

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 25 条（放射線からの放射線業務従事者の防護）に係る説明書

2019 年 10 月 28 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所高速実験炉部

目 次

1. 要求事項の整理
2. 要求事項への適合性
 - 2.1 放射線の被ばく管理に関する基本方針
 - 2.2 管理区域の設定
 - 2.3 放射線被ばく管理
 - 2.4 放射線管理施設
 - 2.5 線量率等の測定
 - 2.6 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 25 条）への適合性説明

(別紙)

- 別紙 1 : 「炉心の変更」に関する基本方針
- 別紙 2 : 原子炉施設保安規定における管理区域及び立入禁止区域・立入制限区域の設定
- 別紙 3 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時における中央制御室での放射線被ばく
- 別紙 4 : 中央制御室の放射線監視盤の設置状況

1. 要求事項の整理

「常陽」の炉心は、増殖炉心（以下「MK-I炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を140MWとした照射用炉心（以下「MK-III炉心」という。）に変更された。本申請では、更に変更を加え、熱出力を100MWとした照射用炉心（以下「MK-IV炉心」という。）を対象とする【「炉心の変更」に関する基本方針：別紙1参照】。試験炉設置許可基準規則第25条における要求事項等を第1.1表に示す。

第1.1表 試験炉設置許可基準規則第25条における要求事項及び本申請における変更の有無

要求事項	変更の有無
<p>1 試験研究用等原子炉施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。</p> <p>二 放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> 第1項第1号に規定する「放射線量を低減できるもの」とは、ALARAの考え方の下、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じたものをいう。 	無
<p>2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> 第2項に規定する「放射線管理施設」とは、放射線被ばくを監視及び管理するため、放射線業務従事者の出入管理、汚染管理、除染等を行う施設をいう。 	無
<p>3 前項の放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> 第3項に規定する「必要な情報を原子炉制御室、その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる」とは、原子炉制御室において放射線管理に必要なエリア放射線モニタによる空間線量率を、また、伝達する必要がある場所において管理区域における空間線量率及び空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度をそれぞれ表示できることをいう。 	無

2. 要求事項への適合性

2.1 放射線の被ばく管理に関する基本方針

原子炉施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合において、放射線業務従事者等が業務に従事する場所について、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等の所要の放射線防護上の措置を講じることで、通常運転時等における放射線業務従事者等の放射線被ばくが「線量告示」に定められた線量限度を超えないように、その放射線量を低減できるものとし、かつ、放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。なお、放射線の被ばく管理に関する運用については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

2.2 管理区域の設定

原子炉施設では、放射線業務従事者等の不要な放射線被ばくを防止するため、管理区域を設定し、立入管理等を行う。原子炉施設内で外部放射線に係る線量、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又は空気中の放射性物質の濃度が、「線量告示」に定める管理区域に係る値を超え、又は超えるおそれのある場所を管理区域とする。管理区域の設定範囲・区分等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定めるものとするが、原則として、以下の建物に設けるものとする。

原子炉建物及び原子炉附属建物（中央制御室等一部を除く。）

メンテナンス建物（一部を除く。）

廃棄物処理建物（一部を除く。）

旧廃棄物処理建物（一部を除く。）

第一使用済燃料貯蔵建物（一部を除く。）

第二使用済燃料貯蔵建物（一部を除く。）

原子炉施設の管理区域にあつては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して、以下に示す立入区域の基準線量率を定める。なお、放射線遮蔽設計にあつては、放射線遮蔽評価の誤差を考慮して最悪の場合でも基準線量率を満足するように、さらにその 1/10 を目標値とし、主要線源からの線量（率）がその値以下になるようにする【原子炉施設保安規定における管理区域及び立入禁止区域・立入制限区域の設定：別紙 2 参照】。当該設計においては、原子炉の熱出力を定格出力とし、負荷率 100%とすることを基本とする。なお、作業により線源を有する施設等に近接する場合には、必要に応じて、仮設遮蔽を設けるものとする。

立入区域の基準線量率

A 区域： 放射線業務従事者が常時作業する区域とし、基準線量率は $20 \mu\text{Sv/h}$ 以下とする。

B 区域： 放射線業務従事者が常時作業する場所ではないが、機器、設備の点検、保守、燃料取扱作業等で必要に応じ時間を制限して立ち入る区域とし、基準線量率は $80 \mu\text{Sv/h}$ 以下とする。

C 区域： 故障、修理等、必要な時以外には原子炉の運転中、停止中にかかわらず立ち入ることのないと考えられる区域とし、基準線量率は $320 \mu\text{Sv/h}$ 以下とする。

D 区域： 原子炉の運転中、停止中にかかわらず立ち入ることのないと考えられる区域とする

また、中央制御室は、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために、必要な操作を行う運転員が「線量告示」に定められた線量限度を超える放射線被ばくを受けないように、適切な遮蔽を確保した設計とする【運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時における中央制御室での放射線被ばく：別紙 3 参照】。

2.3 放射線被ばく管理

2.3.1 管理区域の出入管理

管理区域の出入管理として、以下の措置を講じることを基本方針とする。なお、管理区域の出入管理の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

- (1) あらかじめ指定された者（放射線業務従事者等）以外の管理区域への出入りを禁止する。また、放射線業務従事者等にあっても、高線量率又は汚染が想定されるエリア等を区画し、当該エリアへの出入りを制限する。
- (2) 管理区域の出入りには、あらかじめ定められた出入口を使用するとともに、放射線業務従事者等は、個人線量計及び指定された保護具を着用するものとする。
- (3) 管理区域から退出する場合は、手、足及び衣服等の汚染検査を実施する。

2.3.2 放射線被ばくの評価

放射線業務従事者等は、個人線量計を着用するものとし、定期的に又は必要の都度、その外部被ばくによる線量を評価する。また、定期的に又は必要の都度、体外計測等により内部被ばくによる線量を評価する。放射線業務従事者等の線量は、あらかじめ定めた線量限度を超えないものとする。なお、放射線被ばくの評価の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。さらに、放射線業務従事者については、定期的に健康診断を実施し、その身体的状態を把握するとともに、必要な教育・訓練を行うものとする。

2.4 放射線管理施設

原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者等を防護し、かつ、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。屋内管理用の主要な設備を以下に示す。

(1) 放射線監視設備

原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。また、中央制御室には、放射線管理に必要なエリアモニタ及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要なエリアモニタの指示又は記録を集中監視するための放射線監視盤を設ける。

(i) 放射線監視盤の設置場所

放射線管理に必要なエリアモニタの指示計、記録計及び警報回路は、中央制御室に設置する放射線監視盤に設けるものとし、中央制御室の放射線監視盤において、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できるものとする【中央制御室の放射線監視盤の設置状況：別紙4参照】。

(ii) 主要な固定モニタと使用目的

原子炉保護系エリアモニタ： 格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定するものであり、設定値を超過した場合には、原子炉保護系（アイソレーション）が作動する。

格納容器内高線量エリアモニタ： 設計基準事故時等において、格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定する。

格納容器内中性子線エリアモニタ： 格納容器（床上）内の中性子線量率を測定する。

格納容器内空気汚染モニタ： 格納容器（床上）内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定する。

配管路（コールド）エリアモニタ： 2次主冷却系の主中間熱交換器出口配管が通過するエリア（配管路（コールド））の線量率を測定することで、1次主冷却系から2次主冷却系への放射性物質の漏えいを検知する。

アルゴン廃ガスモニタ： アルゴン廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。

窒素廃ガスモニタ： 窒素廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。

(2) 放射線管理関係設備

放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備（放射線管理室、汚染検査室、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等）及び個人被ばくモニタリング設備（個人線量計）を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等

の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、十分な台数を確保する。

2.5 線量率等の測定

原子炉施設の管理区域にあつては、固定モニタ又は携帯モニタ等により、定期的に、外部放射線に係る線量率、空気中の放射性物質の濃度及び表面密度を測定するものとする。なお、線量率等の測定の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

2.6 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 25 条）への適合性説明

（放射線からの放射線業務従事者の防護）

第二十五条 試験研究用等原子炉施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。

一 放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。

二 放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。

2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。

3 前項の放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定める。管理区域内にあつては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して、立入区域の基準線量率を定め、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じることにより、放射線業務従事者等が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとし、かつ、放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとして、放射線業務従事者等の外部放射線による放射線障害を防止するものとする。なお、作業により線源を有する施設等に近接する場合には、必要に応じて、仮設遮蔽を設けるものとする。また、中央制御室は、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために、必要な操作を行う運転員が「線量告示」に定められた線量限度を超える放射線被ばくを受けないように、適切な遮蔽を確保した設計とする。

2 及び 3 について

原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。屋内管理用の主要な設備として、放射線監視設備及び放射線管理関係設備を有する。原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。また、放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備（放射線管理室、汚染検査室、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等）及び個人被ばくモニタリング設備（個人線量計）を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設け

るものとする。また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、十分な台数を確保する。

また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。中央制御室の放射線監視盤には、放射線管理に必要なエリアモニタの指示計、記録計及び警報回路が設けられており、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できる。

「炉心の変更」に関する基本方針

1. 概要

「常陽」の炉心は、増殖炉心（以下「MK-I炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を140MWとした照射用炉心（以下「MK-III炉心」という。）に変更された。本申請では、更に変更を加え、熱出力を100MWとした照射用炉心（以下「MK-IV炉心」という。）を対象とする。「炉心の変更」に関する基本方針を以下に示す。

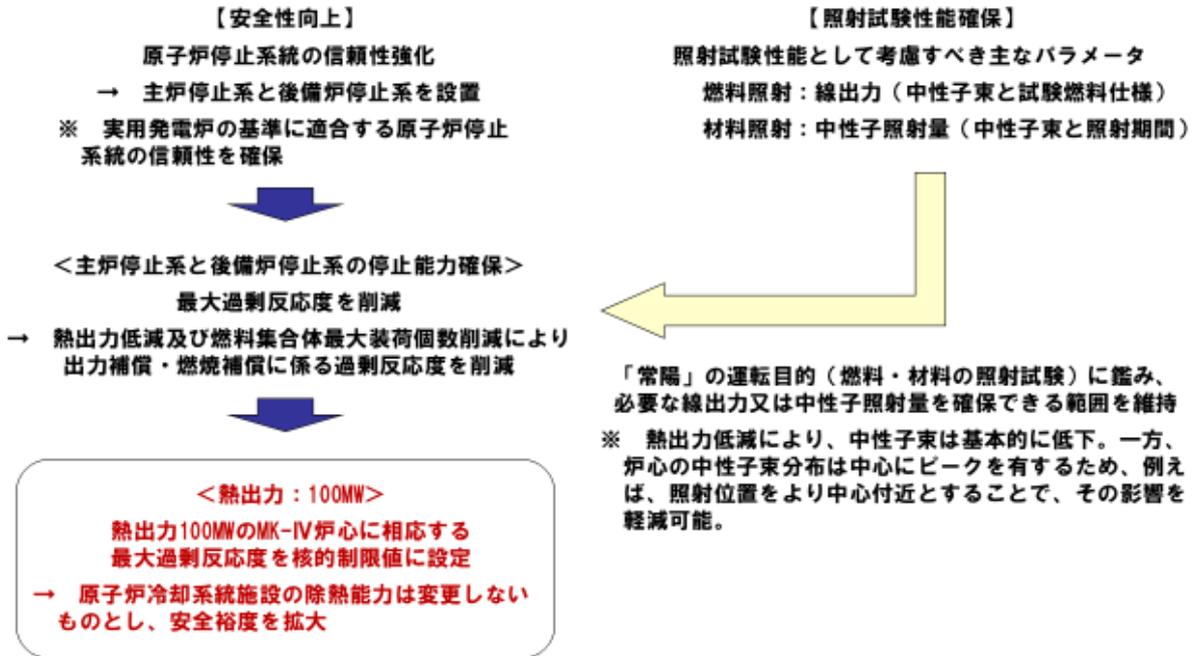
2. 「炉心の変更」に関する基本方針

「炉心の変更」は、改正された核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の施行に伴い、「常陽」を「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」等に適合させるための変更を行うにあたり、原子炉停止システムの信頼性を強化し、安全性を向上させること、一方で、高速炉燃料材料の開発等のための照射試験に必要な性能を維持することを目的とする（別図1.1参照）。

原子炉停止システムは、独立した主炉停止系と後備炉停止系を設けることで信頼性を向上する。それぞれの原子炉停止システムに要求される停止能力の確保には、最大過剰反応度の削減が必要であり、ここでは、熱出力の低減及び燃料集合体最大装荷個数の削減により、出力補償や燃焼補償に係る過剰反応度を削減して対応することとした。一方で、照射試験性能として考慮すべき主なパラメータである線出力と中性子照射量は、熱出力低減により基本的に低下する。必要な線出力又は中性子照射量を確保できる範囲に維持することも「常陽」の運転目的として肝要である。

熱出力を100MWとしたMK-IV炉心は、これらの要件を満足するものであり、当該炉心に相応する最大過剰反応度を核的制限値とする。なお、原子炉冷却システム施設の除熱能力は変更しないものとし、安全裕度を拡大することとしている。

「炉心の変更」に伴って生じる主な変更点等を別図1.2に示す。本申請にあつては、MK-IV炉心（熱出力100MW）での核設計や熱設計を実施するとともに、当該設計結果を炉心燃料集合体の機械設計や被ばく評価、安全評価等に反映する。



別図 1.1 「炉心の変更」に関する基本方針

MK-IV炉心（熱出力100MW）条件として、以下の変更・評価等を実施（最新知見の反映を含む）

【核設計における主な変更点】

- ・ 炉心構成（燃料集合体最大装荷個数削減に対応）
- ・ 核的制限値（最大過剰反応度削減に対応）
- ・ 反応度係数（炉心構成の変更に対応）
- ・ 動特性パラメータ（炉心構成の変更に対応）

【核熱設計結果の反映】

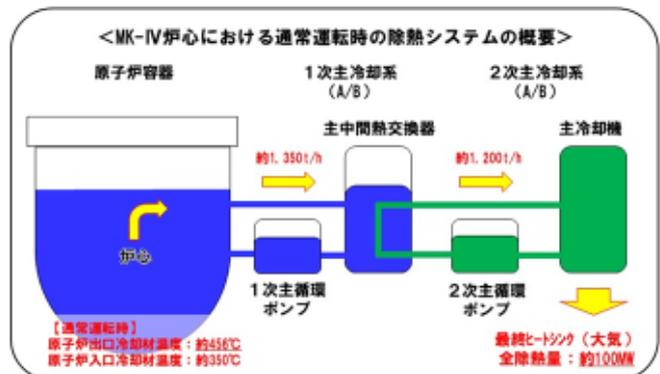
- ・ 炉心燃料集合体の機械設計（使用期間長期化対応を含む）
- ・ 動特性
- ・ 被ばく評価
- ・ 運転時の異常な過渡変化の評価
- ・ 設計基準事故の評価
- ・ 多量の放射性物質等を放出する事故の対策検討・評価

【熱設計における主な変更点】

- ・ 熱的制限値（熱出力低下に伴う使用期間長期化に対応）
- ・ 線出力密度や集合体冷却材流量（炉心構成の変更に対応）

熱的制限値： 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉停止系統及び安全保護系等の機能とあいまって**熱設計基準値（燃料の許容設計限界）**を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分數和と疲労寿命分數和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における制限値として設定

	MK-III炉心（140MW）		MK-IV炉心（100MW）	
	熱的制限値	熱設計基準値	熱的制限値	熱設計基準値
燃料最高温度	2,530℃	2,650℃	2,350℃	2,650℃
被覆管最高温度（肉厚中心）	675℃	830℃	620℃	840℃
冷却材最高温度		910℃		910℃

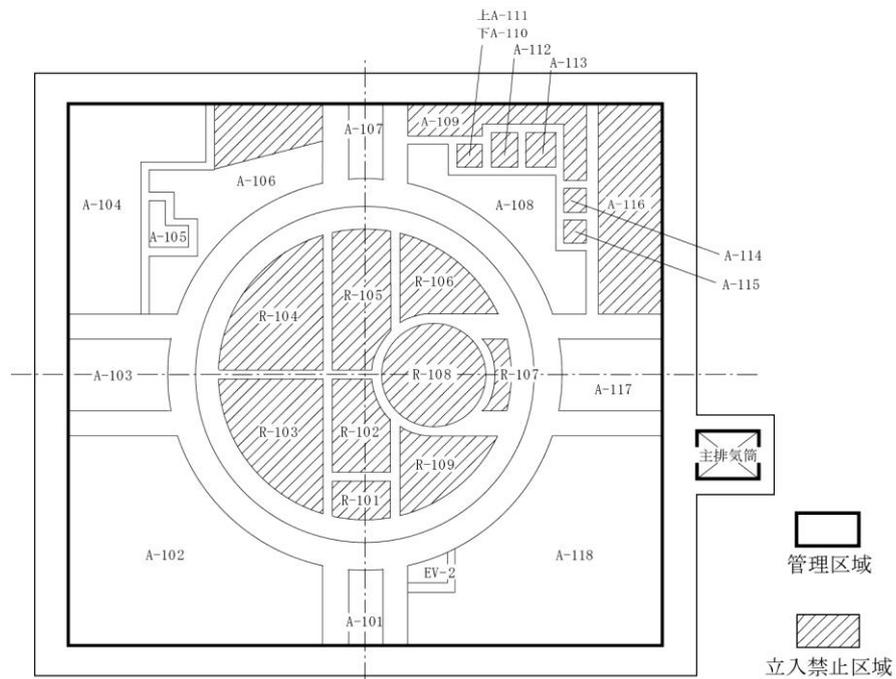


別図 1.2 「炉心の変更」に伴って生じる主な変更点等

原子炉施設保安規定における管理区域
及び立入禁止区域・立入制限区域の設定

原子炉施設保安規定において設定する管理区域を第 1 図から第 20 図に示す。このうち、第 1 図から第 7 図、第 10 図及び第 14 図に定める区域を立入禁止区域としている。ただし、第 4 図に定める炉上部ピットについては、原子炉起動から停止 1 時間経過までの間に限り立入禁止区域としている。また、第 5 図に定める炉上部ピットの上部についても、運転計画書において、炉上部ピットを開放していることを特記した場合の原子炉起動から停止 1 時間経過までの間に限り立入禁止区域とする。また、作業等に伴い管理区域のうち、以下に定める区域が生じた場合は、当該区域を立入制限区域として設定する。

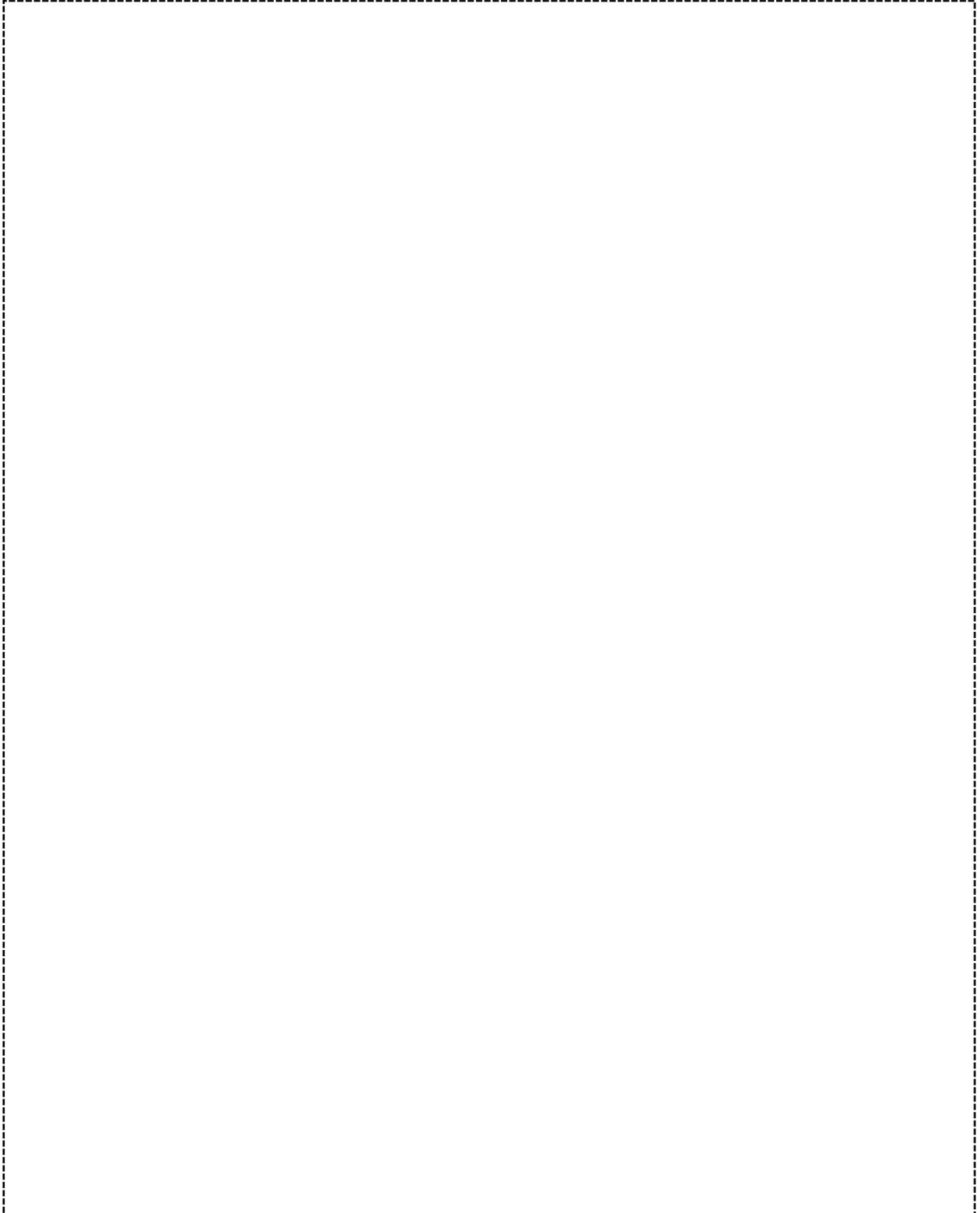
- (1) 外部放射線に係る線量率が、1 ミリシーベルト毎時を超える場所
- (2) 放射性物質によって汚染された床等の表面密度が線量告示に定める表面密度限度を超える場所
- (3) 空気中の放射性物質の濃度（1 週間平均）が線量告示別表第 1 第 4 欄又は別表第 2 第 2 欄に定める空気中の濃度限度の値を超える場所
- (4) 前 3 号に掲げるほか、施設管理統括者が汚染拡大防止又は被ばく制限をするため、必要があると認めた場所



- | 原子炉建家 | 原子炉附属建家 |
|----------------------|---------------------|
| R-101 ダクトスペース(4) | A-101 } 格納容器空調換気設備室 |
| R-102 しゃへいコンクリート冷却系室 | 102 } 格納容器空調換気設備室 |
| R-103 ダンプタンク(A)室 | 103 } 格納容器空調換気設備室 |
| R-104 ダンプタンク(B)室 | A-104 補機冷却系機器室 |
| R-105 オーバフロータンク室 | A-105 階段室 |
| R-106 ダクトスペース(3) | A-106 } 廃液タンク室 |
| R-107 ダクトスペース(5) | A-107 } 廃液タンク室 |
| R-108 ダクトスペース(2) | A-108 } 廃ガス処理室 |
| R-109 ダクトスペース(1) | 109 } 廃ガス処理室 |
| | 110 } 廃ガス処理室 |
| | 111 } 廃ガス処理室 |
| | 112 } 廃ガス処理室 |
| | 113 } 廃ガス処理室 |
| | 114 } 廃ガス処理室 |
| | 115 } 廃ガス処理室 |
| | A-116 廃ガスタンク室 |
| | A-117 補機冷却系ポンプ室 |
| | A-118 附属建家空調換気設備室 |
| | EV-2 エレベータ No. 2 |

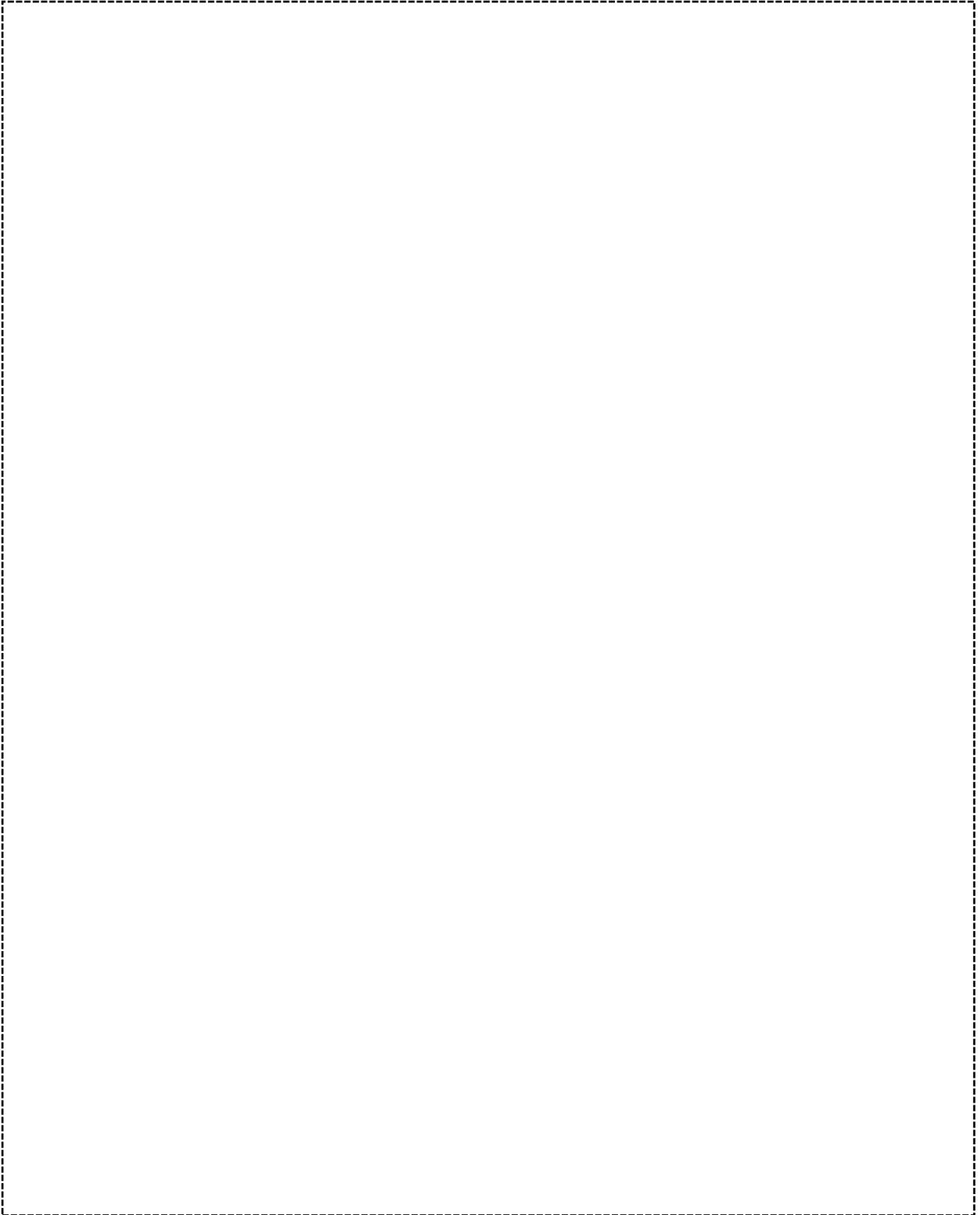
第1図 原子炉建物・原子炉附属建物における管理区域（地下2階）

取扱注意



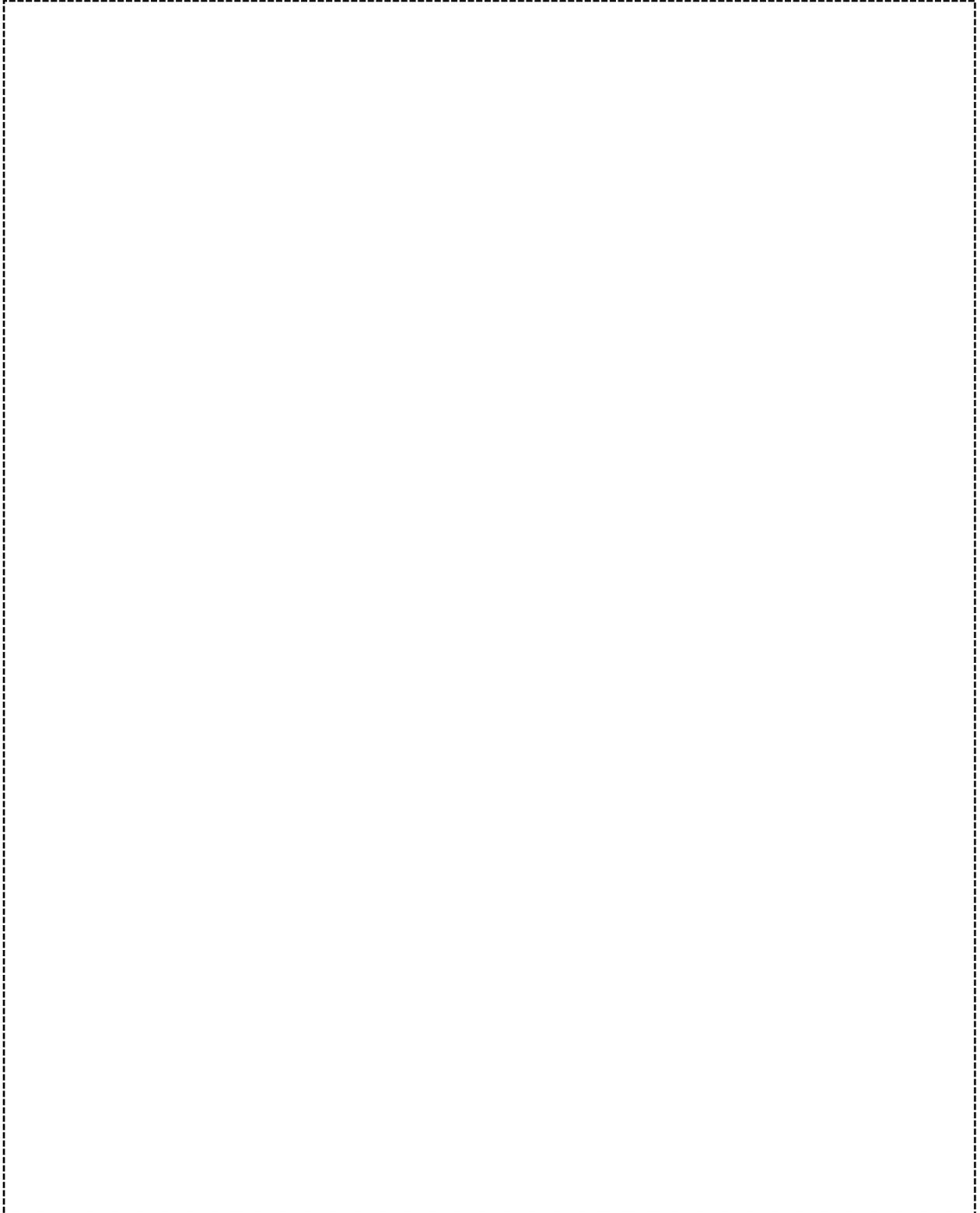
第2図 原子炉建物・原子炉附属建物における管理区域（地下中2階）

取扱注意



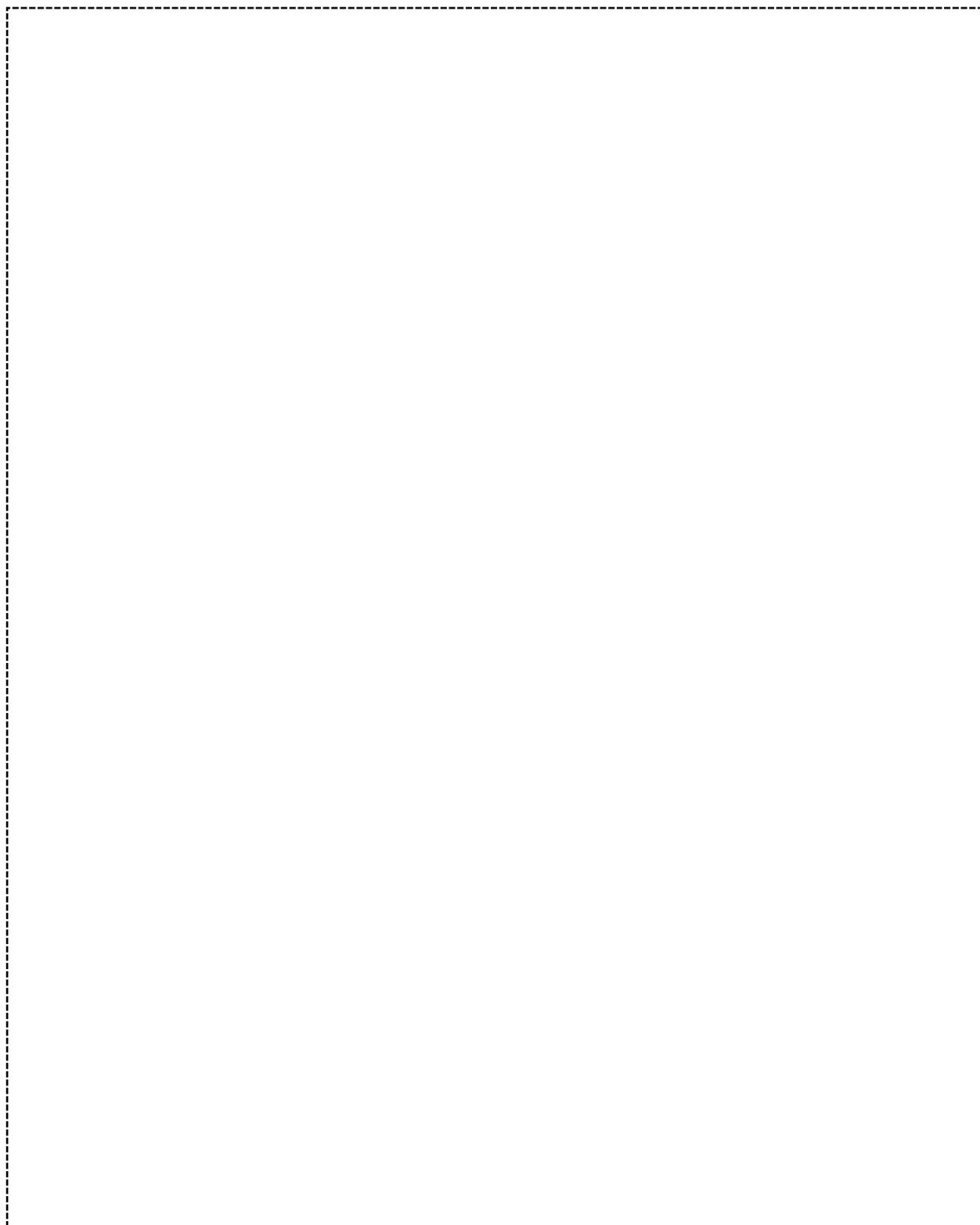
第3図 原子炉建物・原子炉附属建物における管理区域（地下1階）

取扱注意



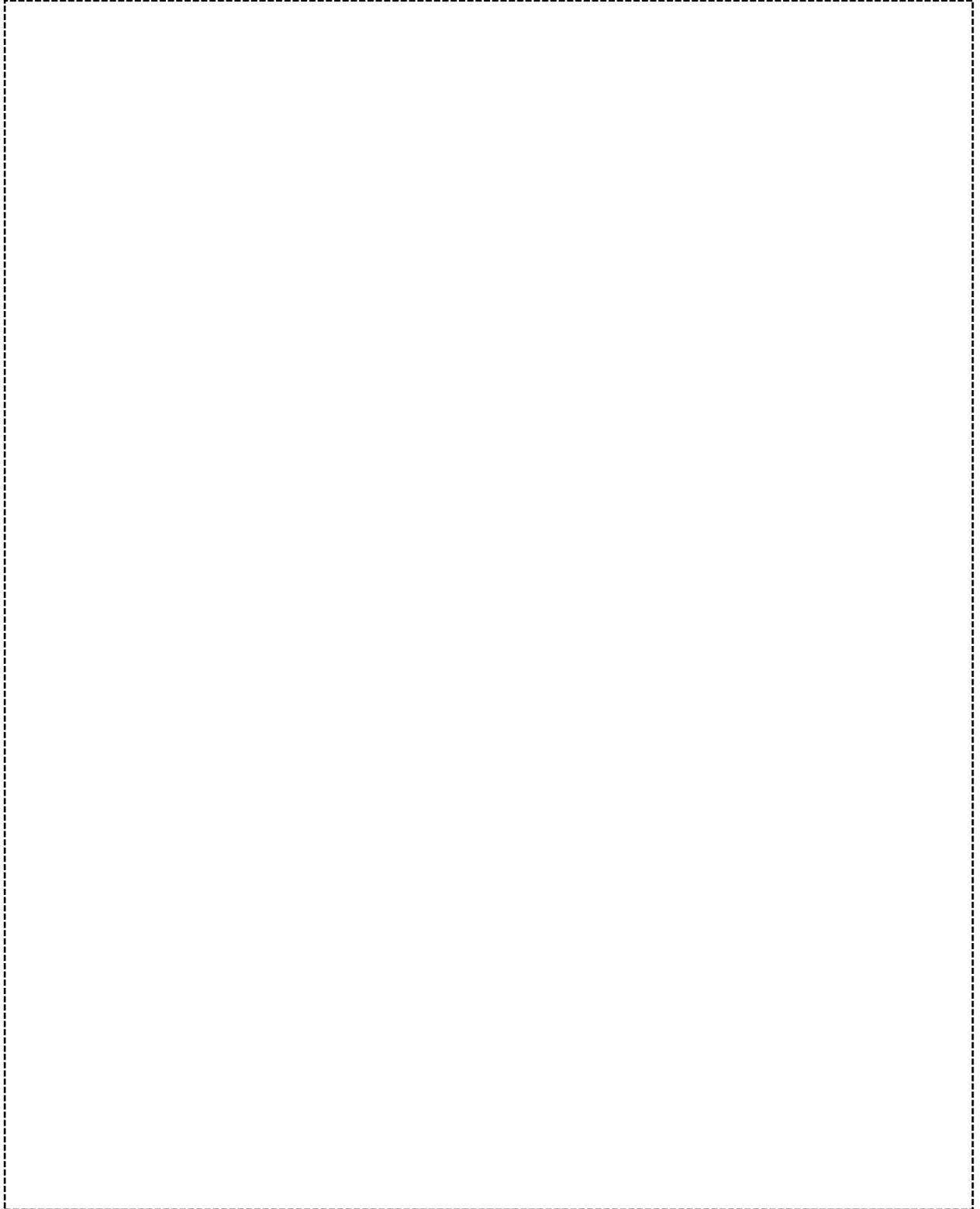
第4図 原子炉建物・原子炉附属建物における管理区域（地下中1階）

取扱注意

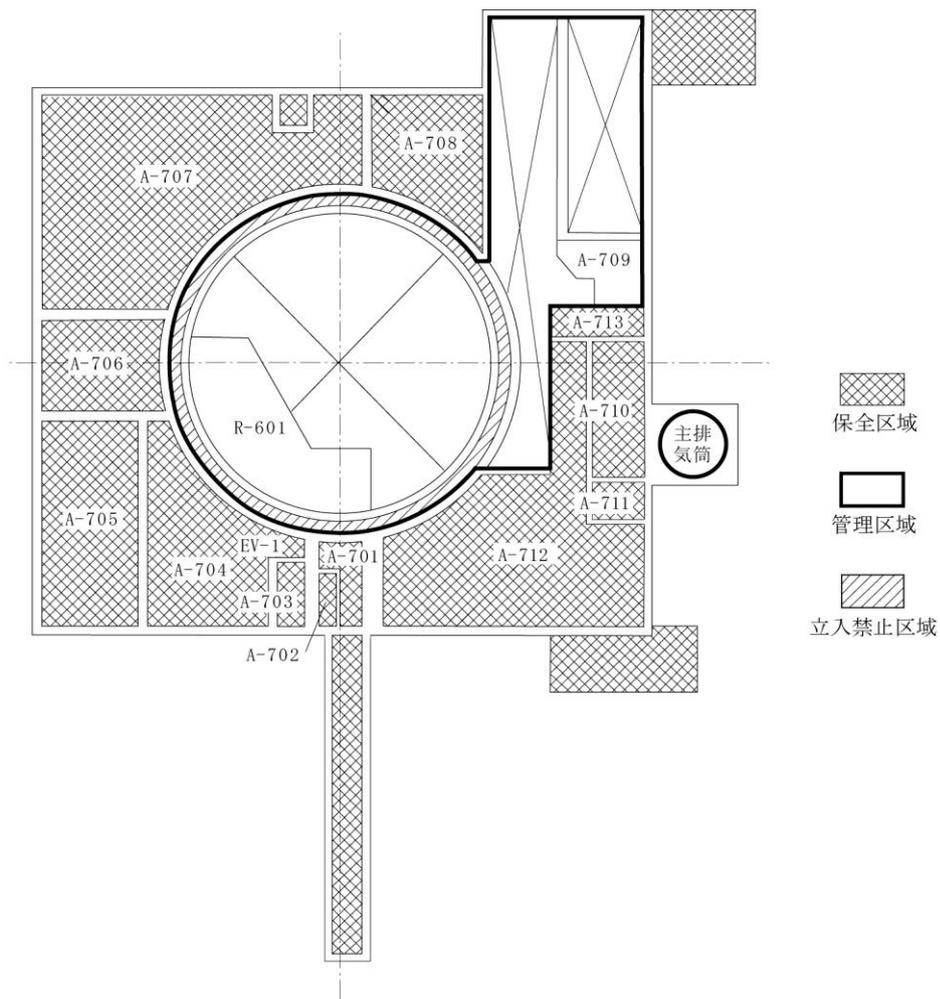


第5図 原子炉建物・原子炉附属建物における管理区域（1階）

取扱注意



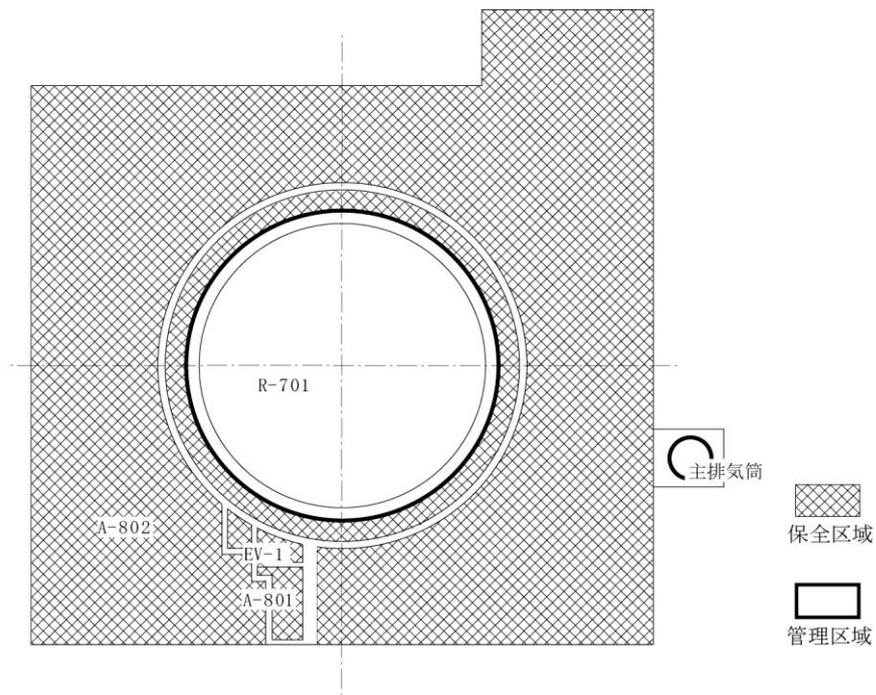
第6図 原子炉建物・原子炉附属建物における管理区域（中2階）



原子炉建家
R-601 コントロールセンタエリア

原子炉附属建家
A-701 ホール
A-702 トイレ(コールド)
A-703 階段室
A-704 }
A-705 } ディーゼルパワーセンタ室
A-706 }
A-707 }
A-708 蓄電池室
A-709 回転移送機駆動装置室
A-710 計算機室
A-711 運転員控室
A-712 中央制御室
A-713 中央制御室空調機器室
EV-1 エレベータ(No. 1)

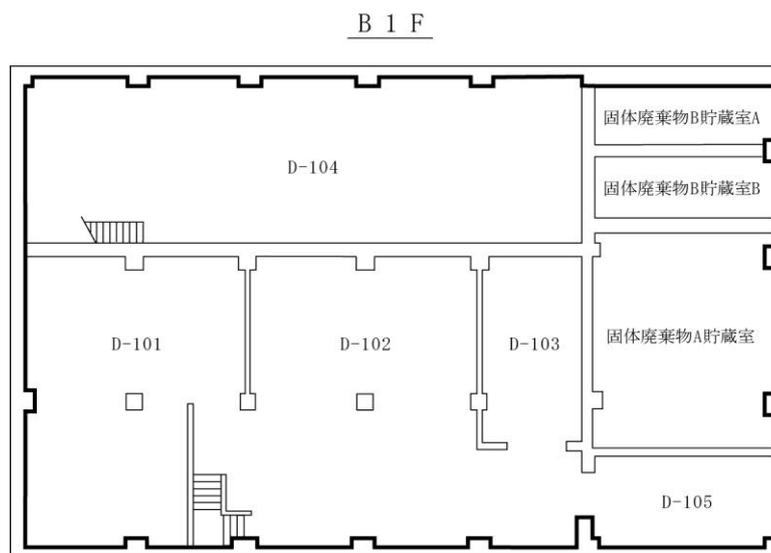
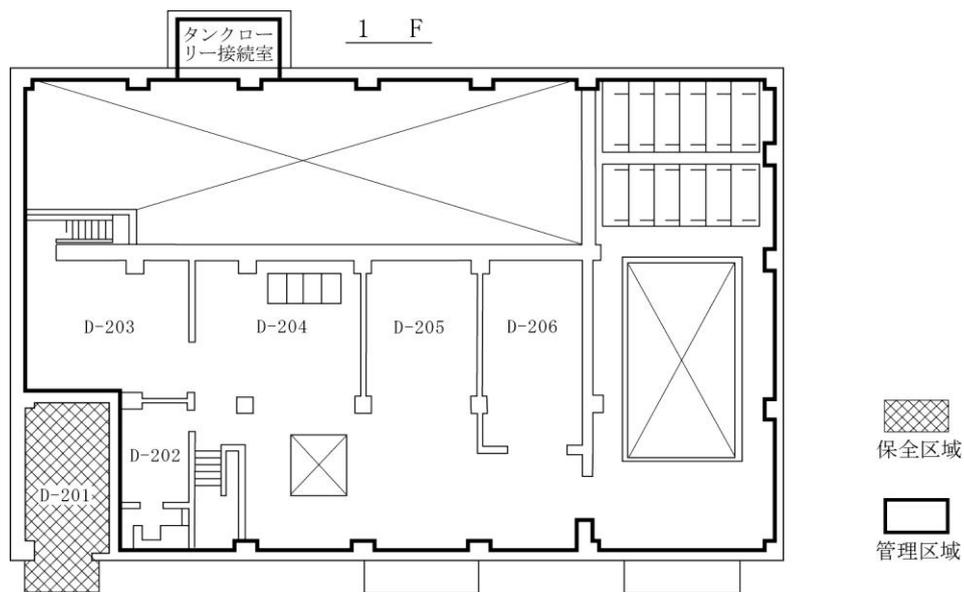
第7図 原子炉建物・原子炉附属建物における管理区域 (2階)



原子炉建家
R-701 クレーン階

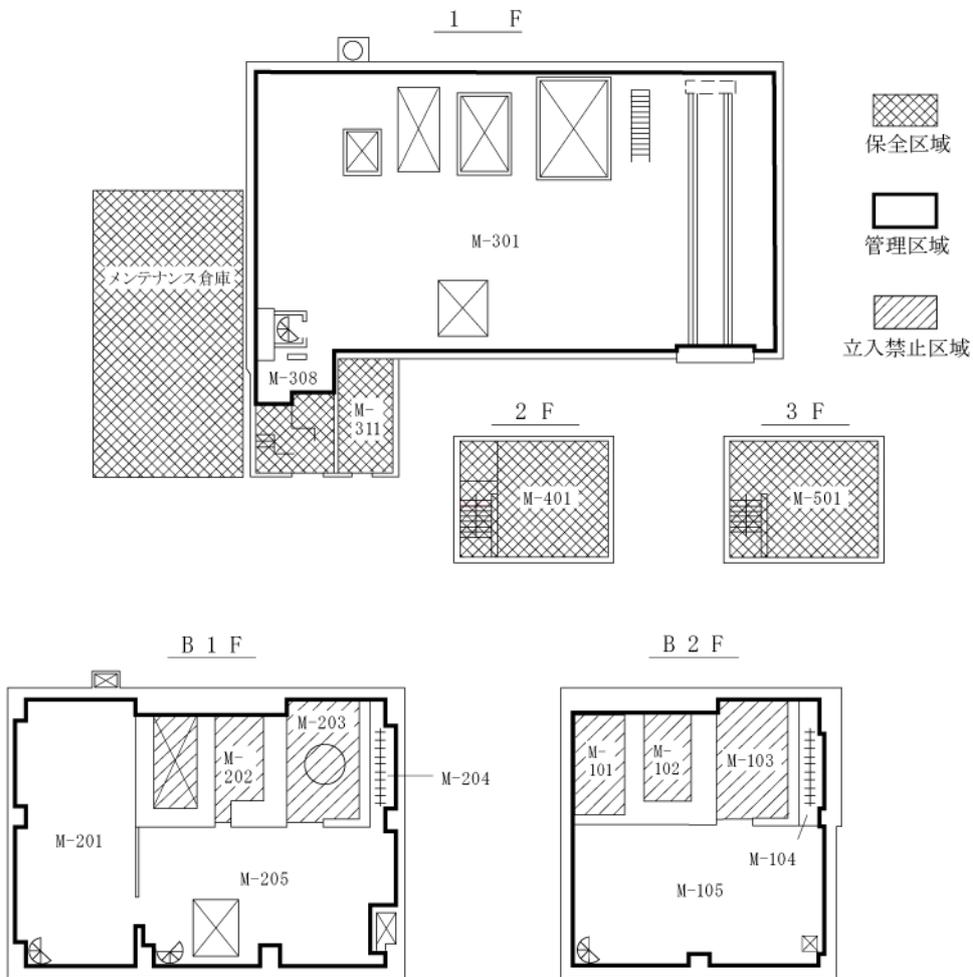
原子炉附属建家
A-801 階段室
A-802 屋上
EV-1 エレベータ(No. 1)

第 8 図 原子炉建物・原子炉附属建物における管理区域（クレーン階及び屋上階）



1 F	B 1 F
D-201 管理室	D-101 機械室
D-202 更衣室	D-102 凝集沈殿処理室
D-203 制御室	D-103 蒸発缶室
D-204 凝集沈殿処理室	D-104 タンク室
D-205 固型化室	D-105 倉庫
D-206 蒸発缶処理室	
D-207 貯蔵室	

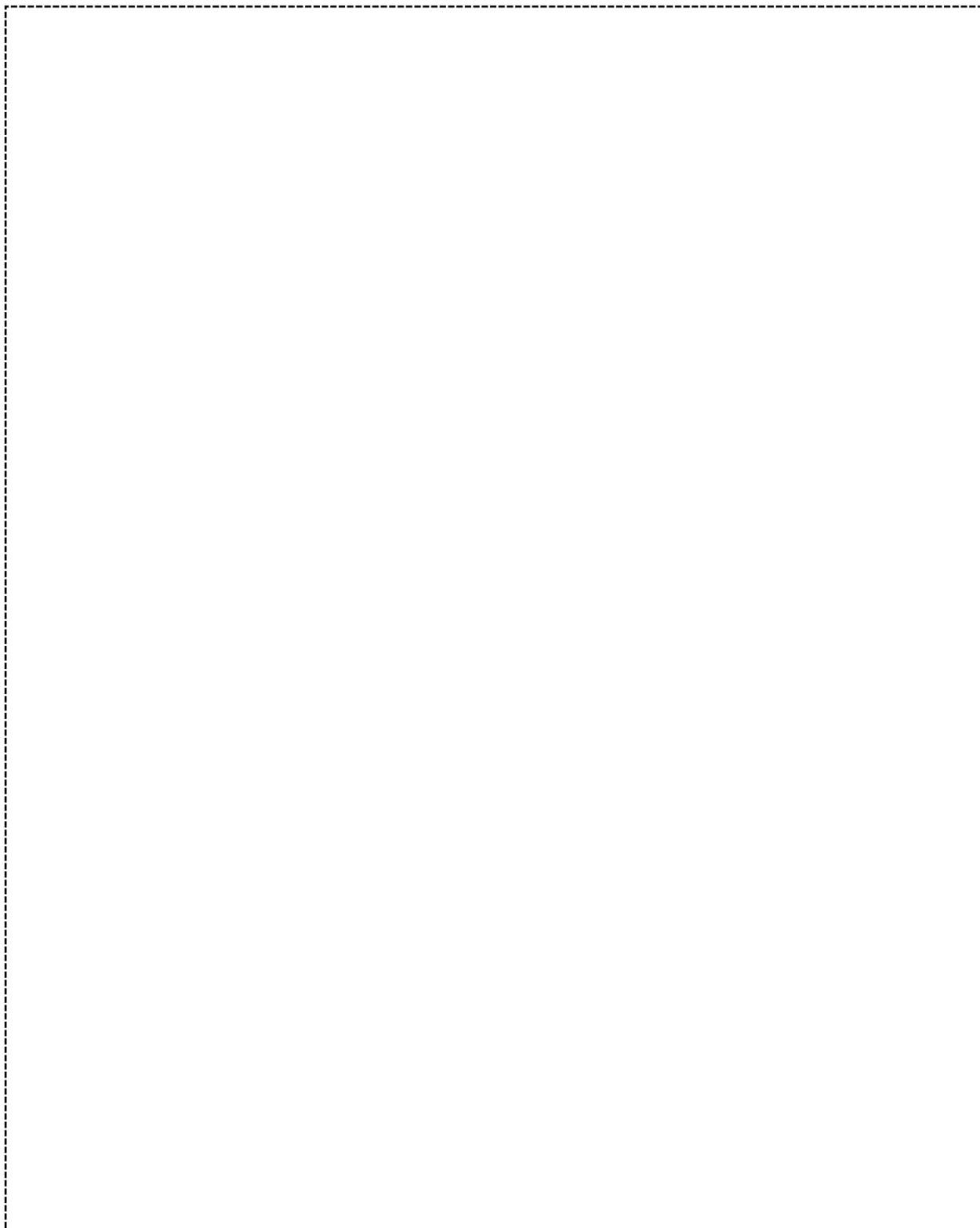
第9図 旧廃棄物処理建物における管理区域



- | | | |
|---------------|-----------------|--------------------|
| 1 F | B 1 F | B 2 F |
| M-301 メンテナンス室 | M-201 排風機室 | M-101 固体廃棄物一時貯蔵プール |
| M-308 更衣室 | M-202 高レベル装置洗浄室 | M-102 高レベル装置洗浄室 |
| M-311 電気室 | M-203 固体廃棄物貯蔵設備 | M-103 固体廃棄物貯蔵設備 |
| | M-204 階段 | M-104 階段 |
| | M-205 洗浄設備室 | M-105 廃液タンク室 |
| 2 F | 3 F | |
| M-401 制御室 | M-501 送風機室 | |

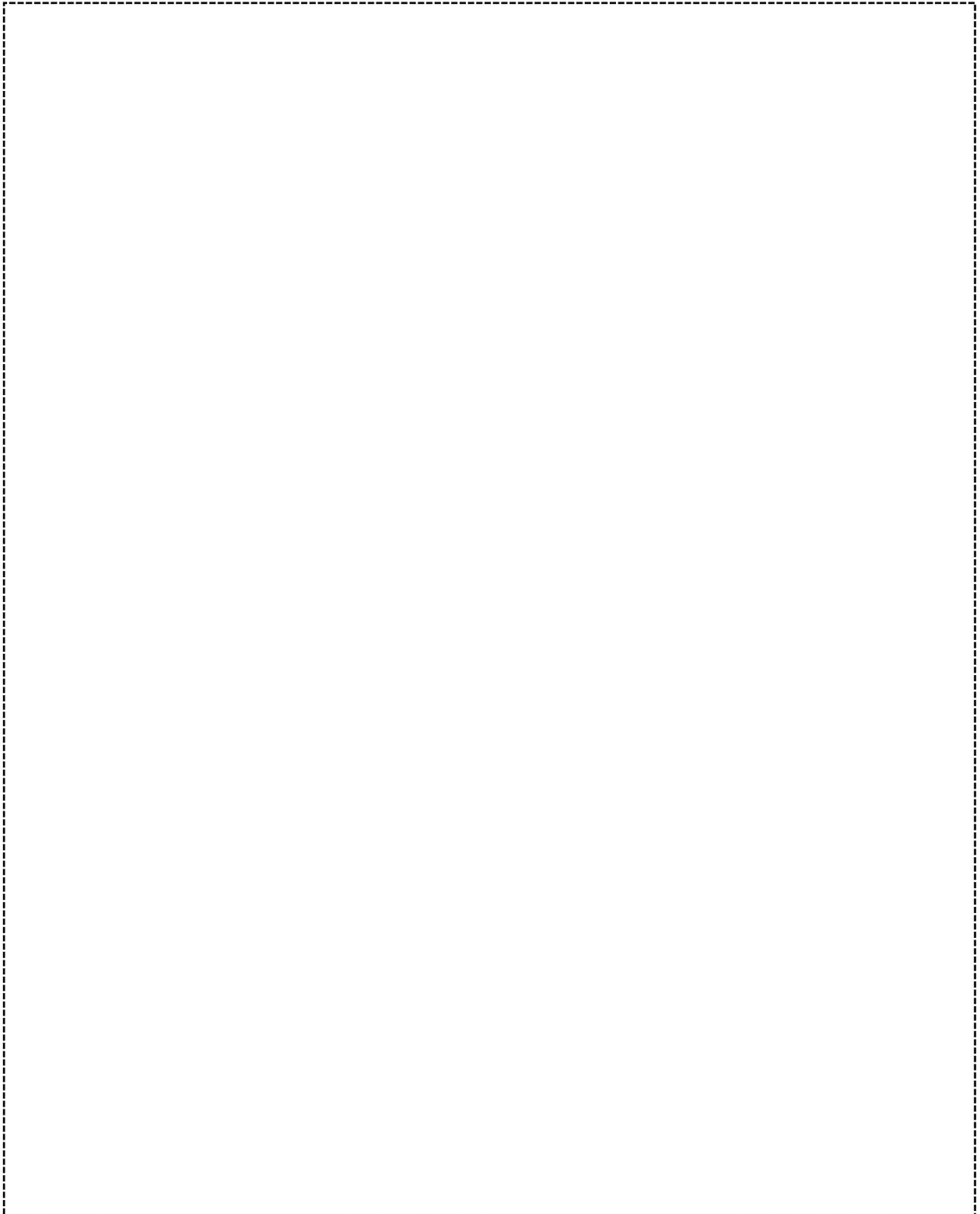
第10図 メンテナンス建物における管理区域

取扱注意



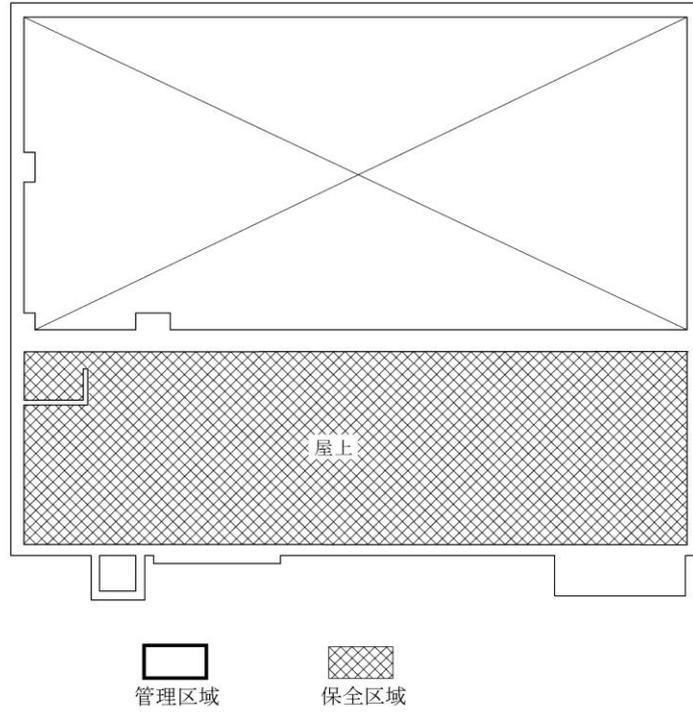
第 11 図 第一使用済燃料貯蔵建物における管理区域（地下 2 階、地下 1 階）

取扱注意



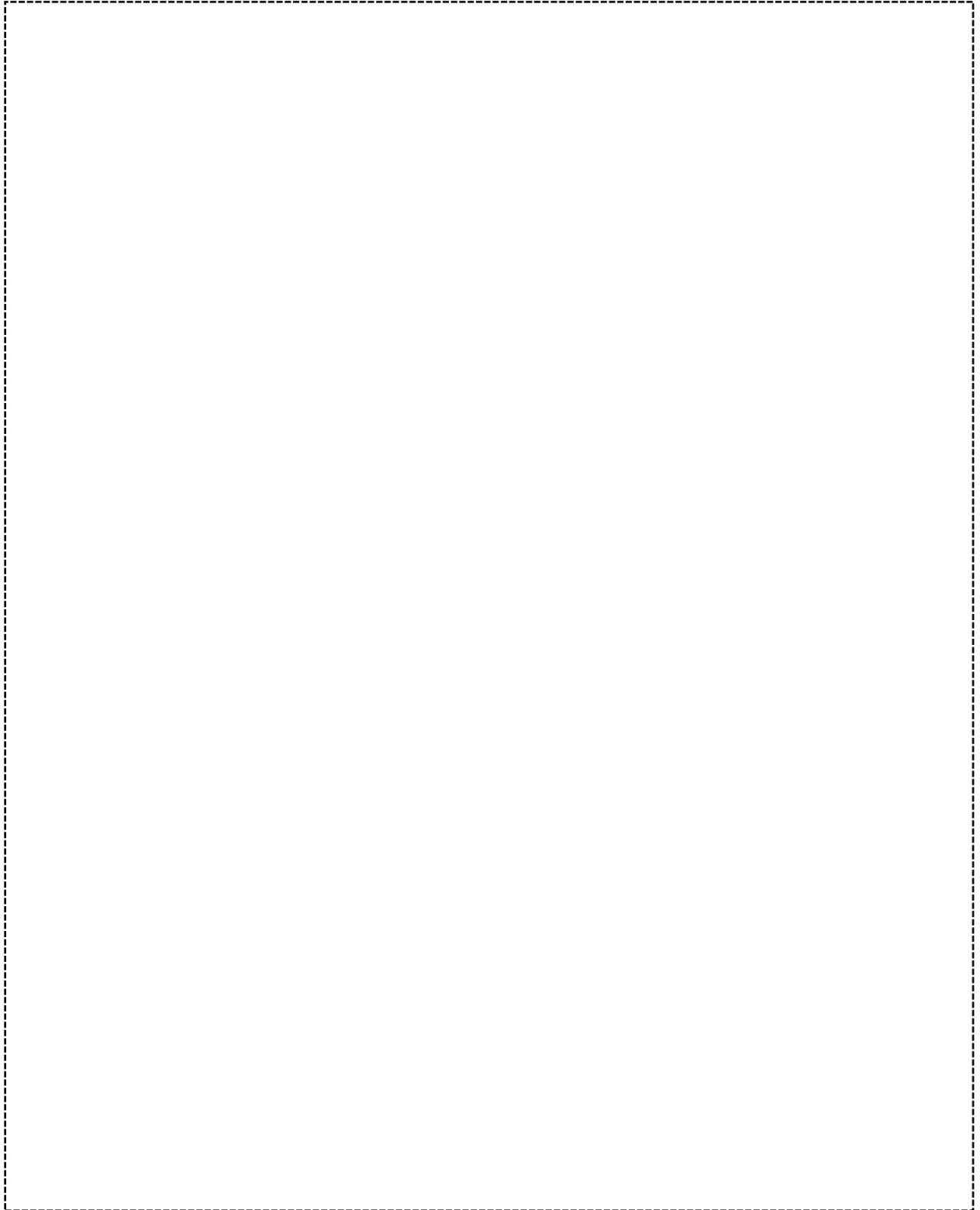
第 12 図 第一使用済燃料貯蔵建物における管理区域（1 階、2 階）

R F



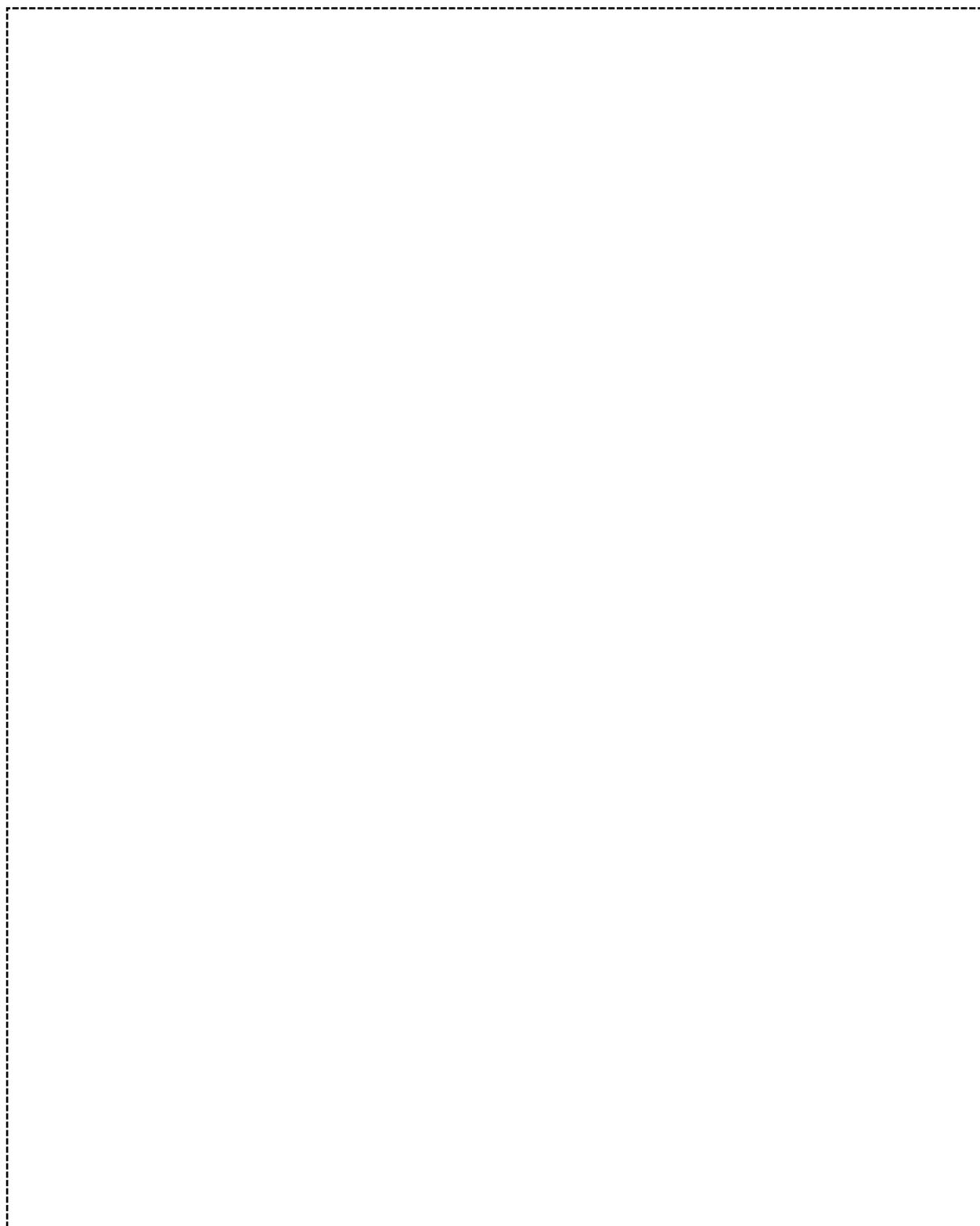
第 13 図 第一使用済燃料貯蔵建物における管理区域（屋上階）

取扱注意



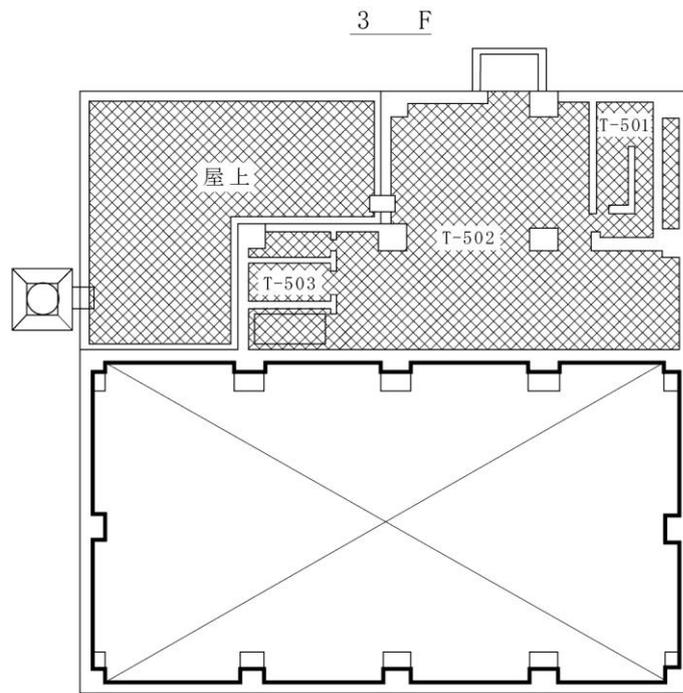
第 14 図 第二使用済燃料貯蔵建物における管理区域（地下 2 階、地下 1 階）

取扱注意



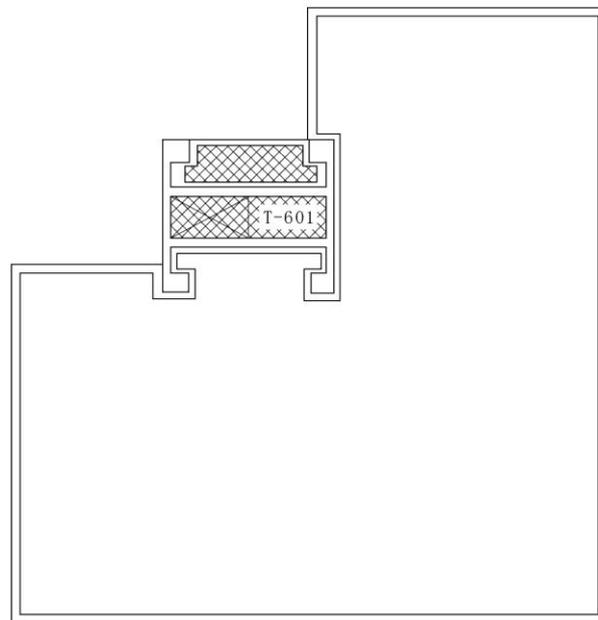
第 15 図 第二使用済燃料貯蔵建物における管理区域（1 階、2 階）

- T-501 階段室(A)
- T-502 給気機械室
- T-503 給気フィルタ室



R F

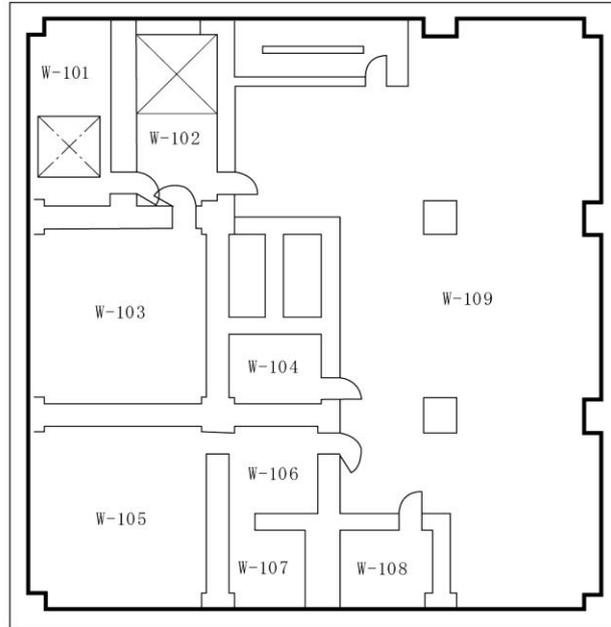
- T-601 給気フィルタ室



第 16 図 第二使用済燃料貯蔵建物における管理区域 (3 階、屋上階)

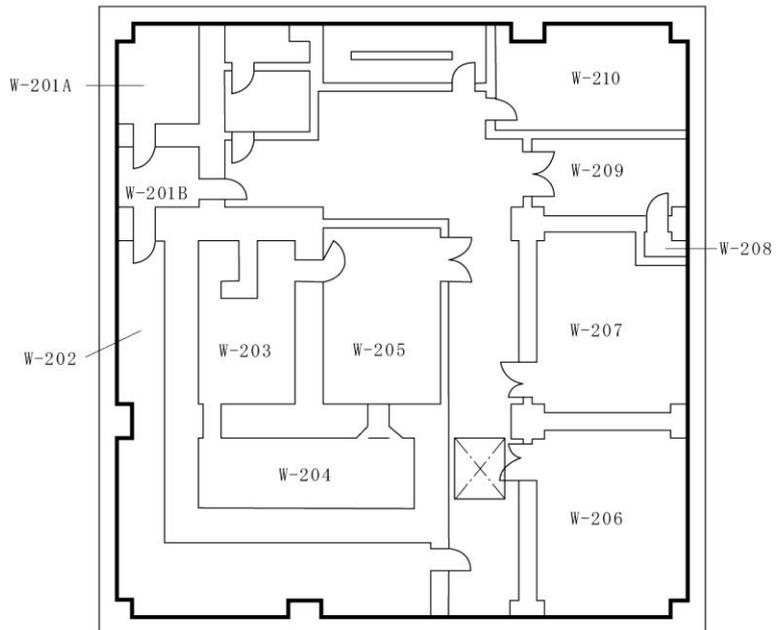
B 2 F

- W-101 タンク室
- W-102 タンク室
- W-103 タンク室
- W-104 ポンプ室
- W-105 タンク室
- W-106 タンク室
- W-107 タンク室
- W-108 ポンプ室
- W-109 タンクヤード

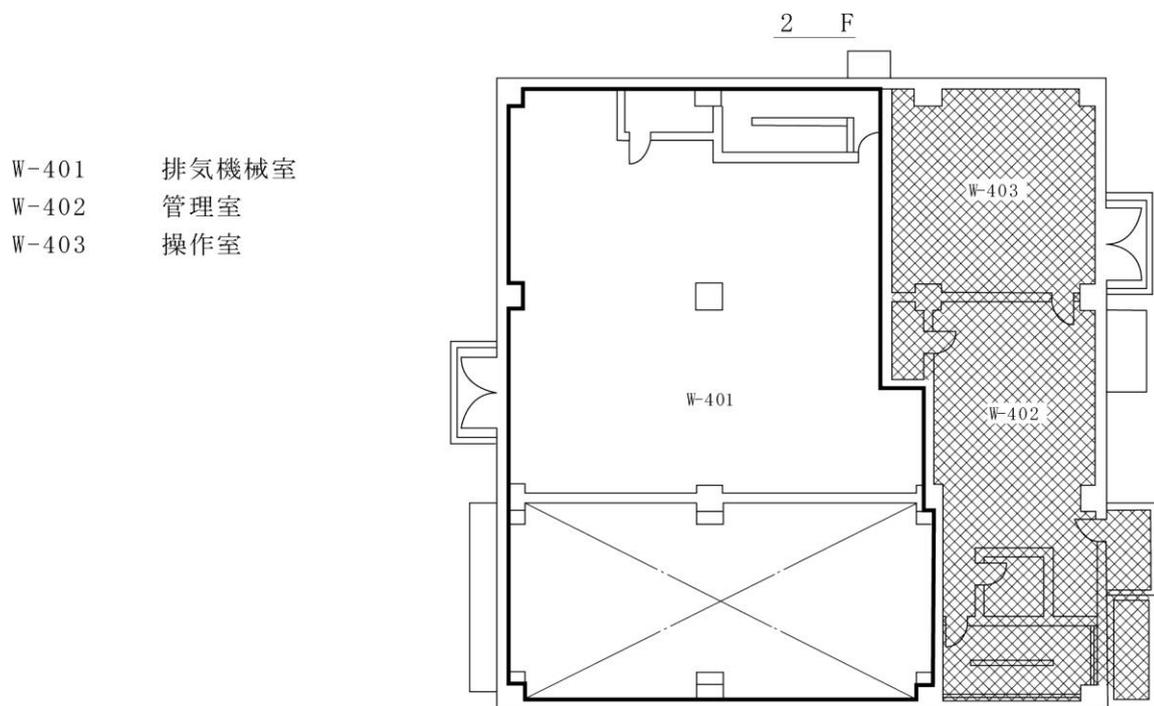
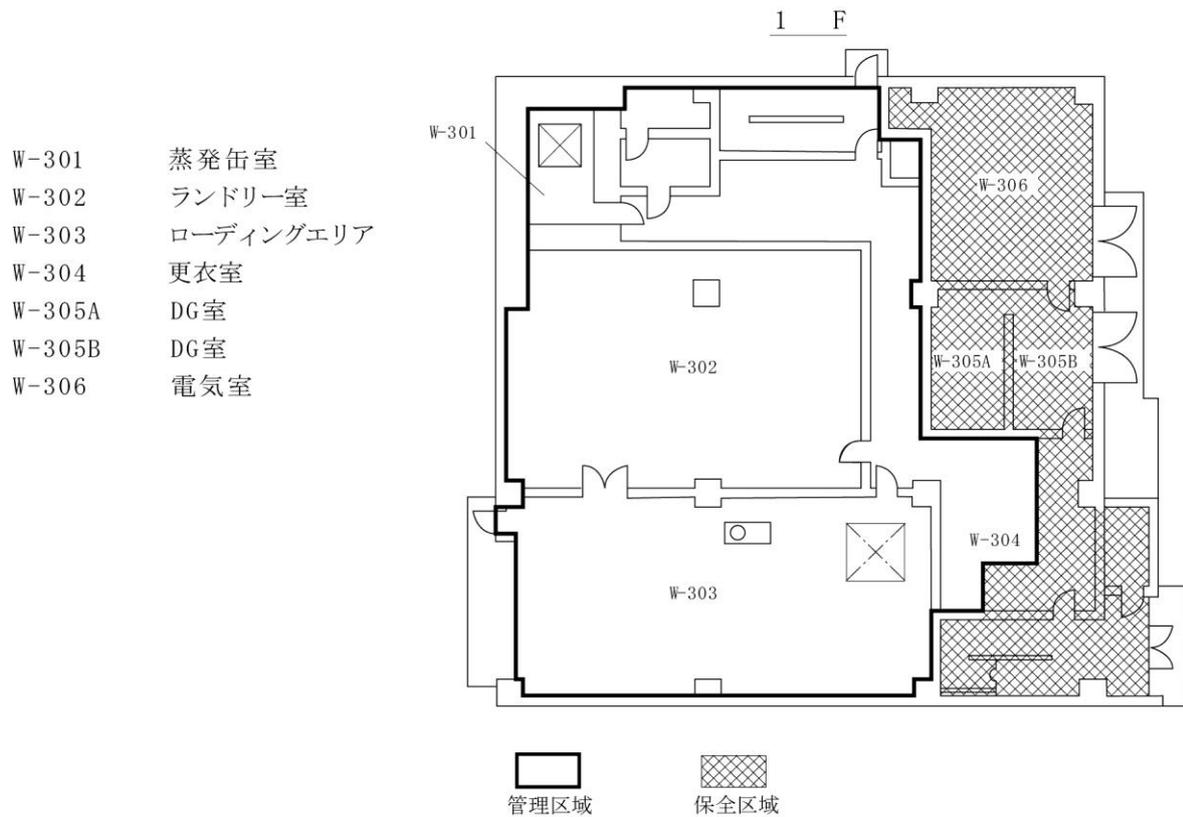


B 1 F

- W-201A 蒸発缶室
- W-201B 蒸発缶室前室
- W-202 ポンプ室
- W-203 固化処理室(B)
- W-204 固体廃棄物B貯蔵庫B
- W-205 固化処理室(A)
- W-206 固体廃棄物A貯蔵庫
- W-207 固体廃棄物B貯蔵庫A
- W-208 廃液輸送管室
- W-209 倉庫
- W-210 分析測定室

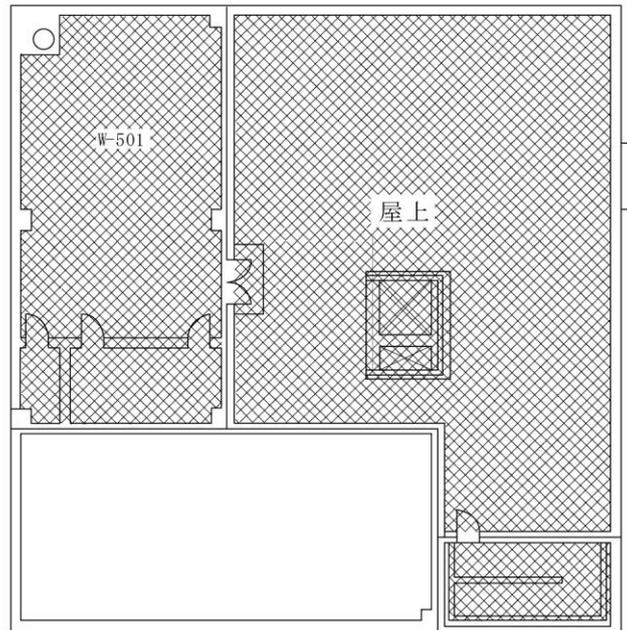


第 17 図 廃棄物処理建物における管理区域（地下 2 階、地下 1 階）



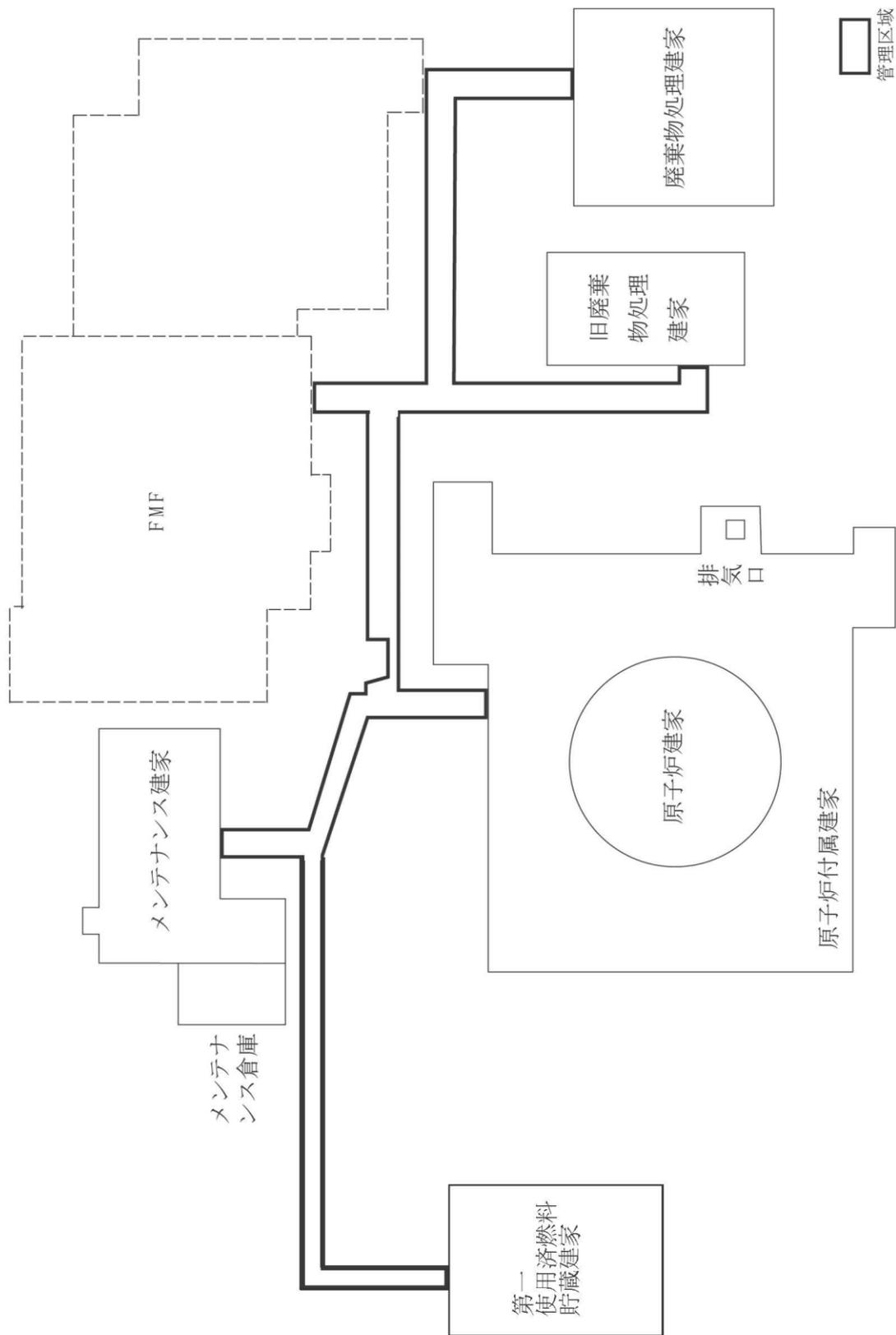
第 18 図 廃棄物処理建物における管理区域 (1 階、2 階)

W-501 給気機械室



管理区域 保全区域

第 19 図 廃棄物処理建物における管理区域 (3 階)



第20図 廃液輸送管トレンチにおける管理区域

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時
における中央制御室での放射線被ばく

「常陽」における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象一覧及び概要を第1表及び第2表に示す。これらの事象の収束等は、運転員の操作を介在することなく、予め設定されたシーケンスやインターロック等の作動により達成される。運転員に期待される対応は、「監視」であり、当該対応は、中央制御室で実施される。

運転時の異常な過渡変化にあつては、「燃料被覆管は機械的に破損しないこと」、「冷却材は沸騰しないこと」、「燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ることを判断基準とし、想定された事象が生じた場合に、炉心が損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束されることを確認している。炉心に含まれる放射性物質等は、原子炉冷却材バウンダリに内包された状態にあり、中央制御室の居住性に影響を及ぼすことはない。

設計基準事故においては、以下に示す4事象を除くものは、炉心に含まれる放射性物質等が、原子炉冷却材バウンダリに内包された状態にあり、中央制御室の居住性に影響を及ぼすことはない。

- ・ 1次冷却材漏えい事故
- ・ 燃料取替取扱事故
- ・ 気体廃棄物処理設備破損事故
- ・ 1次アルゴンガス漏えい事故

上記事象について、設計基準事故と同じ手法・条件（相対線量及び相対濃度を除く。）を用いて、中央制御室における実効線量を評価した結果を以下に示す。相対線量及び相対濃度については、中央制御室が、主排気筒からESE約20mの位置・原子炉格納容器（ドーム部）からNE約20mの位置にあることに鑑み、相応の値を使用した（第3表参照）。当該評価結果は、放射線業務従事者の線量限度を十分に下回っている。

	希ガスからの ガンマ線による 実効線量 (mSv)	よう素の吸入摂取 による実効線量 (mSv)	実効線量 (合計) (mSv)
1次冷却材漏えい事故	8.0×10^{-5}	3.1×10^{-3}	3.1×10^{-3}
1次アルゴンガス漏えい事故	2.9×10^{-3}	2.0×10^{-5}	2.9×10^{-3}
気体廃棄物処理設備破損事故	1.6×10^{-2}	3.6×10^{-3}	2.0×10^{-2}
燃料取替取扱事故	3.1×10^{-2}	6.7×10^{-1}	7.0×10^{-1}

第1表 運転時の異常な過渡変化の事象一覧及び概要

事象	事象の概要
未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される。
出力運転中の制御棒の異常な引抜き	原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される。
1次冷却材流量増大	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する。
1次冷却材流量減少	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する。
外部電源喪失	原子炉の出力運転中に、送電系統の故障や電気設備の故障などにより系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱される。
2次冷却材流量増大	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプの回転数が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する。
2次冷却材流量減少	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する。
主冷却器空気流量の増大	原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベーン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する。
主冷却器空気流量の減少	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する。

第2表 設計基準事故の事象一覧及び概要

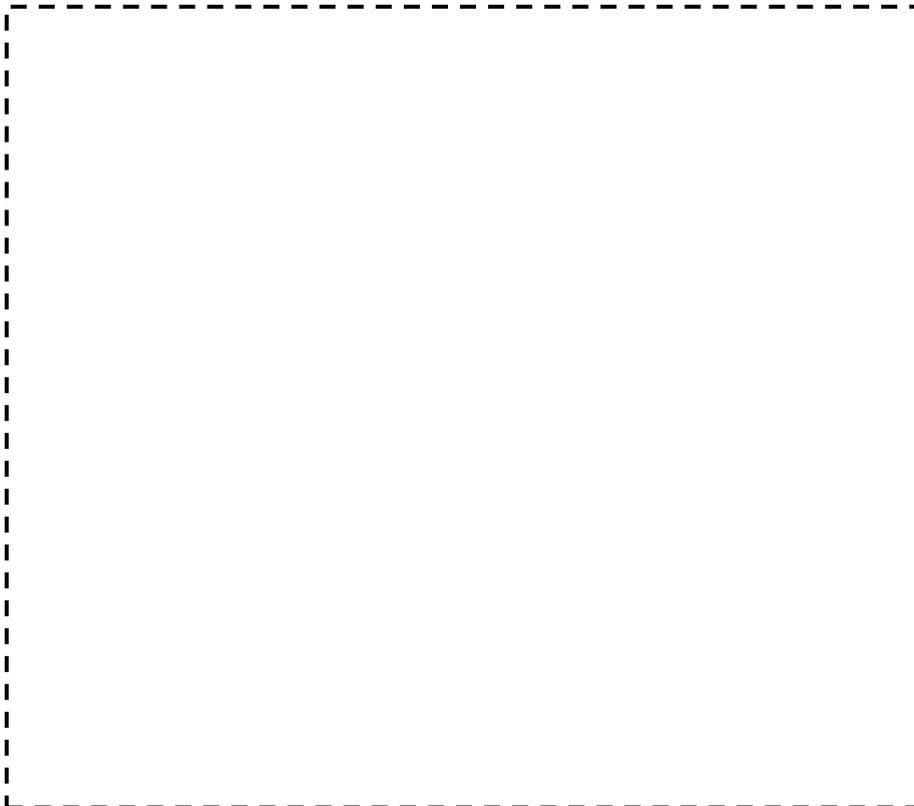
事象	事象の概要
1次主循環ポンプ軸固着事故	原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少する。
1次冷却材漏えい事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする。 また、配管・機器の二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器内床下を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜る。
冷却材流路閉塞事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞される。
2次主循環ポンプ軸固着事故	原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する。
2次冷却材漏えい事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいする。
主送風機風量瞬時低下事故	原子炉の出力運転中に、何らかの電氣的又は機械的原因により主送風機1台の風量が瞬時に低下し、主冷却器空気流量が減少する。
燃料取替取扱事故	原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする。
気体廃棄物処理設備破損事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で気体廃棄物処理設備に破損が生じ、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする。
1次アルゴンガス漏えい事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次アルゴンガス系に破損が生じ、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする。

第3表 中央制御室の被ばく評価に使用する相対線量及び相対濃度

	相対線量 (Gy/MeV・Bq)		相対濃度 (h/m ³)	
	主排気筒放出	地上放出	主排気筒放出	地上放出
1次冷却材漏えい事故 1次アルゴンガス漏えい事故	3.0×10^{-19}	1.4×10^{-17}	~0	3.6×10^{-7}
気体廃棄物処理設備 破損事故	3.2×10^{-19}	1.7×10^{-17}	~0	4.6×10^{-7}
燃料取替取扱事故	—	1.7×10^{-17}	—	4.6×10^{-7}

中央制御室の位置

主排気筒からESE約20mの位置
格納容器（ドーム部）からNE約20mの位置



中央制御室の放射線監視盤の設置状況

中央制御室の放射線監視盤



中央制御室の放射線監視盤において、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できる（下表参照）。

設備	測定線種	台数	測定項目
エリアモニタ	γ	49	管理区域内線量率を連続的に測定
	n	2	
ダストモニタ	$\beta(\gamma)$	10	主要な換気系ダクト・室内の空气中及び窒素雰囲気中の放射性物質濃度を連続的に測定
ガスモニタ	$\beta(\gamma)$	1	
	γ	4	
	γ	1	
	γ	5	廃ガス中の放射性物質濃度を連続的に測定