資格取得に関する講習や試験に参加する。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。
---------	--

本 文 添 付 図 面

図面一覧

- 図 2-1 核燃料物質の流れ (概略)
- 図 2-2 六ヶ所保障措置分析所における主な核燃料物質の流れ
- 図 2-3 六ヶ所保障措置分析所地下 2 階における主な核燃料物質等の流れ
- 図 2-4 六ヶ所保障措置分析所地下 1 階における主な核燃料物質等の流れ
- 図 2-5 六ヶ所保障措置分析所地上 1 階における主な核燃料物質等の流れ
- 図 4-1 再処理工場分析建屋等の配置図
- 図 7-1 分析建屋 1 階平面図
- 図 7-2 分析建屋地下 1 階平面図
- 図 7-3 分析建屋地下 2 階平面図
- 図 7-4 分析建屋 1 階平面図 (六ヶ所保障措置分析所拡大図)
- 図 7-5 分析建屋地下 1 階平面図 (六ヶ所保障措置分析所拡大図)
- 図 7-6 分析建屋地下 2 階平面図 (六ヶ所保障措置分析所拡大図)
- 図 7-7 分析セル外観図
- 図 7-8 中放射性グローブボックス外観図
- 図 7-9 低放射性グローブボックス外観図
- 図 7-10 質量分析用グローブボックス外観図
- 図 7-11 フード外観図
- 図 7-12 気送設備系統概略図
- 図 7-13 液体返還収去試料配管系統図
- 図 7-14 放射線管理設備設置場所 (1 階)
- 図 7-15 放射線管理設備設置場所 (地下 1 階)
- 図 7-16 放射線管理設備設置場所 (地下 2 階)
- 図 8-1 貯蔵施設の位置図
- 図 9-1 分析建屋換気設備の設置場所
- 図 9-2 分析建屋換気設備系統概略図
- 図 9-3 液体廃棄施設位置図 (1 階)
- 図 9-4 液体廃棄施設位置図 (地下 1 階)
- 図 9-5 液体廃棄施設位置図 (地下 2 階)
- 図 9-6 液体廃棄設備の系統図
- 図 9-7 保障措置保管室位置図
- 図 9-8 六ヶ所保障措置分析所固体廃棄物フロー図



- ▶ : 配管又は気送管あるいは運搬による払い出し
- ▶ : 運搬による払い出し
- · - · - · ▶ : 配管による搬出

図2-1 核燃料物質等の流れ (概略)

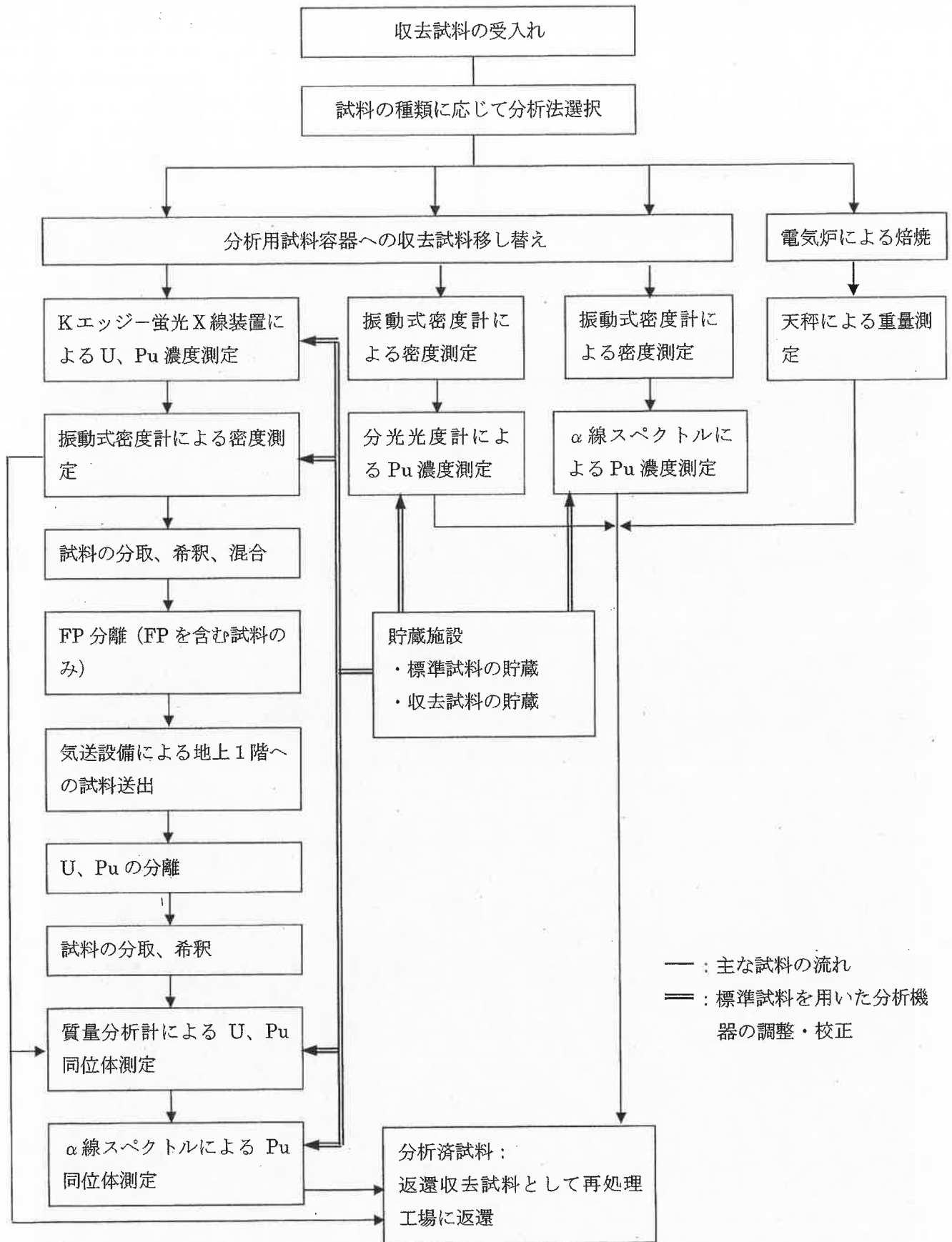
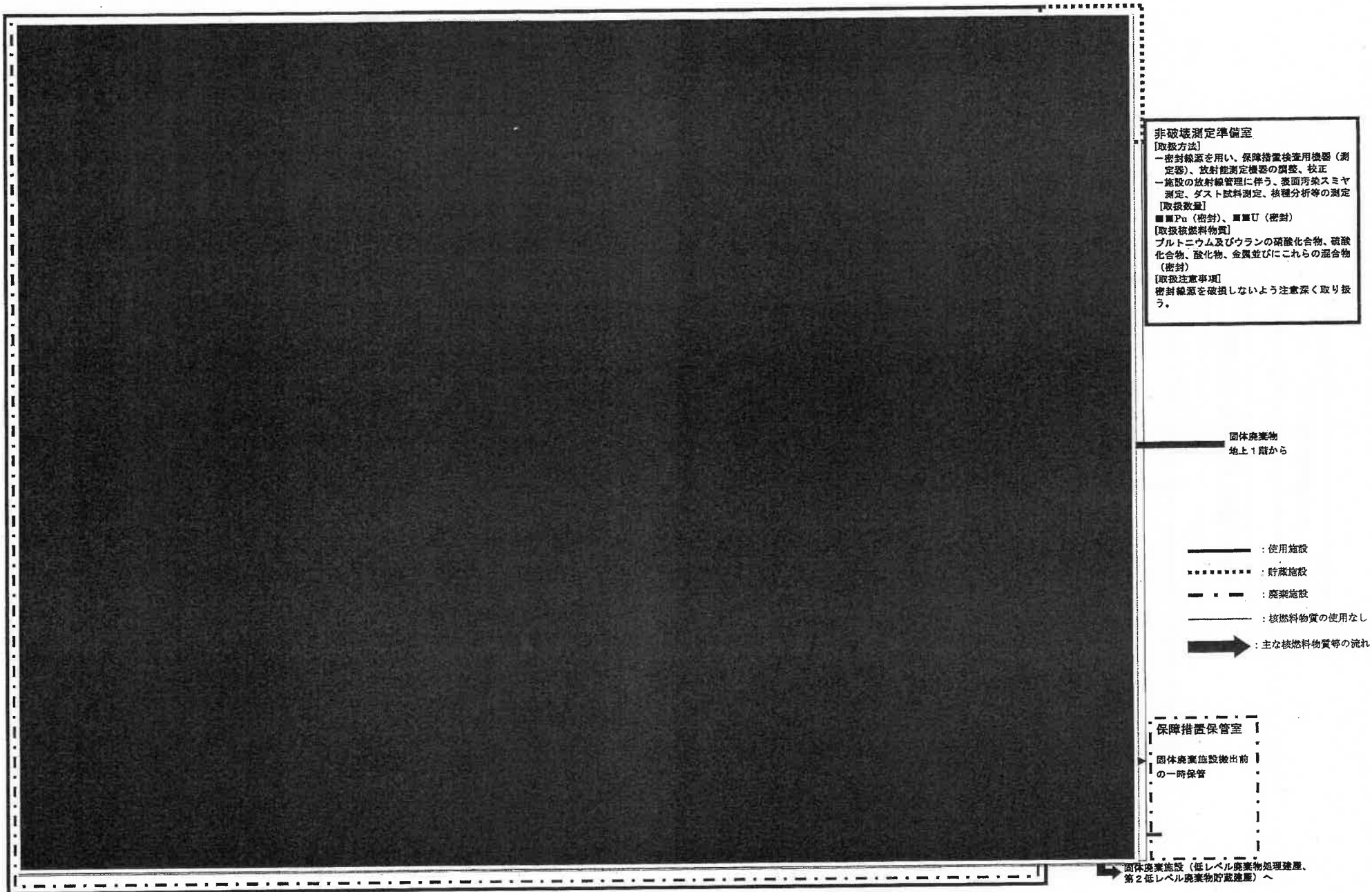


図 2 - 2 六ヶ所保障措置分析所における主な核燃料物質の流れ



非破壊測定準備室
 [取扱方法]
 一密封線源を用い、保障措置検査用機器（測定器）、放射能測定機器の調整、校正
 一施設の放射線管理に伴う、表面汚染スミヤ測定、ダスト試料測定、核種分析等の測定
 [取扱数量]
 少量Pu（密封）、少量U（密封）
 [取扱核燃料物質]
 プルトニウム及びウランの硝酸化合物、硫酸化合物、酸化物、金属並びにこれらの混合物（密封）
 [取扱注意事項]
 密封線源を破損しないよう注意深く取り扱う。

固体廃棄物
 地上1階から

- : 使用施設
- : 貯蔵施設
- - - - - : 廃棄施設
- : 核燃料物質の使用なし
- ➡ : 主な核燃料物質等の流れ

保障措置保管室

固体廃棄施設搬出前の一時保管

固体廃棄施設（低レベル廃棄物処理建屋、第2低レベル廃棄物貯蔵建屋）へ

図2-3 六ヶ所保障措置分析所地下2階における主な核燃料物質等の流れ

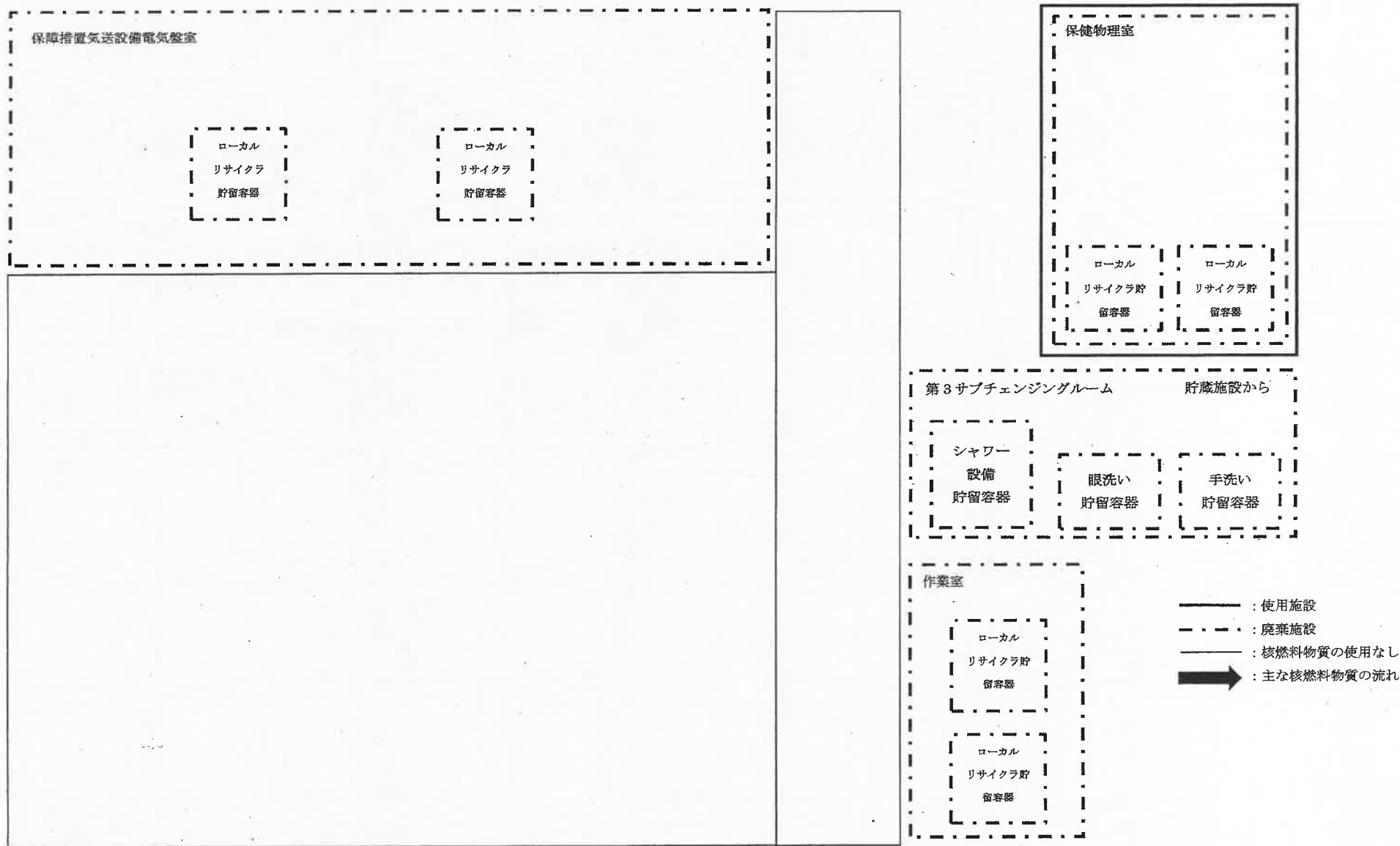


図2-4 六ヶ所保障措置分析所地下1階における主な核燃料物質等の流れ

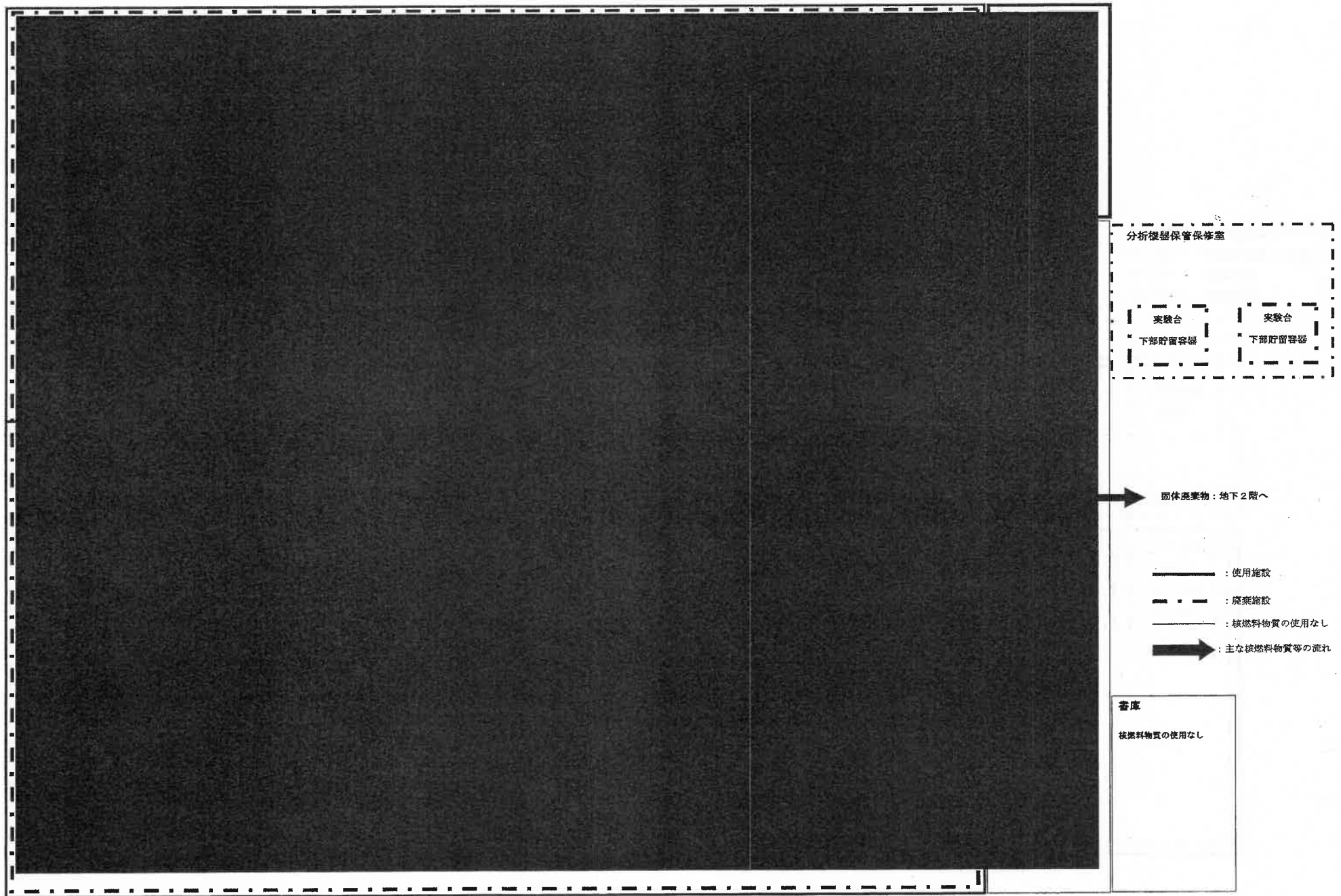
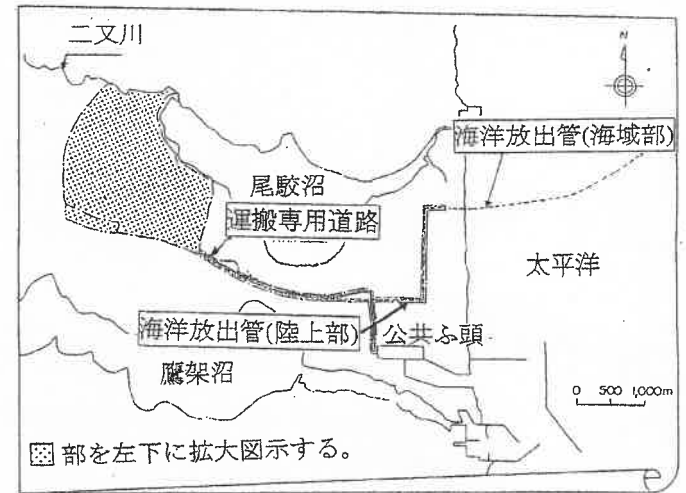
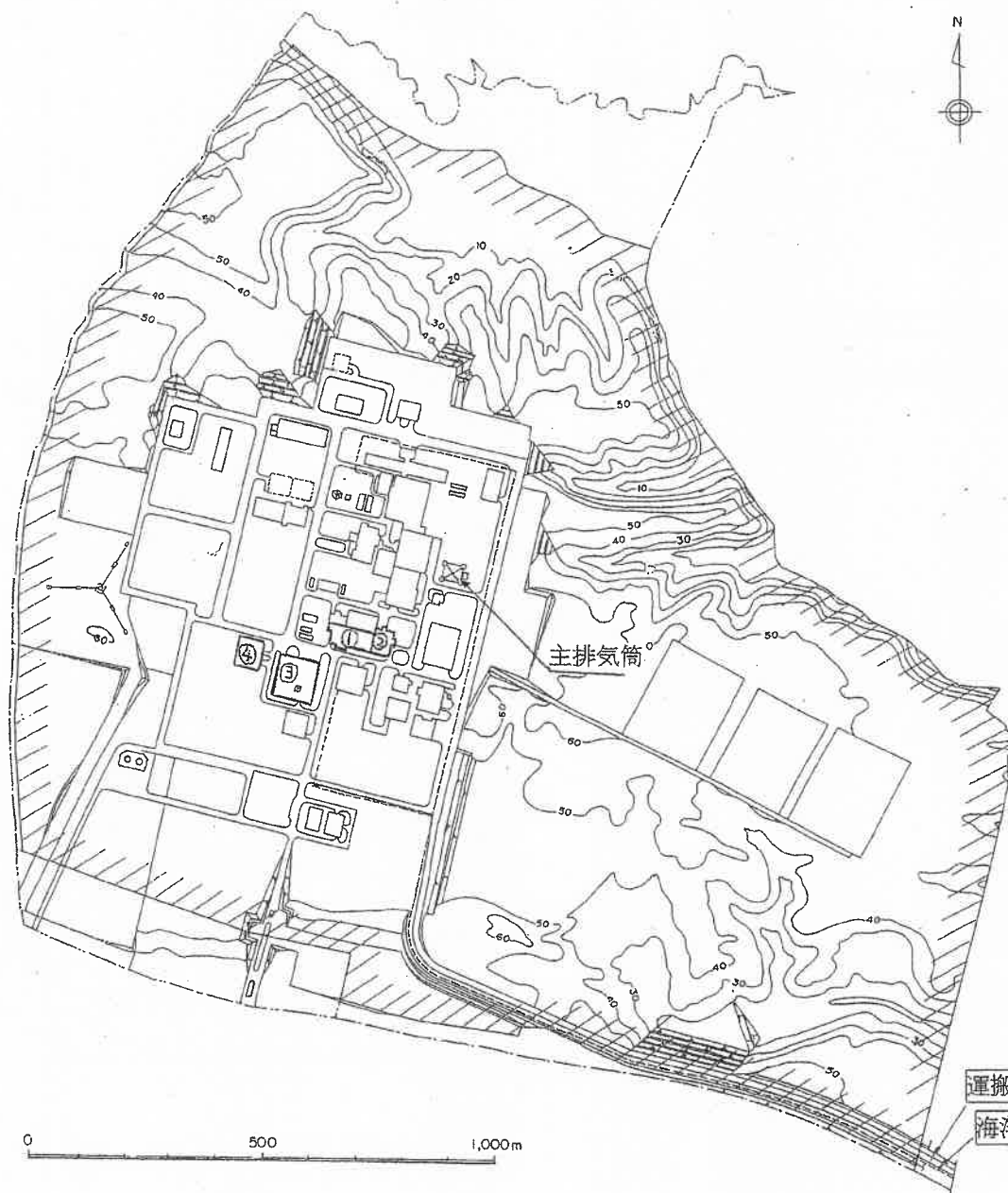


図 2-5 六ヶ所保障措置分析所地上1階における主な核燃料物質等の流れ



- | | |
|---|--------|
| ① | 分析建屋 |
| ② | 出入管理建屋 |

//// 周辺監視区域境界

運搬専用道路
海洋放出管(陸上部)

図4-1 再処理工場分析建屋等の配置図

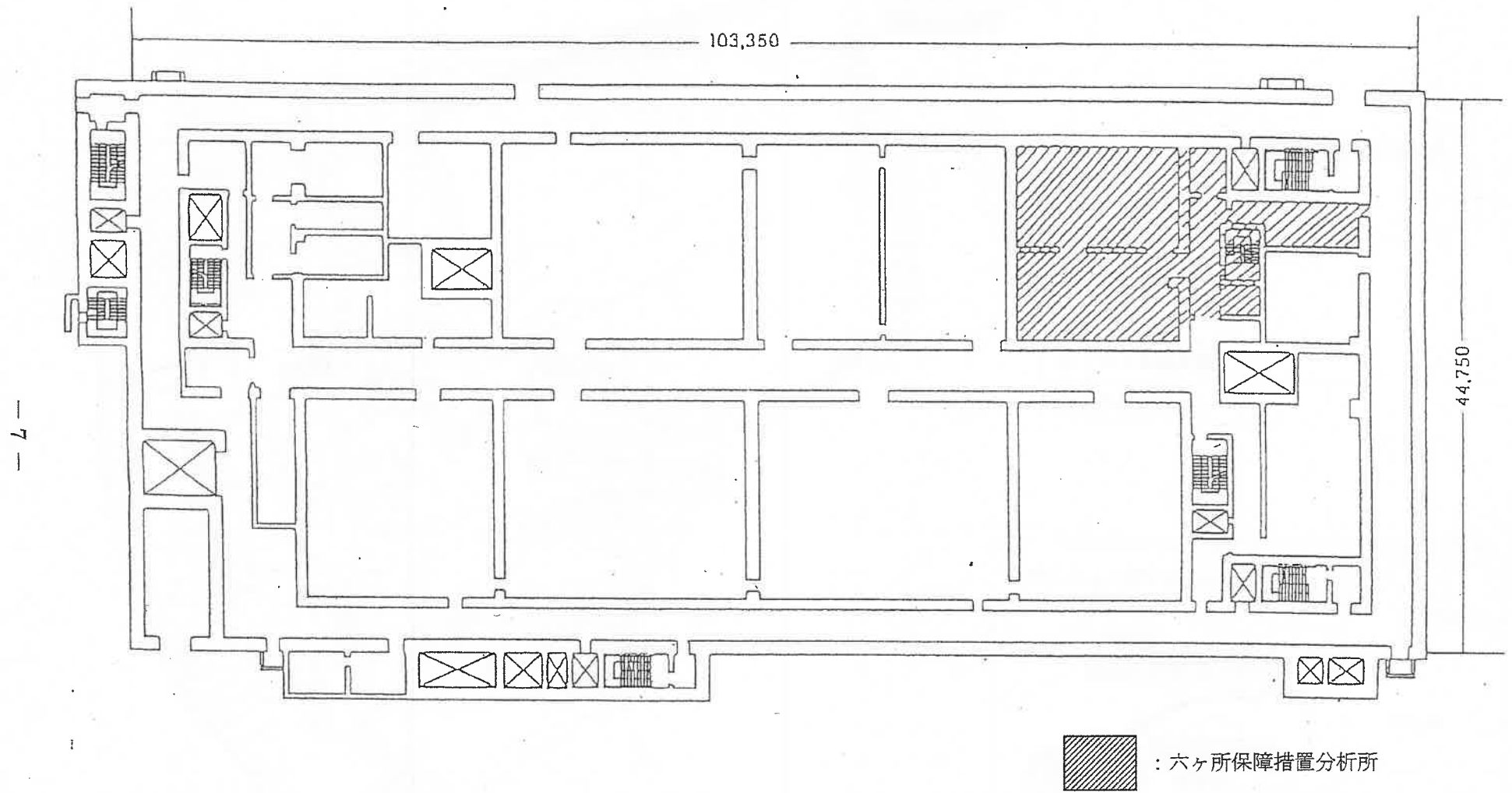


図7-1 分析建屋1階平面図

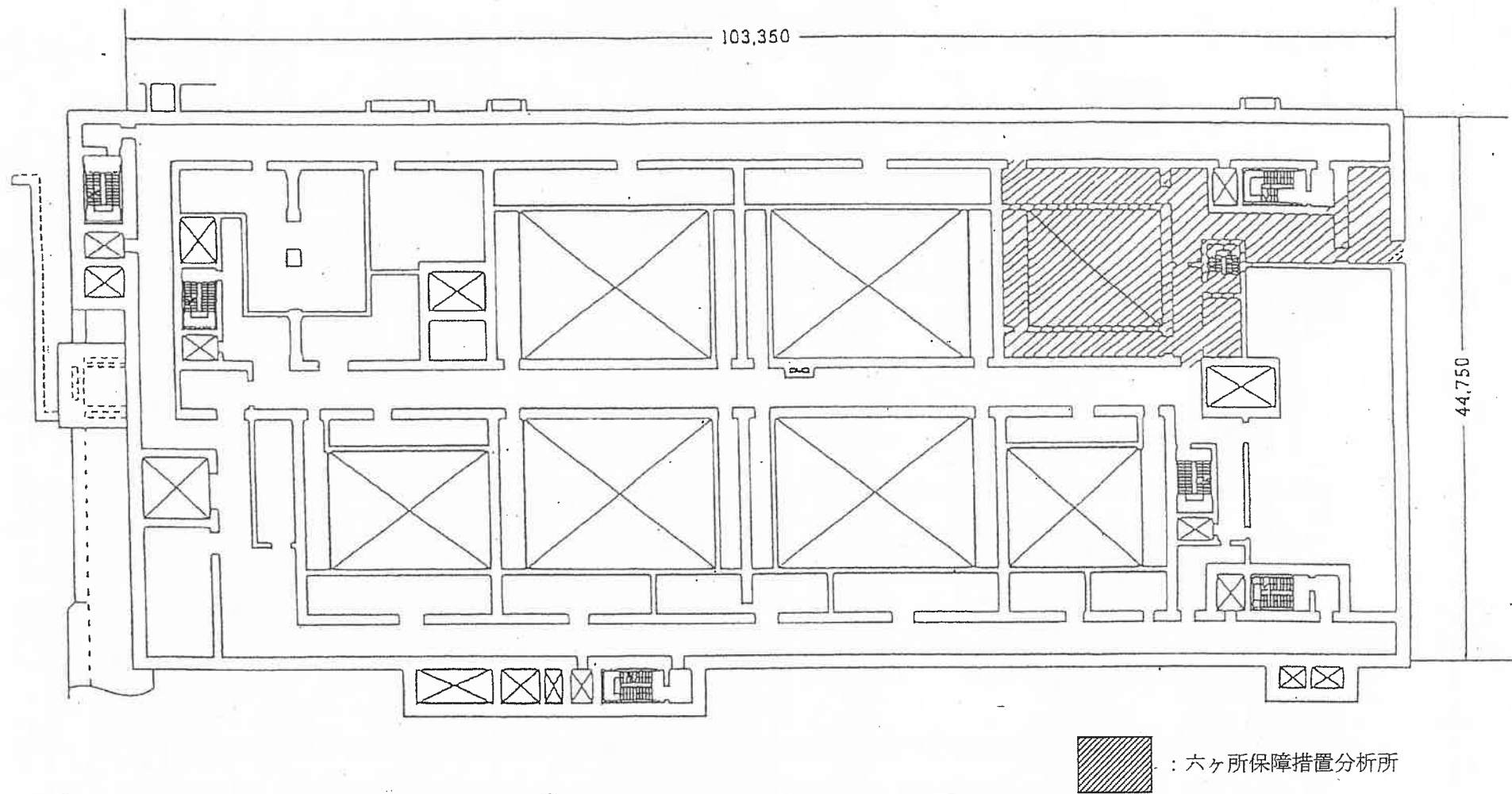


图 7-2 分析建屋地下1階平面図

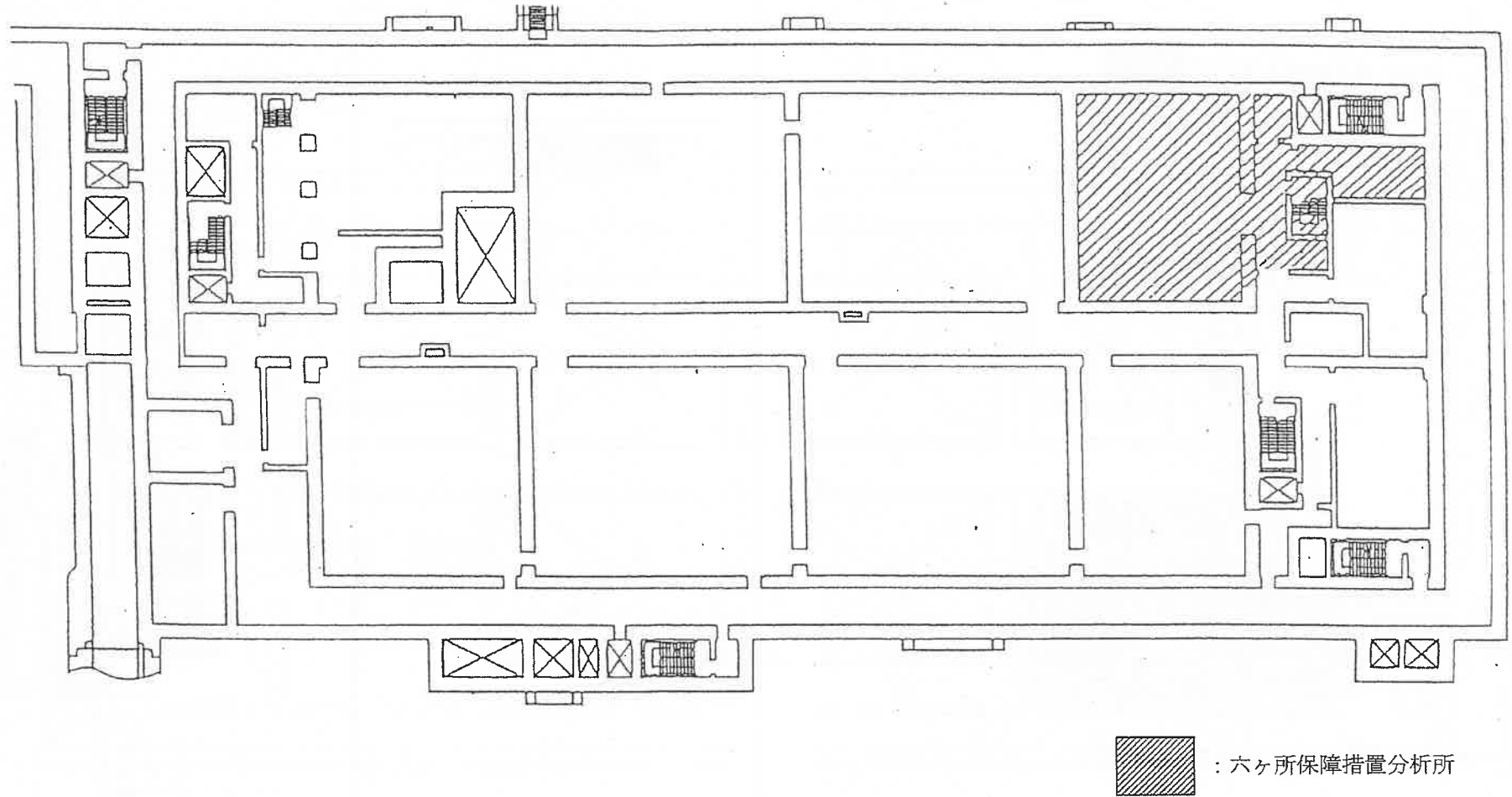


図 7 - 3 分析建屋地下 2 階平面図

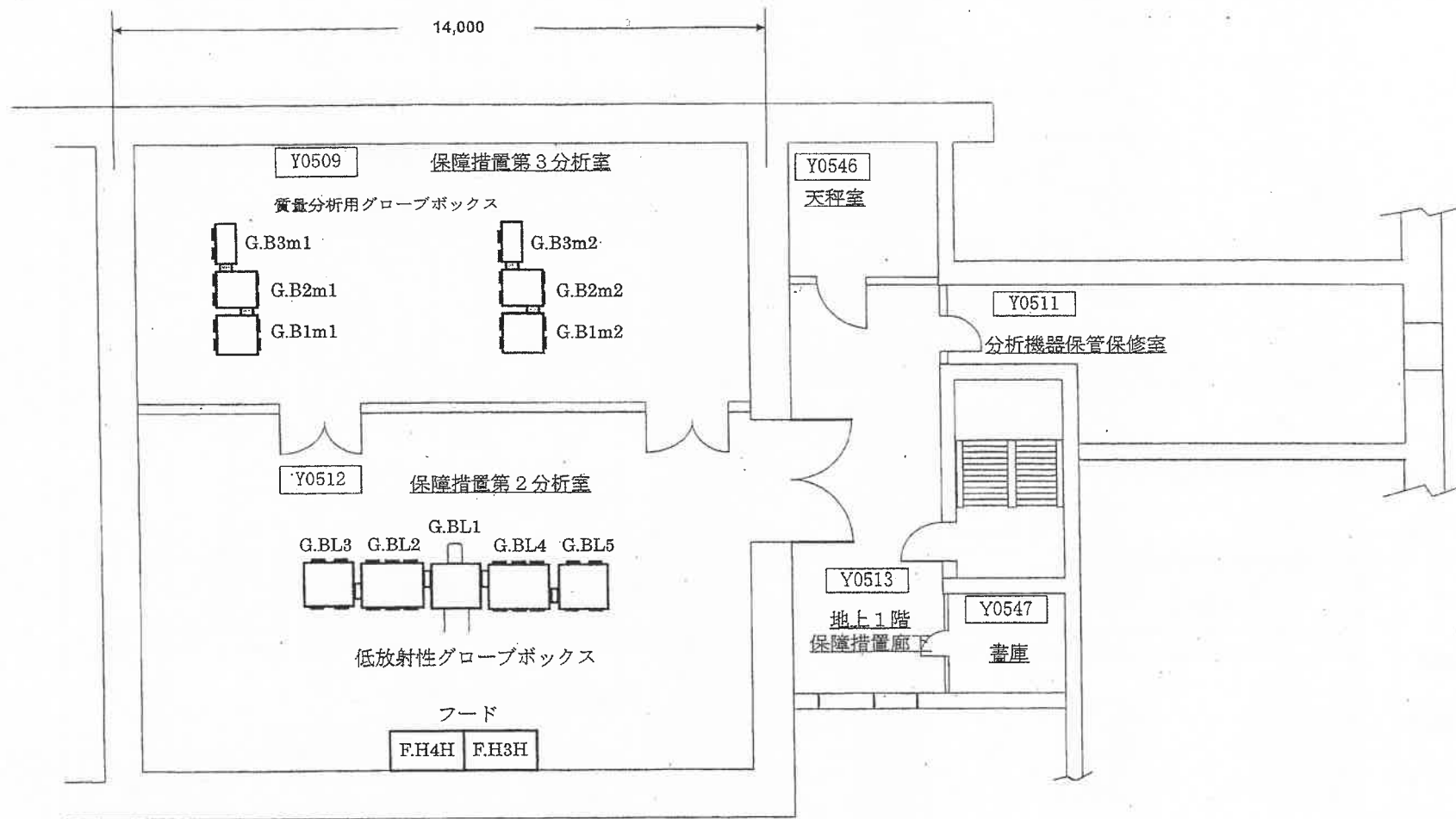


図 7-4 分析建屋 1 階平面図 (六ヶ所保障措置分析所拡大図)

— II —

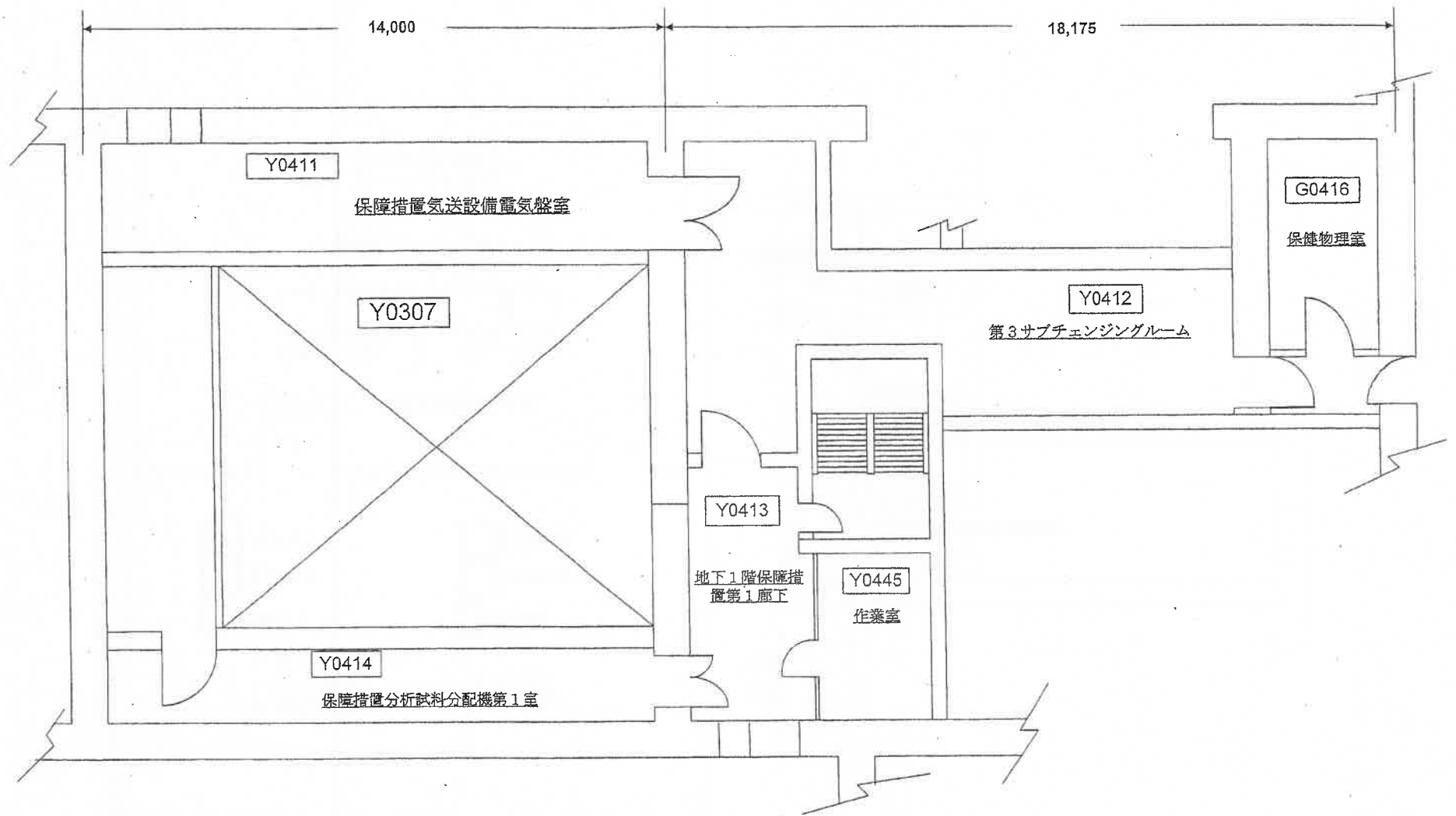


図7-5 分析建屋地下1階平面図 (六ヶ所保障措置分析所拡大図)

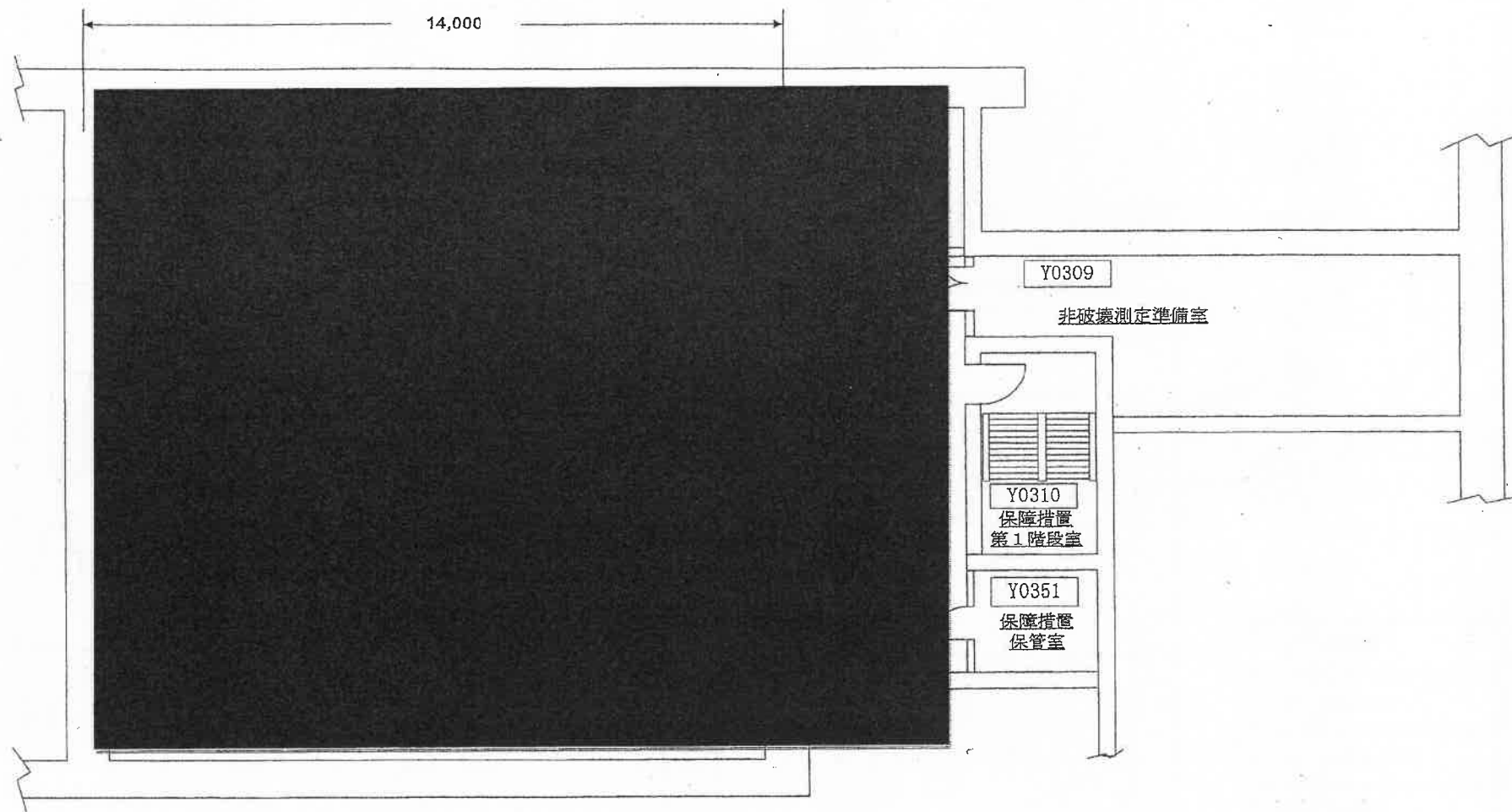


図 7 - 6 分析建屋地下 2 階平面図 (六ヶ所保障措置分析所拡大図)

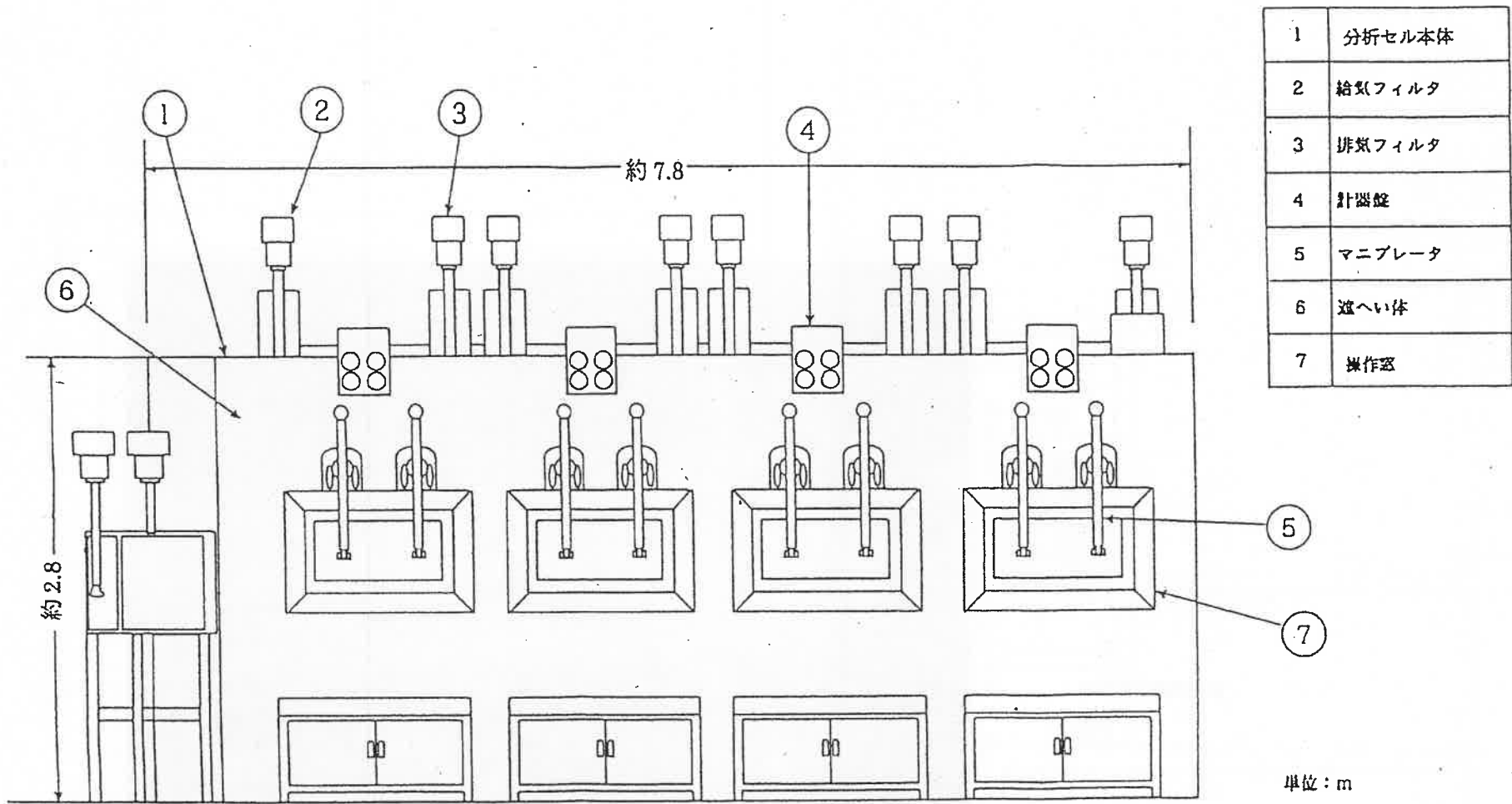
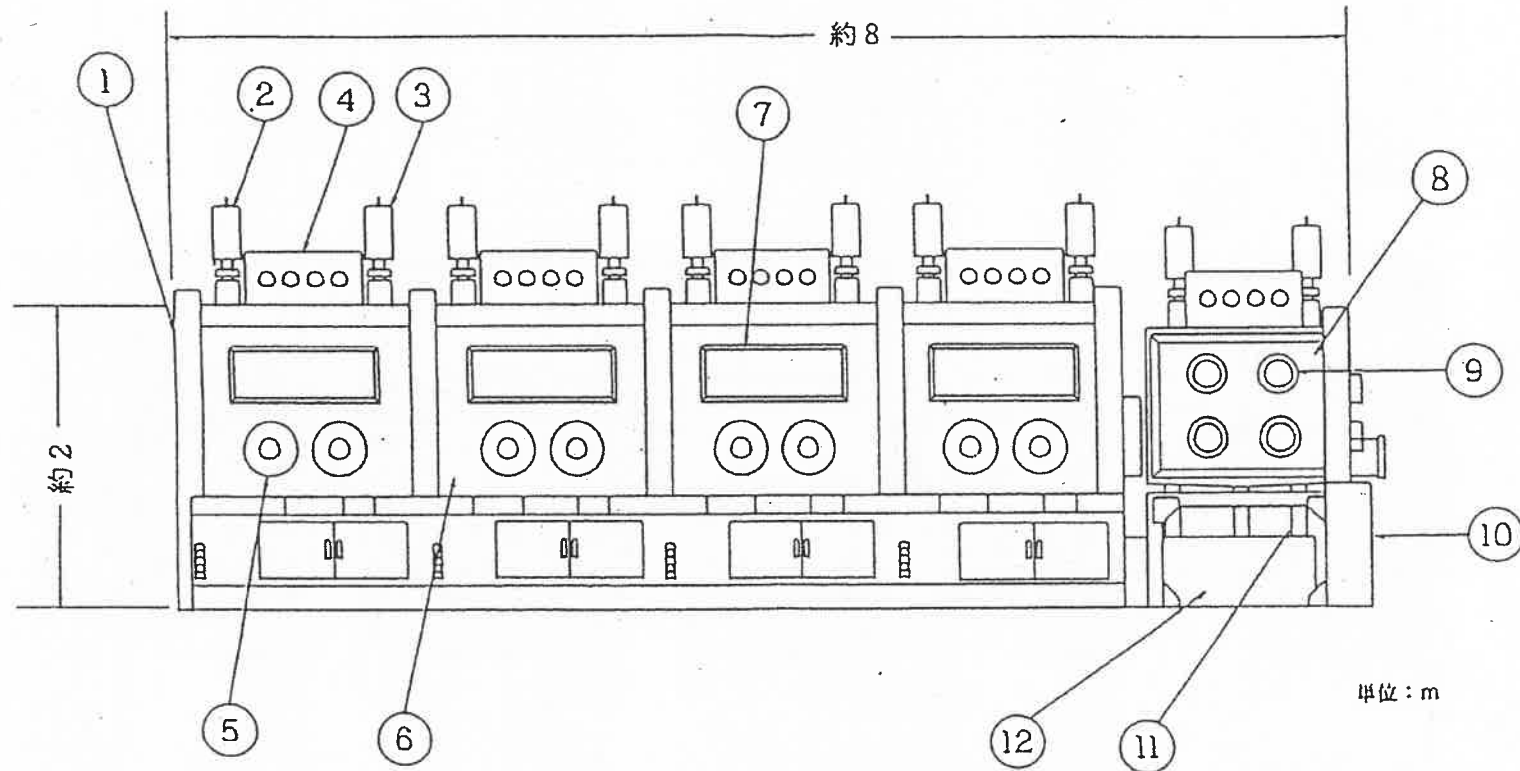


図7-7 分析セル外観図



1	グローブボックス本体
2	排気フィルタ
3	給気フィルタ
4	計器盤
5	トングマンブレータ
6	遮へい体
7	遮へい窓
8	グローブボックス窓板 (含鉛アクリル)
9	グローブポート
10	現場操作盤
11	廃液配管
12	現場監視制御盤

図 7-8 中放射性グローブボックス外観図

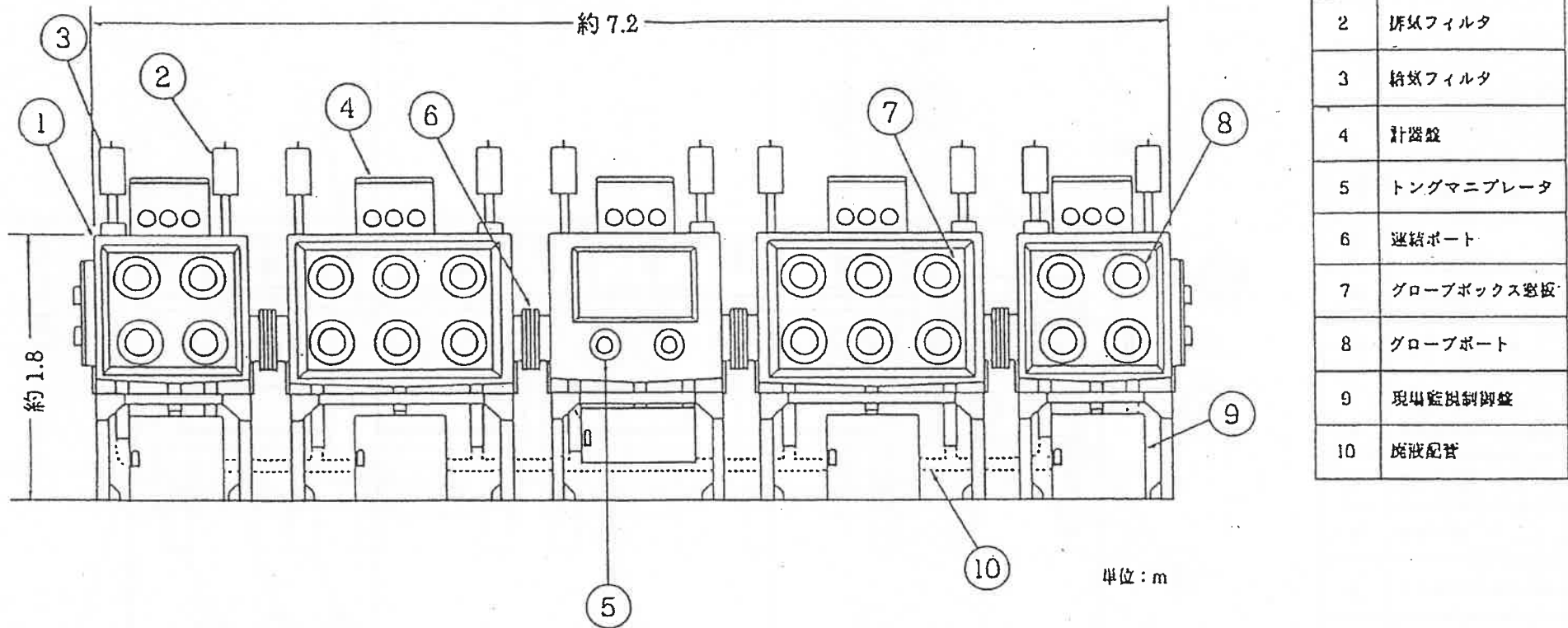
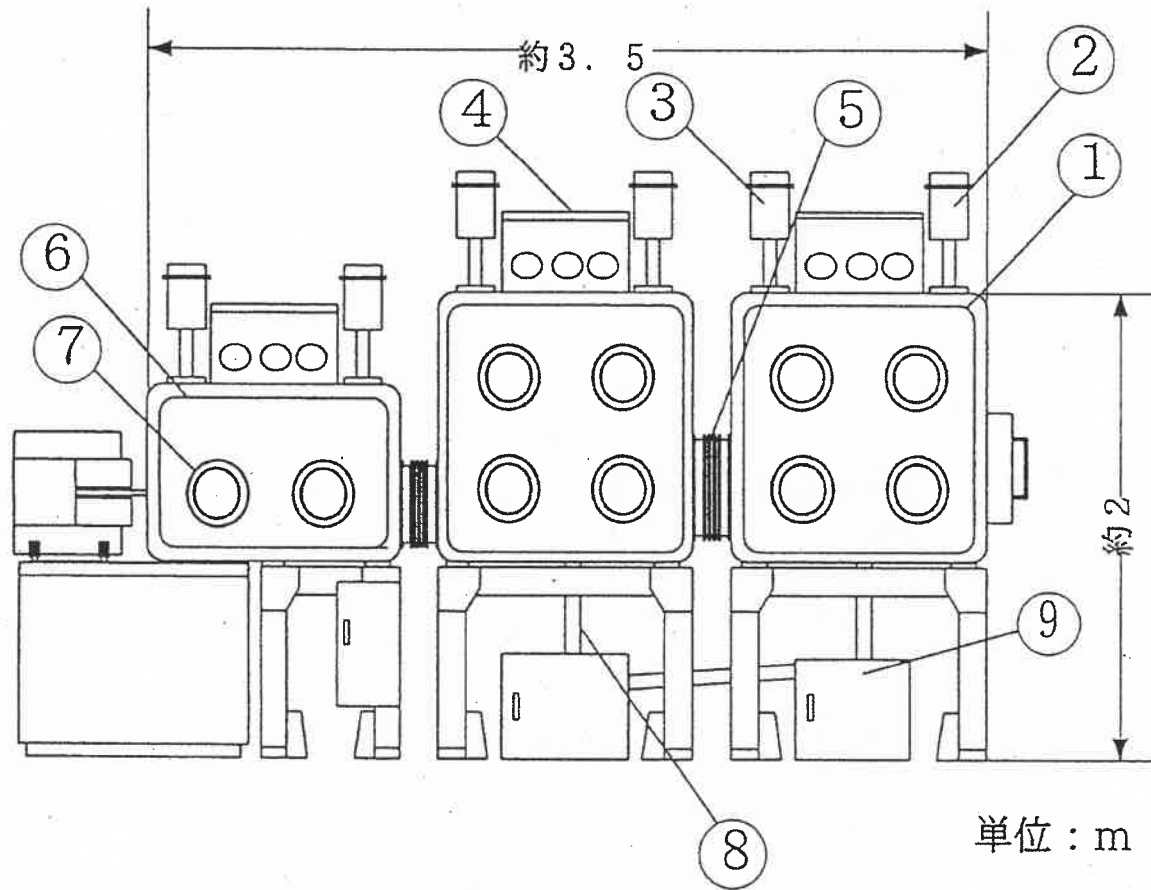
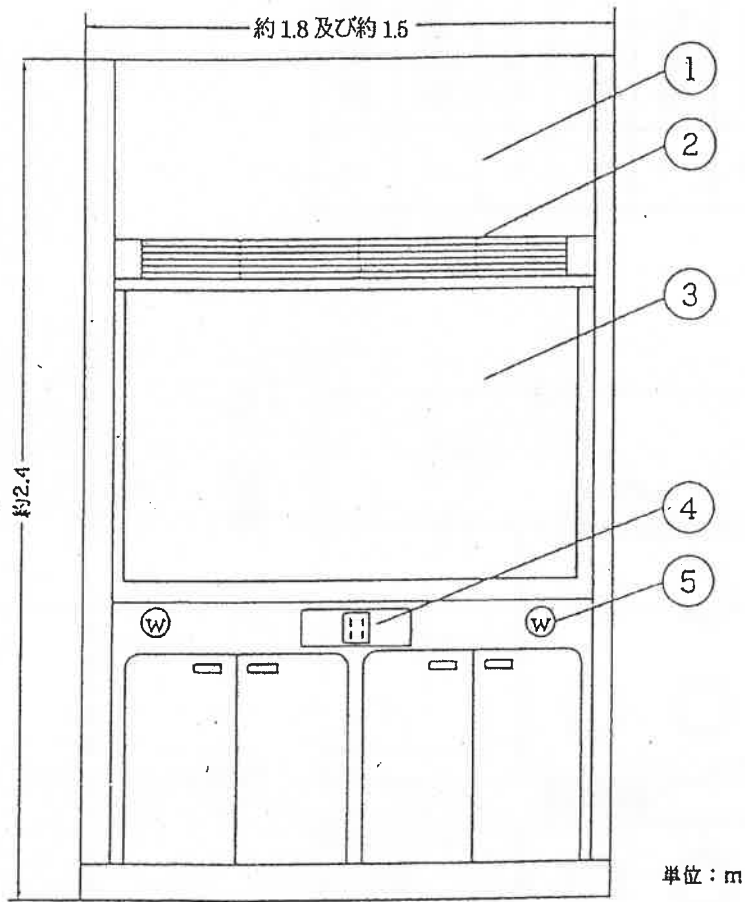


図 7-9 低放射性グローブボックス外観図



1	グローブボックス本体
2	給気フィルタ
3	排気フィルタ
4	計器盤
5	連結ポート
6	グローブボックス窓板
7	グローブポート
8	廃液配管
9	現場監視制御盤

図7-1.0 質量分析用グローブボックス外観図



1	ヒュームフード本体
2	給気ギャラリー
3	スライド式窓
4	電源コンセント
5	給水ハンドル

図7-11 フード外観図

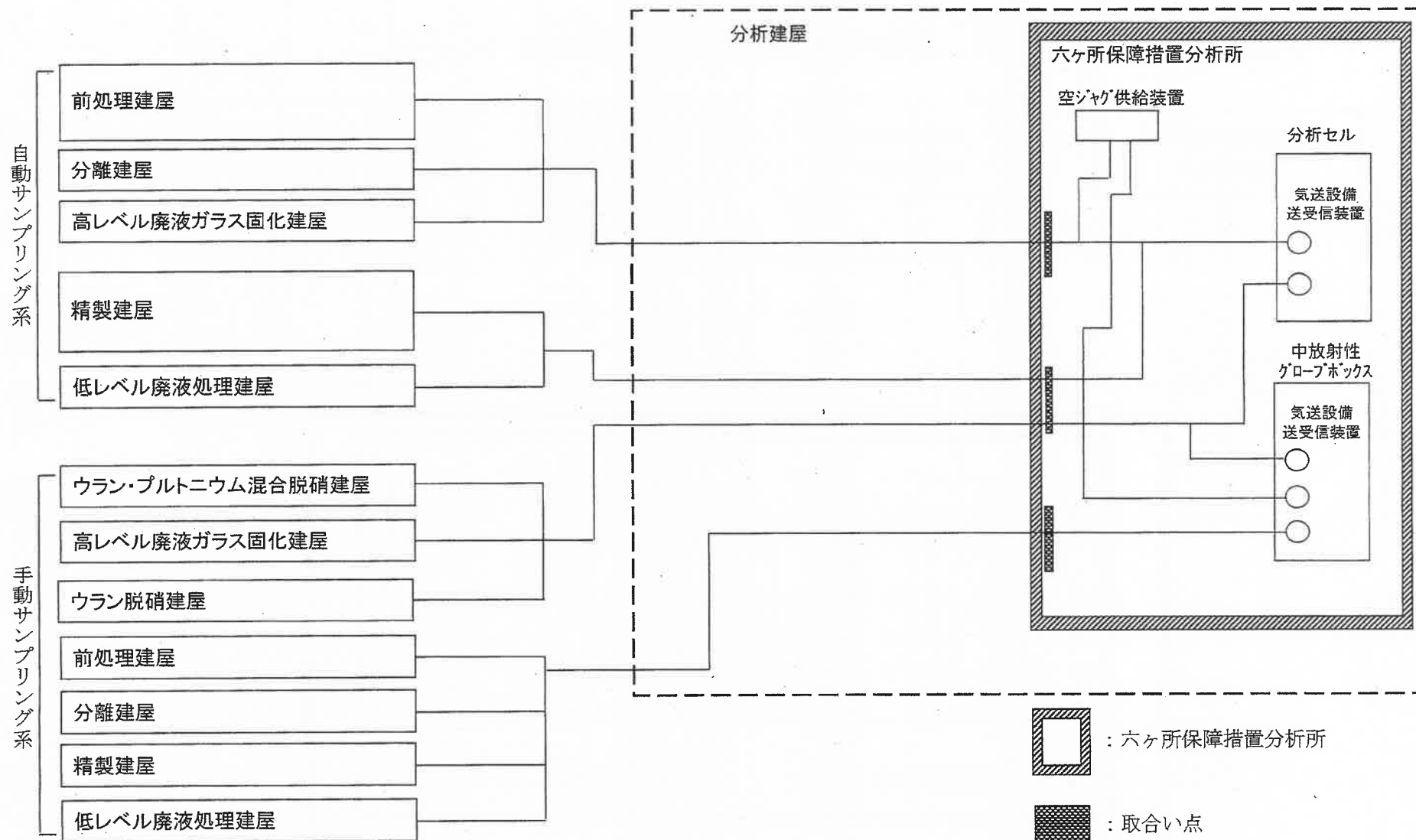


図 7 - 1 2 気送設備系統概略図

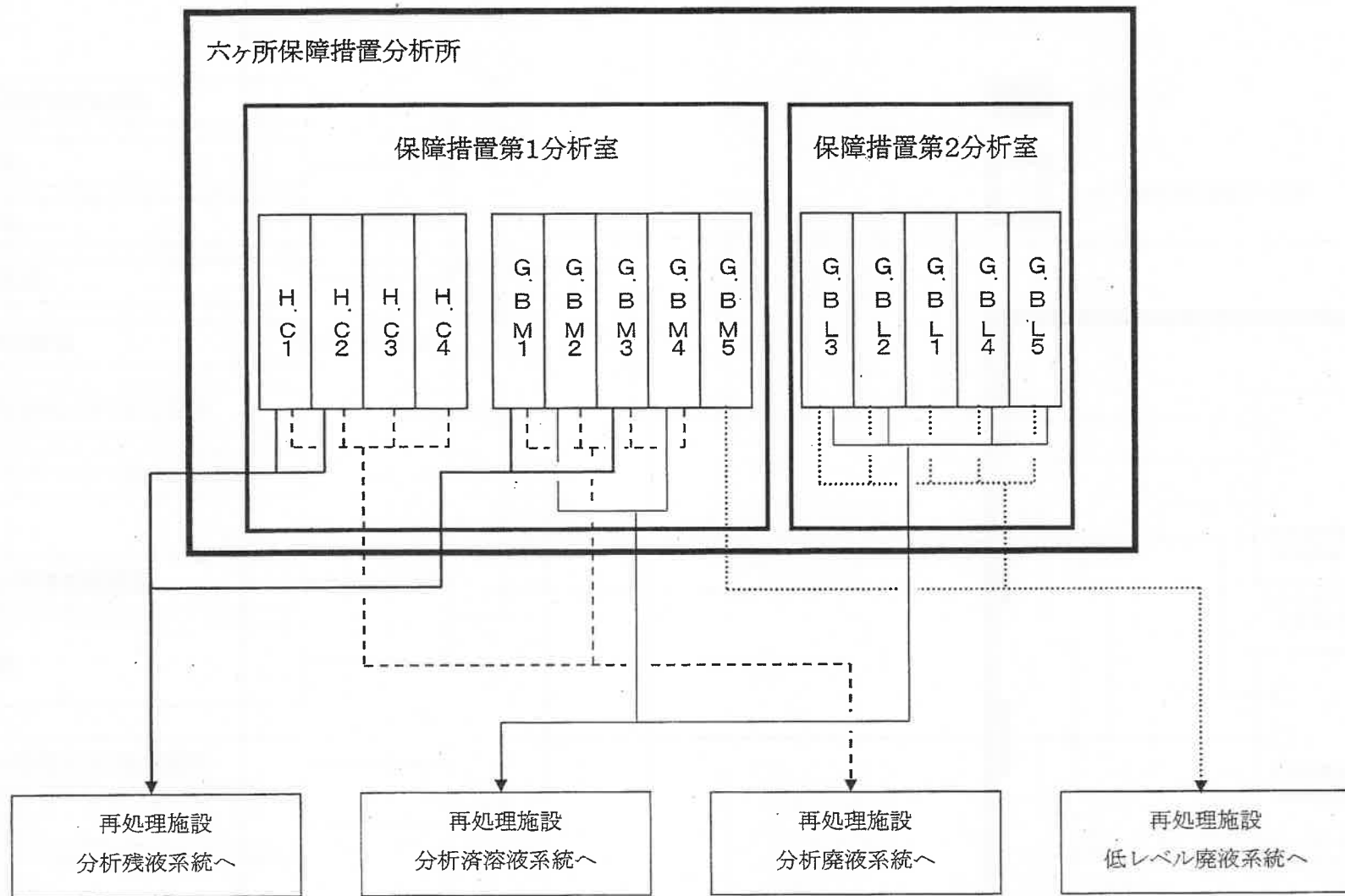


図7-13 液体返還収去試料配管系統図

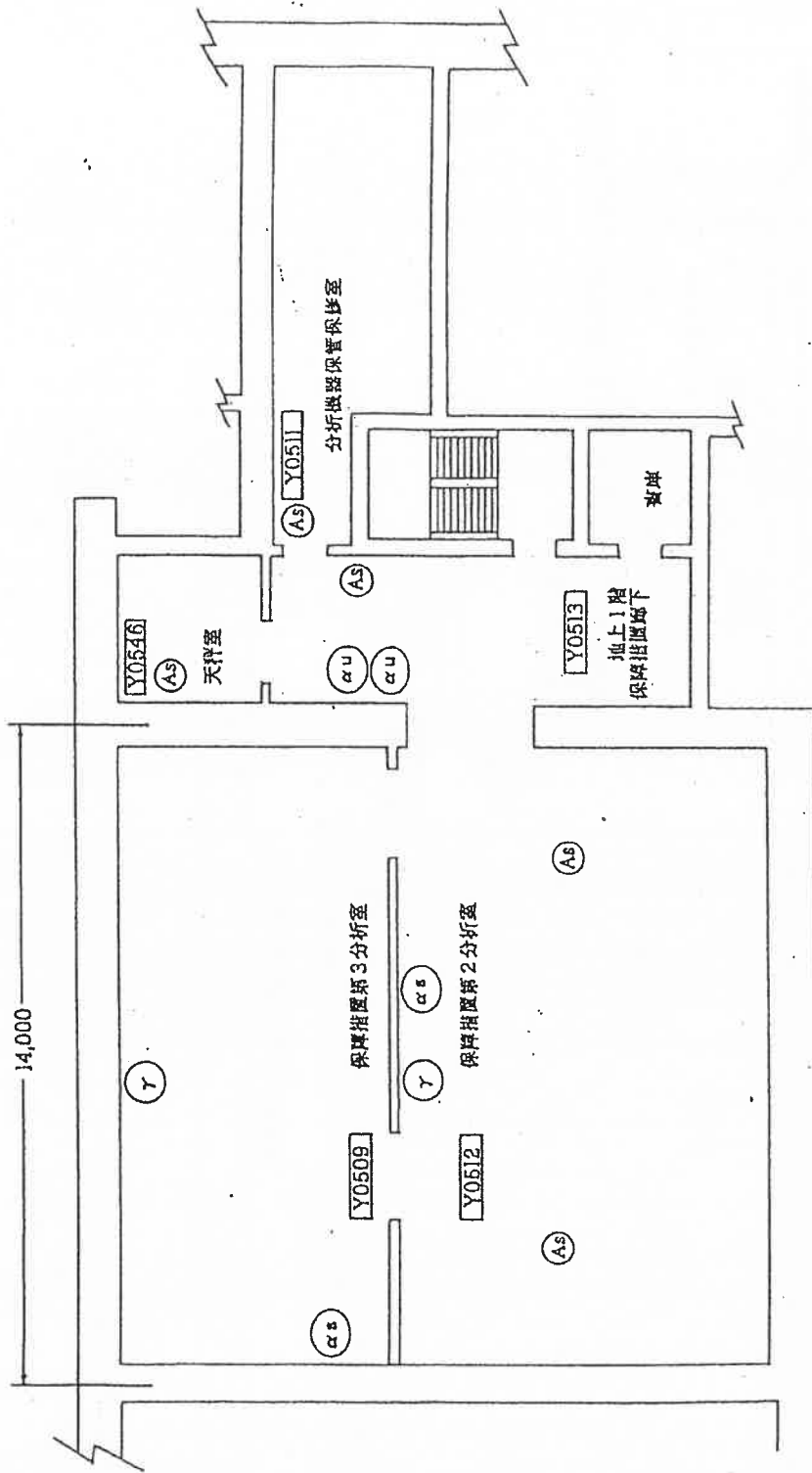


図7-14 放射線管理設備設置場所(1階)

凡例

- γ : γ線エリアモニタ
- αs : α線ダストモニター(リング)
- αu : α線ダストモニター(外)
- As : エアスニッフアヘッド

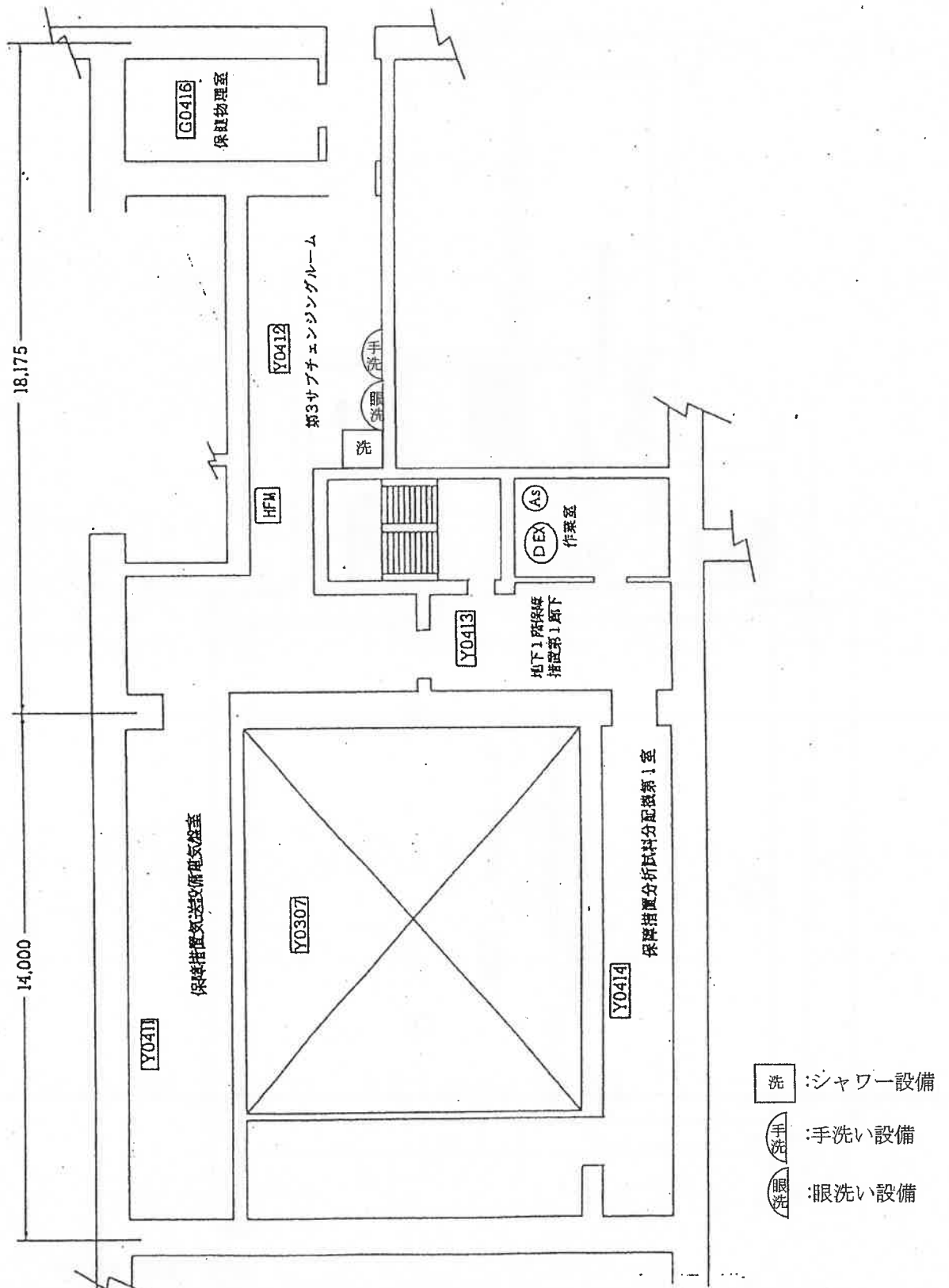


図7-15 放射線管理設備設置場所 (地下1階)

凡例

○DEX: 排気ダストモニタ

○As: エアスニッフアヘッド

□HFM: ハンドフットモニタ

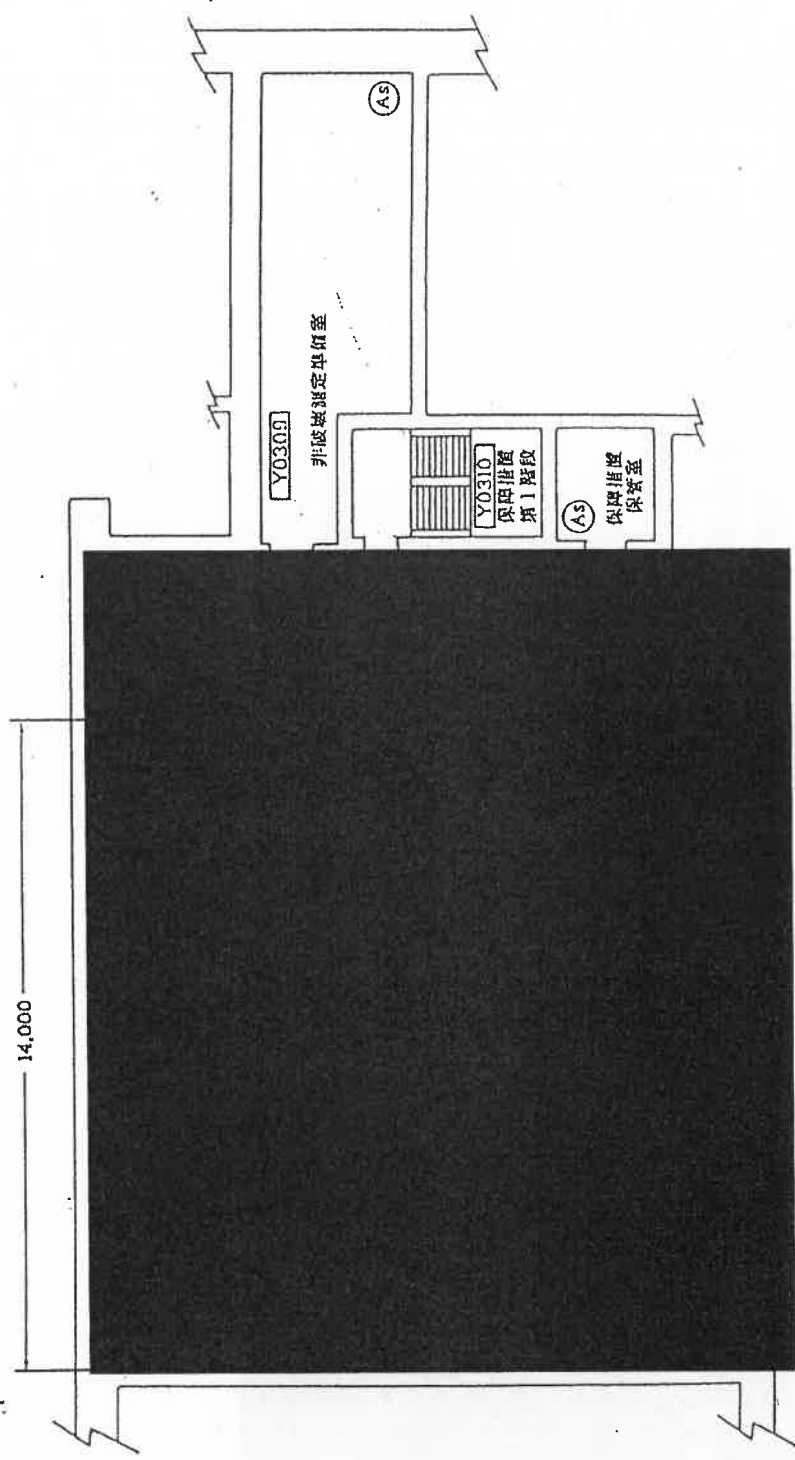


図7-16 放射線管理設備設置場所（地下2階）

凡例

- Ⓒ γ : γ 線エリアモニタ
- Ⓒn : 中性子線エリアモニタ
- Ⓒ α s : α 線ダストモニタ物アリカ
- Ⓒ β s : β 線ダストモニタ物アリカ
- Ⓒ α u : α 線ダストモニタエト
- Ⓒ β u : β 線ダストモニタエト
- ⒸAs : エアスニッフアヘッド

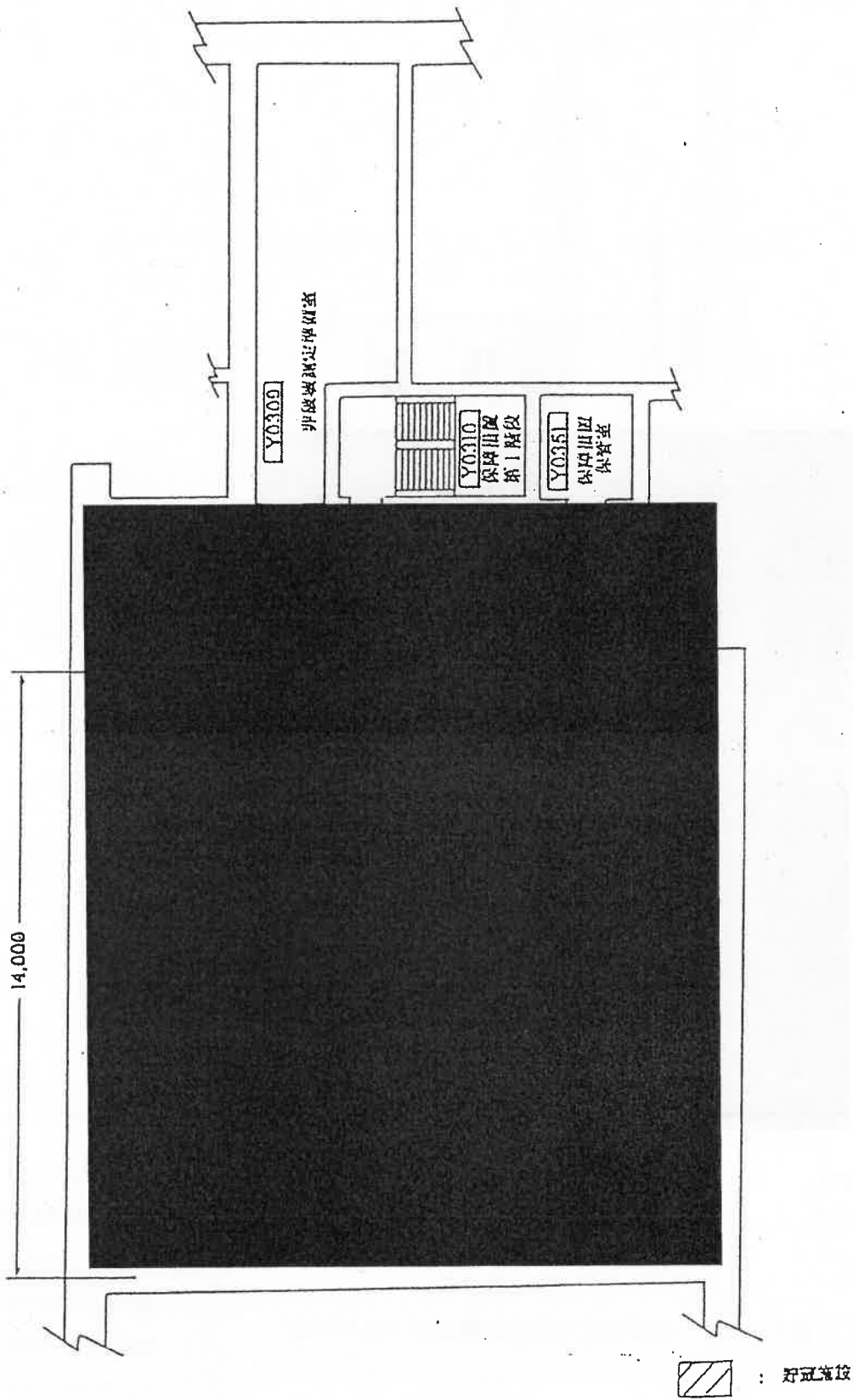


図 8-1 貯蔵施設の位置図

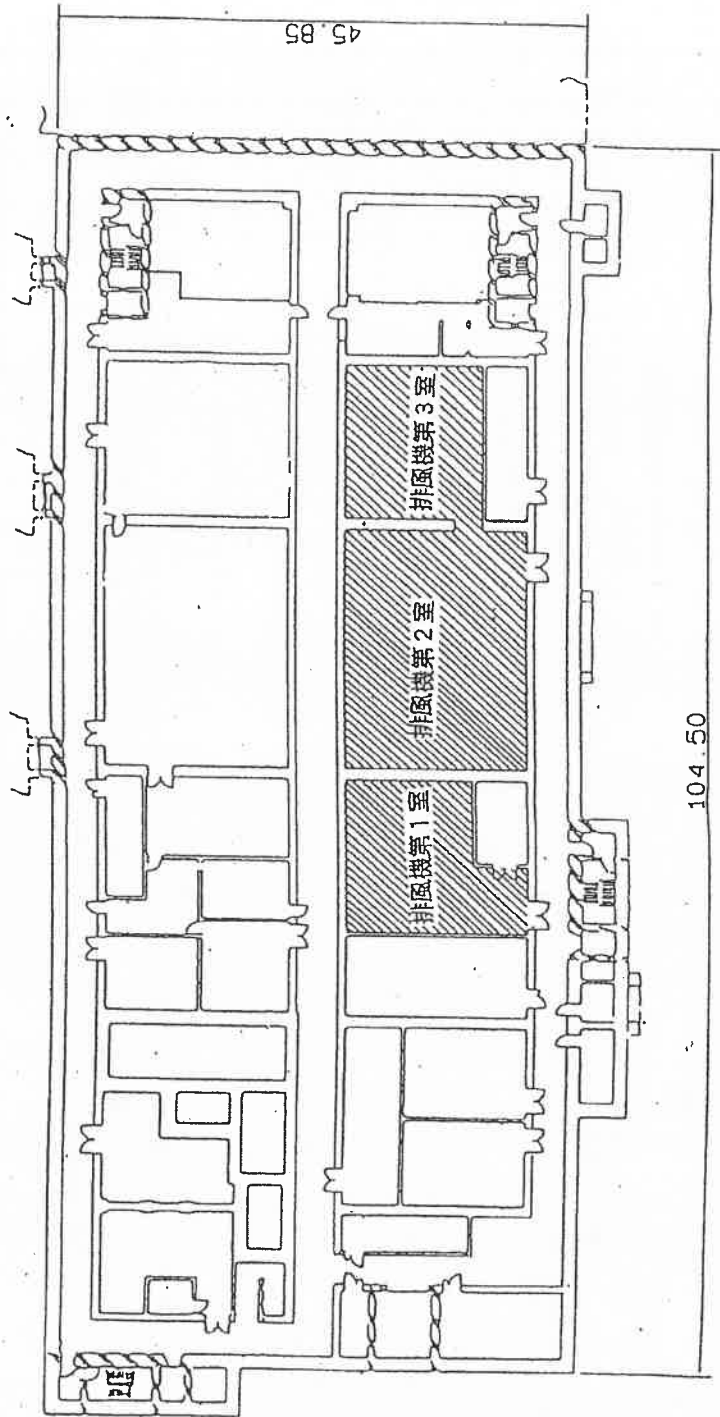


図9-1 分析建屋換気設備の設置場所
(分析建屋地下3階)

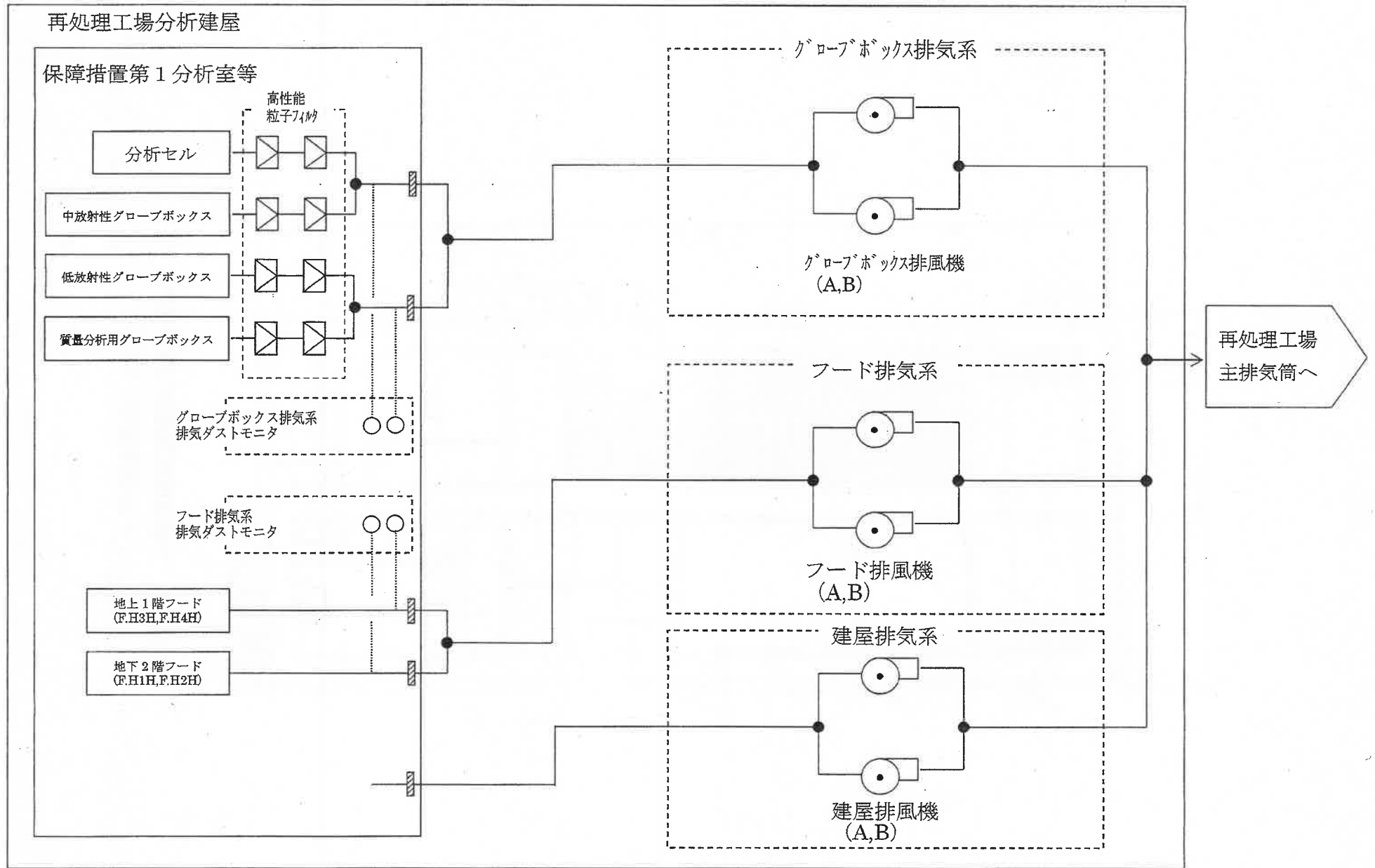


図9-2 分析建屋換気設備系統概略図

▨:取り合い点

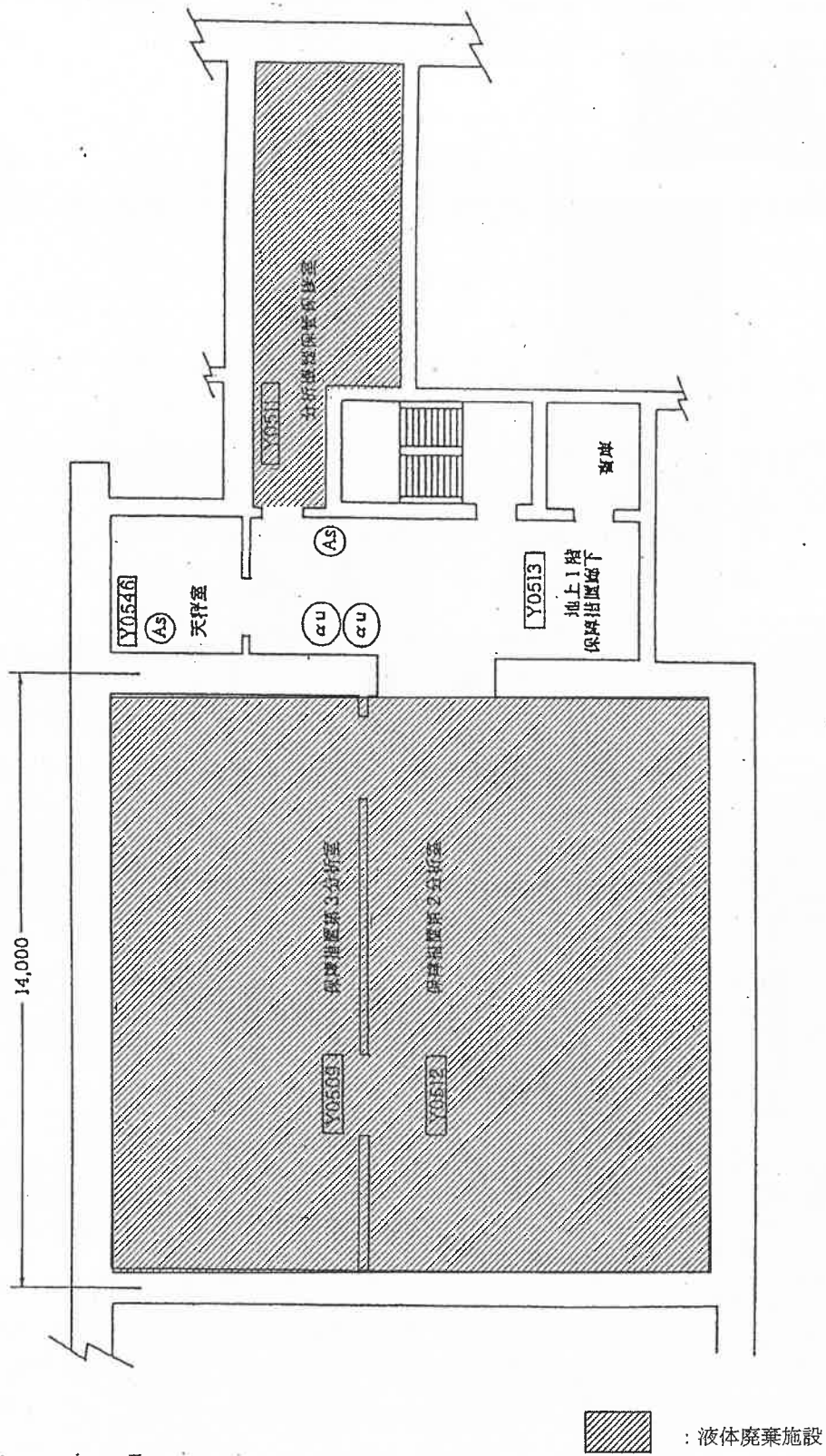


図9-3 液体廃棄施設位置図(1階)

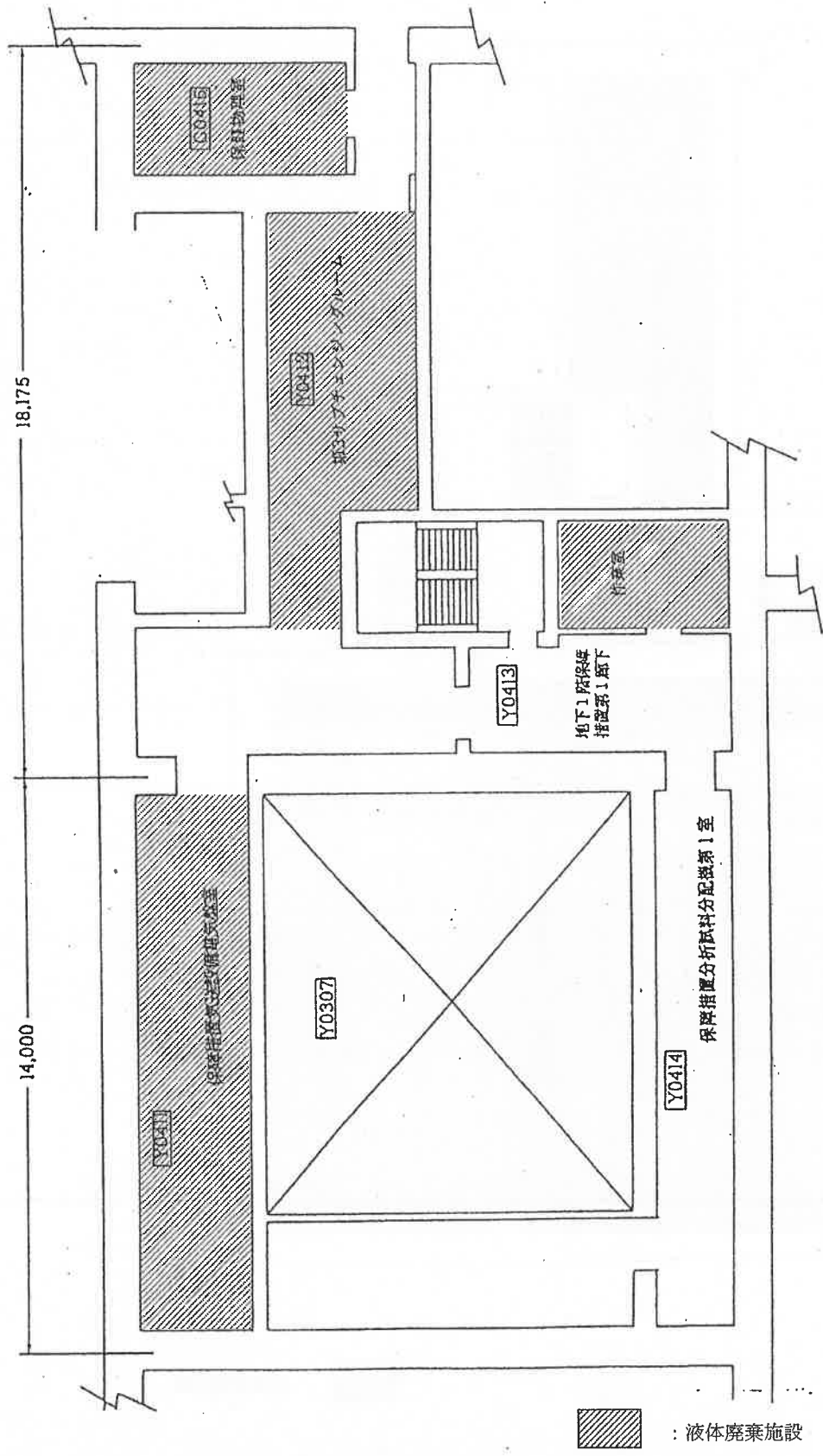


図9-4 液体廃棄施設位置図（地下1階）

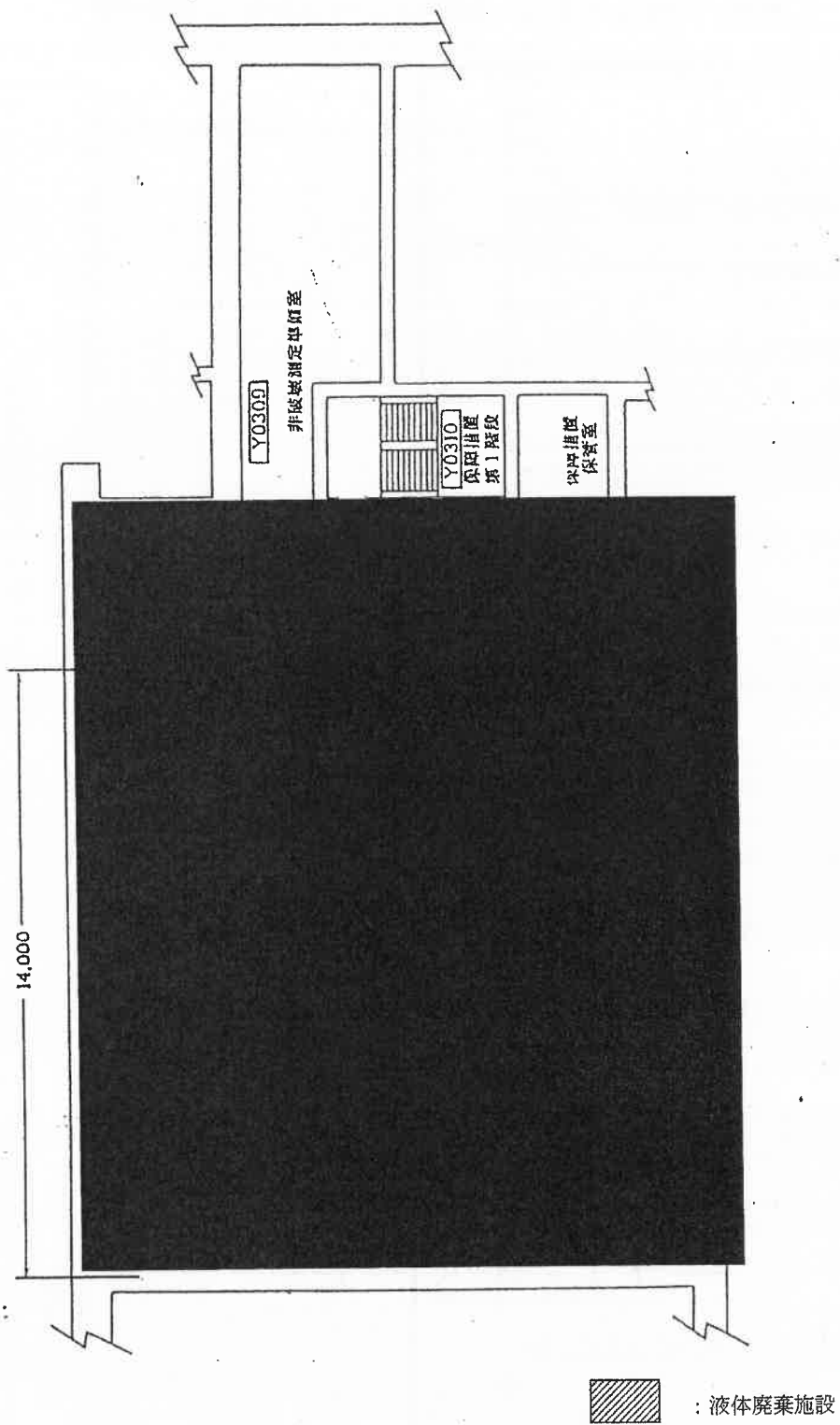
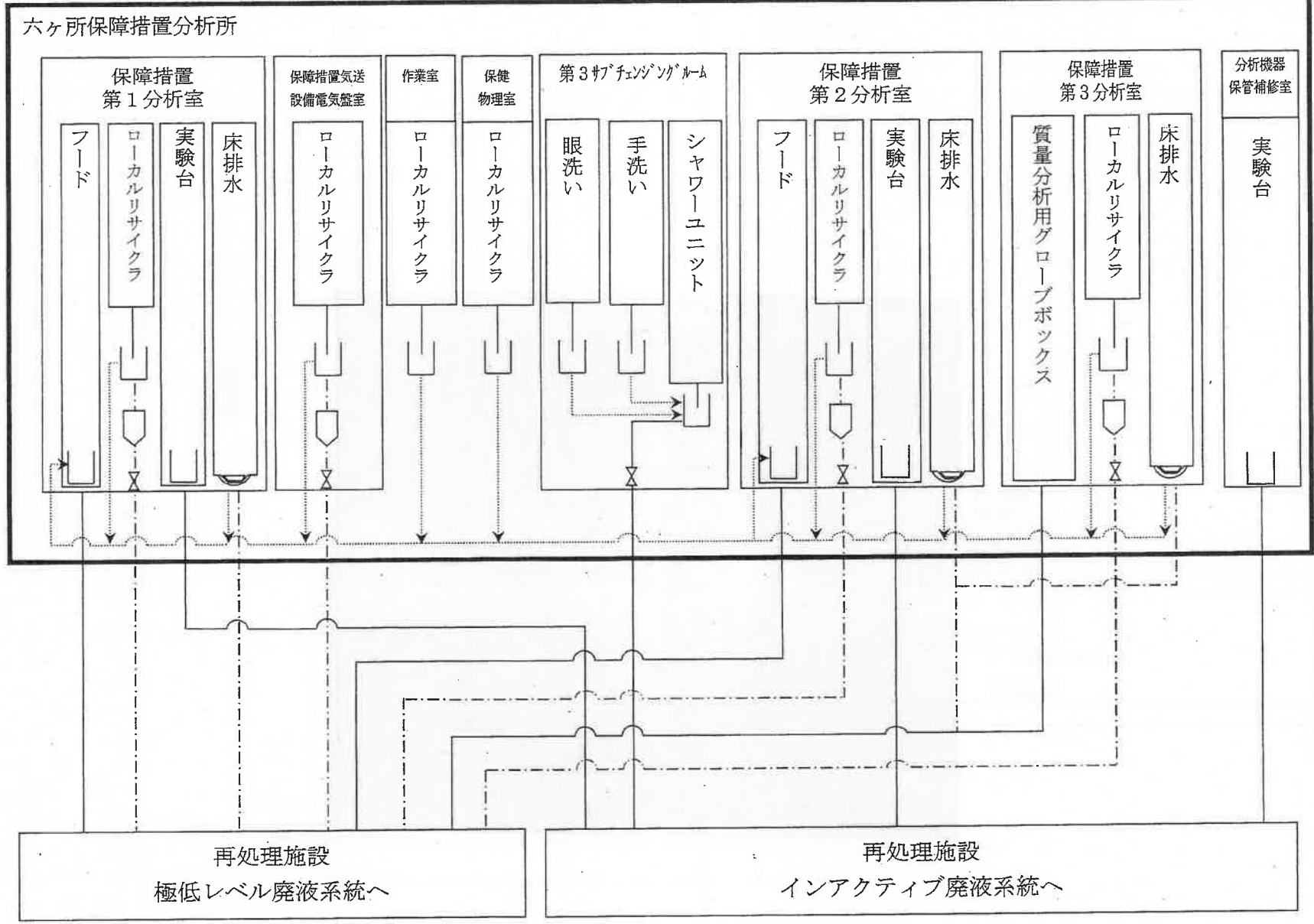


図 9-5 液体廃棄施設位置図 (地下 2 階)



実線 配管 点線 手作業による排出 一点鎖線 使用しない系統
 □ 貯留容器(再処理工場に払出す前に放射能濃度を測定する)
 ◇ ドレン ∪ 床ドレンファンネル ∨ 機器ドレンファンネル X 手動ボールバルブ
 ▽ 閉止蓋

図9-6 液体廃棄設備の系統図

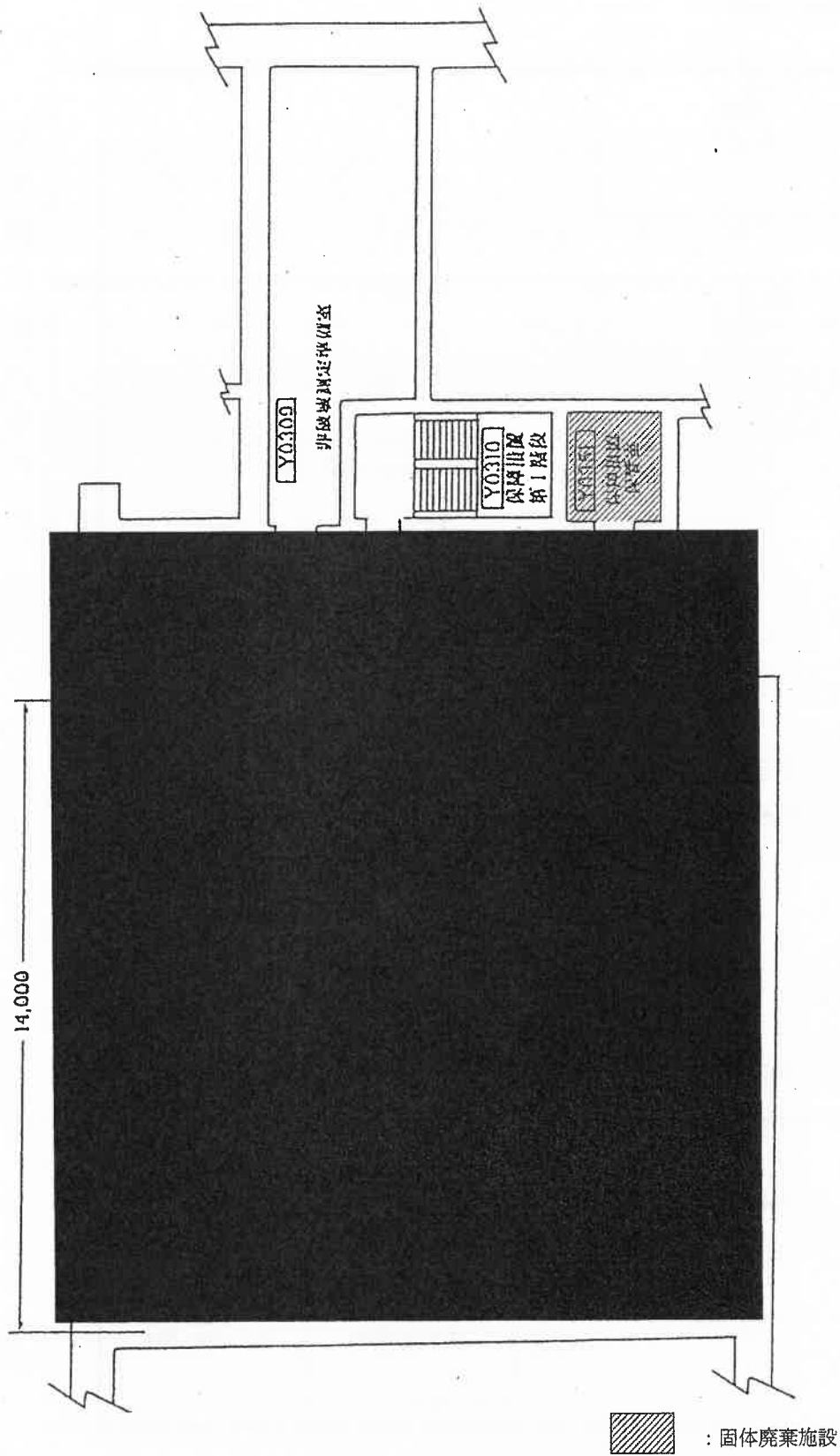


图 9-7 保障措置保管室位置图

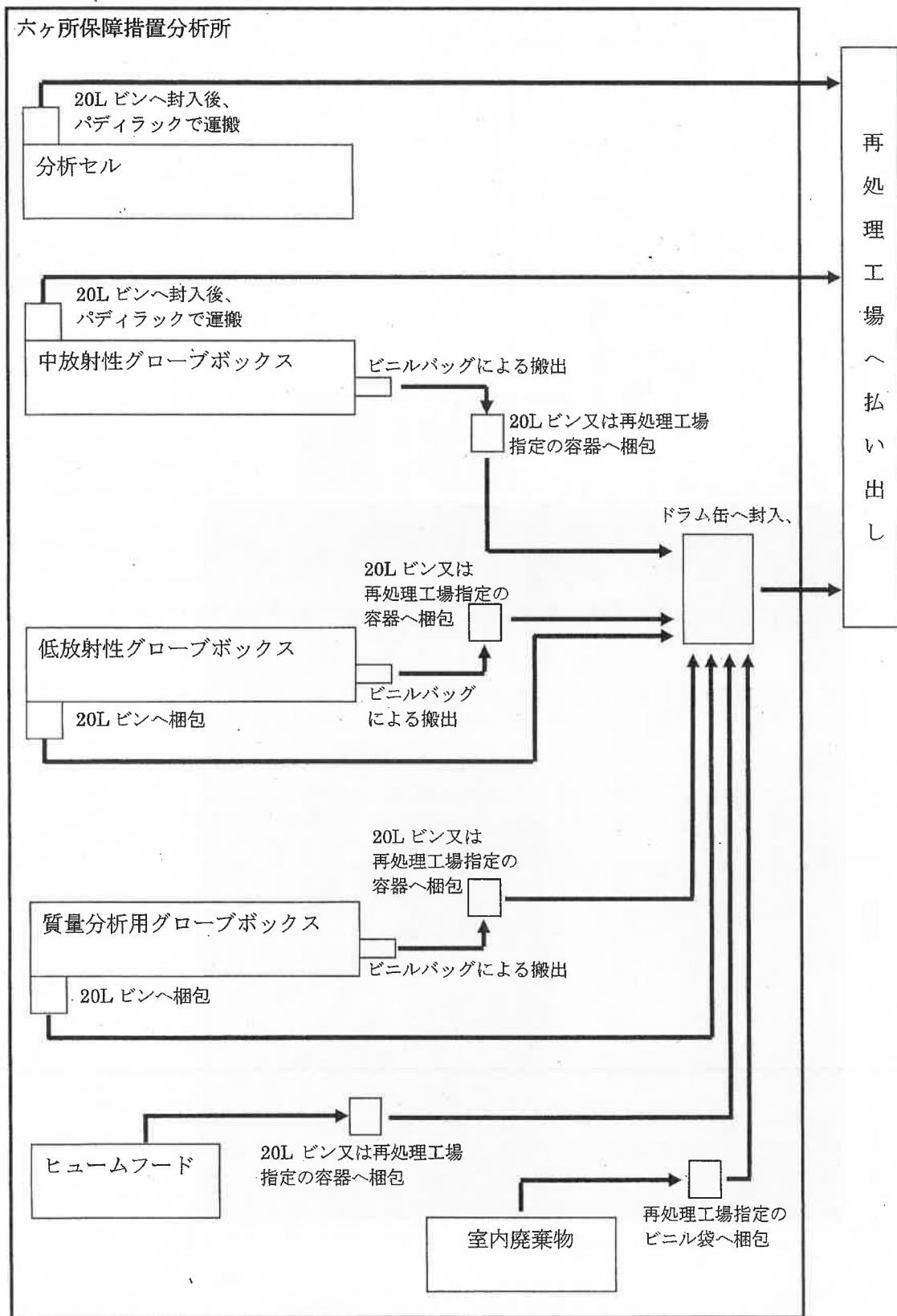


図9-8 六ヶ所保障措置分析所固体廃棄物フロー図