

図 3-3 (59) 第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)の管理区域  
(第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z) 2階)

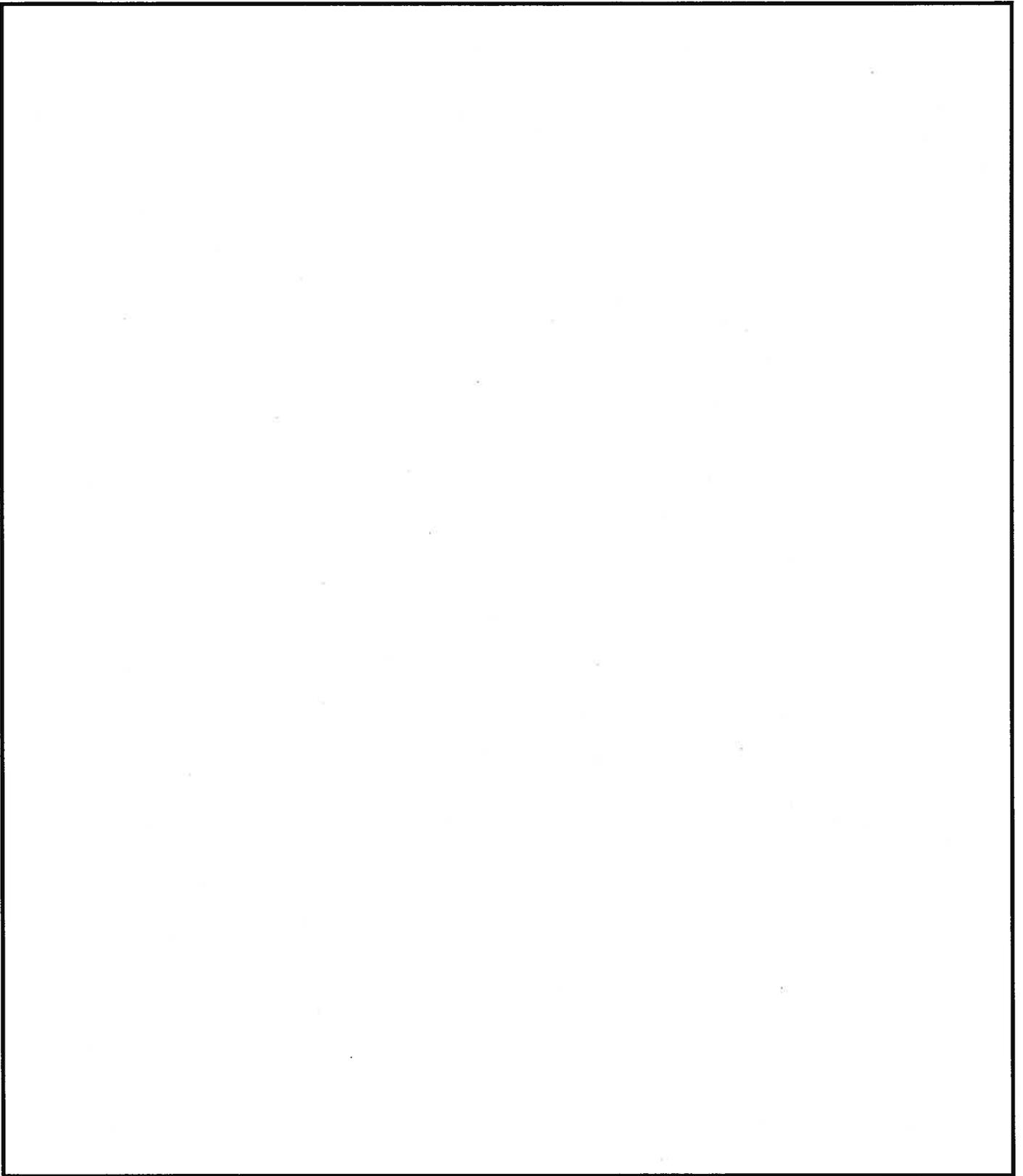


図 3-3 (60) 第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)の管理区域  
(第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z) 3階)

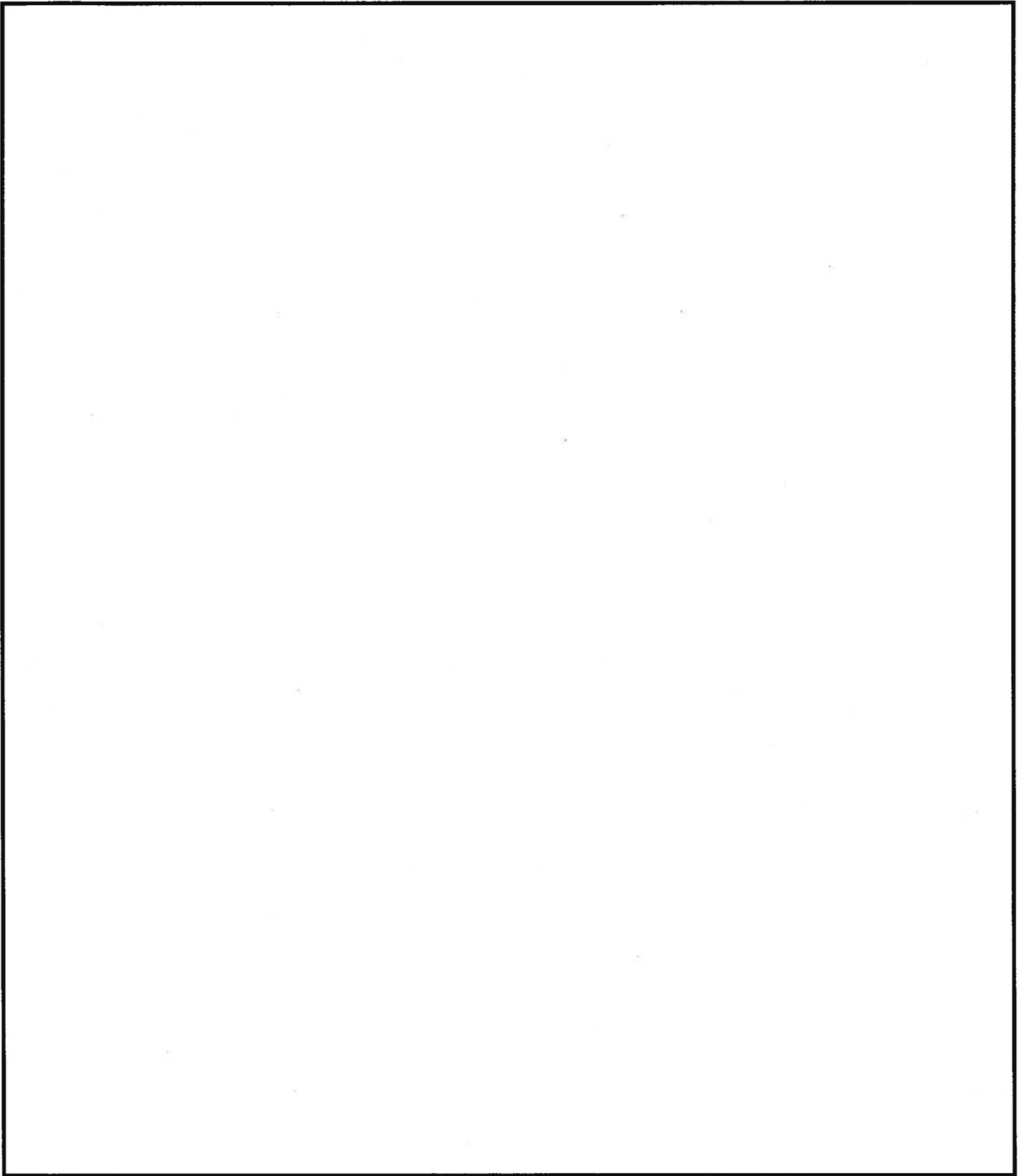


図 3-3 (61) 第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z)の管理区域  
(第三低放射性廃液蒸発処理施設(Z) 4階)

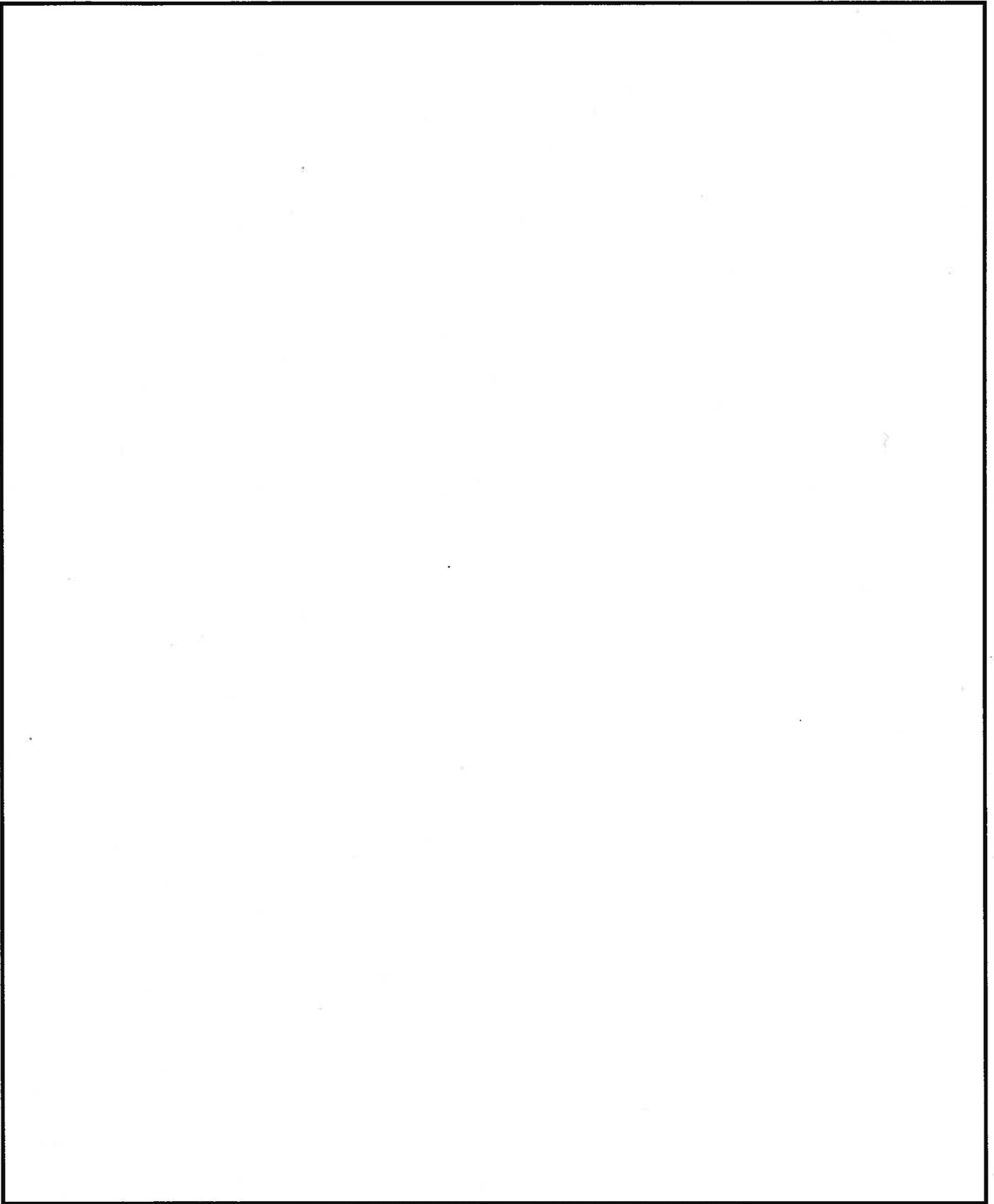


図 3-3 (62) 放出廃液油分除去施設(C)の管理区域  
(放出廃液油分除去施設(C) 地下1階)

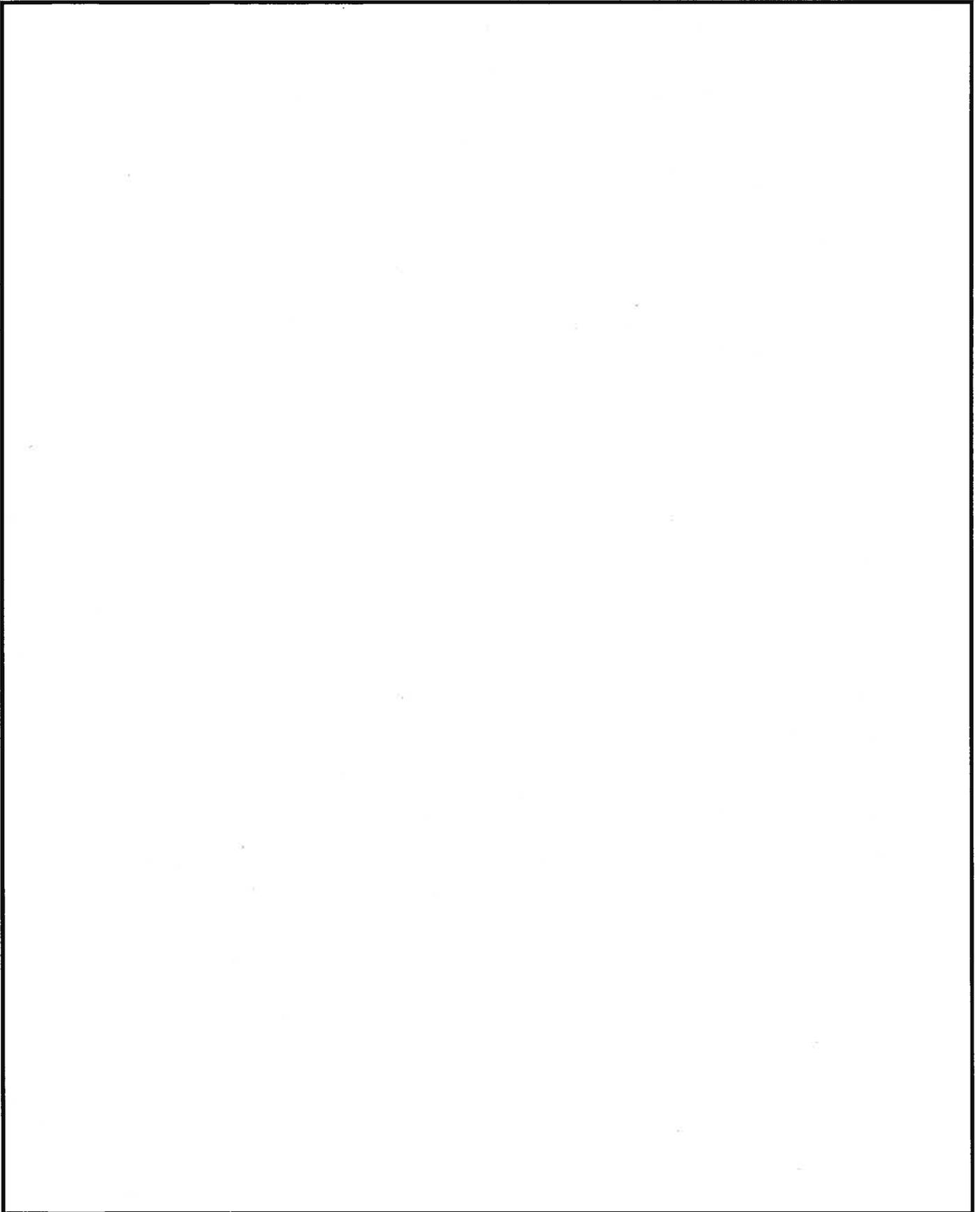


図 3-3 (63) 放出廃液油分除去施設(C)の管理区域  
(放出廃液油分除去施設(C) 地下中 1 階)

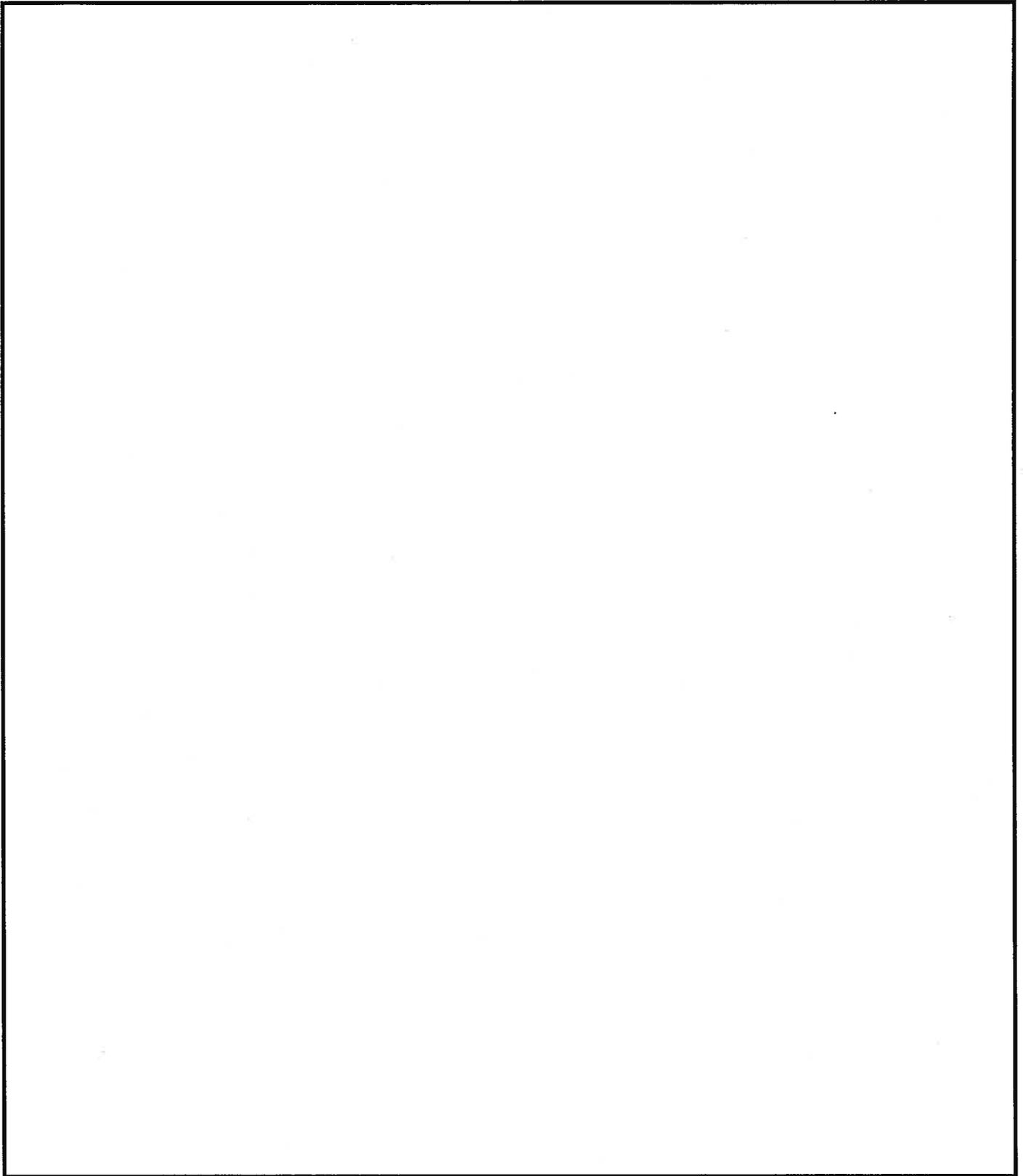


図 3-3 (64) 放出廃液油分除去施設(C)の管理区域  
(放出廃液油分除去施設(C) 1階)

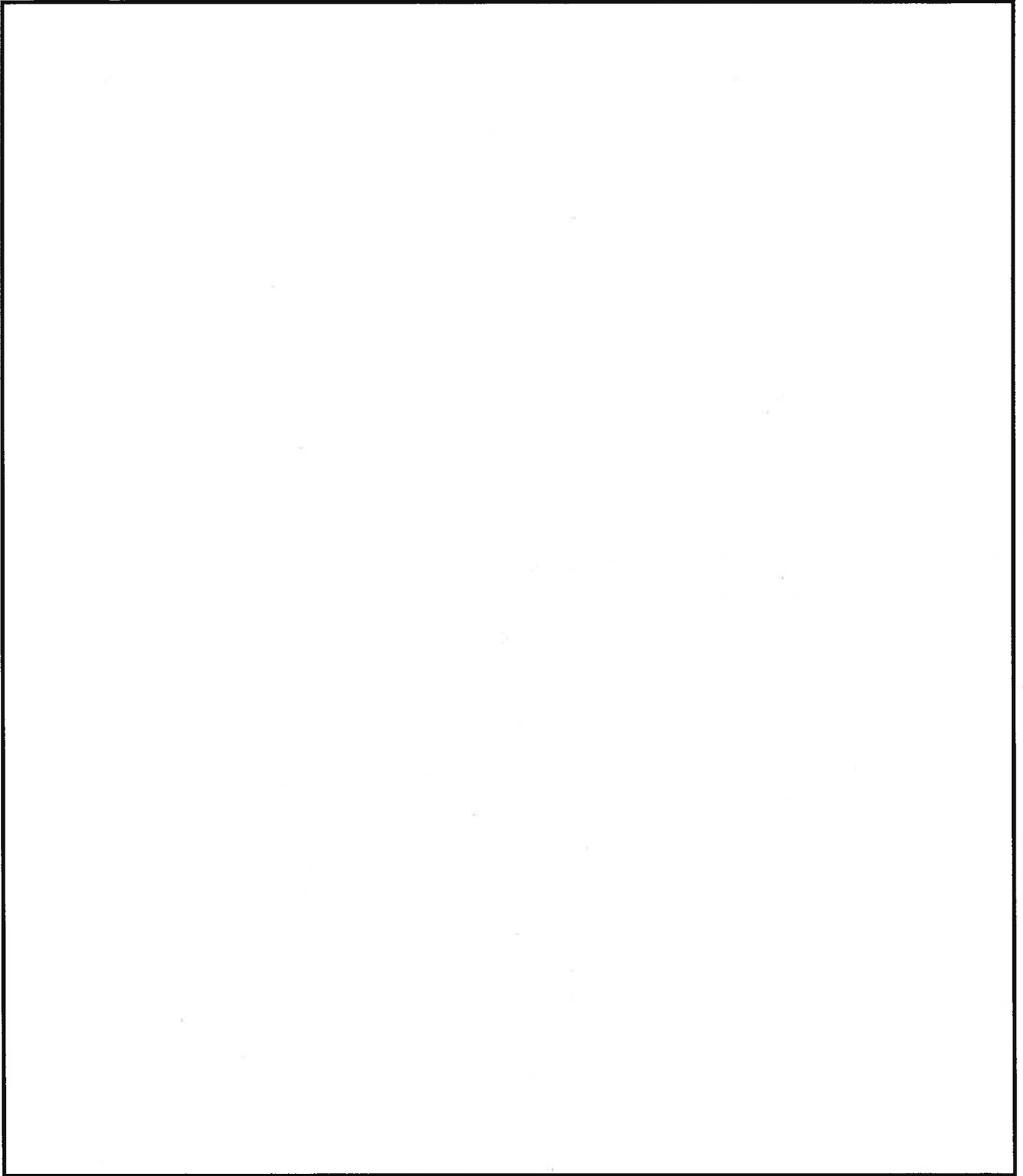


図 3-3 (65) 放出廃液油分除去施設(C)の管理区域  
(放出廃液油分除去施設(C) 2階)

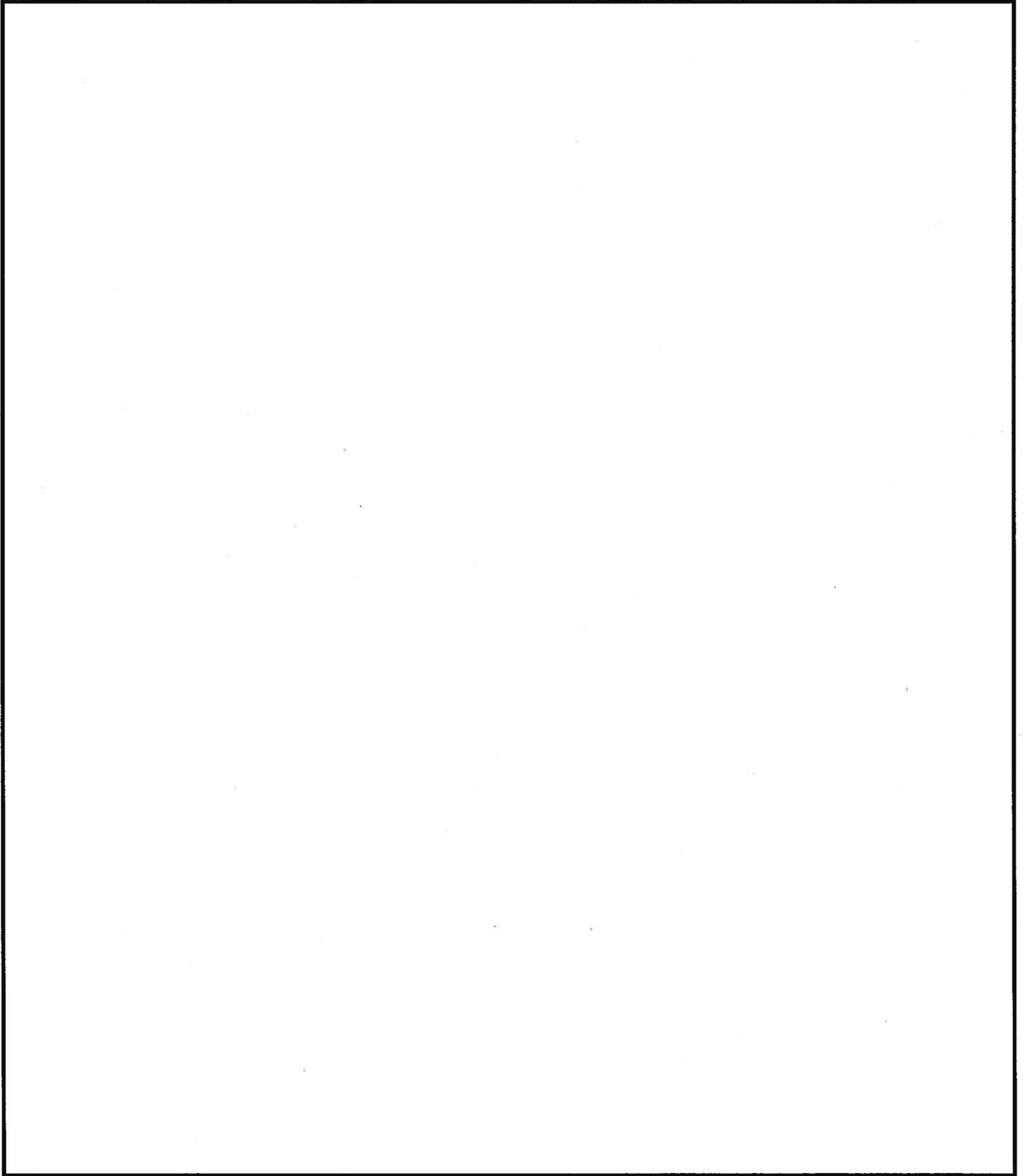


図 3-3 (66) 放出廃液油分除去施設(C)の管理区域  
(放出廃液油分除去施設(C) 3階)

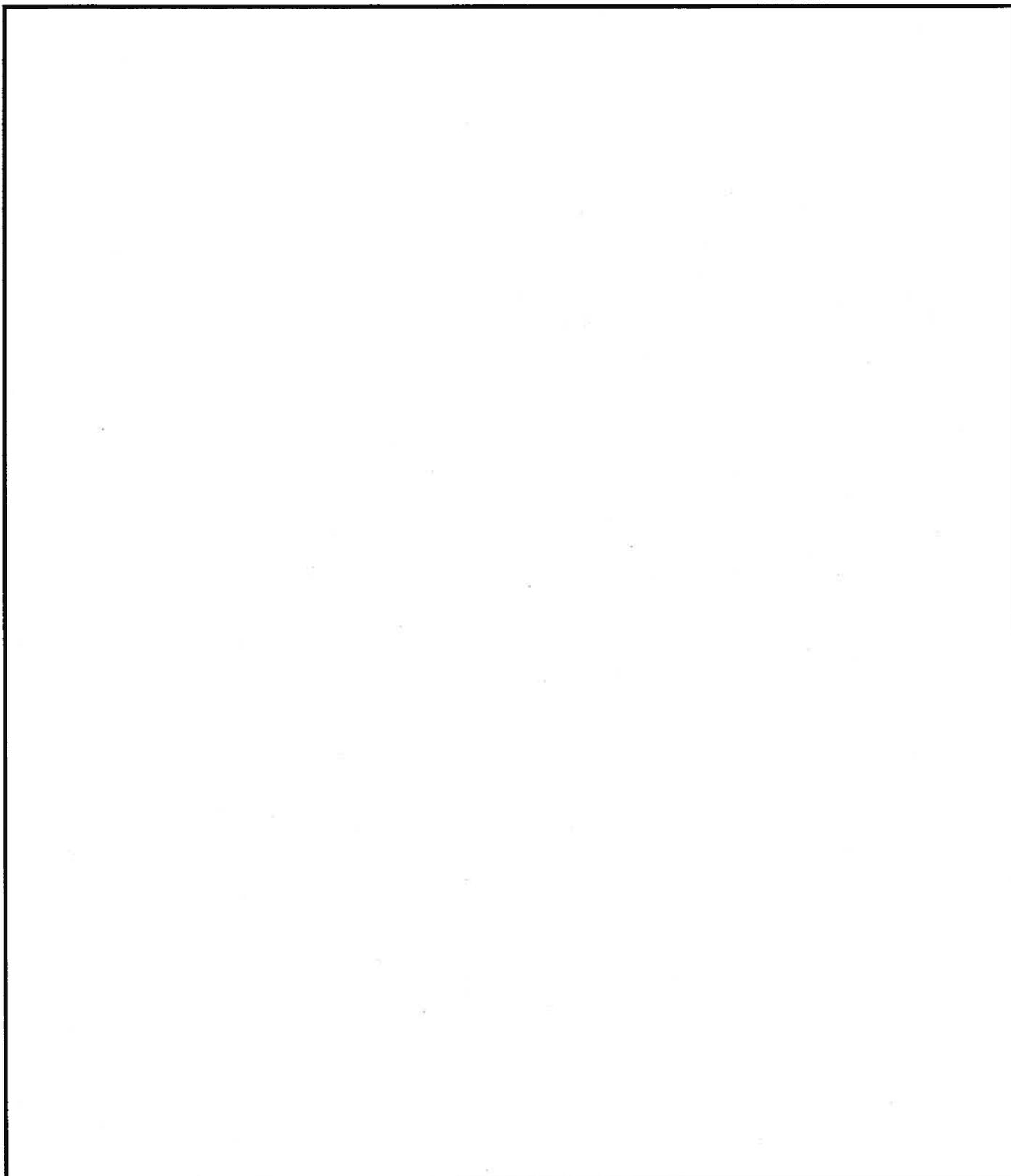


図 3-3 (67) 放出廃液油分除去施設(C)の管理区域  
(放出廃液油分除去施設(C) 4階)

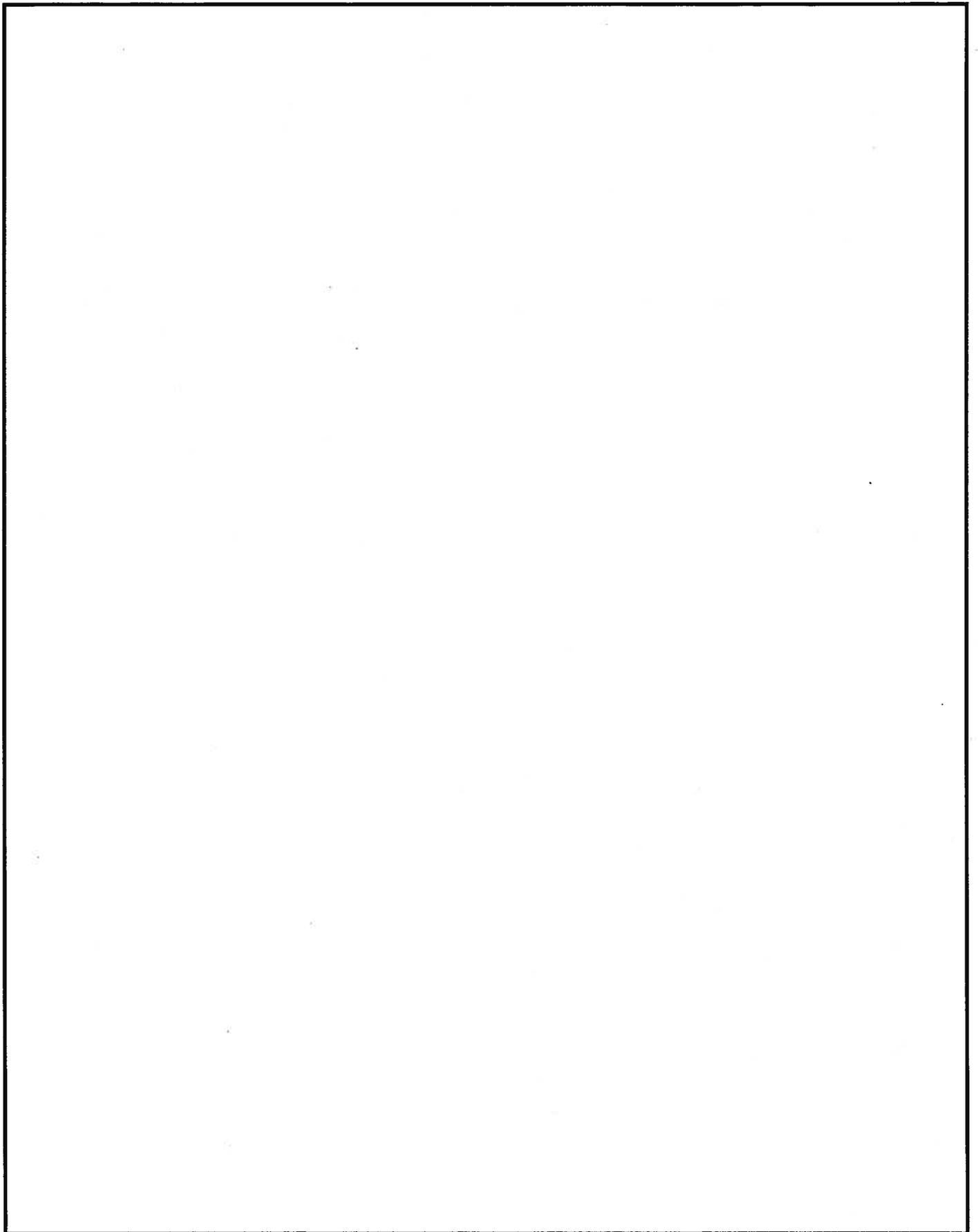


図 3-3 (68) スラッジ貯蔵場(LW)の管理区域  
(スラッジ貯蔵場(LW) 地下1階, 1階, 2階)

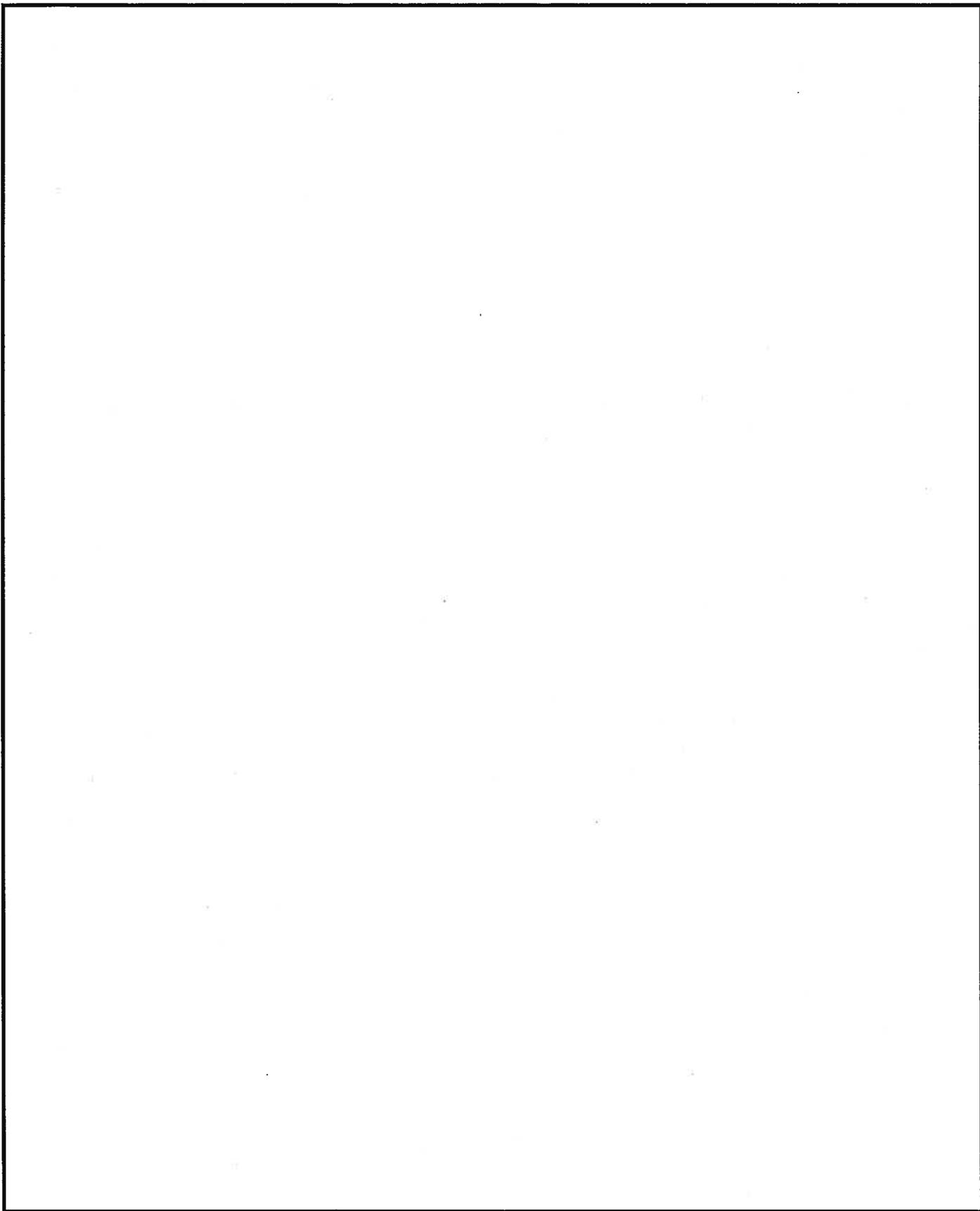


図 3-3 (69) スラッジ貯蔵場(LW)の管理区域  
(スラッジ貯蔵場(LW) 3階, 屋上)

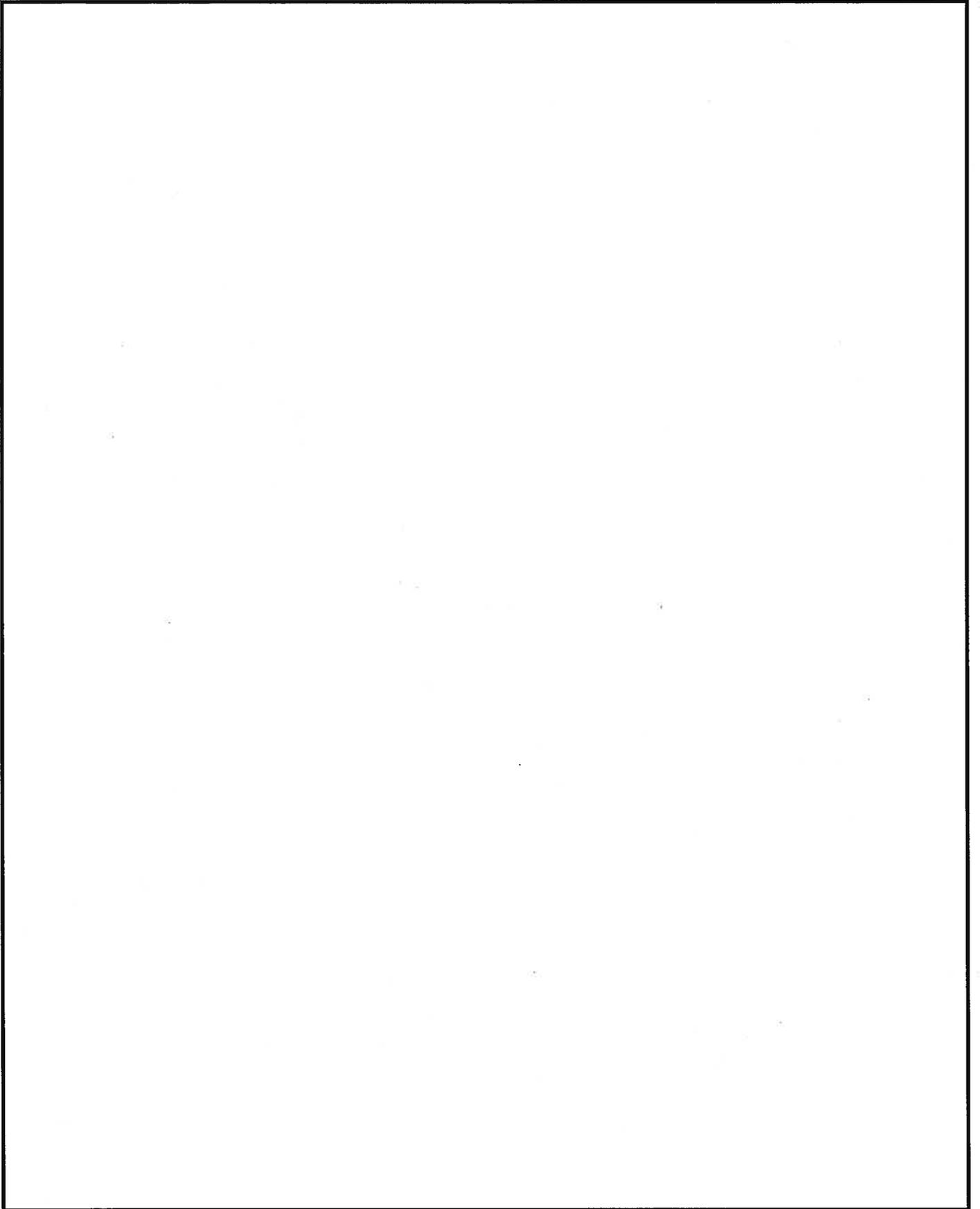


図 3-3 (70) 第二スラッジ貯蔵場(LW2)の管理区域  
(第二スラッジ貯蔵場(LW2) 地下2階, 地下1階)

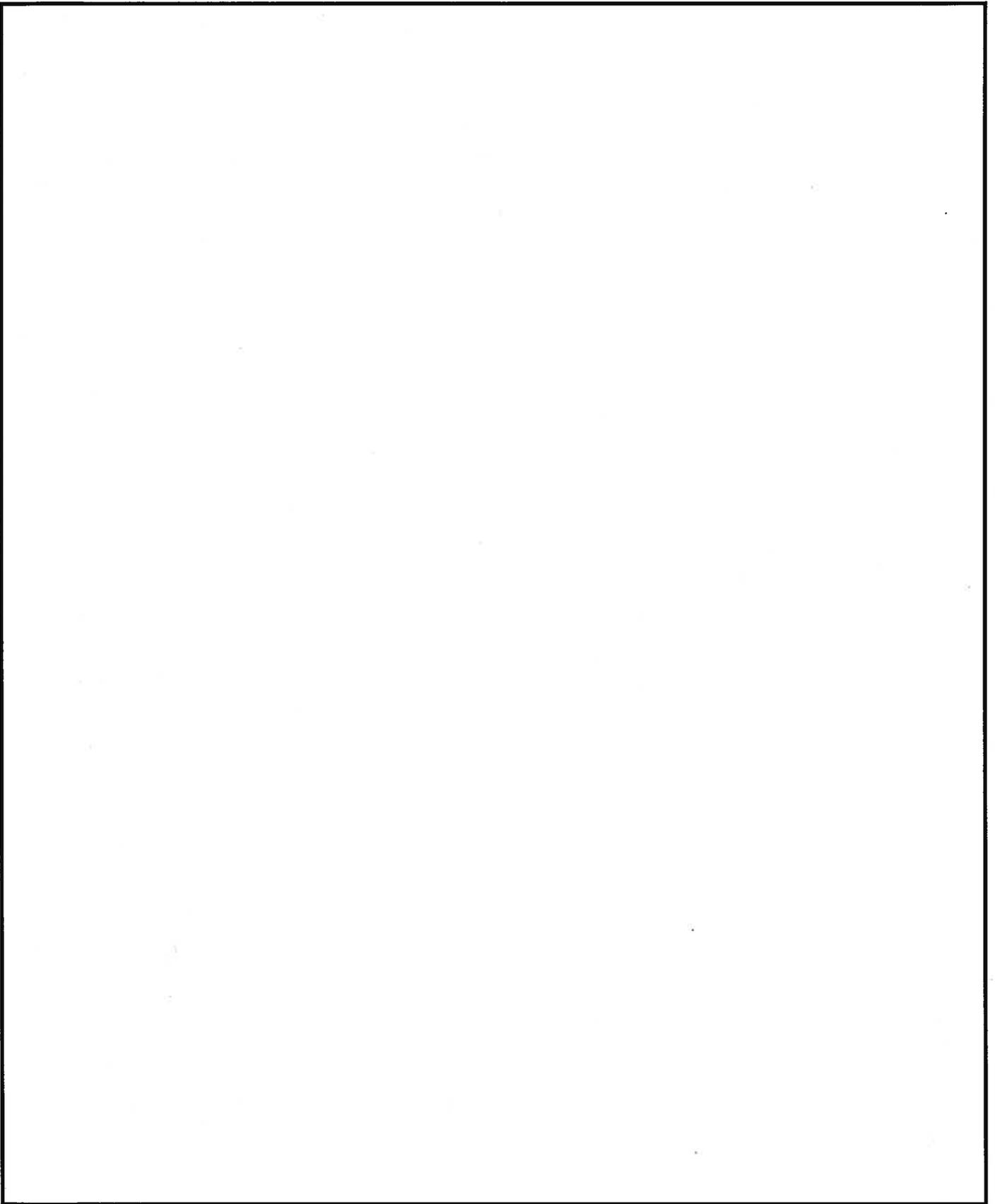


図 3-3 (71) 第二スラッジ貯蔵場(LW2)の管理区域  
(第二スラッジ貯蔵場(LW2) 1階, 2階)

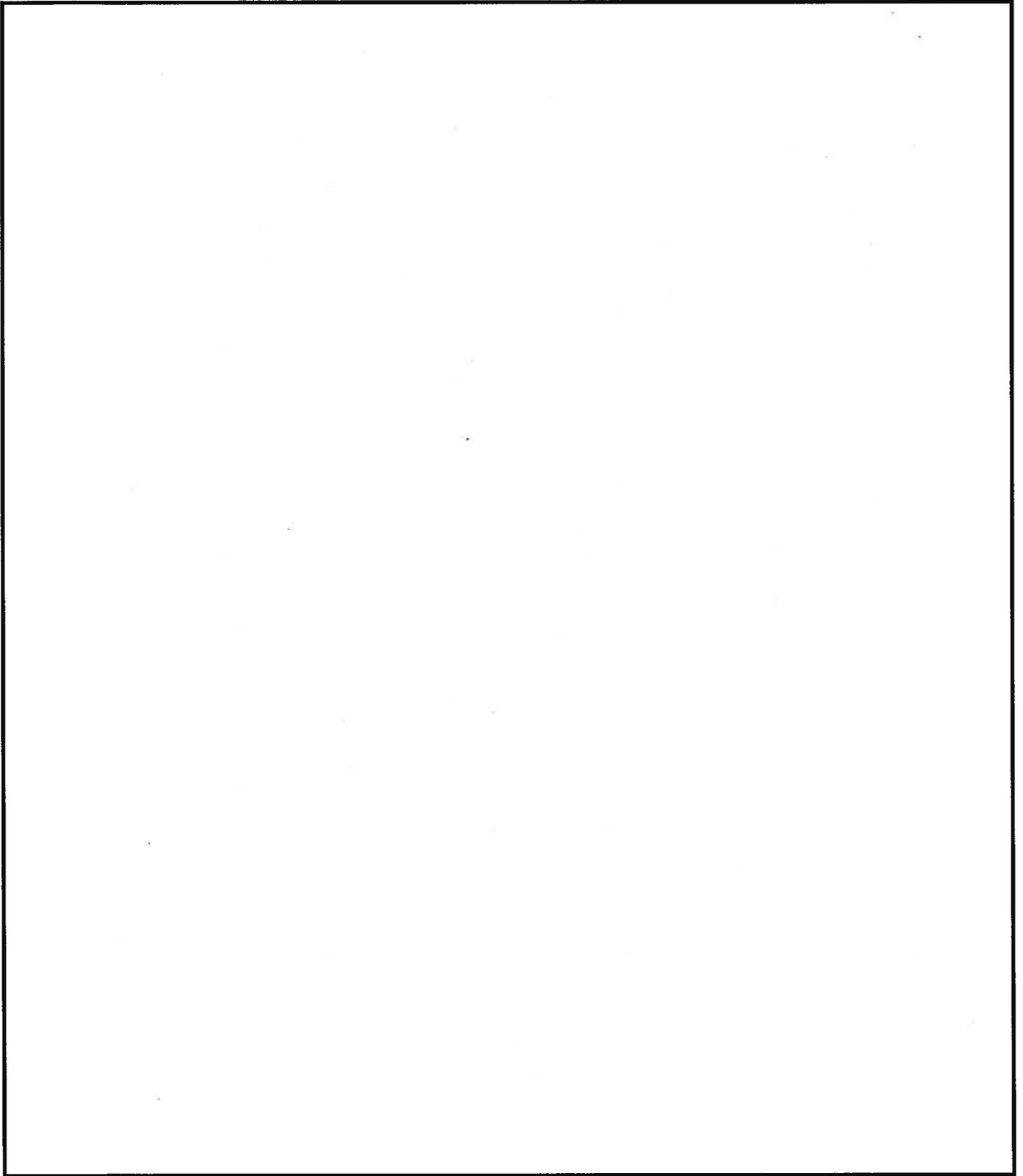


図 3-3 (72) 廃溶媒貯蔵場(WS)の管理区域  
(廃溶媒貯蔵場(WS) 地下1階)

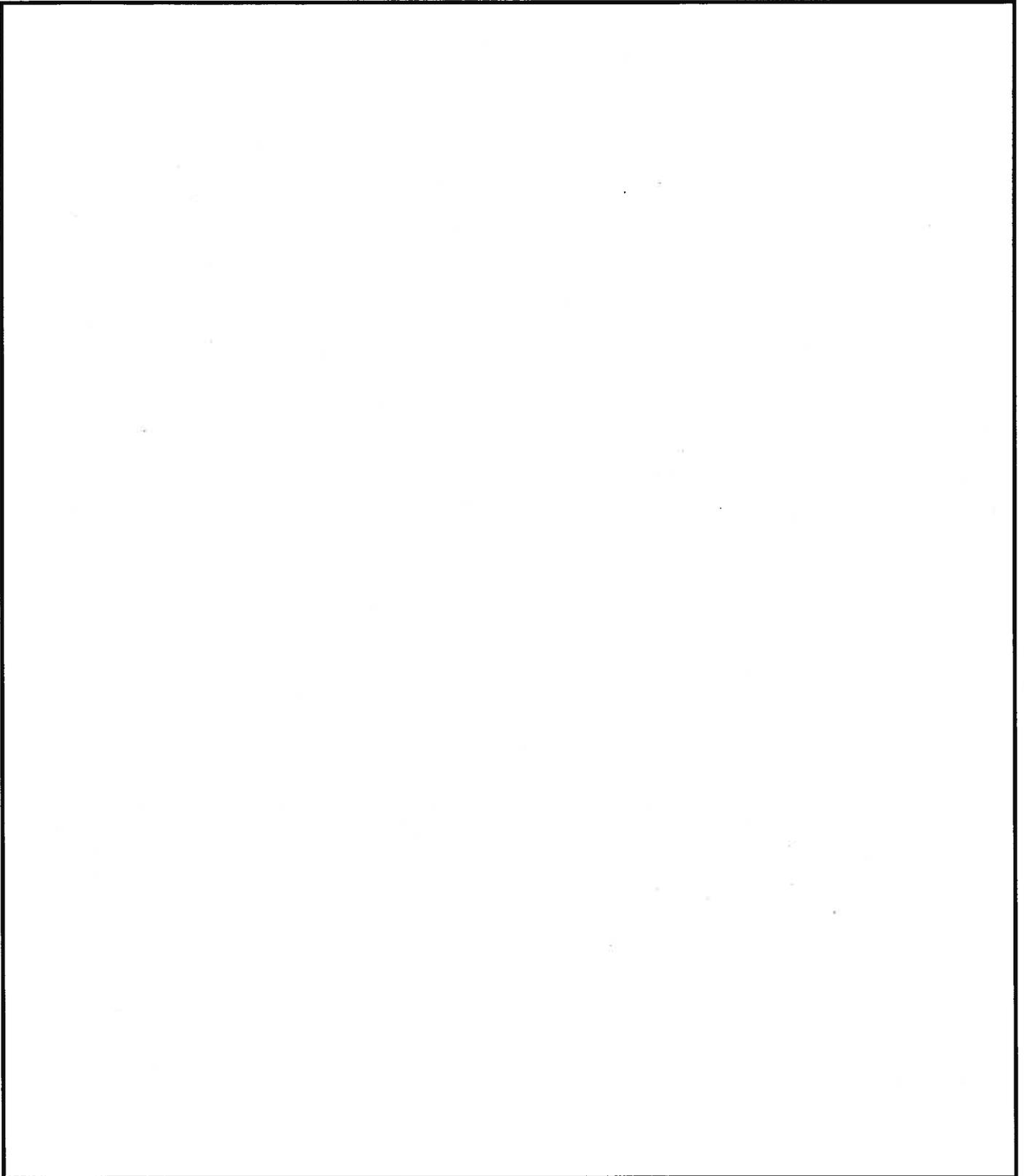


図 3-3 (73) 廃溶媒貯蔵場(WS)の管理区域  
(廃溶媒貯蔵場(WS) 1階)

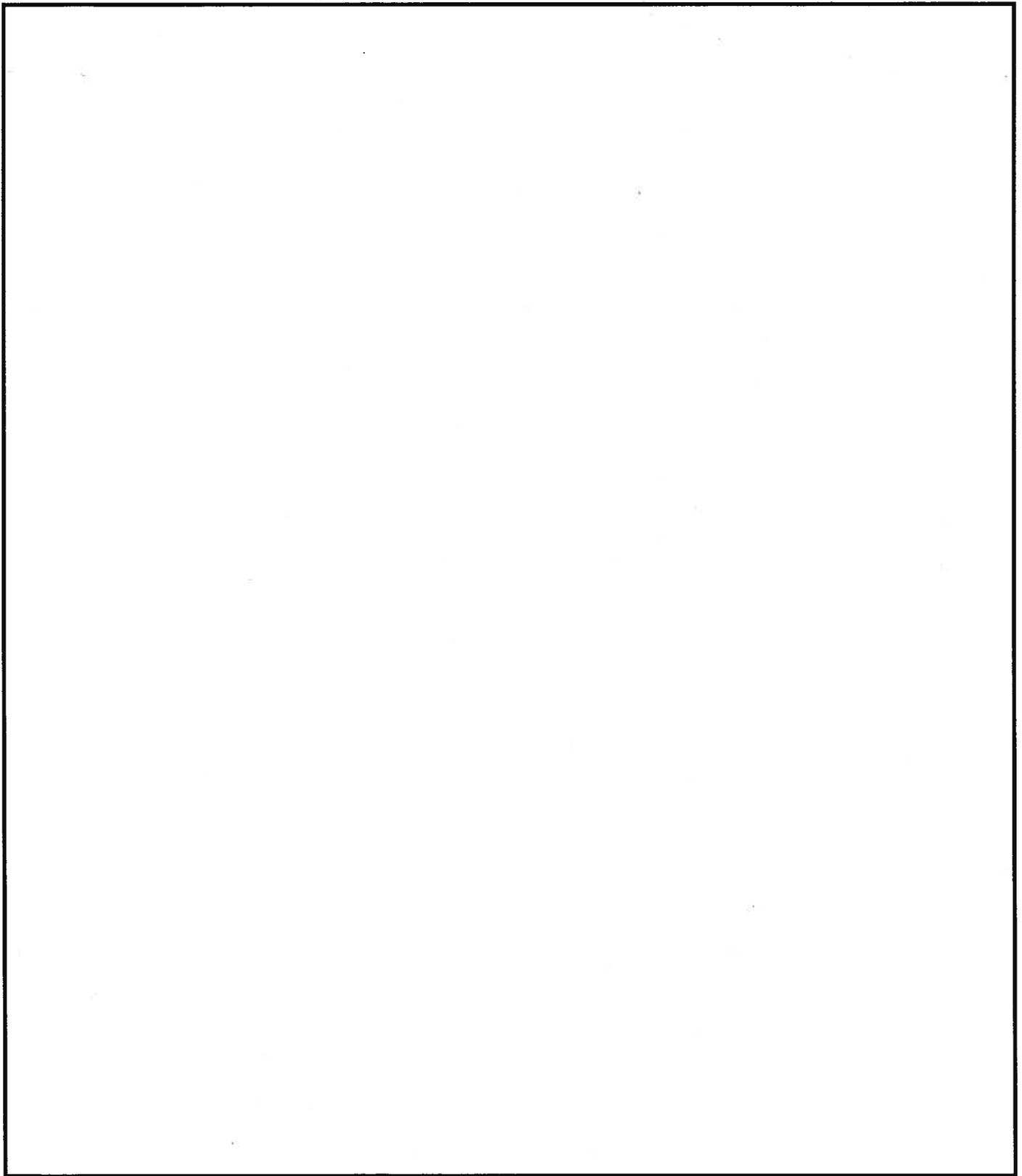


図 3-3 (74) 廃溶媒貯蔵場(WS)の管理区域  
(廃溶媒貯蔵場(WS) 2階)

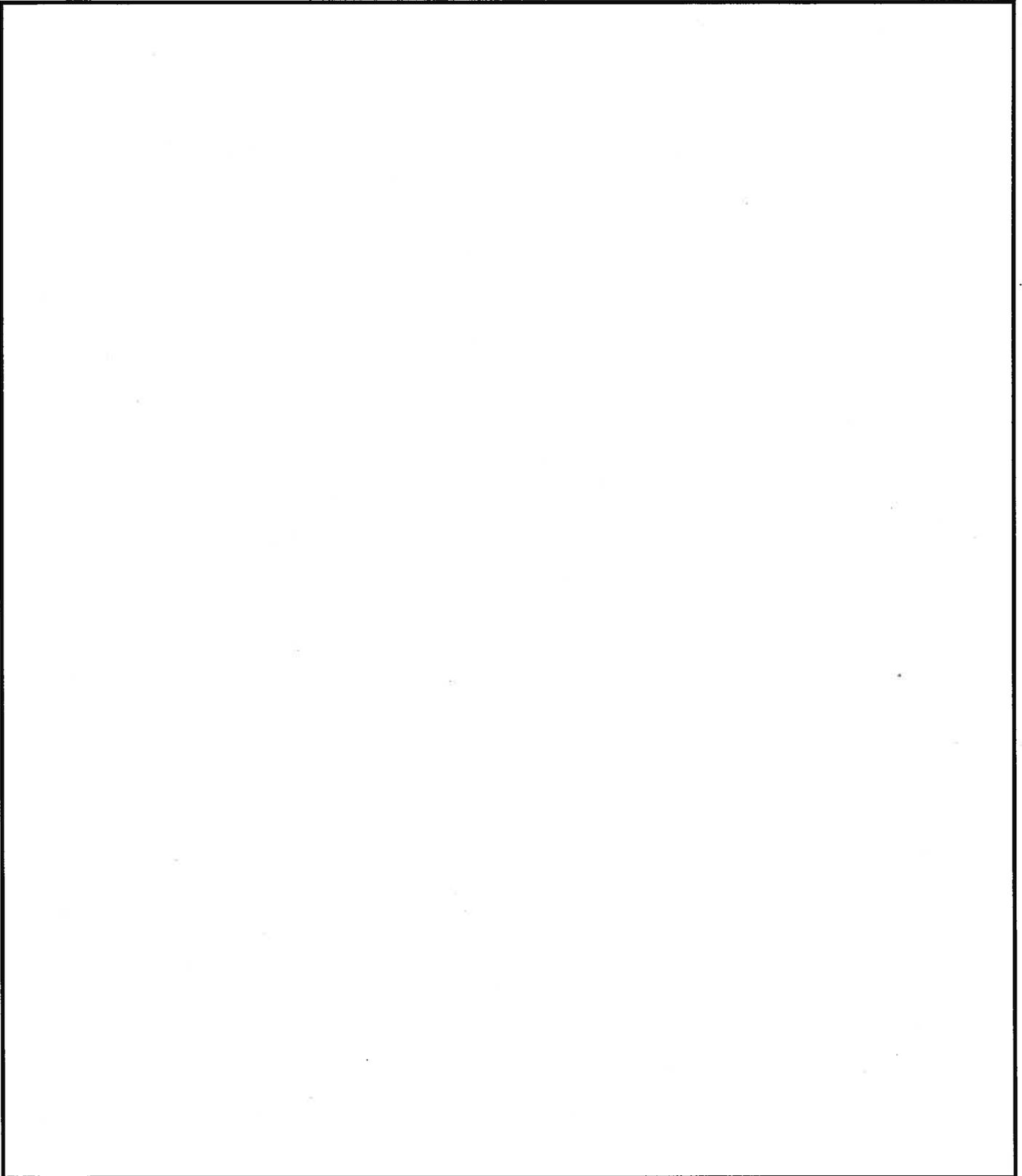


図 3-3 (75) 廃溶媒処理技術開発施設(ST)の管理区域  
(廃溶媒処理技術開発施設(ST) 地下 2 階)

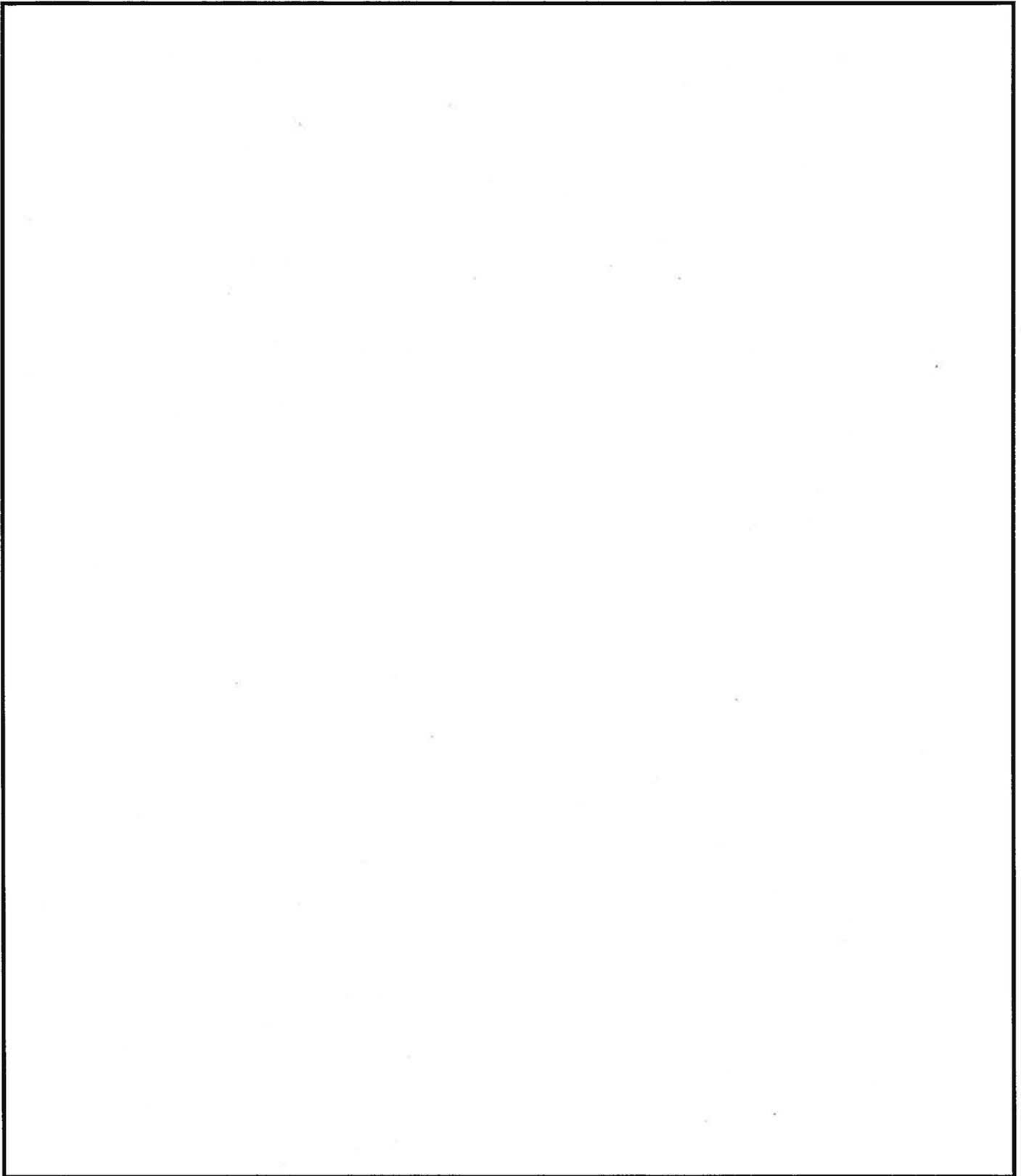


図 3-3 (76) 廃溶媒処理技術開発施設(ST)の管理区域  
(廃溶媒処理技術開発施設(ST) 地下1階)

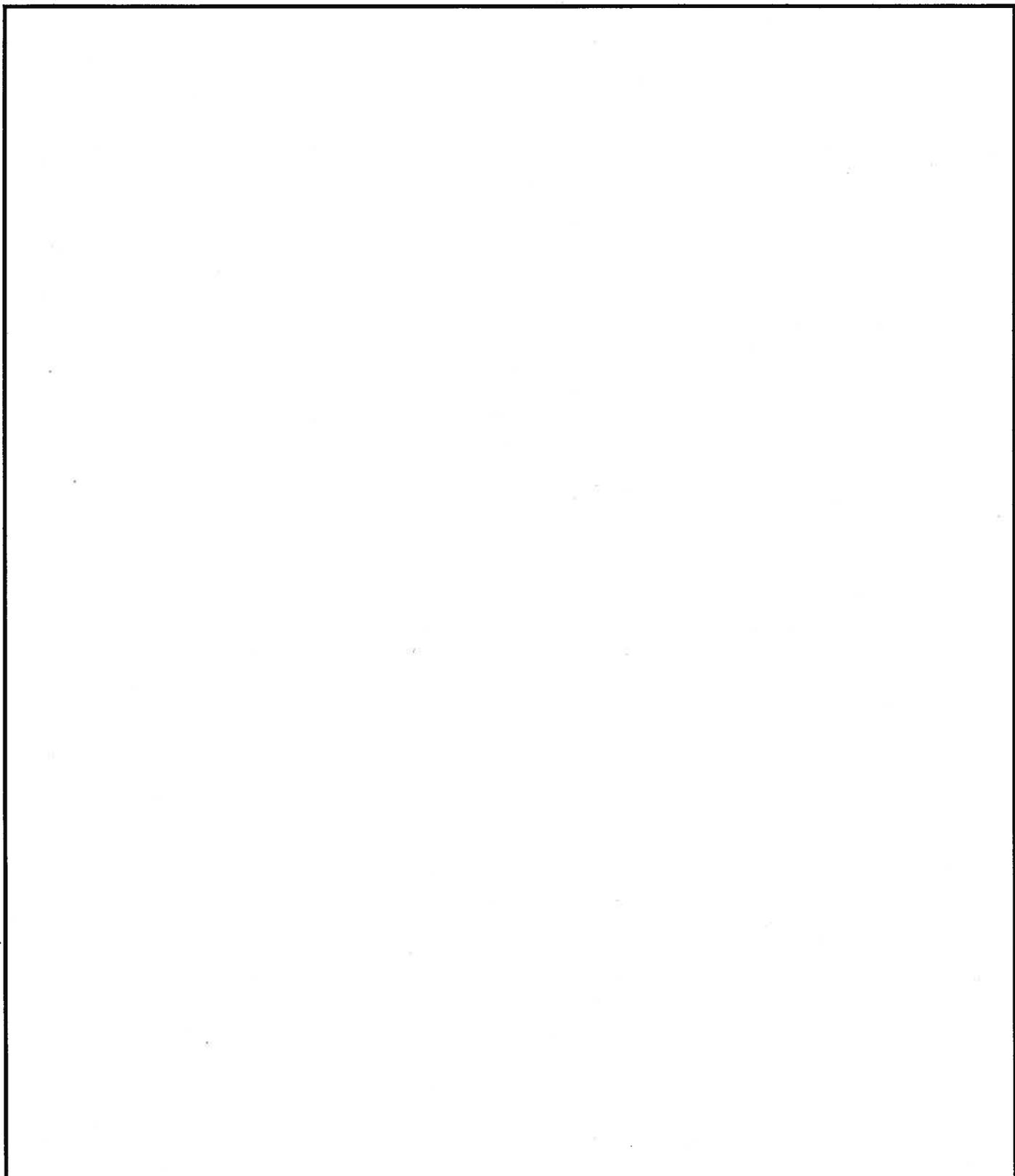


図 3-3 (77) 廃溶媒処理技術開発施設(ST)の管理区域  
(廃溶媒処理技術開発施設(ST) 地下中 1 階)

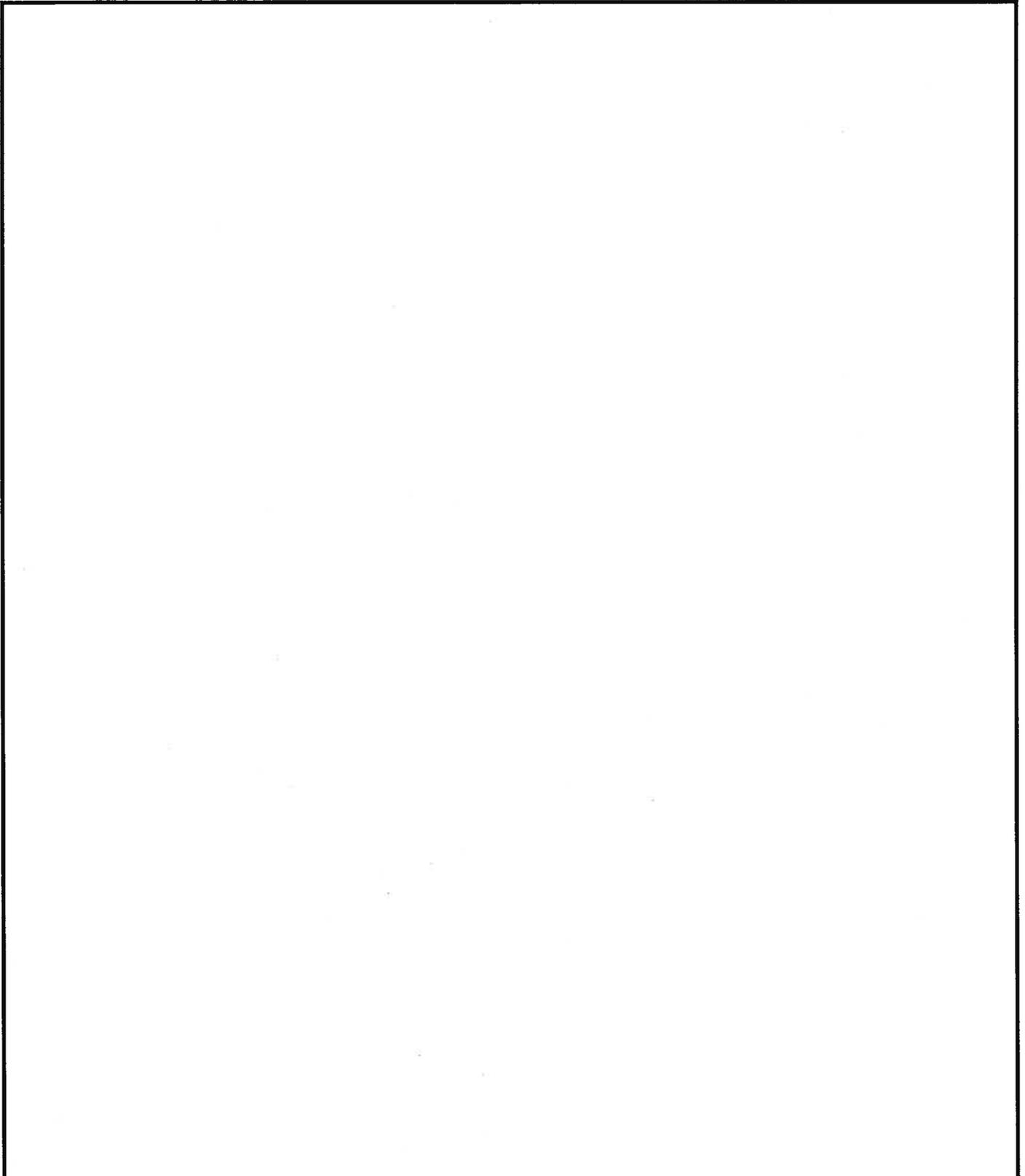


図 3-3 (78) 廃溶媒処理技術開発施設(ST)の管理区域  
(廃溶媒処理技術開発施設(ST) 1階)

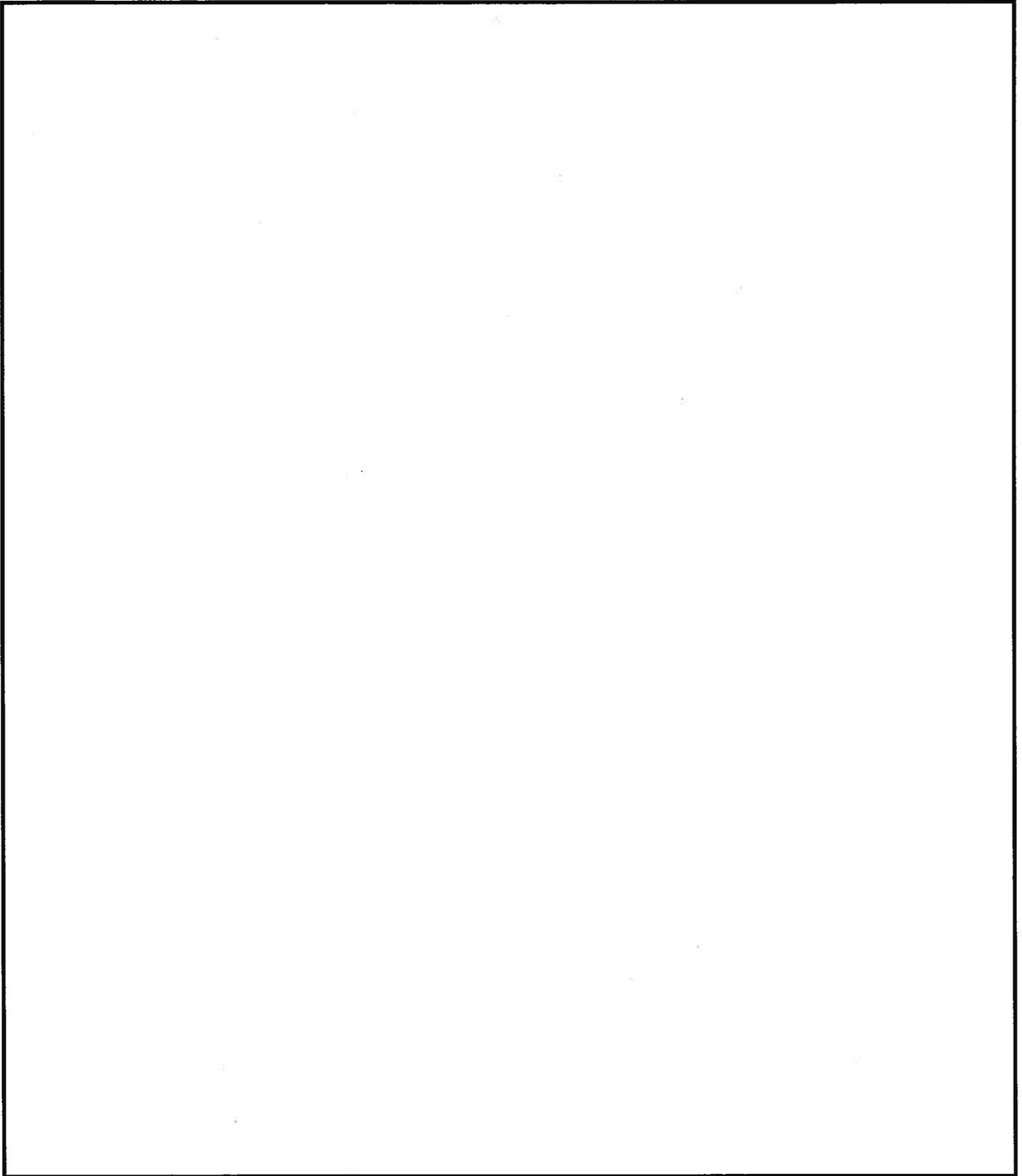


図 3-3 (79) 廃溶媒処理技術開発施設(ST)の管理区域  
(廃溶媒処理技術開発施設(ST) 2階)

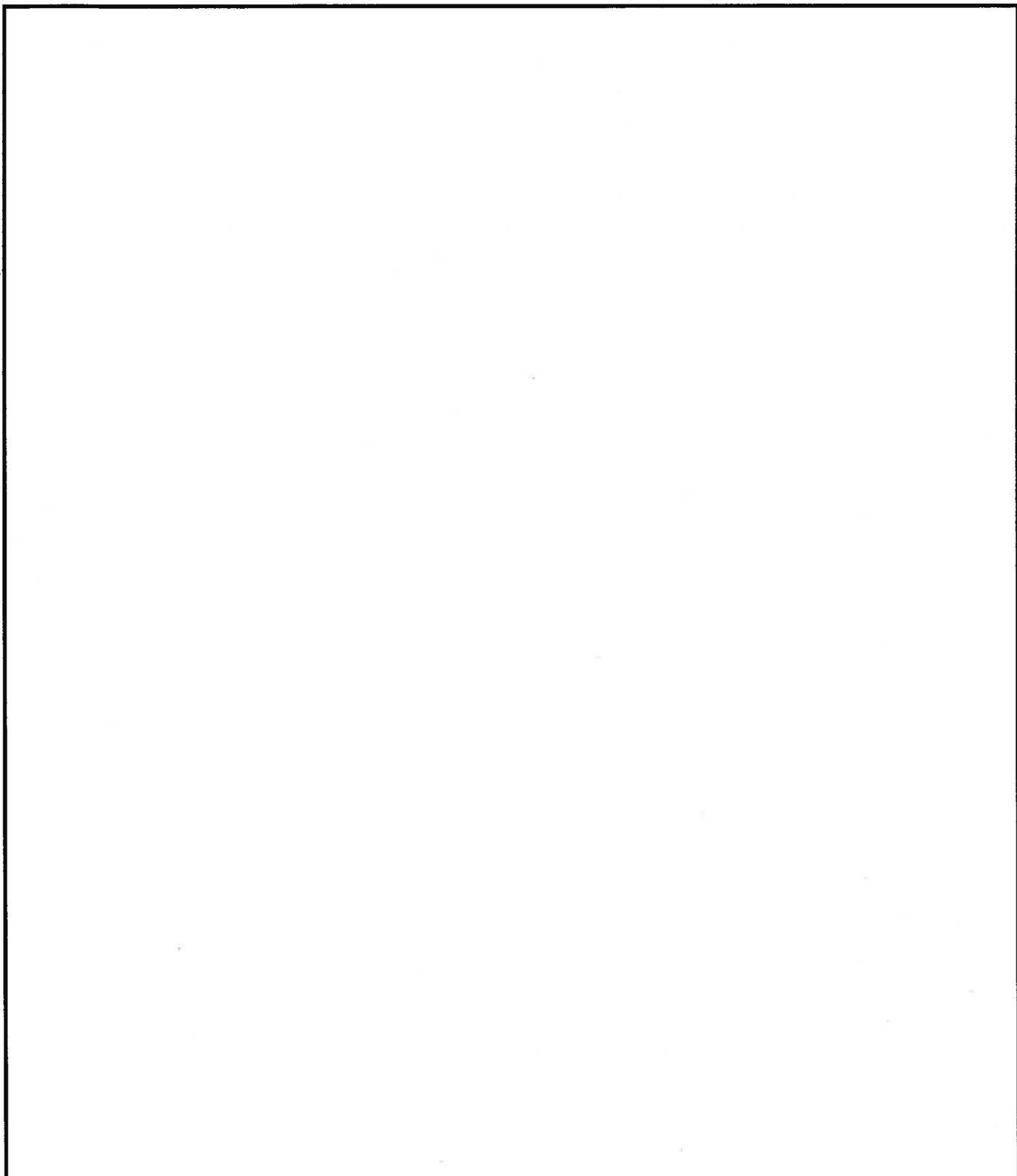


図 3-3 (80) 廃溶媒処理技術開発施設(ST)の管理区域  
(廃溶媒処理技術開発施設(ST) 3階)

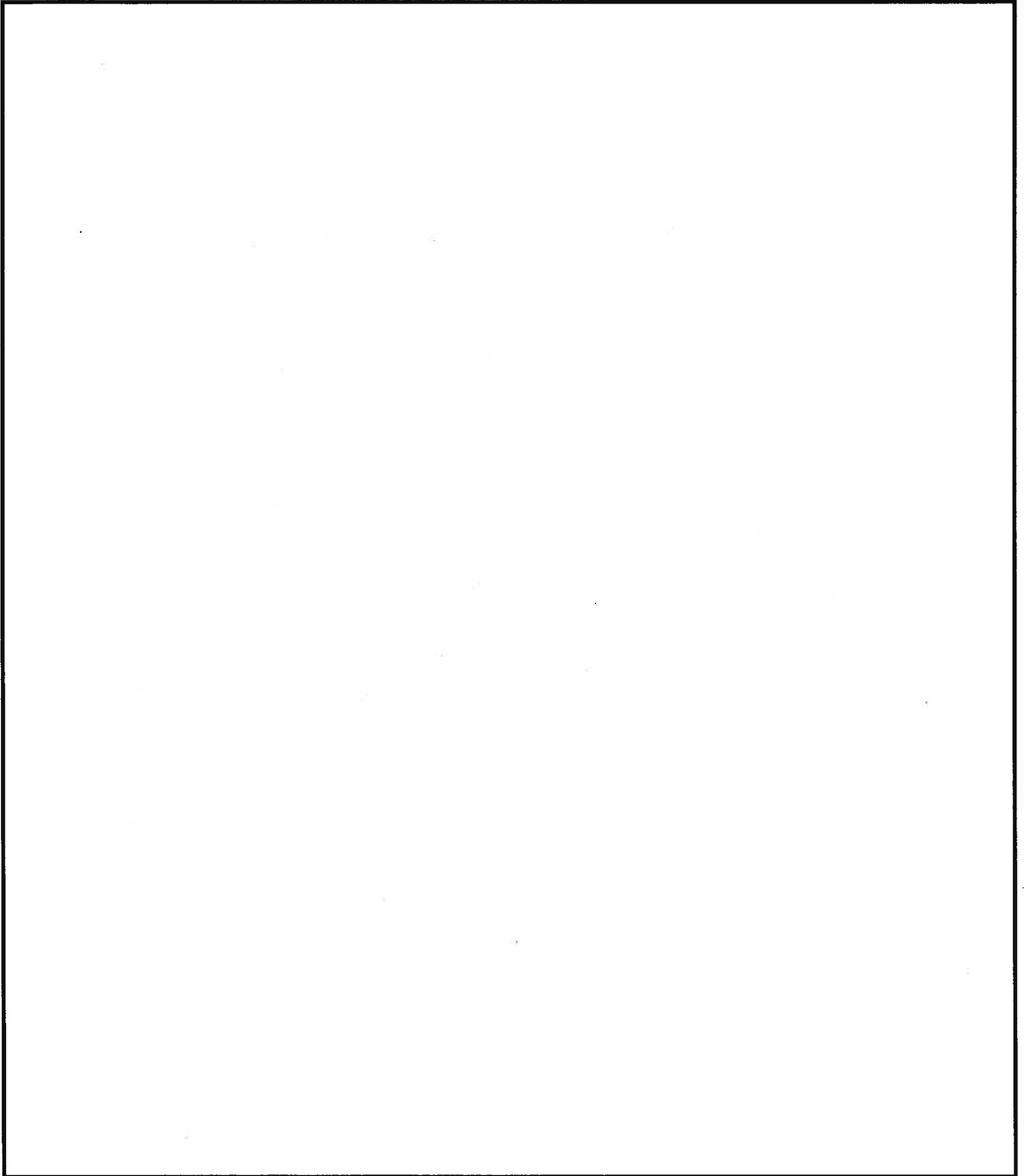


図 3-3 (81) アスファルト固化処理施設(ASP)の管理区域  
(アスファルト固化処理施設(ASP) 地下 2 階)

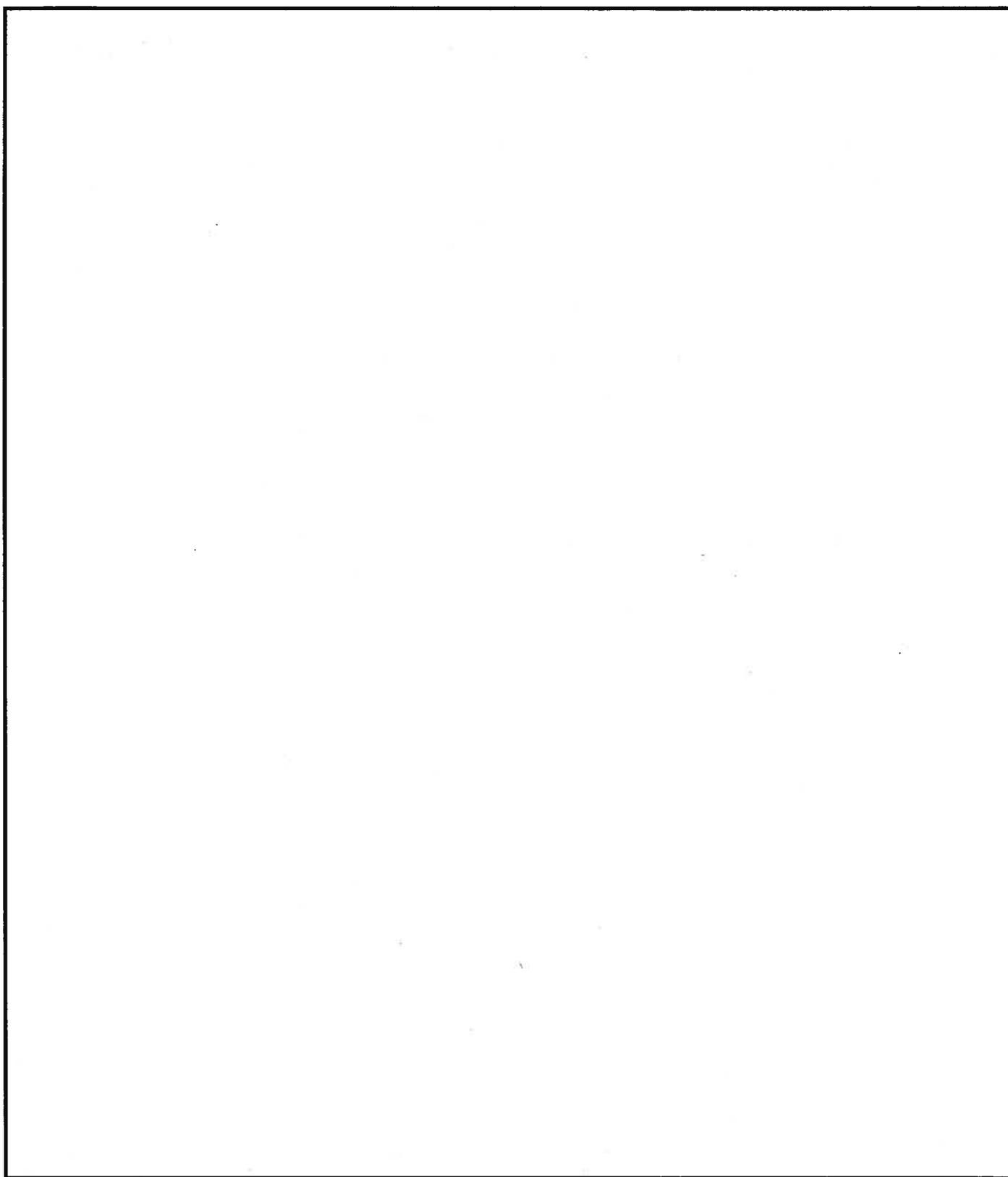


図 3-3 (82) アスファルト固化処理施設(ASP)の管理区域  
(アスファルト固化処理施設(ASP) 地下1階)

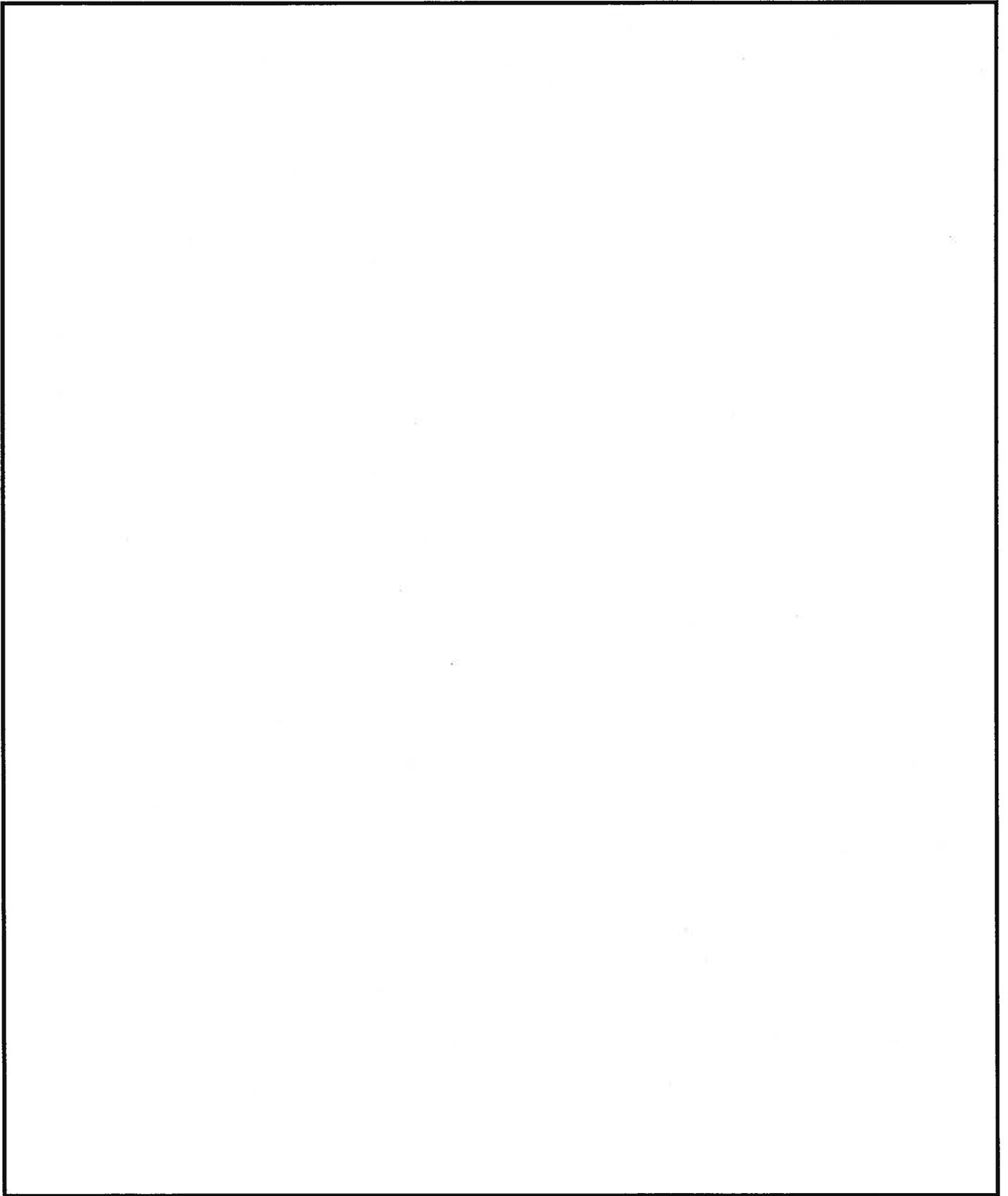


図 3-3 (83) アスファルト固化処理施設(ASP)の管理区域  
(アスファルト固化処理施設(ASP) 1階)

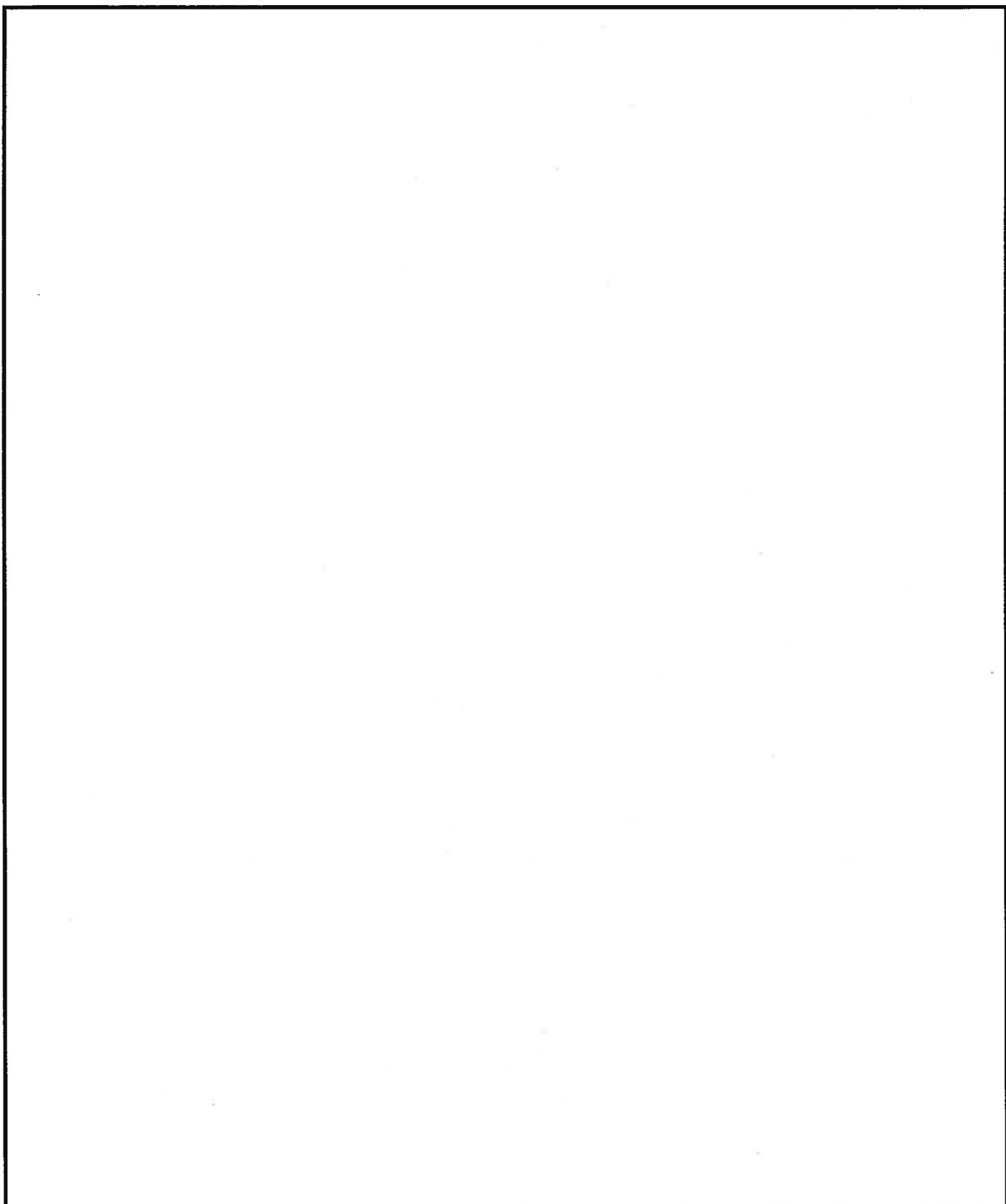


図 3-3 (84) アスファルト固化処理施設 (ASP) の管理区域  
(アスファルト固化処理施設 (ASP) 2 階)

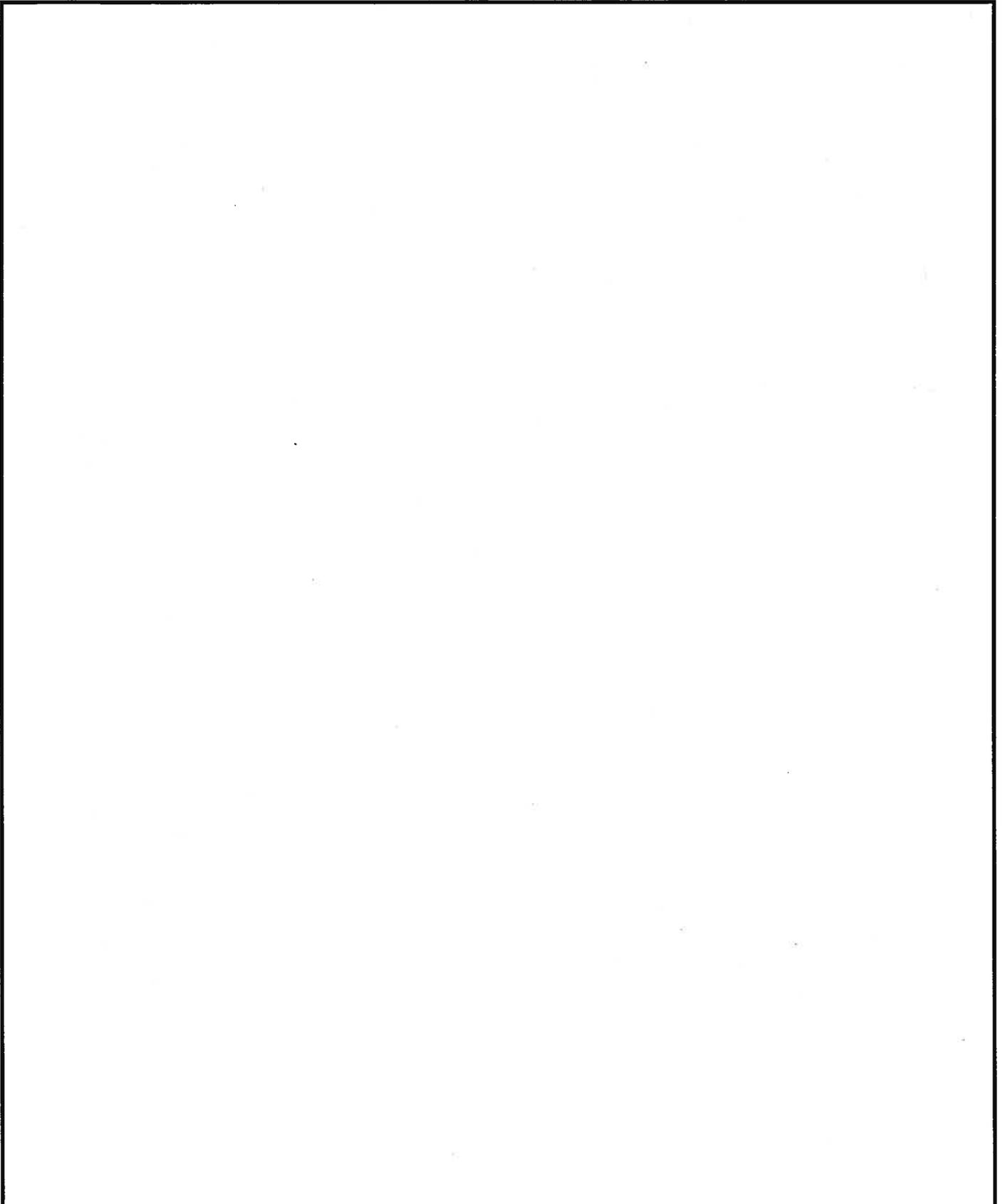


図 3-3 (85) アスファルト固化処理施設(ASP)の管理区域  
(アスファルト固化処理施設(ASP) 3階)

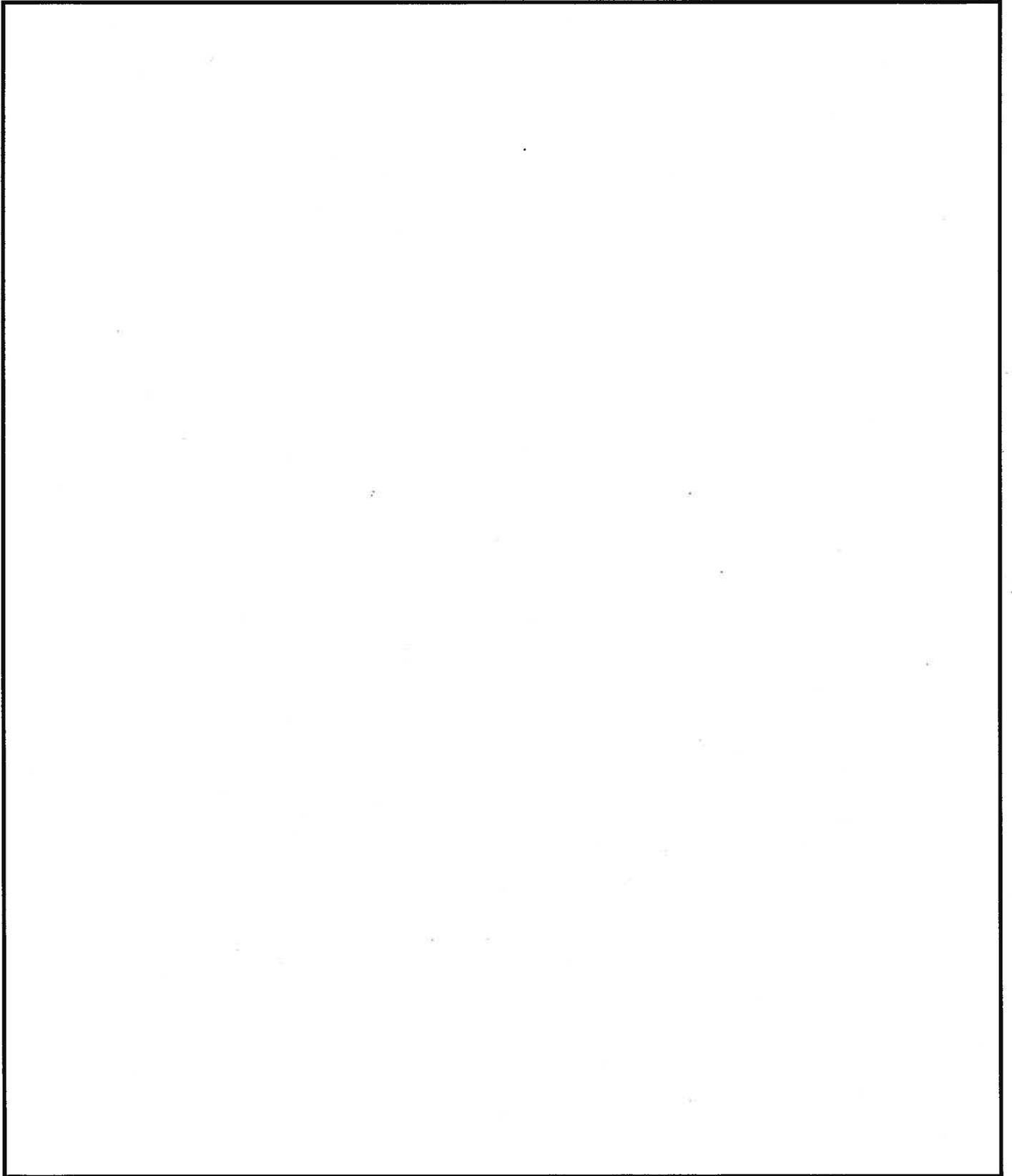


図 3-3 (86) アスファルト固化処理施設(ASP)の管理区域  
(アスファルト固化処理施設(ASP) 4階, 屋上)

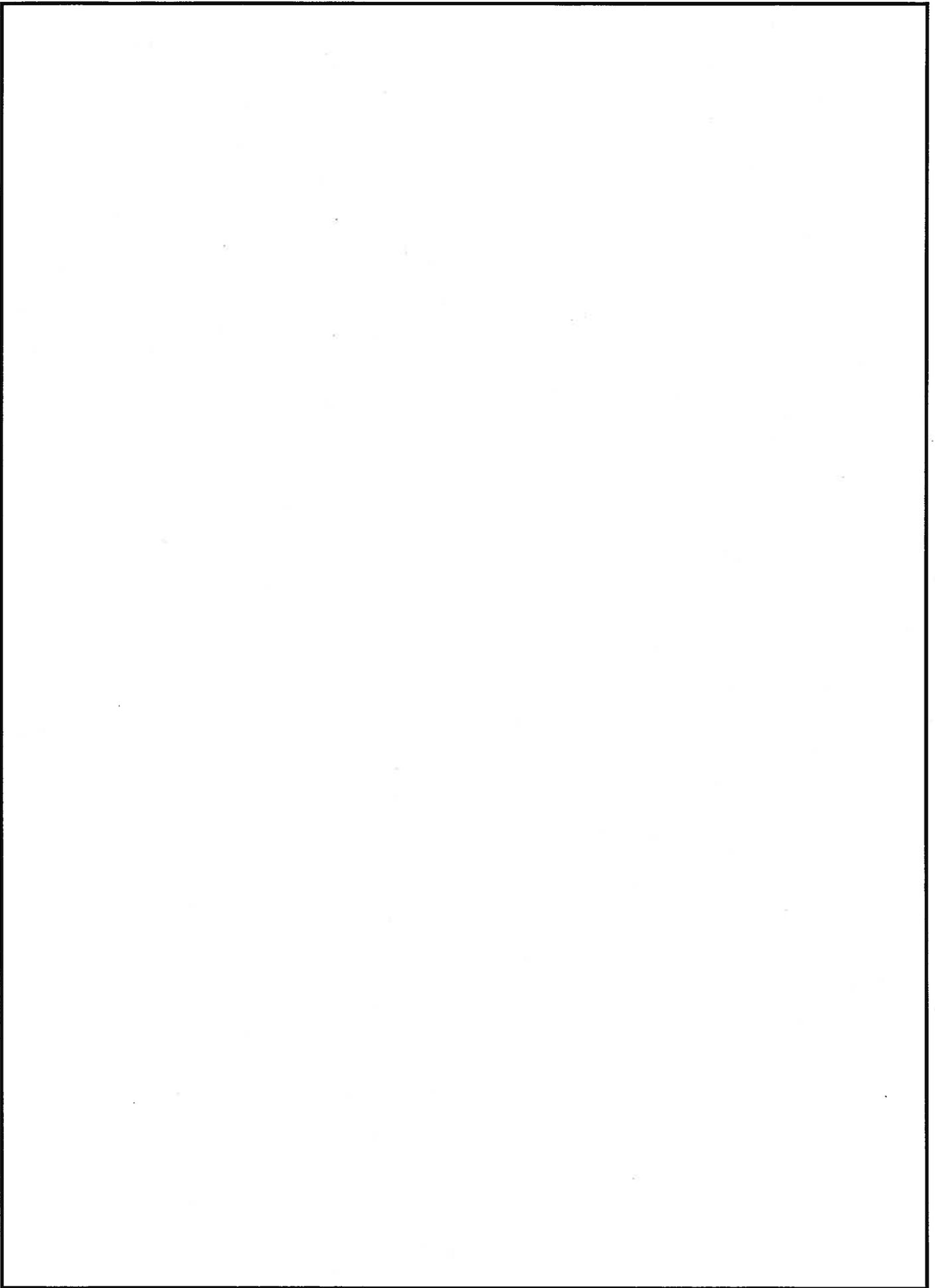


図 3-3 (87) 低放射性濃縮廃液貯蔵施設(LWSF)の管理区域  
(低放射性濃縮廃液貯蔵施設(LWSF) 地下中 1 階, 地下 2 階, 地下 1 階)

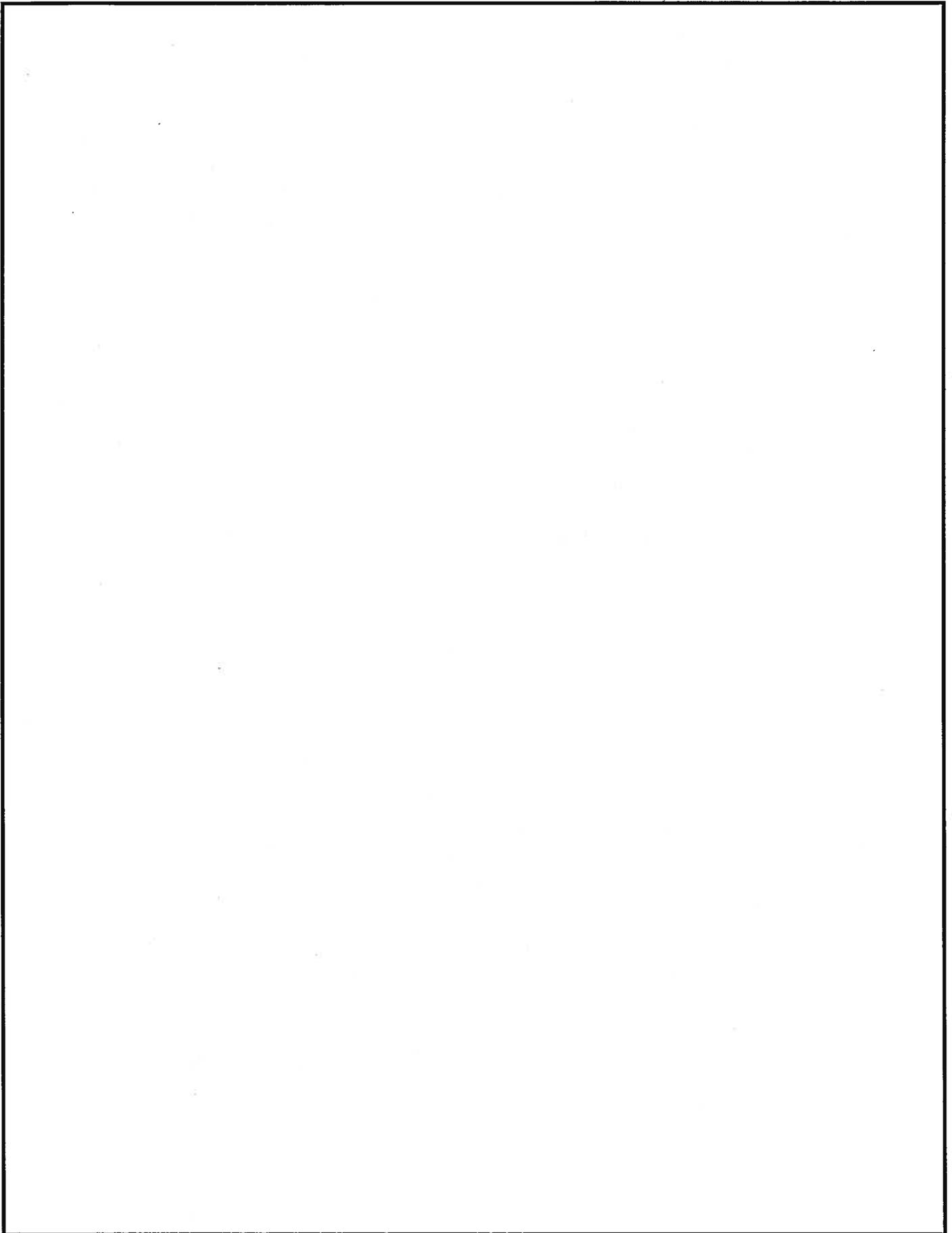


図 3-3 (88) 低放射性濃縮廃液貯蔵施設(LWSF)の管理区域  
(低放射性濃縮廃液貯蔵施設(LWSF) 1階, 2階)

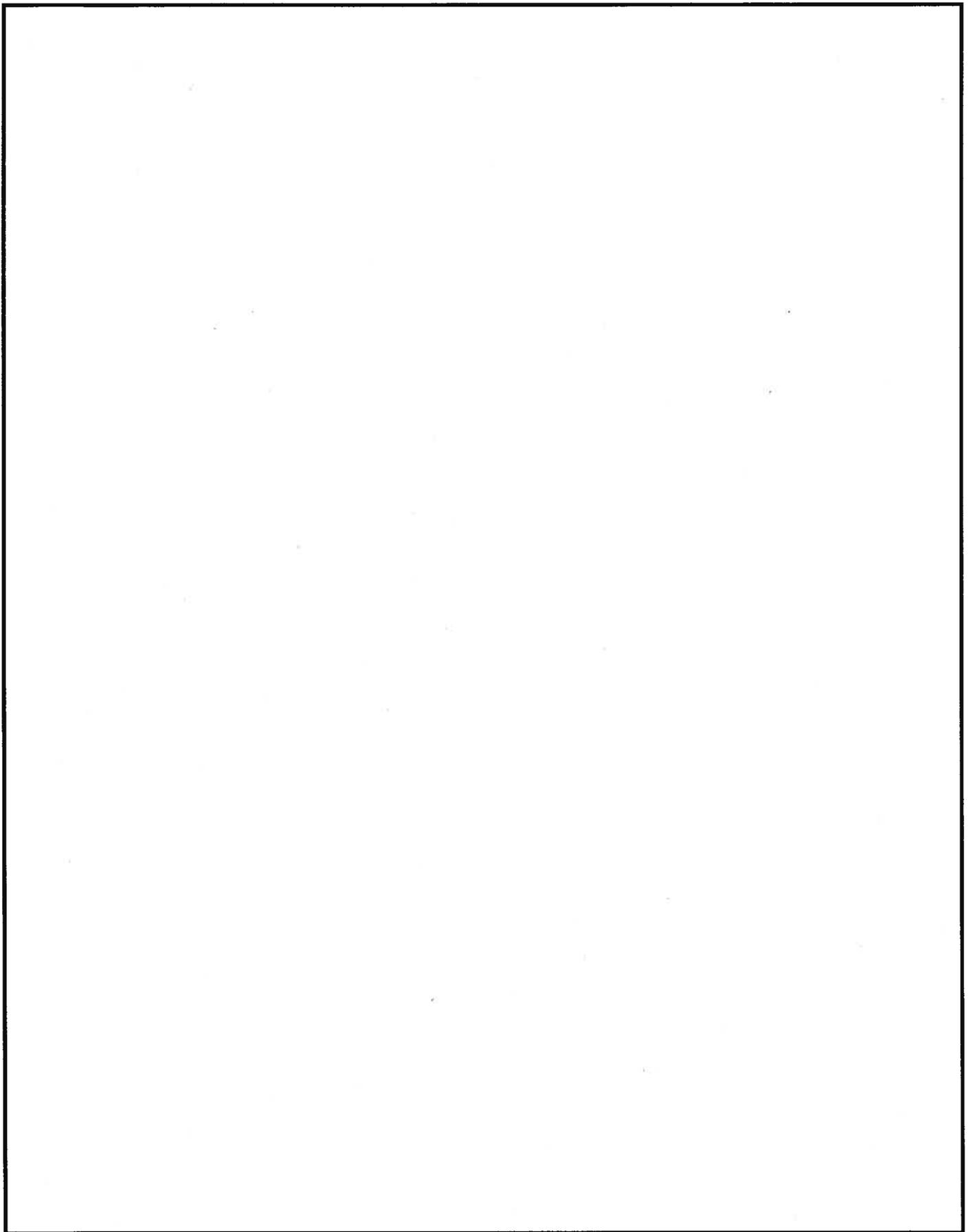


図 3-3 (89) 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) の管理区域  
(低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) 地下 2 階)

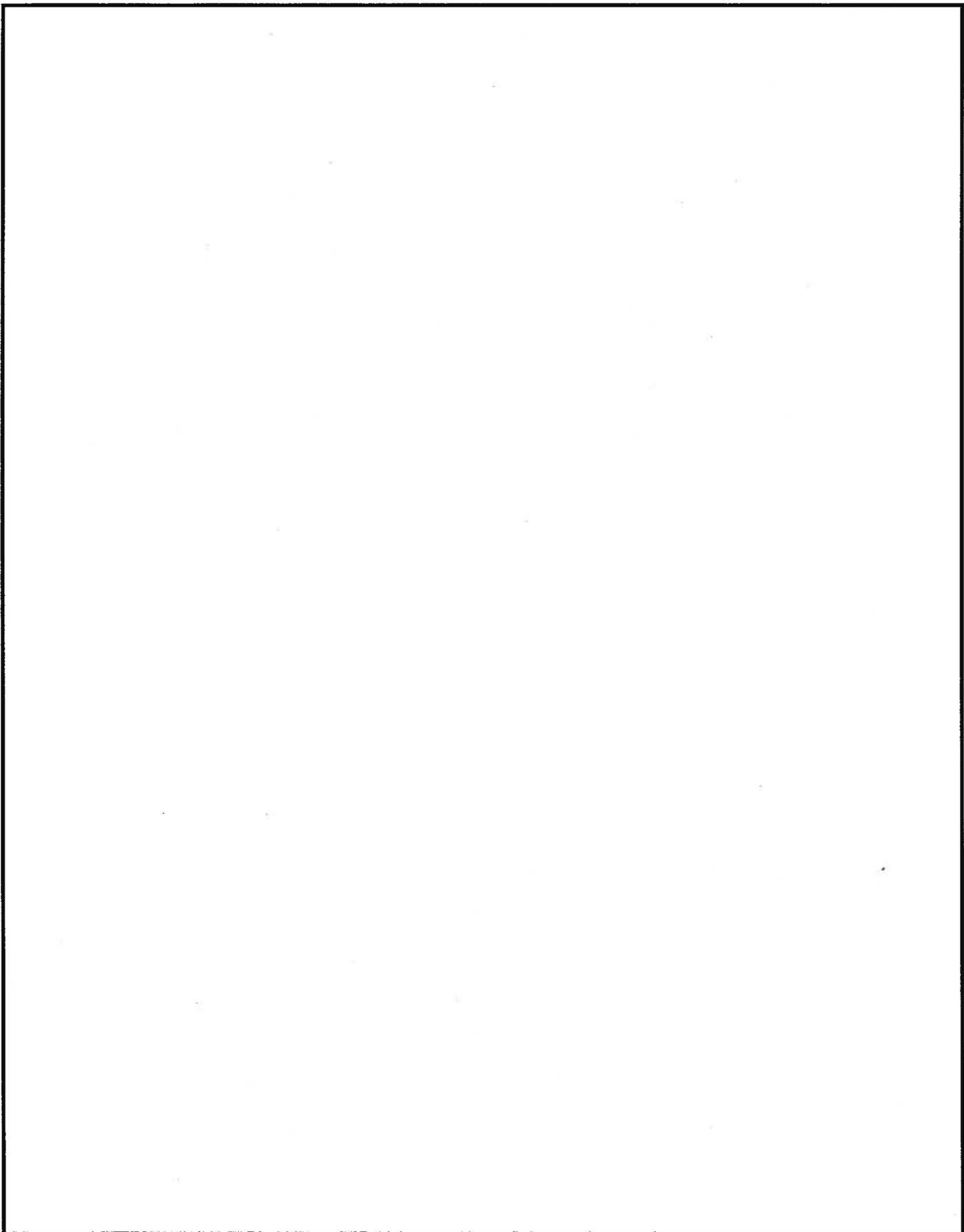


図 3-3 (90) 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の管理区域  
(低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF) 地下中 2 階)

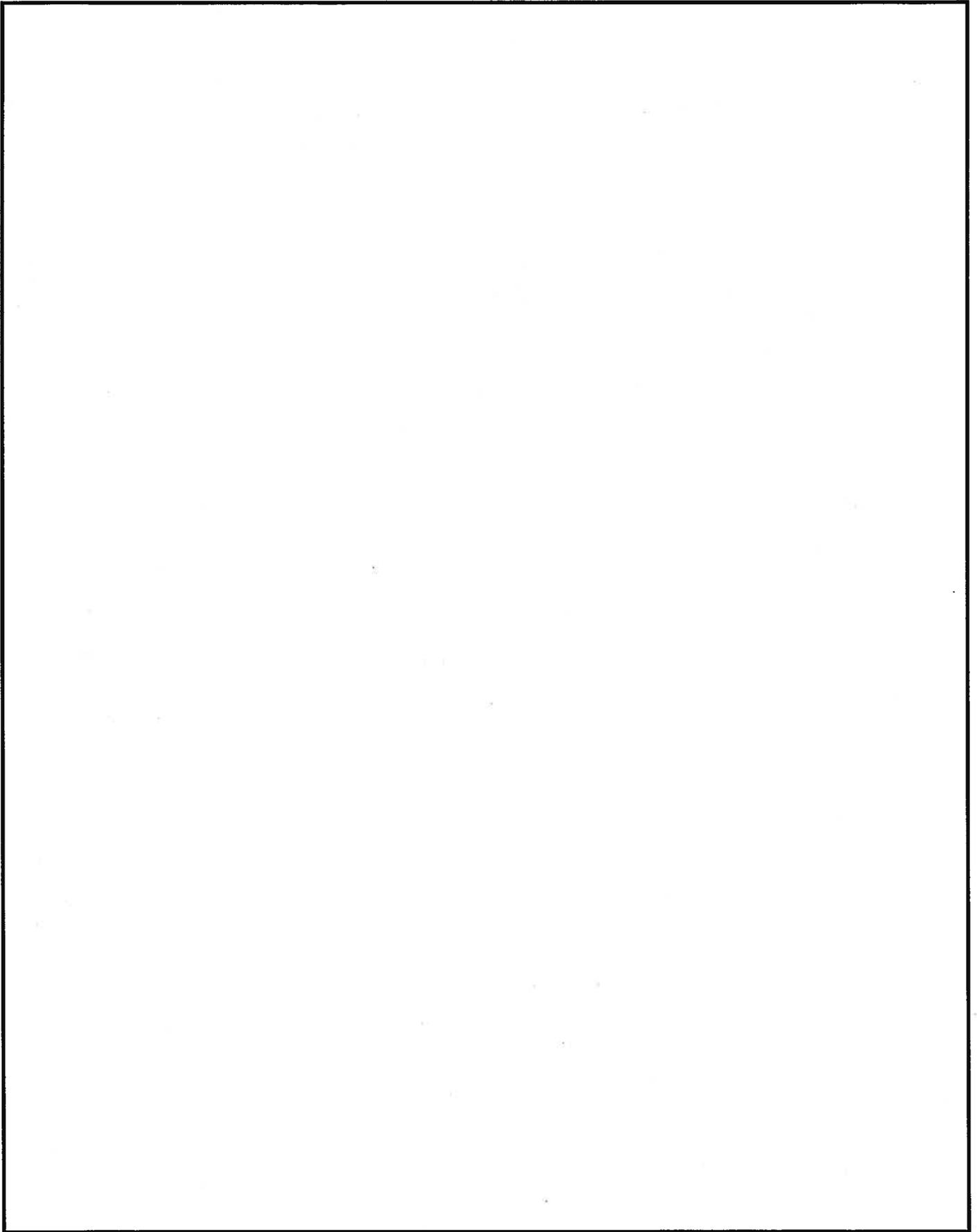


図 3-3 (91) 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の管理区域  
(低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF) 地下1階)

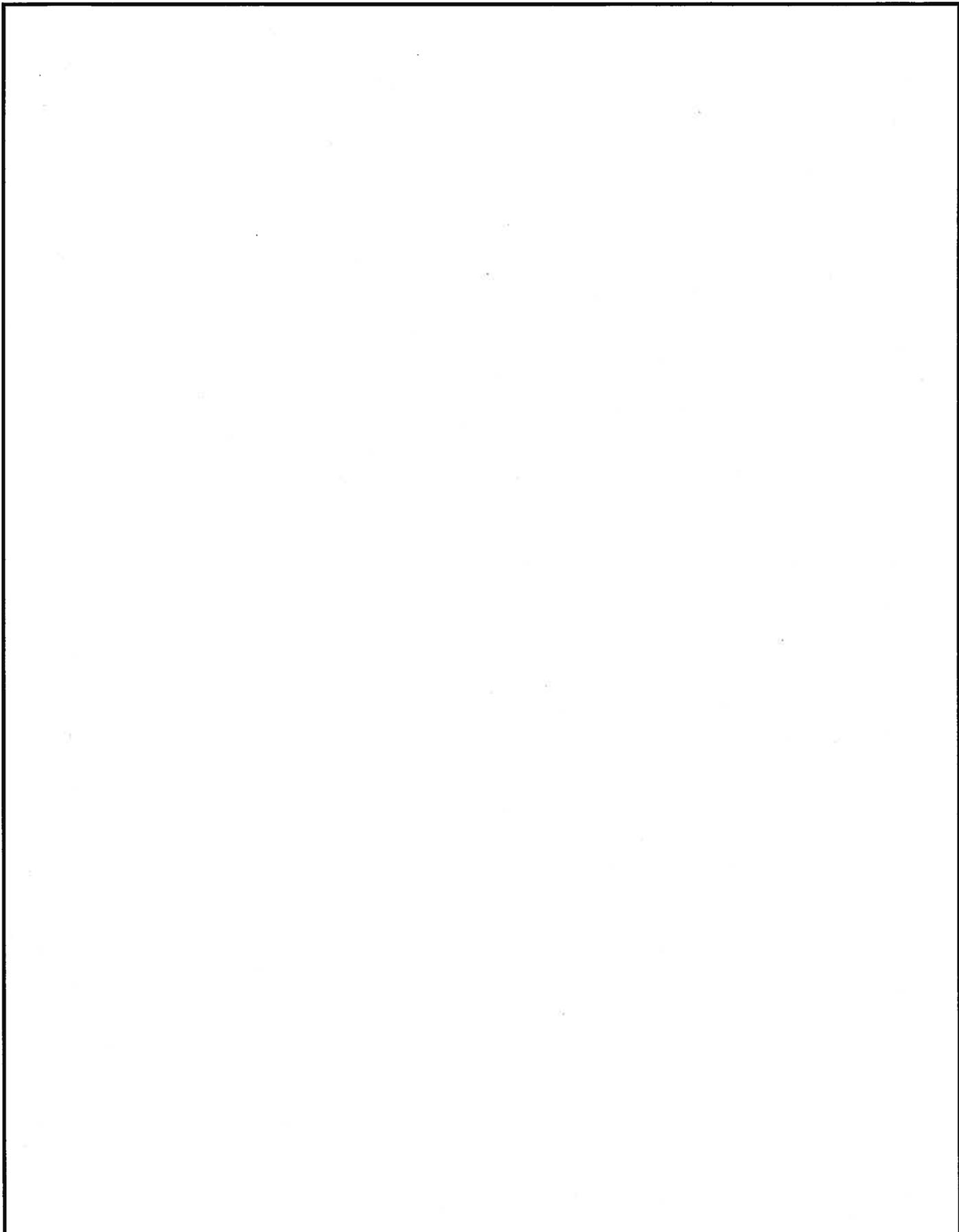


図 3-3 (92) 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の管理区域  
(低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF) 1階)

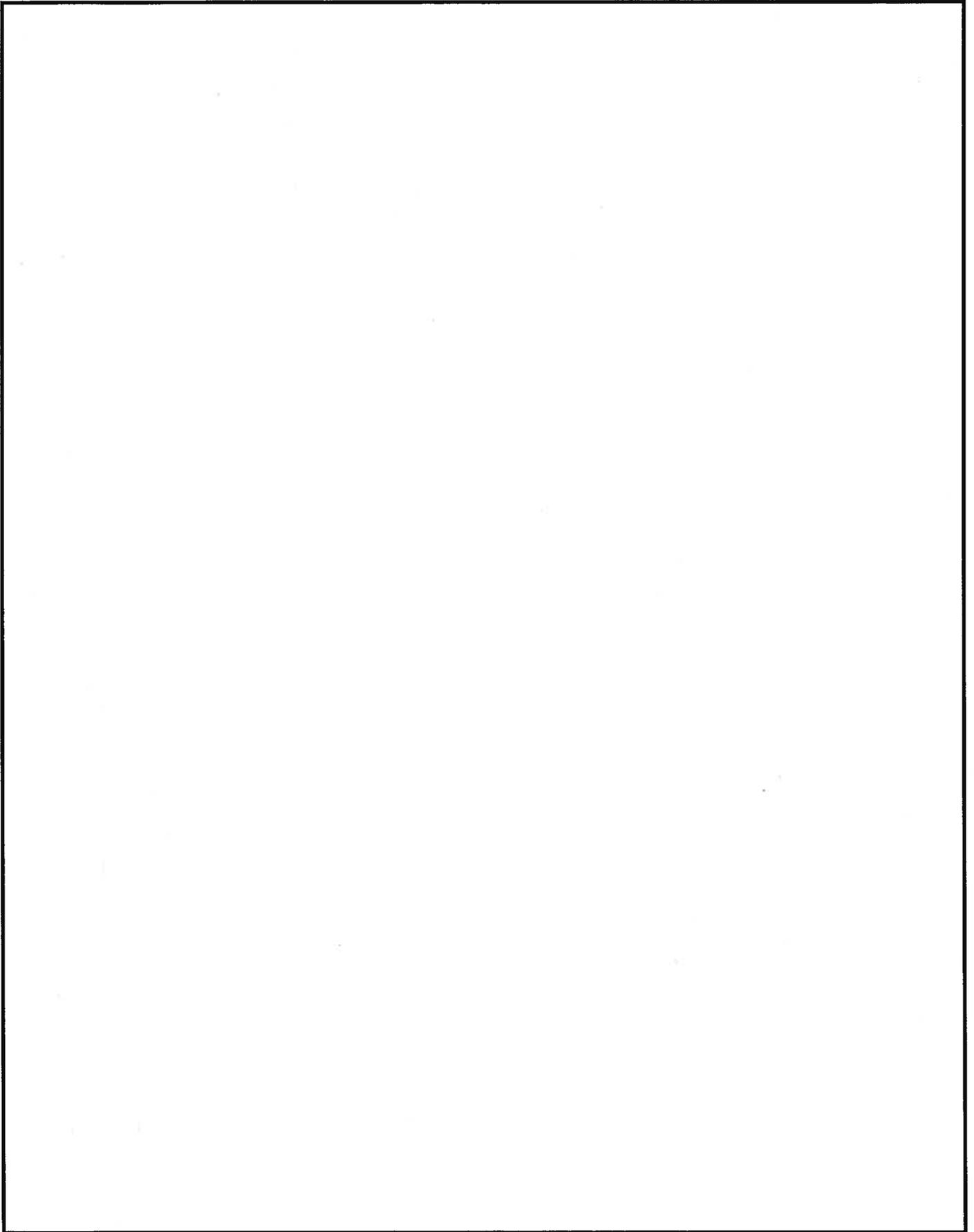


図 3-3 (93) 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) の管理区域  
(低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) 中 1 階)

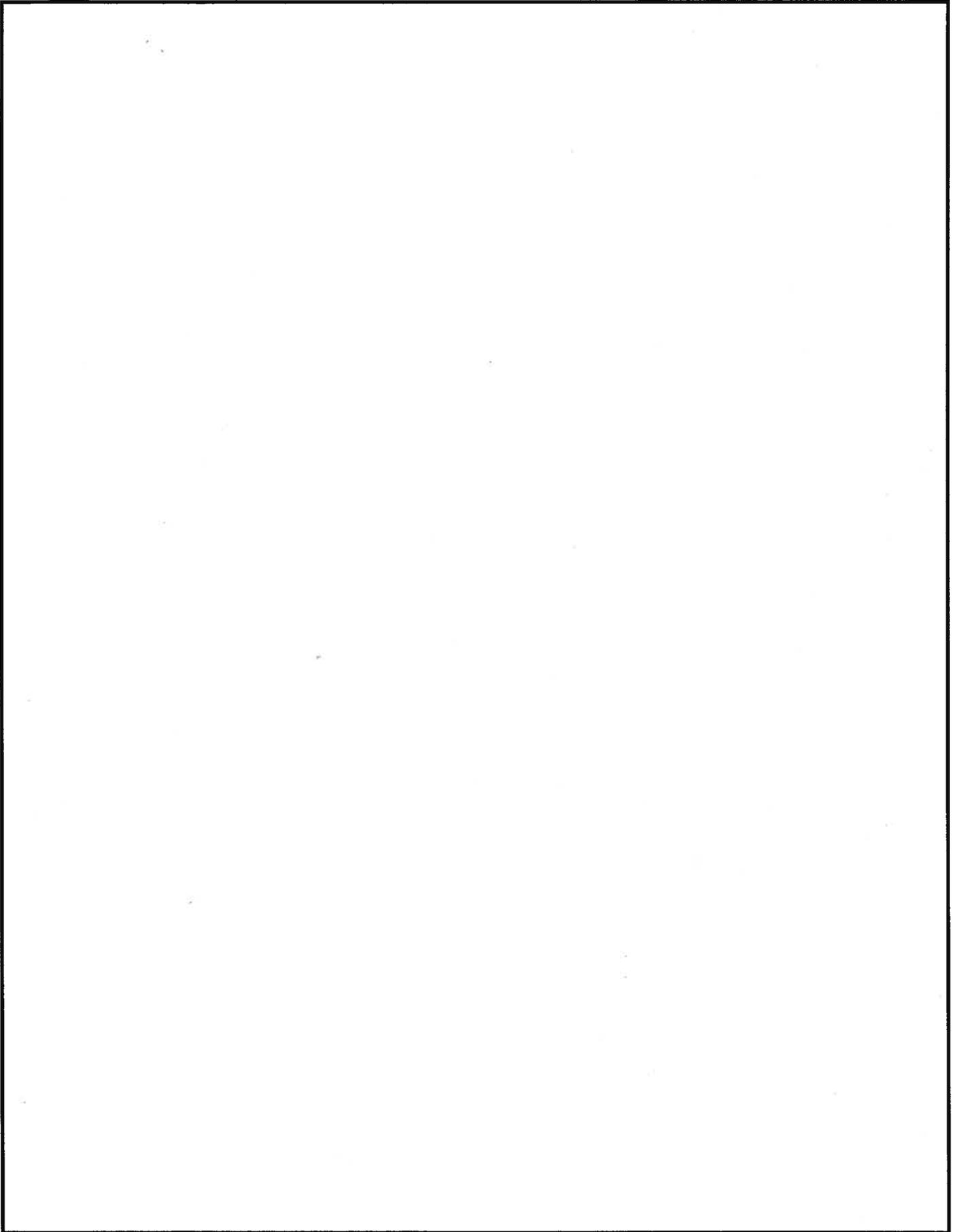


図 3-3 (94) 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) の管理区域  
(低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) 2 階)

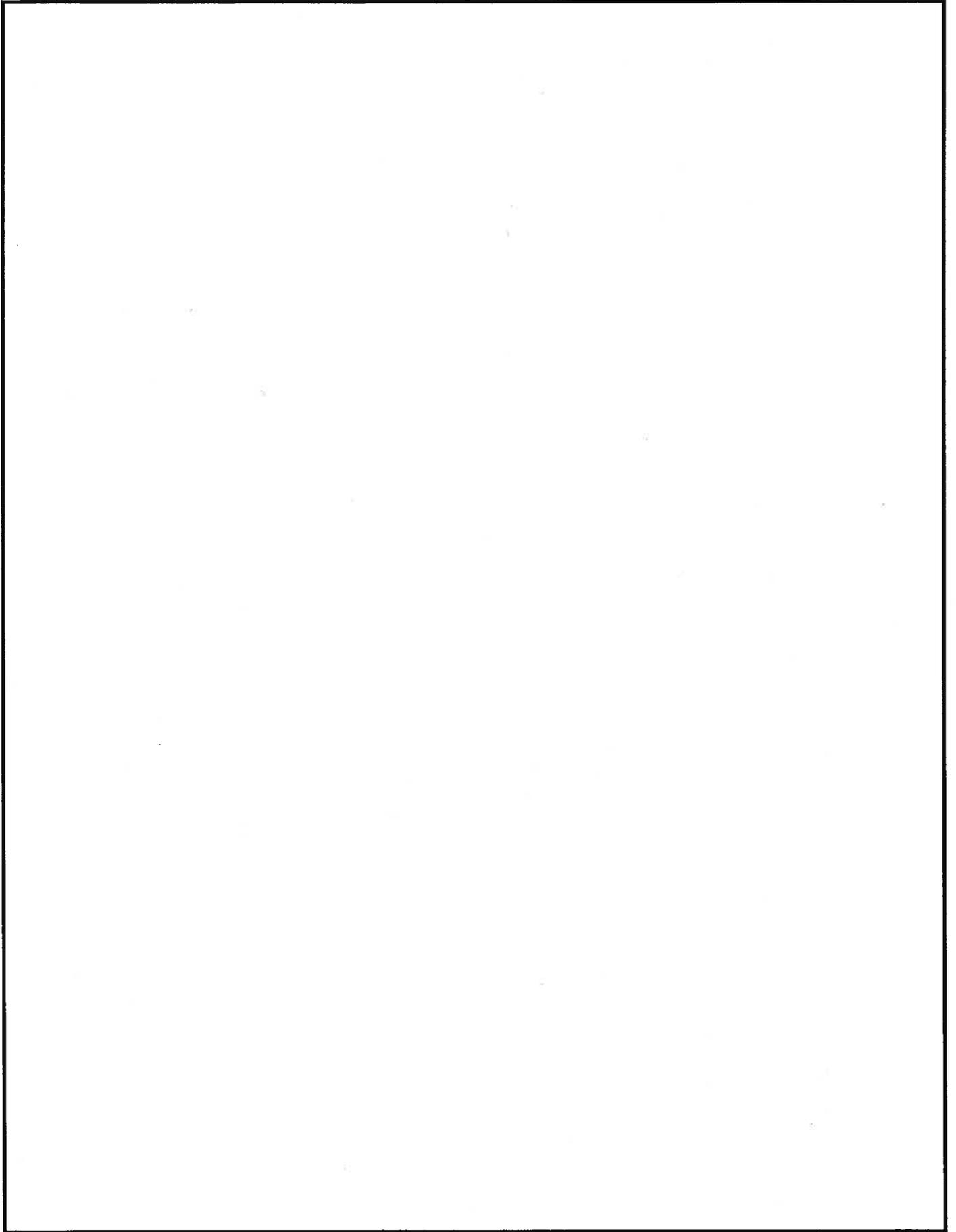


図 3-3 (95) 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の管理区域  
(低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF) 中 2 階)

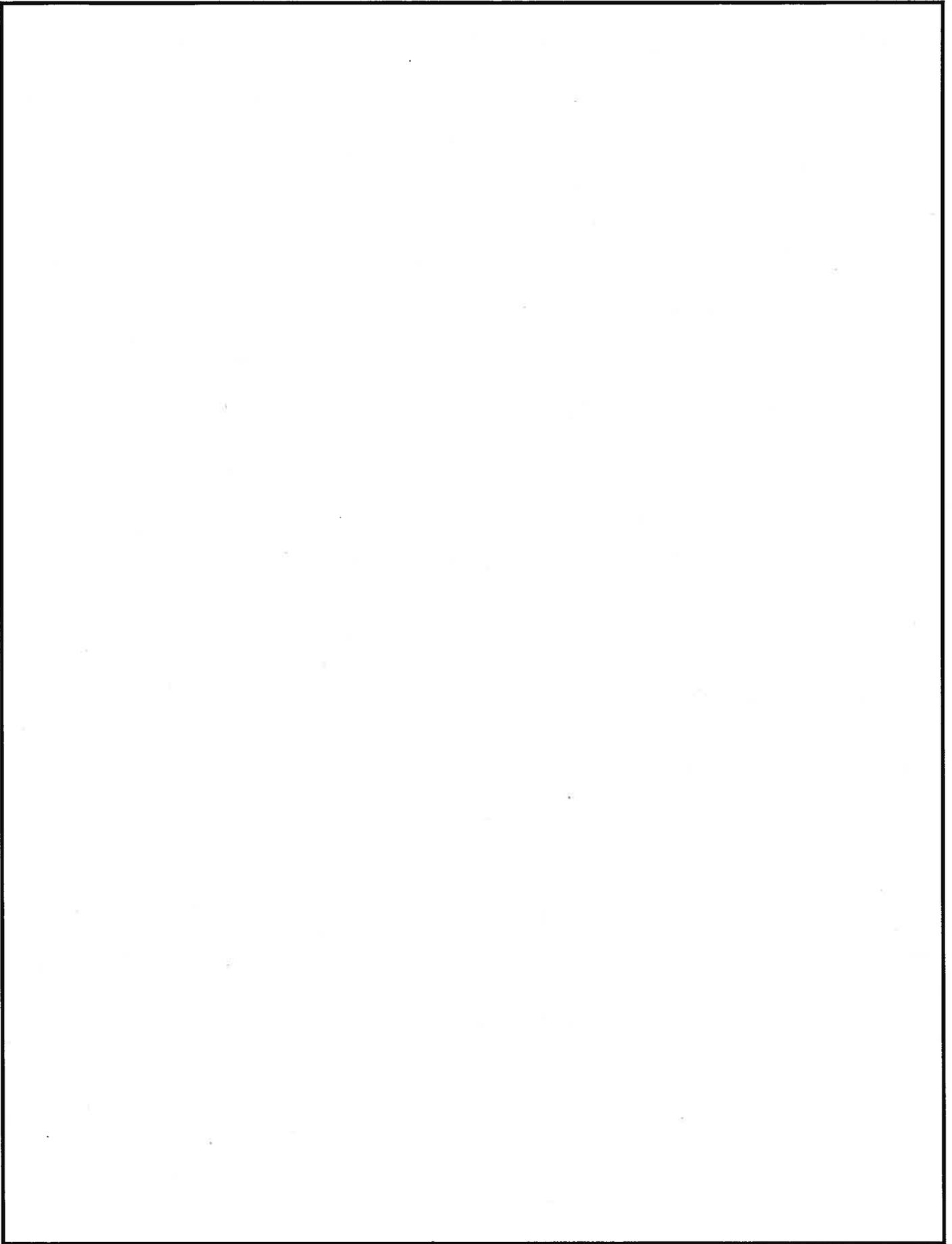


図 3-3 (96) 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の管理区域  
(低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF) 3階)

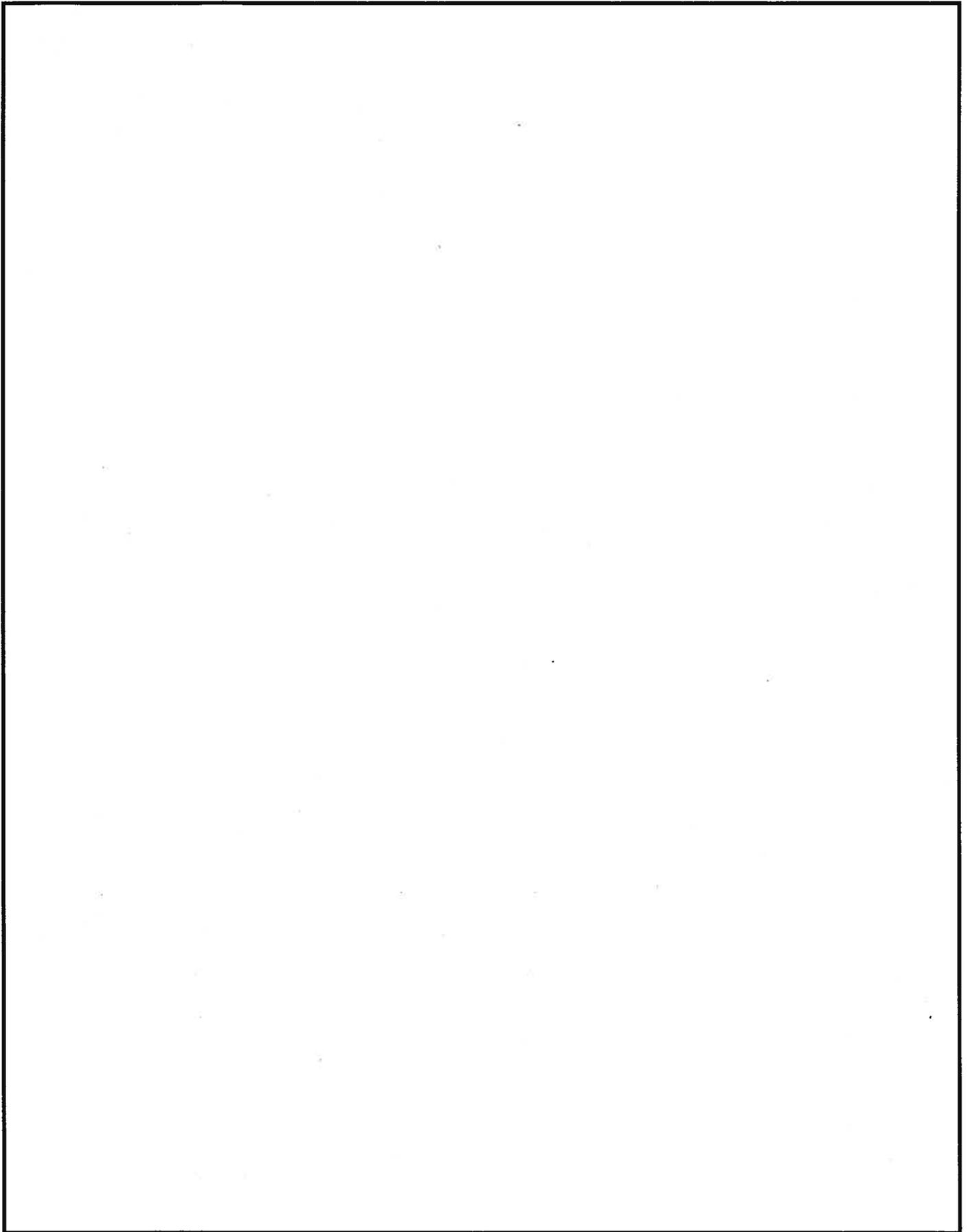


図 3-3 (97) 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の管理区域  
(低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF) 4階)

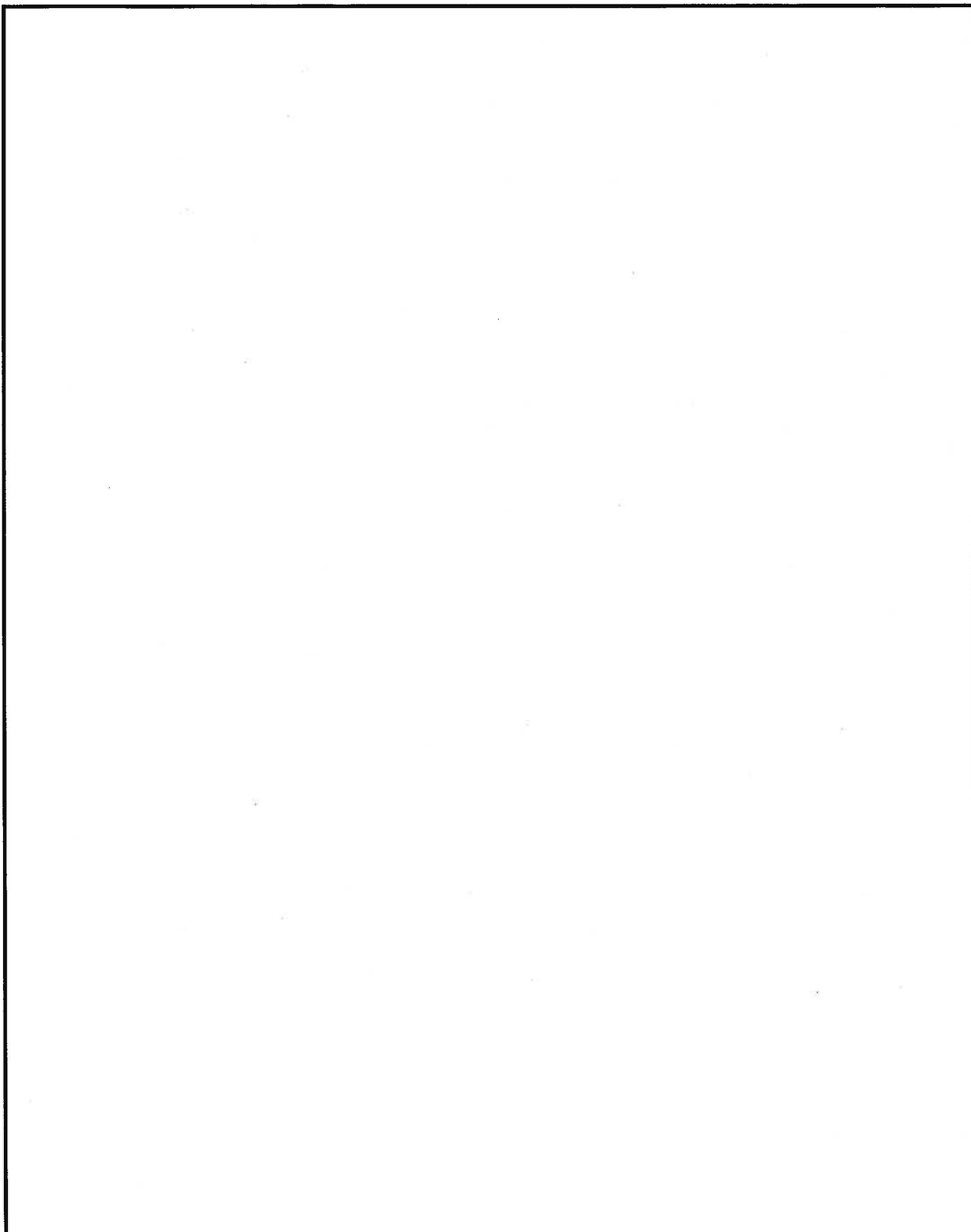


図 3-3 (98) 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の管理区域  
(低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF) 中 4 階)

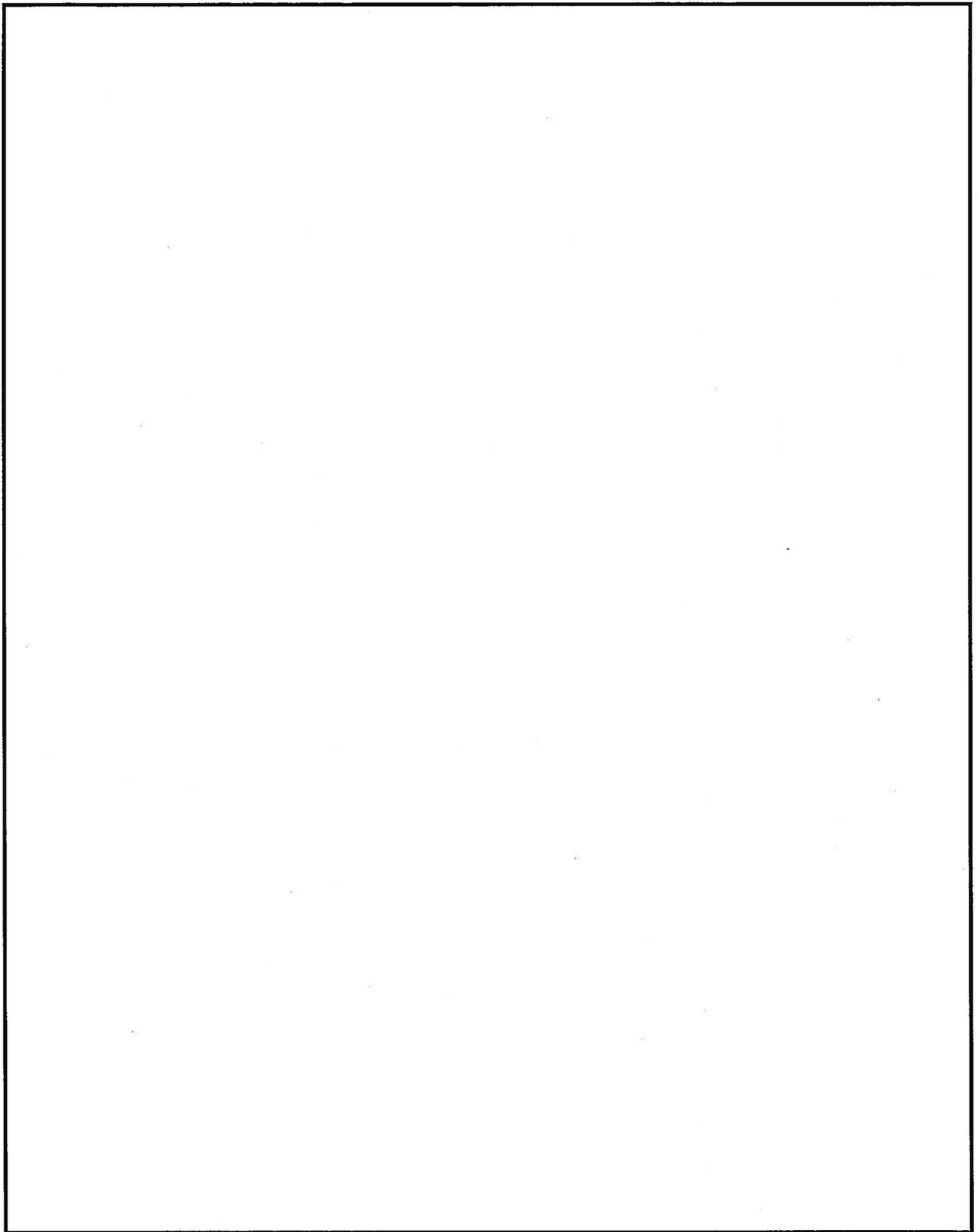


図 3-3 (99) 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の管理区域  
(低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF) 5階)

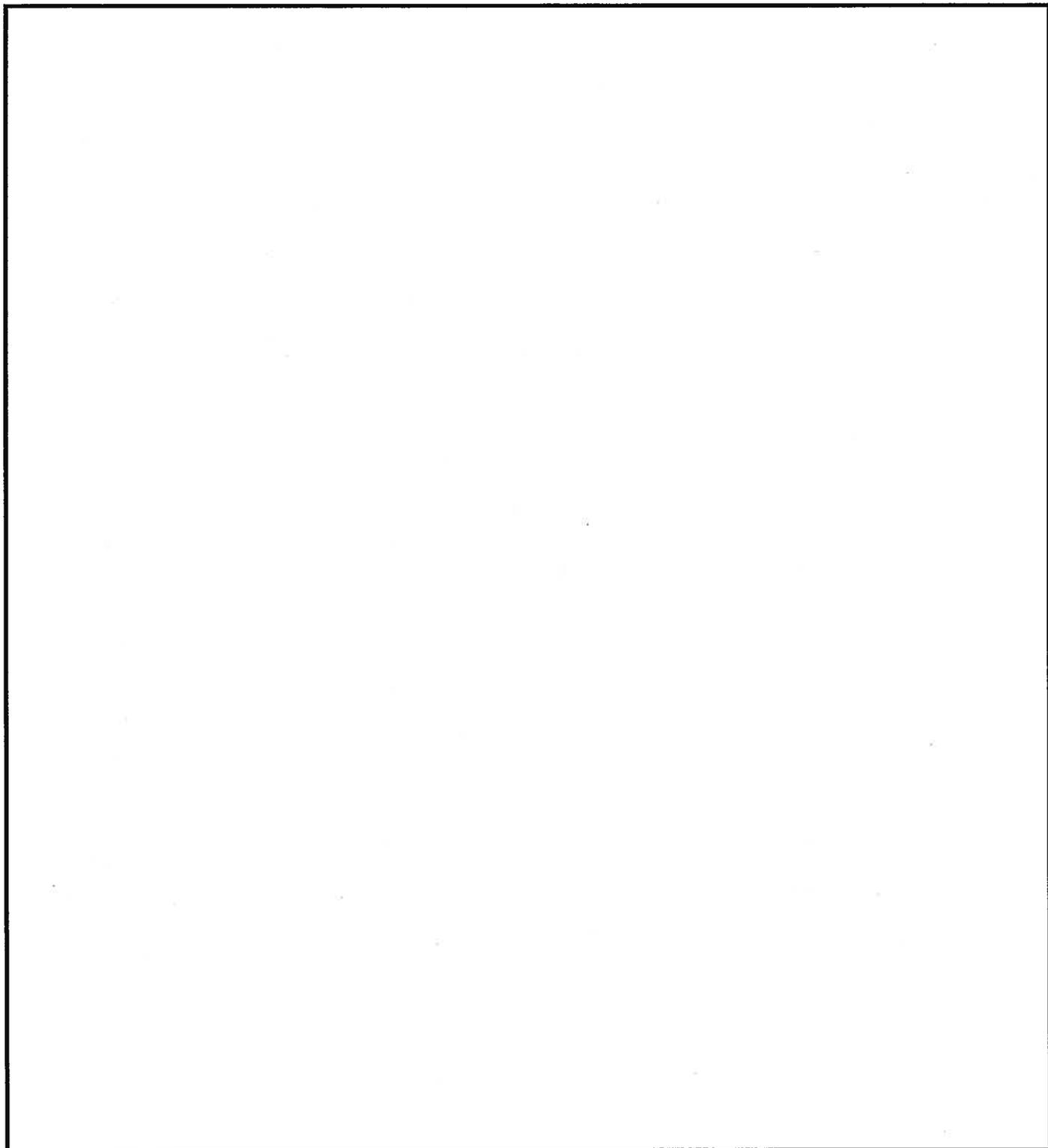


図 3-3 (100) アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1) の管理区域  
(アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1) 地下 2 階)

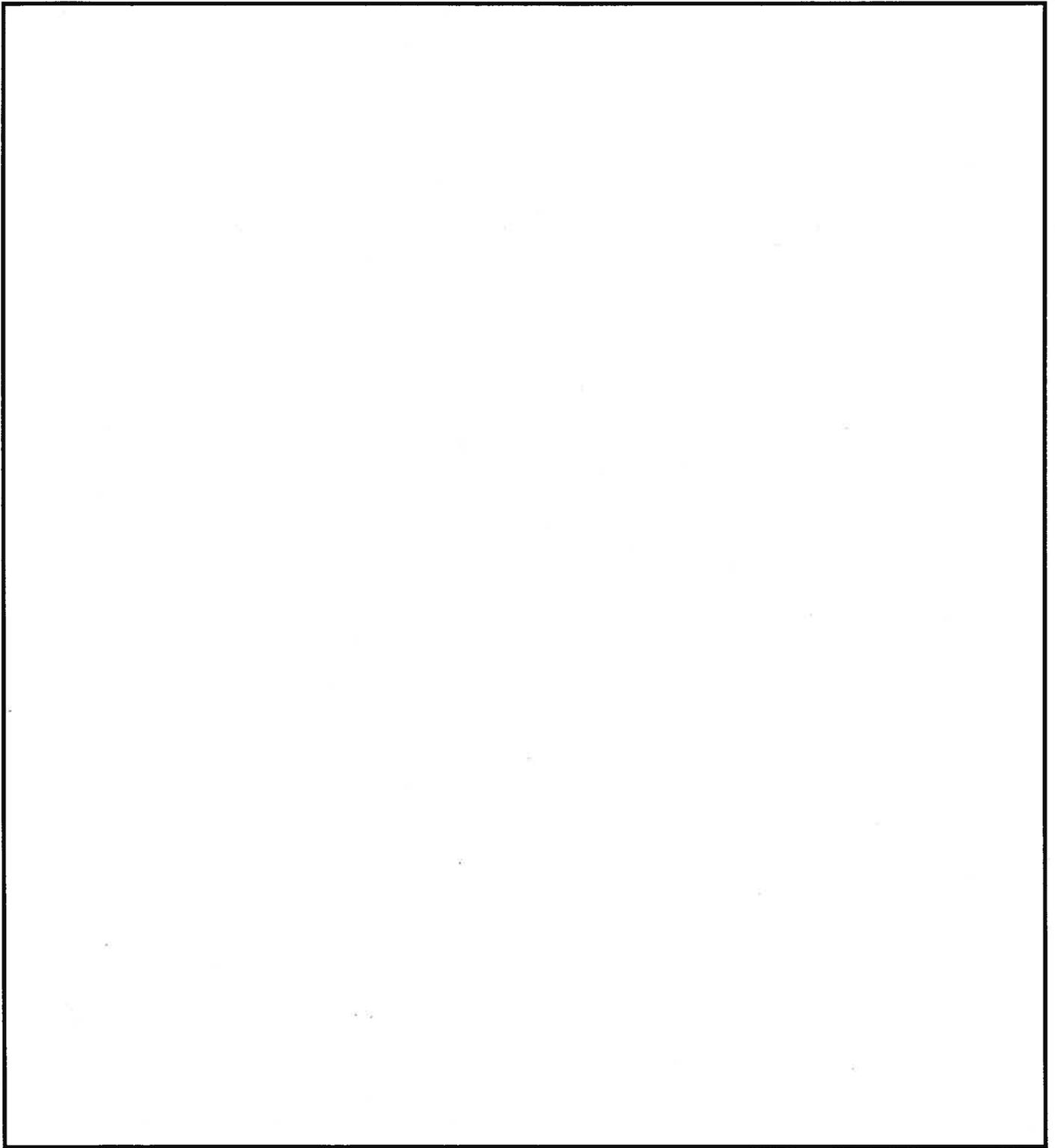


図 3-3 (101) アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1) の管理区域  
(アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1) 地下 1 階)

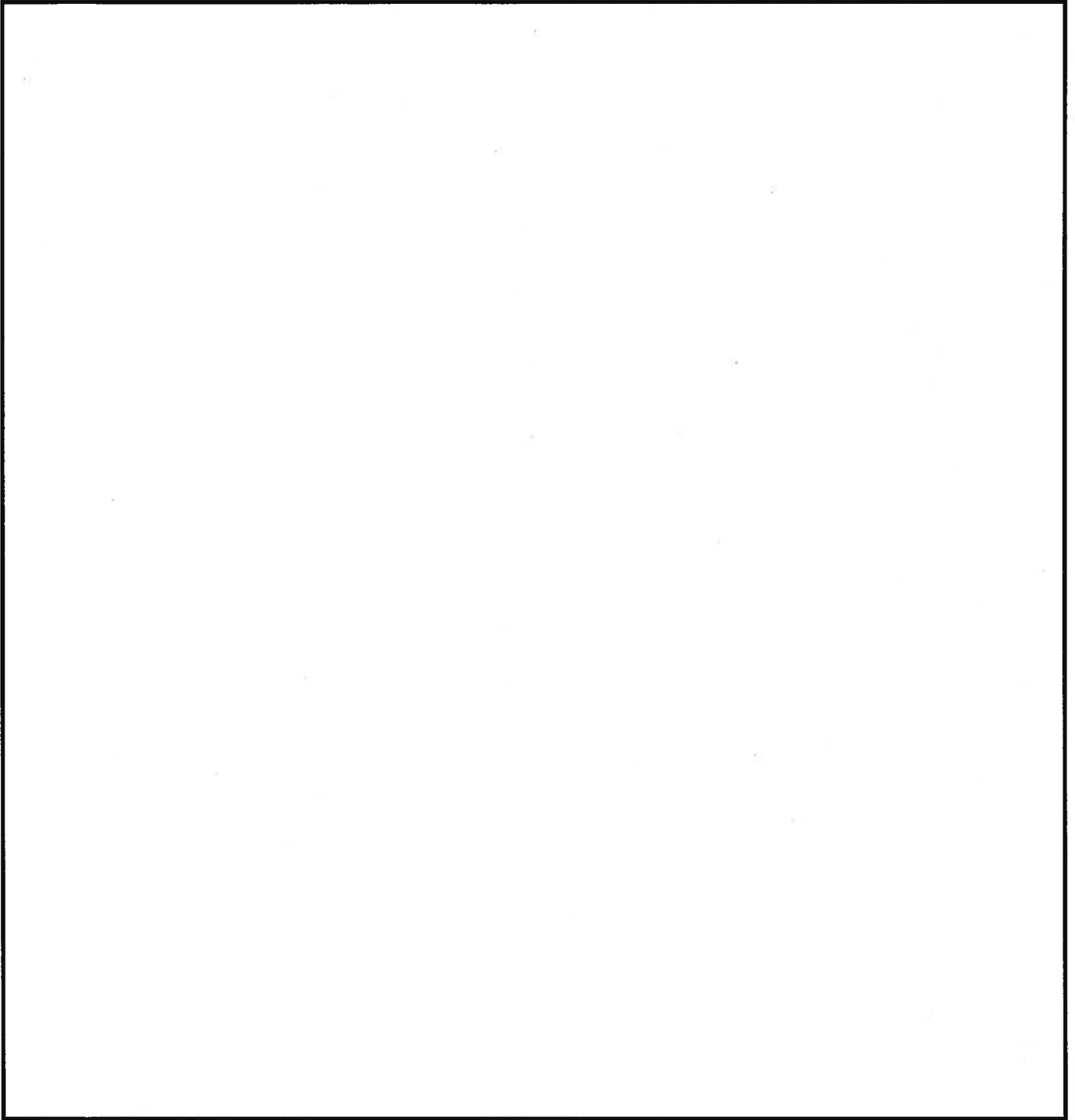


図 3-3 (102) アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1) の管理区域  
(アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1) 1 階)

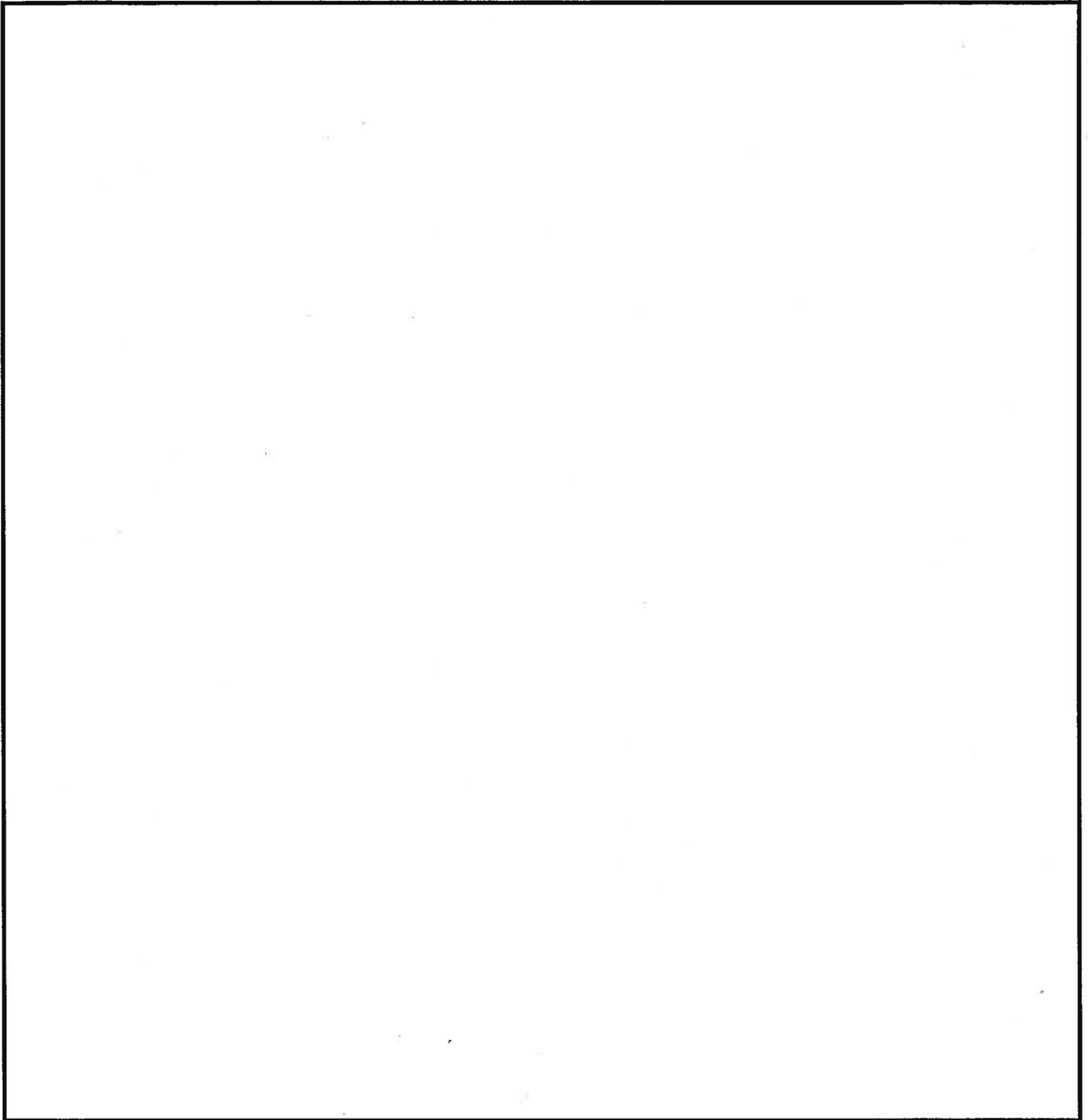


図 3-3 (103) アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1) の管理区域  
(アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1) 2 階)

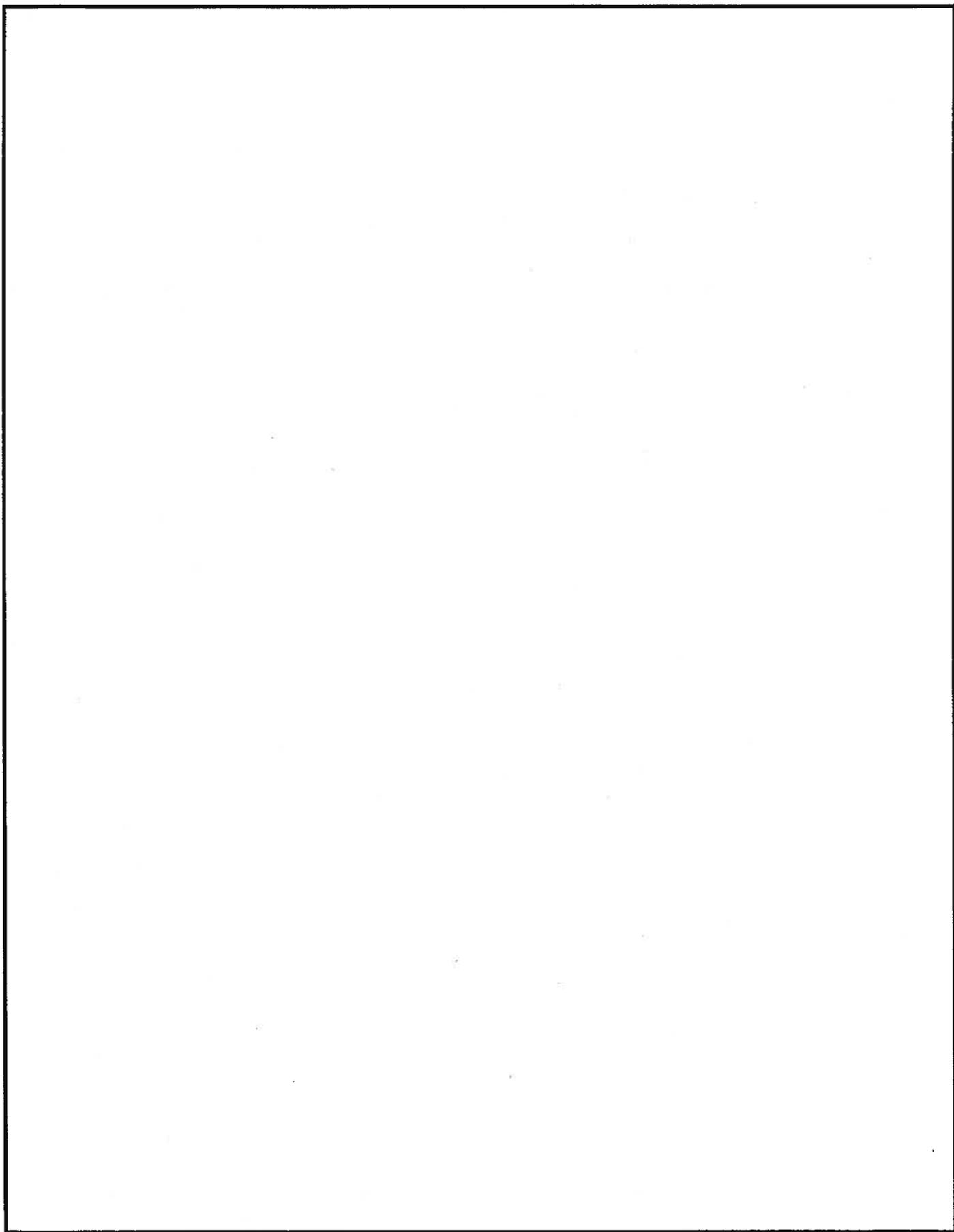


図 3-3 (104) アスファルト固化体貯蔵施設(AS1)の管理区域  
(アスファルト固化体貯蔵施設(AS1) 3階, 屋上)

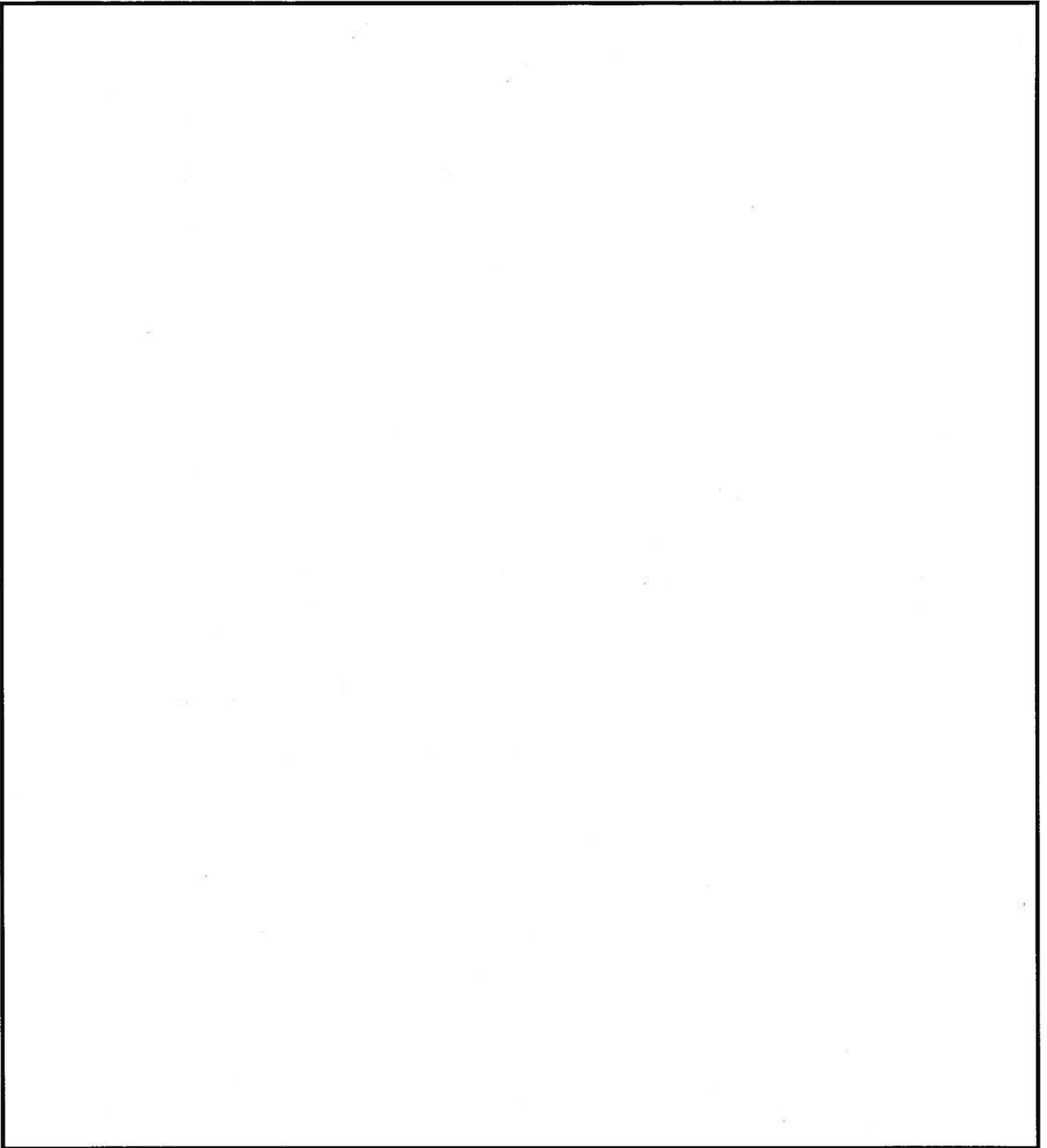


図 3-3 (105) 第二アスファルト固化体貯蔵施設(AS2)の管理区域  
(第二アスファルト固化体貯蔵施設(AS2) 地下1階, 地下2階)

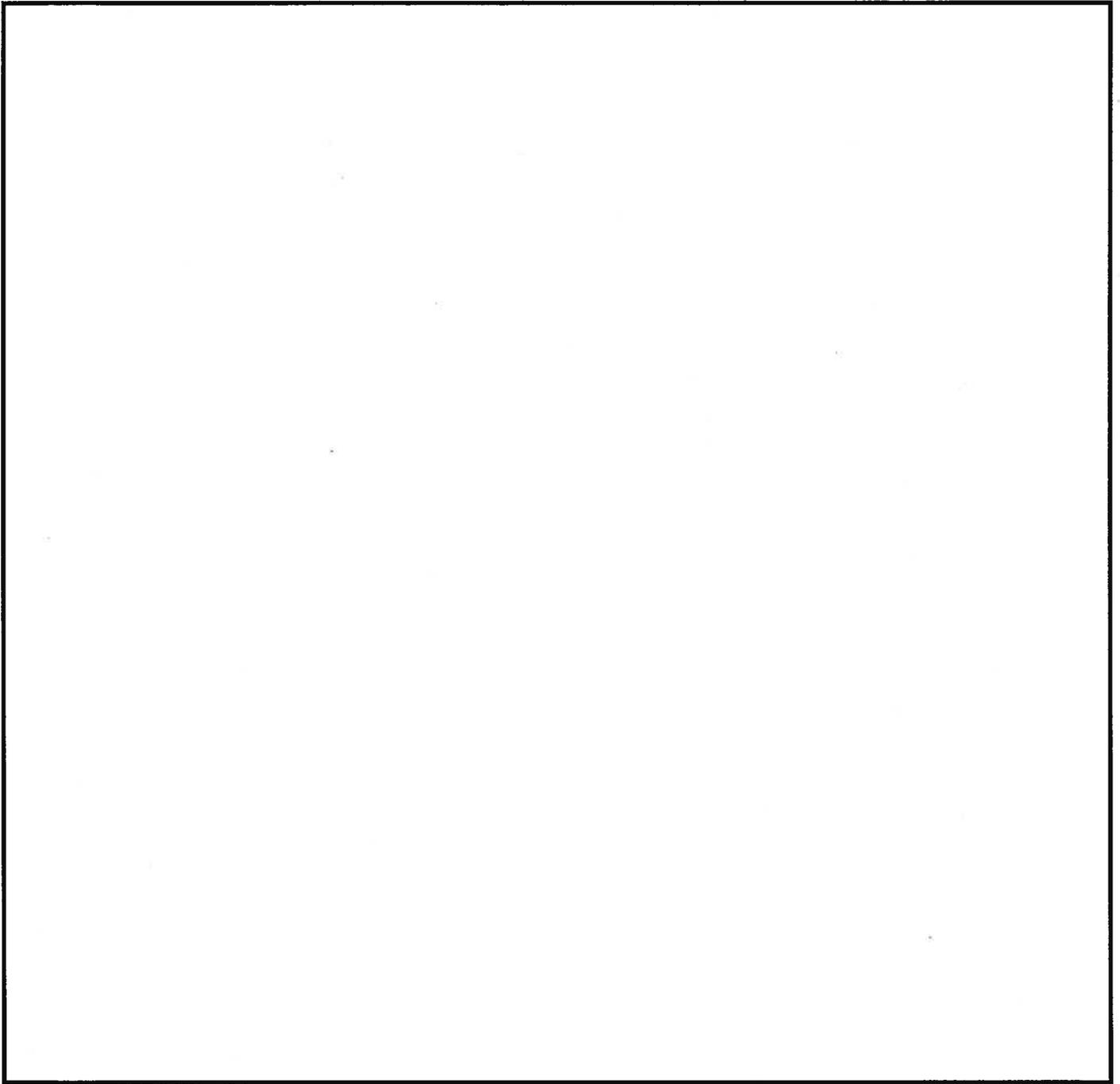


図 3-3 (106) 第二アスファルト固化体貯蔵施設(AS2)の管理区域  
(第二アスファルト固化体貯蔵施設(AS2) 1階)

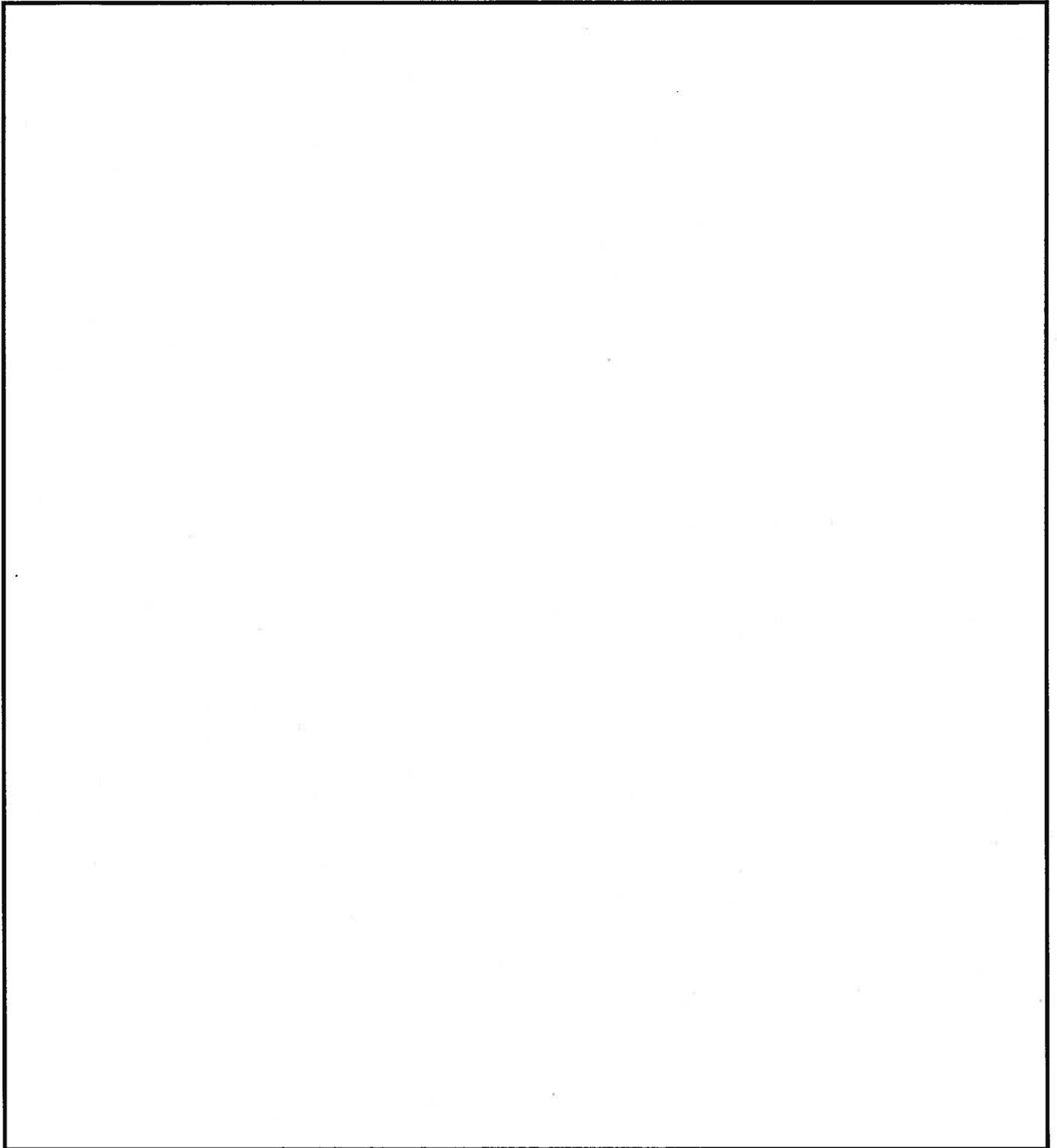


図 3-3 (107) 第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2) の管理区域  
(第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2) 2 階)

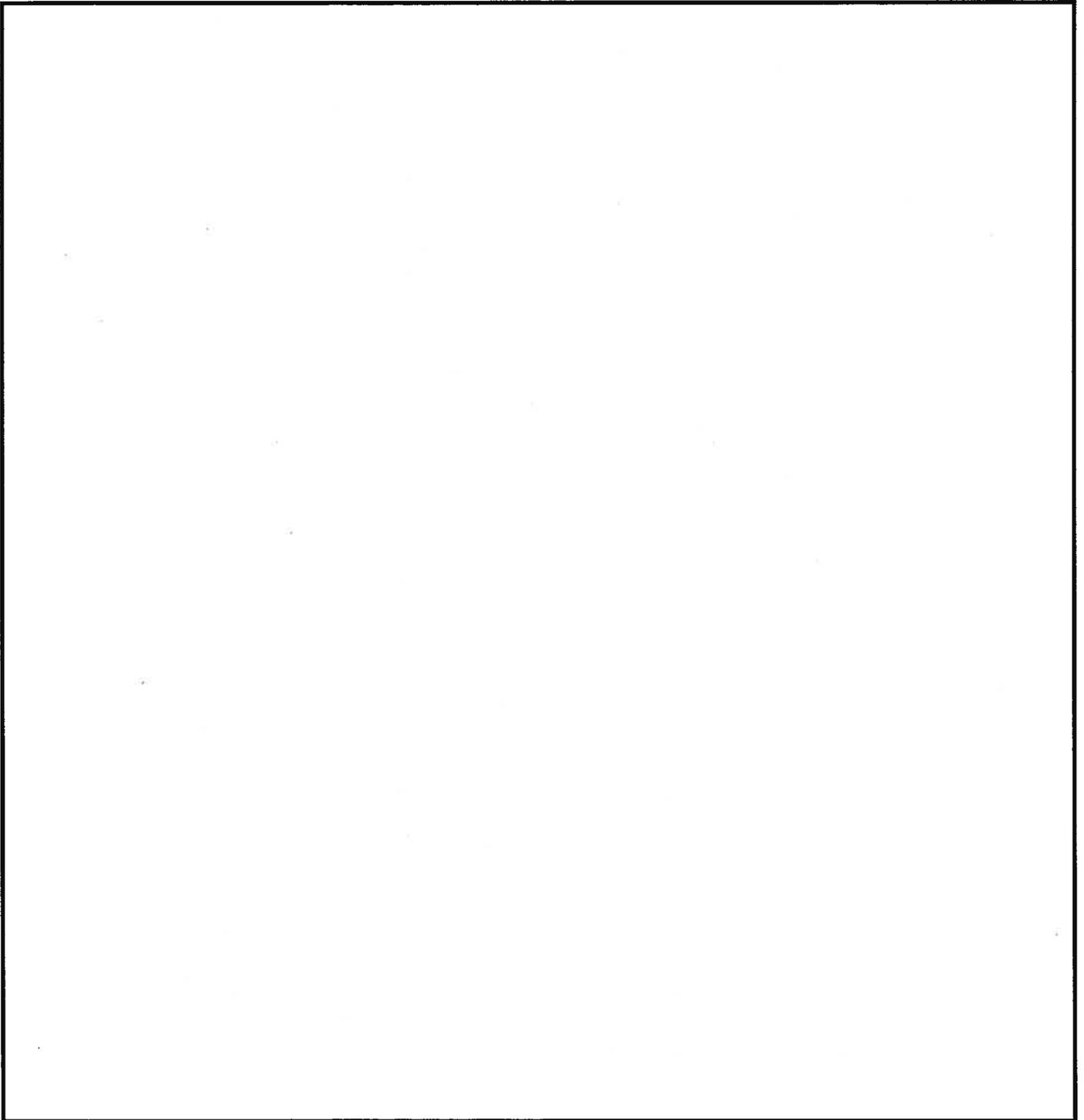


図 3-3 (108) 第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2) の管理区域  
(第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2) 中 2 階)

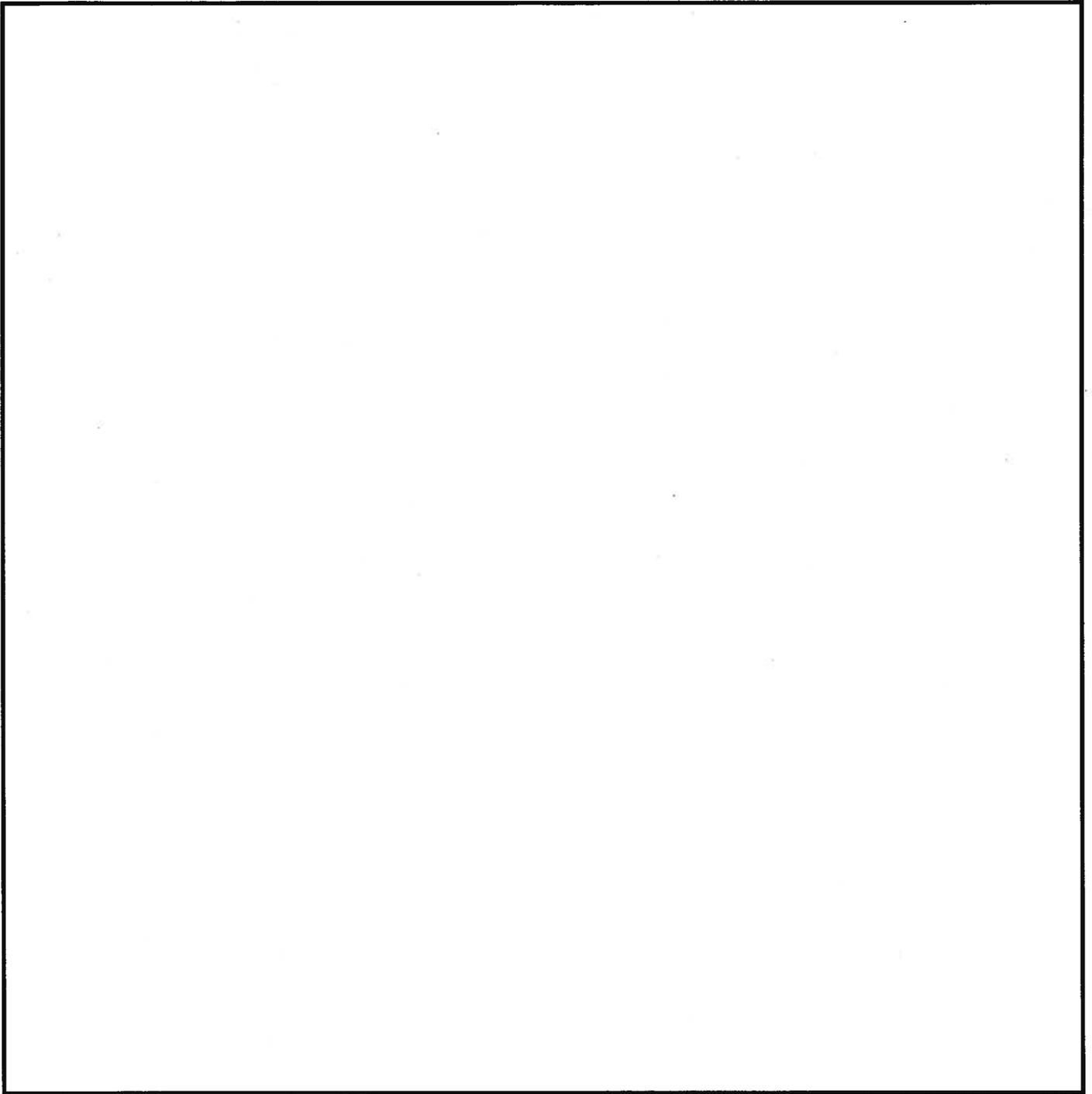


図 3-3 (109) 第二アスファルト固化体貯蔵施設(AS2)の管理区域  
(第二アスファルト固化体貯蔵施設(AS2) 3階)

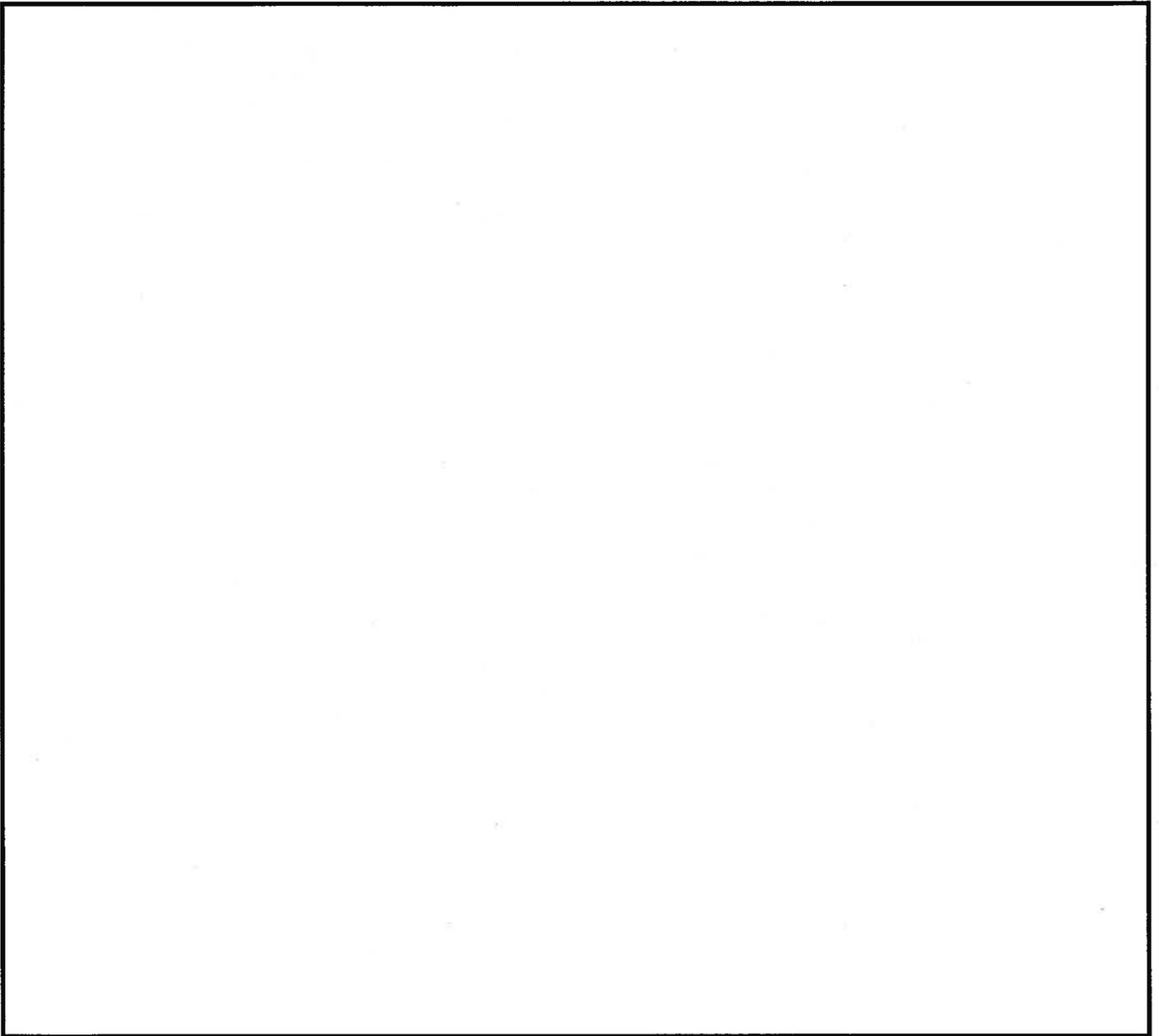


図 3-3 (110) 第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2) の管理区域  
(第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2) 屋上)

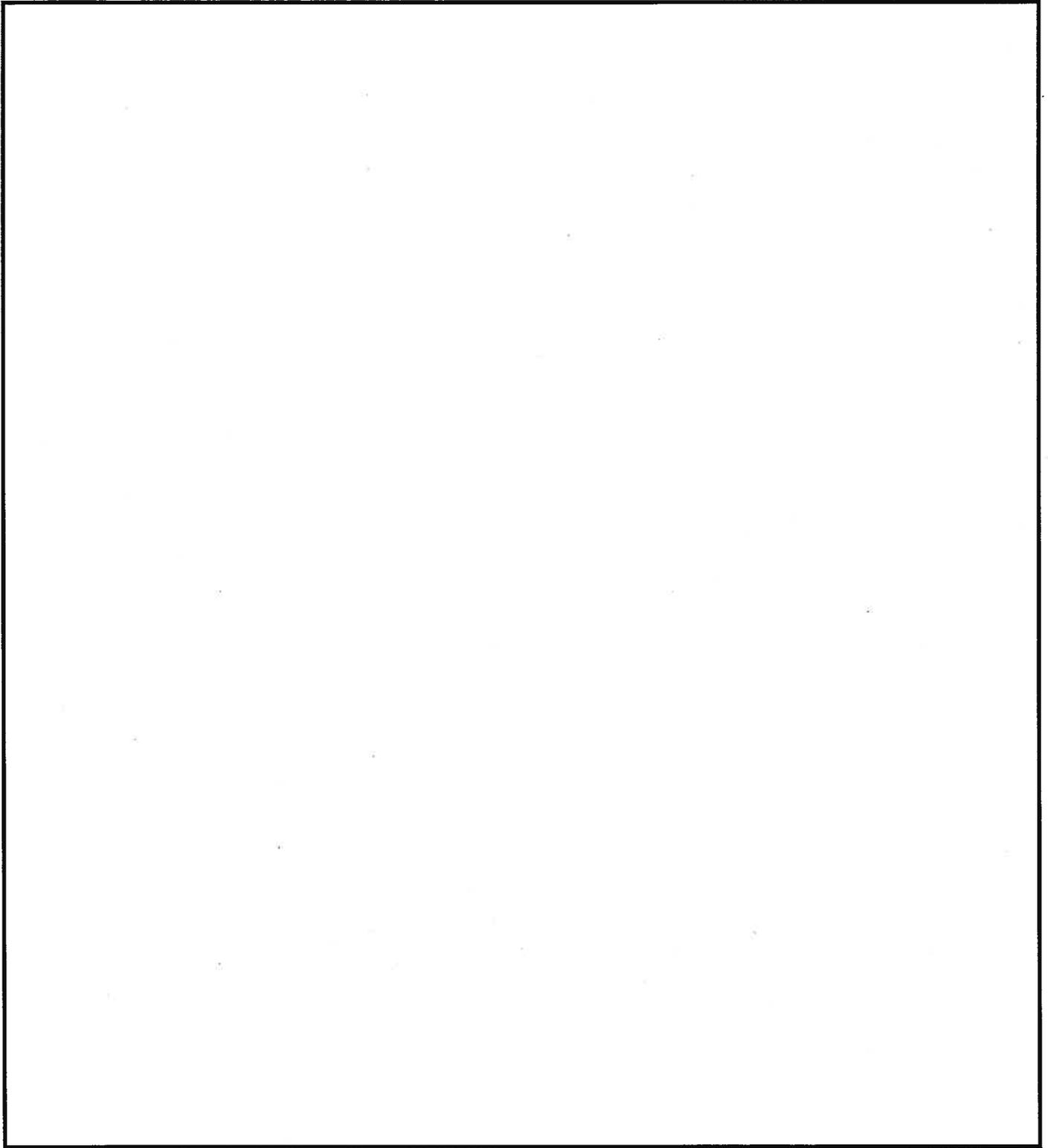


図 3-3 (111) 焼却施設(IF)の管理区域  
(焼却施設(IF) 地下1階)

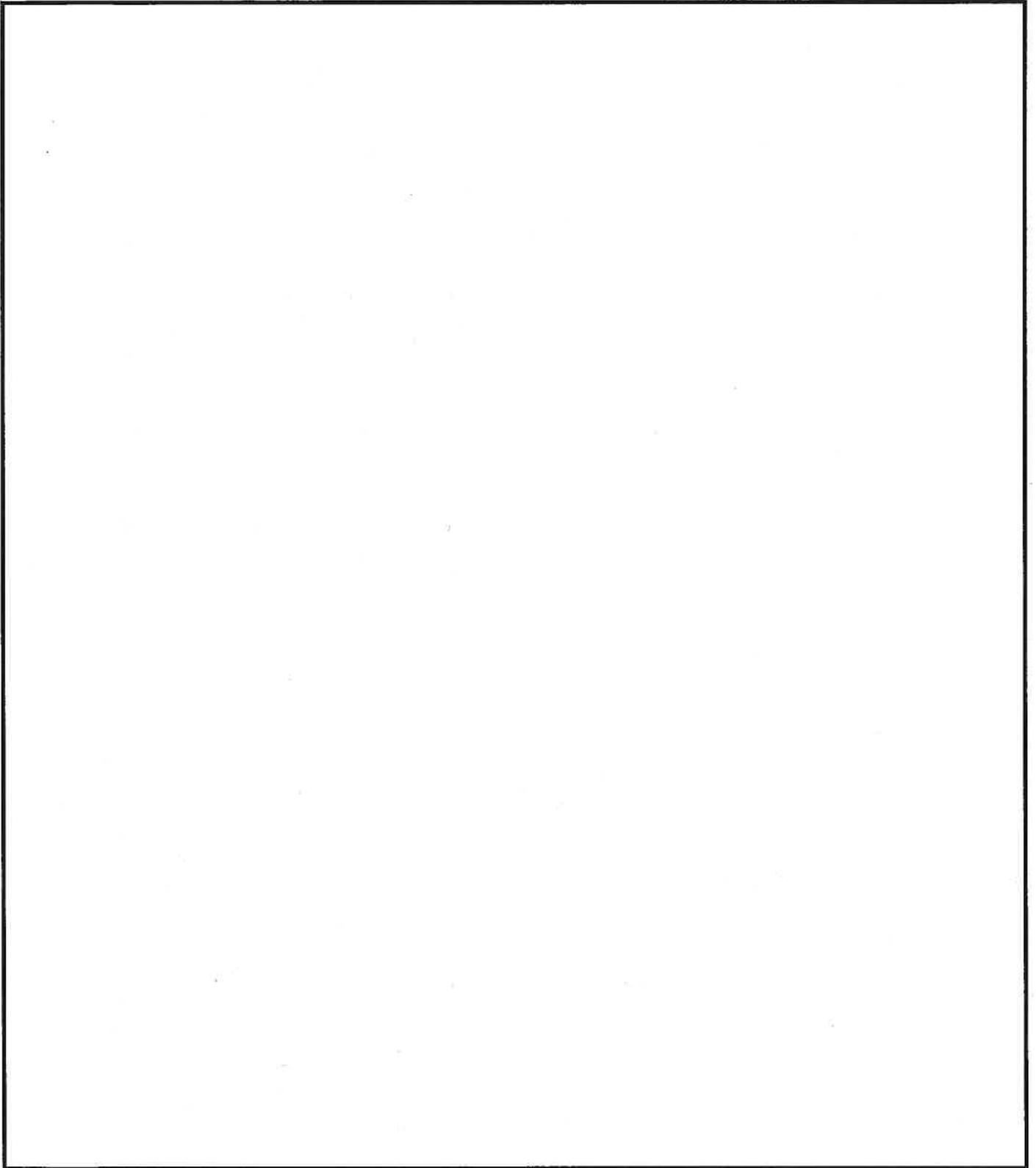


図 3-3 (112) 焼却施設(IF)の管理区域  
(焼却施設(IF) 1階)

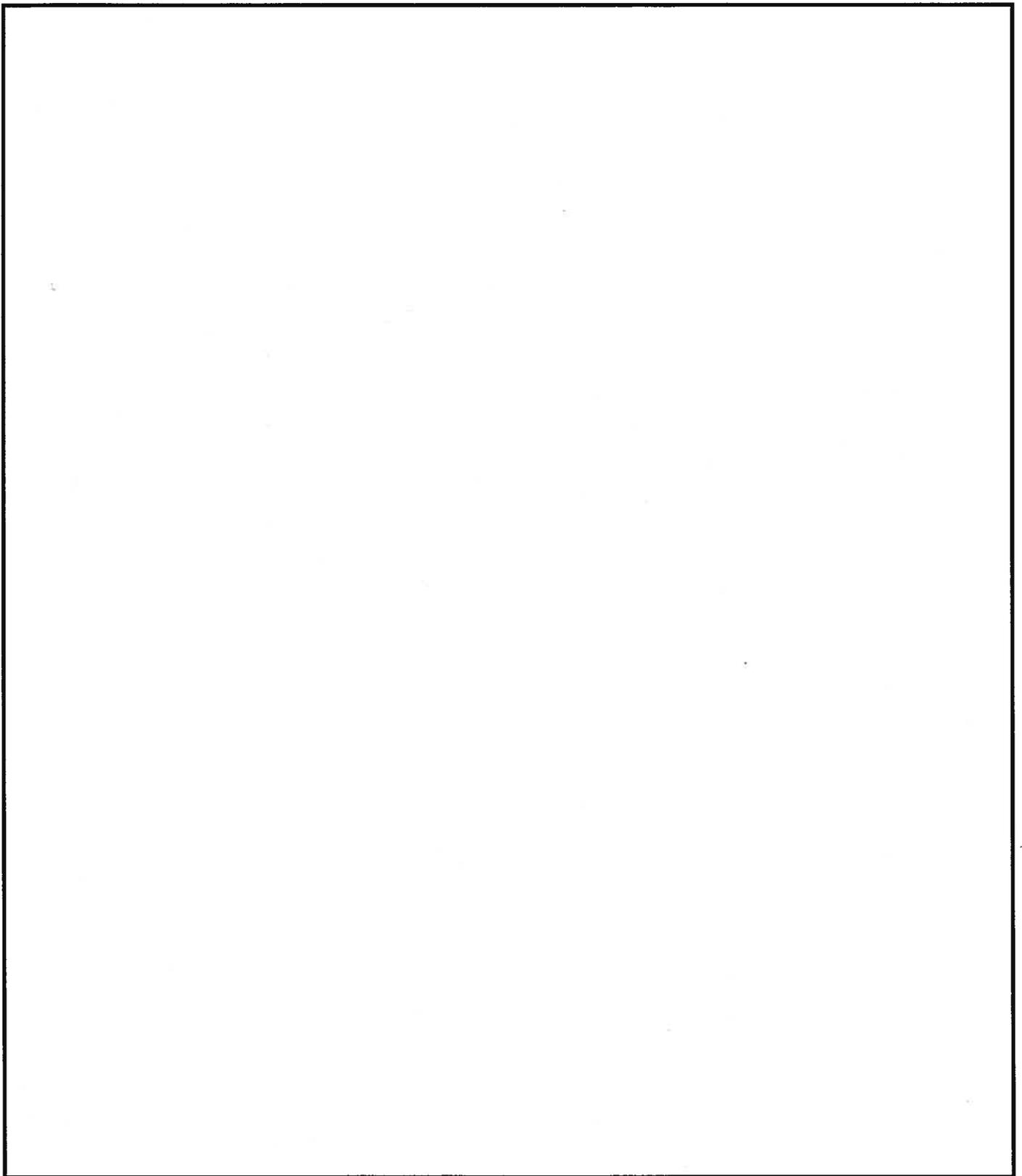


図 3-3 (113) 焼却施設(IF)の管理区域  
(焼却施設(IF) 2階)

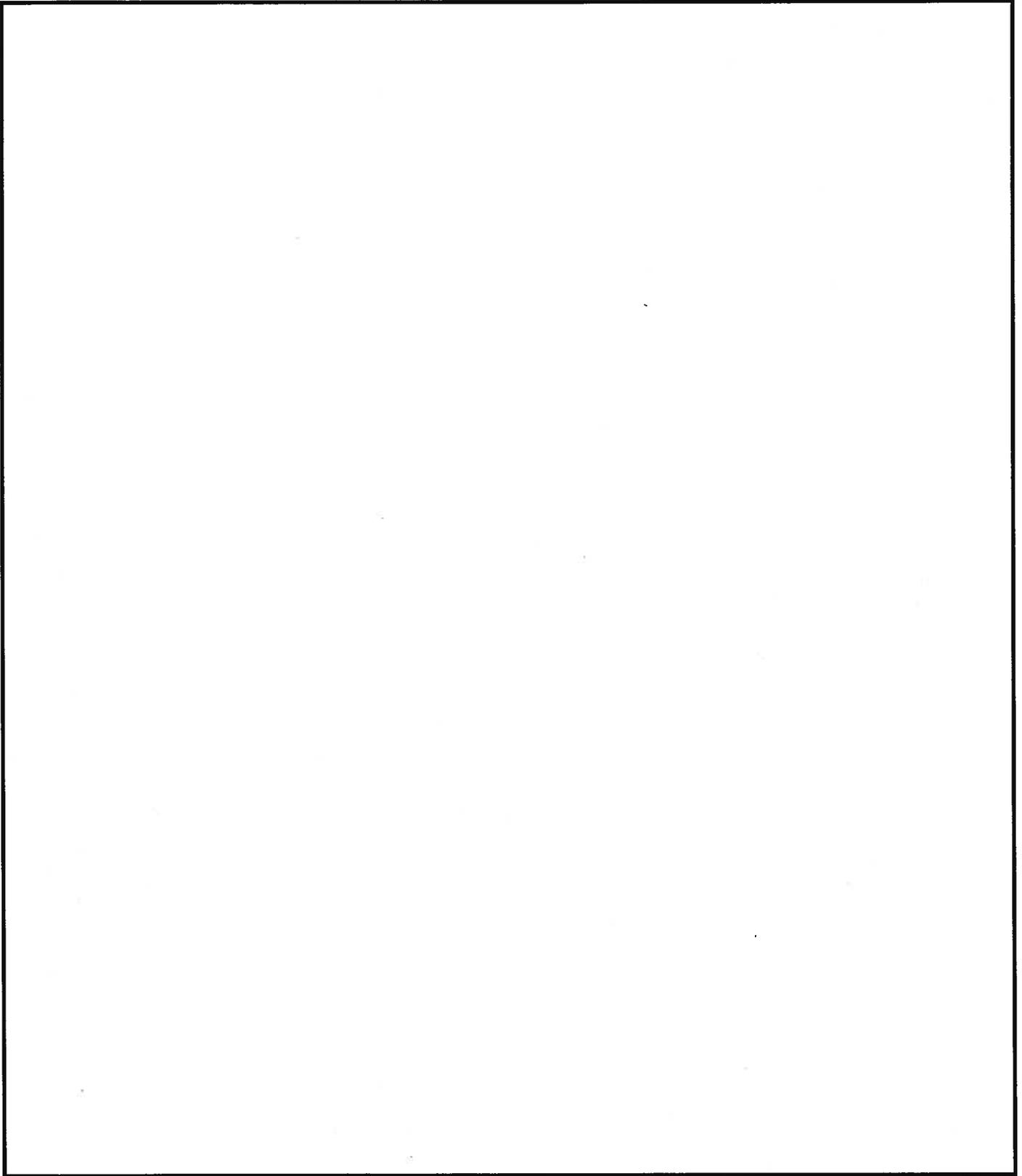


図 3-3 (114) 焼却施設(IF)の管理区域  
(焼却施設(IF) 3階)

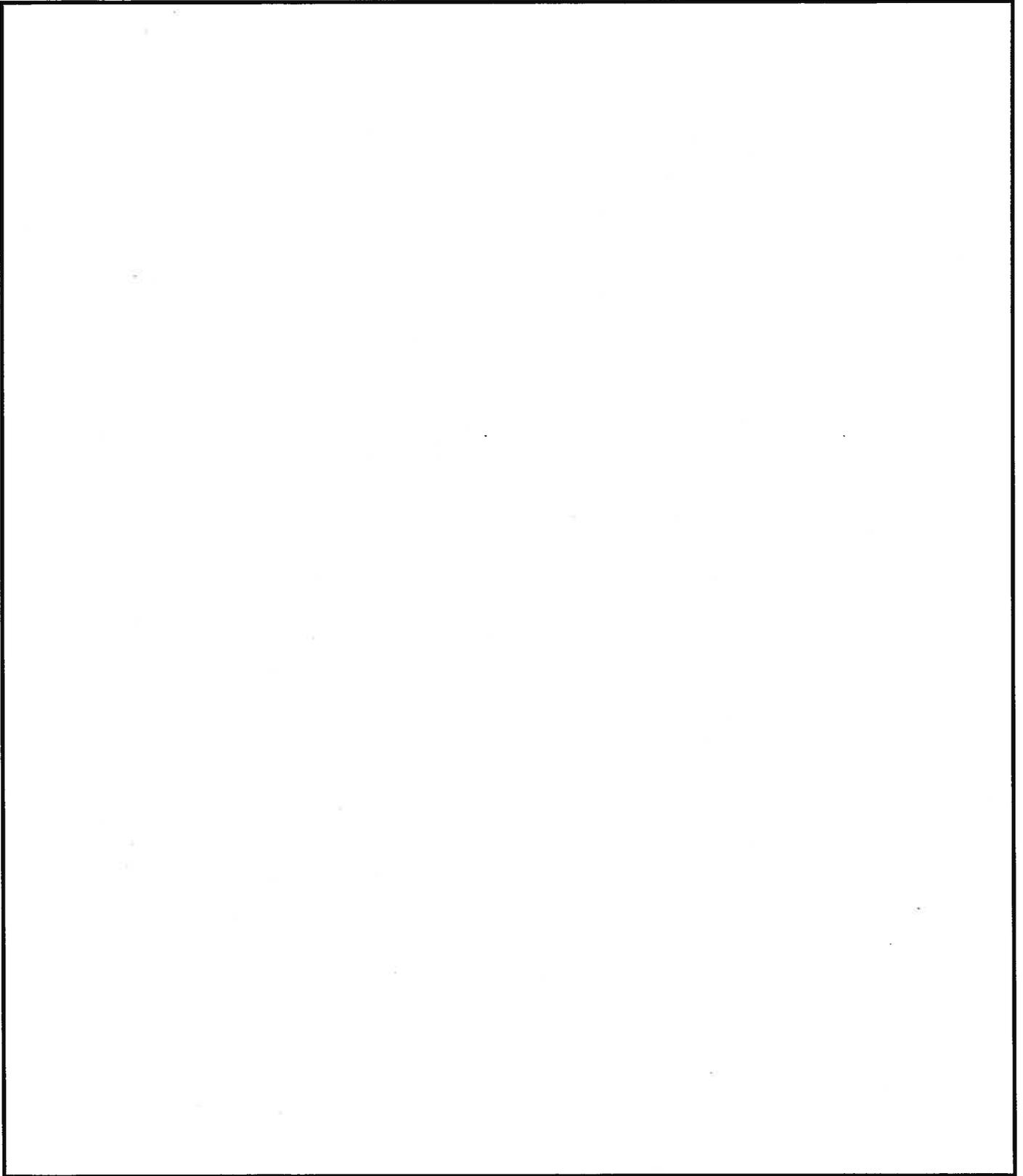


図 3-3 (115) 焼却施設(IF)の管理区域  
(焼却施設(IF) 4階)

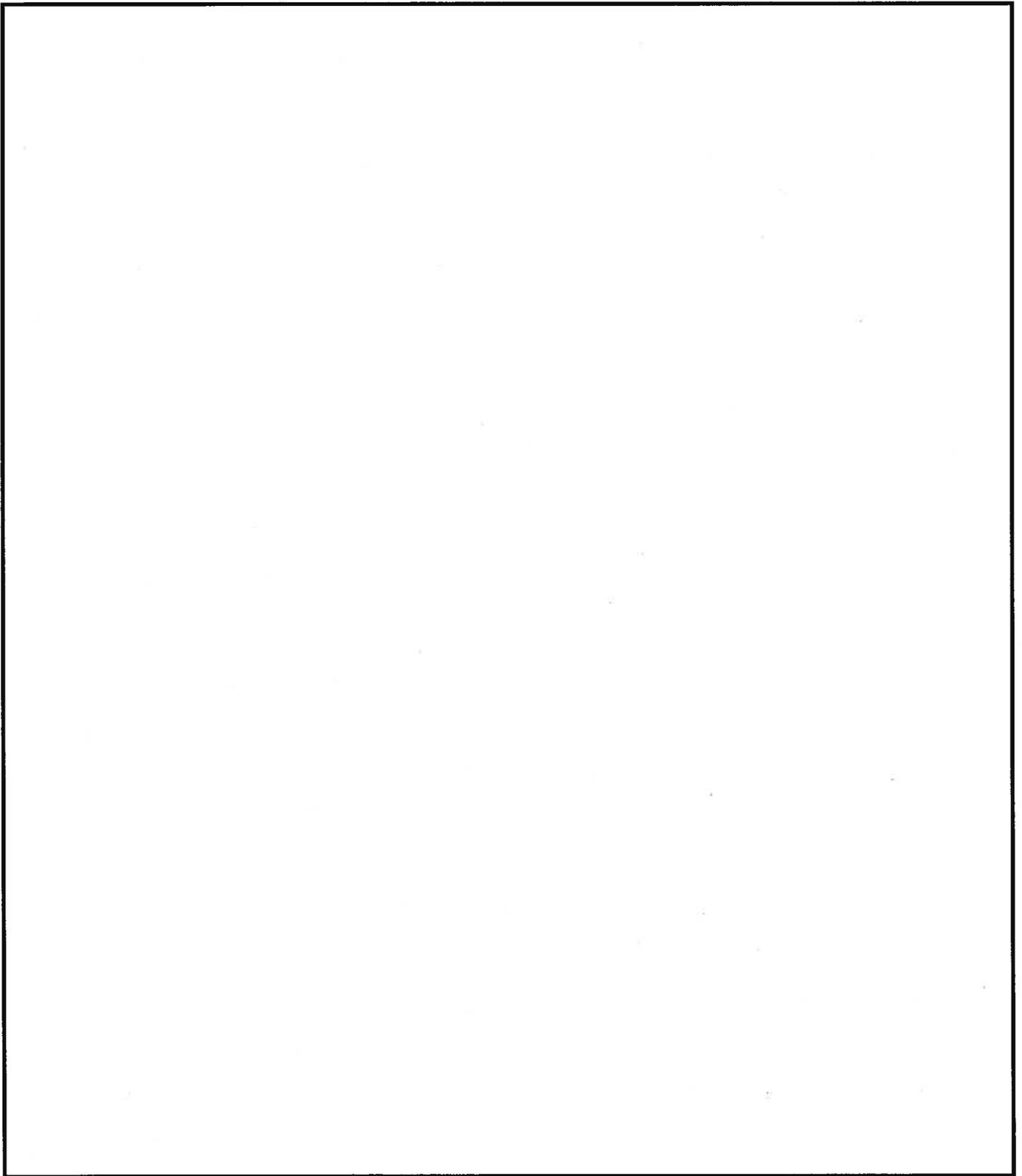


図 3-3 (116) 焼却施設(IF)の管理区域  
(焼却施設(IF) 5階)

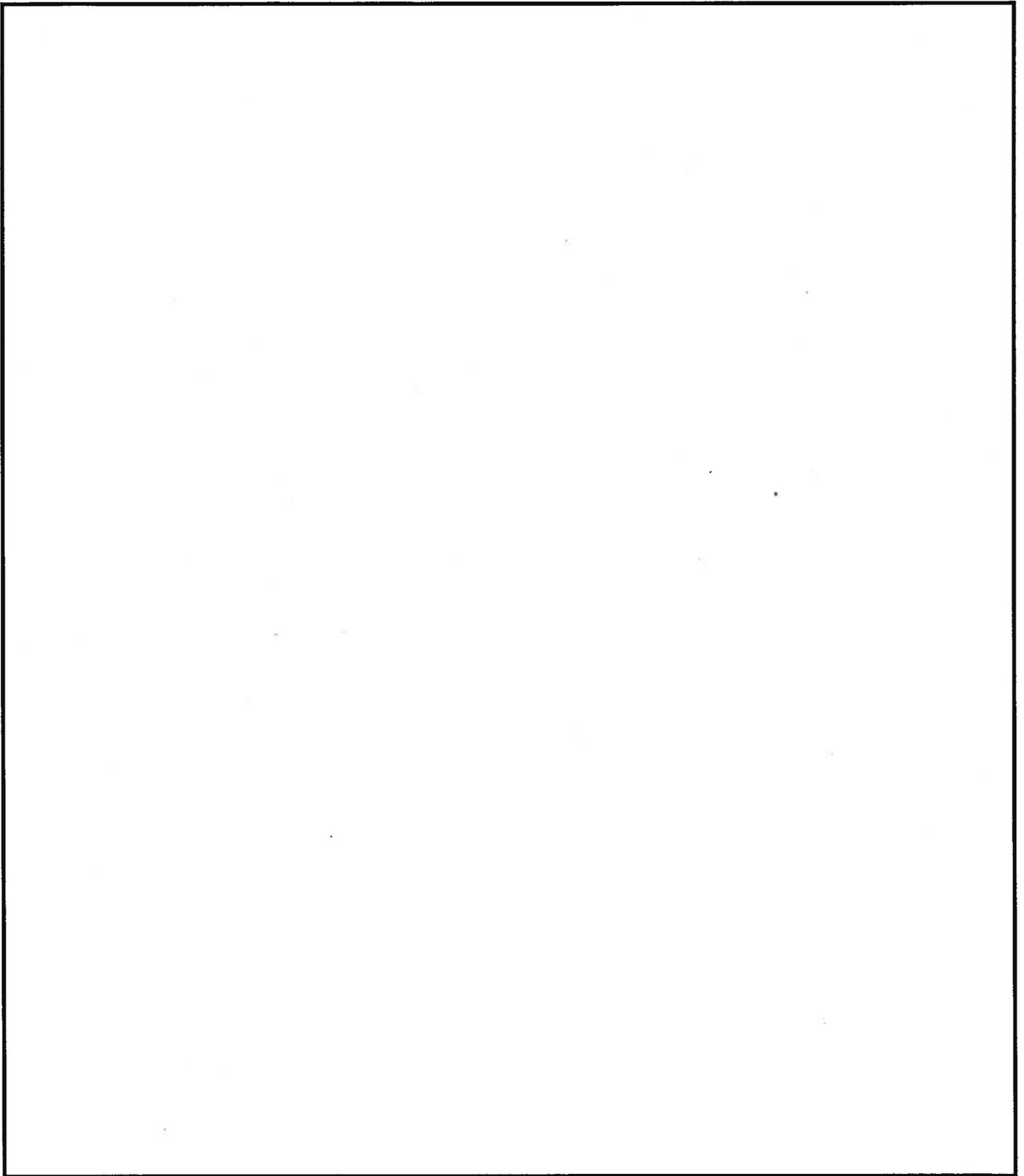


図 3-3 (117) 焼却施設(IF)の管理区域  
(焼却施設(IF) 6階)

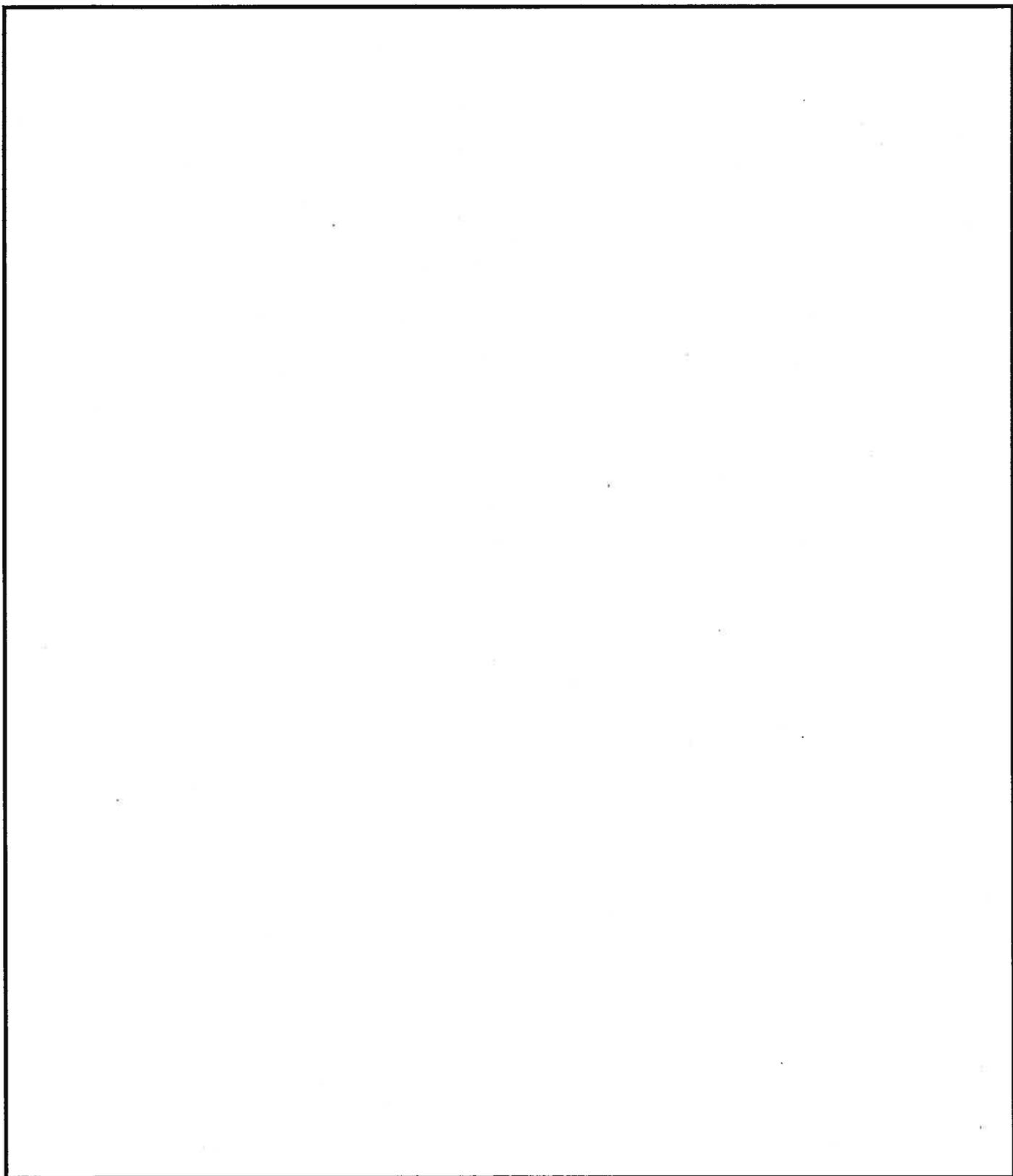


図 3-3 (118) 第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS)の管理区域  
(第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS) 地下1階)

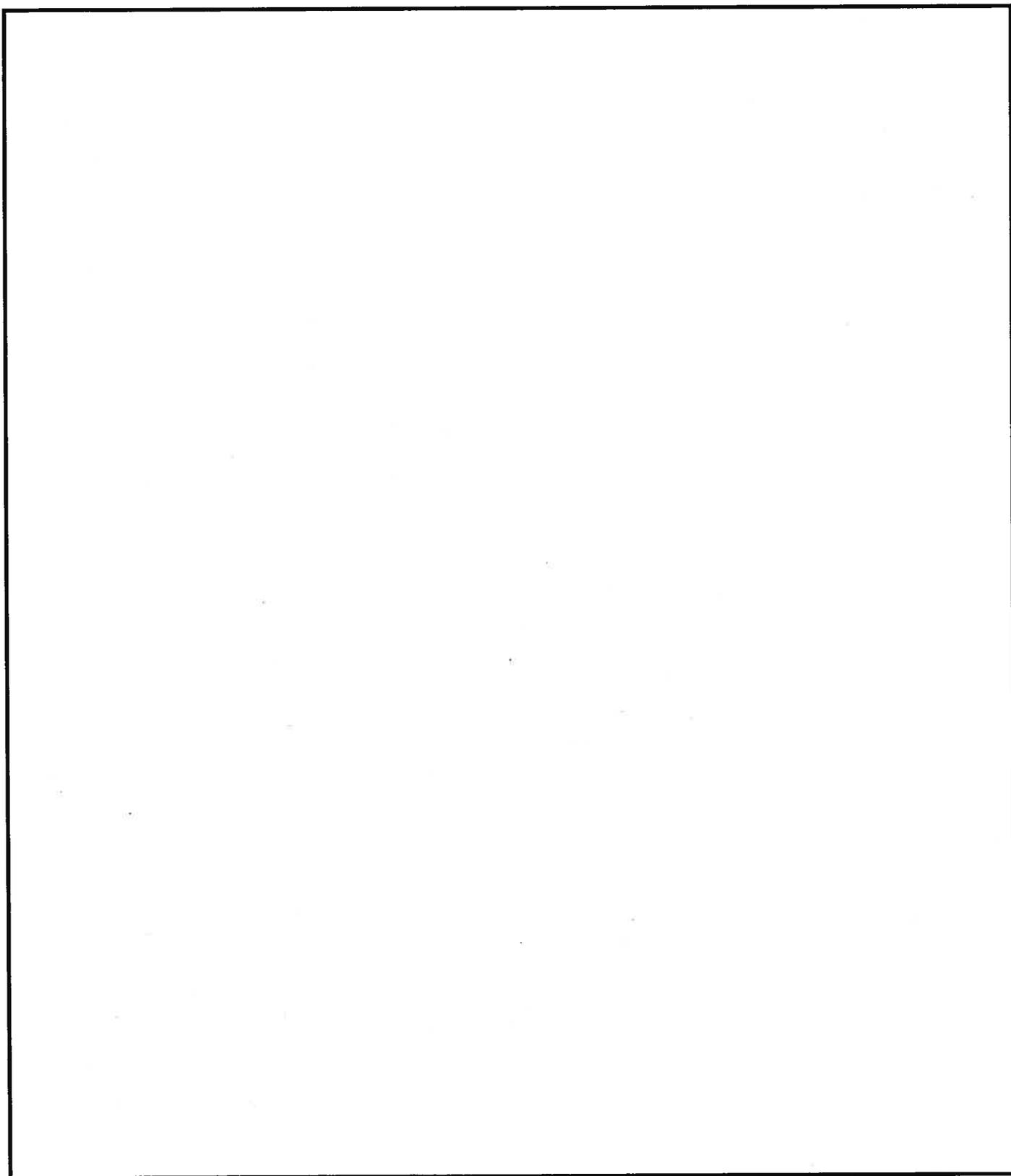


図 3-3 (119) 第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS)の管理区域  
(第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS) 1階)

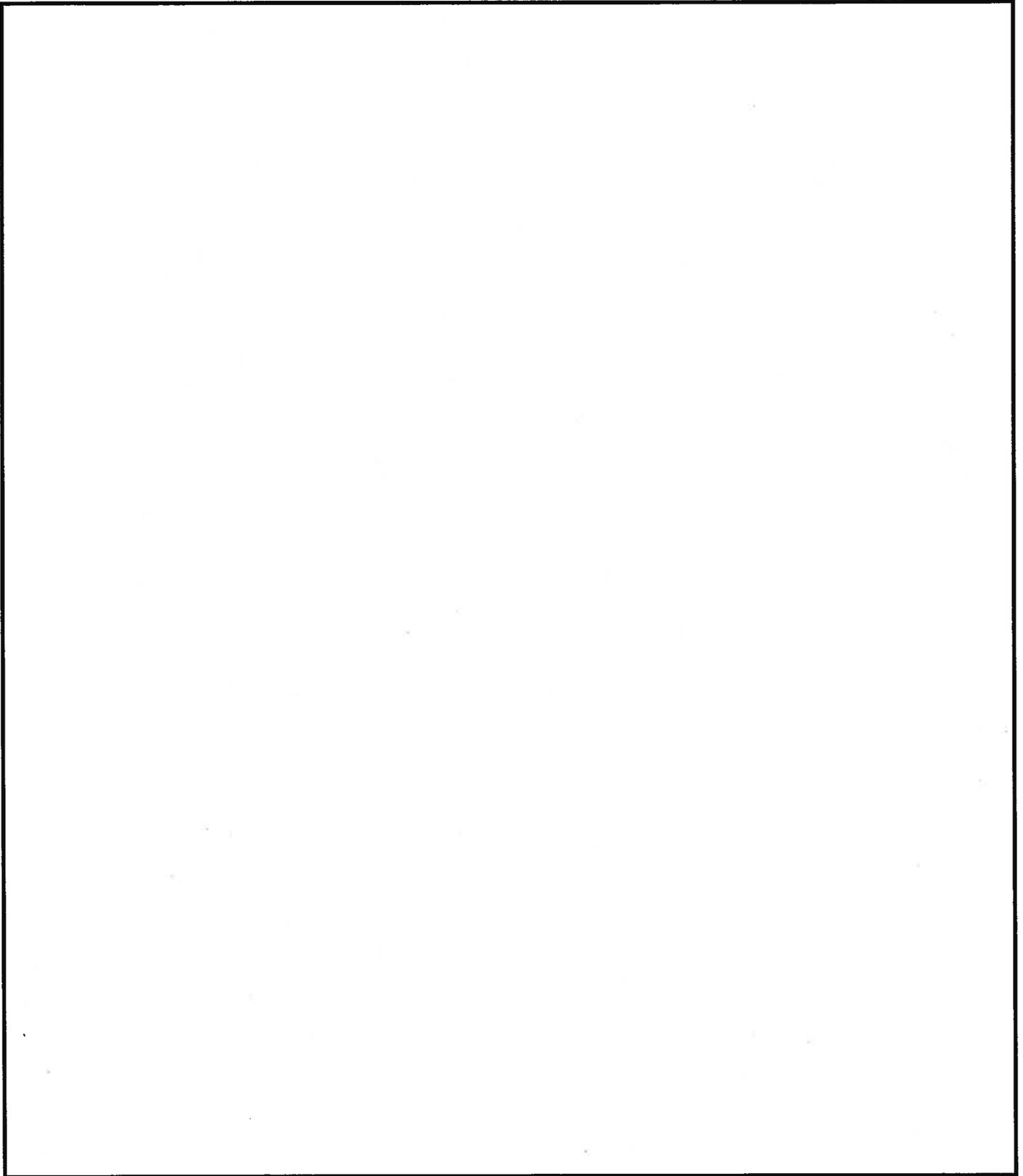


図 3-3 (120) 第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS)の管理区域  
(第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS) 2階)

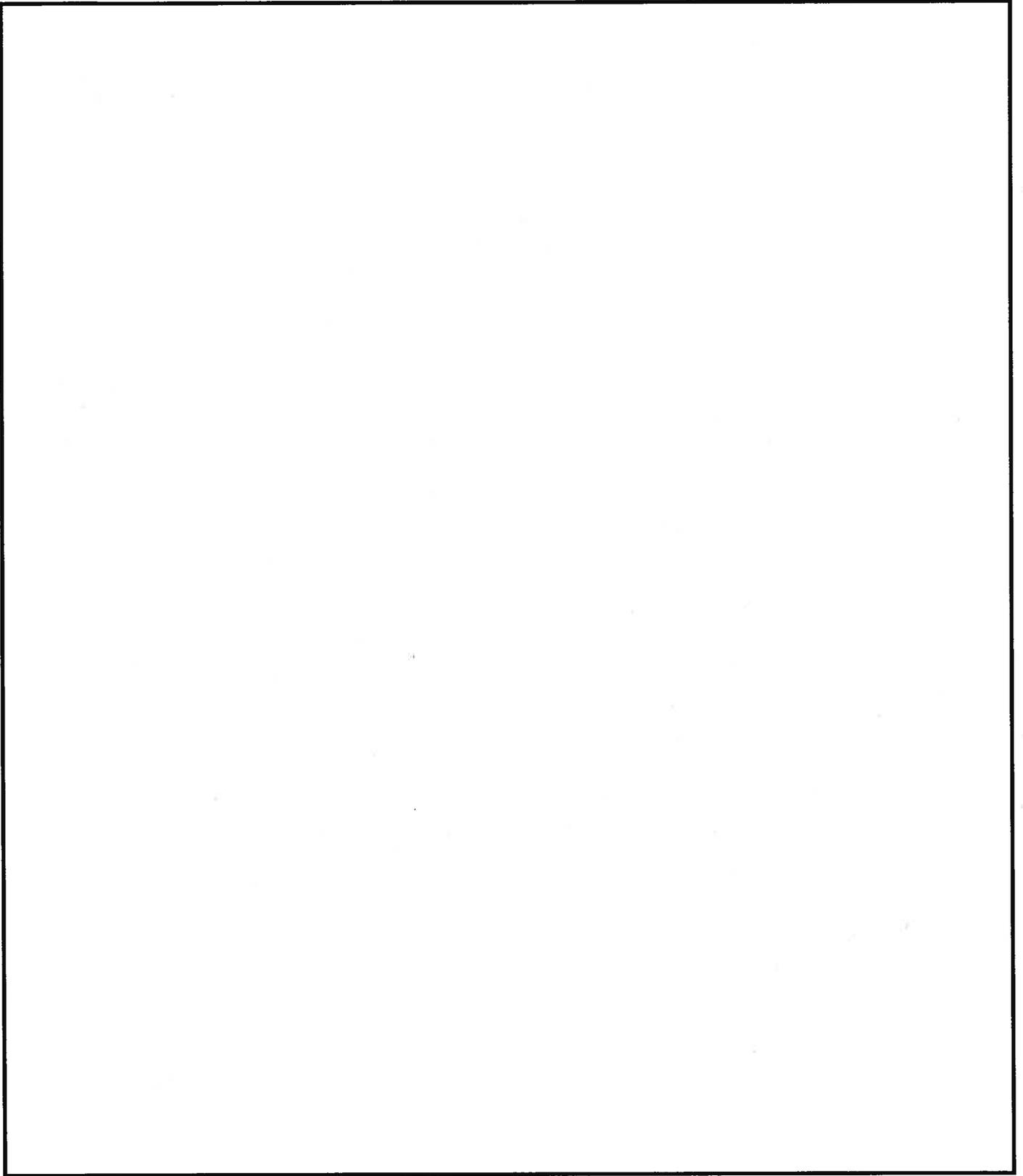


図 3-3 (121) 第一低放射性固体廃棄物貯蔵場 (1LASWS) の管理区域  
(第一低放射性固体廃棄物貯蔵場 (1LASWS) 3 階)

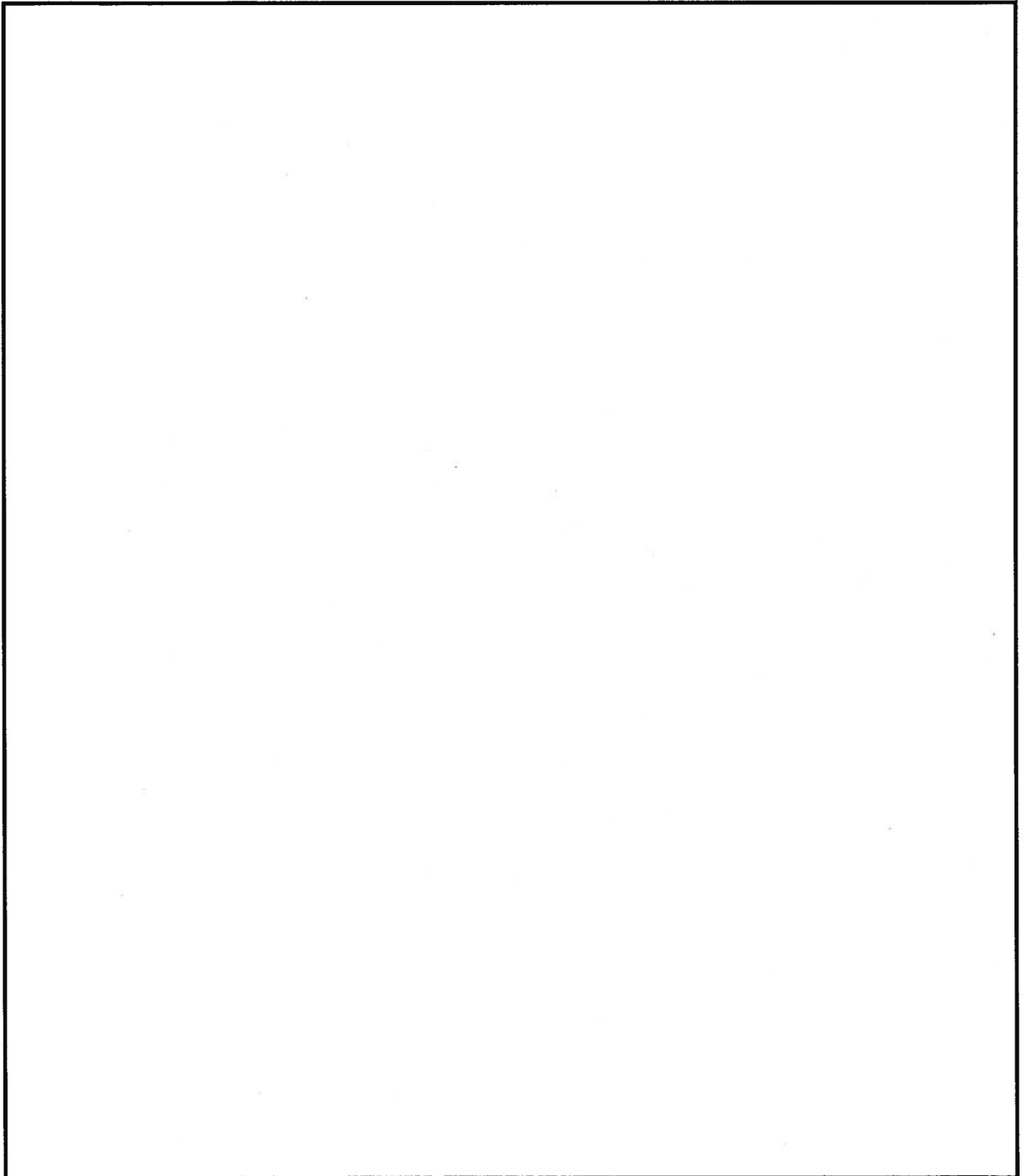


図 3-3 (122) 第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS)の管理区域  
(第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS) 4階)



図 3-3 (123) 第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS)の管理区域  
(第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS) 5階)

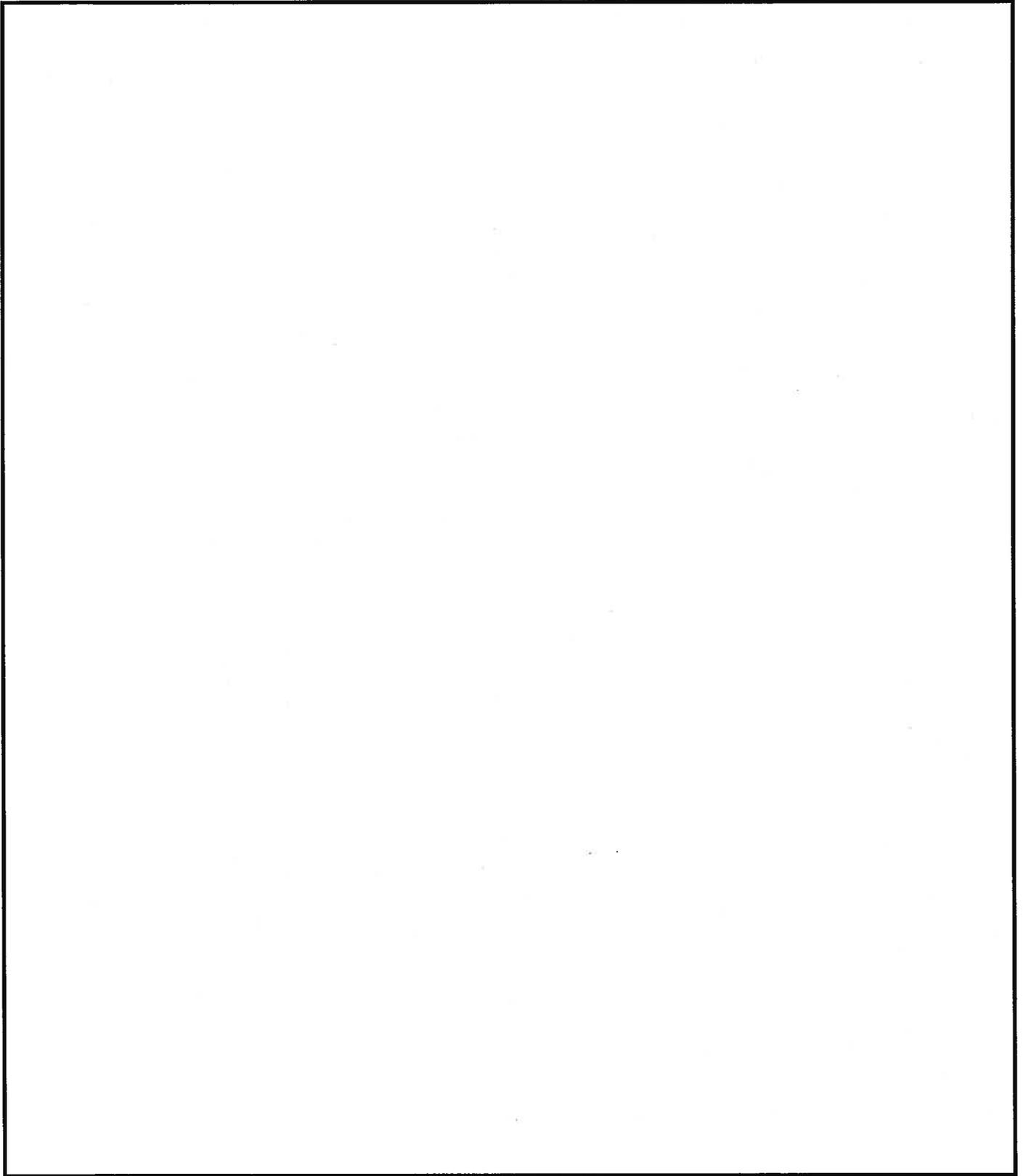


図 3-3 (124) 第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS)の管理区域  
(第一低放射性固体廃棄物貯蔵場(1LASWS) 屋上, ペントハウス)

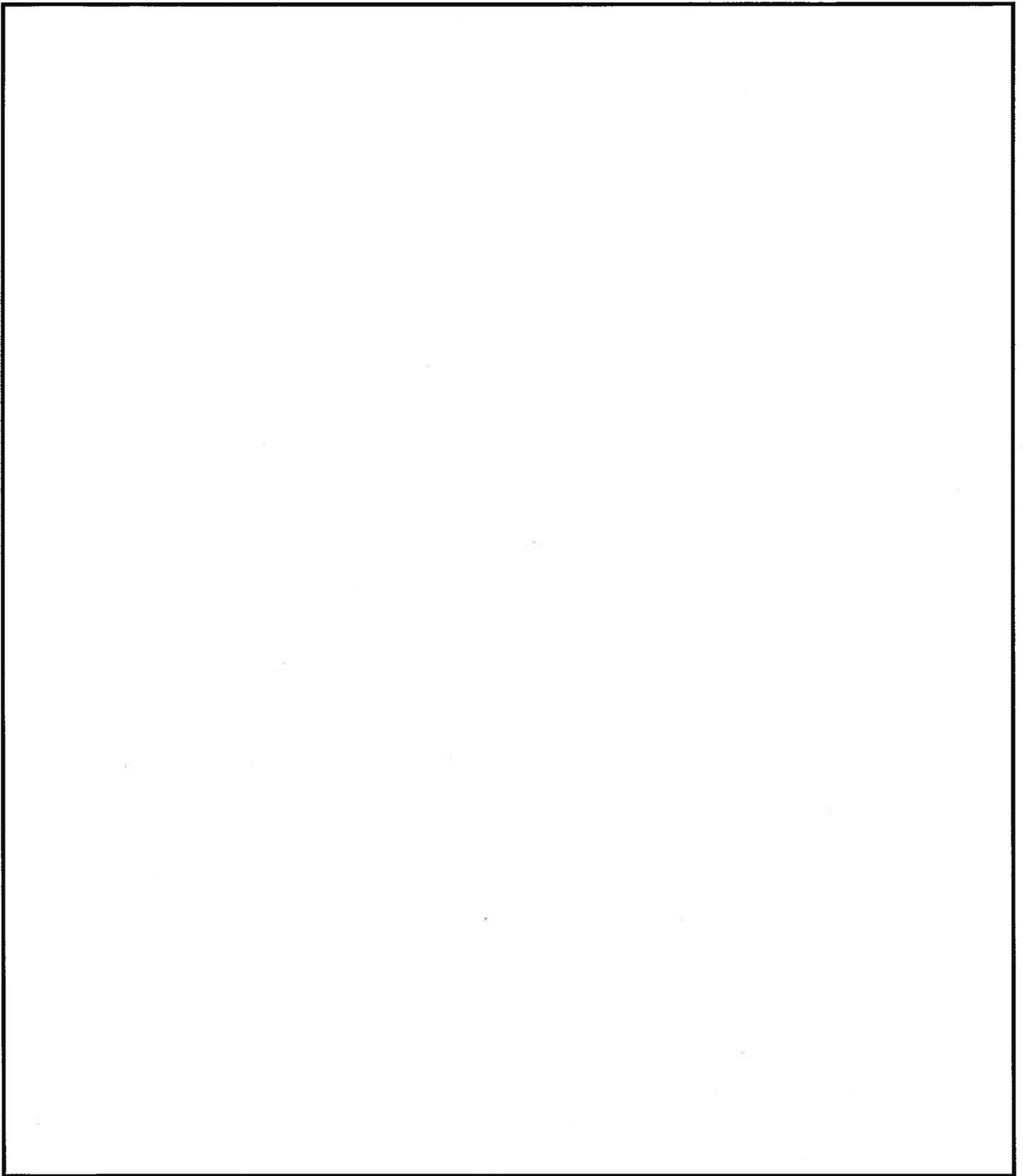


図 3-3 (125) 第二低放射性固体廃棄物貯蔵場(2LASWS)の管理区域  
(第二低放射性固体廃棄物貯蔵場(2LASWS) 地下1階)

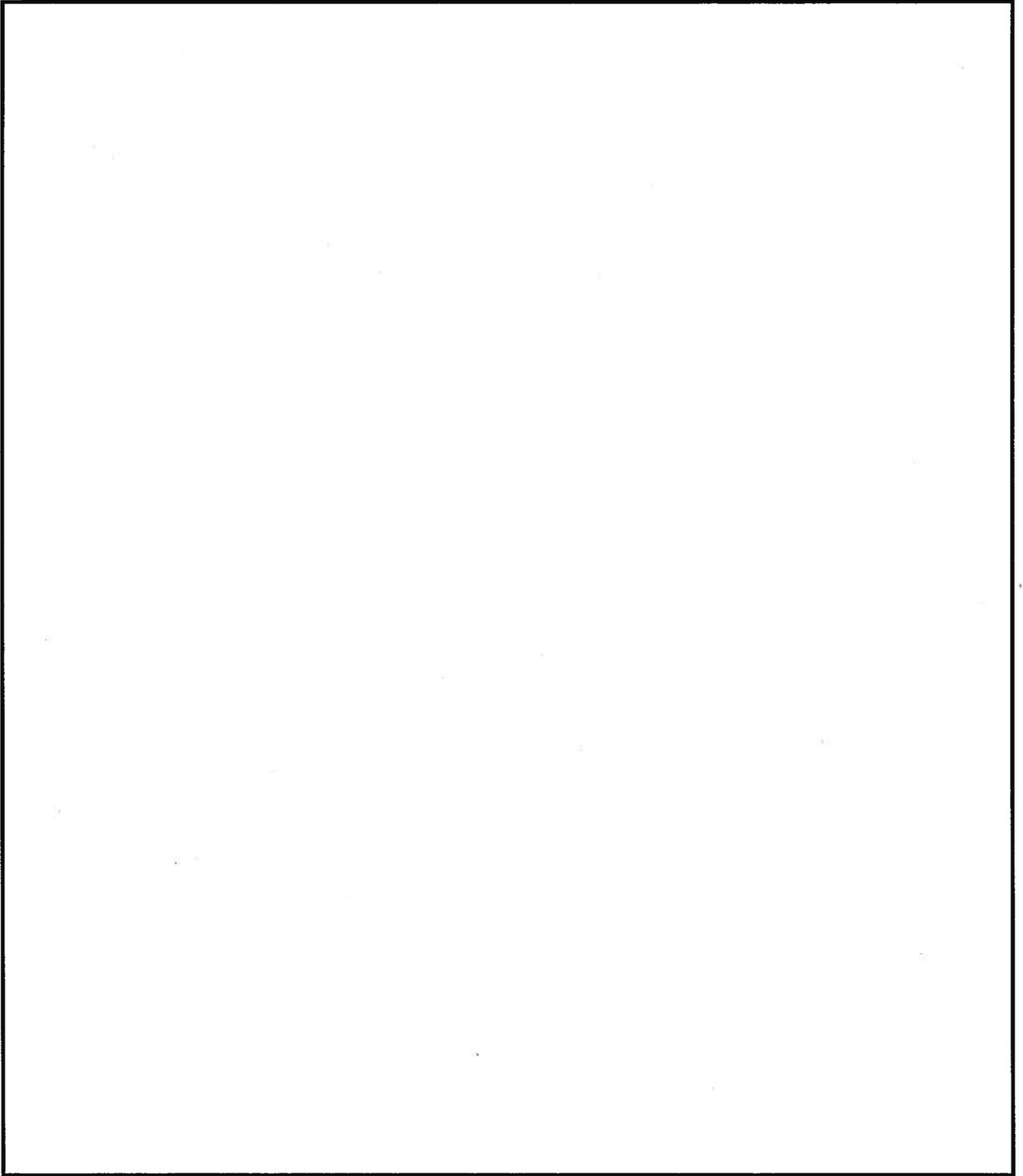


図 3-3 (126) 第二低放射性固体廃棄物貯蔵場(2LASWS)の管理区域  
(第二低放射性固体廃棄物貯蔵場(2LASWS) 1階)

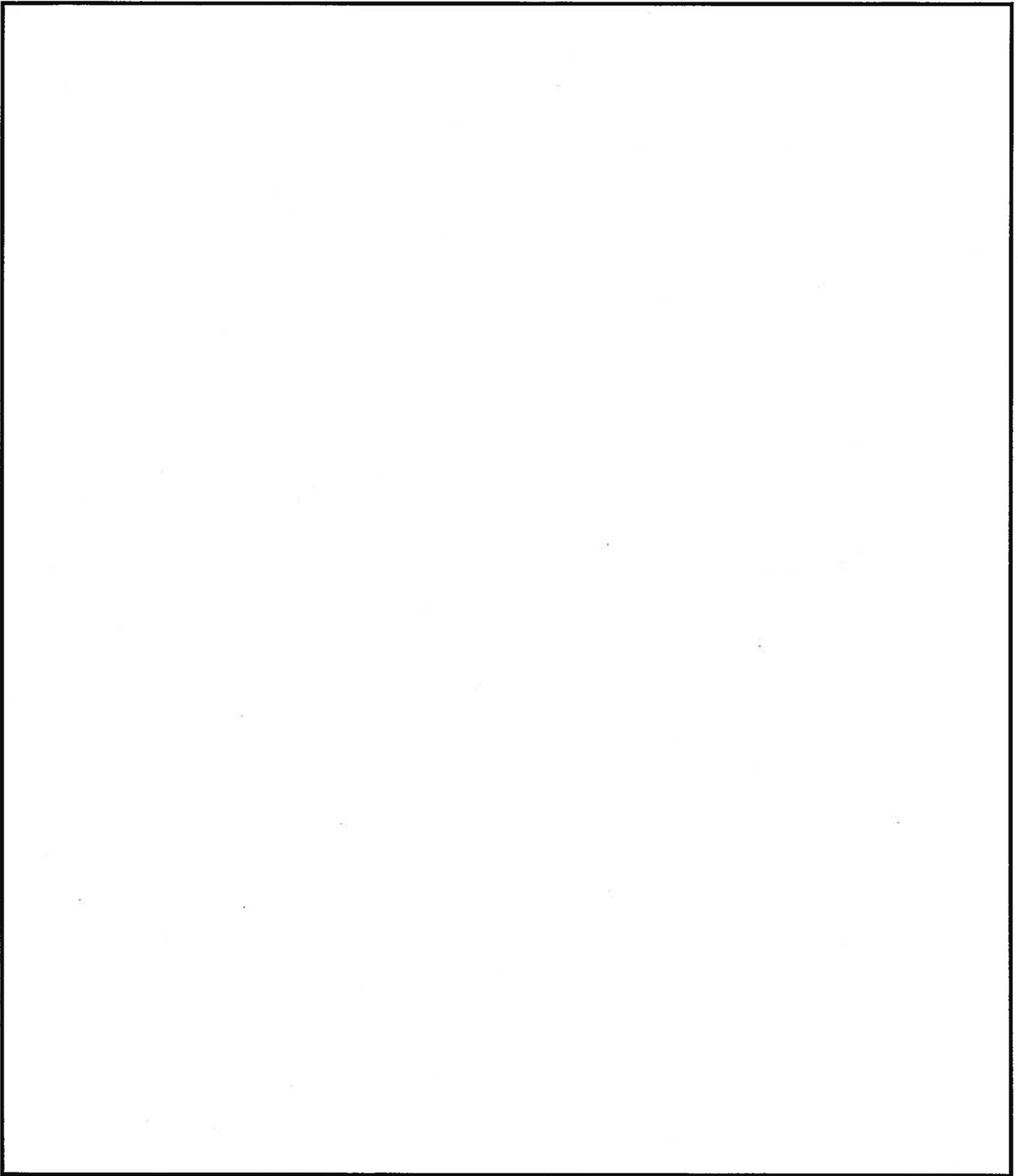


図 3-3 (127) 第二低放射性固体廃棄物貯蔵場(2LASWS)の管理区域  
(第二低放射性固体廃棄物貯蔵場(2LASWS) 2階)

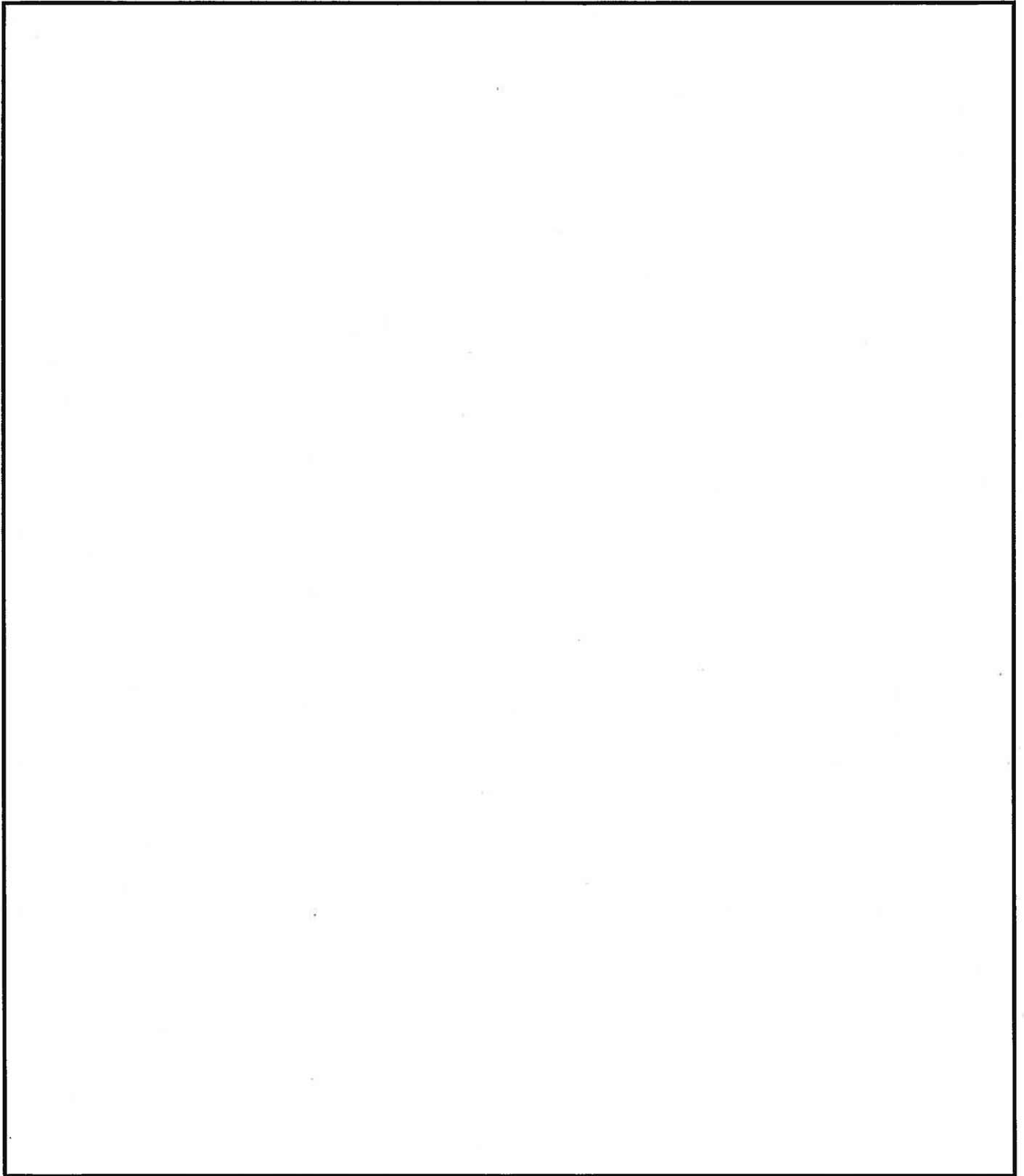


図 3-3 (128) 分析所(CB)の管理区域  
(分析所(CB) 地下1階)

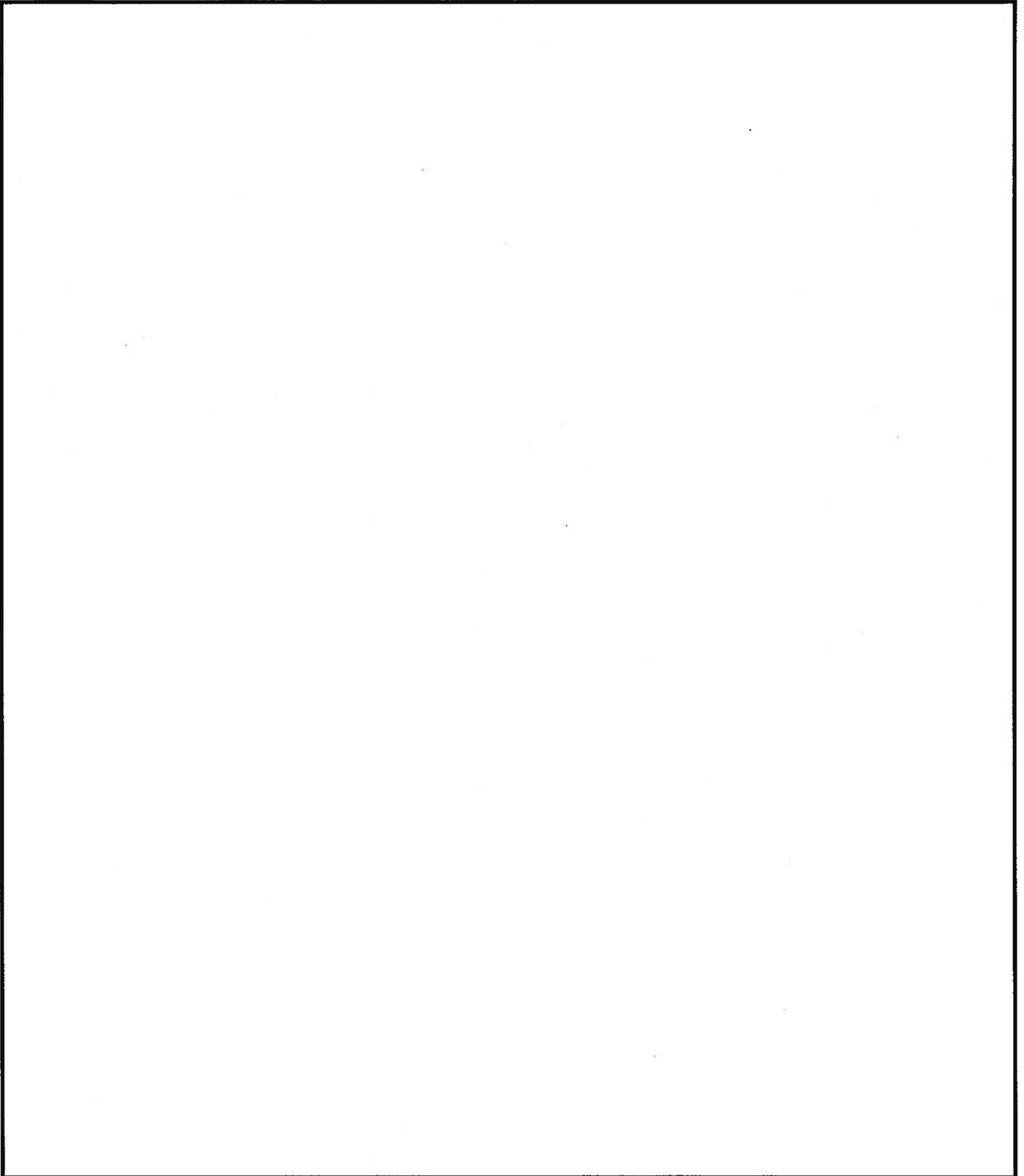


図 3-3 (129) 分析所(CB)の管理区域  
(分析所(CB) 1階)

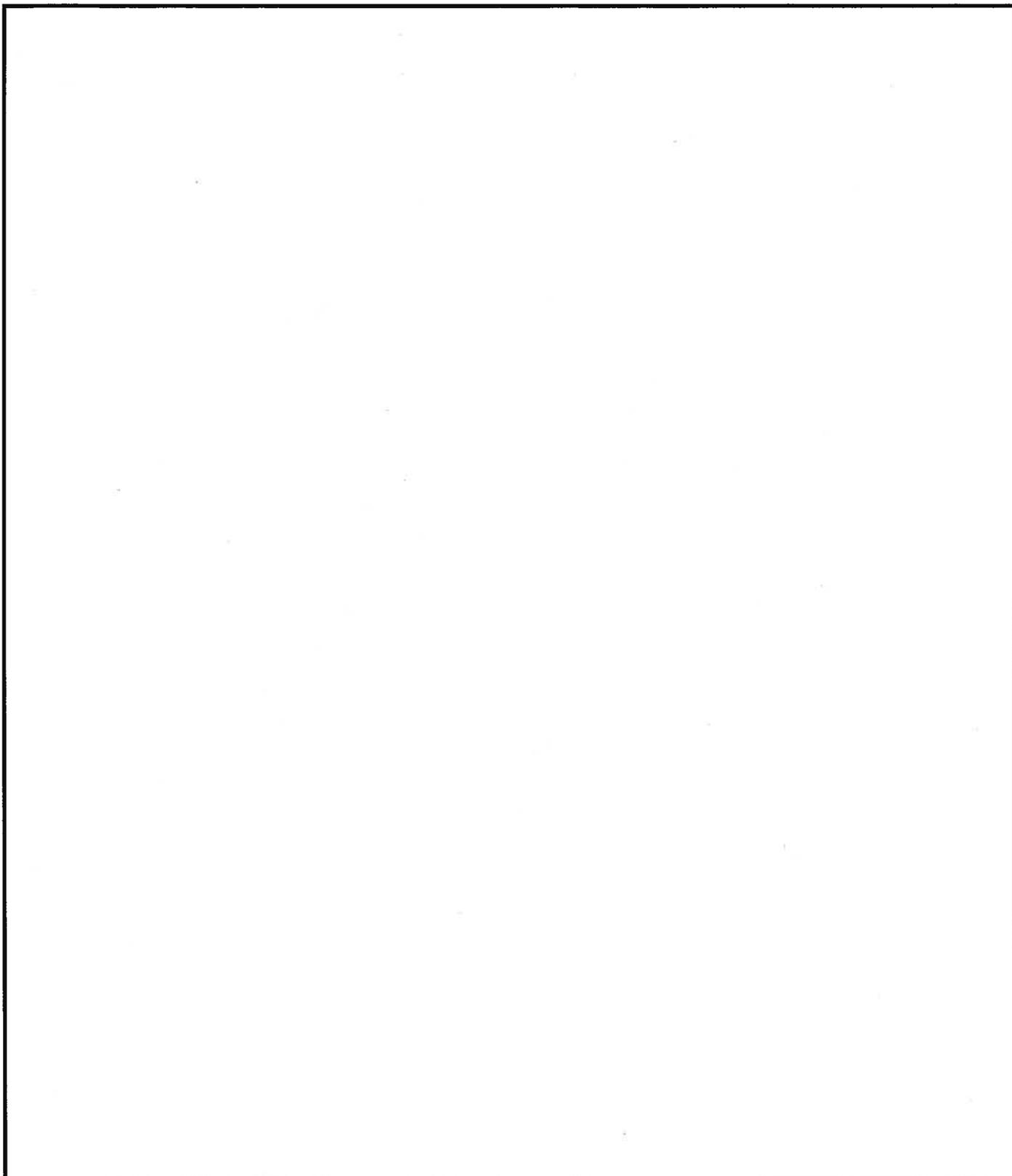


図 3-3 (130) 分析所(CB)の管理区域  
(分析所(CB) 2階)

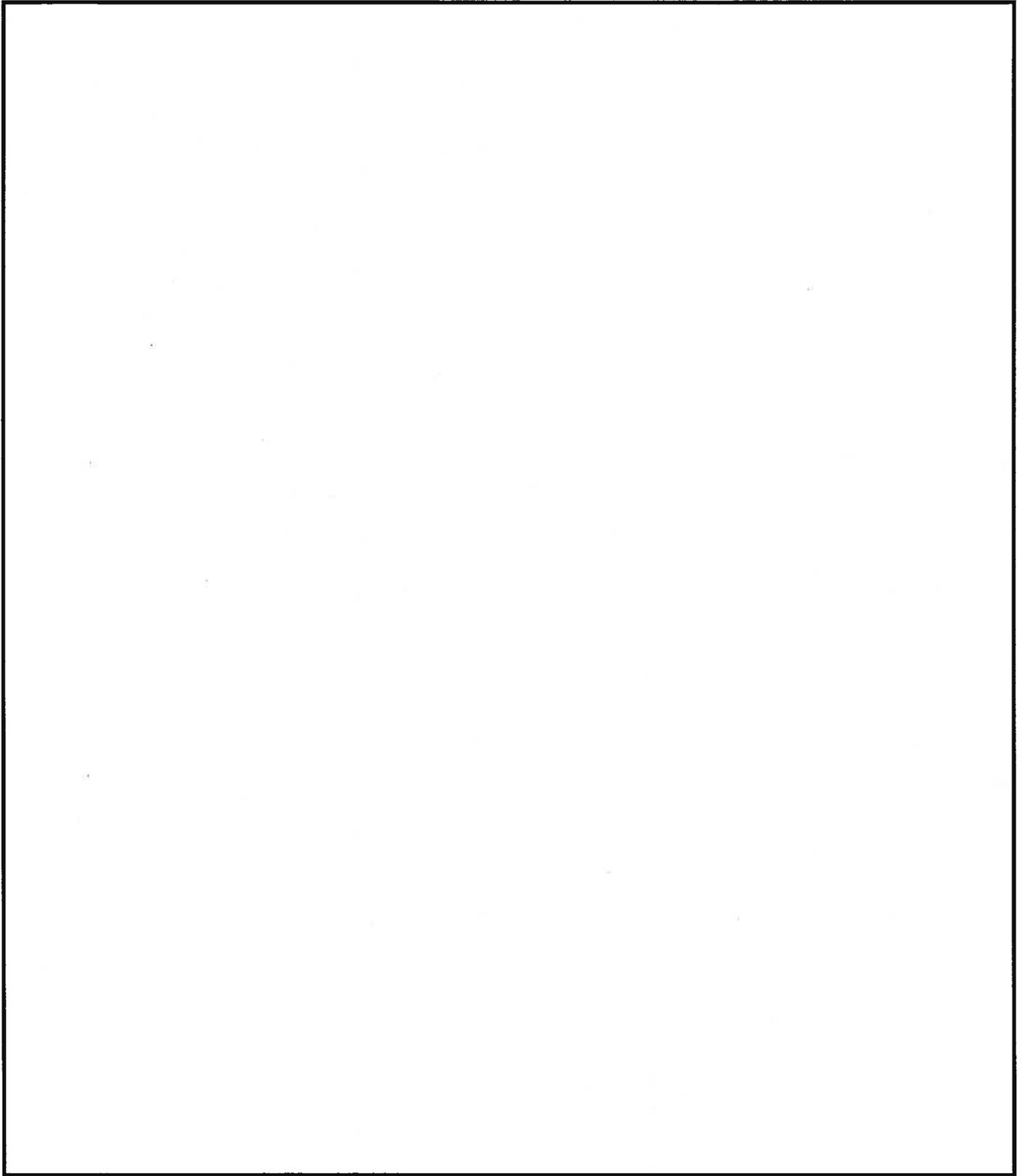


図 3-3 (131) 分析所(CB)の管理区域  
(分析所(CB) 3階)

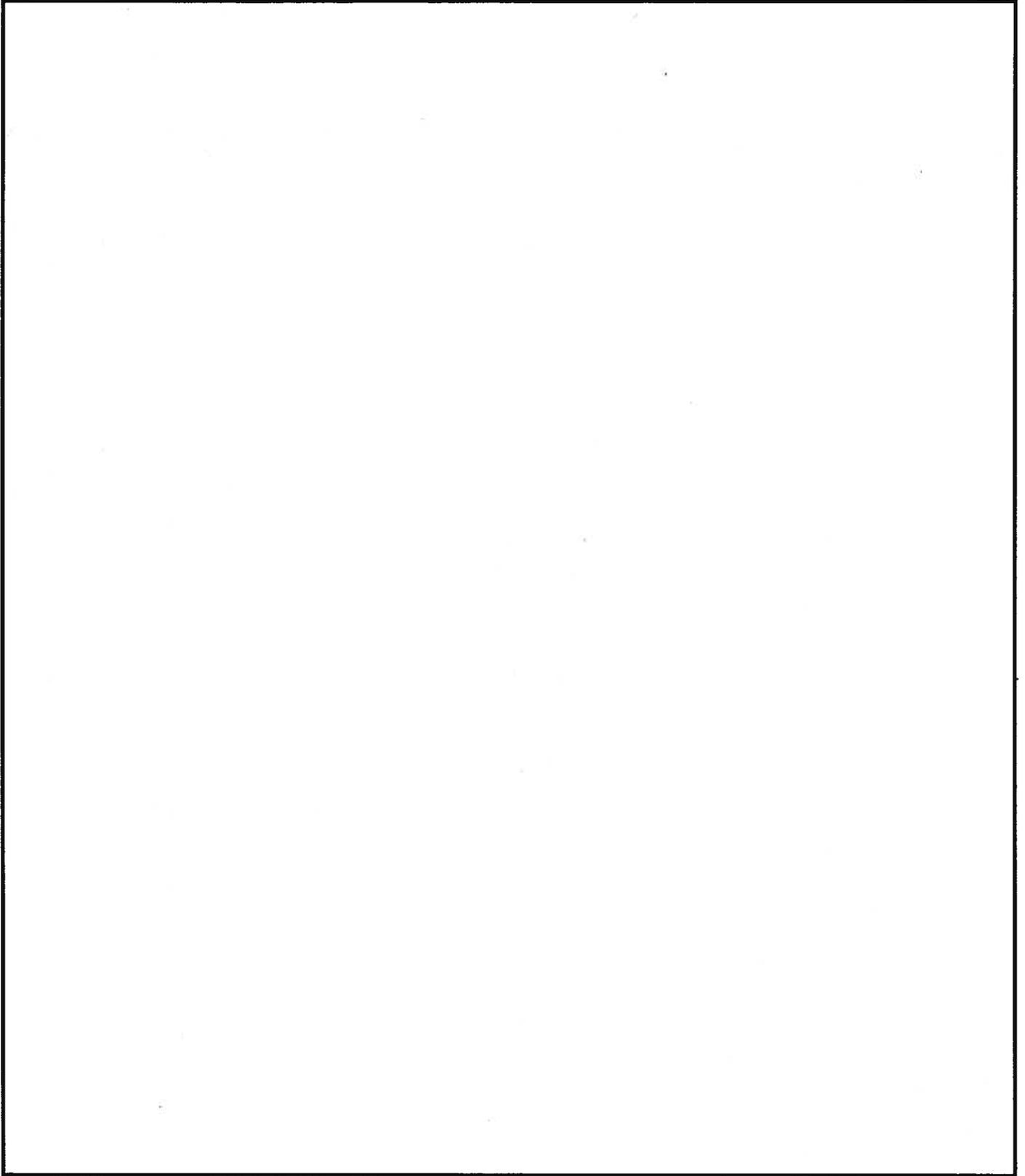


図 3-3 (132) 除染場(DS)の管理区域  
(除染場(DS) 1階)

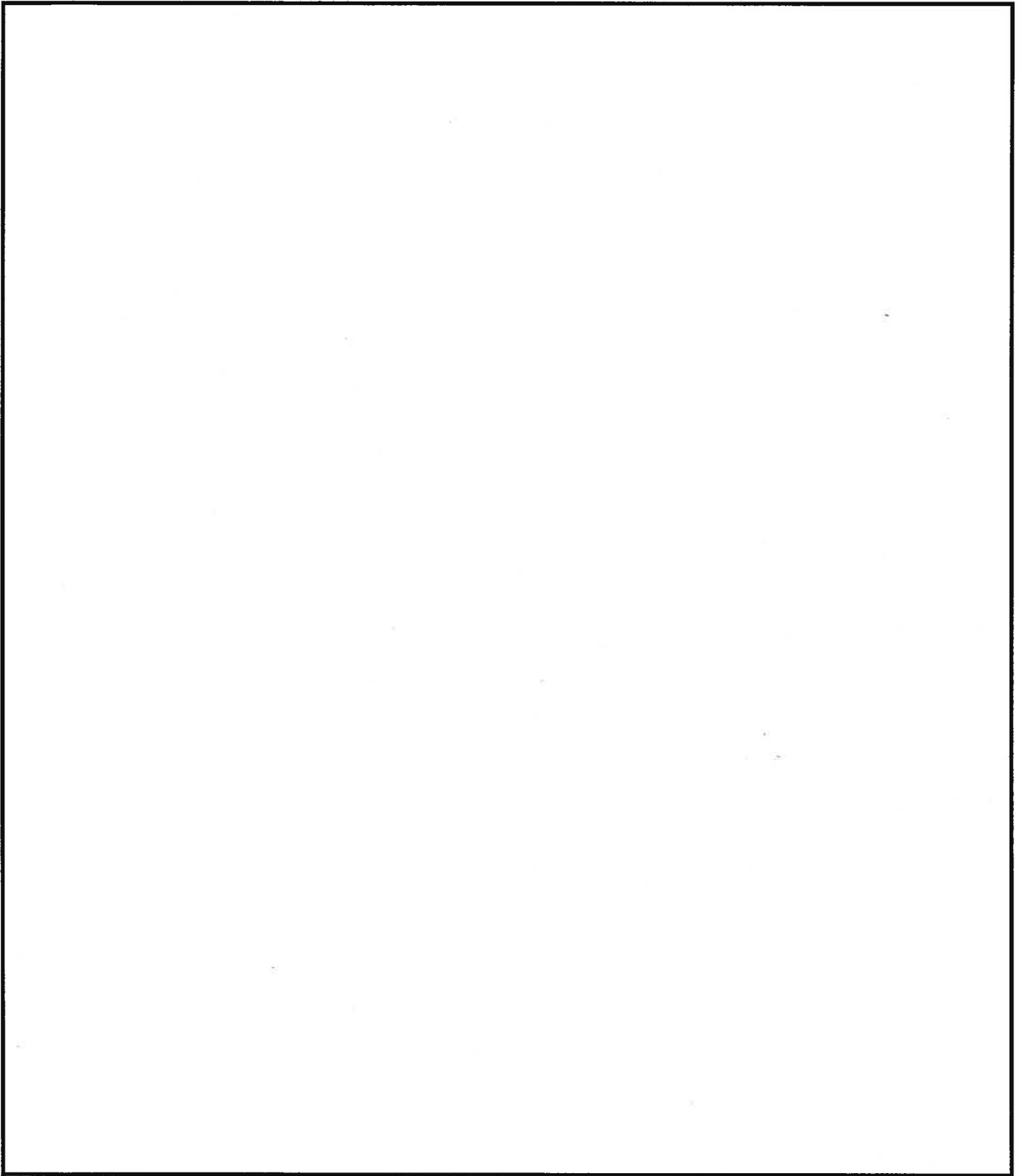


図 3-3 (133) 除染場(DS)の管理区域  
(除染場(DS) 2階)

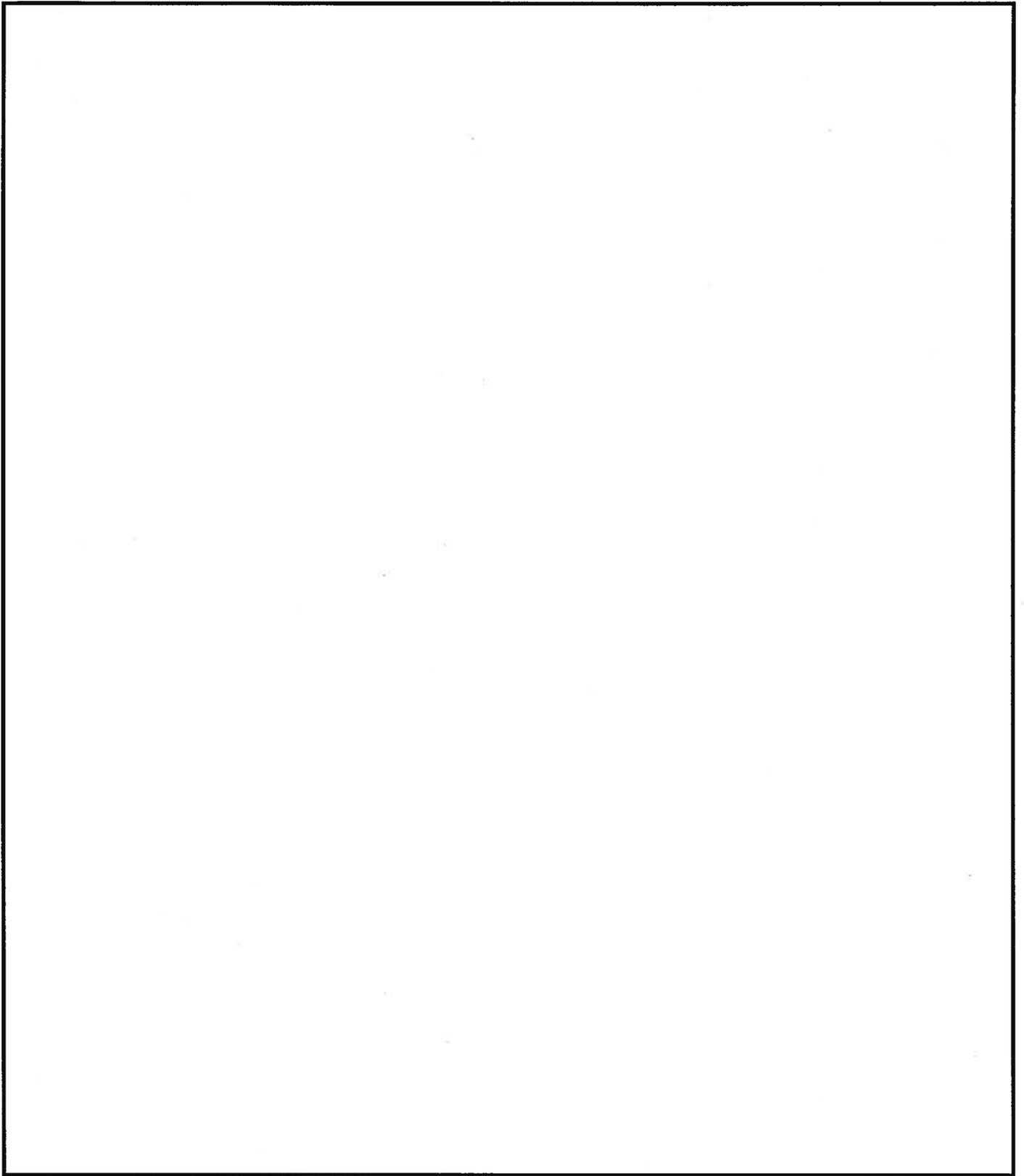


図 3-3 (134) 排水モニタ室 (DMS) の管理区域  
(排水モニタ室 (DMS) 1階)

#### 四. 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法

##### 1 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設

解体の対象となる施設は、再処理の事業の指定があったものとみなされた再処理施設全施設である。ただし、建家は解体の対象としない。

##### 2 廃止措置の基本方針

###### 2.1 廃止措置の進め方

- (1) 再処理施設の廃止措置においては、保有する液体状の放射性廃棄物に伴うリスクの早期低減を当面の最優先課題とし、これを安全・確実に進めるため、施設の高経年化対策と再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則（以下「再処理維持基準規則」という。）を踏まえた安全性向上対策を重要事項として実施する。
- (2) 具体的に、当面は、リスクを速やかに低減させるため、①高放射性廃液を貯蔵している高放射性廃液貯蔵場(HAW)の安全確保、②高放射性廃液のガラス固化技術開発施設(TVF)におけるガラス固化、③高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)の貯蔵状態の改善及び④低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における低放射性廃液のセメント固化を最優先で進める。
- (3) 先行して廃止措置に着手する施設(①分離精製工場(MP)、②ウラン脱硝施設(DN)、③プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)及び④クリプトン回収技術開発施設(Kr))については、工程洗浄、系統除染等の実施により分散している核燃料物質を集約しリスク低減を図る。これらの施設に貯蔵している使用済燃料及び核燃料物質については、当面の貯蔵の安全を確保するとともに、搬出先が確保できたものから随時施設外に搬出する。
- (4) 他の施設は、廃棄物の処理フロー等を考慮し、原則として高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)、高放射性廃液貯蔵場(HAW)、ガラス固化技術開発施設(TVF)等の高線量系の施設から段階的に廃止に移行し、順次低線量系の低レベル放射性廃棄物を取り扱う施設の廃止を進め、全施設の管理区域解除を目指す。
- (5) 低レベル放射性廃棄物については、必要な処理を行い、貯蔵の安全を確保するとともに、廃棄体化施設を整備し廃棄体化を進め、処分場の操業開始後随時搬出する。
- (6) バックエンド対策を原子力機構の重要な事業の一つとして着実に進めていくため、原子力機構本部の体制強化を図るとともに、施設現場においても廃止措置の進捗に応じて体制を再処理施設保安規定に定め、最適化していく。

なお、再処理施設の廃止措置においては、全期間の全工程について詳細を定めることが困難であることから、今後詳細を定めることができたものについて逐次廃止措置計画の変更申請を行う。

## 2.2 廃止措置に向けたリスク低減の取組

### (1) 高放射性廃液を貯蔵している高放射性廃液貯蔵場(HAW)の安全確保

再処理に伴い発生した高放射性廃液をガラス固化技術開発施設(TVF)に全て移送し終えるまでの間、長期にわたり貯蔵管理していくことから、再処理維持基準規則を踏まえた安全対策を実施することとし、高放射性廃液の沸騰防止対策を中心に安全性を向上させる。具体的には、外部電源車から給電接続する緊急電源接続盤の2重化・分散配置を行う。また、緊急電源接続盤に接続する安全系機器は、安全機能の喪失を防止する観点から多重化されているが、ケーブルが同一系統に敷設されており、火災により同時に安全機能が喪失する脆弱性がある。そのため、管理上の措置として、予備ケーブルを配備し、直接緊急電源接続盤と機器との間に敷設できるようにしている。さらに既設の敷設ルートの変更を検討する。現在、再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の設計を進めている段階であり、平成29年度末までの設計内容を踏まえて対策の可否を判断するとともに、再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の実施範囲及び実施内容を整理し、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。その内容を踏まえて詳細設計を進め、安全対策の詳細内容については、遅くとも平成31年度末までに定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。これらの工程については、「十. 廃止措置の工程」に示す。

### (2) 高放射性廃液のガラス固化技術開発施設(TVF)におけるガラス固化

再処理に伴い発生した高放射性廃液をガラス固化し、長期間の保管の安全性を向上させるとともに、ガラス固化に要する期間を可能な限り短縮するため、熔融炉の改良(傾斜角：45度、傾斜形状：円錐)及び運転体制の強化等を図る。

また、耐震、遮蔽、冷却機能を評価し、廃止措置計画の変更認可を得た上で、現在のガラス固化技術開発施設(TVF)におけるガラス固化体の保管を6段積みから9段積みに変更し、420本から630本とするガラス固化体の保管能力の増強を早期に行う。さらには630本を超えるガラス固化体を保管できるよう新規保管施設の建設を必要な時期に行う。

これらの工程等については、「十. 廃止措置の工程」、「十三. 特定廃液の固化その他の処理を行う方法及び時期」及び「添付書類十一 特定廃液

の固型化その他の処理の工程に関する説明書」に示す。

(3) 高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)の貯蔵状態の改善

高放射性固体廃棄物貯蔵庫(HASWS)では、高放射性固体廃棄物(ハル・エンドピース等)を貯蔵しているが、取出し設備がなく高放射性固体廃棄物のハンドリングができない状態である。これらの貯蔵状態の改善を図るため、新たに取出し建家を設け高放射性固体廃棄物の取出し装置を設置する。また、取り出した高放射性固体廃棄物は、新規に建設する貯蔵施設(HWTF-1)で貯蔵し管理する。なお、これらの高放射性固体廃棄物の取出しが完了するまでの間のリスク評価(別添 4-1)を踏まえ、以下の安全対策を実施する。

1) 湿式セルライニングの健全性確認

これまで腐食電位の測定により当該セルライニングが腐食を生じにくい環境であることを確認している。セルライニングの外観観察及びプール水の分析を継続実施することによりライニングの健全性を定期的に確認し維持する。

2) プール水の漏えい対策

プール水が大量漏えいした場合に備えて、漏えい水を循環させる仮設の戻りライン及びポンプを配備した。また、停電時においても漏えい水の移送が行えるよう電源の確保対策を実施する。さらに、管理区域境界シャッター下部からの流出を防ぐための堰を準備する。

3) プール水の浄化

既設移送設備を用いたプール水の移送・給水による希釈法及び吸着剤を用いた吸着法について多角的な観点から適用性を評価するなど、プール水の浄化に向けた検討を行う。

4) 乾式セルでの火災発生時の対策

これまで乾式セルに貯蔵している分析廃棄物の主な材料であるポリエチレンについて、試薬(硝酸、ドデカン)の接触を考慮した自然発火性を評価しており、自然発火の可能性がないことを確認している。その上で万一の火災に備えて、予備貯蔵庫においてはセル内散水装置を製作した。モックアップの結果を踏まえた上で配備する。汚染機器類貯蔵庫には、新たに排気ダクトに温度計を設置し常時監視する他、セル入気配管から消火作業を可能とする冶具を準備する。これらの工程については、「十. 廃止措置の工程」に示す。

(4) 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) における低放射性廃液のセメント固化

廃棄体化技術の進展を踏まえて、ホウ酸ナトリウムを用いた中間固化体を製造する蒸発固化設備から埋設処分可能なセメント固化設備への改造を行う。また、セメント固化体を浅地中処分する際に廃液に含まれる硝酸性窒素（環境規制物質）による環境影響を低減させるため、廃液中の硝酸根を分解する設備の整備を行う。これらの改造及び整備により、再処理に伴い発生した低放射性濃縮廃液の固化・安定化を行い、低放射性濃縮廃液に係るリスク（別添 4-2）低減を図る。また、低放射性濃縮廃液の貯蔵に係る設備の健全性確認を定期的に行うなど、現状の安全管理を継続することにより安全を確保し、万一、低放射性濃縮廃液が漏えいした場合には、スチームジェット及びポンプにより所定の廃液貯槽へ漏えい液を移送し回収する。地震時の影響等により既設の移送設備が使用できない場合の代替措置について検討を行う。

また、廃溶媒についても、廃溶媒に係るリスク（別添 4-3）低減を図るため、低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) の運転開始に合わせて、速やかに廃溶媒の固化・安定化に着手する。

これらの工程等については、「十. 廃止措置の工程」、「十三. 特定廃液の固型化その他の処理を行う方法及び時期」及び「添付書類十一 特定廃液の固型化その他の処理の工程に関する説明書」に示す。

高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS) のリスク評価

○ 乾式セルにおけるポリエチレンの自然発火性評価

乾式セルに貯蔵している分析廃棄物の主な材料であるポリエチレンについて、試薬の接触を考慮した自然発火性を平成18年度より評価し、以下のことを確認している。

- ・ 廃棄物の主な材料であるポリエチレンについて、試薬の接触を考慮したこれまでの評価では、自然発火性の可能性はない。

<p>➤ <b>ポリエチレンと硝酸に対する自然発火性評価</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ポリエチレンと硝酸による酸化反応による反応熱が蓄積し、自然発火に至ることが懸念されるため、自然発火性を評価した。</li> </ul> <p>【試験方法】 ポリエチレンを粉砕後、濃硝酸(85%)溶液を10%添加した試料を1L容器に入れ、恒温槽内で、40℃、60℃、100℃の3条件で24時間温度保持し、発熱ピークの有無を確認。</p> <p>【試験結果】 いずれの温度条件でも発熱ピークはなく、自然発火の可能性はない。</p>	<p>➤ <b>ポリエチレンとドデカンに対する自然発火性評価</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドデカンが残存している可能性を考慮し、保管中の自然発火が懸念されるため、自然発火性を評価した。</li> </ul> <p>【試験方法】 ポリエチレンを粉砕後、ポリエチレンとドデカンの重量比が1：0.1の割合で混合し、3日間浸漬した試料を1L容器に入れ、恒温槽内で、40℃、60℃、100℃の3条件で24時間温度保持し、発熱ピークの有無を確認。</p> <p>【試験結果】 いずれの温度条件でも発熱ピークはなく、自然発火の可能性はない。</p>
---	--

<概要>

HASWSの貯蔵に係るリスクを確認するために、耐震性、プール水喪失時の線量評価、周辺公衆の被ばく、津波、竜巻の評価を実施し、いずれの評価においてもリスクレベルを十分低く抑えることができることを確認。

○ 耐震性評価

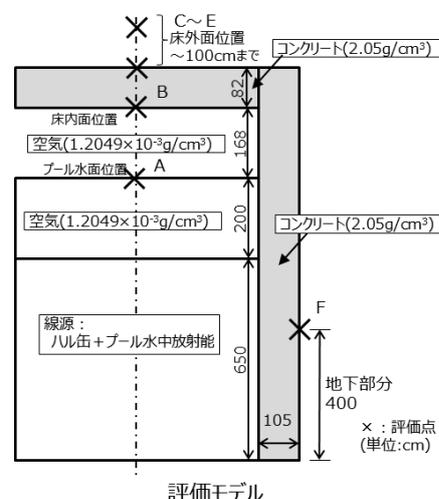
- 保有水平耐力評価  
耐震化促進法に基づき保有水平耐力評価を実施し、貯蔵セルは、必要保有水平耐力の1.5倍以上(7.7倍)であることを確認(H25年)。

○ プール水喪失時の線量評価

- 使用した計算コード  
点減衰核積分コード「QAD-CGGP2R」
- 評価条件  
床内外面及びコンクリート壁外面(側部)の線量率を評価(評価モデル参照)  
・ プール水の遮蔽効果は、見込まず、空気として評価  
・ 線源は、ハル缶 + プール水に含まれる放射能  
・ プール水からの線源への寄与は、2010年1月のプール水分析結果を基に評価
- 評価結果

・ C～Eは、管理区域(アンバー区域)線量率の上限 (25μSv/h)に対し、約0.5μSv/h

・ Fについては、管理区域設定基準である実効線量1.3mSv/3月 (約0.6μSv/h)に対し、0.032μSv/h



評価モデル

## ○セル遮蔽機能損傷時の周辺公衆の被ばく評価

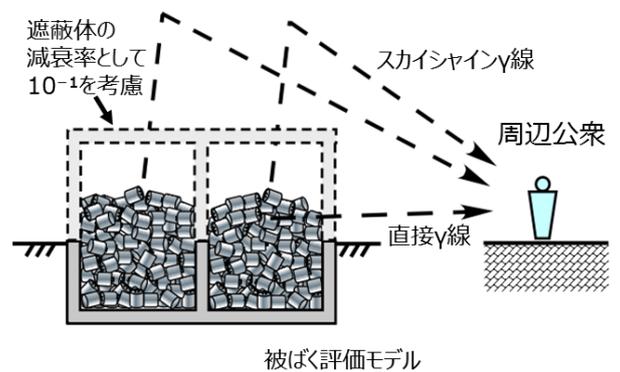
### ➤ 評価方法

- ・貯蔵セルは、保有水平耐力が必要保有水平耐力の1.5倍以上(7.7倍)であるが、保守的に損傷を考慮し、遮蔽体の減衰率として $10^{-1}$ を設定。
- ・線源強度は、貯蔵期間における放射能の減衰を考慮し設定。
- ・直接 $\gamma$ 線は、QAD-CGGP2R、スカイライン $\gamma$ 線はQAD-CGGP2R及びG 33-GP2を用いて算出。
- ・被ばく経路は、直接 $\gamma$ 線及びスカイライン $\gamma$ 線を考慮。地下の線源は、土壤による遮蔽を期待し、スカイライン $\gamma$ 線のみ考慮。
- ・評価点は、人の居住する可能性のある西側敷地境界(主排気筒から約370m)とした。

### ➤ 評価結果

実効線量	直接 $\gamma$ 線 (mSv/y)	スカイライン $\gamma$ 線 (mSv/y)	合計 (mSv/y)
HASWS (湿式セル2基分)	2.2	0.97	3.2

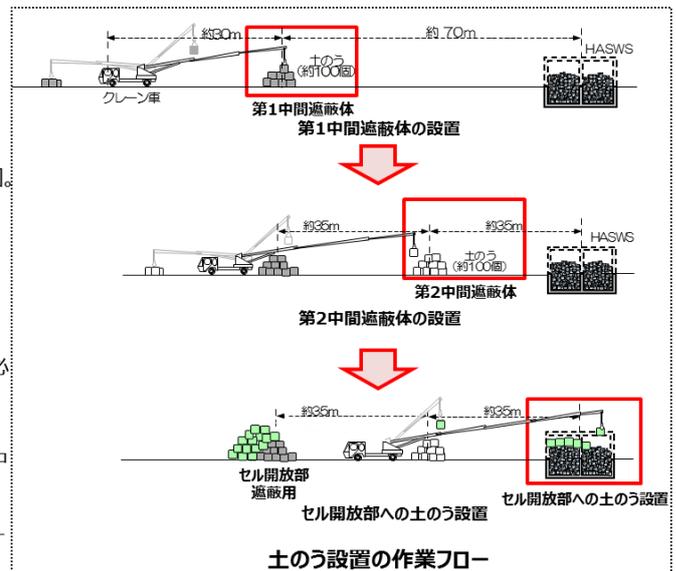
- ・周辺公衆の実効線量は、3.2mSv/y(0.36 $\mu$ Sv/h)であり、十分な時間的裕度を有しているため、その間に線量を抑える対策(次項参照)が可能であり十分被ばく線量を抑えることができる。



貯蔵セルが損傷し、遮蔽機能が低下した場合の周辺公衆の被ばくを評価した結果、実効線量で3.2mSv/yとなり、十分な時間的裕度を有していることから、その間にクレーン等による遠隔操作で施設周辺及び対象セル内へ土のうを設置することで十分被ばく線量を抑えることができる。

## ○土のう設置の作業手順

- 重機(クレーン車、パワーショベル等)及び作業員の手配  
新潟県中越沖地震における柏崎刈羽原子力発電所周辺での復旧状況から地震発生後約10日で手配可能
- 土のうの製作及び必要個数
  - ・設置する土のうの仕様(容量約1m<sup>3</sup>、重量約2トン、密度1.8g/cm<sup>3</sup>)
  - ・HASWSのセル開放部約100m<sup>2</sup>を覆うために必要な土のうは約250個
  - ・作業員の被ばくを低減するための中間遮蔽体として100個ずつ2箇所に土のうを設置。(計 約200個必要)
  - ・よって、必要となる土のう数は約350個(第一中間遮蔽体の100個は、セル開放部の遮蔽へ併用)
- 土のう製作に要する時間  
パワーショベル使用により、5分間で土のう1個の製作が可能と想定し、必要な土のうの製作に必要な時間は、約30時間
- クレーン車による土のう設置に要する時間  
クレーン車により約10分間で1個の土のうの設置が可能と仮定すると、中間遮蔽体(2か所)並びにセル開放部の土のう設置には約75時間必要  
**地震発生から約15日間(10日+30時間+75時間)で土のう設置完了。**



## ○土のう投入による遮蔽効果

- ・土壤の密度は、1.8g/cm<sup>3</sup>であるが保守的に水の密度(1.0g/cm<sup>3</sup>)とした場合、土のう1m厚さの $\gamma$ 線透過率は0.007となる。
- ・15日間で土のう設置を完了した場合、**周辺公衆の実効線量を0.15mSv/yまで低減できる。**

## ○土のう設置後の復旧

放射性物質の飛散防止のために建家カバーを設置し、建家カバーを覆う取出し建家を建設した上で、土のう、ガレキ及びハル缶等を取り出す方法を今後検討する。

### ○津波に対するリスク

暫定津波シミュレーション(\*)の結果、HASWSの浸水深さは、約6.8mであり、一方、ハル貯蔵庫及び予備貯蔵庫の開口部高さは、7.2mであることから、浸水の可能性は低い。

汚染機器類貯蔵庫の開口部高さは、0.7mであり、浸水する可能性があるが、強固なセルの中に収納していることから、廃棄物が流出するリスクは低い。

※暫定津波シミュレーションは、想定される波源(茨城県沖～房総沖プレート間地震(Mw8.7))について暫定的な条件で実施(港湾構造物無し、建家ありモデル)。

### ○竜巻に対するリスク

HASWSの貯蔵セルは、一部地上に設置されているが、貯蔵セル壁及び天井は、破損の可能性に対し十分な厚さを有していることから竜巻により損傷し、廃棄物が建家外に流出するリスクは低いと考えられる。

### < リスク評価のまとめ >

- ・ 貯蔵セルは、十分な保有水平耐力を有している。
- ・ プール水の喪失を想定した場合、建家外において管理区域設定基準を上回ることはない。
- ・ 保守的に損傷を想定した場合でも周辺公衆被ばく量を5 mSvより十分低く抑えることができる。
- ・ 津波及び竜巻の影響により貯蔵セルが損傷し、廃棄物が建家外へ流出するリスクは低い。



・ HASWSには廃棄物の取出し設備がないこと、湿式セルプール水の漏えい対策及び可燃性廃棄物の貯蔵に対する考慮が十分ではないことから、廃棄物貯蔵状態の改善に向けた取組を進めると共に、取出し完了までの安全確保対策を早急に実施していく。

東海再処理施設の廃止に向けた計画（平成28年11月）より引用

低放射性濃縮廃液に係るリスク評価

<概要>

比較的放射能濃度の高い液体廃棄物を大量に保管する施設における漏えい時（施設内に保有している濃縮廃液全量の漏えいを想定）の線量評価に用いた気相及び建家外への移行率、放出量並びに線量評価方法は、以下のとおりである。

○気相への移行率

- 液中に内蔵される放射性物質の気相への移行率： $2.0 \times 10^{-5}$  ※

※：希ガス、ハロゲン元素については、1

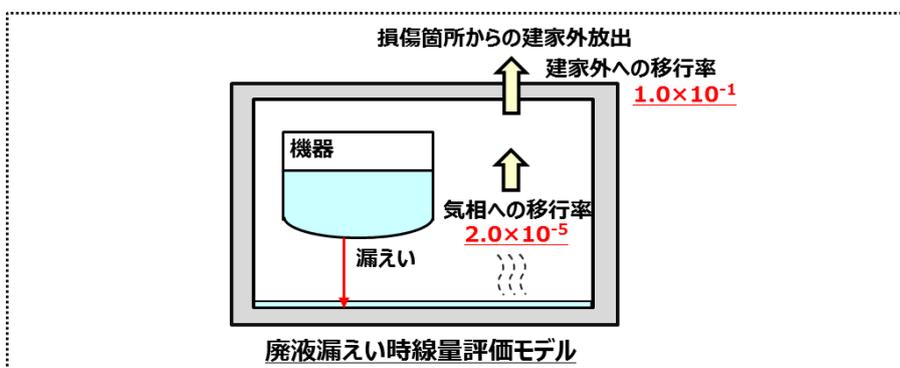
- 気相への移行率は、**NUREG/CR-2139(1981)**より引用（再処理事業指定申請書 リサイクル機器試験施設における安全評価に使用）

○建家外への移行率

- 気相移行した放射性物質の建家外への移行率： $1.0 \times 10^{-1}$
- 建家外への移行率は、**IAEA-SM-119/7 (1969)**より引用（セルにひび割れ等の損傷が生じた場合）

○放出量の算出

- 放出量(Bq) = 内蔵放射能(Bq) × 漏えい率 1 (全量漏えい想定) × 気相移行率 $2.0 \times 10^{-5}$  × 建家外移行率 $1.0 \times 10^{-1}$



○実効線量の評価方法

- 液体廃棄物中の内蔵放射能(Bq)から算出した放出量(Bq)を基に内部被ばく及び外部被ばくの実効線量(mSv)を評価
- 放出量及び実効線量の評価方法及び評価に用いたデータの引用元は、以下のとおり

項目	線量評価に用いたデータの引用元等	例) AAF	
放出量	①内蔵放射能 (Bq)	貯槽に保有している液体廃棄物量及び放射能濃度の実測データより算出	$1.0 \times 10^{14}$
	②セルへの漏えい率	全量漏えいを想定し、「1」に設定	1
	③気相への移行率	NUREG/CR-2139(1981)に基づき、設定	$2.0 \times 10^{-5}$
	④建家外への移行率	IAEA-SM-119/7(1969)に基づき、設定	$1.0 \times 10^{-1}$
	⑤放出量 (Bq) = ① × ② × ③ × ④	$2.67 \times 10^8$	
内部被ばく	⑥相対濃度 (h/m <sup>3</sup> )	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示される式に従い、設定	$1.12 \times 10^{-6}$ (1994年データより設定)
	⑦呼吸率 (m <sup>3</sup> /h)	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示される呼吸率	1.2
	⑧全身の預託線量換算係数 (mSv/Bq)	ICRP Publication72を拡張したICRPによるデータベースに基づき、設定	$8.97 \times 10^{-5}$ 核種ごとに換算計数を設定 ( <sup>137</sup> Cs: $4.6 \times 10^{-3}$ )
	⑨実効線量 (mSv) = ⑤ × ⑥ × ⑦ × ⑧		$3.22 \times 10^{-2}$
外部被ばく	⑩各核種のγ線実効エネルギー (MeV/dis)	「原子炉安全基準専門部会報告書」 原子力安全委員会(1988)に基づき、設定	$6.0 \times 10^{-3}$
	⑪γ線実効エネルギー基準値 (=0.5MeV/dis)	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、設定	$5.0 \times 10^{-1}$
	⑫空気吸収線量から実効線量への換算係数 (Sv/Gy)	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、設定	1
	⑬相対線量 (mGy/Bq)	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示される式に従い、設定	$5.73 \times 10^{-15}$ (1995/1996年データより設定)
	⑭実効線量 (mSv) = ⑤ × ⑩ / ⑪ × ⑫ × ⑬		$1.84 \times 10^{-8}$
	⑮各核種のβ線による皮膚被ばく換算係数 [(mSv/Bq) / (h/m <sup>3</sup> )]	NUREG/CR-1918(1981)に基づき、設定	$1.01 \times 10^{-10}$
	⑯相対濃度 (h/m <sup>3</sup> )	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示される式に従い、設定	$1.12 \times 10^{-6}$ (1994年データより設定)
⑰組織荷重係数	「原子炉安全基準専門部会報告書」 原子力安全委員会(1988)に基づき、設定	$1.0 \times 10^{-2}$	
⑱実効線量 (mSv) = ⑤ × ⑮ × ⑯ × ⑰		$3.02 \times 10^{-10}$	
実効線量 (mSv) = ⑨ + ⑭ + ⑱		$3.22 \times 10^{-2}$	

施設名	評価結果			
	低放射性濃縮廃液を保管する地下階の耐震性 (保有水平耐力/必要保有水平耐力)		漏えい時における敷地境界外の線量*1 (mSv)	
AAF	2.5 *2	≥ 1.25	$3.2 \times 10^{-2}$	< 5mSv
LWSF	2.1 *3		$4.0 \times 10^{-2}$	
ASP	1.6 *2		$4.0 \times 10^{-3}$	
LW2	7.9 *2		$2.4 \times 10^{-3}$	
Z	4.3 *2		$3.1 \times 10^{-2}$	

\* 1: 線量評価

- ・核種組成: 東海再処理施設の安全性確認に係る基本データの確認(JNC TN8410 99-002(1999))を引用
- ・放出量: 建家内に全量が漏えいし、気相へ移行(気相への移行率:  $2.0 \times 10^{-5}$  (ただし、希ガス、ハロゲン元素については1))
- ・放出経路: 排気筒を介さず、建家外へ放出(地上拡散)することを想定(建家の除染係数 10を考慮)
- ・被ばく経路: 放射性雲による外部被ばく及び呼吸摂取に係る内部被ばくを考慮(実効放出時間: 1時間)
- ・線量: 暫定値(最新の気象データを用いて評価予定)

\* 2: 昭和56年以前の建築基準法(旧耐震基準)により建設された施設を評価(平成25年)

\* 3: 施設建設時の値(平成10年)

## ● まとめ

- ・低放射性濃縮廃液を保管している地下階は十分な保有水平耐力を有している。
- ・廃液の漏えいを想定した場合でも周辺公衆被ばく量を5mSvより十分低く抑えることができる。

東海再処理施設の廃止に向けた計画(平成28年11月)より引用

## 廃溶媒に係るリスク評価

### <概要>

廃溶媒を保管する施設における火災発生時の線量評価に用いた気相及び建家外への移行率、放出量並びに線量評価方法は、以下のとおりである。

#### ○気相への移行率

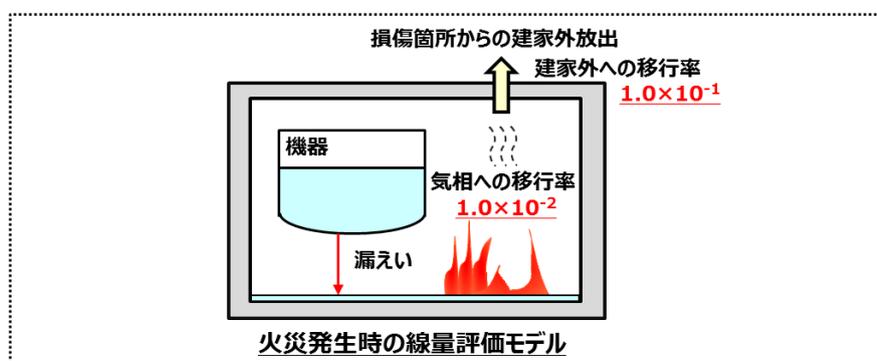
- 液中に内蔵される放射性物質の気相への移行率： $1.0 \times 10^{-2}$  ※  
※：希ガス、ハロゲン元素については、1
- 気相への移行率は、**JAERI-M90-127(1990)**より引用

#### ○建家外への移行率

- 気相移行した放射性物質の建家外への移行率： $1.0 \times 10^{-1}$
- 建家外への移行率は、**IAEA-SM-119/7 (1969)**より引用（セルにひび割れ等の損傷が生じた場合）

#### ○放出量の算出

- 放出量(Bq) = 内蔵放射能(Bq) × 漏えい率1(全量漏えい想定) × 気相移行率 $1.0 \times 10^{-2}$  × 建家外移行率 $1.0 \times 10^{-1}$



#### ○実効線量の評価方法

- 廃溶媒中の内蔵放射能から放出量(Bq)から、内部被ばく及び外部被ばくの実効線量(mSv)を算出
- 放出量及び実効線量の評価方法及び評価に用いたデータの引用元は、以下のとおり

項目	線量評価に用いたデータの引用元等	例) AAF	
放出量	①内蔵放射能 (Bq)	貯槽に保有している廃溶媒の放射能濃度の実測データより算出	$1.0 \times 10^{10}$
	②セルへの漏えい率	全量漏えいを想定し「1」に設定	1
	③気相への移行率	JAERI-M 90-127(1990)に基づき、設定	$1.0 \times 10^{-2}$
	④建家外への移行率	IAEA-SM-119/7(1969)に基づき、設定	$1.0 \times 10^{-1}$
	⑤放出量 (Bq) = ①×②×③×④		$1.0 \times 10^7$
内部被ばく	⑥相対濃度 (h/m <sup>3</sup> )	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示される式に従い、設定	$1.12 \times 10^{-6}$ (1994年データより設定)
	⑦呼吸率 (m <sup>3</sup> /h)	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示される呼吸率	1.2
	⑧全身の預託線量換算係数 (mSv/Bq)	ICRP Publication72を拡張したICRPによるデータベースに基づき、設定	$8.97 \times 10^{-5}$ 核種ごとに換算計数を設定 ( <sup>137</sup> Cs: $4.6 \times 10^{-6}$ )
	⑨実効線量 (mSv) = ⑤×⑥×⑦×⑧		$7.82 \times 10^{-3}$
外部被ばく	⑩各核種のγ線実効エネルギー (MeV/dis)	「原子炉安全基準専門部会報告書」 原子力安全委員会(1988)に基づき、設定	$6.0 \times 10^{-3}$
	⑪γ線実効エネルギー基準値 (=0.5MeV/dis)	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、設定	$5.0 \times 10^{-1}$
	⑫空気吸収線量から実効線量への換算係数 (Sv/Gy)	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、設定	1
	⑬相対線量 (mGy/Ba)	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示される式に従い、設定	$5.73 \times 10^{-15}$ (1995/1998年データより設定)
	⑭実効線量 (mSv) = ⑤×⑩/⑪×⑫×⑬		0
	⑮各核種のβ線による皮膚被ばく換算係数 [(mSv/Ba) / (h/m <sup>3</sup> )]	NUREG/CR-1918(1981)に基づき、設定	$1.01 \times 10^{-10}$
	⑯相対濃度 (h/m <sup>3</sup> )	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示される式に従い、設定	$1.12 \times 10^{-6}$ (1994年データより設定)
β線	⑰組織荷重係数	「原子炉安全基準専門部会報告書」 原子力安全委員会(1988)に基づき、設定	$1.0 \times 10^{-2}$
	⑱実効線量 (mSv) = ⑤×⑬×⑯×⑰		0
	実効線量 (mSv) = ⑨+⑱		$7.82 \times 10^{-3}$

施設名	評価結果			
	廃溶媒を保管する地下階の耐震性 (保有水平耐力/必要保有水平耐力)		火災時における敷地境界外の線量 <sup>*1</sup> (mSv)	
AAF	2.5 <sup>*2</sup>	≥ 1.25	7.8 × 10 <sup>-3</sup>	< 5mSv
LW	2.7 <sup>*2</sup>		6.5 × 10 <sup>-3</sup>	
WS	7.8 <sup>*2</sup>		6.5 × 10 <sup>-3</sup>	
ST	1.4 <sup>*3</sup>		7.8 × 10 <sup>-3</sup>	

\* 1: 線量評価

- ・核種組成: 東海再処理施設の安全性確認に係る基本データの確認(JNC-TN8410-99-002(1999))を引用
- ・放出量: 建家内に全量が漏えいし、火災により気相へ移行(気相への移行率:  $1.0 \times 10^{-2}$  (ただし、希ガス、ハロゲン元素については1))
- ・放出経路: 排気筒を介さず、建家外へ放出(地上拡散)することを想定(建家の除染係数 10を考慮)
- ・被ばく経路: 放射性雲による外部被ばく及び呼吸摂取に係る内部被ばくを考慮(実効放出時間: 1時間)
- ・線量: 暫定値(最新の気象データを用いて評価予定)

\* 2: 昭和56年以前の建築基準法(旧耐震基準)により建設された施設を評価(平成25年)

\* 3: 施設建設時の値(昭和57年)

### ● まとめ

- ・廃溶媒を保管している地下階は十分な保有水平耐力を有している。
- ・廃溶媒の火災を想定した場合でも周辺公衆被ばく量を5mSvより十分低く抑えることができる。
- ・低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の運転開始に併せて、廃溶媒処理技術開発施設(ST)において速やかに廃溶媒の処理に着手する。

東海再処理施設の廃止に向けた計画(平成28年11月)より引用

### 2.3 関係法令等の遵守

廃止措置の実施に当たっては、安全確保を最優先に、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下「原子炉等規制法」という。), 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」, 「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」(以下「再処理規則」という。)等の関係法令及び「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量告示」という。)等の関係告示を遵守する。また、保安のために必要な事項を再処理施設保安規定に定めて、適切な品質保証活動のもと実施する。

さらに、日本原子力学会標準「試験研究炉及び核燃料取扱施設等の廃止措置の計画：2013」及び先行プラントの実績を参考とする。

### 2.4 放射線管理に関する方針

放射線業務従事者及び周辺公衆の被ばくが線量告示に定められている線量限度を超えないことはもとより、合理的に達成可能な限り低減するように、適切な除染方法、機器解体工法及び機器解体手順を策定する。

放射線業務従事者の被ばく低減のために、汚染された機器は、必要に応じて系統除染を実施する。機器解体に当たり、放射線レベルの高い区域で作業を行う場合は、遠隔操作装置、遮蔽を用いるとともに、汚染拡大防止措置等を施す。

周辺公衆の被ばくを低減させるため、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は、再処理事業指定申請書の記載の方法に従って適切に処理を行って放出管理し、平常時における周辺公衆の被ばく線量の評価結果が、再処理事業指定申請書に記載の値を超えないようにする。

再処理施設においては、今後新たな使用済燃料の処理は行わないものの、ガラス固化処理等を継続するとともに、今後、工程の洗浄等を計画している。今後、廃止措置の進捗により放出量が低減する段階で、適宜、放出の基準の見直しを行う。

放射線管理及び被ばく評価については、「添付書類三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書」に示す。

### 2.5 放射性廃棄物に関する方針

放射性廃棄物の発生量を合理的に可能な限り低減するように、適切な除染方法、機器解体工法及び機器解体手順を策定するとともに、発生した放射性廃棄物を適切に処理する。

放射性気体廃棄物は、再処理事業指定申請書の記載に従って、洗浄塔、

フィルタ等で洗浄，ろ過したのち，主排気筒，第一付属排気筒及び第二付属排気筒を通じて大気に排出する。

放射性液体廃棄物は，再処理事業指定申請書の記載に従って，主に蒸発処理，中和処理，油分除去を行い，海中放出設備の放出管を通じて海中に放出する。一方，蒸発処理に伴い蒸発濃縮した低放射性濃縮廃液については，セメント固化し放射性廃棄物の貯蔵施設に貯蔵する。

放射性固体廃棄物は，再処理事業指定申請書の記載の方法に従って，焼却処理等を行い，放射性廃棄物の貯蔵施設に貯蔵する。

放射性廃棄物の貯蔵施設に貯蔵した廃棄物は，廃棄体化施設の整備が整い次第廃棄体化施設に搬出し，処分場の要件に見合うよう廃棄体化処理する。廃棄体は処分場の操業開始後随時搬出する。放射性廃棄物でない廃棄物(管理区域外から発生した廃棄物を含む。)は，可能な限り再生利用するか，又は産業廃棄物として適切に廃棄する。

これらの廃棄に係る計画については，「九. 使用済燃料，核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物又はこれらによって汚染された物の廃棄」に示す。

## 2.6 施設・設備の維持管理に関する方針

廃止措置を安全かつ確実に実施するため，必要な設備を廃止措置の進捗に応じて適切に維持管理する。放射性物質を内包する系統及び機器を収納する建家及び構築物については，これらの系統及び機器が撤去されるまでの間，放射性物質の外部への漏えいを防止するための障壁及び放射線遮蔽体としての機能を維持管理する。専ら廃止措置の用に供する装置を導入する場合は，安全対策を施した設計とする。

適切な維持管理を図るための体制・方策については，「六. 性能維持施設の位置，構造及び設備並びにその性能，その性能を維持すべき期間並びに再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則（平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号）第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情がある場合はその内容」に示す。

## 2.7 技術開発に関する方針

再処理施設の廃止措置を進める上で，設備・機器の除染技術や解体技術，被ばく線量を低減するための遠隔技術，放射性廃棄物の処理技術，廃棄体の検認等のための測定・分析技術の開発が必要であり，廃止措置の進捗に合わせて実施していくとともに，施設解体までの間，一定の技術開発を実施する。

再処理施設の廃止措置を通じて得られた知見は、六ヶ所再処理工場の保守管理や廃止措置コストの削減のほか、福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術、放射性廃棄物の特性調査及び廃棄物の処理・処分に係る研究開発等へ反映できるよう、その知見を適宜取り纏めるものとする。

### 3 廃止措置の実施区分

再処理施設は、再処理により発生した放射性廃棄物を保有しており、継続して処理を行う必要がある状態の中で廃止措置に着手することから、一般的な原子力発電所における原子炉の廃止措置とは異なり、施設ごとに段階的に進めることになる。

分離精製工場(MP)、ウラン脱硝施設(DN)、プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)、クリプトン回収技術開発施設(Kr)は、所期の目的を終了したことから、先行して廃止措置(除染、解体)に着手する施設であり、一方、それ以外の施設においては、当面、放射性廃棄物の処理や貯蔵等を行い、所期の目的を終了した施設から順次廃止に移行する。

廃止措置は、基本的に①解体準備期間、②機器解体期間及び③管理区域解除期間に区分し、建家ごとにこの順序で実施する。廃止措置の基本的なステップを表4-1に示す。

表4-1 廃止措置の基本的なステップ

区分	期間中の主な実施事項
第1段階 解体準備期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 工程洗浄</li> <li>・ 系統除染</li> <li>・ 汚染状況の調査</li> </ul>
第2段階 機器解体期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性物質により汚染された区域(管理区域)における機器の解体撤去</li> </ul>
第3段階 管理区域解除期間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建家の汚染除去</li> <li>・ 保安上必要な機器の撤去</li> <li>・ 管理区域解除</li> </ul>

解体準備期間においては、分散している核燃料物質を集約する工程洗浄及び被ばく線量を低減する系統除染を実施するとともに、汚染状況の調査結果等を踏まえ、機器解体の工法及び手順の詳細について検討を進め、機器の解体撤去計画を策定する。

なお、機器の高経年化及び潜在的な危険性の排除の観点から一部の機器に対して先行して解体撤去を行うことも考慮する。

機器解体期間では、放射性物質により汚染された区域(管理区域)における供用を終了した機器の解体に着手する。

管理区域解除期間においては、管理区域の解除を行うに当たり、機器等の撤去後に建家躯体表面(コンクリート)に付着し残存している汚染について、はつり等の方法で除去する。その後、汚染検査を行い、安全を確認した上で、保安上必要な機器である換気設備や放射線管理設備等を撤去し、管理区域を順次解除する。管理区域を解除した建家については、利活用することを検討する。廃止措置終了後の状態を図 4-1 に示す。

最終的には、再処理施設の全施設において、①使用済燃料、核燃料物質又は使用済燃料から分離された物の譲渡しが完了していること、②廃止措置対象施設の敷地に係る土壌及び当該敷地に残存する施設について放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあること、③使用済燃料、核燃料物質若しくは使用済燃料から分離された物又はこれらによって汚染された物の廃棄が終了していること、及び④放射線管理記録の原子力規制委員会が指定する機関への引渡しが完了していることの確認をもって廃止措置の終了とする。

なお、廃止措置に係る各作業の管理及び工程管理を確実に実施するため、廃止措置計画に係る業務計画書を策定し、その管理の中で計画、実施、評価及び改善を行うことを再処理施設保安規定に定める。

### 3.1 先行して廃止措置に着手する施設 (MP, DN, PCDF, Kr) の廃止措置

#### (1) 解体準備期間

先行して廃止措置に着手する施設の解体準備期間では、建家及び構築物、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理設備、換気設備、電源設備、その他保安上必要な設備等の必要な機能を維持管理する。

解体準備期間に実施する系統除染は、機器解体時における放射線業務従事者の被ばくを低減することを目的として、機器内表面の汚染を除去する。基本的に酸・アルカリによる除染を繰り返すこととし、必要に応じてその他の除染剤を用いた化学的な除染を採用する。また、設備によっては補助的に高圧水等による機械的な除染を行う。

放射線業務従事者及び周辺公衆の放射線被ばくを低減するように適切な機器解体工法及び解体手順を策定するため並びに機器解体に伴って発生する放射性固体廃棄物発生量の評価精度の向上を図るため、施設の汚染状況を調査する。試料採取に当たっては、系統の維持管理に影響を与えないよう考慮する。

安全確保のための機能に影響を与えない範囲で管理区域外の機器や機

器の高経年化及び潜在的な危険性の排除の観点から一部の機器に対して先行して解体撤去を行うことも考慮する。

なお、系統除染により合理的に放射能レベルが低減されたことをもって、解体準備期間を完了とする。

解体準備期間に実施する工程洗浄の方法等については、「十. 廃止措置の工程」、「十二. 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す方法及び時期」及び「添付書類十 回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出す工程に関する説明書」に示す。また、系統除染等の詳細な方法等については、工程洗浄後の汚染状況調査を踏まえ検討し決定することから、系統除染に着手するまでに廃止措置計画の変更申請を行う。

## (2) 機器解体期間

先行して廃止措置に着手する施設の機器解体期間では、管理区域における供用を終了した機器の解体に着手する。また、解体準備期間から着手している管理区域外の機器の解体撤去を継続して実施する。

機器解体は、機器解体に伴い発生する解体廃棄物の搬出ルート及び資機材置場を確保の上、工具等を用いた分解・取り外し、熱的切断装置又は機械的切断装置を用いた切断等を行う。解体廃棄物は、機器解体後のスペースを活用して保管することも考慮する。セル内機器の解体に当たっては、放射線業務従事者の被ばく低減のために、遮蔽や遠隔操作装置の利用等を考慮する。

これらの作業に伴う施設内の汚染拡大防止を図るために、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排気フィルタ及び局所排風機を導入する。

また、各種装置の使用に当たっては、取り扱う解体廃棄物の放射能レベルに応じて、必要な安全対策を講じる。

なお、管理区域に設置してある機器(保安上必要な機器を除く。)の解体を全て終えたことをもって機器解体期間を完了とする。

機器解体期間における機器解体及び機器撤去の詳細な方法等については、解体準備期間に実施する工程洗浄及び系統除染後の汚染状況調査を踏まえ検討し決定することから、機器解体に着手するまでに廃止措置計画の変更申請を行う。

## (3) 管理区域解除期間

先行して廃止措置に着手する施設の管理区域解除期間においては、管理区域の解除を行うに当たり、機器等の撤去後に建家躯体表面(コンクリート)に付着し残存している汚染について、はつり等の方法で除去する。

その後、汚染検査を行い安全を確認した上で、換気設備や放射線管理設備等を撤去し、管理区域を順次解除する。管理区域を解除した建家については、利活用することを検討する。

管理区域解除期間における詳細なはつり方法等については、機器解体期間に実施する機器の解体・撤去後の汚染状況調査を踏まえ検討し決定することから、はつり作業等に着手するまでに廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、管理区域の解除をもって当該施設の管理区域解除期間を完了とする。

### 3.2 先行して廃止措置に着手する施設以外の施設の利用及び廃止措置

先行して廃止措置に着手する施設以外の施設においては、引き続き核燃料物質等の貯蔵を行うとともに、放射性廃棄物の処理を行う。これに付随する施設(分析所(CB)、主排気筒、第一付属排気筒、第二付属排気筒等)についても使用を続ける。先行して廃止措置に着手する施設以外のこれらの施設は、各施設の所期の目的が完了した時点で廃止に移行する。先行して廃止措置に着手する施設における系統除染、機器解体等の経験を踏まえ、前述の廃止措置の基本的なステップに従って進める。廃止措置の着手に当たっては解体準備期間に実施する事項を定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。

## 4 使用しない設備の措置

分離精製工場(MP)においては、せん断装置に使用済燃料が挿入できないよう使用済燃料を導入するコンベアの通路上にある可動カバの開閉ができないようにするための措置、脱硝塔に硝酸ウラニル溶液を供給できないようにするための措置を施している。溶解槽、各抽出器、プルトニウム溶液蒸発缶、ウラン濃縮蒸発缶等については系統除染終了後、それぞれの機器・配管等に措置を行い使用できないようにする。

また、クリプトン回収技術開発施設(Kr)においては、反応器を運転するために必要な原料の供給等ができないようにするための措置を施している。ウラン脱硝施設(DN)及びプルトニウム転換技術開発施設(PCDF)においても、系統除染終了後、それぞれの機器・配管等に措置を行い使用できないようにする。

その他、廃溶媒処理技術開発施設(ST)において、PVC固化のための加熱装置の運転ができないよう給電ケーブルの解線や制御盤への施錠の措置を施しており、その他の施設についても廃止措置の進捗状況及び施設の利用

状況を踏まえ、必要に応じて使用しない設備に対して措置を行うこととする。既に実施している措置について別添 4-4～4-7 に示す。

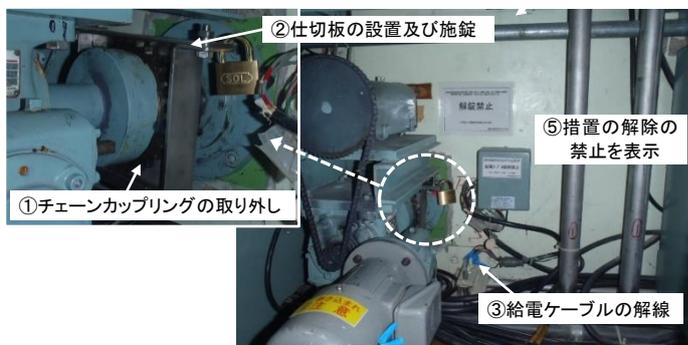
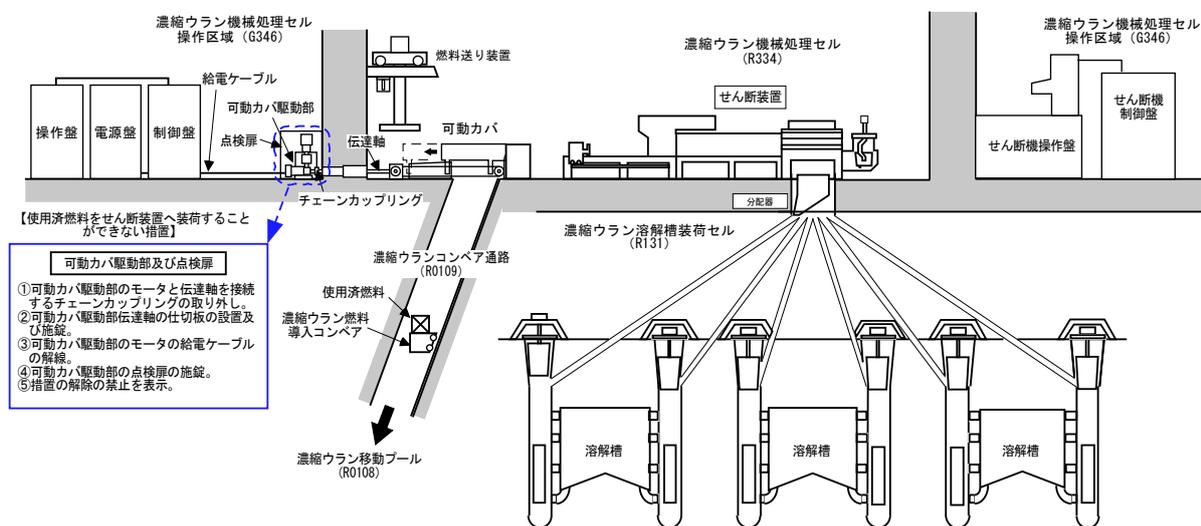
これらの措置を適宜、再処理施設保安規定に定め実施することにより、安全を確保しつつ、施設定期自主検査及び点検整備方法の見直しを図る。

使用しない設備において既の実施している措置(1)

せん断装置 (分離精製工場(MP))

使用済燃料をせん断装置へ装荷することができないようにするための措置として、以下を実施した。

- ① 可動カバ駆動部のモータと伝達軸を接続するチェーンカップリングの取り外し。
- ② 可動カバ駆動部伝達軸の仕切板の設置及び施錠。
- ③ 可動カバ駆動部のモータの給電ケーブルの解線。
- ④ 可動カバ駆動部の点検扉の施錠。
- ⑤ 措置の解除の禁止を表示。



点検扉内の可動カバ駆動部への措置(G346)



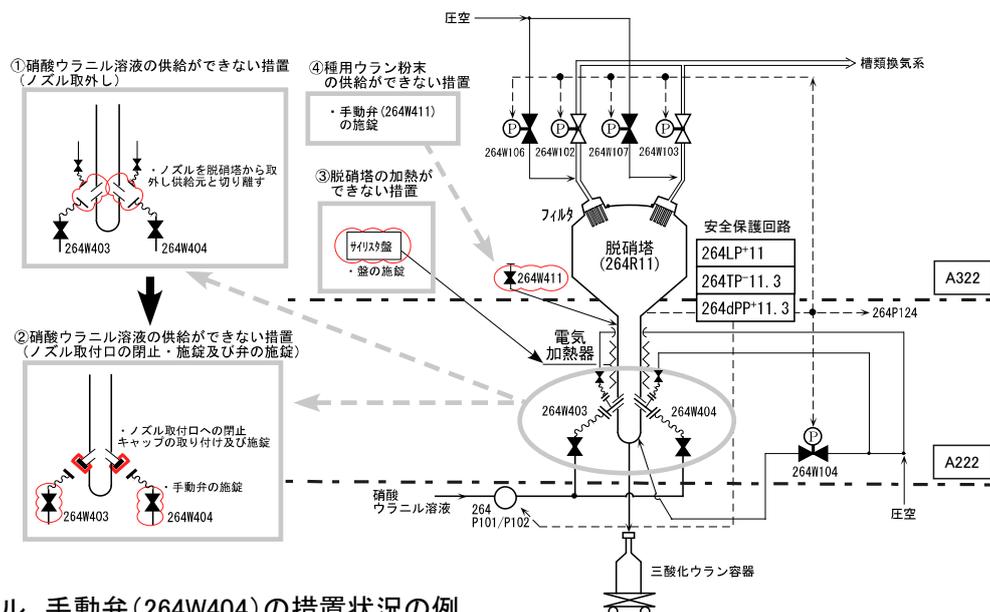
点検扉への措置(G346)

使用しない設備において既に実施している措置(2)

脱硝塔(分離精製工場(MP))

脱硝塔を運転できないようにするための措置として、以下を実施した。

- ① 脱硝塔から左右ノズルを取外し。
- ② ノズル取付け口へ閉止キャップ取付け、施錠及び硝酸ウラニル溶液供給ラインの手動弁(264W403,W404)を閉の状態に施錠。
- ③ サイリスタ盤内のブレーカーを「OFF」とし、扉を施錠。
- ④ 種用ウラン粉末の供給ラインの手動弁(264W411)を閉の状態に施錠。
- ⑤ 措置の解除の禁止を表示。



右側ノズル, 手動弁(264W404)の措置状況の例



①脱硝塔から左右ノズルを取外し。



②ノズル取付け口へ閉止キャップ取付け、施錠及び手動弁を閉の状態に施錠。



⑤措置の解除の禁止を表示。



③サイリスタ盤内のブレーカーを「OFF」とし、扉を施錠。  
⑤措置の解除の禁止を表示。



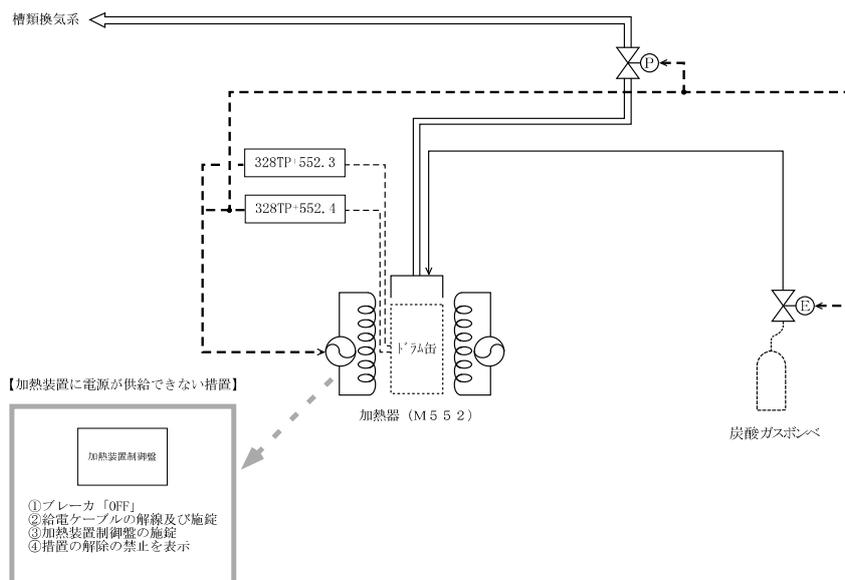
④種用ウラン粉末の供給ラインの手動弁(264W411)を閉の状態に施錠。  
⑤措置の解除の禁止を表示。

使用しない設備において既に実施している措置(3)

加熱装置 (廃溶媒処理技術開発施設(ST))

加熱装置に電源が供給できないようにするための措置として、以下を実施した。

- ① 加熱装置制御盤内のブレーカを「OFF」。
- ② ブレーカへの給電ケーブルを解線し、結線できないよう施錠。
- ③ 加熱装置制御盤の扉を施錠。
- ④ 措置の解除の禁止を表示。



加熱装置制御盤全体



①ブレーカを「OFF」。



②給電ケーブルを解線、施錠。



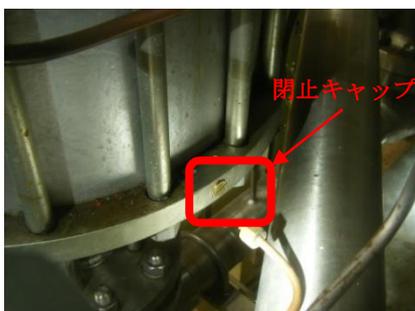
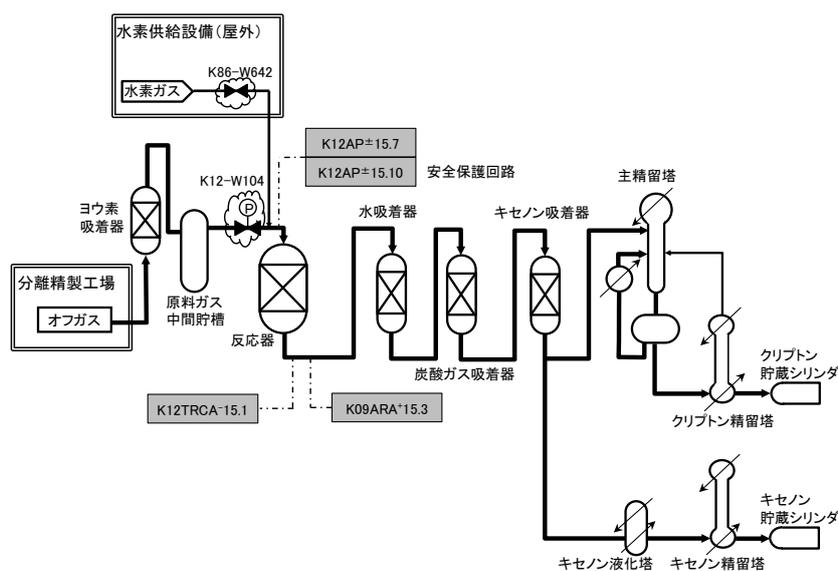
③加熱装置制御盤扉を施錠。  
④措置の解除の禁止を表示。

使用しない設備において既に実施している措置(4)

反応器 (クリプトン回収技術開発施設(Kr))

反応器に原料及び水素が供給できないようにするための措置として、以下を実施した。

- ① 原料を供給する圧空作動弁の圧空供給口への閉止キャップ取り付け及び施錠。
- ② 水素を供給する手動弁の施錠。
- ③ 措置の解除の禁止を表示



① 圧空供給口への閉止キャップ取り付け及び施錠。



③ 措置の解除の禁止を表示。



② 手動弁の施錠。



③ 措置の解除の禁止を表示。

## 5 先行して廃止措置に着手する施設の安全対策

機器の解体等の廃止措置における安全対策は、過去のトラブル等の経験を十分踏まえた上で、以下の放射性物質の施設内外への漏えい防止及び拡散防止対策、被ばく低減対策並びに事故防止対策を講じることを基本とする。これらの安全確保に係る事項を確実に実施するため、廃止措置計画に係る業務計画書を策定し、その管理の中で計画、実施、評価及び改善を行うこと、廃止措置計画の実施に係る重要事項を再処理施設安全専門委員会の審議事項とすることを再処理施設保安規定に定め、これに基づき工程洗浄、系統除染、機器の解体撤去等を行う。なお、これらの管理を充実させるため、廃止措置の進捗に応じて、再処理施設保安規定を変更する。

### (1) 漏えい及び拡散防止対策

気体状の放射性物質に対して、既存の建家・構造物及び換気設備により施設外への漏えい及び拡散防止機能を維持するとともに、この機能が損なわれないように解体の工法及び手順を計画する。汚染のある施設・設備を解体撤去する場合など、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排気フィルタ及び局所排風機等の施設・設備外への拡散防止機能を持った装置を導入する。

液体状の放射性物質が発生する間は、漏えい防止機能を維持するとともに、この機能が損なわれないように解体の工法及び手順を計画する。

なお、施設外への放射性物質の漏えい及び拡散防止対策に係る管理が適切に行われていることを確認するため、廃止措置時においても再処理施設からの放射性物質の放出管理に係る排気モニタリング、排水モニタリング及び周辺環境に対する放射線モニタリングを継続して実施する。

### (2) 放射線業務従事者の被ばく低減対策

機器解体に当たっては、対象範囲の表面汚染密度、線量率及び空気中の放射性物質濃度を考慮して、下記の措置を講じることにより、合理的に達成可能な限り被ばく低減に努める。

外部被ばく低減のため、機器解体の着手前に系統除染を実施する。また、放射能レベルの高い区域で作業を行う場合は、必要に応じて遠隔操作装置、遮蔽等を用いる。

対象範囲の汚染状況等については、事前に確認を行い、その結果に基づき、放射性物質の拡散防止対策、被ばく低減対策等の安全対策を講じて解体を行うことにより、環境への放射性物質の放出抑制及び放射線業務従事者の被ばく低減に努める。

内部被ばく防止のため、放射性粉じんの発生及び拡散を抑制する工法を採用する。放射能レベルの高い区域で作業を行う場合は、汚染拡大防止囲い、局所排気フィルタ及び局所排風機を設置するなどにより施設内の汚染拡大防止を図るとともに、マスク等の防護具等を用いる。

作業の実施に当たっては、必要に応じて目標線量を設定し、実績線量と比較し改善策を検討するなどして、被ばく低減に努める。また、作業区域内の放射線環境に応じてサーベイメータ等により線量率を測定するとともに、線量率が著しく変動するおそれのある作業は、可搬式エリアモニタ装置等を用いて作業中の線量率を監視する。

放射能レベルの比較的高い汚染物を取り扱う遠隔操作装置等の導入に当たっては、放射線業務従事者の被ばく低減を考慮して、作業区域内の空間線量率に応じて適切に遮蔽を行う。

### (3) 事故防止対策

廃止措置中の過失、機械又は装置の故障による人的災害、又は周辺公衆への影響を防止するため、事前に作業における危険性等を調査し、必要な安全対策を講じる。遠隔操作装置等の導入に当たっては、汚染物の落下防止対策及び衝突防止対策を講じる。

地震、台風等の自然事象に備え、内包する有意な汚染を除去するまで既存の建家を維持する。

火災等の人為事象に対する安全対策として、既存の消火設備等を維持するとともに難燃性の資機材の使用、可燃性物質の保管及び可燃性ガスを使用する場合の管理の徹底、重量物に適合した揚重装置の使用等の措置を講じる。

事故発生時には、事故拡大防止等の措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。

### (4) 労働災害防止対策

一般労働災害防止対策として、高所作業対策、有害物対策、感電防止対策、粉じん障害対策、閉所・酸欠防止対策、振動対策、騒音対策等を講じる。なお、作業に当たっては、周辺設備に影響を及ぼさないよう作業方法を計画する。

### (5) 廃止措置のために導入する装置の安全設計

廃止措置の基本方針に基づき、装置の機能等に応じて日本工業規格等の規格及び規準に準拠するとともに、必要に応じて漏えい及び拡散防止

対策，被ばく低減対策，事故防止対策の安全対策を講じる。

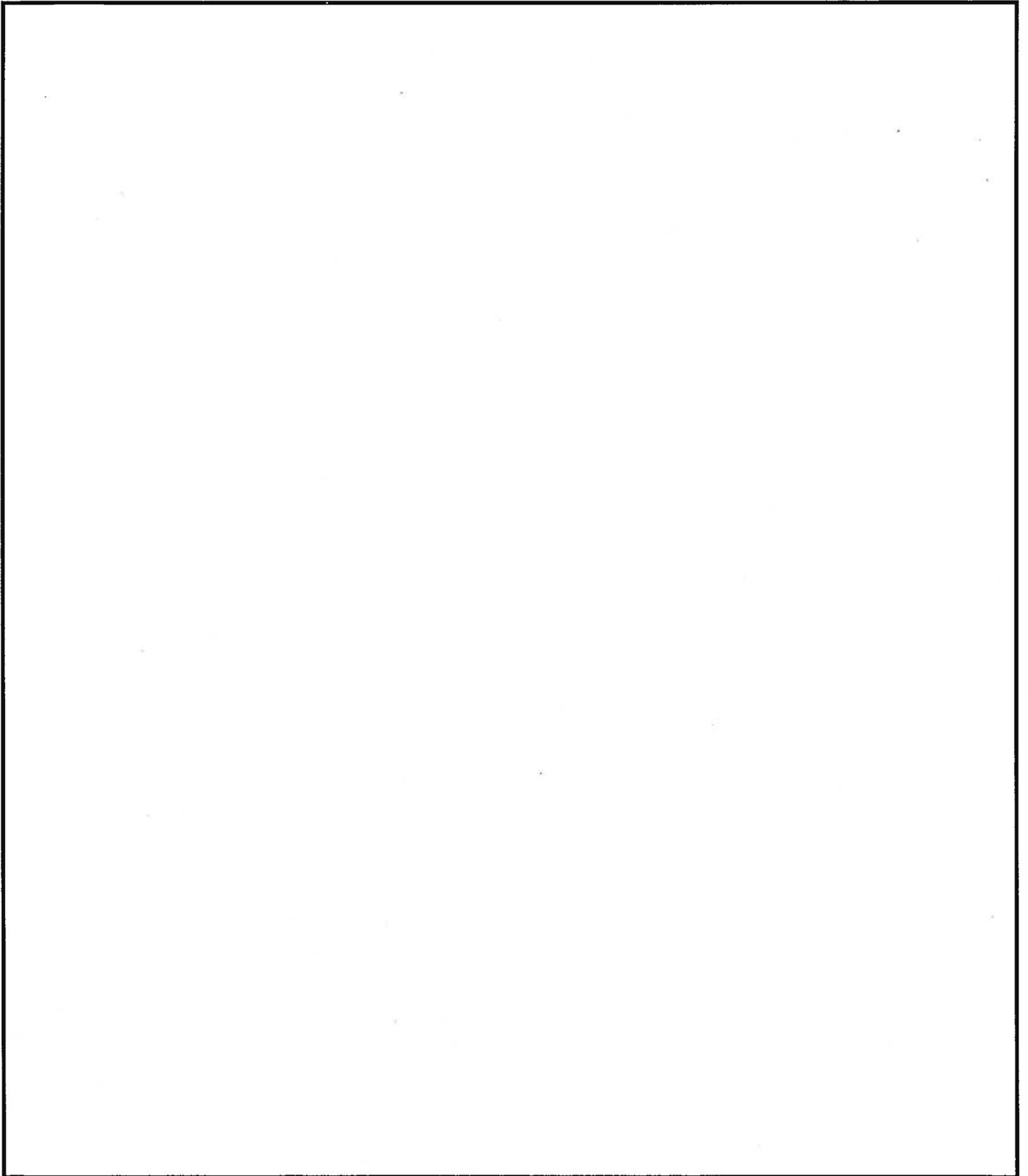


図 4-1 廃止措置終了後の再処理施設の配置図  
(全施設管理区域を解除)

## 五. 廃止措置期間中に性能を維持すべき再処理施設

再処理施設は、廃止措置期間中においても使用済燃料の貯蔵、放射性廃棄物の処理・貯蔵、核燃料物質の保管を継続して行う必要がある。これらの施設については当面の間、再処理運転時と同様に性能を維持する必要があることから、表 5-1 に示す再処理運転時の施設定期自主検査の対象としていた設備及び緊急安全対策等として整備した設備、また、これらを含む系統を性能維持施設とし、詳細な設備については平成 29 年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

これらの性能維持施設に要求される機能等については、「添付書類六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書」に示す。

表 5-1 性能維持施設 (1/17)

設 備 名 称 等	
分離精製工場 (MP)	燃料受入系扉
	貯蔵プール熱交換器
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	熔融炉
分離精製工場 (MP)	建家及びセル換気系
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	建家及びセル換気系
廃棄物処理場 (AAF)	建家及びセル換気系
分析所 (CB)	建家及びセル換気系
第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E)	建家及びセル換気系
第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z)	建家及びセル換気系
放出廃液油分除去施設 (C)	建家換気系
廃溶媒貯蔵場 (WS)	建家及びセル換気系
第二スラッジ貯蔵場 (LW2)	建家及びセル換気系
ウラン脱硝施設 (DN)	建家換気系
焼却施設 (IF)	建家換気系
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)	建家及びセル換気系
アスファルト固化処理施設 (ASP)	建家及びセル換気系
アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1)	建家及びセル換気系
廃溶媒処理技術開発施設 (ST)	建家及びセル換気系
低放射濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF)	建家及びセル換気系
高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)	セル換気系
第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)	建家及びセル換気系
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	建家及びセル換気系
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	建家及びセル換気系
クリプトン回収技術開発施設 (Kr)	建家及びセル換気系
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	空気圧縮機
ユーティリティ施設 (UC)	
焼却施設 (IF)	
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)	

表 5-1 性能維持施設 (2/17)

設 備 名 称 等	
第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)	空気圧縮機
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	
クリプトン回収技術開発施設 (Kr)	
分離精製工場 (MP)	プルトニウム溶液蒸発缶
	冷水設備用ポンプ
資材庫	浄水設備用ポンプ
ユーティリティ施設 (UC)	冷却水供給ポンプ
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	冷却水設備プロセス用ポンプ
	冷水設備用ポンプ
中央運転管理室	蒸気設備
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	保管ピット
	冷却塔
ガラス固化技術開発棟	建家・構築物
ガラス固化技術管理棟	
第二付属排気筒	
クリプトン回収技術開発施設 (Kr)	
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	
ウラン脱硝施設 (DN)	
ウラン貯蔵所 (U03)	
第二ウラン貯蔵所 (2U03)	
第三ウラン貯蔵所 (3U03)	
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	
除染場 (DS)	
分離精製工場 (MP)	
分析所 (CB)	
ユーティリティ施設 (UC)	
資材庫	
主排気筒	
高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)	

表 5-1 性能維持施設 (3/17)

設 備 名 称 等	
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)	建家・構築物
アスファルト固化処理施設 (ASP)	
アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1)	
第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)	
第一低放射性固体廃棄物貯蔵場 (1LASWS)	
第二低放射性固体廃棄物貯蔵場 (2LASWS)	
廃棄物処理場 (AAF)	
第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E)	
第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z)	
放出廃液油分除去施設 (C)	
廃溶媒処理技術開発施設 (ST)	
低放射性濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF)	
廃溶媒貯蔵場 (WS)	
スラッジ貯蔵場 (LW)	
第二スラッジ貯蔵場 (LW2)	
焼却施設 (IF)	
第一付属排気筒	
中間開閉所	
第二中間開閉所	
排水モニタ室	
分離精製工場 (MP)	浸水防止扉
	ハッチ扉
	閉止板
	その他, 延長ダクト等の浸水防止設備
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	浸水防止扉
	閉止板 (盾式角落し)
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	浸水防止扉
	ハッチ扉
	その他, 延長ダクト等の浸水防止設備
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	浸水防止扉

表 5-1 性能維持施設 (4/17)

設 備 名 称 等	
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	閉止板
	閉止板 (盾式角落し)
	その他, 延長ダクト等の浸水防止設備
分析所 (CB)	浸水防止扉
	ハッチ扉
	閉止板
中間開閉所	浸水防止扉
	閉止板
第二中間開閉所	浸水防止扉
	閉止板
分離精製工場 (MP)	ガンマ線エリアモニタ
除染場 (DS)	
分析所 (CB)	
廃棄物処理場 (AAF)	
第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E)	
第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z)	
放出廃液油分除去施設 (C)	
ウラン貯蔵所 (U03)	
第二ウラン貯蔵所 (2U03)	
第三ウラン貯蔵所 (3U03)	
廃溶媒貯蔵場 (WS)	
ウラン脱硝施設 (DN)	
高放射廃液貯蔵場 (HAW)	
焼却施設 (IF)	
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	
廃溶媒処理技術開発施設 (ST)	
クリプトン回収技術開発施設 (Kr)	
アスファルト固化処理施設 (ASP)	
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)	

表 5-1 性能維持施設 (5/17)

設 備 名 称 等				
アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1)	ガンマ線エリアモニタ			
第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)				
低放射性濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF)				
分離精製工場 (MP)	中性子線エリアモニタ			
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)				
分離精製工場 (MP)	ベータ線ダストモニタ			
除染場 (DS)				
分析所 (CB)				
廃棄物処理場 (AAF)				
放出廃液油分除去施設 (C)				
除染場 (DS)				
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)				
焼却施設 (IF)				
廃溶媒処理技術開発施設 (ST)				
アスファルト固化処理施設 (ASP)				
ガラス固化技術開発施設 (TVF)				
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)				
第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)				
低放射性濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF)				
分離精製工場 (MP)			プルトニウムダストモニタ	
分析所 (CB)				
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)				
主排気筒	排気モニタ			
第一付属排気筒				
第二付属排気筒				
分析所 (CB)	排気モニタ	局所排気		
廃棄物処理場 (AAF)				
第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E)				
第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z)				

表 5-1 性能維持施設 (6/17)

設 備 名 称 等		
放出廃液油分除去施設 (C)	排気モニタ	局所排気
ウラン脱硝施設 (DN)		
第二スラッジ貯蔵場 (LW2)		
焼却施設 (IF)		
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)		
アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1)		
第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)		
モニタリングステーション		
モニタリングポスト		
排水モニタリング設備	アルファ放射線測定器	
	ベータ放射線測定器	
	ガンマ放射線測定器	
緊急時対応設備	移動式発電機 (1000kVA)	
	移動式発電機 (1000kVA)	
	接続端子盤	分離精製工場, 高放射性廃液貯蔵場
		ガラス固化技術開発施設
	緊急電源接続盤	分離精製工場
		高放射性廃液貯蔵場
		ガラス固化技術開発施設
	重 機	ホイールローダ
		油圧ショベル
	タンクローリー	
	水槽付き消防ポンプ自動車	
	水槽付き消防ポンプ自動車	
	水槽付き消防ポンプ自動車	
	化学消防自動車	
通信機材	MCA 携帯型無線機	
	衛星電話	

表 5-1 性能維持施設 (7/17)

設 備 名 称 等		
緊急時対応設備	通信機材	簡易無線機
		トランシーバ
	中央制御室空気循環用機材	空気循環装置
		可搬型入気装置
		エアロック用グリーンハウス
	可搬型発電機	
	予備循環ポンプ	
	予備循環ポンプ	
	排風機	
	排風機	
	ブロワ	
	ブロワ	
	可搬型発電機	
	可搬式圧縮機	
	可搬式圧縮機	
	エンジン付きポンプ	
	可搬型蒸気供給設備	ボイラ, 燃料タンク等
	高線量対応防護服類	タングステン製防護服
		タングステンエプロン
		鉛エプロン
	一次冷却水循環ポンプ	
	二次冷却水循環ポンプ	
	可搬型ブロワ	
	可搬式圧縮機	
	可搬型発電機	
	可搬型発電機	
	TVF 制御室空気循環用機材	給気ユニット
		空気循環装置

表 5-1 性能維持施設 (8/17)

設 備 名 称 等		
分離精製工場 (MP)	溶 解 槽	圧力上限緊急操作装置 [ I ]
		圧力上限緊急操作装置 [ II ]
	溶解槽溶液受槽	密度制御操作装置
	第 1 ストリップ調整槽	温度上限操作上限警報装置
		電導度上限操作上限警報装置
	温水器(282H50)	温度上限操作上限警報装置
	第 2 ストリップ調整槽	電導度下限操作装置
	第 3 ストリップ調整槽	電導度下限操作装置
	第 1 スクラブ調整槽	密度下限操作装置
	第 3 スクラブ調整槽	電導度下限操作装置
	抽 出 器	流量低下緊急操作装置
		溶媒流量上限警報装置
	プルトニウム溶液蒸発缶	圧力上限緊急操作装置
		温度上限緊急操作装置
蒸発缶加熱蒸気温度警報装置		
加熱蒸気凝縮水放射性物質検知装置		
		密度上限警報装置

表 5-1 性能維持施設 (9/17)

設 備 名 称 等		
分離精製工場 (MP)	ウラン溶液蒸発缶 (第1段)	液面上限緊急操作装置 [ I ]
		液面上限緊急操作装置 [ II ]
		蒸発缶加熱蒸気温度警報装置
		温度上限緊急操作装置
		圧力上限操作上限警報装置
ウラン脱硝施設 (DN)	UNH受槽	ウラン濃縮度記録上限操作装置
		密度指示上限操作装置
	溶解液受槽	密度指示上限操作装置
	脱硝塔	温度下限緊急操作装置
		圧力上限緊急操作装置
分離精製工場 (MP)	酸回収蒸発缶	蒸発缶加熱蒸気温度警報装置
		缶内圧力上限緊急操作装置
	高放射性廃液蒸発缶	圧力上限緊急操作装置 [ I ]
		圧力上限緊急操作装置 [ II ]
		圧力上昇警報装置

表 5-1 性能維持施設 (10/17)

設 備 名 称 等		
分離精製工場 (MP)	高放射性廃液蒸発缶	蒸発缶加熱蒸気温度警報装置
		圧力上限操作上限警報装置
		温度上限操作上限警報装置
		液位下限警報装置
		γ線上限警報装置
		流量上昇警報装置
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	高放射性廃液貯槽	温度上昇警報装置
		槽内圧力上昇警報装置
分離精製工場 (MP)	プルトニウム製品貯槽	液位上昇警報装置
	グローブボックス (267X65)	液位上限操作上限警報装置
廃棄物処理場 (AAF)	低放射性廃液第1蒸発缶	圧力上限緊急操作装置
第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E)	低放射性廃液第2蒸発缶	圧力上限緊急操作装置
第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z)	低放射性廃液第3蒸発缶	圧力上限緊急操作装置
分離精製工場 (MP)	蒸気凝縮水系	放射性物質検知装置
	廃ガス貯槽	槽内圧力上昇警報装置

表 5-1 性能維持施設 (11/17)

設 備 名 称 等		
分析所 (CB)	建家及びセル換気系	負圧警報装置
分離精製工場 (MP)		
廃棄物処理場 (AAF)		
第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E)		
第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z)		
第二スラッジ貯蔵場 (LW2)		
廃溶媒貯蔵場 (WS)		
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)		
アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1)		
第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)		
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)		
アスファルト固化処理施設 (ASP)		
廃溶媒処理技術開発施設 (ST)		
ガラス固化技術開発施設 (TVF)		
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)		
クリプトン回収技術開発施設 (Kr)	建家換気系	
放出廃液油分除去施設 (C)		
ウラン脱硝施設 (DN)		
焼却施設 (IF)	セル換気系	
高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)		
分析所 (CB)	セ ル 等	温度警報装置
		漏洩検知装置
分離精製工場 (MP)	セ ル 等	温度警報装置
		漏洩検知装置
ウラン脱硝施設 (DN)	セ ル 等	漏洩検知装置
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	セ ル 等	漏洩検知装置
高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)	セ ル 等	温度警報装置
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)	セ ル 等	漏洩検知装置

表 5-1 性能維持施設 (12/17)

設 備 名 称 等		
アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1)	セ ル 等	温度警報装置
第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)	セ ル 等	温度警報装置
アスファルト固化処理施設 (ASP)	セ ル 等	漏洩検知装置
廃棄物処理場 (AAF)	セ ル 等	温度警報装置
		漏洩検知装置
第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E)	セ ル 等	漏洩検知装置
第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z)	セ ル 等	温度警報装置
		漏洩検知装置
廃溶媒貯蔵場 (WS)	セ ル 等	温度警報装置
		漏洩検知装置
スラッジ貯蔵場 (LW)	セ ル 等	温度警報装置
		漏洩検知装置
放出廃液油分除去施設 (C)	セ ル 等	漏洩検知装置
低放射性濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF)	セ ル 等	漏洩検知装置
廃溶媒処理技術開発施設 (ST)	セ ル 等	温度警報装置
		漏洩検知装置
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	セ ル 等	漏洩検知装置
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	セ ル 等	温度警報装置
		漏洩検知装置
クリプトン回収技術開発施設 (Kr)	セ ル 等	漏洩検知装置
ユーティリティ施設 (UC)	非常用電源	非常用発電機
中間開閉所		
第二中間開閉所		
ガラス固化技術開発施設 (TVF)		
分析所 (CB)	非常用電源	無停電電源装置
第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z)		
廃溶媒処理技術開発施設 (ST)		
ウラン脱硝施設 (DN)		
焼却施設 (IF)		
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)		

表 5-1 性能維持施設 (13/17)

設 備 名 称 等		
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)	非常用電源	無停電電源装置
ガラス固化技術開発施設 (TVF)		
第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)		
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)		
低放射性濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF)		
クリプトン回収技術開発施設 (Kr)		
ユーティリティ施設 (UC)	冷却水設備	圧力下限警報装置
	圧縮空気設備	
廃溶媒処理技術開発施設 (ST)	槽 (328V10, V11, V20, V21, V22, V23, V24, V25, V30, V31, V32, V40, V41, V47)	温度記録上限緊急操作装置
ガラス固化技術開発施設 (TVF)	固化セル	圧力上限緊急操作装置
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	焙焼還元炉	温度上限緊急操作装置
		流量下限緊急操作装置
	窒素水素混合ガス供給系	水素濃度上限緊急操作装置
	窒素水素混合ガス供給系	水素濃度上限警報上限操作装置
	廃液蒸発缶	温度上限緊急操作装置
圧力上限緊急操作装置		
焼却施設 (IF)	焼却灰受槽	温度上限操作装置
分離精製工場 (MP)	その他の主要な設備	臨界警報装置
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	その他の主要な設備	臨界警報装置

表 5-1 性能維持施設 (14/17)

設 備 名 称 等		
分離精製工場 (MP)	溶 解 槽	温度計
		圧力計
	溶解槽溶液受槽	密度計
	抽 出 器	流量計
	第 1 スクラブ調整槽	密度計
	第 3 スクラブ調整槽	電導度計
	第 2 ストリップ調整槽	電導度計
	第 3 ストリップ調整槽	電導度計
	プルトニウム溶液蒸発缶	温度計
		圧力計
	ドレン受槽(266V41)	液位計
ウラン溶液蒸発缶 (第 1 段)	温度計	
	圧力計	
	流量計	
ウラン脱硝施設 (DN)	脱 硝 塔	温度計
		圧力計
	UNH 受槽	密度計
		ウラン濃縮度モニタ
	溶解槽	温度計
		圧力計
密度計		
溶解液受槽	密度計	
分離精製工場 (MP)	酸回収蒸発缶	温度計
		圧力計
	高放射性廃液中間貯槽	液位計
	高放射性廃液蒸発缶	温度計
		圧力計

表 5-1 性能維持施設 (15/17)

設 備 名 称 等		
分離精製工場 (MP)	高放射性廃液蒸発缶	液位計
		密度計
		電導度計
		γ線計
	高放射性廃液貯槽	温度計
		圧力計
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	高放射性廃液貯槽	温度計
		圧力計
分離精製工場 (MP)	廃ガス貯槽	圧力計
海中放出設備		流量計
主排気筒		流量計
分析所 (CB)	建家及びセル換気系	圧力計
分離精製工場 (MP)		圧力計
高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)	セル換気系	圧力計
廃棄物処理場 (AAF)	建家及びセル換気系	圧力計
スラッジ貯蔵場 (LW)		圧力計
第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E)		圧力計
第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z)		圧力計
第二スラッジ貯蔵場 (LW2)		圧力計
廃溶媒貯蔵場 (WS)		圧力計
放出廃液油分除去施設 (C)		建家換気系
低放射性濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF)	建家及びセル換気系	圧力計
ウラン脱硝施設 (DN)	建家換気系	圧力計
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	建家及びセル換気系	圧力計
焼却施設 (IF)	建家換気系	圧力計
アスファルト固化体貯蔵施設 (AS1)	建家及びセル換気系	圧力計
第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS2)		圧力計
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)		圧力計
アスファルト固化処理施設 (ASP)		圧力計

表 5-1 性能維持施設 (16/17)

設 備 名 称 等		
廃溶媒処理技術開発施設 (ST)	建家及びセル換気系	圧力計
ガラス固化技術開発施設 (TVF)		圧力計
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)		圧力計
クリプトン回収技術開発施設 (Kr)		圧力計
分離精製工場 (MP)	溶解施設給液槽	流量計
		液位計
		密度計
プルトニウム転換技術開発施設 (PCDF)	焙焼還元炉	温度計
		流量計
	窒素水素混合ガス供給系	水素濃度計
第一付属排気筒		流量計
第二付属排気筒		流量計
高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS)	セル	温度計
第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設 (2HASWS)		温度計
廃棄物処理場 (AAF)	低放射性廃液第 1 蒸発缶	圧力計
第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E)	低放射性廃液第 2 蒸発缶	圧力計
焼却施設 (IF)	焼却灰受槽	温度計
	焼却灰貯槽	温度計
	焼却炉	温度計
廃溶媒処理技術開発施設 (ST)	槽 (328V10, V11, V20, V21, V22, V23, V24, V25, V30, V31, V32, V40, V41, V47)	温度計

表 5-1 性能維持施設 (17/17)

設 備 名 称 等	
分離精製工場 (MP)	燃料カスククレーン
	燃料取出しプールクレーン
	燃料貯蔵プールクレーン
	燃料移動プールクレーン
	セル内クレーン
	廃ガス貯槽(246V42)
海中放出設備	
分離精製工場 (MP)	加熱蒸気供給系
高放射性廃液貯蔵場 (HAW)	空気圧縮機
ユーティリティ施設 (UC)	空気圧縮機
	冷却水供給ポンプ
	冷却塔供給ポンプ

六. 性能維持施設の位置，構造及び設備並びにその性能，その性能を維持すべき期間並びに再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号)第二章及び第三章に定めるところにより難しい特別の事情がある場合はその内容

## 1 性能維持施設の位置，構造

### 1.1 性能維持施設の位置，構造

#### (1) 性能維持施設の位置

性能維持施設の位置は，再処理事業指定申請書の記載から変更ない。

#### (2) 性能維持施設の一般構造

各施設の今後の使用計画を踏まえた上で，施設が保有する放射性物質によるリスクに応じて安全上の重要度を見直し，その安全上の重要度に応じて，再処理維持基準規則を踏まえた必要な安全対策を行う。

安全対策については，廃止に向かう限られた期間の中で使用を継続する施設であることを踏まえ，恒設設備のみならず可搬型設備による代替策も視野に入れ，より実効性のある対策を選定するものとする。

各施設の安全上の重要度は，取り扱う放射性物質の種類や量を踏まえ，安全機能の喪失による周辺公衆の被ばく影響を考慮し見直しを行う。その際には，可搬型設備等の代替策も視野に入れ，安全機能の維持や回復を考慮するものとする。

見直した重要度に応じて耐震性の確保や外部事象からの防護等，必要な安全対策を行う。可搬型設備等による代替策については，地震・津波等により複数の対策が同時に機能喪失することのないよう，配備数や分散配置を考慮するとともに，代替策の機能が正常に機能していることを確認するための監視を行うことにより，信頼性を向上させる。

再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の設計を施設の現況等に照らし進めている段階であり，平成 29 年度末までの設計内容を踏まえて対策の可否を判断するとともに，再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の実施範囲(既存設備への影響やガラス固化処理への影響等を踏まえ，恒設設備による安全対策が実施可能な範囲)及び実施内容を整理し，その後，廃止措置計画の変更申請を行う。その内容を踏まえて詳細設計を進め，安全対策の詳細内容については，遅くとも平成 31 年度末までに定め，逐次廃止措置計画の変更申請を行う。その際，再処理維持基準規則により難しい特別な事情があり，再処理維持基準規則を踏まえた安全対策を実施できない場合については，必要に応じて可搬型設備等の代替策も視野に入れ，安全機能の維

持や回復を検討するとともに、その事情を明確にする。また、再処理維持基準規則を踏まえた安全性向上対策のうち、実施可能なものについては、自主的に対策を進め、実施した対策については、逐次廃止措置計画に反映する。再処理維持基準規則を踏まえた安全対策に関する工程については、「十．廃止措置の工程」に示す。

廃止措置中に使用済燃料、使用済燃料から分離された物又はこれらによって汚染された物（以下「使用済燃料等」という。）を取り扱う期間中は、性能維持施設として必要な安全機能を確保するものとし、以下のとおり対応する。

#### 1)核燃料物質の臨界防止

- ① 安全機能を有する施設は、核燃料物質の取扱い上の一つの単位（以下「単一ユニット」という。）において、運転時に予想される機械若しくは器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作が起きた場合に、核燃料物質が臨界に達するおそれがないよう、核燃料物質を収納する機器の形状寸法の管理、核燃料物質の濃度、質量若しくは同位体の組成の管理若しくは中性子吸収材の形状寸法、濃度若しくは材質の管理又はこれらの組合せにより臨界を防止するための措置を講じている。
- ② 安全機能を有する施設は、単一ユニットが二つ以上存在する場合において、運転時に予想される機械若しくは器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作が起きた場合に、核燃料物質が臨界に達するおそれがないよう、単一ユニット相互間の適切な配置の維持若しくは単一ユニットの相互間における中性子の遮蔽材の使用又はこれらの組合せにより臨界を防止するための措置を講じている。
- ③ 再処理施設には、臨界警報設備その他の臨界事故を防止するために必要な設備を設けている。万一、核燃料物質を含む溶液の誤移送等による臨界事故が発生しても、液移送、硝酸ガドリニウムの供給等により臨界を収束させることができる設計としている。

なお、核燃料物質の取扱いは、工程洗浄等の廃止措置の進捗に応じて変化することから、核燃料物質の臨界防止の措置はその都度定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。工程洗浄に関する工程については、「十．廃止措置の工程」に示す。

## 2) 火災等による損傷の防止

- ① 安全機能を有する施設は、火災又は爆発の影響を受けることによる再処理施設の安全性に著しい支障が生じるおそれを考慮して、消火設備及び警報設備（警報設備にあつては自動火災報知設備、漏電火災警報器その他の火災の発生を自動的に検知し、警報を発する設備に限る。以下同じ。）を設置している。
- ② 上記①の消火設備及び警報設備は、その故障、損壊又は異常な作動により安全上重要な施設の安全機能に著しい支障を及ぼすおそれがないものとする。
- ③ 安全機能を有する施設であつて、火災又は爆発により損傷を受けるおそれがあるものは、可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用するとともに、必要に応じて防火壁の設置その他の適切な防護措置を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

火災防護対策においては、再処理維持基準規則はもとより、消防法、建築基準法等に準拠するとともに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306195 号原子力規制委員会決定）を適切に取り入れることとし、火災等が発生した場合でも維持すべき「防護対象安全機能」を選定した上で当該安全機能を有する設備を「火災防護対象設備」に設定する。当該設備を火災等から適切に防護を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、内部火災による多重化された安全上重要な施設の同時損傷を想定した場合でも、崩壊熱除去機能、水素掃気機能及び高放射性廃液の漏えい液回収機能を維持できるよう可搬型発電機、可搬型空気圧縮機、可搬型給水設備及び可搬型蒸気供給設備を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-1 に示す。

- ④ 有機溶媒その他の可燃性の液体（以下「有機溶媒等」という。）を取り扱う設備は、有機溶媒等の温度をその引火点以下に維持すること、その他の火災及び爆発の発生を防止するための措置を講じている。
- ⑤ 有機溶媒等を取り扱う設備であつて、静電気により着火するおそれがあるものは、適切に接地している。
- ⑥ 有機溶媒等を取り扱う設備をその内部に設置するセル、グローブボックス及び室のうち、当該設備から有機溶媒等が漏えいした場合に

において爆発の危険性があるものは、換気その他の爆発を防止するための適切な措置を講じている。

- ⑦ 硝酸を含む溶液を内包する蒸発缶のうち、リン酸トリブチルその他の硝酸と反応するおそれがある有機溶媒（爆発の危険性がないものを除く。以下「リン酸トリブチル等」という。）が混入するおそれがあるものは、当該設備の熱的制限値を超えない設計としている。
- ⑧ 再処理施設には、前項の蒸発缶に供給する溶液中のリン酸トリブチル等を十分に除去し得る設備が設けられている。
- ⑨ 水素を取り扱う設備は、適切に接地している。
- ⑩ 水素の発生のおそれがある設備は、発生した水素が滞留しない構造としている。また、外部電源が喪失し非常用電源設備が起動しない場合であっても、水素掃気機能を維持できるよう可搬型発電機、可搬型空気圧縮機等を配備している。
- ⑪ 水素を取り扱い、又は水素の発生のおそれがある設備（爆発の危険性がないものを除く。）をその内部に設置するセル、グローブボックス及び室は、当該設備から水素が漏えいした場合においてもそれが滞留しない構造としている。その他の爆発を防止するための適切な措置が講じられている。
- ⑫ ジルコニウム金属粉末その他の著しく酸化しやすい固体廃棄物を保管廃棄する設備は、水中における保管廃棄をし得る構造としている。  
なお、可燃性物質等の取扱いは、工程洗浄等の廃止措置の進捗に応じて変化することから、火災等による損傷の防止の措置はその都度定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。工程洗浄に関する工程については、「十．廃止措置の工程」に示す。

### 3) 安全機能を有する施設の地盤

安全機能を有する施設は、再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「事業指定基準規則」という。）第六条第一項の地震力が作用した場合においても、当該安全機能を有する施設を十分に支持することができる地盤に設置するよう耐震安全性を確認した上で、安全対策を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

### 4) 地震による損傷の防止

- ① 安全機能を有する施設は、これに作用する耐震重要度に応じた地震

力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないものとなるよう耐震安全性を確認した上で、安全対策を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

- ② 安全機能を有する施設のうち、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を耐震重要施設とし、設備区分による概要を表6-1に示す。耐震重要施設の詳細については、平成29年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

耐震重要施設は、隣接する原子力科学研究所のJRR-3原子炉施設と同様に策定した基準地震動(以下「基準地震動」という。)による地震力に対して、その耐震安全性を確認した上で、安全対策の検討を進める。また、基準地震動(平成29年9月末までに策定済)については、本申請以降に廃止措置計画の変更申請を行う。

耐震重要施設である高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟において、高放射性廃液を保有する機器・配管系、それを内包するセル、建家は、基準地震動に対する耐震安全性を確保するよう検討を進める。

なお、高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟において、高放射性廃液を保有する機器・配管系、それを内包するセル、建家は、これまで実施した暫定基準地震動(Ss880ガル)に基づく評価から十分な安全裕度を有しており、安全機能を確保できる見通しである(別添6-1-2参照)。また、これらへの蒸気並びに水の供給設備及び非常用給電設備については、耐震補強対策をしなくても安全機能を確保できるよう可搬型蒸気供給設備、可搬型給水設備及び可搬型発電機を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添6-1-3に示す。

一方、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に非常用電源を供給する第二中間開閉所、ガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟に非常用電源を供給するガラス固化技術開発施設(TVF)管理棟並びに蒸気及び水を供給する既存の設備については、基準地震動に対して基礎杭も含め耐震性が不足する見通しであり、既存建家及び設備直下の大規模な補強工事は、困難な状況である。このため、再処理維持基準規則を踏まえた安全対策を実施できないおそれがあることから、より難い特別な事情を明確にした上で、可搬型設備等の代替策も視野に入れ、安全機能の維持や回復を検討する。その際、既に配備している可搬型設

備の有効性を確認した上で、分散配置の仕方及び追加設備の必要性を検討し、その詳細について遅くとも平成 31 年度末までに定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。

その他の耐震重要施設については、基準地震動に対する耐震性確保に向けた検討を進める。

- ③ 耐震重要施設は、基準地震動により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、耐震性確保に向けた検討を進め、平成 29 年度末までに対策の可否を判断する。

表 6-1 耐震重要施設の概要(1/2)

施設の機能	主要設備等 (注1)		補助設備 (注2)	直接支持構造物 (注3)	間接支持構造物 (注4)	波及的影響を考慮する設備 (注5)	
	施設区分						
耐震重要施設	1) その破壊又は機能喪失により臨界事故を起すおそれのある施設	分離精製工場(MP)において破壊又は機能喪失により臨界事故を起すおそれのある施設		左記の主要設備等に直接取り付けられる支持構造物、又はこれら設備を直接的に受ける支持構造物	左記の直接支持構造物から伝達される荷重を受ける支持構造物	破壊等によって左記の設備等、直接支持構造物及び間接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下の耐震クラスに属する設備	
	2) 使用済燃料を貯蔵するための施設	使用済燃料の貯蔵施設	左記の設備の機能を確保するため に必要な施設	左記の主要設備等及び直接取り付けられる支持構造物、又はこれら設備を直接的に受ける支持構造物	左記の直接支持構造物から伝達される荷重を受ける支持構造物	破壊等によって左記の設備等、補助設備、直接支持構造物及び間接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下の耐震クラスに属する設備	
	3) 高レベル放射性廃棄物を内蔵するシステム及び機器	液体廃棄物の廃棄施設等	高放射性廃液貯蔵場(HAW)、ガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟及び分離精製工場(MP)において高レベル放射性液体廃棄物を内蔵するシステム及び機器	左記の設備の冷却システム 左記の設備の機能を確保するため に必要な施設	左記の主要設備等及び直接取り付けられる支持構造物、又はこれら設備を直接的に受ける支持構造物	左記の直接支持構造物から伝達される荷重を受ける支持構造物	破壊等によって左記の設備等、補助設備、直接支持構造物及び間接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下の耐震クラスに属する設備
	4) プルトニウムを含む精製施設 溶液を内蔵するシステム及び機器	精製施設	プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)及び分離精製工場(MP)においてプルトニウムを含む溶液を内蔵するシステム及び機器	左記の設備の機能を確保するため に必要な施設	左記の主要設備等及び直接取り付けられる支持構造物、又はこれら設備を直接的に受ける支持構造物	左記の直接支持構造物から伝達される荷重を受ける支持構造物	破壊等によって左記の設備等、補助設備、直接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下の耐震クラスに属する設備
	5) 上記3)及び4)のシステム及び機器から放射物質が漏えいした場面にその影響の拡大を防止するための施設	セル等	高放射性廃液貯蔵場(HAW)、ガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟、分離精製工場(MP)及びプルトニウム転換技術開発施設(PCDF)において、高レベル放射性液体廃棄物及びプルトニウムを含む溶液を内蔵するシステム及び機器を収納するセル等			左記の主要設備等から伝達される荷重を受ける支持構造物	破壊等によって左記の主要設備等及び間接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下の耐震クラスに属する設備

(注1) 主要設備等とは、当該機能に直接的に関連する設備及び構築物をいう。  
(注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。  
(注3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれら設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。  
(注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。支持する設備の耐震重要度に応じて定めた確認用地震動から求まる地震力に対して、支持機能の確認を行う。  
(注5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下の耐震クラスに属するものの破壊等によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備のある上位クラスの安全機能に応じて定めた確認用地震動から求まる地震力に対して、波及的影響防止の確認を行う。

表 6-1 耐震重要施設の概要 (2/2)

施設の機能	主要設備等 (注1)		補助設備 (注2)	直接支持構造物 (注3)	間接支持構造物 (注4)	波及的影響を考慮すべき設備 (注5)
	施設区分					
6) 上記3)及び5)に関連する施設で放射性物質の外壁に対する放射を抑制するための施設	気体廃棄物の廃棄施設	高放射性廃液貯蔵場(HAW)、ガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟、分離精製工場(MP)及びブルトニウム転換技術開発施設(PCDF)における槽類換気系設備	左記の設備の機能を確保するために必要な施設	左記の主要設備等及び補助設備に直接取り付けられる支持構造物、又はこれら設備の荷重を直接的に受ける支持構造物	左記の直接支持構造物から伝達される荷重を受ける支持構造物	破損等によって左記の主要設備等、補助設備、直接支持構造物及び間接支持構造物に波及的影響を及ぼすおそれのある下位の耐震クラスに属する設備
		放射線管理施設	第二付属排気筒 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟において事故時の放射性物質の放出量を監視する機能を有する設備	左記の設備の機能を確保するために必要な施設	左記の主要設備等及び補助設備に直接取り付けられる支持構造物、又はこれら設備の荷重を直接的に受ける支持構造物	左記の直接支持構造物から伝達される荷重を受ける支持構造物
7) 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備	浸水防止施設	高放射性廃液貯蔵場(HAW)、ガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟、分離精製工場(MP)及びブルトニウム転換技術開発施設(PCDF)における水密扉			左記の主要設備等から伝達される荷重を受ける支持構造物	
8) 敷地における津波監視機能を有する施設	津波監視施設	津波監視設備	左記の設備の機能を確保するために必要な施設		左記の主要設備等及び補助設備から伝達される荷重を受ける支持構造物	

耐震重要施設

- (注1) 主要設備等とは、当該機能に直接的に関連する設備及び構築物をいう。  
(注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。  
(注3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。  
(注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。支持する設備の耐震重要度に応じて定めた確認用地震動から求まる地震力に對して、支持機能の確認を行う。  
(注5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損等によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある地震力に對して、波及的影響防止の確認を行う。

## 5) 津波による損傷の防止

安全機能を有する施設は、隣接する原子力科学研究所の JRR-3 原子炉施設の津波に係る評価を踏まえて策定した基準津波(以下「基準津波」という。)により、その安全性が損なわれるおそれがないものとするよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。また、基準津波(平成 29 年 9 月末までに策定済)については、本申請以降に廃止措置計画の変更申請を行う。

高放射性廃液を内蔵する設備については、基準津波に対する防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進める。

なお、暫定津波シミュレーションから高放射性廃液貯蔵場(HAW)の浸水深を東京湾平均海面(以下「T.P.」という。)+12.8mと評価しており、高放射性廃液を内蔵する建家開口部に浸水防止扉を設置している T.P.+14.4mを超えるものではない。また、基準津波の襲来により電源供給機能を維持できない場合でも、崩壊熱除去機能、水素掃気機能等の安全機能を維持できるよう可搬型発電機を T.P.+約 18m の地点に配備している。さらに、漂流物等により敷地内のアクセス性が低下した場合に備え、漂流物撤去用の重機を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-4 に示す。

一方、高放射性廃液貯蔵場(HAW)に非常用電源を供給する第二中間開閉所及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟に非常用電源を供給するガラス固化技術開発施設(TVF)管理棟については、T.P.+約 8~11mまでの浸水防止対策を実施しているものの、基準津波が襲来した場合に電源供給機能を維持できない可能性があり、基準地震動に対する耐震性も不足する見通しである。現状よりさらに高い位置まで浸水防止対策を実施するには、建家等の耐震補強が必要となるが、既存建家及び設備直下の大規模な補強工事は、困難な状況である。さらに、蒸気及び水を供給する既存の設備についても、基準地震動に対する耐震性が不足する見通しであることから、浸水防止対策を実施するには、建家等の耐震補強が必要となるが、既存建家及び設備直下の大規模な補強工事は、困難な状況である。このため、再処理維持基準規則を踏まえた安全対策を実施できないおそれがあることから、より難い特別な事情を明確にした上で、可搬型設備等の代替策も視野に入れ、安全機能の維持や回復を検討する。その際、既に配備している可搬型設備の有効性を確認した上で、分散配置の仕方及び追加設備の必要性を検討し、その詳細について遅くとも平成 31 年度末までに定め、逐次廃止措置計画の変更申請を

行う。

その他の防護対象施設については、基準津波に対する防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進める。

#### 6) 外部からの衝撃による損傷の防止

- ① 安全機能を有する施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、自然現象の抽出は、国内外の文献等から再処理施設の立地及び周辺環境を踏まえて再処理施設の安全性に影響を与える可能性のある事象を選定する。

##### (a) 竜巻

「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（平成 26 年 9 月 17 日原規技発第 1409172 号原子力規制委員会決定）に基づき、再処理施設の敷地で想定される基準竜巻・設計竜巻及びそれらから導かれる設計荷重に対して、防護措置その他の適切な措置を行う。

高放射性廃液を内蔵する設備については、基準竜巻・設計竜巻を設定した上で、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進める。

なお、竜巻発生時においても崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を維持できるよう可搬型発電機及び可搬型給水設備を既設設備から離して配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-5 に示す。

一方、高放射性廃液貯蔵場(HAW)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟の屋上に設置している冷却設備については、設計飛来物により損傷する可能性があるが、竜巻防護対策(防護ネット等の設置)を施し飛来物からの損傷を防ぐ場合、重量の増加により建家の耐震性が確保できない可能性がある。このため、再処理維持基準規則を踏まえた安全対策を実施できないおそれがあることから、より難い特別な事情を明確にした上で、可搬型設備等の代替策も視野に入れ、安全機能の維持や回復を検討する。その際、既に配備している可搬型設備の有効性を確認した上で、分散配置の仕方及び追加設備の必要性を検討し、その詳細について遅くとも平成 31 年度末までに定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。

その他の防護対象施設については、基準竜巻・設計竜巻に対して防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進める。

(b) 森林火災

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061912 号原子力規制委員会決定)に基づき森林火災の影響を評価する。

安全上重要な施設は、敷地及び敷地周辺で想定される森林火災が発生した場合においても安全機能を損なわないものとし、森林火災影響評価を踏まえ、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、森林火災発生時でも消火活動が行えるよう、核燃料サイクル工学研究所では消防計画に基づき、自衛消防組織を有している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-5 に示す。

(c) 火 山

「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061910 号原子力規制委員会決定)に基づき影響を評価する。

再処理施設への火山影響を評価するため、再処理施設に影響を及ぼし得る火山の抽出、設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価及び再処理施設の安全性に影響を与える可能性のある火山事象の検討を行う。

安全上重要な施設は、想定される火山事象が発生した場合においても安全機能を損なわないものとし、火山影響評価を踏まえて、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

(d) 竜巻、森林火災及び火山の影響以外の自然現象

竜巻、森林火災及び火山以外の事象に対しては、再処理施設の立地及び周辺環境を踏まえて、安全機能を有する施設の安全機能を損なわないものとし、影響評価を踏まえて、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、竜巻、森林火災及び火山の影響以外の自然現象による安全

上重要な施設の同時損傷を想定した場合でも、崩壊熱除去機能、水素掃気機能及び高放射性廃液の漏えい液回収機能を維持できるように可搬型発電機、可搬型空気圧縮機、可搬型給水設備及び可搬型蒸気供給設備を配備している。

(e) 異種の自然現象の重畳及び自然現象と事故の組合せ

抽出された自然現象については、その特徴から組合せを考慮する。

事故については、設備や系統における内的な事象を起因とするものに対しては、外部からの衝撃である自然現象との因果関係が考えられないこと、及び自然現象の影響と時間的变化による事故への発展が考えられないことから、自然現象と事故の組合せは考慮しない。

- ② 安全機能を有する施設は、周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により再処理施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、人為事象の抽出は、国内外の文献等から再処理施設の立地及び周辺環境を踏まえて再処理施設の安全性に影響を与える可能性のある事象を選定する。

(a) 外部火災（森林火災を除く。）

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061912 号原子力規制委員会決定）に基づき影響を評価する。

ここでの外部火災としては、近隣工場等の火災及び爆発並びに航空機墜落による火災を対象とする。また、これらの火災においては、核燃料サイクル工学研究所内及びその周辺に存在する屋外の重油タンク等の施設を対象として、外部火災による影響及び外部火災源としての影響を考慮する。

安全上重要な施設は、敷地及び敷地周辺で想定される外部火災が発生した場合においても安全機能を損なわないものとし、外部火災影響評価を踏まえ、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、外部火災発生時でも消火活動が行えるよう、核燃料サイクル工学研究所では消防計画に基づき、自衛消防組織を有している。

(b) 航空機墜落，爆発，外部火災等の火災以外の人為による事象

再処理施設の安全性に影響を与える可能性のある事象として選定された航空機墜落，爆発，近隣工場等の火災以外の事象に対しては，再処理施設の立地及び周辺環境を踏まえて，安全機能を有する施設の安全機能を損なわないものとし，影響評価を踏まえて，防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進め，対策の可否を判断するとともに，安全対策の実施範囲及び実施内容を定め，その後，廃止措置計画の変更申請を行う。

なお，人為事象による安全上重要な施設の同時損傷を想定した場合でも，崩壊熱除去機能，水素掃気機能及び高放射性廃液の漏えい液回収機能を維持できるよう可搬型発電機，可搬型空気圧縮機，可搬型給水設備及び可搬型蒸気供給設備を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-5 に示す。

- ③ 安全機能を有する施設は，航空機の墜落により再処理施設の安全性を損なうおそれがある場合において，防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進め，対策の可否を判断するとともに，安全対策の実施範囲及び実施内容を定め，その後，廃止措置計画の変更申請を行う。

(a) 航空機墜落

航空機墜落については，「実用発電用原子炉施設への航空機墜落下確率の評価基準について」（平成 21・06・25 原院第 1 号(平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院改正))等に基づき防護設計の要否を判断する。

7) 再処理施設への人の不法な侵入等の防止

再処理施設への人の不法な侵入，再処理施設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及び不正アクセス行為を防止するため，核物質防護対策として，適切な措置を講じた設計とし，必要な機材を配備する。

再処理施設への人の不法な侵入の防止については，性能維持施設を含む区域を設定し，その区域を人の容易な侵入を防止できる柵，鉄筋コンクリート造りの壁などの障壁によって防護し，巡視等を行うことにより接近管理及び出入管理を行う。

再処理施設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のある物件が持ち込まれることの防止については、区域の境界において、必要な機材等による持込点検を行う。

不正アクセス防止については、再処理施設の装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する他、当該情報システムへの施錠管理を行う。

#### 8) 再処理施設内における溢水による損傷の防止

安全機能を有する施設は、再処理施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド(平成26年8月6日原規技発第1408064号原子力規制委員会決定)」(以下「内部溢水影響評価ガイド」という。)に基づき影響を評価する。安全上重要な施設は、再処理施設内において想定される溢水に対し、没水、被水及び蒸気漏えいによる影響により、可搬型設備も含めて崩壊熱除去機能、水素掃気機能等の安全機能及びその支援機能を維持する。また、事故対処設備及び屋内のアクセスルートが、溢水による没水により機能を損なうことを防止する設計とすることとし、安全上重要な施設の機能を喪失させるおそれのある配管や事故対応に必要なアクセスルート上の配管に対して、地震による溢水が生じないように必要に応じサポートを追加敷設する等の具体的な溢水対策の設計を実施するよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、内部溢水により多重化された安全上重要な施設の同時損傷を想定した場合でも、崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を維持できるよう可搬型発電機、可搬型空気圧縮機及び可搬型給水設備を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添6-1-6に示す。

#### 9) 再処理施設内における化学薬品の漏えいによる損傷の防止

安全機能を有する施設は、再処理施設内における化学薬品の漏えいによりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置その

他の適切な措置を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

安全機能を有する施設のうち、安全機能の重要度に応じて機能を確保する観点から、安全上重要な施設は、再処理施設内において想定される化学薬品の漏えいに対し、内部溢水影響評価ガイドに基づき評価を行い、安全機能を損なわないものとするよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、化学薬品の漏えいにより多重化された安全上重要な施設の同時損傷を想定した場合でも、崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を維持できるように可搬型発電機、可搬型空気圧縮機及び可搬型給水設備を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添6-1-6に示す。

#### 10) 材料及び構造

- ① 安全機能を有する施設に属する容器及び管並びにこれらを支持する構造物のうち、再処理施設の安全性を確保する上で重要なものの材料及び構造は、設計上要求される強度及び耐食性を確保している。
- ② 安全機能を有する施設に属する容器及び管のうち、再処理施設の安全性を確保する上で重要なものは、適切な耐圧試験又は漏えい試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないように設置している。

#### 11) 閉じ込めの機能

安全機能を有する施設は、次に掲げるところにより、使用済燃料等を限定された区域に閉じ込める機能を保持する設計としている。

- ① 流体状の使用済燃料等を内包する容器又は管に使用済燃料等を含まない流体を導く管を接続する場合には、流体状の使用済燃料等が使用済燃料等を含まない流体を導く管に逆流するおそれがない構造としている。
- ② セルは、その内部を常時負圧状態に維持している。
- ③ 液体状の使用済燃料等を取り扱う設備をその内部に設置するセルは、当該設備からの当該物質の漏えいを監視し得る構造であり、かつ、当該物質が漏えいした場合にこれを安全に処理し得る構造であるとともに当該物質がセル外に漏えいするおそれがない構造としている。

- ④ セル内に設置された流体状の使用済燃料等を内包する設備から、使用済燃料等が当該設備の冷却水、加熱蒸気その他の熱媒中に漏えいするおそれがある場合は、当該熱媒の系統は、必要に応じて、漏えい監視設備を備えるとともに、汚染した熱媒を安全に処理し得るよう設置している。
- ⑤ プルトニウム及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質（以下「プルトニウム等」という。）を取り扱うグローブボックスは、その内部を常時負圧状態に維持し得るものであり、かつ、給気口及び排気口を除き密閉することができる構造としている。
- ⑥ 液体状のプルトニウム等を取り扱うグローブボックスは、当該物質がグローブボックス外に漏えいするおそれがない構造としている。
- ⑦ 密封されていない使用済燃料等を取り扱うフードは、その開口部の風速を適切に維持し得るものとしている。
- ⑧ プルトニウム等を取り扱う室（保管廃棄する室を除く。）及び使用済燃料等による汚染の発生のおそれがある室は、その内部を負圧状態に維持し得るものとしている。
- ⑨ 液体状の使用済燃料等を取り扱う設備が設置される施設（液体状の使用済燃料等の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。）は、次に掲げる対策を講じている。
  - (a) 施設内部の床面及び壁面は、液体状の使用済燃料等が漏えいし難い構造としている。
  - (b) 液体状の使用済燃料等を取り扱う設備の周辺部又は施設外に通じる出入口若しくはその周辺部には、液体状の使用済燃料等が施設外へ漏えいすることを防止するための堰を設置しているか、施設内部の床面が隣接する施設の床面又は地表面より低い場合は、液体状の使用済燃料等が施設外へ漏えいするおそれがないものとしている。
  - (c) 工場等の外に排水を排出する排水路に使用済燃料等により汚染された排水を安全に廃棄する設備及び再処理維持基準規則第二十七条第三号に掲げる事項を計測する設備を設置している。

## 12) 遮蔽

- ① 安全機能を有する施設は、運転時及び停止時において再処理施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の線量が原子力規制委員会の定める線量限度を十分下回る設計としている。
- ② 工場等における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある

場所には、放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有する遮蔽設備を設けている。この場合において、当該遮蔽設備に開口部又は配管その他の貫通部がある場合であって放射線障害を防止するために必要がある場合には、放射線の漏えいを防止するための措置を講じている。

### 13) 換気

再処理施設内の使用済燃料等により汚染された空気による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に掲げるところにより換気設備が設けられている。

- ① 放射線障害を防止するために必要な換気能力を有している。
- ② 使用済燃料等により汚染された空気が逆流するおそれがない構造としている。
- ③ ろ過装置を設ける場合にあつては、ろ過装置の機能が適切に維持し得るものであり、かつ、ろ過装置の使用済燃料等による汚染の除去又はろ過装置の取替えが容易な構造としている。
- ④ 吸気口は、使用済燃料等により汚染された空気を吸入し難いように設置している。

### 14) 使用済燃料等による汚染の防止

- ① 再処理施設のうち人が頻繁に出入りする建家内部の壁、床その他の部分であつて、使用済燃料等により汚染されるおそれがあり、かつ、人が触れるおそれがあるものの表面は、使用済燃料等による汚染を除去しやすいものとしている。
- ② 再処理施設には、人が触れるおそれがある器材その他の物が使用済燃料等により汚染された場合に当該汚染を除去するための設備が設けられている。

### 15) 安全機能を有する施設

- ① 安全機能を有する施設は、事故時及び事故に至るまでの間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設計とするよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。
- ② 安全機能を有する施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、可搬型設備も含めて再処理施設の運転

中又は停止中に検査又は試験ができる設計としている。

- ③ 安全機能を有する施設は、その安全機能を維持するため、適切な保守及び修理ができる設計としている。
- ④ 安全機能を有する施設に属する設備であって、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、再処理施設の安全性を損なうことが想定されるものは、防護措置その他の適切な措置を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。
- ⑤ 安全機能を有する施設は、二以上の原子力施設と共用する場合において、再処理施設の安全性が損なわれない設計としている。

#### 16) 安全上重要な施設

非常用電源設備その他の安全上重要な施設は、再処理施設の安全性を確保する機能を維持するために必要がある場合において、当該施設自体又は当該施設が属する系統として多重性を有する設計とするよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

安全上重要な施設については、事業指定基準規則の定義を踏まえて設定するものとし、表 6-2 に概要を示す。詳細については、性能維持施設の選定を踏まえて平成 29 年度末までに定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

安全上重要な施設は、動的機器の単一故障が発生した場合においても、崩壊熱除去機能、水素掃気機能等の安全機能を維持するものとし、動的機器の 2 重化、系統分離等に係る具体的な設計を実施するよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、安全上重要な施設の同時損傷を考慮した場合でも、崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を維持できるよう可搬型発電機、可搬型空気圧縮機及び可搬型給水設備を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-7 に示す。

表 6-2 安全上重要な施設の概要

	項目	該当する系統・設備
(1)	プルトニウムを含む溶液又は粉末を内蔵する系統及び機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・未回収核燃料物質の回収において直接プルトニウムを内蔵する系統・機器</li> <li>・ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末を内蔵する系統及び機器</li> </ul>
(2)	高レベル放射性液体廃棄物を内蔵する系統及び機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高放射性廃液を内蔵する系統及び機器</li> </ul>
(3)	上記(1)及び(2)の系統及び機器の換気系統及びオフガス処理系統	<ul style="list-style-type: none"> <li>・上記(1)及び(2)の槽類換気系統</li> </ul>
(4)	上記(1)及び(2)の系統及び機器並びにせん断工程を収納するセル等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・上記(1)及び(2)を収納するセル、グローブボックス及びドリフトレイ等</li> </ul> <p>※今後、使用済燃料のせん断を行わないことから、せん断工程を収納するセルは該当しない</p>
(5)	上記(4)の換気系統	<ul style="list-style-type: none"> <li>・上記(4)のセル換気系統</li> </ul>
(6)	上記(4)のセル等を収納する構築物及びその換気系統	<ul style="list-style-type: none"> <li>・上記(4)のセル等を収納する建家及び建家換気系統</li> </ul>
(7)	ウランを非密封で大量に取り扱う系統及び機器の換気系統	<ul style="list-style-type: none"> <li>・なし</li> </ul>
(8)	非常用所内電源系統及び安全上重要な施設の機能の確保に必要な圧縮空気等の主要な動力源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全上重要な施設の機能確保に必要な非常用電源系統、圧縮空気供給系統、蒸気供給系統</li> </ul>
(9)	熱的、化学的又は核的制限値を維持するための系統及び機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・熱的、化学的又は核的制限値を維持するための系統及び機器</li> </ul>
(10)	使用済燃料を貯蔵するための施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料を貯蔵するための貯蔵プール及びクレーン</li> </ul>
(11)	高レベル放射性固体廃棄物を保管するための施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ガラス固化体を保管する施設</li> </ul>
(12)	安全保護回路	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全保護回路</li> </ul>
(13)	排気筒	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全上重要な施設に該当する換気系統が接続されている排気筒</li> </ul>
(14)	制御室等及びその換気系統	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事故対応に必要なとする建家の制御室及びその換気系統</li> </ul>
(15)	その他上記各系統等の安全機能を維持するために必要な計測制御系統、冷却水系統等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・崩壊熱除去機能を有する系統</li> <li>・火災・爆発防止機能を有する機器</li> <li>・放射性物質の過度の放出防止機能を有する漏えい検知装置及び回収装置</li> <li>・安全上重要な施設の安全機能確保のための支援機能として電巻防護対策及び溢水防護設備</li> <li>・事故時の放射性物質の放出量を監視する機能を有する系統</li> </ul>

## 17) 搬送設備

使用済燃料等を搬送する設備（人の安全に著しい支障を及ぼすおそれがないものを除く。）は、次に掲げるとおりとしている。

- ① 通常搬送する必要がある使用済燃料等を搬送する能力を有している。
- ② 搬送中の使用済燃料が破損するおそれがないよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。
- ③ 使用済燃料等を搬送するための動力の供給が停止した場合に、使用済燃料等を安全に保持する設計としている。

## 18) 安全避難通路等

- ① その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路を設けている。
- ② 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明を設けている。
- ③ 事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を設けている。

## 19) 使用済燃料の貯蔵施設等

- ① 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設は、次に掲げる構造としている。
  - (a) 使用済燃料の崩壊熱を安全に除去し得る構造としている。なお、再処理施設は、今後新たに使用済燃料を受け入れることはないこと及び現有の使用済燃料は十分冷却されていることから、プール水が全喪失したとしても燃料が溶融するような温度上昇に至ることはなく臨界のおそれもない。プール水全喪失時の影響評価を別添 6-1-8 に示す。
  - (b) 使用済燃料を受け入れ、又は貯蔵する水槽は、次に掲げる構造としている。
    - a) 水があふれ、又は漏えいするおそれがない構造としている。
    - b) 使用済燃料貯蔵プールには、浄化装置を設けている。
    - c) 液位計にて水の漏えいを含めた水槽の液位低下を確認できる設計としている。
- ② プルトニウム製品貯蔵施設及びウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末については、搬出するまでの期間、製品の崩壊熱を安全に除去できる設計としている。

## 20) 計測制御系統施設

- ① 再処理施設には、次に掲げる事項その他必要な事項を計測し、制御する設備を設けている。この場合において、当該事項を計測する設備については、直接計測することが困難な場合は間接的に計測する設備をもって替えることとする。
  - (a) ウランの精製施設に供給される溶液中のプルトニウムの濃度
  - (b) 濃縮ウラン溶解槽内の温度
  - (c) 蒸発缶内の温度及び圧力
  - (d) 高放射性廃液を保有する貯槽の冷却水流量及び温度
- ② 再処理施設には、その設備の機能の喪失、誤操作その他の要因により再処理施設の安全性を著しく損なうおそれが生じたとき、再処理維持基準規則第二十七条第二号の放射性物質の濃度若しくは同条第四号の外部放射線に係る原子力規制委員会の定める線量当量が著しく上昇したとき又は液体状の放射性廃棄物の廃棄施設から液体状の放射性物質が著しく漏えいするおそれが生じたときに、これらを確実に検知して速やかに警報する設備を設けている。

## 21) 安全保護回路

再処理施設は特定廃液及び回収可能核燃料物質を有しており、廃液の処理や核燃料物質回収作業の方法及び時期等に合わせて、安全保護回路を設定した上で以下のとおり適切な措置を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

- ① 再処理施設には、安全保護回路を設ける。
- ② 安全保護回路は、次に掲げるものとする。
  - (a) 事故が発生した場合において、これらの異常な状態を検知し、これらの核的、熱的及び化学的制限値を超えないようにするための設備の作動を速やかに、かつ、自動的に開始させる設計とする。
  - (b) 火災、爆発その他の再処理施設の安全性を著しく損なうおそれが生じたときに、これらを抑制し、又は防止するための設備（上記(a)を除く。）の作動を速やかに、かつ、自動的に開始させる設計とする。
  - (c) 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。
  - (d) 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、再処理施設をより安全な状態に移行するか、又は当該

状態を維持することにより，再処理施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

- (e) 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置を講ずる。
- (f) 計測制御系の一部を安全保護回路と共用する場合には，その安全保護機能を失わないよう，計測制御系から機能的に分離されたものとする。

## 22) 制御室等

- ① 再処理施設には，主要な建家に制御室を設けている。
- ② 制御室は，当該制御室において制御する工程の設備の運転状態を表示する装置，当該工程の安全性を確保するための設備を操作する装置，当該工程の異常を表示する警報装置その他の当該工程の安全性を確保するための主要な装置を集中し，かつ，誤操作することなく適切に運転操作することができるように設置している。
- ③ 制御室には，再処理施設の外部の状況を把握するための装置を設けるよう検討を進め，対策の可否を判断するとともに，安全対策の実施範囲及び実施内容を定め，その後，廃止措置計画の変更申請を行う。

なお，再処理施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できるように分離精製工場(MP)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟に再処理施設の外部の状況を把握するための装置を設けており，それぞれの建家の制御室にて監視できるものとしている。

- ④ 分離施設，精製施設その他必要な施設には，再処理施設の健全性を確保するために必要な温度，圧力，流量その他の再処理施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視するための設備及び再処理施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設備を設けている。
- ⑤ 事故対策を行う制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が制御室に出入りするための区域には，事故が発生した場合に再処理施設の安全性を確保するための措置をとるため，従事者が支障なく制御室に入り，又は一定期間とどまり，かつ，当該措置をとるための操作を行うことができるよう，遮蔽その他の適切な放射線防護措置，気体状の放射性物質及び制御室外の火災又は爆発により発生する有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の当該従事者を適切に防護するよう検討を進め，対策の可否を判断するとともに，安全対策の実施範囲及び実施内容を定め，その後，廃止措置計画の変更申請を行

う。

なお、分離精製工場(MP)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟の制御室には、換気循環設備を設けている。

### 23) 廃棄施設

放射性廃棄物を廃棄する設備（放射性廃棄物を保管廃棄する設備を除く。）は、次に掲げる構造としている。

- ① 周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度及び液体状の放射性物質の海洋放出に起因する線量がそれぞれ原子力規制委員会の定める値以下になるように再処理施設において発生する放射性廃棄物を廃棄する能力を有している。
- ② 放射性廃棄物以外の廃棄物を廃棄する設備と区別して設置している。
- ③ 気体状の放射性廃棄物を廃棄する設備は、排気口以外の箇所において気体状の放射性廃棄物を排出しない構造としている。
- ④ 気体状の放射性廃棄物を廃棄する設備にろ過装置を設ける場合であっても、ろ過装置の機能が適切に維持し得るものであり、かつ、ろ過装置の使用済燃料等による汚染の除去又はろ過装置の取替えが容易な構造としている。
- ⑤ 液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備は、海洋放出口以外の箇所において液体状の放射性廃棄物を排出することがない構造としている。

### 24) 保管廃棄施設

放射性廃棄物を保管廃棄する設備であって、放射性廃棄物の崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱によって過熱するおそれがあるものは、冷却のための必要な措置を講じている。

### 25) 放射線管理施設

工場等には、次に掲げる事項を計測する放射線管理施設が設けられている。この場合において、当該事項を直接計測することが困難な場合は、これを間接的に計測できるものとしている。

- ① 再処理施設の放射線遮蔽物の側壁における原子力規制委員会の定める線量当量率を計測している。
- ② 放射性廃棄物の排気口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度を計測している。
- ③ 放射性廃棄物の海洋放出口又はこれに近接する箇所における放出水中の放射性物質の種類別の量及び濃度を計測している。
- ④ 管理区域における外部放射線に係る原子力規制委員会の定める線量

当量, 空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度を計測している。

- ⑤ 周辺監視区域における外部放射線に係る原子力規制委員会の定める線量当量を計測している。

## 26) 保安電源設備

- ① 再処理施設には, 外部電源系統からの電気の供給が停止した場合において, 再処理施設の安全性を確保するために必要な設備の機能を維持するために, 内燃機関を原動力とする非常用電源設備及び可搬型発電機を設けている。
- ② 再処理施設の安全性を確保するために特に必要な設備には, 無停電電源装置を設けている。
- ③ 保安電源設備は, 外部電源系統及び非常用電源設備から再処理施設の安全性を確保するために必要な設備への電力の供給が停止することがないように, 機器の損壊, 故障その他の異常を検知するとともに, その拡大を防止するために必要な措置を講じている。
- ④ 再処理施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は, 当該再処理施設において受電可能なものであり, かつ, それにより当該再処理施設を電力系統に連系する構造としている。
- ⑤ 非常用電源設備及びその附属設備は, 多重性を確保し, 及び独立性を確保し, その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても, 事故時において安全上重要な施設及び事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有している。

なお, 地震, 津波, 外部からの衝撃等に対して, 電源供給機能を維持できない場合でも, 崩壊熱除去機能, 水素掃気機能等の安全機能を維持できるよう可搬型発電機を配備している。

## 27) 緊急時対策所

工場等には, 事故が発生した場合に適切な措置をとるため, 緊急時対策所を制御室以外の場所に設けている。

## 28) 通信連絡設備

- ① 工場等には, 事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう, 警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を設けている。
- ② 工場等には, 事故が発生した場合において再処理施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう, 多様性を確保した専用

通信回線を設けるよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-9 に示す。

#### 29) 火災等による損傷の防止

- ① 事故対処施設は、火災又は爆発の影響を受けることにより重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがある場合において、既存の消火設備及び警報設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。
- ② 上記①の消火設備及び警報設備は、その故障、損壊又は異常な作動により重大事故等に対処するために必要な機能に著しい支障を及ぼすおそれがないものとする。
- ③ 事故対処施設であって、火災又は爆発により損傷を受けるおそれがあるものは、可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用するとともに、必要に応じて防火壁の設置その他の適切な防護措置を行うよう検討を進め、「2) 火災等による損傷の防止」と同様に対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、内部火災による多重化された安全上重要な施設の同時損傷を想定した場合でも、崩壊熱除去機能、水素掃気機能及び高放射性廃液の漏えい液回収機能を維持できるよう可搬型発電機、可搬型空気圧縮機、可搬型給水設備及び可搬型蒸気供給設備を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-10 に示す。

- ④ 事故対処施設は、火災又は爆発によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じている。
  - (a) 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講じている。
  - (b) 避雷設備については各建家及び排気筒に建築基準法、消防法等に基づき避雷針を設置している。その他の自然現象による火災発生を防止するための対策を検討している。

#### 30) 事故対処施設の地盤

事故対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設置する。

- ① 事故対処設備のうち常設のもの（事故対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型事故対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型事故対処設備と接続するために必要な再処理施設内の常設の配管，弁，ケーブルその他の機器を含む。以下「常設事故対処設備」という。）であつて，耐震重要施設に属する事故に対処するための設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要事故対処設備」という。）が設置される事故対処施設

基準地震動による地震力が作用した場合においても当該事故対処施設を十分に支持することができる地盤とする。

- ② 常設耐震重要事故対処設備以外の常設事故対処設備が設置される事故対処施設

事業指定基準規則第七条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合においても当該事故対処施設を十分に支持することができる地盤とする。

「3) 安全機能を有する施設の地盤」と同様に安全対策を行うよう検討を進め，対策の可否を判断するとともに，安全対策の実施範囲及び実施内容を定め，その後，廃止措置計画の変更申請を行う。

### 31) 地震による損傷の防止

- ① 事故対処施設は，次に掲げる施設の区分に応じ，それぞれ次に定めるものとする。

- (a) 常設耐震重要事故対処設備が設置される事故対処施設

基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものとする。

- (b) 常設耐震重要事故対処設備以外の常設事故対処設備が設置される事故対処施設

事業指定基準規則第七条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えるものとする。

- ② 上記(a)の事故対処施設は，事業指定基準規則第七条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう，防護措置その他の適切な措置が講じられたものとする。

「4) 地震による損傷の防止」と同様に安全対策を行うよう検討を進め，対策の可否を判断するとともに，安全対策の実施範囲及び実施内容を定め，その後，廃止措置計画の変更申請を行う。

なお，上記①，②に対しては，崩壊熱除去機能及び水素掃気機能を維持できるよう可搬型発電機，可搬型空気圧縮機及び可搬型給水設備を配

備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-3 に示す。

### 32) 津波による損傷の防止

事故対処施設は、基準津波によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置が講じられたものとする。

「5) 津波による損傷の防止」と同様に安全対策を行うよう検討を進め、対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、基準津波の襲来により電源供給機能を維持できない場合でも崩壊熱除去機能、水素掃気機能等の安全機能を維持できるよう可搬型発電機を T.P.+約 18m の地点に配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-4 に示す。

### 33) 事故対処設備

重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

- ① 事故対処設備は、次に掲げる設計とする。
  - (a) 想定される重大事故等の収束に必要な個数及び容量を有する設計とする。
  - (b) 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。
  - (c) 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。
  - (d) 健全性及び能力を確認するため、再処理施設の運転中又は停止中に検査又は試験ができる設計とする。
  - (e) 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備える設計とする。
  - (f) 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。
  - (g) 想定される重大事故等が発生した場合において事故対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずる設計とする。

- ② 常設事故対処設備は、上記①に掲げるもののほか、共通要因によって事故に対処するための設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置が講じられたものとする。
- ③ 可搬型事故対処設備に関しては、上記①によるほか、次に掲げるところによるものとする。
  - (a) 常設設備（再処理施設と接続されている設備又は短時間に再処理施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講ずる設計とする。
  - (b) 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型事故対処設備（再処理施設の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。
  - (c) 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型事故対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずる設計とする。
  - (d) 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、事故に対処するための設備及び事故対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設事故対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。
  - (e) 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型事故対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講ずる設計とする。
  - (f) 共通要因によって、事故に対処するための設備の安全機能又は常設事故対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能と同時に可搬型事故対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講ずる設計とする。

#### 34) 材料及び構造

- ① 事故対処設備に属する容器及び管並びにこれらを支持する構造物のうち、再処理施設の安全性を確保する上で重要なものの材料及び構造は、設計上要求される強度及び耐食性を確保している。

- ② 事故対処設備に属する容器及び管のうち、再処理施設の安全性を確保する上で重要なものは、適切な耐圧試験又は漏えい試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないように設置している。

### 35) 臨界事故の拡大を防止するための設備

セル内において核燃料物質が臨界に達することを防止するための機能を有する施設には、再処理規則第一条の三第一号に規定する重大事故の拡大を防止するために必要な事故対処設備を設けるものとし、重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、核燃料物質を含む溶液の誤移送等による臨界事故が発生したとしても、液移送、硝酸ガドリニウムの供給等により臨界を収束させることができる設計としている。

### 36) 冷却機能の喪失による蒸発乾固に対処するための設備

セル内において使用済燃料から分離された物であって液体状のもの又は液体状の放射性廃棄物を冷却する機能を有する施設には、再処理規則第一条の三第二号に規定する重大事故の発生又は拡大を防止するために必要な事故対処設備を設けるものとし、重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、崩壊熱除去機能を維持できるよう可搬型発電機及び可搬型給水設備を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添6-1-11に示す。

### 37) 放射線分解により発生する水素による爆発に対処するための設備

セル内において放射線分解によって発生する水素が再処理設備の内部に滞留することを防止する機能を有する施設には、再処理規則第一条の三第三号に規定する重大事故の発生又は拡大を防止するために必要な事故対処設備を設けるものとし、重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、水素掃気機能を維持できるよう可搬型発電機及び可搬型空気圧縮機を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添

6-1-11 に示す。

38) 有機溶媒等による火災又は爆発に対処するための設備

セル内において有機溶媒その他の物質を内包する施設には、再処理規則第一条の三第四号 に規定する重大事故の発生又は拡大を防止するために必要な事故対処設備を設けるものとし、重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、消火のためにセル内への水噴霧設備等を設置しており、さらに、溶媒が漏えいした場合にも、漏えい液回収を行えるよう可搬型蒸気供給設備を配備している。

39) 使用済燃料貯蔵プール等の冷却等のための設備

再処理施設には、使用済燃料貯蔵プール等の冷却機能又は水の供給機能が喪失し、又は水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵プール等の水位が低下した場合において使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けるものとし、重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、再処理施設は、今後新たに使用済燃料を受け入れることはないこと及び現有の使用済燃料は十分冷却されていることから、プール水が全喪失したとしても燃料が熔融するような温度上昇に至ることはなく臨界のおそれもない。プール水全喪失時の影響評価を別添 6-1-8 に示す。また、使用済燃料貯蔵プール等の水位が低下した場合においても給水できるよう可搬型給水設備を配備している。

40) 放射性物質の漏えいに対処するための設備

セル内又は建家内（セル内を除く。）において系統又は機器からの放射性物質の漏えいを防止するための機能を有する施設には、必要に応じ、再処理規則第一条の三第六号 に規定する重大事故の発生又は拡大を防止するために必要な事故対処設備（建家内において系統又は機器からの放射性物質の漏えいを防止するための機能を有する施設にあつては、第三号を除く。）を設けるものとし、重大事故を選定し、既に配備している設備の有効性を確認した上で、必要に応じて追加の安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更

申請を行う。

なお、漏えい事象が発生した場合においても、漏えい液を回収できるよう可搬型蒸気供給設備を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-7 に示す。

#### 41) 工場等外への放射性物質等の放出を抑制するための設備

再処理施設には、重大事故が発生した場合において工場等外への放射性物質及び放射線の放出を抑制するために必要な設備を設けるものとし、重大事故を選定した上で、必要な安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、気体状の放射性物質が工場等外へ放出するおそれが発生した場合には、工場等外への放射性物質等の放出の抑制できるよう可搬型給水設備を配備している。

#### 42) 重大事故等への対処に必要となる水の供給設備

重大事故等への対処に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、再処理施設には、事故対処設備に対して重大事故等への対処に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備を設けることとし、重大事故を選定した上で、必要な安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、再処理施設の浄水貯槽が使用できない場合には、研究所内の浄水貯槽等を利用することが可能である。

#### 43) 電源設備

再処理施設には、事故に対処するための設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において当該重大事故等に対処するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けることとし、重大事故を選定した上で、必要な安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、崩壊熱除去機能、水素掃気機能等を維持できるよう可搬型発電機を配備している。

#### 44) 計装設備

再処理施設には、重大事故が発生した場合において事故対応のために必要なパラメータを計測するものとし、重大事故を選定した上で、必要な安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、

廃止措置計画の変更申請を行う。

- ① 再処理施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の直流電源の喪失その他故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける設計とする。
- ② 再処理施設には、再処理施設への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合においても必要な情報を把握できる設備を設ける設計とする。
- ③ 上記②の設備は、共通要因によって制御室と同時にその機能が損なわれないものとする。

なお、上記①、②及び③に対して高放射性廃液貯槽の液位、密度及び温度等の計測を継続できるよう可搬型発電機及び可搬型空気圧縮機を配備しており、さらに、可搬型計測設備も配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-12 に示す。

#### 45) 制御室

再処理維持基準規則 第二十四条第一項の規定により設置される制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けるものとするよう検討を進め、「22) 制御室等」と同様に対策の可否を判断するとともに、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、分離精製工場(MP)及びガラス固化技術開発施設(TVF)開発棟の制御室には、事故時対応を行えるよう換気循環設備を設けており、さらに必要な防護具を配備している。高放射性廃液貯蔵場(HAW)に対する検討中の安全対策の例を別添 6-1-13 に示す。

#### 46) 監視測定設備

- ① 再処理施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、当該再処理施設から放出される放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設ける設計とする。
- ② 再処理施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設ける設計とする。

上記①、②について、重大事故を選定した上で、必要な安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の

変更申請を行う。

#### 47) 緊急時対策所

- ① 再処理維持基準規則 第二十九条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、平成 29 年度末までに新規施設の建設の可否を含めて緊急時対策所の在り方について判断し、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。
  - (a) 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずる。
  - (b) 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設ける。
  - (c) 再処理施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設ける。
- ② 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置が講じられたものとする。

#### 48) 通信連絡を行うために必要な設備

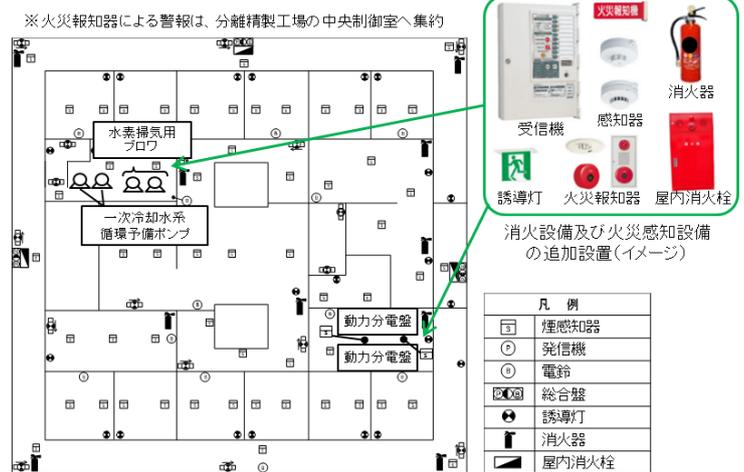
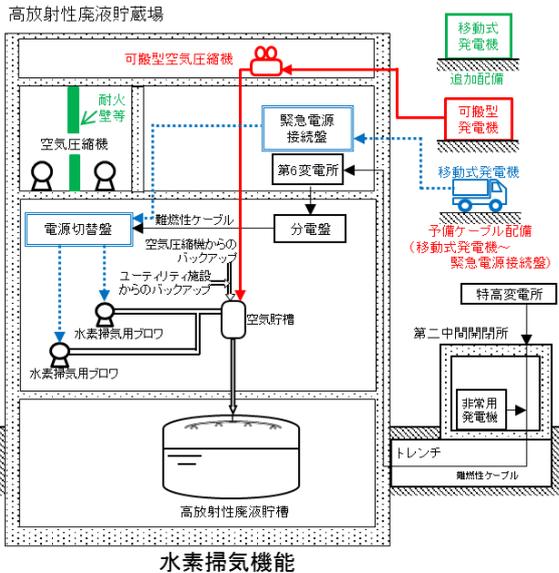
再処理施設には、重大事故等が発生した場合において当該再処理施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けるものとし、重大事故を選定した上で、必要な安全対策を検討し、安全対策の実施範囲及び実施内容を定め、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。

なお、緊急時対策所等への通信連絡が行えるよう衛星電話、無線機等を配備している。現状の安全対策及び検討中の安全対策の例を別添 6-1-9 に示す。

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の火災及び爆発に対する安全対策

- ・ 火災防護で、必要に応じて、移動式発電機を拡充し、分散配備を検討予定
- ・ 潤滑油保有量の多い空気圧縮機は耐火壁等による隔離を検討中
- ・ 必要に応じて、消火設備・火災感知設備の追加設置を検討予定

青色: 緊急安全対策による安全機能維持  
 赤色: 追加安全対策による信頼性向上  
 緑色: 信頼性向上対策案

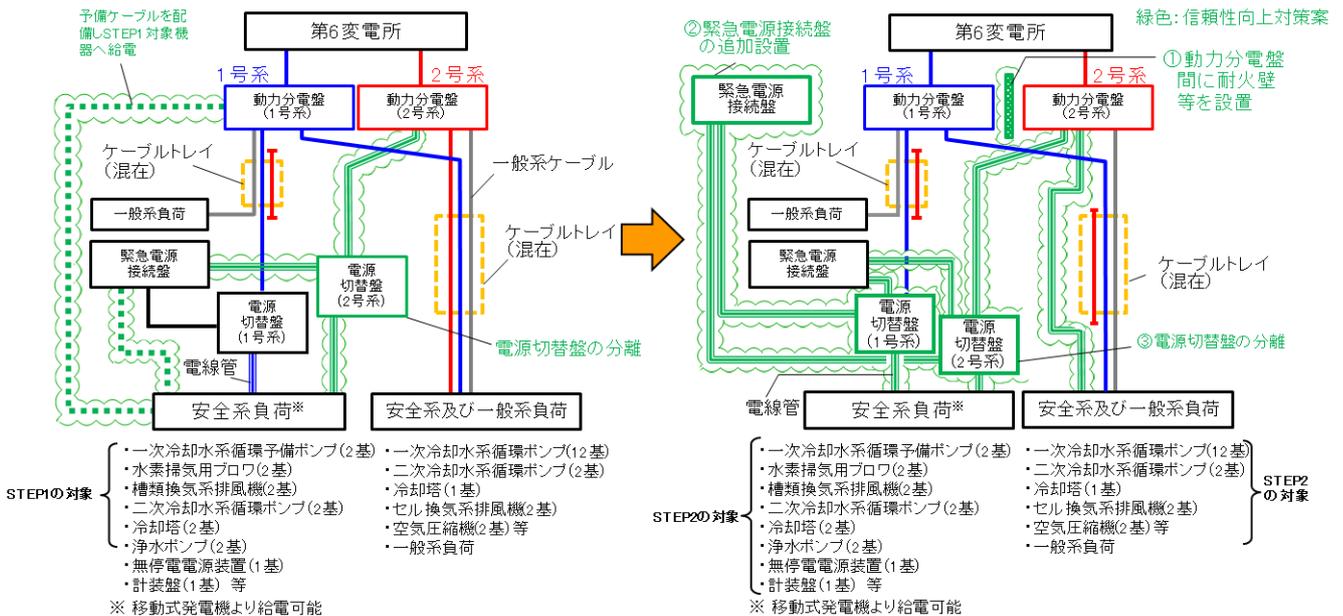


高放射性廃液貯蔵場 3階 消火栓及び火災感知設備の設置状況

【STEP1】高放射性廃液貯蔵場(HAW施設)の安全系負荷のうち崩壊熱除去機能、水素掃気機能及び閉じ込め機能に関する動力電源系統に対し、内部火災等による機能喪失に備え、まずは給電用予備ケーブルを配備。電源切替盤を含め、系統分離した1系統を追加設置予定

【STEP2】安全系負荷への対策実施及び事故時に用いる緊急電源供給系統の信頼性向上

- ① 動力分電盤の火災防護対策として、耐火壁等の仕切りを室内に設置することを検討中
- ② 緊急電源接続盤を追加し、緊急用電源との接続口を複数分散設置予定
- ③ 電源切替盤を追加し、緊急用負荷への給電系統を分離独立予定



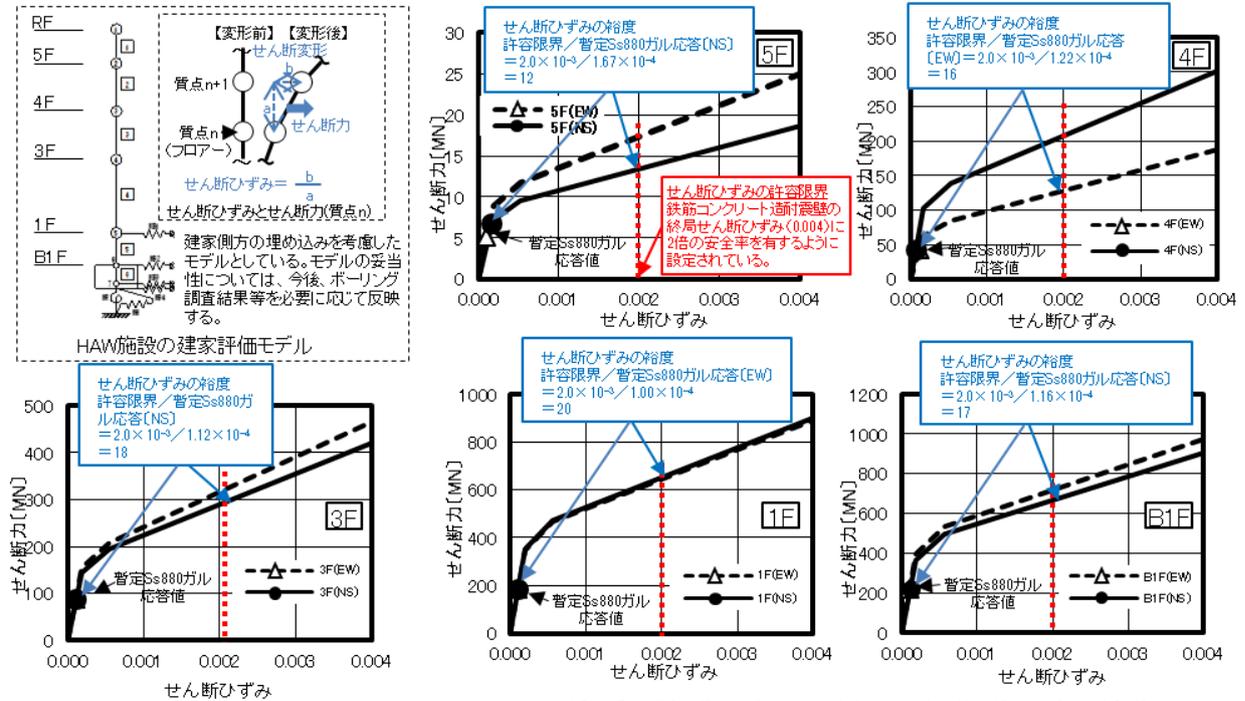
HAW施設の安全系動力電源系統【STEP1】(案)

HAW施設の安全系動力電源系統【STEP2】(案)

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の耐震性に関する評価

【建家の耐震性に関する評価】

HAW施設の建家は暫定基準地震動Ss880ガルに対するスケルトンカーブ(せん断力-せん断ひずみ)により、各階のせん断ひずみの許容限界に対して、十分な余裕があることを確認している。



【HAW貯槽の耐震性に関する評価】

HAW貯槽は、最大容量約20m<sup>3</sup>を貯蔵している状態においても暫定基準地震動Ss880ガルの詳細解析により、最も裕度(許容応力と発生応力の比)の小さい据付ボルトのせん断応力に着目しても1.6倍程度の余裕を確保している。  
なお、現在の貯蔵液量(最大約80m<sup>3</sup>)においては、さらに裕度は向上する。

1. HAW貯槽の耐震解析

【貯槽及び解析の概要】

内包液	高放射性廃液(容量120m <sup>3</sup> )
温度	60℃
圧力	冷却ジャケット:約0.3MPa
総質量	満水時:約207t、空時:約93t
主要材料	胴:SUS316L、ラグ:SUS304L 据付ボルト:SUS316(M48)
解析方法	3次元有限要素モデルによる解析 地震動解析は暫定波(Ss880ガル)を用いたスペクトルモーダル法

【耐震解析結果】

評価部位	応力種類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度 <sup>※1</sup>
胴 (冷却ジャケット含む)	一次一般膜	113	278	2.46
	一次(膜+曲力)	225	417	1.85
ラグ	一次	114	210	1.84
据付ボルト	引張	33	246	7.45
	せん断	149	244 <sup>※2</sup>	1.63

※1:裕度は、許容応力/発生応力を示す。  
※2:据付ボルトのせん断許容応力は、ボルトせん断試験に基づく実耐力値から算定。

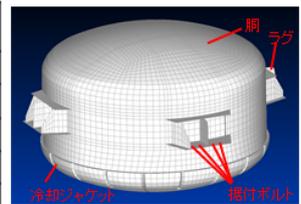


図-1 HAW貯槽の解析モデル

2. HAW貯槽の耐震性の検討

最も裕度の低い据付ボルトのせん断応力に着目した当該貯槽の発生応力と許容応力の比較検討を以下のとおり実施した。

- ▶ 暫定波(Ss880ガル)における耐震解析のほか、当該解析に用いた床応答スペクトルを1200ガル、1500ガル相当に係数倍し、それぞれの加速度において耐震解析を実施
- ▶ 発生応力と許容応力の比較検討は、貯槽の最大液量(約120m<sup>3</sup>)、現在の貯蔵液量(約80m<sup>3</sup>)及び液量が空(0m<sup>3</sup>)の場合の3ケース

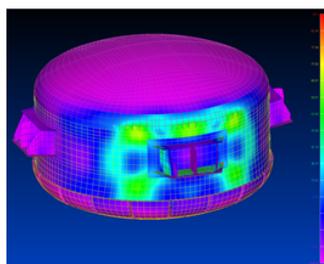


図-2 地震動解析の応力カラー(1500ガル 満水時)

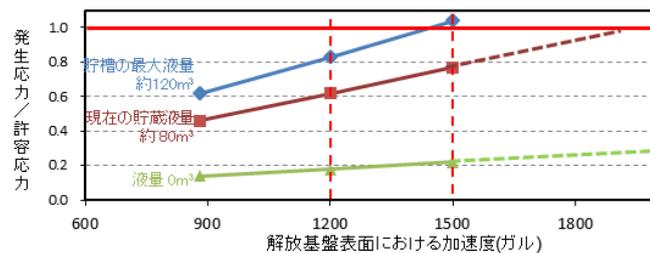
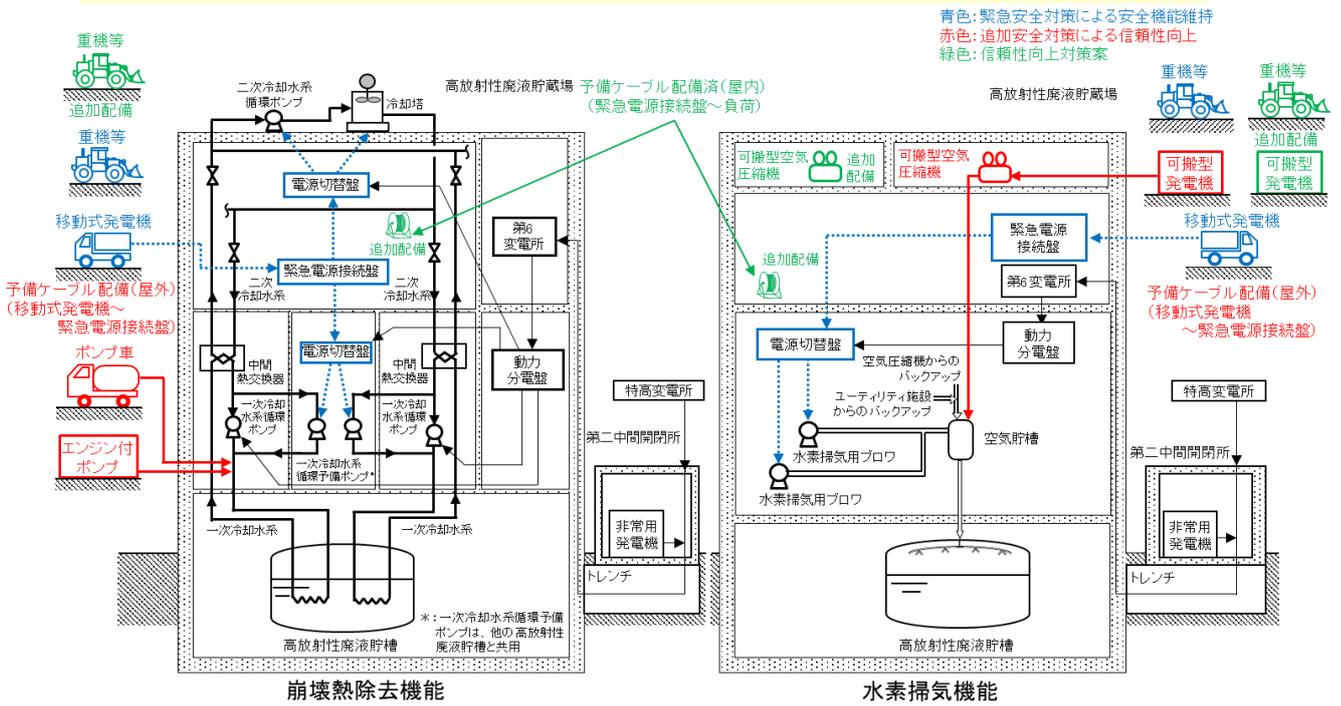


図-3 HAW貯槽の耐震性の検討

高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の地震に対する安全対策

- ・地震による機能喪失に備え、必要に応じて、可搬型設備の追加配備を検討予定
- ・施設内で使用する予備の給電ケーブルを配備
- ・可搬型設備を運搬できるように重機等の追加配備を検討予定



高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の津波に対する安全対策

浸水防止扉による対策				暫定津波シミュレーションの 浸水深さ※
設置フロア	据付設備	設置箇所	扉設置高さ	
地上1階	スイング式扉	2	T.P.+14.4mまで対応 (地上高さ8.4m)	T.P.+12.8m (浸水深さ6.9m)
	スライド式扉	1		
地上3階	スイング式扉	1		
	スライド式扉	1		

※ 暫定津波シミュレーションは、HAW施設に最も影響を与えると考えられる波源(茨城県沖から房総沖プレート間地震(Mw8.7))について暫定的な条件で実施(港湾構造物無し、建家ありモデル)。現在、最新の知見、近隣原子力施設の津波の審査状況を反映し、パラメータスタディを実施中。

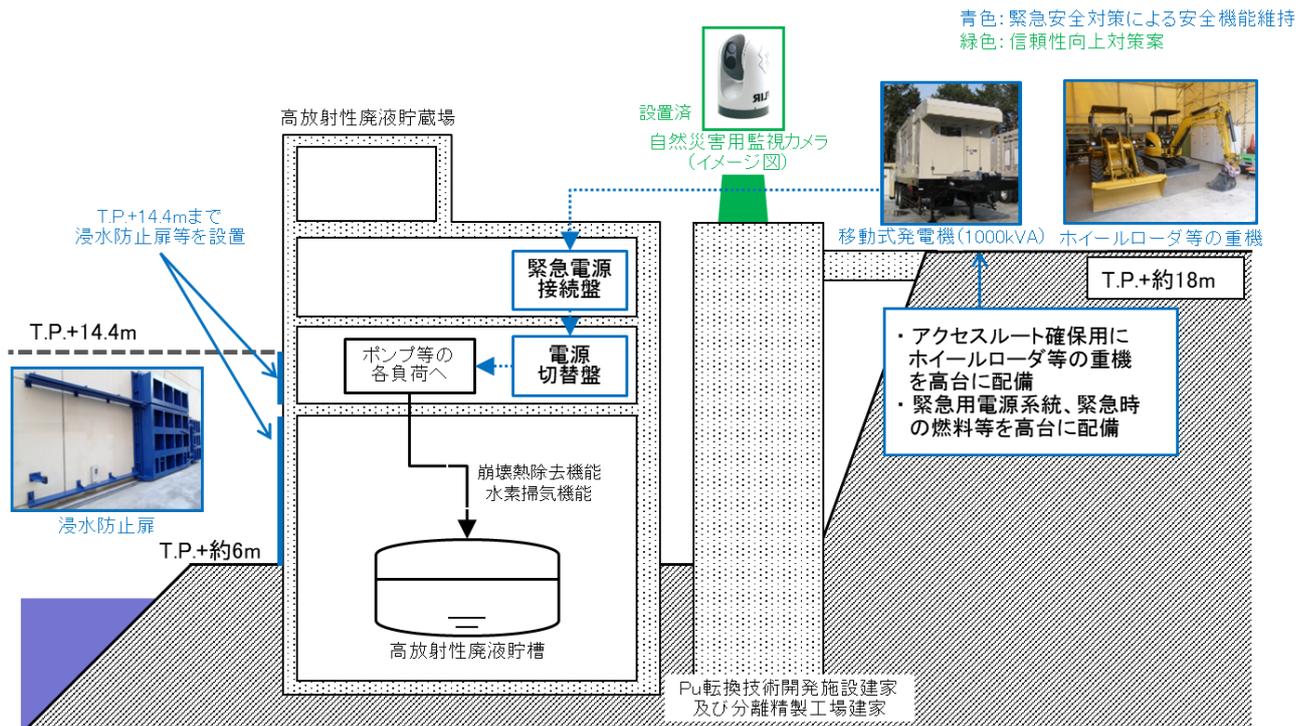


HAW施設の浸水防止対策の例(スライド式扉)

- 暫定津波シミュレーションの結果、HAW施設ではT.P.+12.8mまで浸水する結果となり、浸水防止対策を実施したT.P.+14.4mに比べ、低いことを確認  
津波に対するHAW施設建家の健全性については、評価中(特に大きな開口部のある南側外壁面は、津波に対し、比較的弱いと考えられる)。
- 建家内部が浸水した場合でも、電源系統は、上層階に設置しており、影響はない。地下の高放射性廃液貯槽(HAW貯槽)を設置しているセルは、浸水することが考えられるが、HAW貯槽への影響はない(浮力の発生によるHAW貯槽の据付ボルトの引張り応力は許容値未満)

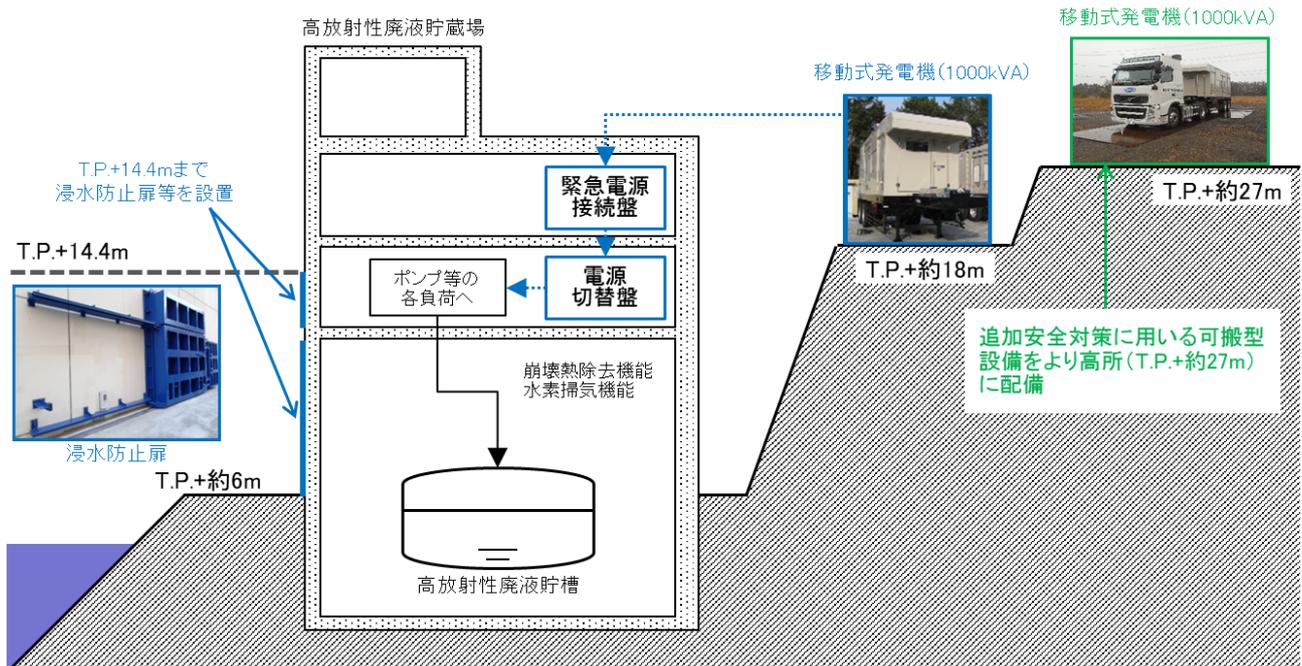
東海再処理施設の高放射性廃液の貯蔵リスク低減計画(平成28年11月)より引用

- ・ 津波の影響等の評価に応じて、建家外壁等への対策等を検討中
- ・ 自然災害用監視カメラを設置



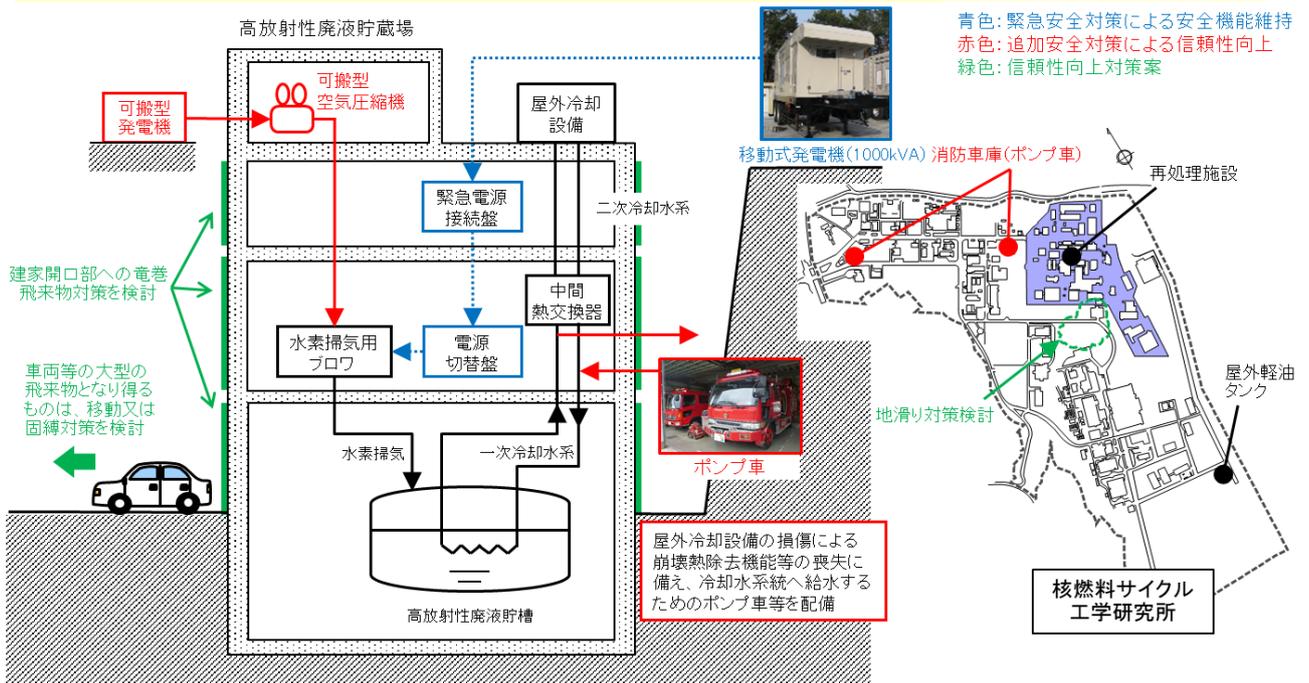
- ・津波の影響等の評価に応じて、建家外壁等への対策等を検討中
- ・追加安全対策に用いる可搬型設備を緊急安全対策より高所に配備予定

青色: 緊急安全対策による安全機能維持  
 緑色: 信頼性向上対策案



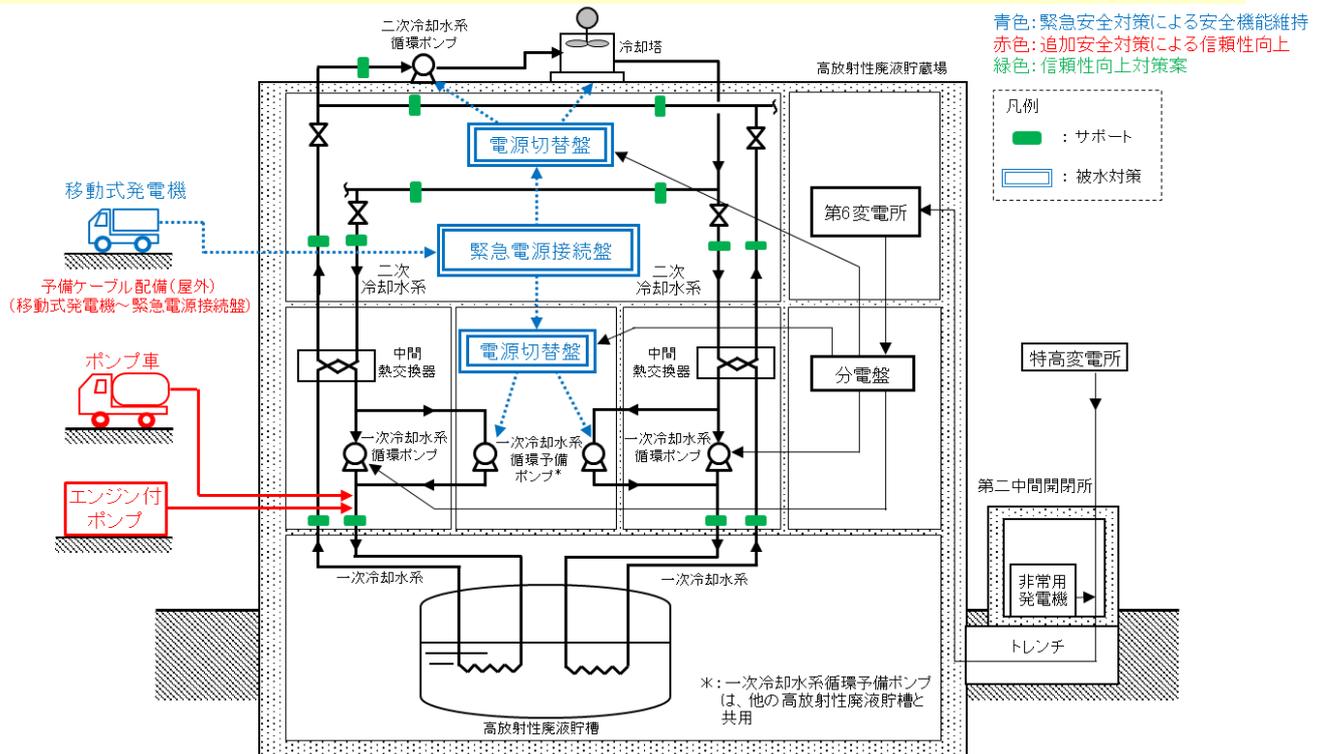
高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の外部からの衝撃に対する安全対策

- ・ 竜巻対策で、設計飛来物の影響を上回るおそれのある飛来物候補に対して移設・固縛等の対策を検討予定
- ・ 竜巻の影響評価に応じて、竜巻飛来物対策等を検討中
- ・ 再処理施設の外部火災に関する詳細評価を進め、防火帯の設置を検討中
- ・ 事故対処設備の保管場所への地滑り対策等を検討中



高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の溢水及び化学薬品漏えいに対する安全対策

- ・ 溢水及び化学薬品の漏えいによって安重機器を機能喪失させる可能性のある耐震B、C類の冷却水配管等に対して、必要に応じて、サポートを敷設予定
- ・ 事故対応時のアクセスルート上の耐震B、C類の冷却水配管等に対して、必要に応じて、サポートを敷設予定





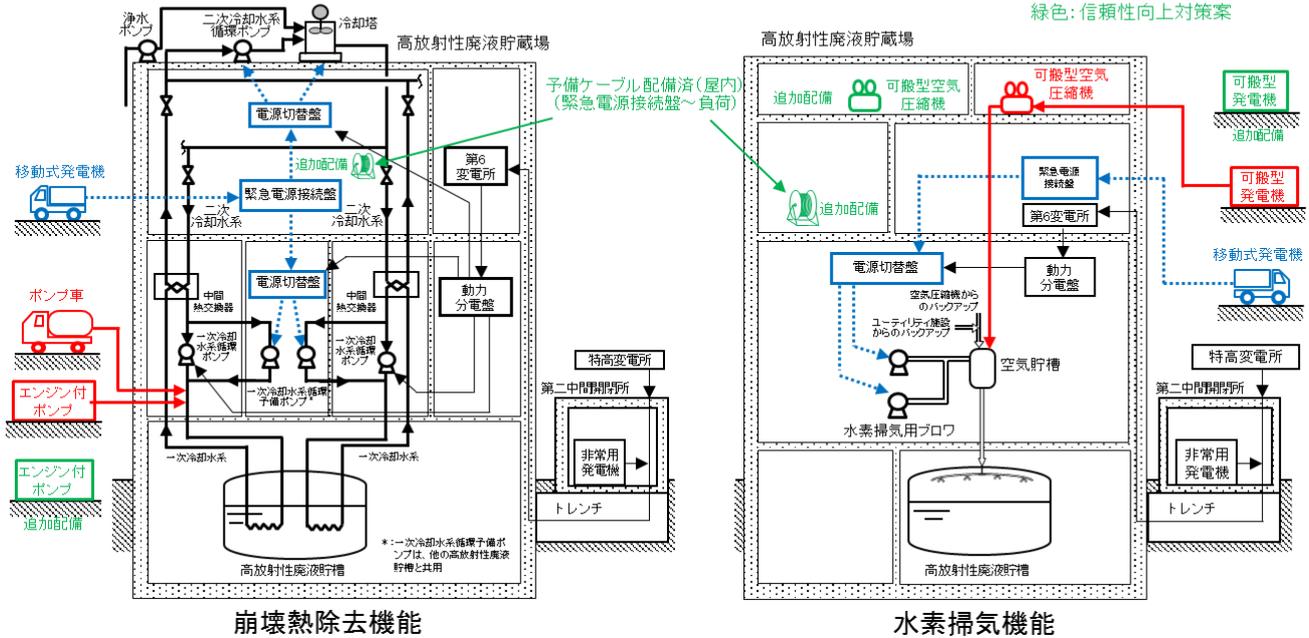




高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の火災に対する安全対策

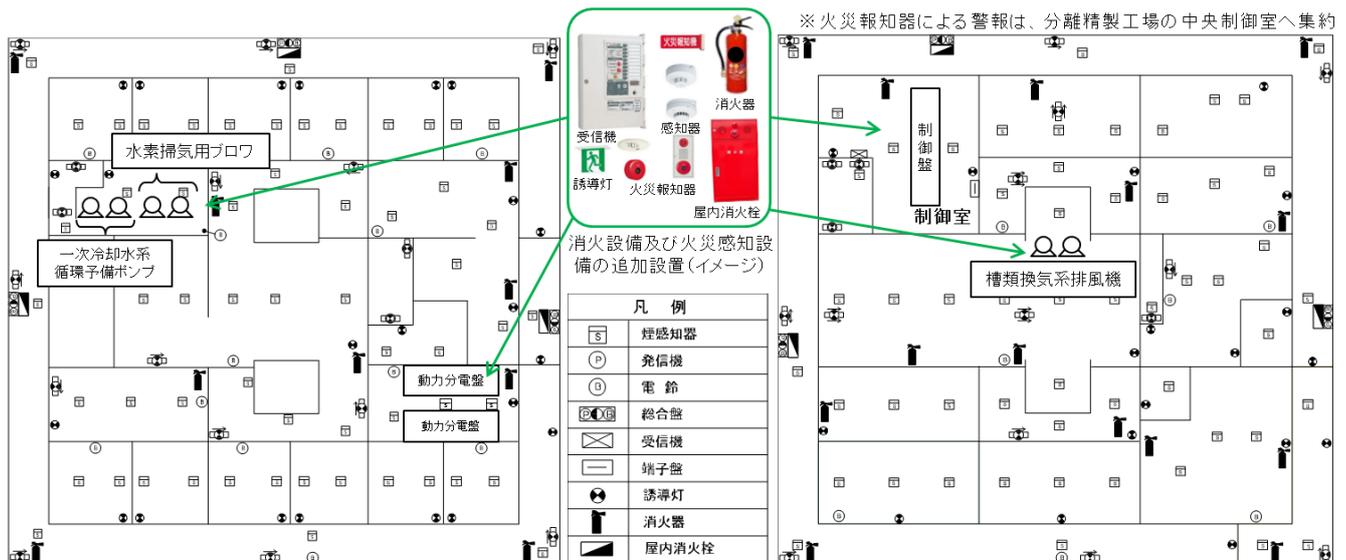
- ・ 火災による機能喪失に備え、必要に応じて、可搬型設備の分散配備を検討予定

青色: 緊急安全対策による安全機能維持  
 赤色: 追加安全対策による信頼性向上  
 緑色: 信頼性向上対策案



- ・ 火災による機能喪失に備え、必要に応じて、消火設備、火災感知設備の追加設置を検討予定

緑色: 信頼性向上対策案

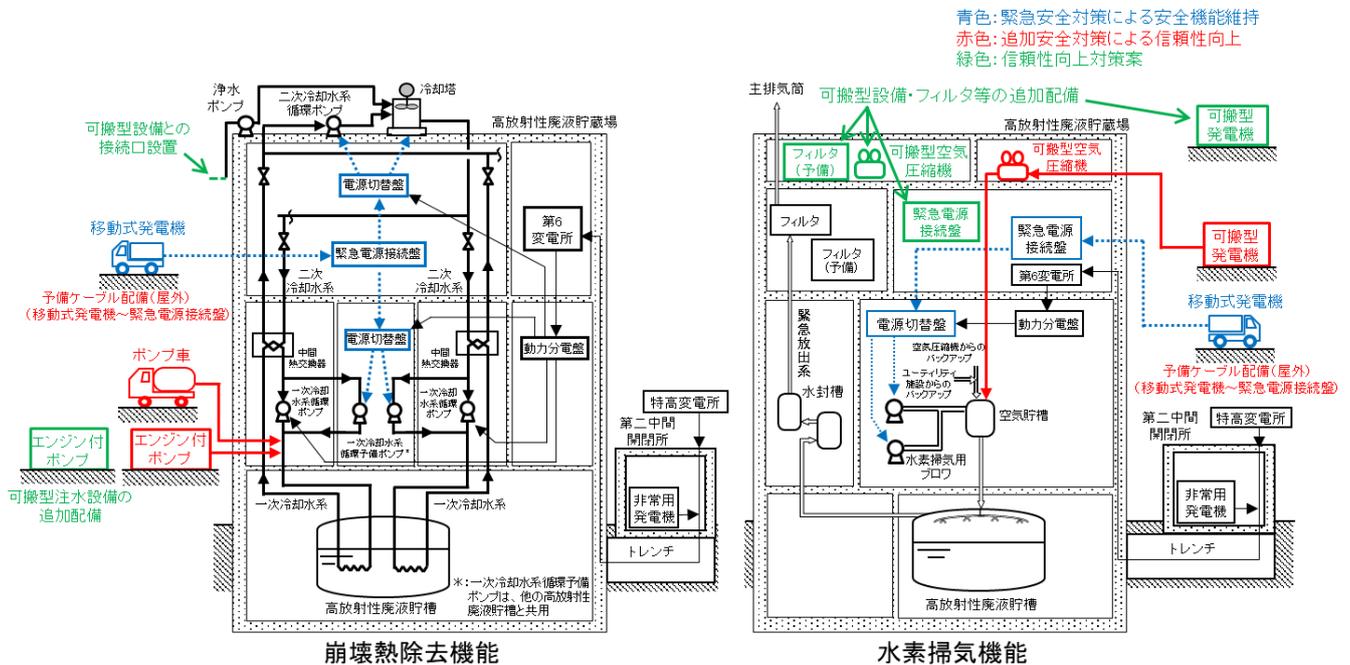


高放射性廃液貯蔵場 3階  
 消火設備及び火災感知設備の設置状況

高放射性廃液貯蔵場 4階  
 消火設備及び火災感知設備の設置状況

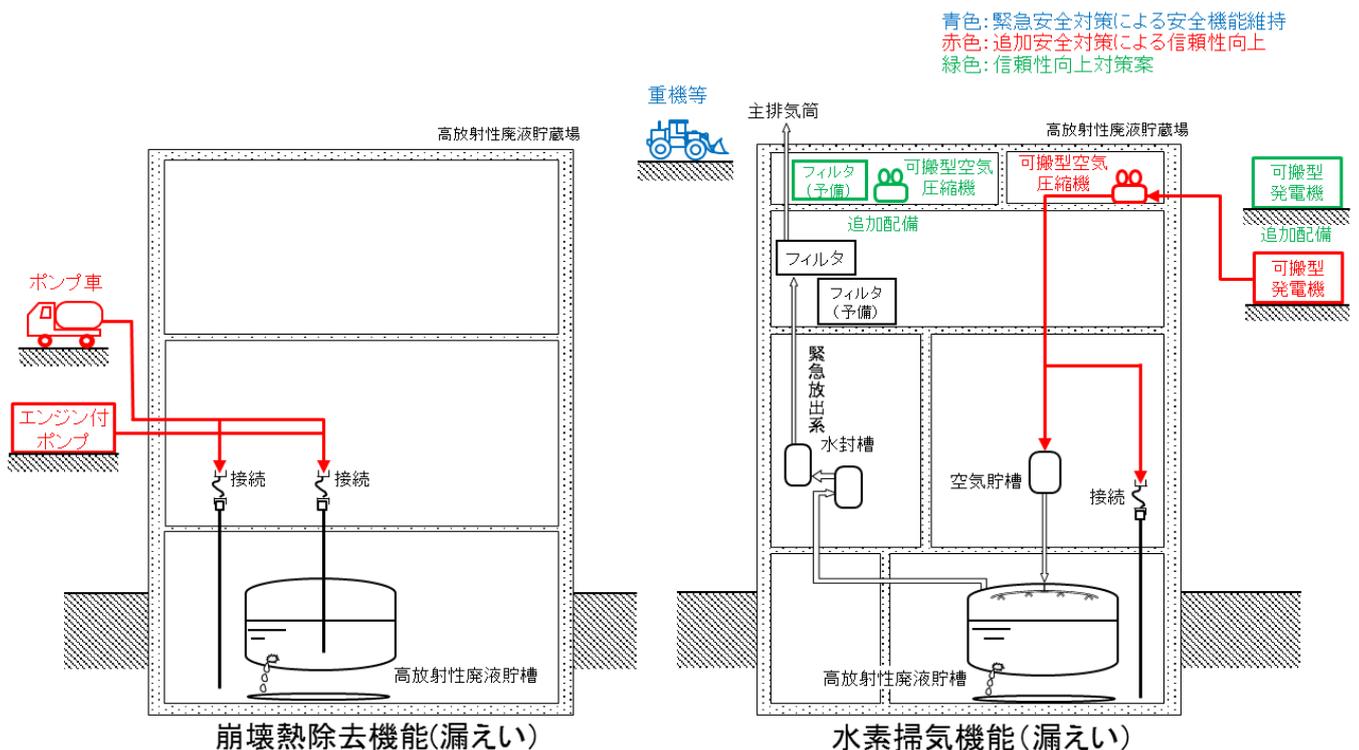
高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の水素爆発, 蒸発乾固に関する安全対策

- ・ 可搬型設備が同時に機能喪失しないように保管場所を複数確保し、位置的分散を検討予定
- ・ 機能回復のために、可搬型設備、フィルタ(予備)を配備予定
- ・ 既設設備と可搬型設備の接続口を複数確保予定



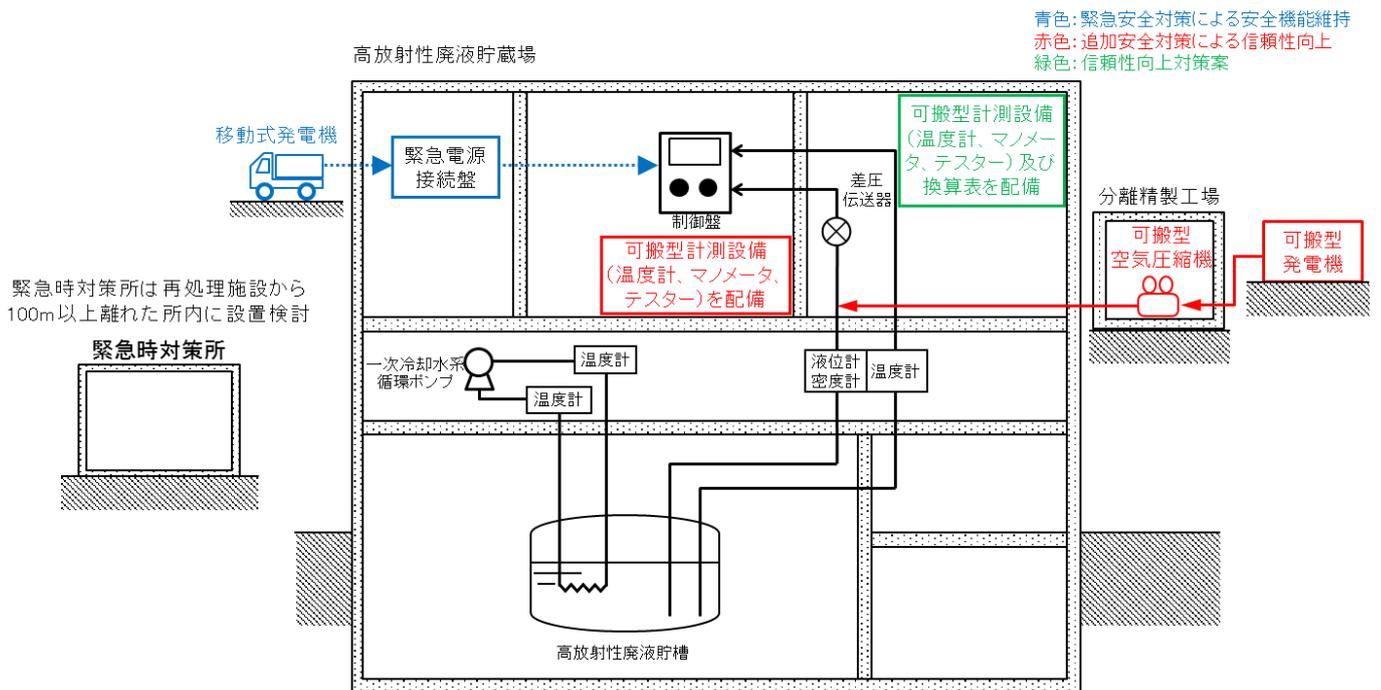
崩壊熱除去機能及び水素掃気機能喪失の対策(貯槽からの溶液漏えい時)

- ・ 可搬型設備が同時に機能喪失しないように保管場所を複数確保し、位置的分散を検討予定
- ・ 機能回復のために、可搬型設備、フィルタ(予備)を配備予定



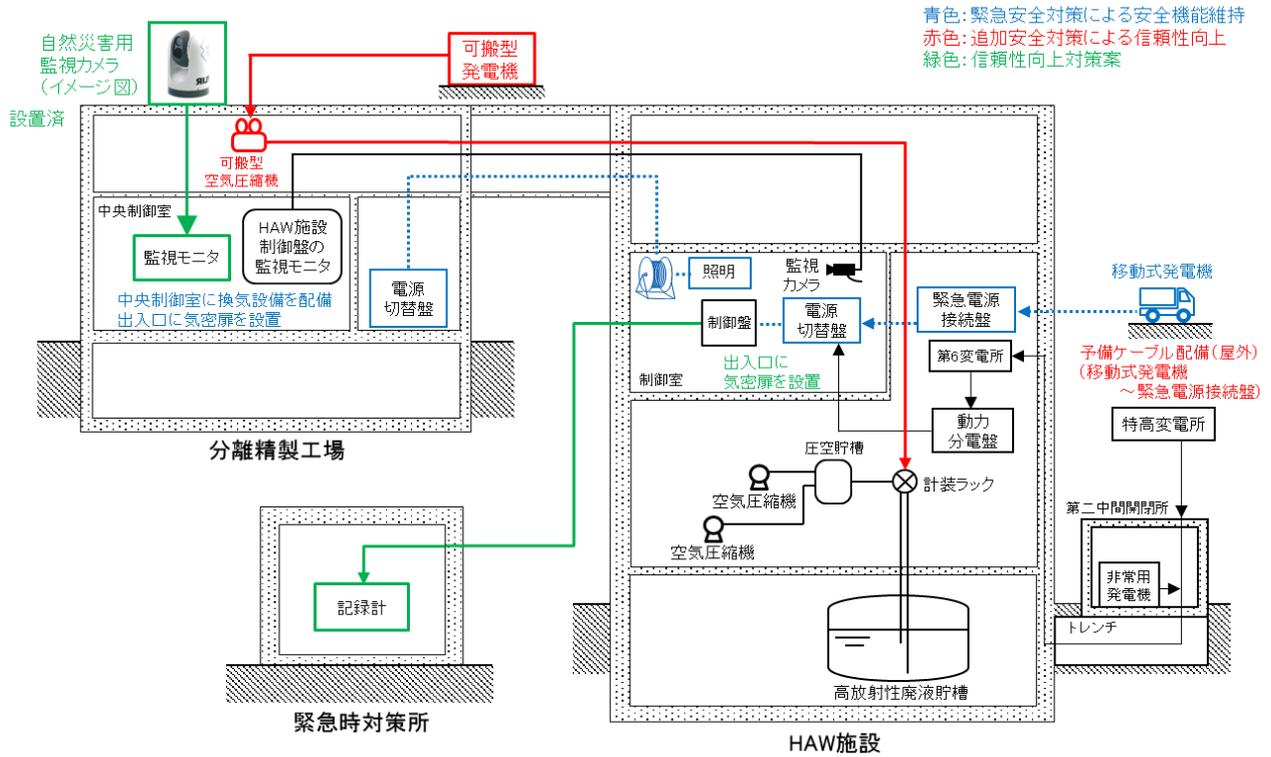
高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の計装設備に関する安全対策

- ・ 監視に必要な液位、密度、温度等を計測するために、可搬型計測設備を拡充し、分散配備予定
- ・ 換算表等を配備予定

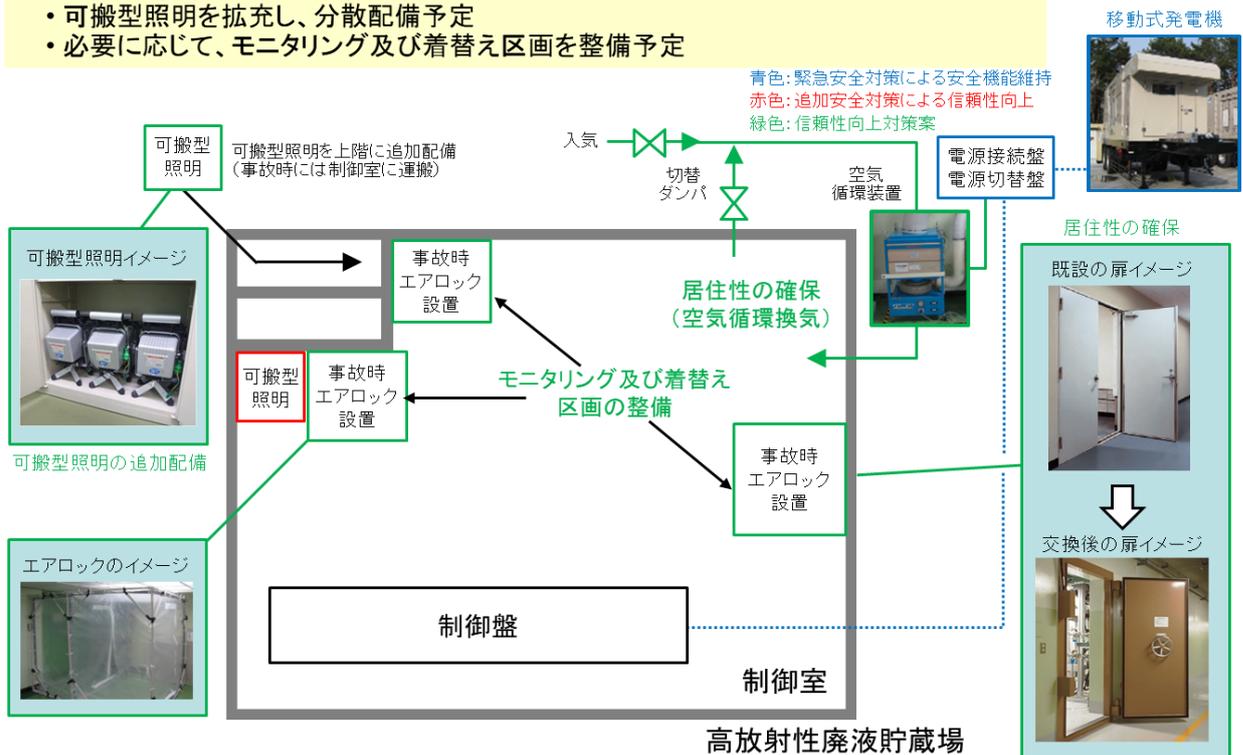


高放射性廃液貯蔵場 (HAW) の制御室に関する安全対策

- ・ 高放射性廃液貯蔵場 (HAW施設) の制御室から緊急時対策所への信号 (プロセス、放射線管理) の伝送、記録機能の分離・付加を検討予定
- ・ 施設外の状態を把握するための自然災害用監視カメラを設置



- ・ 事故時においても運転員がとどまるために、高放射性廃液貯蔵場の制御室の居住性の確保対策 (循環換気) を検討中
- ・ 可搬型照明を拡充し、分散配備予定
- ・ 必要に応じて、モニタリング及び着替え区画を整備予定



## 2 性能維持施設の設備，その性能，その性能を維持すべき期間

廃止措置期間中に性能及び機能を維持すべき設備・機器等は，廃止措置の基本方針に基づき，周辺公衆及び放射線業務従事者の被ばく低減を図るとともに，使用済燃料の貯蔵のための管理，工程洗浄，系統除染，施設の汚染状況調査，解体作業及び核燃料物質によって汚染された物の廃棄作業等の各種作業の実施に対する安全の確保のために，必要な期間，所要の性能及び必要な機能を維持管理する。

廃止措置期間中の工事の進捗状況に応じて段階的に性能を変更する必要がある場合には，要求されている機能に支障を及ぼさないこととする。

廃止措置のために導入する装置については，漏えい及び拡散防止対策，被ばく低減対策，事故防止対策の安全確保のための機能が要求を満足するよう，適切な設計を行うとともに，製作・施工の適切な時期に試験又は検査を実施し，必要な機能を満足していることを確認する。

これらの設備・機器等の性能については，定期的に点検等で確認することとし，経年変化等による性能低下又はそのおそれのある場合には，必要に応じて所定の手続を経て必要な機能を満足するよう補修等を行う。これらの維持管理に関しては，再処理施設保安規定に施設定期自主検査として，要求される機能，点検項目，点検頻度及び維持すべき期間を定めてこれに基づき，再処理施設保安規定に定める体制で実施する。

主な設備・機器等の維持管理の基本的な考え方は，下記のとおりである。また，性能を維持すべき施設の維持管理等については，「添付書類六 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書」に示す。

- (1) 放射性物質を内包する系統及び機器を収納する建家及び構築物については，管理区域解除までの期間，閉じ込め及び遮蔽の機能を維持管理する。
- (2) 放射性物質を内包する系統及び機器については，系統除染が完了するまでの期間，閉じ込めの機能を維持管理する。
- (3) 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設については，使用済燃料を搬出するまでの期間，燃料を取り扱う設備及び臨界防止，遮蔽等の機能を維持管理する。
- (4) 放射性廃棄物の廃棄施設については，管理区域解除までの期間，廃棄物処理に係る機能及び廃棄物貯蔵に係る機能を維持管理する。
- (5) 核燃料物質の貯蔵施設については，核燃料物質を搬出し，管理区域解除するまでの期間，製品を取り扱う機能，製品を貯蔵する機能及び臨界防止機能を維持管理する。

- (6) 計測制御系統施設及び安全保護回路については、系統除染が完了するまでの期間、測定、制御、異常な状態の検知機能を維持管理する。
- (7) 放射線管理施設については、管理区域解除までの期間、放射線を監視する機能を維持管理する。
- (8) 換気設備については、管理区域解除までの期間、閉じ込め機能を維持管理する。
- (9) ユーティリティの供給設備については、供給先の管理区域解除までの期間、ユーティリティの供給に係る機能を維持管理する。
- (10) その他の安全確保上必要な設備については、それぞれの設備に要求される機能を維持管理する。

上記の設備・機器等の機能維持のため、設計時点で定期的な点検等に伴い交換することが想定され、交換作業において安全機能に影響を及ぼさず、当該部品に求められる機能に変更がなく、交換前の部品等と同性能であるもの（日本工業規格、一般市販品の規格等により同等の性能であることを確認できるもの）の場合、再処理施設保安規定に定める管理の方法に基づき部品交換等を実施する。

### 3 再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情

再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の設計を施設の現況等に照らし進めている段階であり、平成 29 年度末までの設計内容を踏まえて対策の可否を判断するとともに、再処理維持基準規則を踏まえた安全対策の実施範囲及び実施内容を整理し、その後、廃止措置計画の変更申請を行う。その内容を踏まえて詳細設計を進め、安全対策の詳細内容については、遅くとも平成 31 年度末までに定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。その際、再処理維持基準規則を踏まえた安全対策を実施できない場合については、より難い特別な事情を順次明確にした上で、必要に応じて可搬型設備等の代替策も視野に入れ、安全機能の維持や回復を検討する。再処理維持基準規則を踏まえた安全対策に関する工程については、「十. 廃止措置の工程」に示す。

## 七. 使用済燃料、核燃料物質及び使用済燃料から分離された物の管理及び譲渡しの方法

### 1 使用済燃料及び核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量

再処理施設における使用済燃料及び核燃料物質（分析又は校正に用いる核燃料物質を除く。）の存在場所ごとの種類及び数量は表 3-4、回収可能核燃料物質の存在場所ごとの保有量は表 3-5 のとおりである。今後、廃止措置対象施設には、分析又は校正に用いる核燃料物質を除き、新たに使用済燃料及び核燃料物質を持ち込まない。

### 2 使用済燃料、核燃料物質及び使用済燃料から分離された物の管理

分離精製工場(MP)に貯蔵中の使用済燃料は、搬出までの期間、当該施設の貯蔵プールに貯蔵する。これらの燃料の取扱い及び貯蔵は、既設の燃料取扱操作設備、燃料貯蔵設備、燃料移動設備等で取り扱うとともに、安全確保のために必要な臨界防止、崩壊熱除去及び閉じ込め機能を有する既設の設備を維持管理する。

ウラン貯蔵所(U03)、第二ウラン貯蔵所(2U03)及び第三ウラン貯蔵所(3U03)に貯蔵中のウラン製品は、搬出までの期間、当該施設の貯蔵室に貯蔵する。これらの核燃料物質の取扱い及び貯蔵は、既設のクレーン等で取り扱うとともに、安全確保のために必要な臨界防止機能を有する既設の設備を維持管理する。

プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)に貯蔵中のウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末は、搬出が完了するまでの期間、当該施設の粉末貯蔵室に貯蔵する。これらの核燃料物質の取扱い及び貯蔵は、既設のクレーン等で取り扱うとともに、安全確保のために必要な臨界防止機能を有する既設の設備を維持管理する。

これらの使用済燃料、ウラン製品、ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末に係る設備の維持管理については、再処理施設保安規定に定める巡視及び点検、施設定期自主検査等により実施している。

### 3 核燃料物質の譲渡し

#### 3.1 使用済燃料

分離精製工場(MP)に貯蔵中の使用済燃料は、海外での再処理を視野に入れて搬出先を決定し搬出する。

#### 3.2 ウラン製品及びウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末

分離回収したウラン製品及びプルトニウム製品は、契約に基づき、契約

相手先に返還する。または、分離回収したウラン及びプルトニウムの一部を契約相手先から原子力機構が購入する。これを踏まえ、ウラン貯蔵所(U03)、第二ウラン貯蔵所(2U03)及び第三ウラン貯蔵所(3U03)に貯蔵中のウラン製品、プルトニウム転換技術開発施設(PCDF)に貯蔵中のウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)粉末を廃止対象施設外の施設に搬出する。

## 八. 使用済燃料又は核燃料物質による汚染の除去

### 1 廃止措置対象施設の汚染の特徴

再処理施設は、構造、形状、材質等が多種多様な設備・機器から構成されており、原子炉のような材料の放射化はほとんど見られないが、化学形態、物理形態の異なるウラン、プルトニウム、核分裂生成物等の放射性物質が材料に付着し、核燃料物質等を取り扱ってきた工程設備全体やこれらの設備を収納しているセル等が汚染していることが特徴である。

これらの放射性物質による汚染の除去に当たっては、特殊放射線作業におけるモニタリングのデータや汚染の固定箇所を纏めた汚染マップ等活用し、事前に対象施設・設備の汚染状況等の確認を行う。その結果に基づき、除染の要否及び方法を確定するとともに、放射線業務従事者及び周辺公衆の被ばく低減、放射性物質の施設内外への漏えい防止及び廃棄物低減の観点から、合理的に達成可能な限り汚染を除去する。

### 2 先行して廃止措置に着手する施設の解体準備期間における除染

解体準備期間における除染は、再処理施設の供用期間中における設備・機器の点検等において被ばく低減対策として行ってきた化学的な除染及び機械的な除染の経験・実績を活かし、設備・機器等に応じた合理的かつ適切な方法で実施する。

先行して廃止措置に着手する施設のうち分離精製工場(MP)、ウラン脱硝施設(DN)及びプルトニウム転換技術開発施設(PCDF)における系統除染は、回収可能核燃料物質を再処理設備本体から取り出すための工程洗浄を実施したのち、機器解体時における放射線業務従事者の被ばくを低減することを目的として、機器内表面に付着したウラン、プルトニウムや核分裂生成物等による汚染を除去する。基本的に酸・アルカリによる除染を繰り返すこととし、必要に応じてその他の除染剤を用いた化学的な除染を採用する。また、設備によっては補助的に高圧水等による機械的な除染を行う。対象とする機器は、貯槽、抽出器、配管、弁等であり、解体準備期間に実施する。

クリプトン回収技術開発施設(Kr)においては、クリプトン貯蔵シリンダに貯蔵しているクリプトンを管理した状態で安全に放出した後に、機器内表面に付着した汚染の除去を行う。対象とする機器は、貯槽、配管、弁等であり、解体準備期間に実施する。

系統除染に係る詳細な方法等については、工程洗浄やクリプトンの管理した状態での放出後に行う汚染状況の調査を踏まえ、系統除染(平成32年度)に着手するまでに定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。

3 先行して廃止措置に着手する施設の機器解体期間における除染

機器解体期間における除染は、機器解体した後、系統除染では取り除くことができなかつた機器内表面に付着したウラン、プルトニウムや核分裂生成物等による汚染を必要に応じて除去する。機器解体期間における汚染の除去に係る詳細な方法等については、機器解体に着手するまでに定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。

4 先行して廃止措置に着手する施設の管理区域解除期間における除染

管理区域を解除するため、管理区域の解除を行うに当たり、汚染された機器等の撤去後に建家躯体表面(コンクリート)に付着し残存しているウラン、プルトニウムや核分裂生成物等による汚染について、はつり等の方法で除去する。管理区域解除期間における汚染の除去に係る詳細な方法等については、建家の除染に着手するまでに定め、逐次廃止措置計画の変更申請を行う。