

令01原機.(環材)006

令和元年9月18日

原子力規制委員会 殿

茨城県那珂郡東海村大字舟石川 765 番地 1

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

理事長 児玉 敏雄

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）

JMTR原子炉施設（材料試験炉）に係る廃止措置計画認可申請書

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の2第2項の規定に基づき、下記のとおり国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）JMTR原子炉施設に係る廃止措置計画認可の申請をいたします。

記

- 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあつては、その代表者の氏名
- | | |
|--------|-------------------------|
| 氏名又は名称 | 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 |
| 住 所 | 茨城県那珂郡東海村大字舟石川 765 番地 1 |
| 代表者の氏名 | 理事長 児玉 敏雄 |

二 工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所（北地区）

所 在 地 茨城県東茨城郡大洗町成田町字新堀 3607 番地

三 試験研究用等原子炉の名称

名 称 JMTR

四 廃止措置対象施設及びその敷地

1. 廃止措置対象施設の範囲

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）大洗研究所（北地区）では、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（昭和32年6月10日法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。）に基づき許可を受けた原子炉設置変更許可申請書（平成24年3月30日付け23受文科科第5940号）に記載しているとおり、JMTR原子炉施設及びHTTR原子炉施設の設置許可を受けている。

本廃止措置計画の廃止措置対象施設は、昭和43年9月18日付け43原研05第51号をもって原子炉の設置に関する書類を提出し、原子炉等規制法第23条第1項の許可を受けたとみなされたJMTR原子炉施設である。

また、共通施設である除染施設、タンクヤードから廃棄物管理施設の液体廃棄物の受入れ施設に廃液を輸送する配管（以下「廃液輸送管」という。）及びモニタリングポスト装置についても廃止措置対象施設であるJMTR原子炉施設に含む。

JMTR原子炉施設の廃止措置対象施設を表4-1に示す。

2. 廃止措置対象施設の敷地

大洗研究所（北地区）の敷地は、茨城県東茨城郡大洗町の南部に位置している。敷地東側は太平洋に面し、標高35～40mの台地があり、敷地内には13～16m位の高低がある。敷地の西側約1.5kmには溜沼があり、東側には敷地に沿ってほぼ南北に国道51号がある。また、敷地の広さは東西約1,200m、南北約1,900mであり、総面積は約160万m²である。

上記のうち廃止措置対象施設であるJMTR原子炉施設は、北門の南南西約650mにある気象観測塔から西方約450mに設置されている。また、JMTR原子炉施設のうち除染施設は、敷地の北部を標高約24～35mの階段状に整地造成した台地に設置されており、気象観測塔までの距離は約500mである。

廃止措置対象施設の敷地概要図を図4-1に示す。

3. 廃止措置対象施設の状況

3.1 廃止措置対象施設の概要

JMTR原子炉施設は、軽水減速軽水冷却タンク型原子炉であり、熱出力は50MWである。プラントの状態は、原子炉容器から燃料要素は全て取り出されており、制御棒は全挿入された状態で停止中である。また、核燃料物質の貯蔵、放射性廃棄物の処理及び引渡しは原子炉設置変更許可申請書に記載した方法に従

って行っている。

JMTR原子炉施設は、設備及び建家の一部が放射性物質によって汚染されている。これらの汚染されたものを内包する区域は管理区域に設定して管理している。管理区域概要図を図4-2に示す。

3. 2 廃止措置対象施設の運転履歴

JMTR原子炉施設は、昭和43年9月18日付け43原研05第51号をもって原子炉の設置に関する書類を提出し、原子炉等規制法第23条第1項の許可を受けたとみなされた。昭和43年3月30日に臨界に達した後、昭和45年1月12日に定格出力50MWに到達、平成18年8月1日に運転を終了するまで、約38年間の原子炉の運転実績を有し、動力炉の燃料・材料の研究開発に係る照射試験、材料基礎研究及びR I生産に利用されてきた。

JMTR原子炉設置変更許可の経緯を表4-2に示す。

表4-1 J M T R原子炉施設の廃止措置対象施設 (1/3)

施設区分	設備等の区分		設備 (建家) 名称
原子炉本体	炉心		炉心要素
			炉心構造物
	燃料体		燃料要素
	原子炉容器		原子炉容器
	放射線遮蔽体		炉プール
			炉プール側壁
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備		燃料取扱具
			ラック台車
	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵施設	燃料管理室
			新燃料貯蔵ラック
		使用済燃料貯蔵施設	カナルNo. 1
			カナルNo. 2
			S F Cプール
			炉プール
			C Fプール
			使用済燃料ラック
原子炉冷却系統施設	一次冷却設備	主循環系統	熱交換器
			主循環ポンプ
			緊急ポンプ
			配管、弁
		精製系統	脱気タンク
			移送ポンプ
			イオン交換塔
			充填ポンプ
	二次冷却設備		冷却塔
			循環ポンプ
			補助ポンプ
			水処理設備

表 4-1 J M T R 原子炉施設の廃止措置対象施設 (2/3)

施設区分	設備等の区分		設備 (建家) 名称
原子炉冷却系統施設	非常用冷却設備		主循環ポンプ※1
			緊急ポンプ※1
			補助ポンプ※1
			サイフォンブレイク弁
			炉プール連通弁
			漏えい水再循環設備
	その他の主要な事項	UCL系統	循環ポンプ
			揚水ポンプ
			高架水槽
			冷却塔
		プールカナル循環系統	循環ポンプ
			熱交換器
計測制御系統施設	計装		核計装
			その他の主要な計装 (冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置)
	安全保護回路		原子炉停止回路
			その他の主要な安全保護回路 (警報装置)
	制御設備		制御棒
			制御棒駆動機構
	非常用制御設備		バックアップスクラム装置
	放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設	
照射実験用排気設備			
非常用排気設備			
排気筒			
液体廃棄物の廃棄設備		排水系統	第1排水系
			第2排水系
			第3排水系
			第4排水系

表 4-1 J M T R 原子炉施設の廃止措置対象施設 (3/3)

施設区分	設備等の区分		設備 (建家) 名称
放射性廃棄物の 廃棄施設	液体廃棄物 の廃棄設備	タンクヤ ード	廃液タンク
			第4排水系ピット
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備		エリアモニタ
			水モニタ
			ガスモニタ
			ダストモニタ
	屋外管理用の主要な設備		排気モニタ
			排水モニタ
原子炉格納施設	原子炉建家	原子炉建家	
	その他の主要な事項	換気設備 ^{※2}	
その他原子炉の 附属施設	非常用電源設備		ディーゼル発電機
			蓄電池
	主要な実験設備		キャプセル照射装置
			水カラビット照射装置
			ループ照射装置
共通施設	—	—	除染施設
	—	—	廃液輸送管
	—	—	モニタリングポスト装置

※1：非常用電源により駆動する一次冷却設備の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び二次冷却設備の補助ポンプ

※2：給気設備、通常排気設備、照射実験用排気設備、非常用排気設備及び排気筒から構成する。

表4-2 JMTTR原子炉設置変更許可の経緯

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年9月18日	—	原子炉設置に関する書類提出
昭和44年1月24日	44原第352号	OWL-2の設置
昭和46年7月1日	46原第4979号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和48年11月14日	48原第10543号	OGL-1の設置
昭和50年2月7日	50原第1099号	OGL-1の加熱器の変更
昭和52年6月7日	52安(原規)第178号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和57年7月9日	57安(原規)第110号	OSF-1の設置
昭和58年6月27日	58安(原規)第117号	中濃縮燃料要素の使用 OWL-1の撤去
昭和61年12月2日	61安(原規)第186号	OSF-1炉内管材質の変更
昭和63年7月27日	63安(原規)第257号	第3排水系貯槽(Ⅱ)の設置
平成3年3月20日	3安(原規)第130号	OWL-2の撤去
平成4年2月28日	4安(原規)第43号	低濃縮(20%未満)ウラン燃料要素の使用
平成7年2月1日	6安(原規)第385号	OGL-1の撤去
平成8年3月29日	8安(原規)第79号	放射性廃棄物の廃棄方法の変更
平成13年3月27日	12諸文科科第2471号	燃料要素の最高燃焼度の変更
平成20年12月25日	20諸文科科第2057号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成23年1月31日	22受文科科第8252号	使用の目的の変更
平成24年3月30日	23受文科科第5940号	敷地形状の一部変更

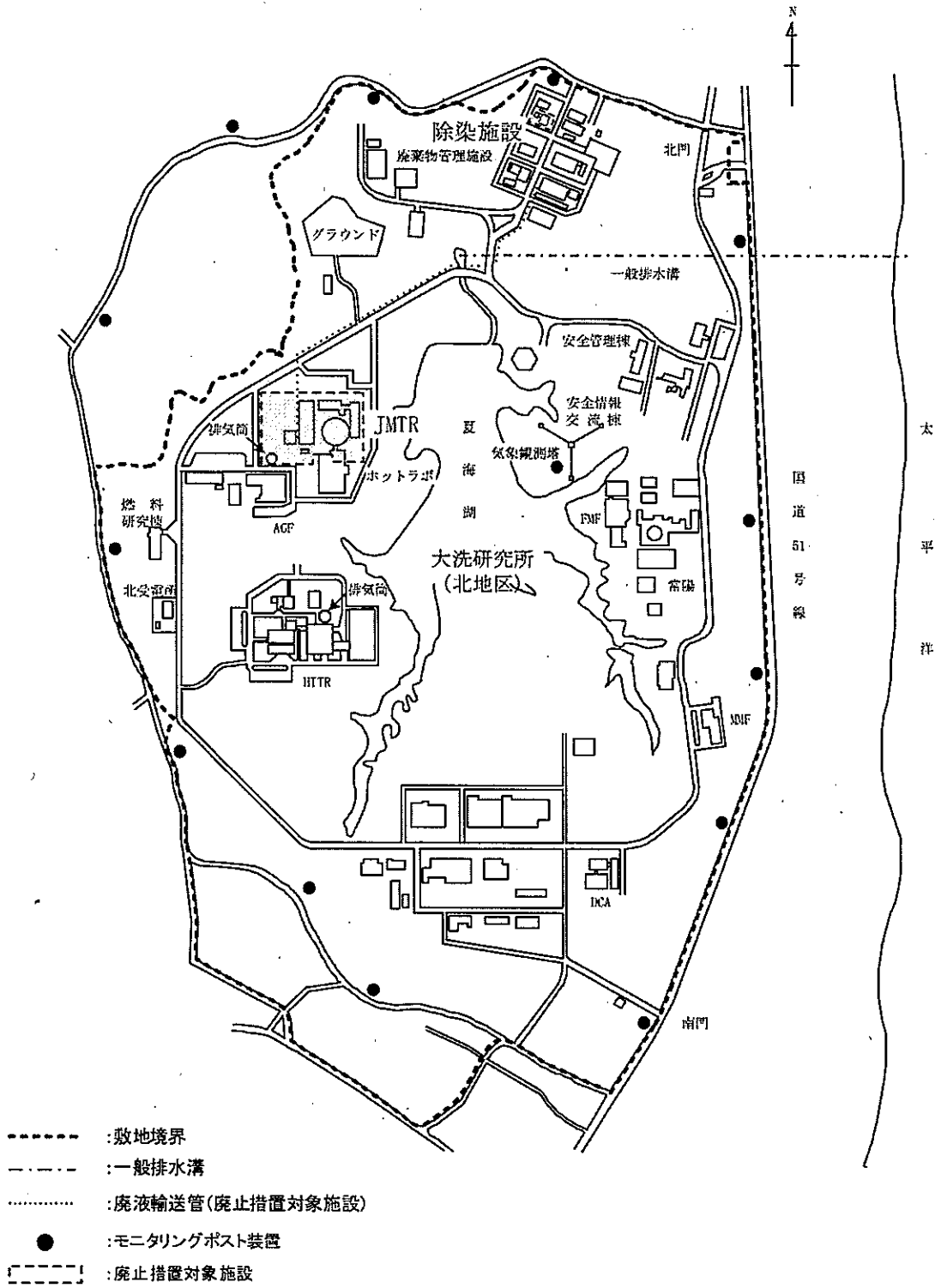


図4-1 廃止措置対象施設の敷地概要図

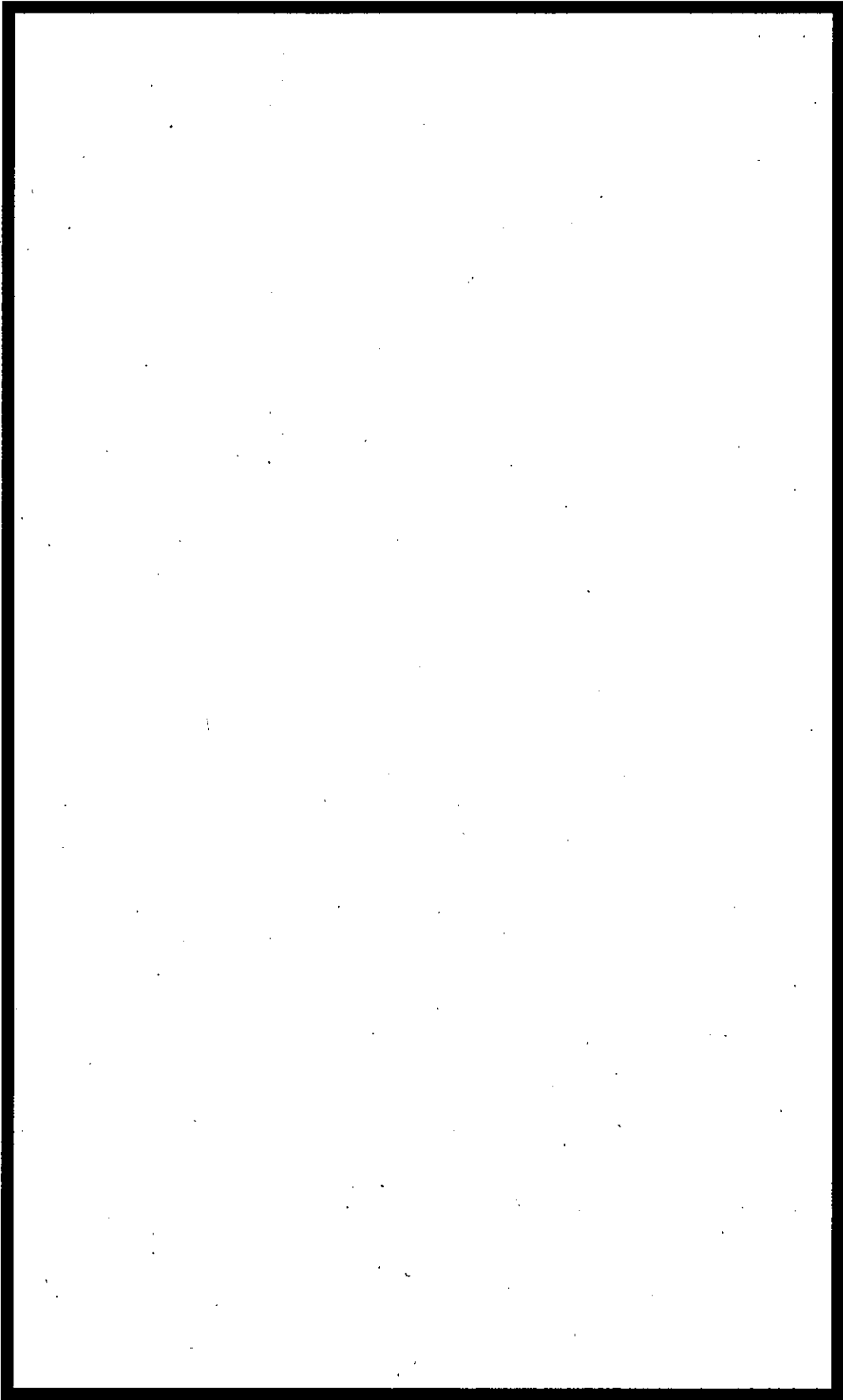


图 4-2 管理区域概要图 (JMTR) (1/16)

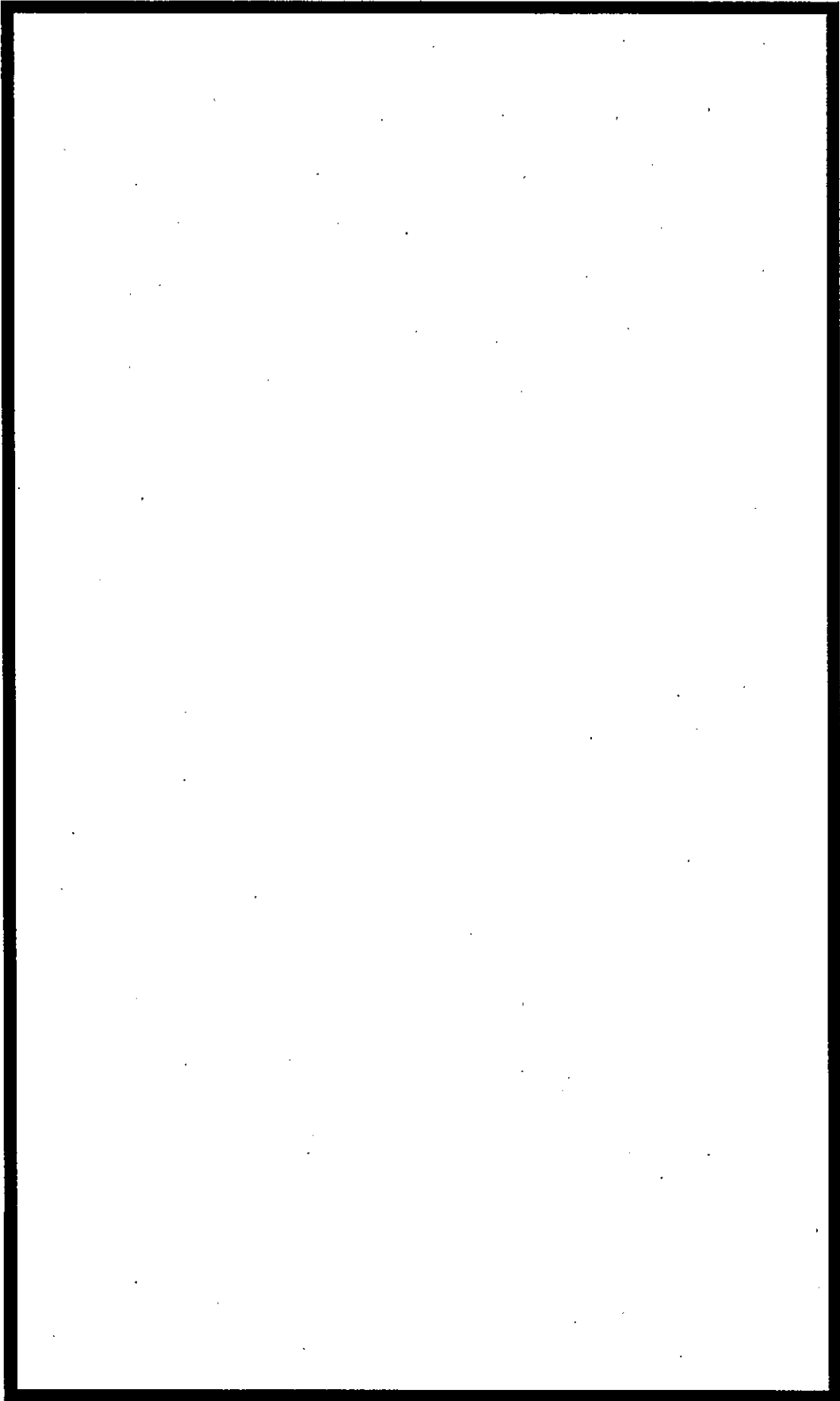


图4-2 管理区域概要图 (JMTR) (2/16)

居室実験室 2階

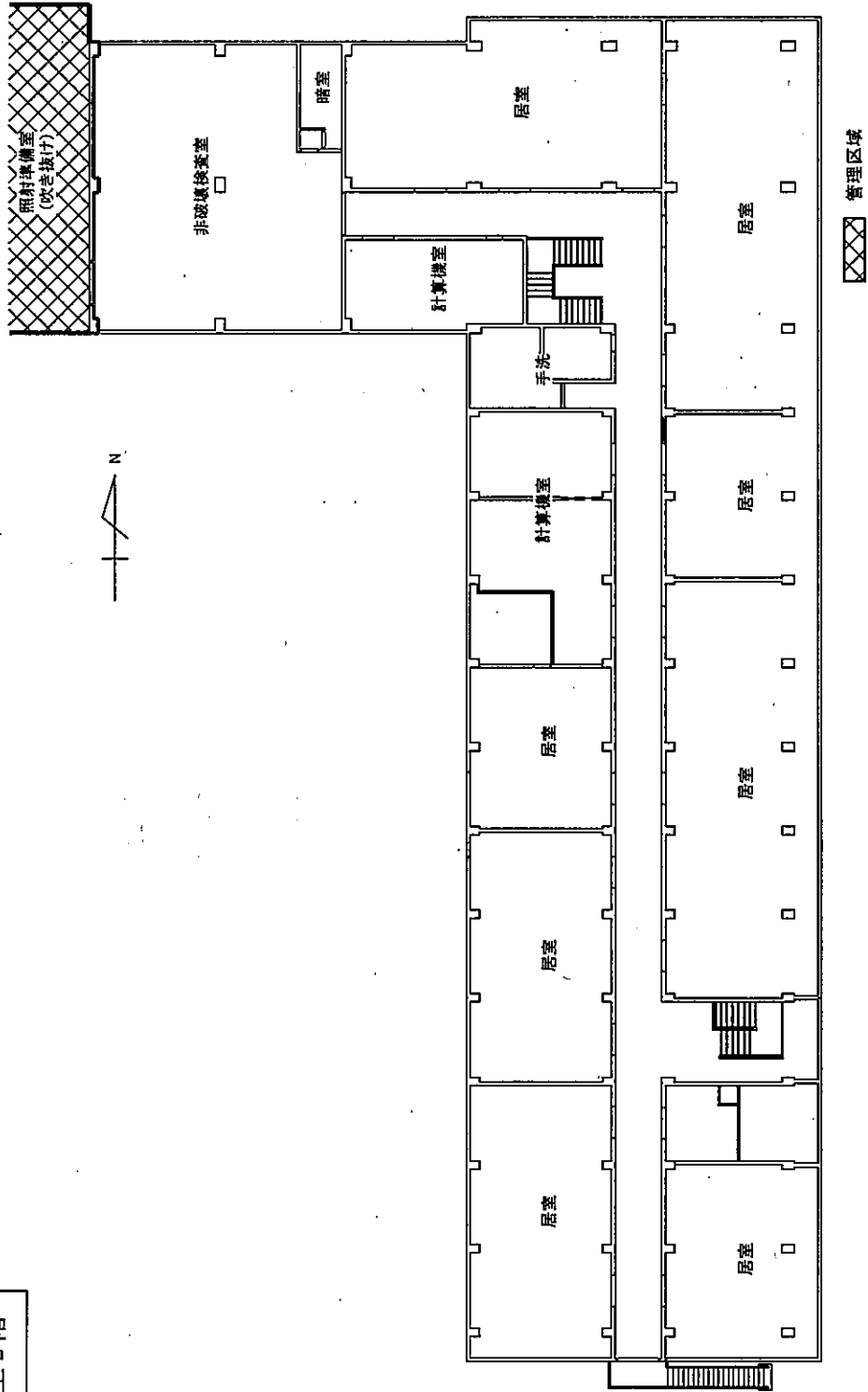


図 4-2 管理区域概要図 (JMTR) (3/16)

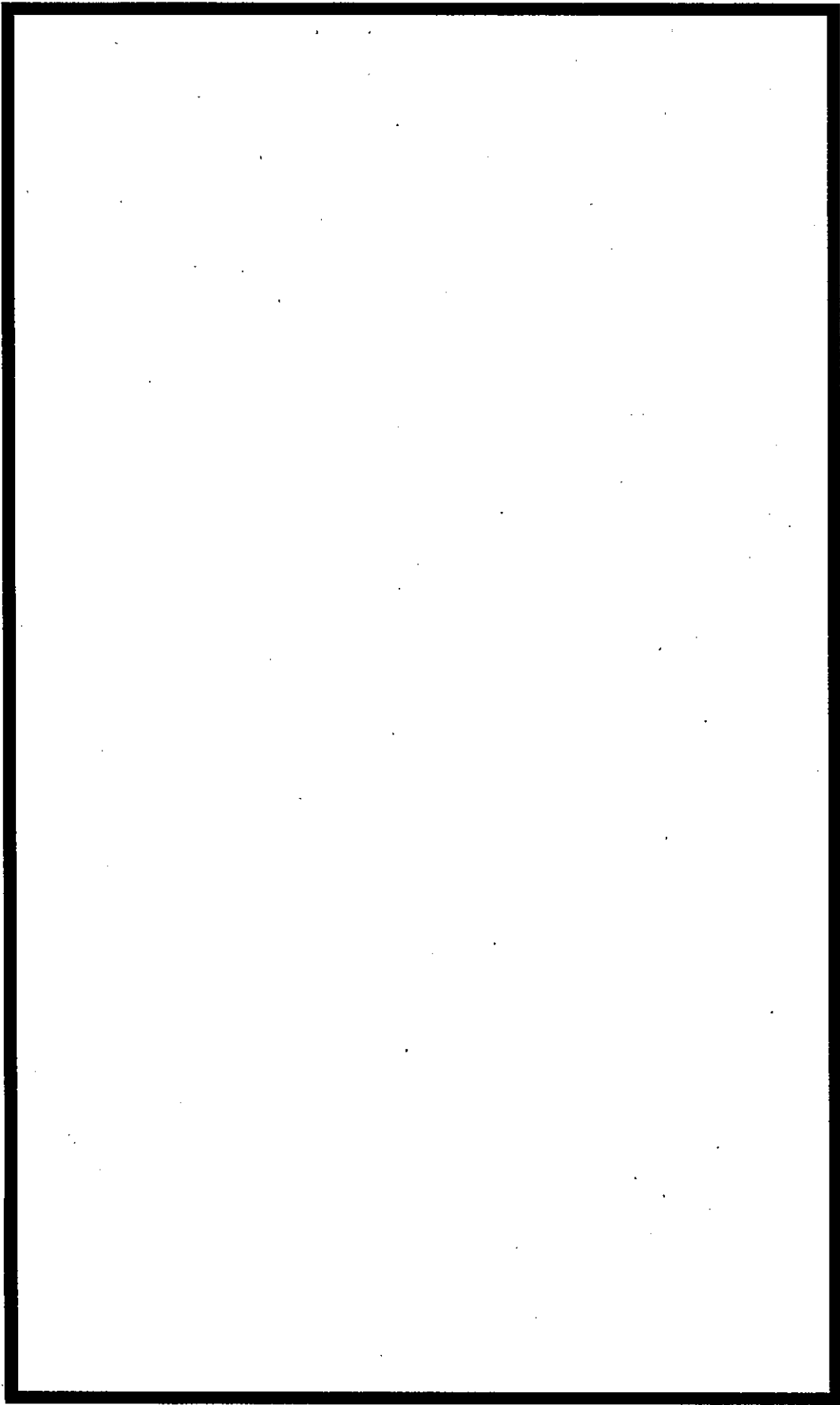
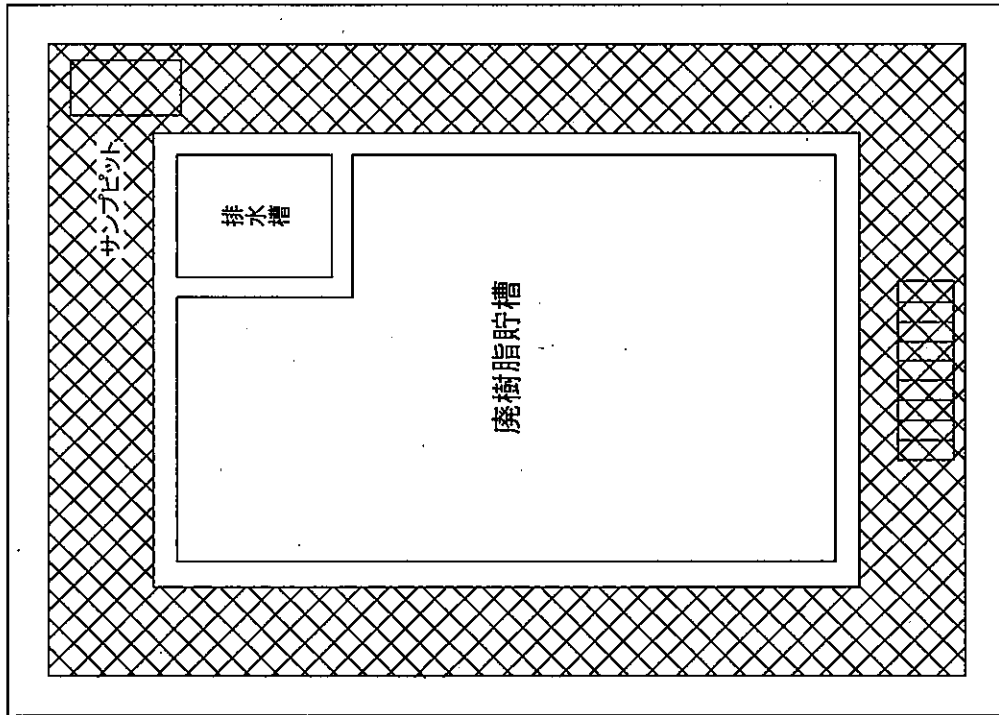


图 4-2 管理区域概要图 (JMTR) (4/16)

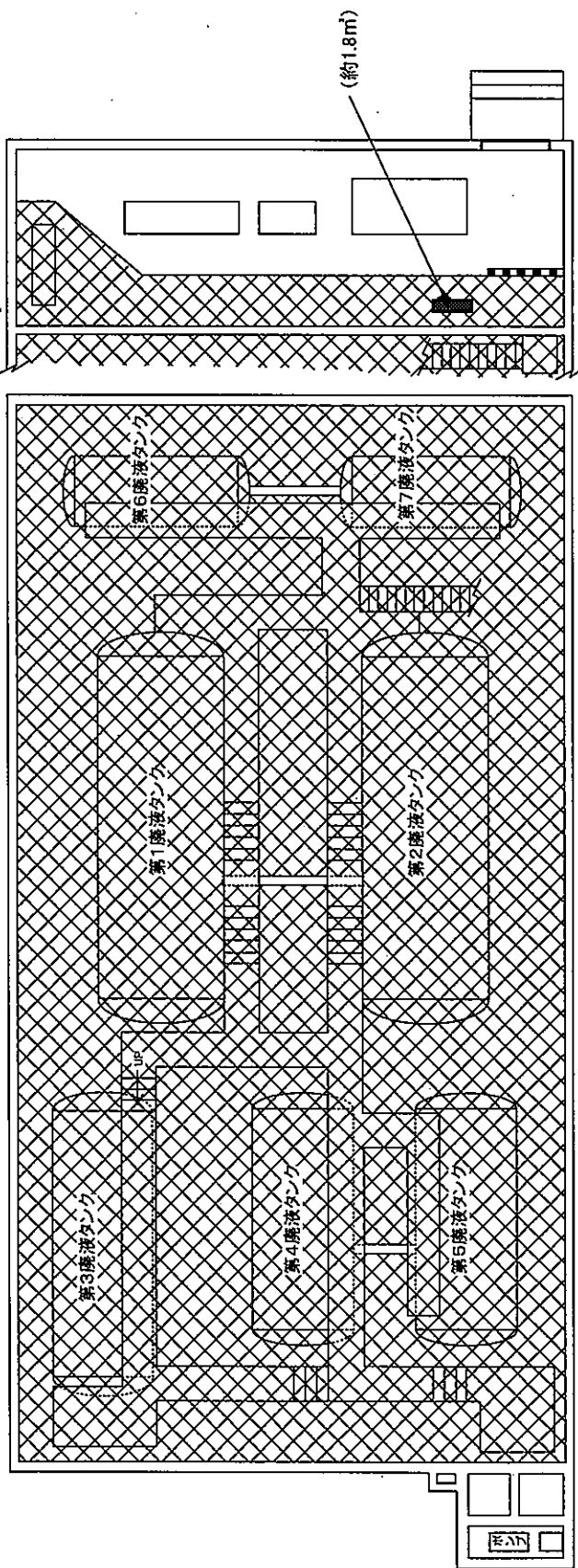
第3排水系貯槽（Ⅱ）地階



管理区域




図4-2 管理区域概要図（JMTR）(5/16)

タンクヤード



1階

地階

-  管理区域
-  保管廃棄施設
-  ①内の数値は、保管廃棄施設の容量を示す。

注：タンクヤードの保管廃棄施設には20L容器を約40個保管することができるとができる。

図4-2 管理区域概要図 (JMTR) (6/16)

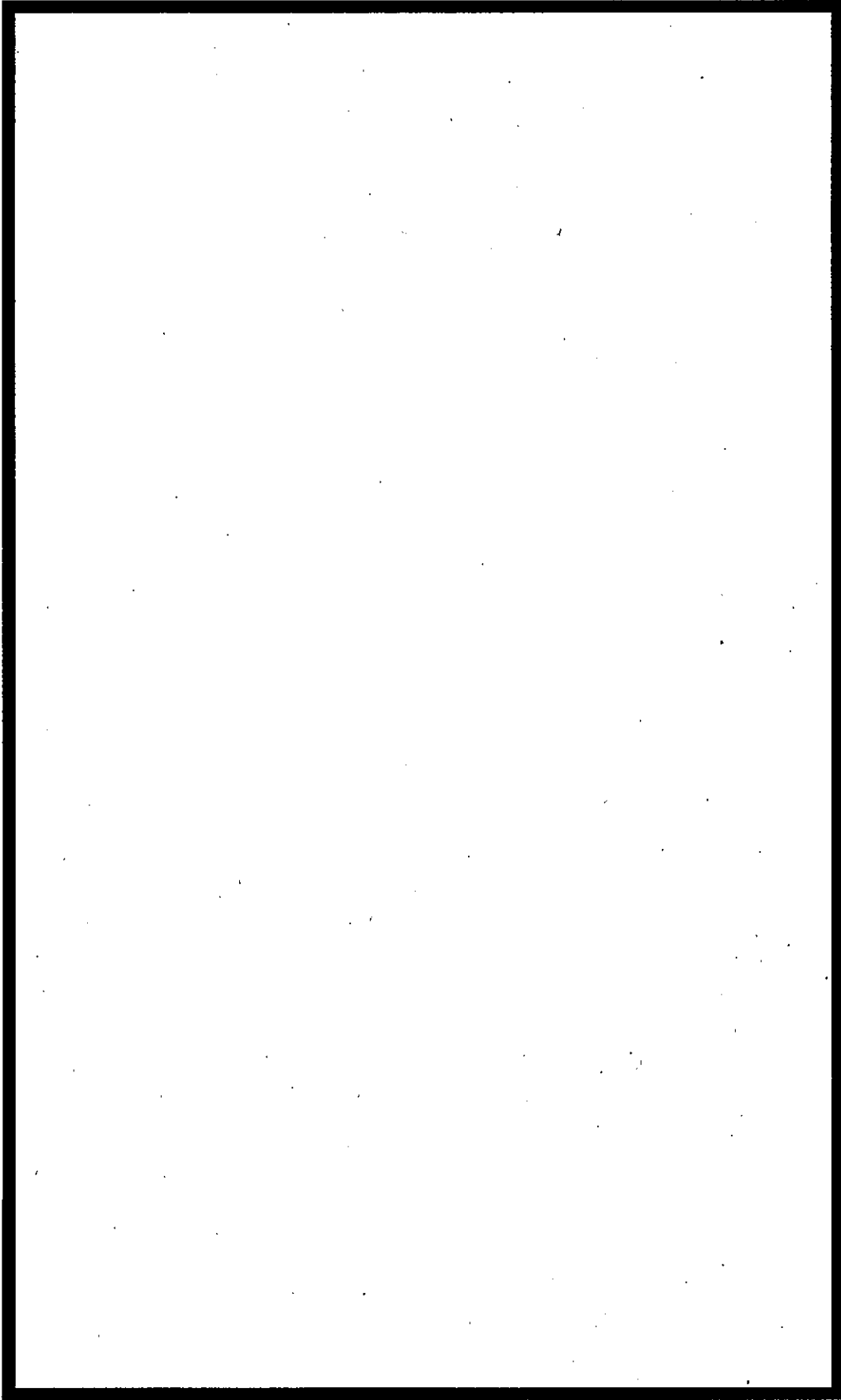


图4-2 管理区域概要图 (JMTR) (7/16)

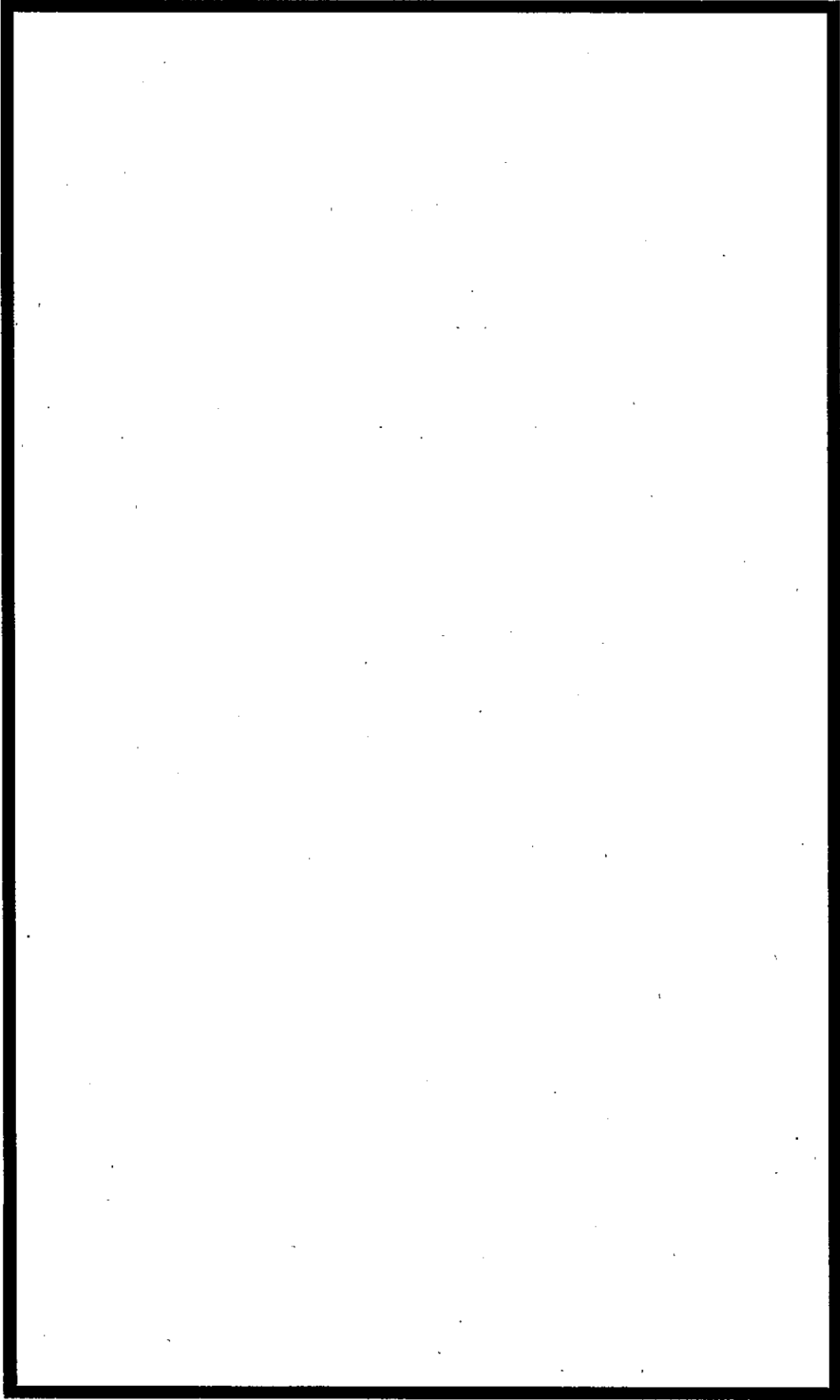


図4-2 管理区域概要図 (JMTR) (8/16)

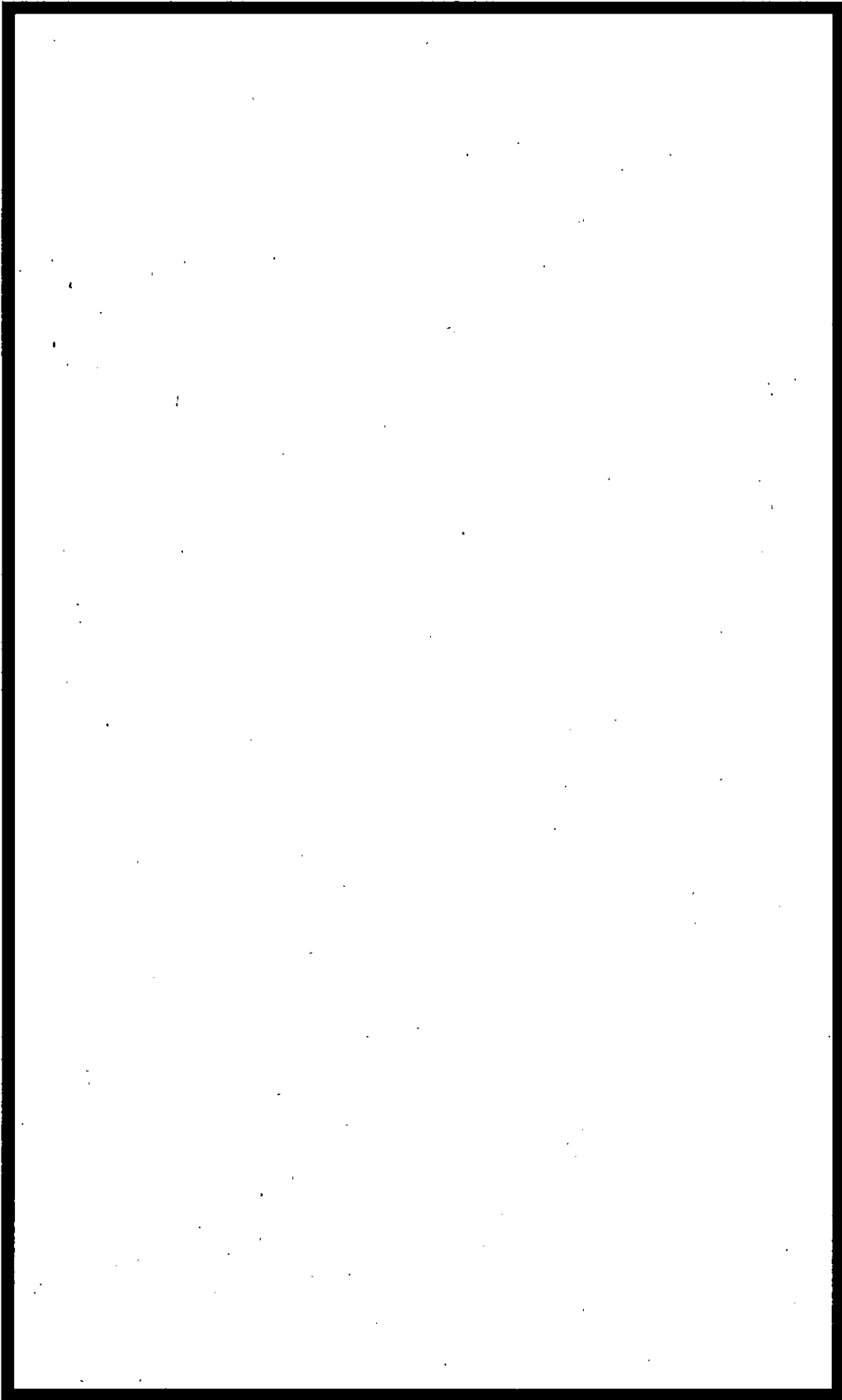


图4-2 管理区域概要图 (JMTR) (9/16)

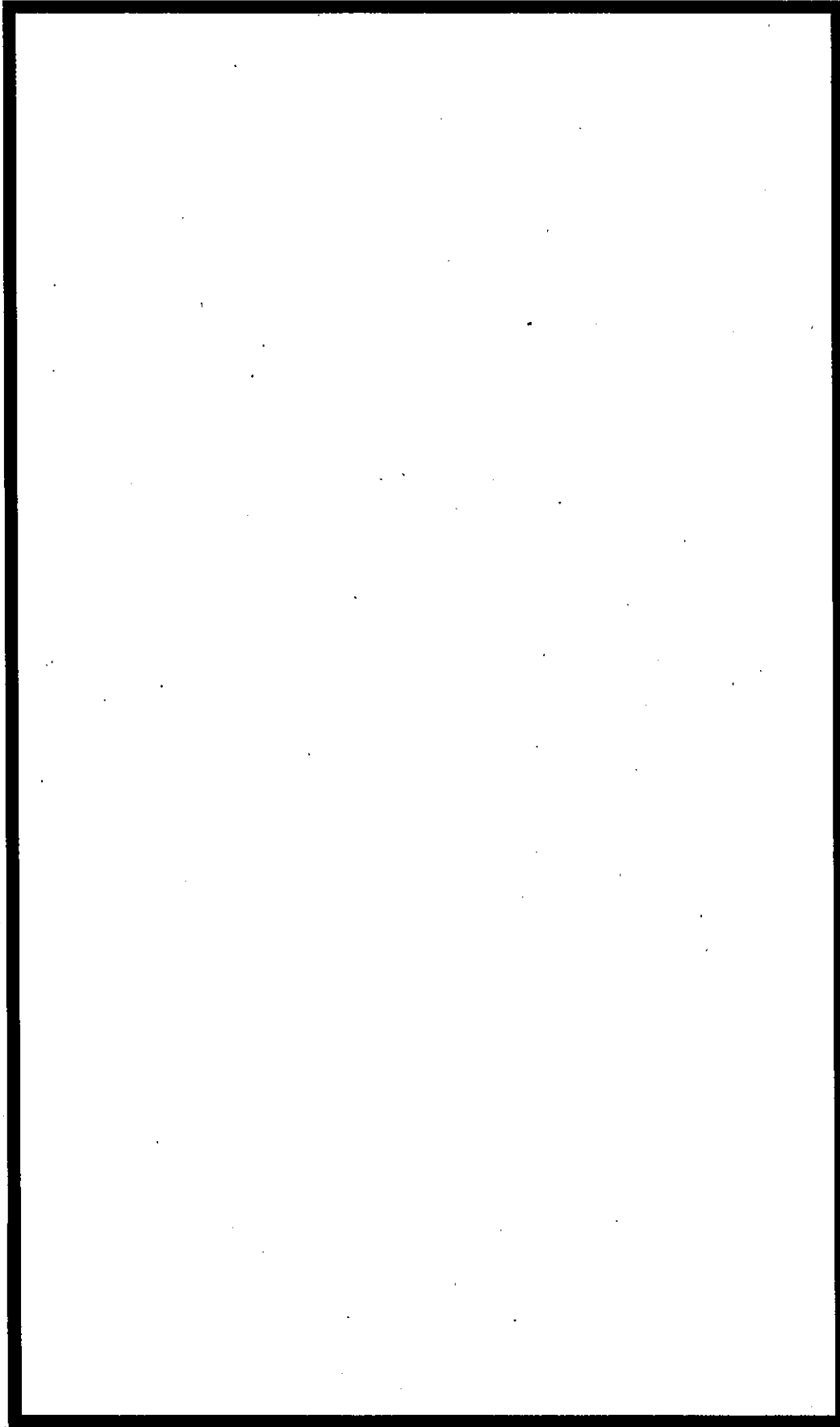


图 4-2 管理区域概要图 (JMTR) (10/16)

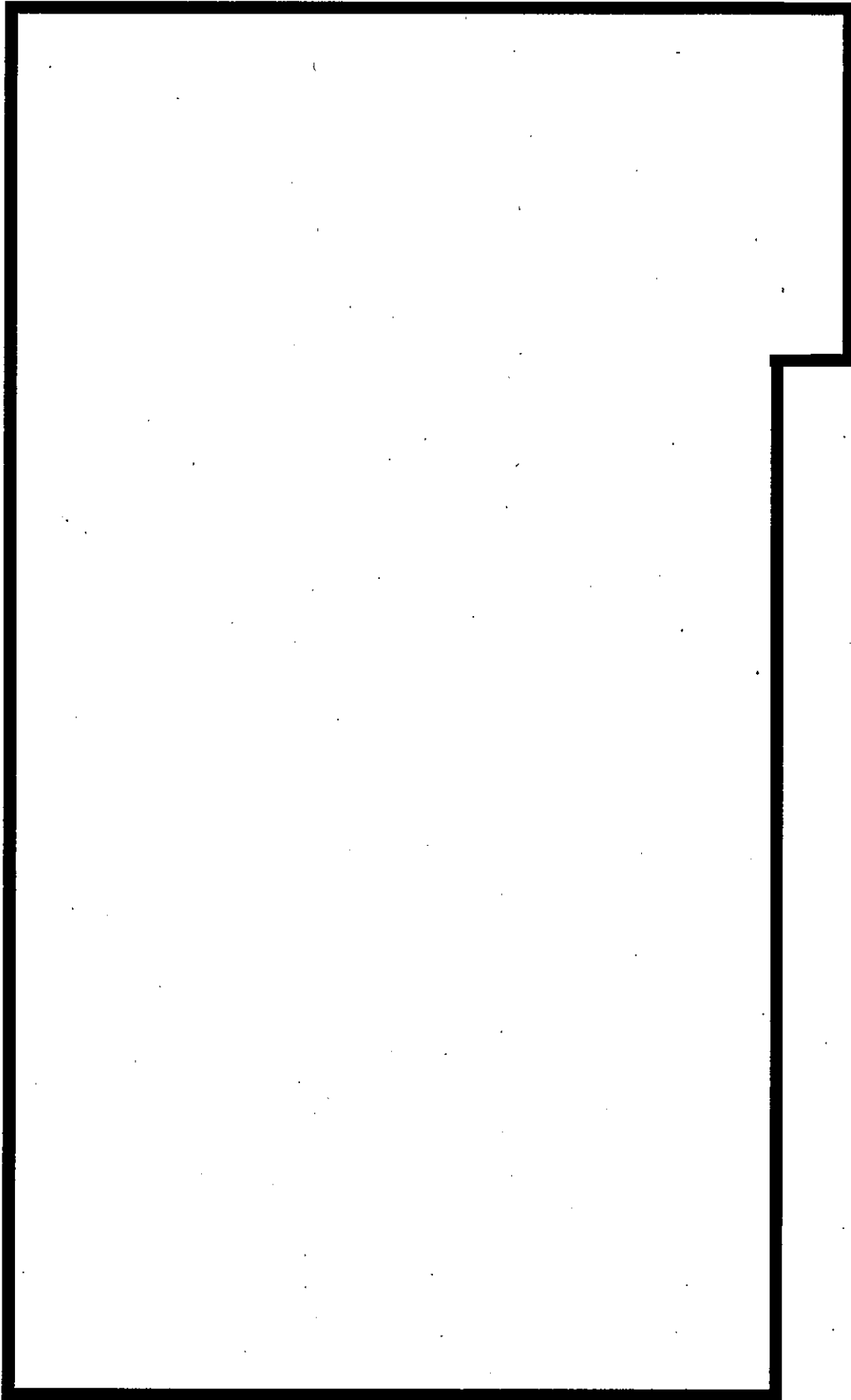


图 4-2 管理区域概要图 (JMTR) (11/16)

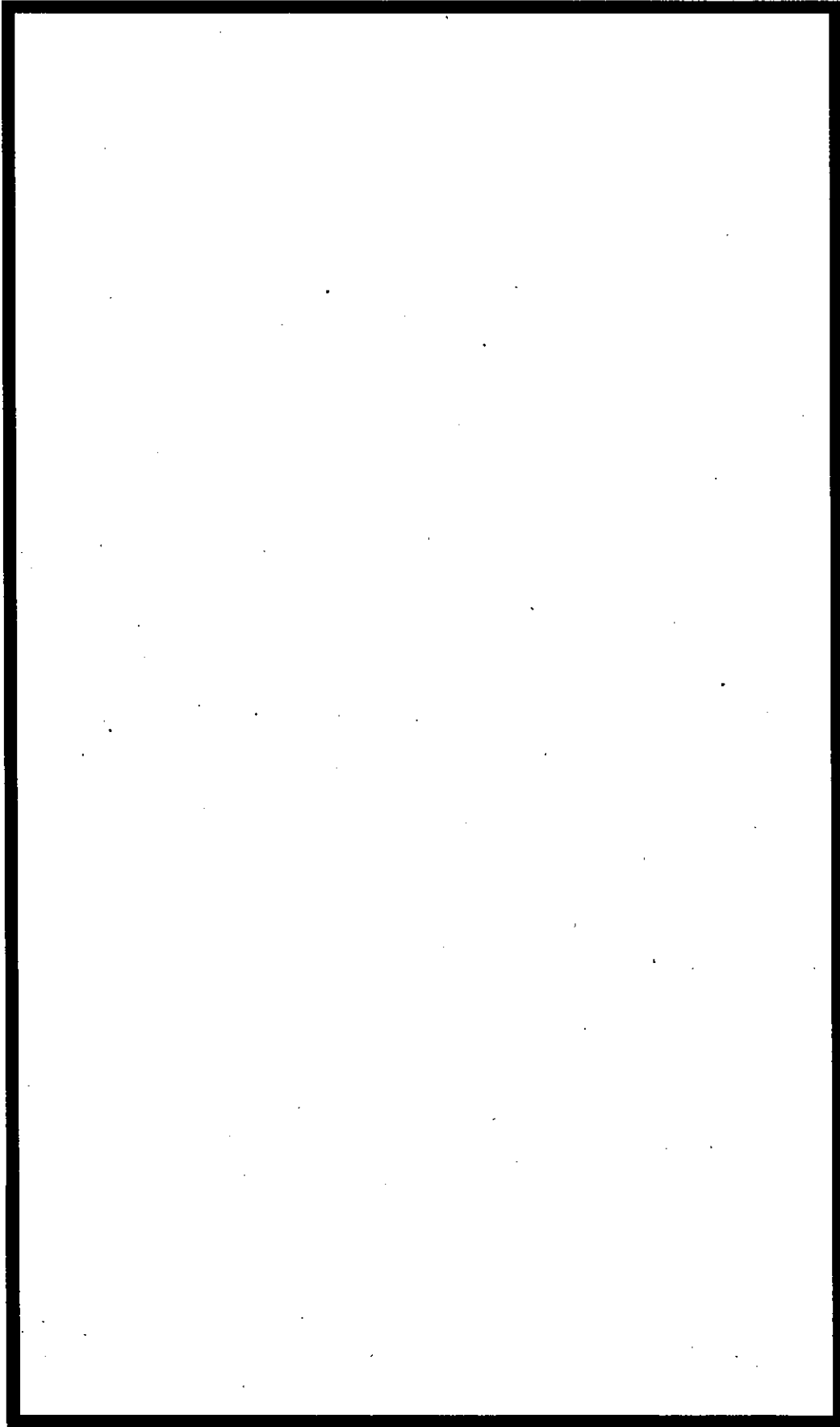


图 4-2 管理区域概要图 (JMTR) (12/16)

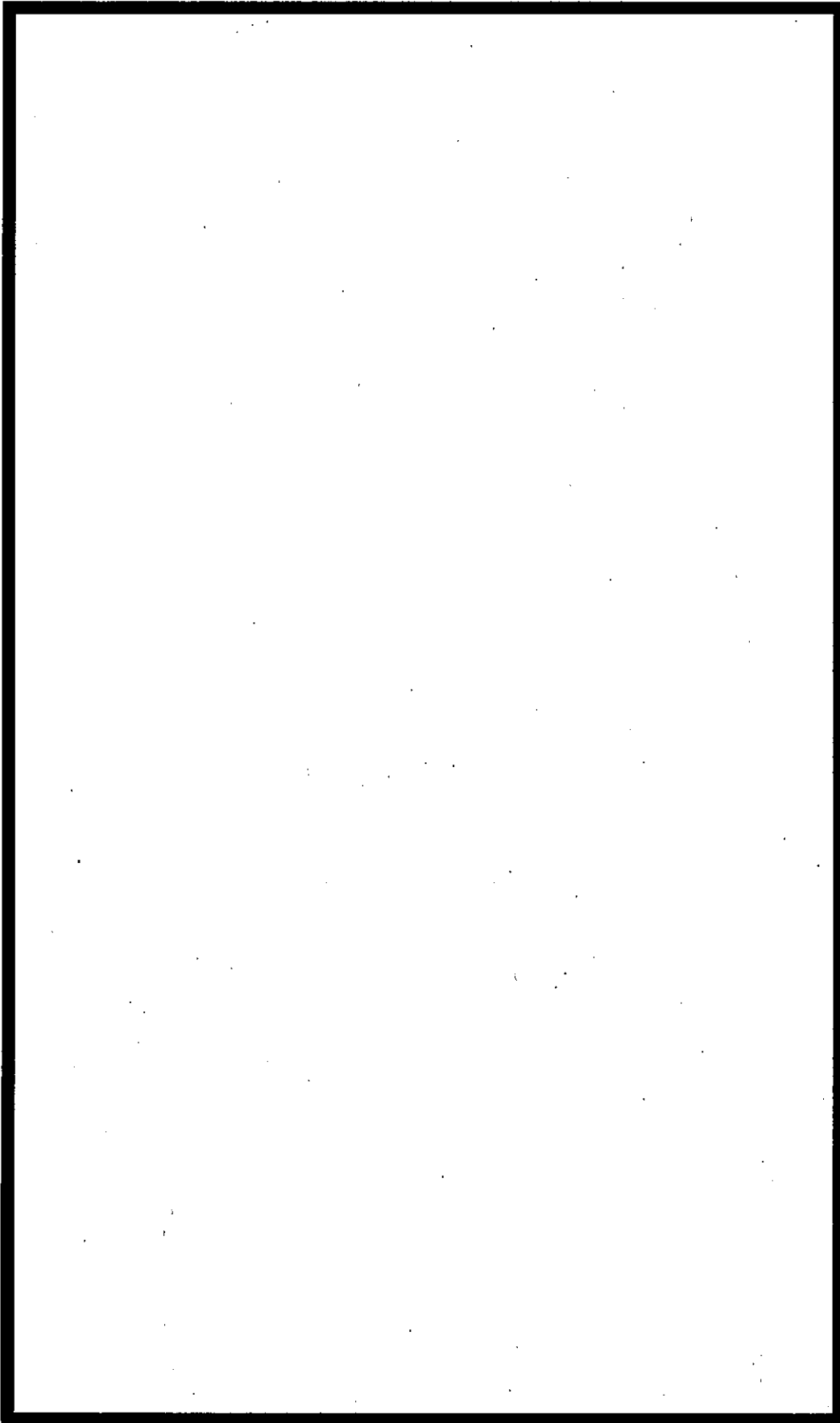


图 4-2 管理区域概要图 (JMTR) (13/16)

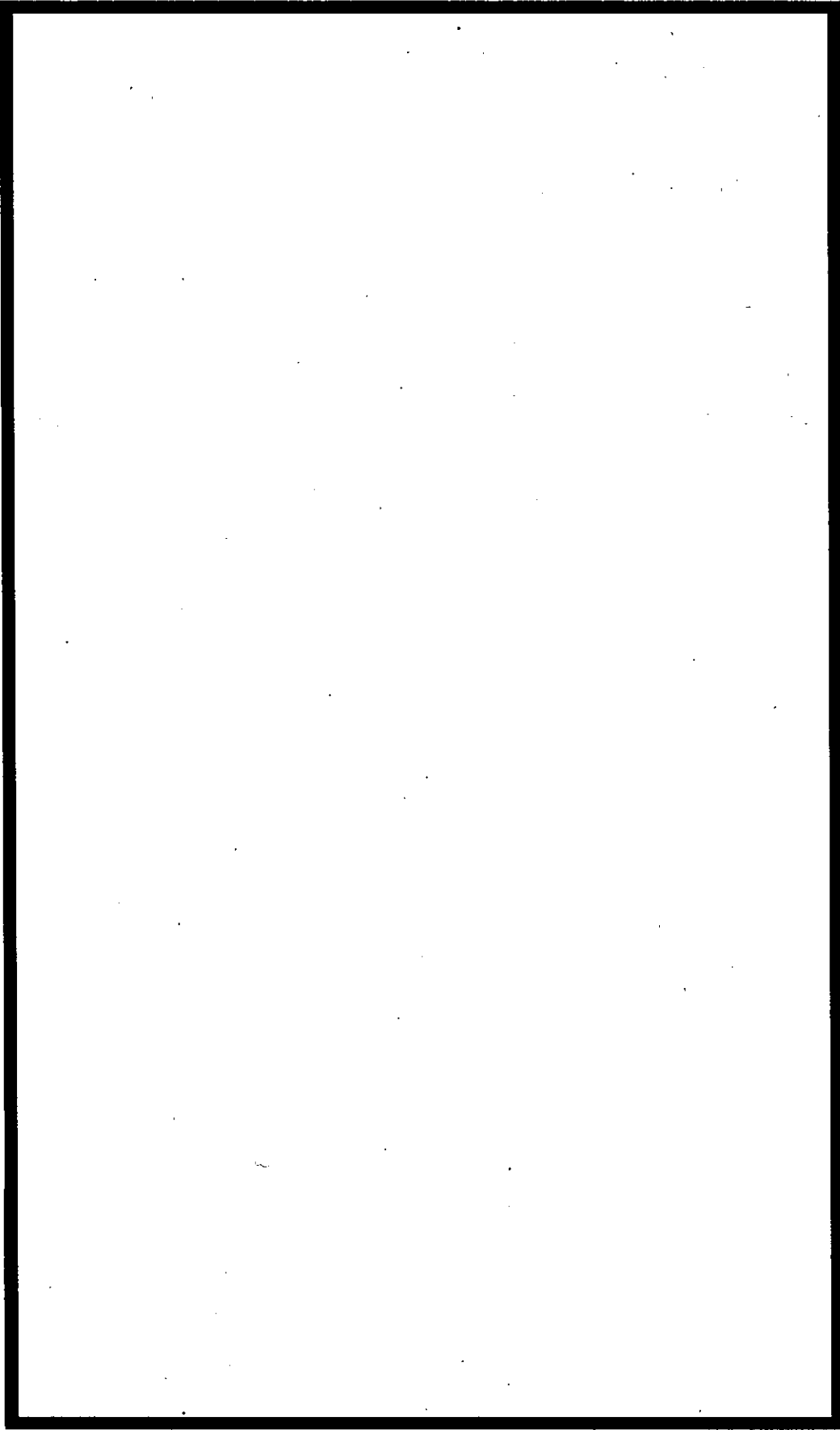


图 4-2 管理区域概要图 (JMTR) (14/16)

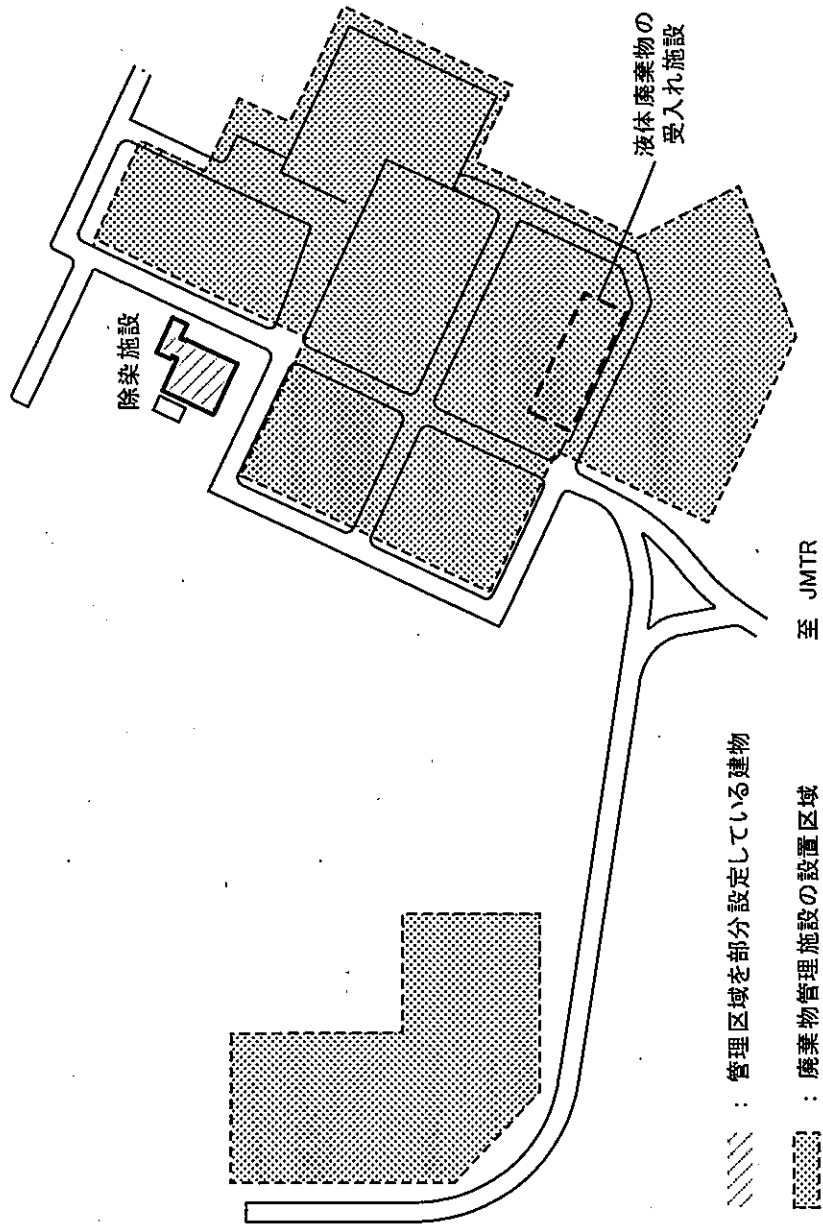
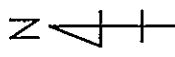
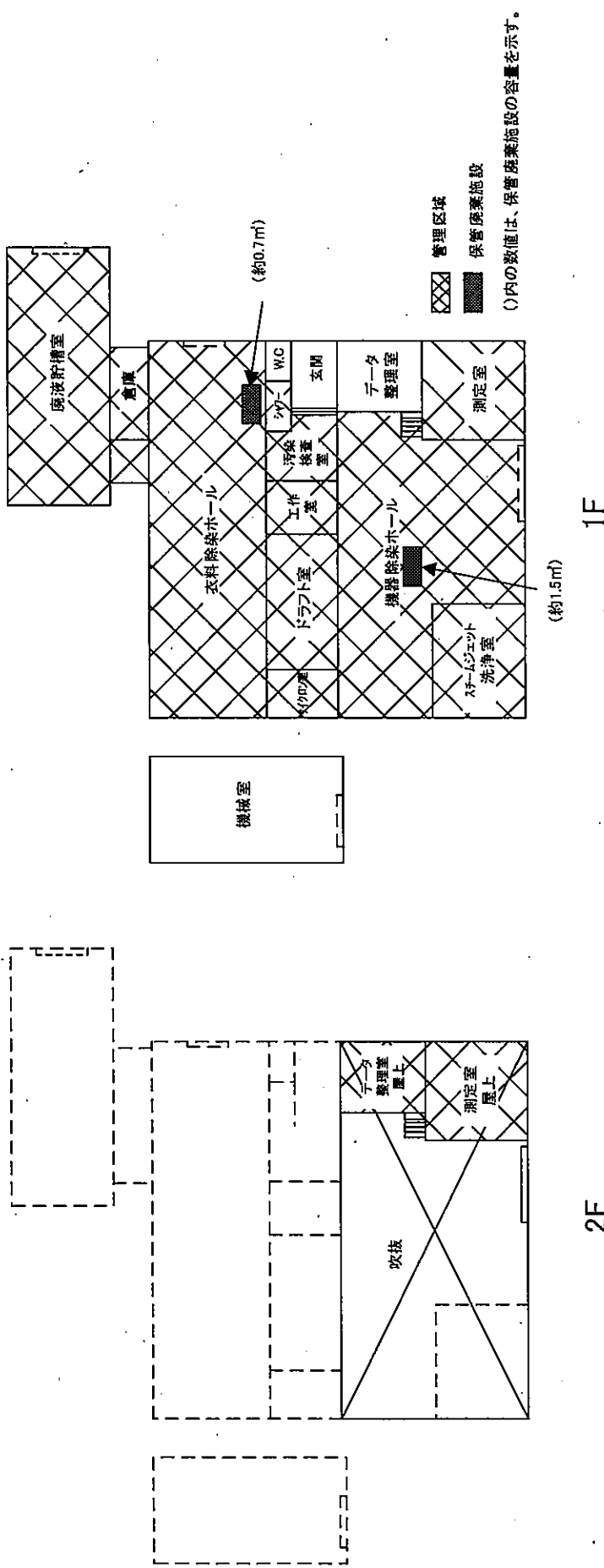


図 4-2 管理区域概要図 (除染施設) (15/16)

除染施設



注：除染施設の全ての保管廃棄施設には、20L 容器を約 56 個保管することができる。

図 4-2 管理区域概要図 (除染施設) (16/16)

五 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（以下「解体対象施設」という。）は、表5-1に示す施設とする。また、図4-2に示す管理区域を設定している建物で廃止措置後に一般施設として利用するものについては管理区域解除までとし、建物の解体は行わない。管理区域を設定していない建物は、今後も継続して一般施設として利用するため、建物の解体は行わない。

JMTR原子炉施設の解体対象施設を表5-1に、解体対象施設の配置概要図を図5-1に示す。また、廃止措置終了後の配置概要図を図5-2に示す。

2. 廃止措置の基本方針

JMTR原子炉施設の廃止措置は、安全確保を最優先に、次の基本方針の下に行う。

- (1) 原子炉等規制法、「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」（以下「原子炉等規制法施行令」という。）、「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」（以下「試験炉規則」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「線量限度告示」という。）等の関係告示を遵守する。また、「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方—JPDRの解体に当たって—」（昭和60年12月19日原子力安全委員会決定、平成13年8月6日「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」として一部改訂）を参考とする。
- (2) 廃止措置期間中において、保安のために必要な原子炉施設の機能及び性能を、廃止措置の進捗に応じて適切に維持管理する。また、廃止措置期間中の保安のために必要な事項を保安規定に定めて、適切な品質保証活動に基づき保安管理を実施する。
- (3) 周辺公衆及び放射線業務従事者の放射線被ばく線量の低減については、線量限度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、国際放射線防護委員会（ICRP）が1977年勧告で示した放射線防護の基本的考え方を示す概念（ALARA：as low as reasonably achievable）に基づき、合理的に達成可能な限り低減するよう、汚染の除去、時間的減衰及び遠隔装置の活用並びに汚染拡大防止措置等を講じた解体撤去の手順及び工法を策定する。

3. 安全確保対策

廃止措置に当たっては、安全確保対策として次に示す放射性物質の拡散及び漏えい防止対策、被ばく低減対策、事故防止対策等を講じる。

- (1) 廃止措置に伴って発生する気体状の放射性物質に対しては、既存の建物、構築物及び換気設備により施設外への漏えい及び拡散の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工事の方法を計画する。

また、汚染状況を踏まえ、必要に応じて、汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機等の拡散防止機能を有する装置等を用いた工事の方法を計画する。

廃止措置に伴って発生する液体状の放射性物質に対しても同様に、既存の液体廃棄物の廃棄設備を用いて処理を行うことで施設外への漏えい防止機能を維持するよう工事の方法を計画する。

施設外への放射性物質の漏えい及び拡散防止対策が適切に行われていることを確認するため、放射性物質の放出管理に係る放射線モニタリング及び周辺環境に対する放射線モニタリングを行う。

- (2) 解体作業に当たっては、あらかじめ作業環境の放射線モニタリングを実施するとともに、残存放射性物質の量及び放射性廃棄物の発生量を評価し、必要に応じて「七 核燃料物質による汚染の除去」に示す汚染の除去を行い、放射線業務従事者の被ばくの低減に努める。また、適切な遮蔽体の設置、遠隔操作の採用、高性能フィルタ付局所排気装置の使用並びに防護マスク及び防護衣の着用等により、放射線業務従事者の外部被ばくを合理的に達成可能な限り低減するとともに内部被ばくの防止に努める。

- (3) 解体作業に当たっては、地震、台風等の自然現象に備え、廃止措置対象施設の維持機能に影響を及ぼさない工事の方法を計画するとともに、火災、爆発及び重量物の取扱いによる人為事象に対する安全対策として、難燃性の資機材の使用、可燃性ガスを使用する場合の管理の徹底、重量物に適合した揚重設備の使用等を検討し、必要な措置を講じる。

事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。

- (4) 一般労働災害防止対策として、停電対策、感電防止対策、高所作業対策、火傷防止対策、石綿等有害物対策、粉塵障害防止対策、酸欠防止対策、回転工具取扱対策等を講じる。

4. 廃止措置の実施区分

JMTR原子炉施設の廃止措置は、第1段階（解体準備段階）、第2段階（原子炉周辺設備の解体撤去段階）、第3段階（原子炉本体等の解体撤去段階）、第4

段階（管理区域解除段階）の4段階に区分して実施する。

今回の申請では、第1段階に行う具体的事項について記載する。第2段階以降に行う具体的事項については、第1段階に実施する汚染状況の調査結果や管理区域外の設備の解体撤去の経験等を踏まえ、解体撤去の手順及び工法、放射性物質の処理及び管理方法等について検討を進め、原子炉周辺設備の解体撤去段階に入るまでに廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

また、各段階において建物等の汚染除去の完了が確認できた時点で管理区域の指定解除を適宜実施する。

5. 解体の方法

5. 1 第1段階（解体準備段階）

第1段階では、原子炉の機能停止措置、核燃料物質の譲渡し、汚染状況の調査、放射性廃棄物の処理及び引渡しを実施するとともに、安全確保のための機能に影響を与えない範囲内で、供用を終了した設備のうち、管理区域外の設備の解体撤去を実施する。また、管理区域内の設備の解体撤去等を行うための準備作業を実施する。

第1段階における解体撤去工事等の範囲と方法を表5-2に示す。

(1) 原子炉の機能停止措置

原子炉の機能停止措置として、既に炉心から全ての燃料要素が取り出されており、燃料要素取出し後の炉心にはダミー燃料又は反射体要素が装荷されていることから、燃料要素を炉心へ装荷することが不可能な状態となっている。また、制御棒の取り外し及び制御棒駆動装置の電源ケーブルの切離しを行い、恒久的に原子炉が起動できない状態とする。

(2) 核燃料物質の譲渡し

核燃料物質の譲渡しは、譲渡しのために必要な準備を整えた上で着手する。使用済燃料は核燃料物質取扱設備及び使用済燃料貯蔵施設の解体撤去に着手するまでに、全ての搬出を完了させる。新燃料要素は新燃料貯蔵設備の解体撤去に着手するまでに、全ての搬出を完了させる。核燃料物質の譲渡しに係る具体的な事項は、「六 核燃料物質の管理及び譲渡し」に示す。

(3) 汚染状況の調査

汚染状況の調査については、解体撤去の工法及び手順の策定や解体撤去で発生する廃棄物の取扱いに関する事前評価等のため、「添付書類四 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」で示すとおり、汚染分布の評価を行うとともに、必要に応じて試料採取及び分析を行う。試料採取を行う場合は、保安のために必要な機能等に影響を与えないことを確認した上で実施する。

(4) 放射性廃棄物の処理及び引渡し

放射性廃棄物の処理及び引渡しは、「八 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄」に示す。

(5) 管理区域外の設備の解体撤去

安全確保のための機能に影響を与えない範囲内で、供用を終了した設備のうち、管理区域外に設置されている二次冷却設備の冷却塔、循環ポンプ及び補助ポンプを解体撤去する。二次冷却設備の解体撤去に伴い発生する開口部については閉止処置を行う。

また、プールカナル循環系統については、熱交換器による系統の除熱を行わないため、熱交換器二次側冷却水（使用流体ろ過水）の配管の閉止処置を実施する。

5. 2 第2段階以降に行う解体の方法

(1) 第2段階（原子炉周辺設備の解体撤去段階）

原子炉周辺設備の解体撤去段階では、安全確保のための機能に影響を与えない範囲内で、供用を終了した施設のうち、原子炉本体以外の管理区域内設備の解体撤去に着手する。解体撤去は熱的切断又は機械的切断により行う。具体的な工法は、解体する設備の構造及び汚染状況、解体に使用する工具の使用条件、解体に伴い発生する粉じんの影響等を考慮し選定する。また、汚染状況の調査結果を踏まえ、必要に応じて、核燃料物質等による汚染の除去を行う。

第1段階に引き続き、核燃料物質の譲渡し、放射性廃棄物の処理及び引渡し並びに管理区域外の設備の解体撤去を実施する。

(2) 第3段階（原子炉本体等の解体撤去段階）

原子炉本体等の解体撤去段階では、比較的放射能レベルが高い原子炉本体等の解体撤去を実施する。解体撤去は、熱的切断又は機械的切断により行う。具体的な工法は、解体する機器の構造及び汚染状況、解体に使用する工具の使用条件、解体に伴い発生する粉じんの影響等を考慮し選定する。特に比較的放射能レベルが高いものの解体においては、水中での切断、遠隔操作による切断等、被ばく低減を考慮した工法を採用する。

また、原子炉本体等の解体撤去段階以前に着手した設備等の解体撤去、核燃料物質の譲渡し、放射性廃棄物の処理及び引渡し、核燃料物質等による汚染の除去を引き続き実施する。

(3) 第4段階（管理区域解除段階）

管理区域解除段階では、管理区域外の設備の解体撤去、核燃料物質等による汚染の除去並びに放射性廃棄物の処理及び引渡しを引き続き行うとともに、原子炉周辺設備の解体撤去及び原子炉本体等の解体撤去完了後、建家内面のはつ

り作業を行い、汚染がないことを確認した上で管理区域を順次解除する。

解体対象施設の解体撤去、核燃料物質の譲渡し、核燃料物質等による汚染の除去、放射性廃棄物の処理及び引渡し並びに廃止措置対象の管理区域解除が終了した後、原子炉等規制法第43条の3の2第3項において準用する同法第12条の6第8項に基づく廃止措置の終了の確認を受ける。

表5-1 J M T R 原子炉施設の解体対象施設 (1/3)

施設区分	設備等の区分		設備 (建家) 名称	解体対象
原子炉本体	炉心		炉心要素	○
			炉心構造物	○
	燃料体		燃料要素	× ^{※1}
	原子炉容器		原子炉容器	○
	放射線遮蔽体		炉プール	○
			炉プール側壁	○
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備		燃料取扱具	○
			ラック台車	○
	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵施設	燃料管理室	× ^{※2}
			新燃料貯蔵ラック	○
		使用済燃料貯蔵施設	カナルN o. 1	○
			カナルN o. 2	○
			S F Cプール	○
			炉プール	○
			C Fプール	○
			使用済燃料ラック	○
原子炉冷却系統施設	一次冷却設備	主循環系統	熱交換器	○
			主循環ポンプ	○
			緊急ポンプ	○
			配管及び弁	○
		精製系統	脱気タンク	○
			移送ポンプ	○
			イオン交換塔	○
			充填ポンプ	○
	二次冷却設備		冷却塔	○
			循環ポンプ	○
			補助ポンプ	○
			水処理設備	○

表5-1 JMTTR原子炉施設の解体対象施設 (2/3)

施設区分	設備等の区分	設備 (建家) 名称	解体対象	
原子炉冷却系統施設	非常用冷却設備	主循環ポンプ ^{※3}	○	
		緊急ポンプ ^{※3}	○	
		補助ポンプ ^{※3}	○	
		サイフォンブレイク弁	○	
		炉プール連通弁	○	
		漏えい水再循環設備	○	
	その他の主要な事項	UCL系統	循環ポンプ	○
			揚水ポンプ	○
			高架水槽	○
			冷却塔	○
		プールカナル循環系統	循環ポンプ	○
			熱交換器	○
計測制御系統施設	計装	核計装	○	
		その他の主要な計装 (冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置)	○	
	安全保護回路	原子炉停止回路	○	
		その他の主要な安全保護回路 (警報装置)	○	
	制御設備	制御棒	○	
		制御棒駆動機構	○	
	非常用制御設備	バックアップスクラム装置	○	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設	通常排気設備	○	
		照射実験用排気設備	○	
		非常用排気設備	○	
		排気筒	○	

表5-1 J M T R 原子炉施設の解体対象施設 (3/3)

施設区分	設備等の区分		設備 (建家) 名称	解体対象
放射性廃棄物の 廃棄施設	液体廃 棄物の 廃棄設 備	排水系統	第1排水系	○
			第2排水系	○
			第3排水系	○
			第4排水系	○
		タンクヤ ード	廃液タンク	○
			第4排水系ピット	○
放射線管理施設	屋内管理用の主要な 設備		エリアモニタ	○
			水モニタ	○
			ガスモニタ	○
			ダストモニタ	○
	屋外管理用の主要な 設備		排気モニタ	○
			排水モニタ	○
原子炉格納施設	原子炉建家	原子炉建家	× ^{※2}	
	その他の主要な事項	換気設備 ^{※4}	○	
その他原子炉の 附属施設	非常用電源設備		ディーゼル発電機	○
			蓄電池	○
	主要な実験設備		キャプセル照射装置	○
			水カラビット照射装置	○
			ループ照射装置	○
共通施設	—	除染施設	× ^{※2}	
	—	廃液輸送管	○	
	—	モニタリングポスト装置	× ^{※5}	

※1：燃料要素は、譲り渡すため解体しない。

※2：管理区域解除までとし、建物は解体しない。

※3：非常用電源により駆動する一次冷却設備の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び二次冷却設備の補助ポンプ

※4：給気設備、通常排気設備、照射実験用排気設備、非常用排気設備及び排気筒から構成する。

※5：モニタリングポスト装置は、大洗研究所（北地区）の原子炉施設の共通施設であることから、廃止措置後に J M T R 原子炉施設としての許可は効力を失うが、他の原子炉施設の共通施設として引き続き使用するので解体対象施設としない。

表5-2 第1段階における解体撤去工事等の範囲と方法 (1/2)

件名	場所	解体対象施設			着手要件	概要	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備等の区分	設備(建家)名称※1				
原子炉機能停止措置	管理区域内	計測制御システム施設	制御設備	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒 制御棒駆動装置 	対象設備が供用を終了していること。	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒の取り外しを行う。 取り外した制御棒はカナル内に保管する。 制御棒駆動装置の電源ケーブルの切離しを行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 維持管理している廃止措置対象施設の機能に影響を与えない方法を計画する。 必要に応じて作業区画、機材等について、養生等の汚染拡大防止措置を行う。 重量物の取扱いに対する安全対策として、重量物に適合した揚重設備の使用等の措置を講じる。 一般労働災害防止対策として、感電防止対策等を講じる。 	対象となる設備の取り外し及び切離しが完了すること。

※1：設備を構成する配管及び弁等を含む。

表5-2 第1段階における解体撤去工事等の範囲と方法 (2/2)

件名	場所	解体対象施設			着手要件	概要	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備等の区分	設備(建築)名称※1				
管理区域外の設備解体撤去	管理区域外	原子炉冷却系統施設	二次冷却設備	・冷却塔 ・循環ポンプ ・補助ポンプ	対象設備が供用を終了していること。	・原子炉建家との境界の非管理区域側で二次冷却系配管の切断及び切断に伴う開口部の閉止処置を行う。 ・工具等を用いた分解・取外し、熱的切断、機械的切断等の工法により閉止処置及び解体撤去を行う。	・維持管理している廃止措置対象施設の機能に影響を与えない工事方法を計画する。 ・火災爆発及び重量物の取扱いによる人為事象に対する安全対策として、難燃性の資機材の使用、可燃性ガスを使用する場合の管理の徹底、重量物に適合した揚重設備の使用等の措置を講じる。 ・一般労働災害防止対策として、停電対策、感電防止対策、高所作業対策、火傷防止対策、石綿等有害物対策、粉塵障害防止対策、酸欠防止対策、回転工具取扱対策等を講じる。	対象となる設備の解体撤去が完了すること。
管理区域外の閉止処置	管理区域外	原子炉冷却系統施設	プールカナル循環系統	・熱交換器(二次側冷却水管の閉止処置のみ)	対象設備が供用を終了していること。	・原子炉建家との境界の非管理区域側で、熱交換器二次側冷却水管(使用流体ろ過水)の切断及び切断に伴う開口部の閉止処置を行う。 ・工具等を用いた分解・取外し、熱的切断、機械的切断等の工法により閉止処置を行う。	対象となる設備の閉止処置が完了すること。	

※1：設備を構成する配管及び弁等を含む。

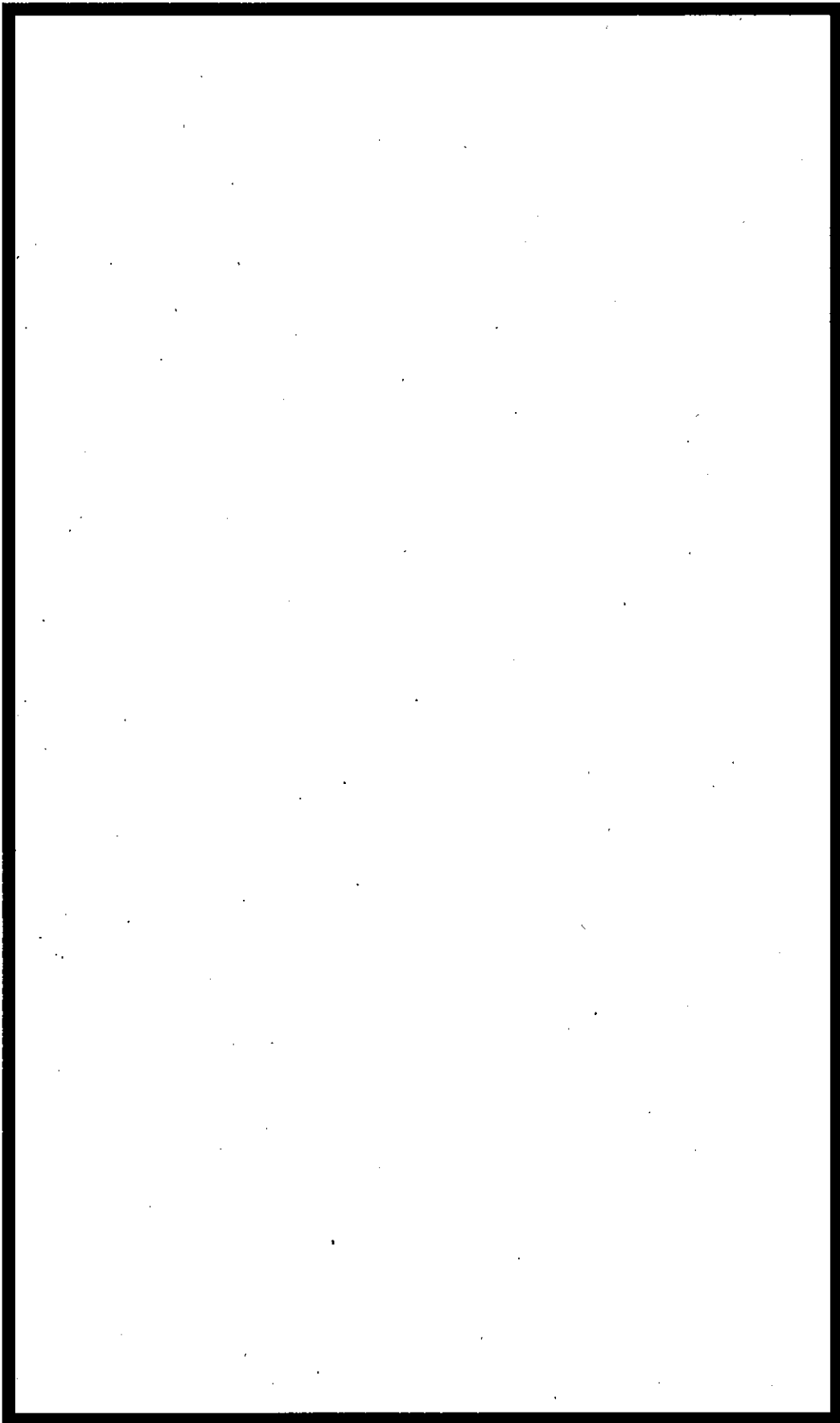


図5-1 解体対象施設の配置概要図 (JMTR) (1/2)

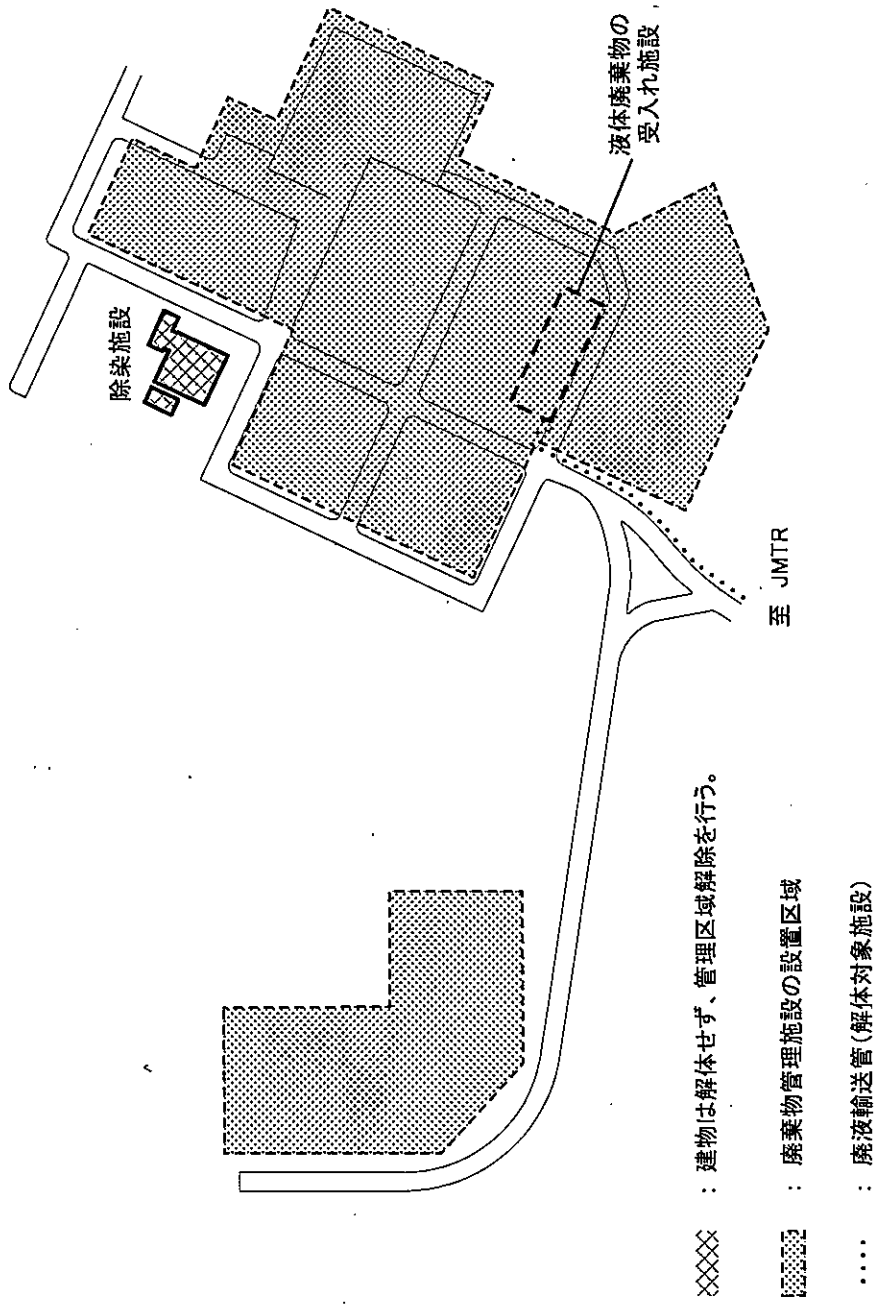
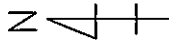


図 5-1-1 解体対象施設の配置概要図 (除染施設) (2/2)

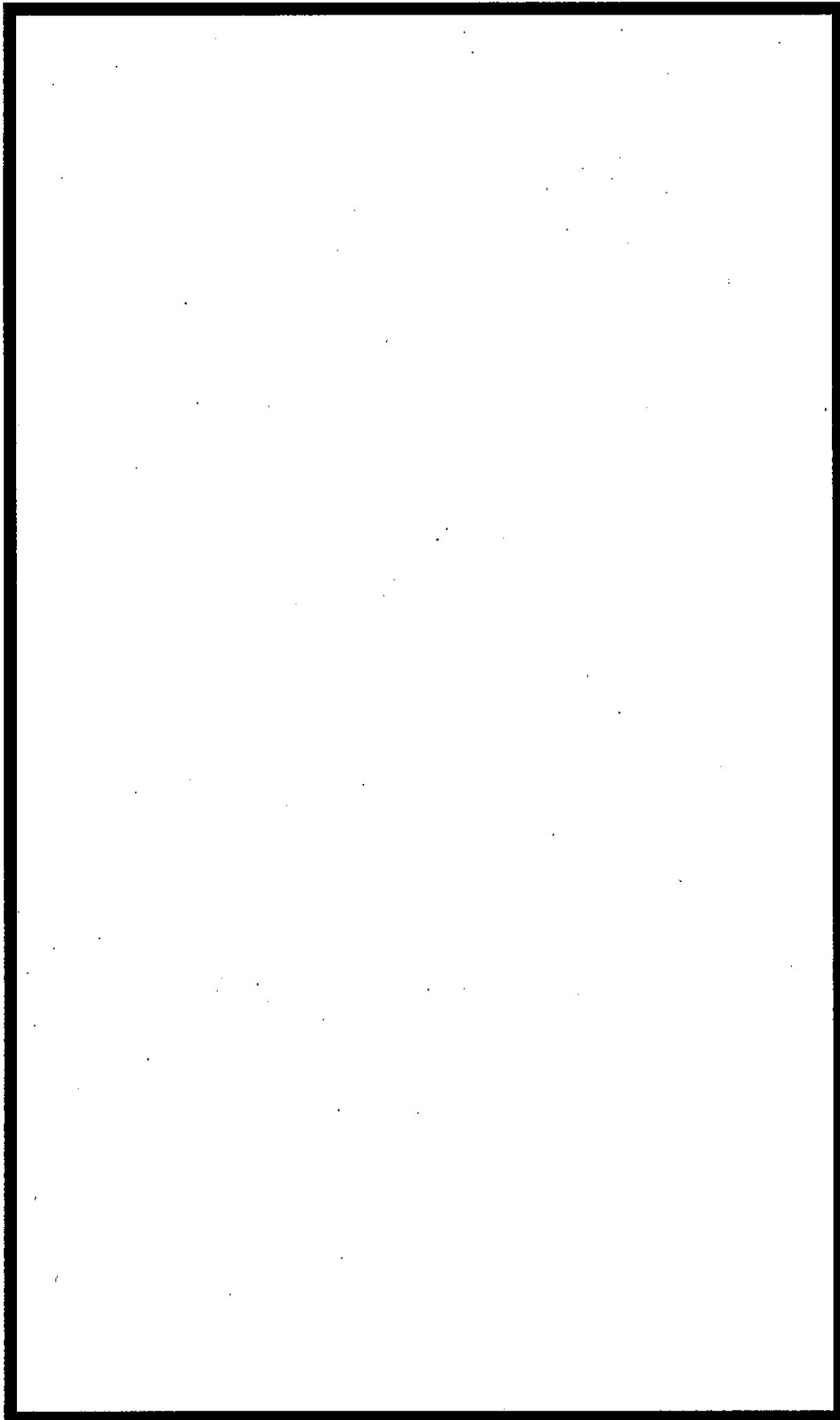
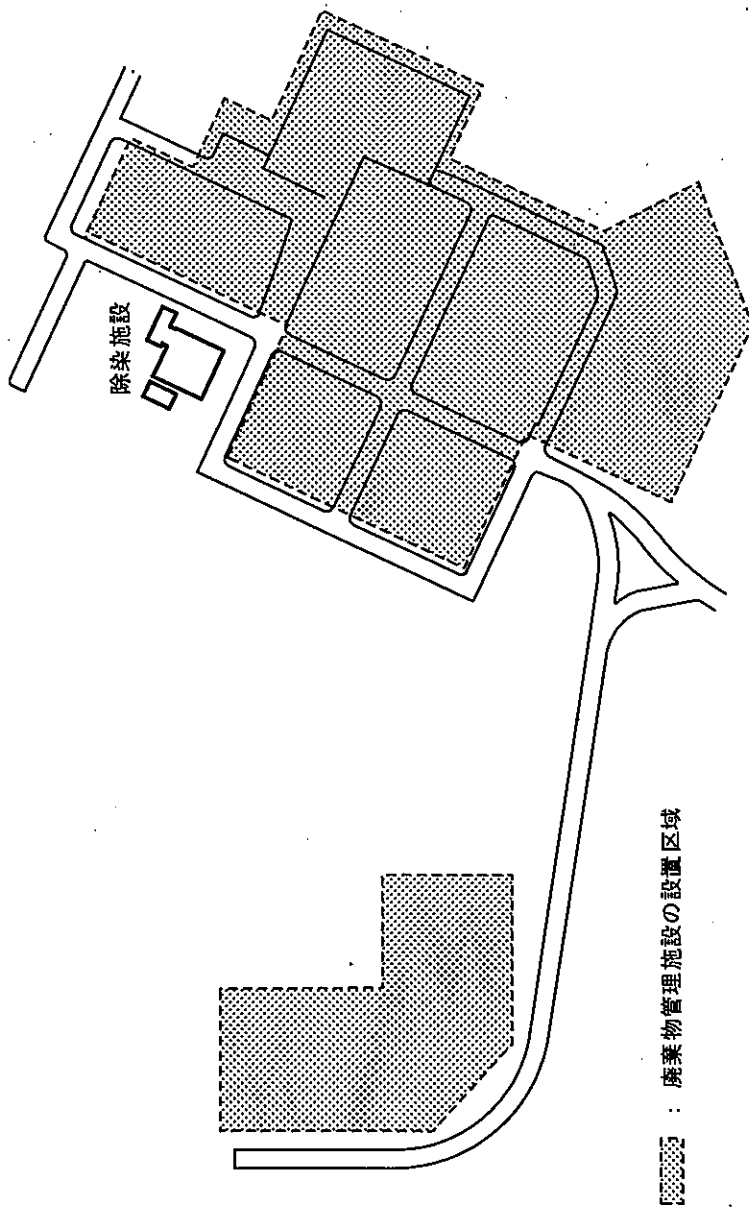
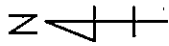


図5-2 廃止措置終了後の配置概要図 (1/2)



- ・ 廃止措置終了後に残存する建物については、一般施設として利用する。
(建物の名称は廃止措置終了前の名称)

図5-2 廃止措置終了後の配置概要図 (2/2)

六 核燃料物質の管理及び譲渡し

1. 核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量

核燃料物質の貯蔵場所ごとの種類及び数量を表6-1に示す。

2. 核燃料物質の管理

使用済燃料は、JMTR原子炉施設から搬出するまでの期間、カナル及びSF Cプールで貯蔵し、原子炉運転段階と同様の管理を行う。

新燃料要素及びJMTRC^{*1}で使用した燃料は、JMTR原子炉施設から搬出するまでの期間、燃料管理室内の新燃料貯蔵設備に貯蔵し、原子炉運転段階と同様の管理を行う。

3. 核燃料物質の譲渡し

使用済燃料及びJMTRCで使用した燃料は、輸送容器に収納し、計画的に米国エネルギー省に譲り渡す。

新燃料要素については、国内外の許可を有する事業者に譲り渡す。

使用済燃料及び新燃料要素の譲渡しは、関係法令を遵守して実施していく。

表6-1 核燃料物質の貯蔵場所ごとの種類及び数量

貯蔵場所	種別	数量
カナル	使用済燃料	507 体
燃料管理室	新燃料要素	214 体 ^{*2}
燃料管理室	JMTRCで使用した燃料	■

※1：JMTRの運転に関する安全性を確保するため核的モックアップ実験等を行った、出力100Wのプール型臨界実験装置であり、廃止が完了している。廃止に伴い、JMTRCで使用した燃料はJMTR原子炉施設に引き渡している。

※2：新燃料要素のうち64体は使用前検査未受検である。使用前検査については、検査期日を平成26年9月1日から同年10月31日までとしていたが、新規基準の適合確認が終了するまで検査が実施できないことから、申請書記載事項（期日）の変更届けを未定として提出したため未受検となっている。

七 核燃料物質による汚染の除去

1. 汚染の状況

廃止措置対象施設の一部は、核燃料物質等により汚染されている。廃止措置対象施設の主な汚染の分布の評価は「添付書類四 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」に示す。

2. 汚染の除去の方法

放射化汚染物については、時間減衰による放射能の低減を図るとともに、施設・設備の放射化汚染を生じている部分を取り除くための切断、又は施設・設備全体の解体撤去等により、汚染の除去を行う。

二次汚染物については、時間減衰による放射能の低減を図るとともに、可能な限り、洗浄、拭き取り等により汚染の除去を行う。

汚染の除去に当たっては、汚染状況の調査結果を踏まえ、放射線業務従事者の被ばく低減又は放射性廃棄物の放射能レベルの観点から有効と判断した場合は、第2段階に入るまでに、除染対象並びに具体的な除染方法及び安全管理上の措置について定め、廃止措置計画に反映して変更の認可を受ける。

八 核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の廃棄

核燃料物質は、「六 核燃料物質の管理及び譲渡し」に記載のとおり、管理及び譲渡しを行う。

核燃料物質によつて汚染された物は、放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物及び放射性固体廃棄物に分類される。廃棄の方法は、以下のとおりである。

1. 放射性気体廃棄物

(第1段階)

廃止措置の第1段階に発生する放射性気体廃棄物は、施設の運転段階における原子炉停止時の発生量と同程度であり、従来の原子炉設置変更許可申請書に記載している廃棄の方法と同様、排気系に集めて、フィルタバンクを通して浄化した後、排気ダストモニタにより、放射性物質の濃度が線量限度告示に定める排気中の濃度限度以下であることを連続監視しながら、排気筒から大気に放出する。図8-1に気体廃棄物の廃棄施設の系統概要図を示す。

(第2段階以降)

廃止措置の第2段階以降に発生する放射性気体廃棄物の管理については、汚染状況の調査、解体撤去の工法及び手順と合わせて検討を進め、第2段階に入るまでに定め、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

2. 放射性液体廃棄物

(第1段階)

廃止措置の第1段階に発生する主な放射性液体廃棄物は、機器ドレン、手洗いドレン、プールカナル水の水質維持の際に発生する廃液であるが、施設の運転段階における原子炉停止時の発生量と同程度であり、従来の原子炉設置変更許可申請書に記載している廃棄の方法と同様、排水系統の貯槽からタンクヤードの廃液タンク等に回収し、放射性物質の濃度を測定した後、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。ただし、原子炉設置変更許可申請書に記載している線量限度告示で定める濃度限度以下のものをJMT R原子炉施設の排水口から一般排水管へ放出することは行わない。

なお、引き渡した放射性液体廃棄物は、廃棄物管理施設が管理する。図8-2に液体廃棄物の廃棄設備の系統概要図を示す。

(第2段階以降)

廃止措置の第2段階以降に発生する放射性液体廃棄物の管理については、汚染状況の調査、解体撤去の工法及び手順と合わせて検討を進め、第2段階に入るまでに定め、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

3. 放射性固体廃棄物

放射性固体廃棄物のうち、施設の維持管理に伴い発生する廃棄物（以下「維持管理付随廃棄物」という。）は、合理的に達成可能な限り低減に努め、従来の原子炉設置変更許可申請書に記載している方法に基づき、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。ただし、使用済イオン交換樹脂については、廃棄物管理施設又は処分場へ移送して引き渡す。

放射性固体廃棄物のうち、解体撤去工事に伴い発生する廃棄物で放射性物質として扱う必要がないものを除いた廃棄物（以下「解体撤去廃棄物」という。）については、比較的放射能レベルが高いもの、放射能レベルが低いもの及び放射能レベルが極めて低いものに区分し、廃止措置の終了までに、それぞれの放射能レベル区分に応じて廃棄物管理施設又は処分場へ移送して引き渡す。

放射性物質として扱う必要がないものは、原子炉等規制法に規定された手続及び確認を経て施設から搬出し、可能な限り再利用に供する。

維持管理付随廃棄物及び解体撤去廃棄物については、廃棄物管理施設又は処分場へ引渡し等をするまでの間、JMTR原子炉施設内の保管廃棄施設に保管する。

維持管理付随廃棄物、解体撤去廃棄物及び放射性物質として扱う必要がないものの保管に当たっては、保管廃棄施設、収納容器及び測定等の管理を保安規定に定め、安全上必要な措置を講じた上で適切に管理する。ただし、維持管理付随廃棄物のうち、使用済イオン交換樹脂については、「3. 1. 1 維持管理付随廃棄物」に示す保管方法とする。

引き渡した維持管理付随廃棄物及び解体撤去廃棄物は、廃棄物管理施設又は処分場が管理する。なお、放射性廃棄物でない廃棄物は、産業廃棄物として廃棄又は資源として有効利用する。

放射性固体廃棄物の放射能レベル区分ごとの推定発生量を表8-1に示す。また、主な廃止措置対象施設の推定汚染分布を図8-3に示す。

3. 1 第1段階に発生する放射性固体廃棄物

3. 1. 1 維持管理付随廃棄物

廃止措置の第1段階に発生する維持管理付随廃棄物は以下のとおり。

(1) 使用済イオン交換樹脂

使用済イオン交換樹脂は廃棄物管理施設又は処分場へ移送して引き渡すまでの間、第3排水系の貯槽に貯蔵する。保管に当たっては、原子炉運転段階と同様に、安全上必要な措置を講じた上で適切に管理する。

(2) 使用済フィルタ

使用済フィルタは、放射性物質の飛散防止としてビニールシート等で梱包し、線量当量率を測定した上で廃棄物管理施設へ移送して引き渡すまでの間、保管廃棄施設に保管する。保管に当たっては、安全上必要な措置を保安規定等に定めて適切に管理する。

(3) 雑固体廃棄物

設備の保守管理等により発生する雑固体廃棄物は、専用の廃棄物容器（カートンボックス等）に收容するか、ビニールシート等で梱包するなど、放射性物質の飛散防止を施し、線量当量率を測定した上で、廃棄物管理施設へ移送して引き渡すまでの間、保管廃棄施設に保管する。保管に当たっては、安全上必要な措置を保安規定等に定めて適切に管理する。

3. 2 第2段階以降に発生する放射性固体廃棄物

廃止措置の第2段階以降に発生する放射性固体廃棄物の管理については、汚染状況の調査、解体撤去の工法及び手順と合わせて検討を進め、第2段階に入るまでに定め、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

表8-1 放射性固体廃棄物の放射能レベル区分ごとの推定発生量

放射能レベル区分 ^{※1}	材質	重量 (t) ^{※3}	放射能レベル区分の適用基準	
低レベル放射性廃棄物	金属	約 30	原子炉等規制法施行令第31条に定める放射能濃度を超えないものであり、かつ、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」(昭和63年1月13日総理府令第1号。以下「第二種埋設規則」という。)第1条の2第2項第4号別表第1に定める放射能濃度を超えるもの	
	コンクリート	-		
	その他	-		
	放射能レベルが低いもの(ピント処分相当 ^{※2})	金属	約 350	第二種埋設規則第1条の2第2項第4号別表第1に定める放射能濃度を超えないものであり、かつ、第二種埋設規則第1条の2第2項第5号別表第2に定める放射能濃度を超えるもの
		コンクリート	-	
		その他	-	
	放射能レベルが極めて低いもの(トレンチ処分相当 ^{※2})	金属	約 570	第二種埋設規則第1条の2第2項第5号別表第2に定める放射能濃度を超えないものであり、かつ、「試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度に関する規則」(平成17年11月30日文科省令第49号)第2条に定める放射能濃度を超えるもの
		コンクリート	約 1300	
		その他	約 10	
放射性物質として扱う必要がないもの	金属	約 980	「試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則」(平成17年11月30日文科省令第49号)第2条に定める放射能濃度を超えないもの	
	コンクリート	約 2310		
	その他	約 10		
合計		約 5540 ^{※4}		

※1：放射能レベル区分は、原子炉停止後約21年(2027年12月末)経過時における推定放射能濃度により区分した。

※2：埋設施設における処分を考慮した場合の処分方法

※3：10t単位で切り上げた値である(端数処理のため合計値が一致しない。)

※4：このほか、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)の重量は約5220t^{※3}と推定

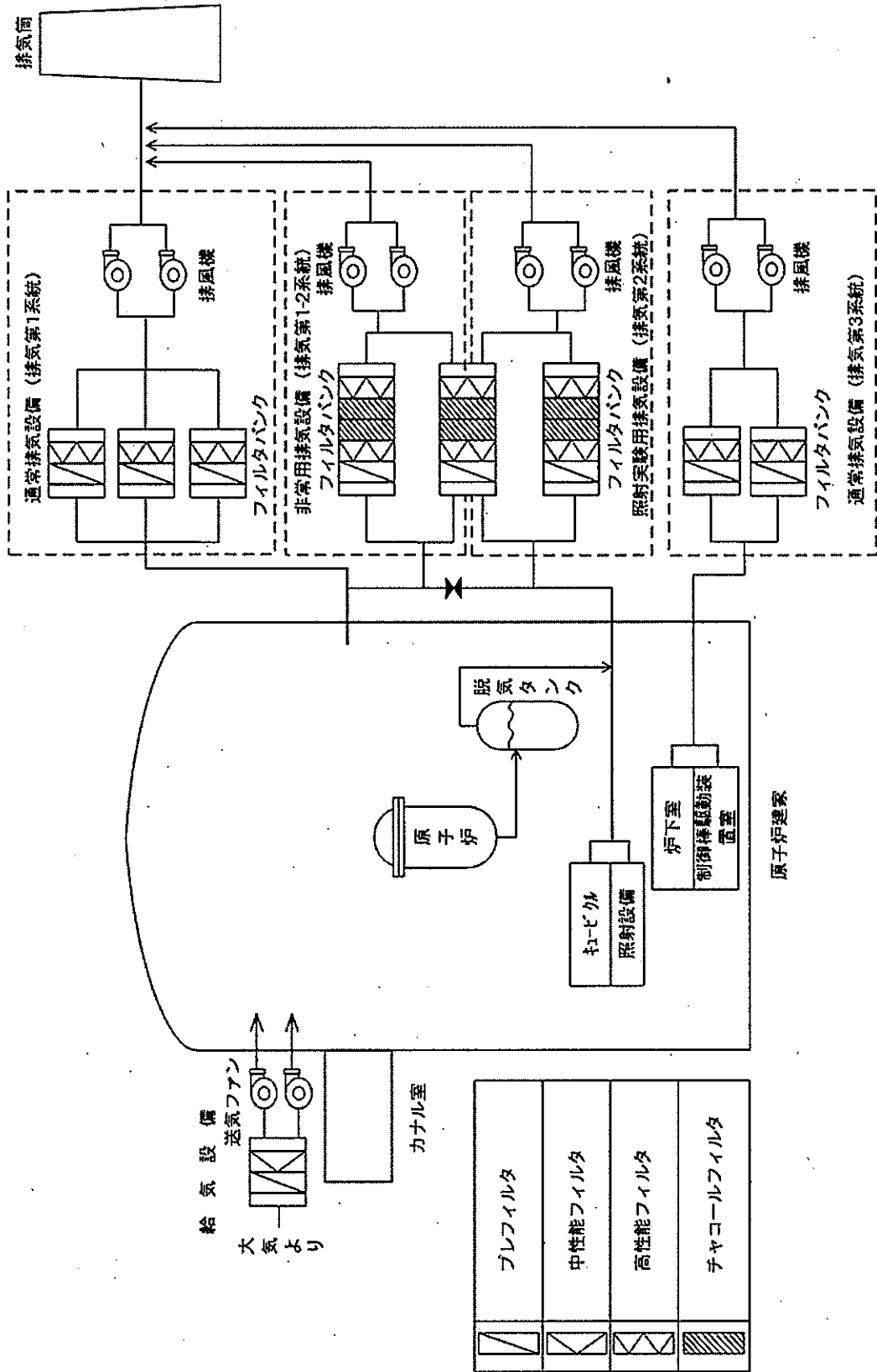


図 8-1 気体廃棄物の廃棄施設の系統概要図

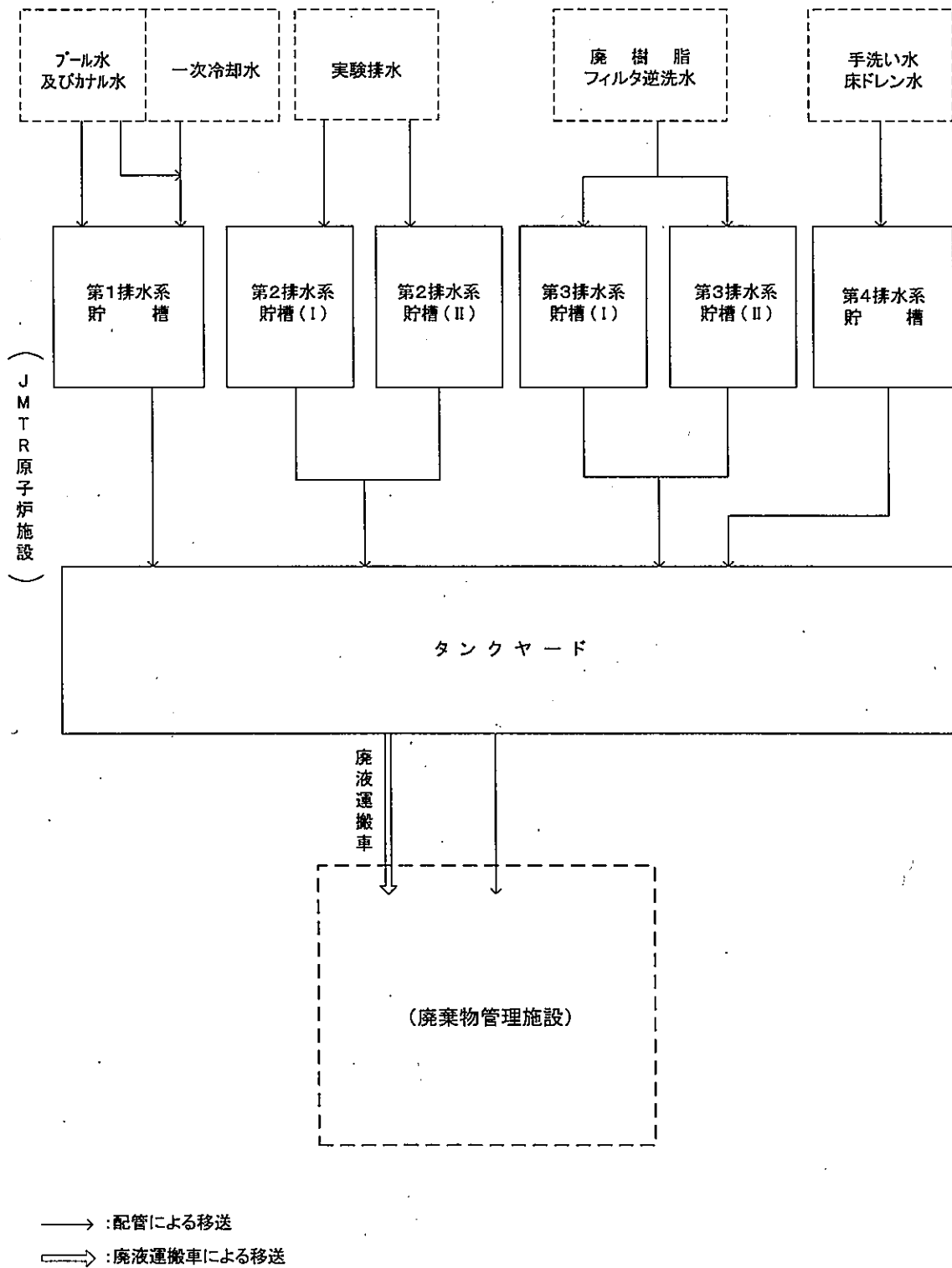


図 8 - 2 液体廃棄物の廃棄設備の系統概要図

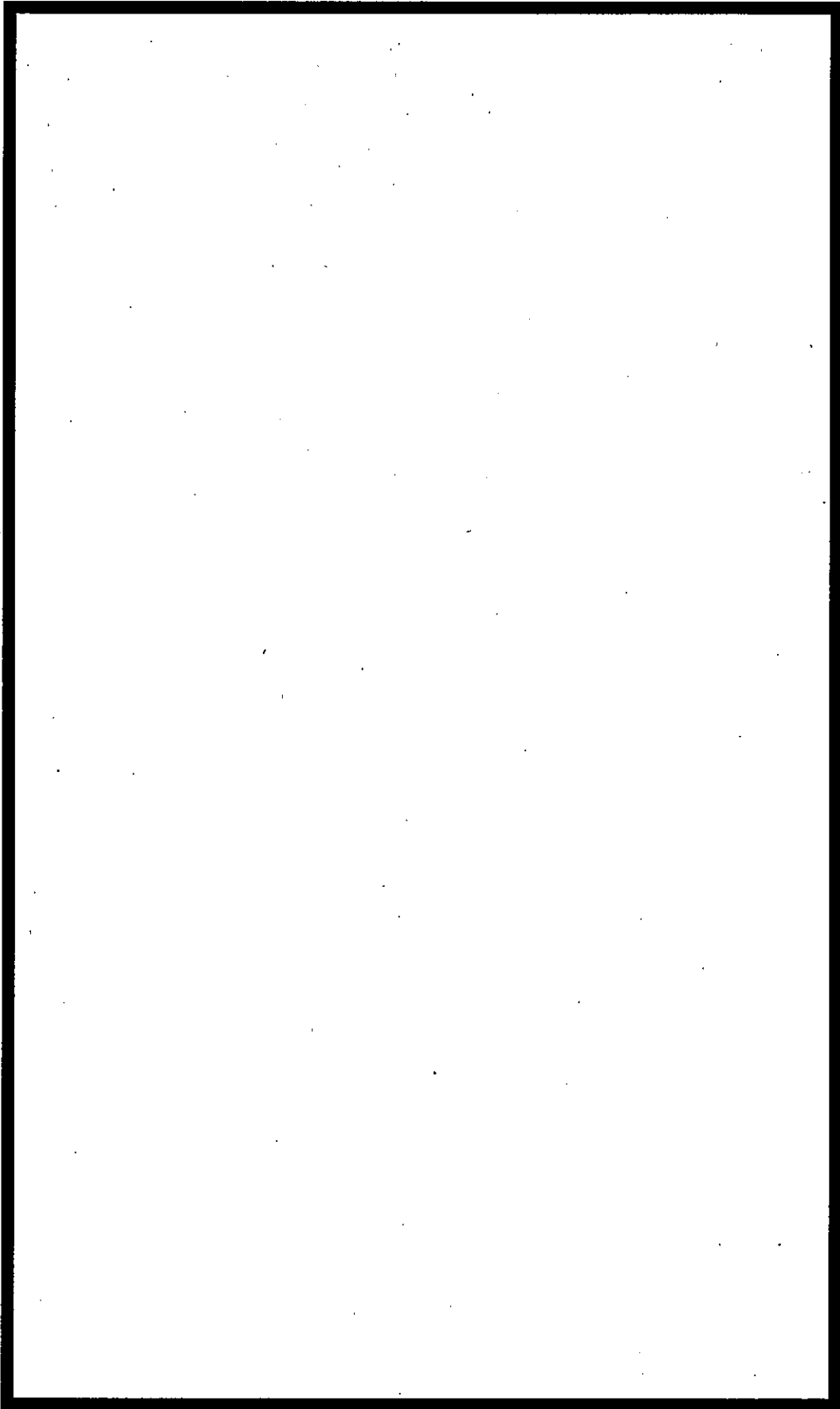


図8-3 主な廃止措置対象施設の推定汚染分布

九 廃止措置の工程

JMTR原子炉施設の廃止措置は、原子炉等規制法に基づく廃止措置計画の認可以降、この廃止措置計画に基づき実施し、2039年度までに完了する予定である。廃止措置工程を表9-1に示す。

表 9-1 廃止措置工程

	2028年度			2039年度	
	認可後～2027年度 第1段階 解体準備段階	第2段階 原子炉周辺設備の解体撤去段階	第3段階 原子炉本体等の解体撤去段階	第4段階 管理区域解除段階	
原子炉の機能停止					
核燃料物質の譲渡し ・新燃料要素 ・使用済燃料					
維持すべき設備以外の設備の解体撤去 ・管理区域内設備の解体撤去 ・管理区域外設備の解体撤去					
原子炉周辺設備の解体撤去					
原子炉本体等の解体撤去					
原子炉建家等の管理区域解除					
汚染状況の調査					
核燃料物質等による汚染の除去					
放射性廃棄物の処理処分					

添付書類

- 一 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図
- 二 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書
- 三 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があつた場合に発生することが想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書
- 四 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書
- 五 廃止措置期間中に機能を維持すべき試験研究用等原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書
- 六 廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達計画に関する説明書
- 七 廃止措置の実施体制に関する説明書
- 八 品質保証計画に関する説明書

添付書類 一

廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図

廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域概要図
を図1-1-1に示す。

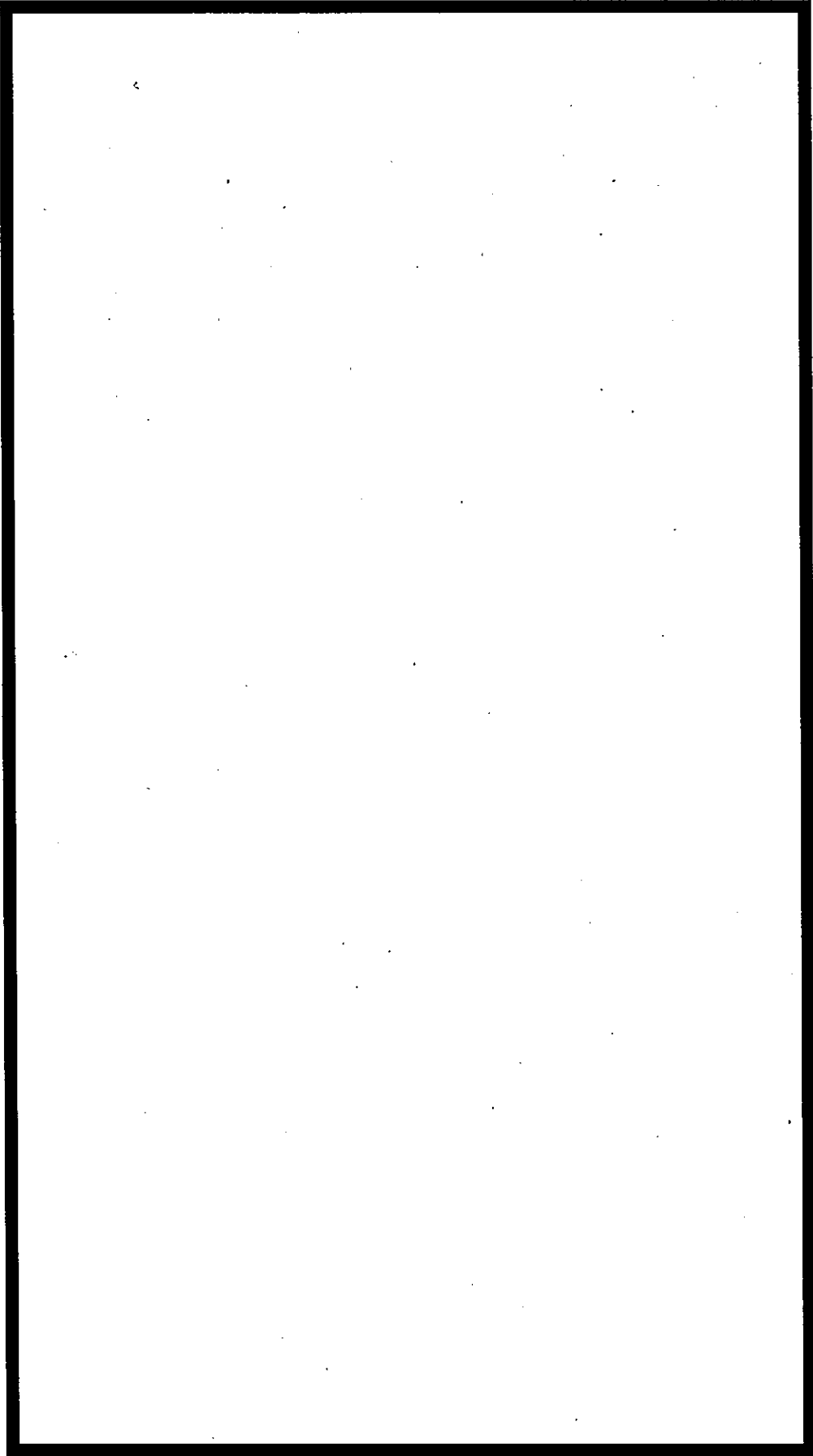


図 1-1-1 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域概要図 (JMTR) (1/2)

N
↑

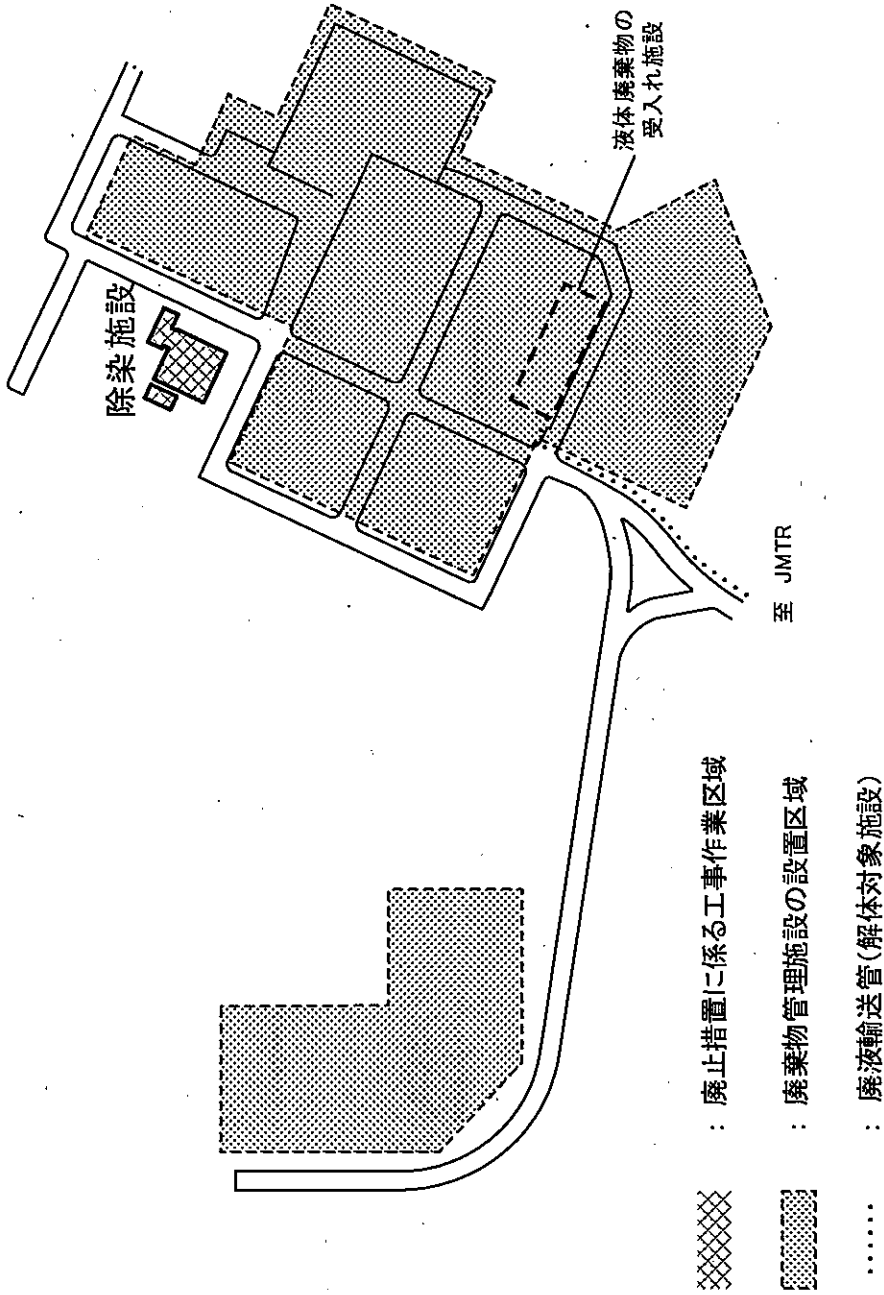


図1-1-1 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域概要図 (除染施設) (2/2)

添付書類 二

廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書

1. 放射線管理

1. 1 放射線管理に関する基本方針・具体的方法

放射線管理に当たっては、原子炉等規制法及び労働安全衛生法を遵守し、「5.2. 廃止措置の基本方針」に基づき、大洗研究所（北地区）周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等（以下「放射線業務従事者等」とは、試験炉規則に基づく放射線業務従事者及び放射線業務従事者以外の者であって管理区域に業務上立ち入る者をいう。）が、原子炉施設に起因する放射線被ばくから十分に安全に防護されるように放射線防護対策を講じる。

更に、大洗研究所（北地区）周辺の一般公衆に対する放射線被ばくについては、合理的に達成可能な限り低くすることとする。

なお、放射線被ばく管理の運用については、保安規定等に定める。

具体的方法については、原子炉運転段階の管理に準じて以下のとおりとする。

- (1) 放射線被ばくを合理的に達成可能な限り低くするため、「添付書類五 廃止措置期間中に機能を維持すべき試験研究用等原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書」に示す設備について維持管理する。
- (2) 放射線業務従事者等に対しては、不必要な放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定して立入制限を行い、外部放射線に係る線量、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監視して作業環境を整備し、適切な作業管理を行う。
- (3) 放射線業務従事者が管理区域に立ち入る場合は、線量を常に測定して定期的に評価し、線量の低減に努めるとともに、その結果を作業環境の整備に反映する。更に、定期的に健康診断及び特殊健康診断を行って身体的状態を把握する。
- (4) 管理区域の外側に、周辺監視区域を設定して、この区域内での人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける等の方法によって人の立入りを制限する。
- (5) 気体及び液体廃棄物の放出管理を行い、敷地周辺の一般公衆の実効線量が十分小さくなるように努める。
- (6) 気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、更に異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。

1. 2 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定

1. 2. 1 管理区域

原子炉施設における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は

放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、線量限度告示に定められた値を超えるか、又はそのおそれのある区域は全て管理区域とする。

また、一時的に上記管理区域に係る値を超えるか、又はそのおそれのある区域が生じた場合は、一時的に管理区域とする。管理区域については、試験炉規則の規定に基づき、壁、さく等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって、明らかに他の場所と区別する等の措置を講じ、保安規定に定める。

管理区域を解除する場合は、線量限度告示に定められた値を超えるおそれがないことを確認する。

1. 2. 2 保全区域

試験炉規則に基づき、管理区域以外であって、原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする建物又は区域を、保全区域として設定する。

保全区域は、試験炉規則に基づき、標識を設ける等の方法によって、明らかに他の場所と区別する。

保全区域は、保安規定に定める。また、廃止措置対象施設の状況を踏まえ解除する。

1. 2. 3 周辺監視区域

線量当量又は空气中若しくは水中の放射性物質の濃度が線量限度告示に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。試験炉規則に基づき、周辺監視区域内では人の居住を禁止し、境界にはさく又は標識を設ける。周辺監視区域を図2-1-1に示す。

1. 3 管理区域内の管理

管理区域内の各区域は、線量当量率、放射線業務従事者等の立入り頻度等を考慮して区域内管理及び作業管理を行う。

作業管理については、「1. 4 作業管理」に示すとおりである。

管理区域内の管理は、遮蔽及び換気設備等の防護施設の設置、維持及び線量当量率等を監視することにより行う。

具体的な方法については、次のとおりである。

1. 3. 1 遮蔽

放射線業務従事者等を外部被ばくから防護するため、関係各区域への立入りの頻度、滞在時間等を考慮して、表2-1-1に示した管理区域内の遮蔽設計基準のように管理区域を区分し、これらの基準に適合する維持管理が行えるよう遮蔽を設置する。

1. 3. 2 換気

放射線業務従事者等を放射性物質の汚染による被ばくから防護するため、換気設備は次の条件を満足するように管理する。

- (1) 換気は系統ごとに行い、汚染の拡大を防止すること。
- (2) 各換気系統による空気の供給は、清浄な区域から行い、汚染の可能性のある区域に向かって流れること。
- (3) 汚染の可能性のある区域からの排気は、フィルタを通して行うこと。また、フィルタは所定の性能を維持すること。
- (4) 各換気系統の容量は、各区域及び各部屋の排気を行うに十分であること。
- (5) 人が常時立ち入る場所は、空気中の放射性物質の濃度が線量限度告示に定める濃度限度よりも十分低いこと。

1. 3. 3 線量当量率等の測定監視

放射線業務従事者等の線量当量の管理が容易かつ確実に行えるようにするため、放射線測定器により、管理区域の放射線レベル等の状況を把握する。

(1) 線量当量率の測定

①放射線エリアモニタによる測定

管理区域内の主要箇所における線量当量率を連続的に測定し、放射線レベルがあらかじめ設定した値を超えた場合には、原子炉制御室及びその他必要な箇所において警報を発し、放射線業務従事者等に注意を喚起する。なお、警報は異常の発見を主目的とするところから、その警報設定点は通常時の値等を基にして定める。

②サーベイメータによる測定

放射線業務従事者等が特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度サーベイメータによる線量当量率の測定を行う。

(2) 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の測定

①空気中の放射性物質の濃度の測定

室内空気モニタにより、管理区域内における空気中の放射性物質の濃度を連続的に測定し、放射性物質の濃度があらかじめ設定した値を超えた場合には、原子炉制御室及びその他必要な箇所において警報を発し、放射線業務従事者等に注意を喚起する。

また、必要に応じ、サンプリングによって空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。

②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の測定

管理区域内の必要な箇所について、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定期的に測定する。

1. 4 作業管理

「1. 3 管理区域内の管理」に示すように、設備及び作業環境の管理を十分に行って作業環境の条件の向上に努めるとともに、実際に放射線業務従事者等が作業を行う場合には、放射線業務従事者等の被ばくを低減するため、次のように作業管理を行う。

1. 4. 1 人の出入管理

(1) 管理区域への立入制限

管理区域への立入りは、あらかじめ指定された者で、かつ、必要な場合に限る。管理区域への立入制限は、汚染検査室において行う。

なお、管理区域の高線量当量率区域及び高汚染区域に対しては、立入り制限を行う。

(2) 出入管理の原則

- ①管理区域の通常出入口は、原則として1箇所とする。
- ②管理区域に立ち入る者には、所定の個人線量計を装着させる。
- ③管理区域に立ち入る者には、指定された被服を着用させる。汚染している区域へ立ち入る場合は、必要に応じて適切な防護具等を着用させ、内部被ばくの防止に努める。
- ④管理区域から退出する者には、ハンドフットモニタ等によって放射性物質による表面汚染を検査させる。

1. 4. 2 物品等の搬出入管理

管理区域への物品の持込み及び持出しに際しては、汚染検査室において搬出入管理を行う。ただし、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、臨時の出入管理室を設け、搬出入管理を行う。

管理区域から物品を持ち出す場合は、その物品の表面の放射性物質の密度が線量限度告示に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを測定によって確認する。

なお、放射性物質等を運搬する場合には、試験炉規則、核燃料物質等車両運搬規則等を遵守する。

1. 4. 3 管理区域内の区分

管理区域は、外部放射線に起因する管理区域と、空気中の放射性物質の濃度又

は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度に起因する管理区域とに区分する。

1. 4. 4 作業の管理

管理区域内での作業は、原則として次のように行う。

- (1) 事前に個人被ばく歴、作業環境及びその変化を考慮し、放射線業務従事者等の被ばくを低減するよう作業計画を立てるとともに、作業方法、手順等について、その周知徹底を図る。
- (2) 高線量当量率下などの特殊な作業に際しては、放射線防護のため作業担当部署と放射線管理担当部署において検討し、防護具類、アラームメータ等の特殊な個人線量計の着用、時間制限等必要な措置を講じる。
- (3) 作業を行う場合は、責任者を定めるとともに上記の条件を遵守し、放射線業務従事者等の線量の低減を図る。
- (4) 作業中に作業環境の変化が起こり得るような場合、必要に応じ線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、作業環境が適切であることの確認を行う。
- (5) (4) の結果必要な場合は、一時遮蔽の使用、除染等を行い、作業環境を良好な状態に維持するように努める。

1. 5 個人被ばく管理

放射線業務従事者の個人被ばく管理は、線量を常に測定して定期的に評価するとともに、定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

(1) 管理区域立入り前の措置

放射線業務従事者等が管理区域に立ち入る場合は、あらかじめ次のような措置を講じる。

- ①放射線防護に関する教育、訓練を行う。
- ②被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

(2) 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量限度は、線量限度告示に定める第 2.4.1 表に示された線量限度を超えないようにする。

(3) 線量の管理

①外部被ばくに係る線量の測定、評価

外部被ばくに係る線量の測定は、原則として次のように行う。

- (a) 放射線業務従事者には、管理区域内においては個人線量計等を着用させ、線量の積算値を定期的に測定、評価する。

(b) 管理区域に立ち入る場合には、上記個人線量計の着用を確認するとともに必要に応じ、ポケット線量計等により、その都度線量を測定する。

なお、一時的に立ち入る者には、個人線量計等を着用させ線量の測定を行う。

(c) 特殊な作業に従事する者に対しては、その作業に応じて適切な測定器、例えば、リングバッジ等を着用させ、その都度線量の測定を行う。

②内部被ばくに係る線量の測定、評価

(a) 放射線業務従事者等の内部被ばくの管理は、作業環境の空気中の放射性物質濃度を測定することにより行う。また、内部被ばくに係る線量を直接的に評価するため、ホールボディカウンタ又はバイオアッセイによる測定を行う。

(b) 放射性物質の体内摂取のおそれのある作業に従事する者のうち、作業内容等を考慮して必要と認める者については、ホールボディカウンタ又はバイオアッセイによる測定を、定期的に行う。

(c) 放射性物質を体内摂取した者又はそのおそれのある者については、その都度ホールボディカウンタ又はバイオアッセイ等による測定を行う。

(4) 健康管理

①労働安全衛生規則による健康診断のほか、電離放射線障害防止規則の規定に基づき、放射線業務従事者について健康診断を実施し、常にその健康状態を把握する。

②健康診断結果及び線量測定結果による医師の勧告等を考慮し、必要のある場合は、保健指導及び就業上の措置を講じる。

1. 6 保全区域内の管理

保全区域については、試験炉規則の規定に基づき標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要性に応じて人の立入制限、鍵の管理、物品の持出し制限等の措置を講じる。

1. 7 周辺監視区域内の管理

周辺監視区域内の外部放射線に係る線量、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は、線量限度告示に定める限度値以下とする。

また、空気中又は水中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに、管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気や水が容易

に流出することのないよう管理する。

表面の放射性物質の密度については、「1. 4 作業管理」に示すように、人及び物品の出入管理を十分に行う。

なお、これらの基準を満足していることを確認するために、管理区域外において、定期的及び必要に応じて線量当量率及び線量当量の測定を行う。

また、周辺監視区域境界は、人の立入管理、環境管理等を行う。

2. 放射性廃棄物の放出管理

原子炉施設外に放出される放射性の気体廃棄物は、次のように厳重な管理を行い、周辺監視区域外の空気中の放射性物質の濃度が、線量限度告示を超えないようにする。

2. 1 気体廃棄物

気体廃棄物は、フィルタを通して排気筒から放出する。この気体廃棄物の排気中の放射性物質の濃度は、排気モニタによって監視する。

2. 2 液体廃棄物

原子炉施設の液体廃棄物は、タンクヤードの廃液タンクに一時貯留する。貯留した液体廃棄物は、サンプリングにより放射性物質の濃度を測定評価した後、配管又は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

2. 3 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視

「2. 放射性廃棄物の放出管理」に示すように、気体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、更に、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を以下のように行う。

2. 3. 1 空気吸収線量等の監視

周辺監視区域境界付近及び周辺地域の空気吸収線量等の監視は、空気吸収線量率、積算空気吸収線量及び水中の放射性物質の濃度を測定することにより行う。

空気吸収線量率の監視は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域にモニタリングポスト装置を設置し、連続測定することにより行う。

積算空気吸収線量の監視は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域のモニタリングポイントに積算線量計を配置し、定期的に測定することにより行う。

周辺監視区域境界付近及び周辺地域における測定監視について表 2-2-1 に示す。

2. 3. 2 環境試料中放射性物質濃度の監視

大気中の放射性物質濃度をダストモニタにより測定するとともに、周辺環境の放射性物質濃度の長期的傾向を把握するため、陸水、土壌、農産食品、海水、海底土、海産食品等の環境試料の測定を定期的に行う。

2. 3. 3 異常時における測定

放射性物質の放出を伴う異常時には、モニタリングポスト装置の監視データにより、周辺における空気吸収線量率のレベル変動を把握するとともにモニタリングカー等により広範囲の空気吸収線量率の測定を行う。また、必要に応じて空気中の放射性物質濃度の測定も行う。

3. 平常時における一般公衆の被ばく

3. 1 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出による被ばく

廃止措置の第1段階では、原子炉の機能停止、核燃料物質の譲渡し、汚染状況の調査等の作業を計画しているが、管理区域内設備の解体撤去については行わず、解体対象施設のうち放射性気体廃棄物の処理及び放射性液体廃棄物の引渡しに必要な機能については継続して維持管理する。このことから、第1段階で発生する放射性気体廃棄物及び液体廃棄物は、原子炉運転段階における原子炉停止時と同程度である。

以上のことから、第1段階の平常時における一般公衆の被ばくは、「原子炉設置変更許可申請書 添付書類九」と同様に小さい。

なお、第2段階以降については施設の汚染状況の調査の結果、解体撤去の工法及び手順についての検討結果を踏まえ、第2段階に入るまでに評価を実施し、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

3. 2 放射性固体廃棄物による被ばく

第1段階で発生する放射性固体廃棄物は、維持管理付随廃棄物であり、原子炉運転段階における原子炉停止時と同程度である。この維持管理付随廃棄物は、廃棄物管理施設に引渡し等をするまでの間、JMTR原子炉施設内の保管廃棄施設に保管することになる。この保管廃棄施設を線源とした直接線及びスカイシャイン線による一般公衆の被ばく線量を推定した。なお、線源が地下にある場合、土壌、壁、床等により十分遮蔽され、直接線及びスカイシャイン線による影響は無視できるほど小さくなることから、原子炉建家(1階)、タンクヤード及び除染施設に設置する保管廃棄施設を線源とした評価を行う。

保管廃棄施設として指定する場所は、表2-1-1に示す管理区分の甲区域(常時放射線業務従事者が作業する所で、自由に立入りできる場所)に設置する

ため、その場所の管理基準である線量当量率 $25 \mu\text{Sv/h}$ 以下となるよう必要に応じて遮蔽体を設け管理するものとする。したがって、保管廃棄施設の境界線量が、約 $25 \mu\text{Sv/h}$ となるような線源を用いて評価した。計算条件を表 2-3-1 に示す。

直接線は点減衰核積分コード「QAD」⁽¹⁾ を、スカイシャイン線はガンマ線 1 回散乱線計算コード「G33」⁽¹⁾ を用いて評価した。その結果、保管廃棄施設に保管した放射性固体廃棄物からの直接線及びスカイシャイン線による各々の評価地点における空間線量の評価値は、原子炉建家 (1 階) で $4.0 \times 10^{-2} \mu\text{Gy}$ 、タンクヤードで $2.0 \mu\text{Gy}$ 、除染施設で $9.3 \mu\text{Gy}$ となり、保守的に各々の評価値を合計した場合で年間約 $12 \mu\text{Gy}$ となる。よって、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(平成元年 3 月 27 日原子力安全委員会了承、平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会一部改訂) で示された空気カーマで年間 $50 \mu\text{Gy}$ より小さい値となる。

なお、第 2 段階以降については施設の汚染状況の調査の結果、解体撤去の工法及び手順についての検討結果を踏まえ、第 2 段階に入るまでに評価を実施し、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

4. 放射線業務従事者の被ばく

廃止措置の第 1 段階では、安全確保上必要な機能を維持管理しつつ、原子炉の機能停止、核燃料物質の譲渡し、汚染状況の調査等の作業を計画しており、管理区域内的施設の解体撤去は実施しない。これら作業は、施設の運転段階における原子炉停止時の保守管理作業等と同様に、保安規定等に基づき放射線管理を適切に行うとともに、作業ごとに放射線作業計画書や手順書等を作成し、被ばく低減を図る。

なお、第 2 段階以降については施設の汚染状況の調査の結果、解体撤去の工法及び手順についての検討結果を踏まえ、第 2 段階に入るまでに評価を実施し、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

参考文献

- (1) Sakamoto.Y, et al., QAD-CGGP2 and G33-GP2; Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP (Codes with the Conversion Factors from Exposure to Ambient and Maximum Dose Equivalents), JAERI-M 90-110, 1990.
- (2) 公益財団法人原子力安全技術センター, 放射線施設の遮蔽計算実務(放射線)データ集 2015.

表 2-1-1 管理区域内の遮蔽設計基準

区分	定義	立入又は作業の頻度	基準線量率	設計目標値	
場所	甲区域	常時放射線業務従事者が作業する所で、自由に立入りできる場所	40h/週	25 μ Sv/h 以下	2.5 μ Sv/h 以下
	乙区域	常時放射線業務従事者が作業する場所ではないが、随時あるいは定期的に立ち入ることがある場所で立入時間等について適切な管理をしなければならない場所	2~10h/週	原則として 100 μ Sv/h 以下 特別の場合でも 500 μ Sv/h 以下	原則として 10 μ Sv/h 以下 特別の場合でも 50 μ Sv/h 以下
	丙区域	事故、故障、修理及びまれな作業以外には放射線業務従事者が立ち入らない場所で、立入時間を厳重に管理しなければならない場所	まれ	特に規定せず 立入時間で管理する。	

表 2-2-1 周辺監視区域境界付近及び周辺地域における測定監視

測定対象	測定機器等	備考
積算空気吸収線量	積算線量計	3月積算値を3月ごとに測定
空気吸収線量率	モニタリングポスト装置	連続監視

表 2-3-1 計算条件

項目		条件	
線源		放射性核種	Co-60 ^{※1}
		線源強度	保管廃棄施設の境界線量が 25 μ Sv/h と なるような線源を想定する
		線源位置	原子炉建家、タンクヤード及び除染施設 の中心位置 (地上高 1.5m)
原子炉建家	壁	材質	コンクリート (密度: 2.1g/cm ³ ^{※4})
		厚さ	■
	屋根 ^{※2}	—	
タンクヤード	壁 ^{※3}	—	
	屋根 ^{※2}	—	
除染施設	壁	材質	コンクリート (密度: 2.1g/cm ³ ^{※4})
		厚さ	150mm
	屋根 ^{※2}	—	
評価期間	1年		
評価地点	各施設から最も近い周辺監視区域境界 (地上高 1.5m) ・原子炉建家中心から北北西約 150m の地点 ・タンクヤード中心から北北西約 110m の地点 ・除染施設中心から北西約 50m の地点		

※1: J M T Rにおける放射性固体廃棄物の主要核種。

※2: スカイシャイン線評価における保守的な条件として、屋根は無視した。

※3: 直接線評価における保守的な条件として、壁は無視した。

※4: 「放射線施設の遮蔽計算実務(放射線)データ集 2015」⁽²⁾ から引用。

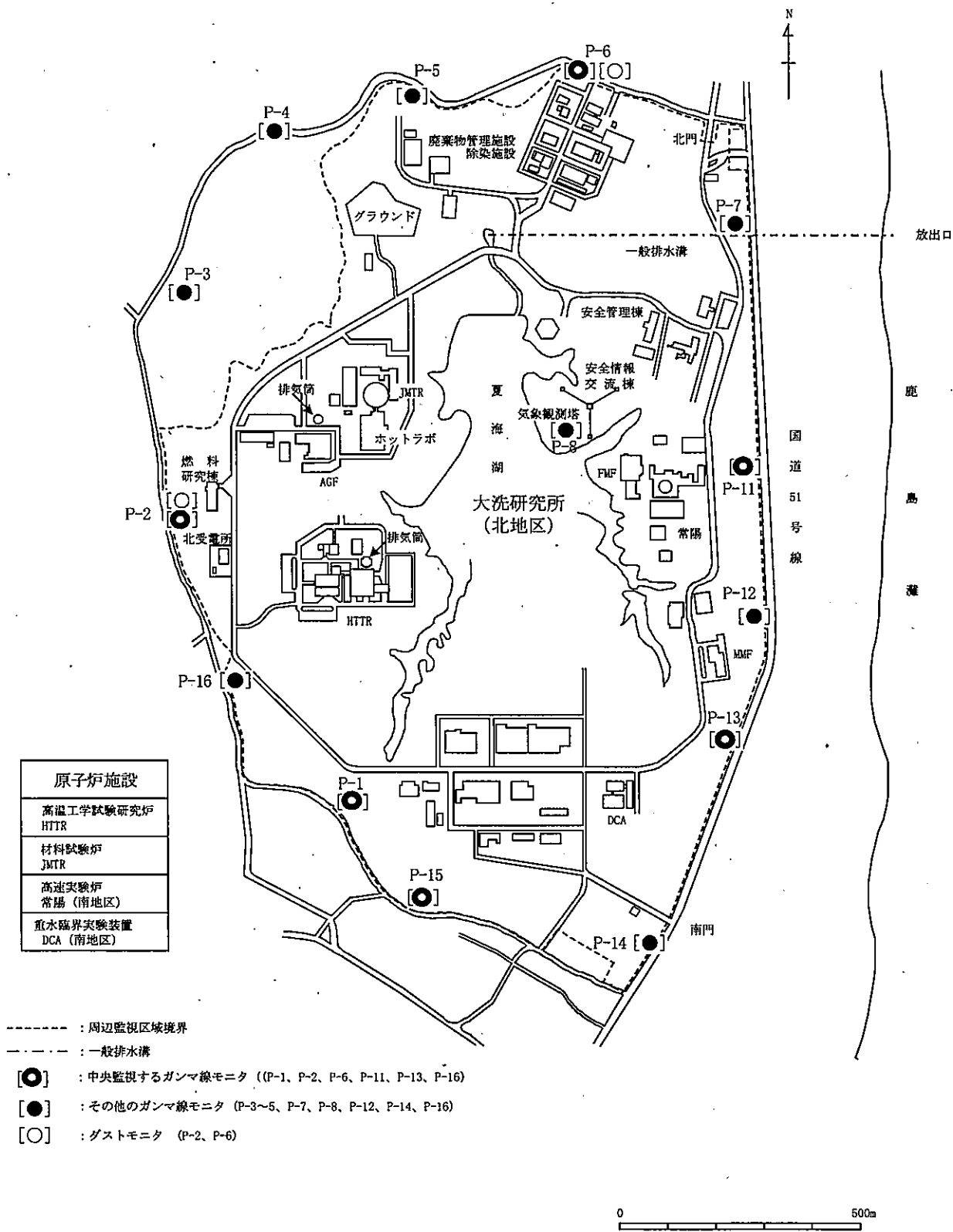


図 2-1-1 周辺監視区域



添付書類 三

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

1. 概要

本説明書では、廃止措置中の工事上の過失、機械若しくは装置の故障又は地震、火災その他の災害に起因して万一事故が発生したとしても、一般公衆に過度の放射線影響を及ぼすおそれがないことを説明する。なお、第1段階で想定される事故についてのみ評価を行った。第2段階以降については、施設の汚染状況の調査の結果及び解体撤去の工法及び手順についての検討結果を踏まえ、第2段階に入るまでに評価を実施し、廃止措置計画に反映し変更認可を受ける。

2. 評価

2. 1. 最も影響の大きい事故の選定

炉心からの燃料取出しは、既に完了しており、「六 核燃料物質の管理及び譲渡し」に記載のとおり、使用済燃料を貯蔵している。なお、原子炉運転停止から10年以上経過しており、発熱量については使用済燃料1体当たり最大でも10W程度である。

また、原子炉運転停止してから長期間経過していること、放射性物質によって汚染された区域の解体撤去工事を行わないこと、「添付書類五 廃止措置期間中に機能を維持すべき試験研究用等原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書」に示すとおり、安全確保上必要な機能を有する設備を維持管理することから、原子炉運転段階における原子炉停止時と同等の状態が継続する。

これらを考慮し、廃止措置の工事上の過失、機械若しくは装置の故障又は地震、火災その他の災害があった場合に発生すると想定される事故は以下のとおりである。これらのうち、一般公衆への被ばく影響が最も大きい事故を選定する。

(a) 燃料取扱事故

「原子炉設置変更許可申請書 添付書類十」において評価している事故事象を参考に、使用済燃料を取り扱っている際に、何らかの原因（地震、過失等）により使用済燃料が損傷し、核分裂生成物（希ガス及びイヨウ素）が放出される事象を想定する。

(b) 廃棄物の保管中の火災

維持管理付随廃棄物を収納したカートンボックスや粒子状の放射性物質が蓄積したフィルタは、火災防止のため金属製の容器又は金属製の保管庫に収納する。事故の想定として、カートンボックス及びフィルタを保管中に火災が発生し、粒子状の放射性物質（Co-60： 1.8×10^9 Bq）が環境へ放出される事象を想定する。

(c) フィルタの破損

管理区域から発生した粒子状の放射性物質は、気体廃棄物の廃棄施設のフィルタに蓄積される。事故の想定として、フィルタ交換作業においてフィルタが何らかの原因（地震、過失等）で落下して破損（火災等を含む。）し付着している粒子状の放射性物質（Co-60： $1.9 \times 10^8 \text{Bq}$ ）が環境へ放出される事象を想定する。

(d) その他の災害

原子炉施設の設置場所は、標高 35～40m の位置にある。一方、茨城県津波浸水想定（L2 津波）である最大遡上高は T.P. +9.0m であることから十分な敷地高さを有しているため、津波に起因する事故を想定する必要はない。また、大洗町が公開している洪水・土砂災害ハザードマップより、JMTR 原子炉施設が浸水区域に指定されていないことから、洪水に起因する事故を想定する必要はない。また、外部火災、台風、竜巻等の災害に起因する事故については、上記(a) (b) (c) の事故の想定が燃料取扱事故、あるいは廃棄物の保管中の火災といった最大の想定をしていることから、上記(a) (b) (c) の事故で想定している事故の影響を上回ることはない。

以上から、廃止措置期間中の第 1 段階での一般公衆への被ばく影響が最も大きい事故を選定する。

「(a)燃料取扱事故」については、核分裂生成物の放出による事故の想定である。「(b)廃棄物の保管中の火災」及び「(c)フィルタの破損」については、放射性物質の放出による事故の想定である。なお、「(b)廃棄物の保管中の火災」は、「(c)フィルタの破損」と比べ、放射性核種は同じであるが、放射エネルギーが大きい。

以上より、「(a)燃料取扱事故」、「(b)廃棄物の保管中の火災」の事故は、対象の放射性核種が異なることから、それぞれの事故を評価する。

2. 2 燃料取扱事故及び廃棄物の保管中の火災における一般公衆の被ばく線量評価

2. 2. 1 評価条件及び放出量

(イ)燃料取扱事故

燃料取扱事故における評価条件は次のとおりである。

- (1) 損傷する使用済燃料は 1 体とし、燃料 1 体に含まれる核分裂生成物の 10% が水中に放出されるものとする。ここで、燃料芯材の表面より核分裂生成物の飛程に相当する約 $15 \mu\text{m}$ 深さ内で生成された核分裂生成物が燃料よりプール・チャンネル水中に放出されるものとして計算すると、燃料 1 体に内蔵されるものの約 6%になるが、保守的評価とするため 10%とする。

- (2) 使用済燃料の核分裂生成物の量は、原子炉出力が定格出力 50MW で 120 日連続運転した直後のものとし、その後、約 4250 日の冷却期間を経て損傷が発生するものとする。
- (3) 放出に寄与する核分裂生成物のうち希ガス 100%、よう素 60%がプール・カナル水中に放出されるものとする。
- (4) プール・カナル水中に放出された希ガスの水中への溶解は無視して、全量がプール・カナル水中外に放出されるものとする。
- (5) プール・カナル水中に放出されたよう素は水に溶けやすいため、ほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は 500 とする。
- (6) プール・カナル水からカナル室内の空気中に移行した希ガス及びよう素は、瞬時に地上放出されるものとする。

以上より、燃料取扱事故において大気中に放出される核分裂生成物の量を表 3-2-1 に示す。

(ロ) 廃棄物の保管中の火災

廃棄物の保管中の火災における評価条件は次のとおりである。

- (1) 火災を起こす放射性固体廃棄物としては、可燃性のカートンボックス及びフィルタとする。
- (2) カートンボックス内の放射性物質及びフィルタに蓄積される放射性物質の量は、過去の実績値から、カートンボックス及びフィルタ 1 個当たり $2.0 \times 10^7 \text{Bq}$ (放射性核種は Co-60) とする。
- (3) 火災の発生箇所としては、一箇所でも多くのカートンボックス及びフィルタを保管できる原子炉建家 1 階の金属製の保管庫とする (20L 容器で最大 90 個)。
- (4) 当該保管庫に保管したカートンボックス及びフィルタの数量を 90 個とし、これらに含まれる放射性物質の全量が火災により瞬時に地上放出されるものとする。

以上より、廃棄物の保管中の火災において大気中に放出される放射性物質の量を表 3-2-2 に示す。

2. 2. 2 被ばく評価

環境へ放出された放射性物質による一般公衆の被ばく線量として、呼吸に伴う吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線放出核種からの外部被ばくを評価する。

- (1) 相対濃度 (χ/Q)、相対線量 (D/Q)

被ばく線量計算に用いる相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) は、後述の「3.

5. 2 想定事故時の被ばく評価に使用する気象条件」に示す値を用いる。

(2) 計算方法

①放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量は、次式により求められる。ただし、よう素の内部被ばくによる実効線量は、I-129を吸入した場合の小児の実効線量として求める。

$$H_B = \sum K_{1i} \cdot M_a \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \quad \dots \quad (3-1)$$

ここで、

- H_B : 吸入摂取による実効線量 (Sv)
- K_{1i} : 核種 i の吸入摂取による実効線量係数 (Sv/Bq)
よう素については、小児 (1歳) の値を使用する。
- M_a : 呼吸率 1.2 (m³/h) (成人) ⁽¹⁾
呼吸率 0.31 (m³/h) (小児) ⁽¹⁾
- Q_i : 核種 i の放出量 (Bq)
- χ/Q : 相対濃度 (h/m³)

評価対象核種の吸入摂取による実効線量係数を表 3-2-3 に示す。

②放射性物質の外部被ばくの実効線量は、次式により求められる。

$$H_r = K_2 \cdot Q_{ri} \cdot (D/Q) \quad \dots \quad (3-2)$$

ここで、

- H_r : 外部被ばく (ガンマ線) による実効線量 (Sv)
- K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 1.0 (Sv/Gy)
- Q_{ri} : 核種 i のガンマ線換算放出量 (MeV · Bq)
(放出量 (Bq) × ガンマ線実効エネルギー (MeV))
- D/Q : 相対線量 (Gy/(MeV · Bq))

評価対象核種のガンマ線実効エネルギーを表 3-2-4 に示す。

2. 2. 3 評価結果

(イ) 燃料取扱事故

燃料取扱事故により環境に放出される放射性物質による敷地境界外における最大の被ばく線量は、吸入摂取による内部被ばくの実効線量が約 1.3×10^{-11} Sv であり、ガンマ線放出核種からの外部被ばくの実効線量が約 3.0×10^{-9} Sv である。

以上より、燃料取扱事故により放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量及びガンマ線放出核種からの外部被ばくの実効線量の合計は、約 $3.1 \times 10^{-9} \text{Sv}$ (約 $3.1 \times 10^{-6} \text{mSv}$) である。

(ロ) 廃棄物の保管中の火災

廃棄物の保管中の火災により環境に放出される放射性物質による敷地境界外における最大の被ばく線量は、吸入摂取による内部被ばくの実効線量が約 $1.9 \times 10^{-5} \text{Sv}$ であり、ガンマ線放出核種からの外部被ばくの実効線量が約 $3.4 \times 10^{-8} \text{Sv}$ である。

以上より、廃棄物の保管中の火災により環境に放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量及びガンマ線放出核種からの外部被ばくの実効線量の合計は、約 $1.9 \times 10^{-5} \text{Sv}$ (約 $1.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$) である。

2. 3 最も影響の大きい事故における一般公衆の被ばく線量評価結果

燃料取扱事故による実効線量は約 $3.1 \times 10^{-6} \text{mSv}$ 、廃棄物の保管中の火災による実効線量は約 $1.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$ であることから、廃棄物の保管中の火災が最も影響の大きい事故となる。

以上より、廃棄物の保管中の火災による実効線量は、約 $1.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$ であり、判断基準 (5mSv) に比べて小さく、一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

なお、本結果を基に、可燃物であるカートンボックス及びフィルタを保管する金属製の容器又は金属製の保管庫毎に制限量を設ける。制限量については、 $1.8 \times 10^9 \text{Bq}$ 又は $2.0 \times 10^7 \text{Bq}$ と保管できるカートンボックス数との積のいずれか小さい方とする。制限量については保安規定等に基づき管理する。

3. 被ばく線量に使用する気象条件

原子炉施設から放出される気体状の放射性廃棄物による一般公衆の被ばく評価解析に使用する気象資料を得るために、大洗研究所 (北地区) の周辺監視区域内に「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽⁶⁾ (以下「気象指針」という。) に基づき気象観測設備を配置し、風向、風速、日射量、放射収支量等の観測及び解析を行っている。

気象観測設備配置図を図 3-3-1 に示す。また、気象観測項目 (通常観測) を表 3-3-1 に示す。

3. 1 観測点の状況

(1) 排気筒高さ付近を代表する風向、風速の観測点

敷地の平坦地（標高約 37m）に設置した高さ 90m の気象観測塔に、風向風速計を高さ 80m に配置することにより、原子炉施設の排気筒高さ付近の風向風速の観測を行っている。

（2）地上風を代表する観測点

敷地内の露場に風向風速計を高さ 10m に配置して、測定した風向風速観測値を、敷地を代表する地上風の資料とした。

（3）大気安定度を求めるための風速、日射量及び放射収支量の観測点

風速は、上記の（2）の地上風を代表する観測点で測定した風速を使用する。

日射量及び放射収支量については、露場に配置した測器による観測値を使用する。

（4）気温観測点

敷地の露場に温度計を高さ 1.5m に配置して観測した気温を使用する。

3. 2 気象観測項目

次の観測項目について連続観測を行い、毎時の観測値を得ている。

風向、風速：高さ 10m 及び 80m

気 温：露場

日 射 量：露場

放射収支量：露場

降 水 量：露場

3. 3 気象測器の検定

観測に使用した気象測器のうち、気象庁検定の対象となっている風向風速計、日射計等は検定に合格したものを使用し、定期的に点検校正を行っている。

3. 4 敷地における観測結果

通常運転時及び想定事故時の被ばく評価には、2009 年 1 月から 2013 年 12 月までの 5 年間の気象データを用いている。

以下に敷地における観測結果について述べる。

3. 4. 1 風 向

（1）風向出現頻度

高さ 10m 及び 80m における 5 年平均年間風配図（2009 年～2013 年の平均）を図 3-3-2 に示す。年によって多少の違いはみられるものの、高さ 10m にあっては北東の風が、高さ 80m にあっては北東と北北東の風が、卓越していることがわかる。5 年平均の年風向頻度を高さ 80m についてみると、北北東と北

東の2方位の合計が24%となる。

(2) 低風速時の風向出現頻度

風速0.5~2.0m/sの5年平均年間風配図(2009年~2013年の平均)を図3-3-3に示す。高さ10mでは、西南西の頻度は14%と高いが東南東から南にかけて頻度の低下が顕著である。また、80mでは、南寄りの風が若干低下するが、ほぼ全方位にわたり均等に分布している。

3.4.2 風速

(1) 平均風速

高さ10m及び80mにおける5年平均月別平均風速(2009年~2013年の平均)を図3-3-4に示す。特に高さ80mでは、季節的にみると、春(3月、4月)に風速が大きく、夏、冬が小さい傾向を示している。年平均風速は、高さ10m及び80mで、それぞれ2.0m/s及び5.6m/sである。

(2) 風速階級別出現頻度

高さ10m及び80mにおける5年平均年間風速階級別出現頻度(2009年~2013年の平均)を図3-3-5に示す。最も高い頻度を示す風速階級は、高さ10mにあつては1~2m/sで28%、高さ80mにあつては5~6m/sで15%である。

(3) 静穏継続時間出現回数及び年間静穏時間

高さ10m及び80mにおける5年平均の静穏継続時間出現回数(頻度)及び年間静穏時間は表3-3-2に示すように、観測高が高いほど静穏の継続時間及び静穏時間が短くなる。静穏継続時間は、高さ10mにあつては最大8時間であるが、高さ80mにあつては2時間程度であり、年間静穏時間は、高さ10mにあつては938時間、高さ80mにあつては47時間である。

(4) 風向別風速

高さ10m及び80mにおける風向別年間平均風速(2009年~2013年の平均)は図3-3-6に示すように、高さ80mの場合、4月~10月の卓越風である北東と北北東の風速が強く、冬季の卓越風である北北西の風の風速は比較的弱い。高さ10m及び80mにおける風向別風速出現頻度(2009年~2013年の平均)は、図3-3-7及び図3-3-8に示すように、高さ10m及び80mともに北東の風の場合は、風速の大きい頻度が高い。

3.4.3 大気安定度

大気安定度は、高さ10mの風速(敷地を代表する地上風)と日射量又は放射収支量をもとに、表3-3-3に示す大気安定度分類表に従って決定した。大気安定度をA、B、C、D、E、Fの6つの型で表現する場合は、A-B、B-C、C-D及びGを、それぞれB、C、D及びFに加算して統計処理を行った。

(1) 大気安定度出現頻度

年間及び5年平均大気安定度出現頻度(2009年～2013年の平均)は、図3-3-9に示すように、年により多少異なるが、5年平均の大気安定度出現頻度は、不安定(A+B+C型)が約27%、中立(D型)が約45%、安定(E+F+G型)が約29%である。月別大気安定度出現頻度(2009年～2013年の平均)は、図3-3-10に示すように、12月から1月はF型が多い。

(2) 大気安定度継続時間出現回数

5年平均の大気安定度継続時間出現回数は、表3-3-4に示すように、不安定(A+B+C型)は長くとも11時間程度であるが、中立(D型)の場合は15時間以上継続することもある。

3. 5 安全解析に使用する気象条件

3. 5. 1 観測期間における気象データの代表性の検討

安全解析に使用した気象データは、2009年1月から2013年12月における5年間のデータの平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられるが、念のため2003年から2013年までの各1年が長期間の気象状態を代表しているかどうか、即ち、異常年でないかどうかの検討を行った。

検定項目は、年間風向頻度及び年間風速階級とし、当時の大洗研究開発センター敷地内で観測した2003年1月から2013年12月までの資料を用いて、不良標本の棄却検定に関するF分布検定により行った。

この検定では、過去11年のうちから1年を選び、注目する標本年とし、残りの10年間を他の標本年として(3-3)式により F_0 を求め、有意水準5%で棄却検定する。

$$F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2} \quad \dots \quad (3-3)$$

$$\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i / n$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$$

ここで、

- \bar{X} : 注目する標本年を除く 10 年分のデータの平均値
 X_0 : 注目する標本年のデータ
 n : 10

異常年の検定は、表 3-3-5 及び表 3-3-6 に示すとおりであり、表中*印が棄却データである。2009 年から 2013 年までの各 1 年で、28 項目中棄却された項目は 2009 年 2 件、2010 年 1 件、2012 年 5 件、2013 年 1 件の 9 件であり、当該 5 年間の各年が残りの 10 年と比べて特に多いということにはならない。したがって、安全解析に使用した 5 年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断される。

3. 5. 2 想定事故時の被ばく評価に使用する気象条件

原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺の線量の評価は、実際に敷地で観測した気象データをもとにして、出現頻度からみて、それより悪い条件にめったに遭遇しないといえる大気拡散状態(気象条件)を推定することにより行う。拡散状態の推定は、敷地における 2009 年 1 月から 2013 年 12 月までの 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、「気象指針」に示された方法に従って、相対濃度(x/Q)、相対線量(D/Q)を求めることにより行った。

(1) 線量計算に用いる相対濃度(x/Q)

線量計算に用いる相対濃度は、次のようにして求める。

- ①相対濃度は、毎時刻の気象データと実効放出継続時間をもとに、方位別に敷地境界外で最大となる着目地点について求める。
- ②着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を 5 年間について小さい方から累積した場合、その累積出現率が 97%にあたる相対濃度とする。
- ③線量計算に用いる相対濃度は、上記②で求めた相対濃度のうちで最大の値を使用する。

(2) 相対濃度の計算

相対濃度(x/Q)は(3-4)式により計算する。

$$x/Q = \frac{1}{T} \cdot \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \cdot a \cdot \delta_i \quad \dots \quad (3-4)$$

ここで、

- x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (h/m^3)
- T : 実効放出継続時間 (h)
- $(x/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (h/m^3)
- ${}_a\delta_i$: 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき ${}_a\delta_i = 1$
時刻 i において風向が他の方位にあるとき ${}_a\delta_i = 0$

$(x/Q)_i$ は実効放出継続時間の長短、建家等の影響の有無に応じて、次のように計算する。

① 建家等の影響がない場合

(a) 短時間放出の場合

短時間放出時における $(x/Q)_i$ の計算に当たっては、風向が一定と仮定して(3-5)式により計算する。

$$(x/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \dots (3-5)$$

(b) 長時間放出の場合

長時間放出時における $(x/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が 1 方位内の一様に分布すると仮定して(3-6)式により計算する。

$$(x/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \dots (3-6)$$

ここで、

- $(x/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (h/m^3)
- σ_{yi} : 時刻 i において濃度分布の y 方向の拡がりパラメータ (m)
- σ_{zi} : 時刻 i において濃度分布の z 方向の拡がりパラメータ (m)
- U_i : 時刻 i における風速 (m/s)
- H : 放出源の有効高さ (m)
- x : 放出源から着目地点までの距離 (m)

② 建家等の影響のある場合

建家の影響により上記の(3-5)式、(3-6)式が用いられない場合、

$(x/Q)_i$ は、(3-7)式、(3-8)式により計算する。

(a) 短時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \dots \quad (3-7)$$

$$\Sigma_{yi} = (\sigma_{yi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$$

$$\Sigma_{zi} = (\sigma_{zi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$$

ここで、

A : 建家等の風向方向の投影面積 (m²)

c : 形状計数

(b) 長時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \dots \quad (3-8)$$

方位別 (χ/Q) の累積出現頻度を求める時、静穏の場合には風速を 0.5 m/s として計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

実効放出継続時間は、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除することにより求められる。

(3) 相対線量の計算

放射性雲からのガンマ線量については、 (χ/Q) の代わりに空間濃度分布とガンマ線量モデルを組み合わせた相対線量(D/Q)を、 χ/Q と同様な方法で求めて使用する。ただし、実効放出継続時間が 8 時間を超える場合でも、方位内で風向軸が一定と仮定して計算する。

JMTR 原子炉施設に係る燃料取扱事故について、方位別 χ/Q 、D/Qの 97%値 (建屋投影面積: 0m²) を表 3-3-7 に、方位別相対濃度 χ/Q の出現頻度のグラフ (建屋投影面積: 0m²) を図 3-3-11 に、方位別相対線量D/Qの出現頻度のグラフ (建屋投影面積: 0m²) を図 3-3-12 に示す。また、廃棄物の保管中の火災について、方位別 χ/Q 、D/Qの 97%値 (建屋投影面積: 0m²) を表 3-3-8 に、方位別相対濃度 χ/Q の出現頻度のグラフ (建屋投影面積: 0m²) を図 3-3-13 に、方位別相対線量D/Qの出現頻度のグラフ (建屋投影面積: 0m²) を図 3-3-14 に示す。

参考文献

- (1) 原子力安全委員会, 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針, 平成13年3月
- (2) ICRP, 1995. Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients. ICRP Publication 71. Ann. ICRP 25 (3-4)
- (3) 原子力安全委員会, 被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について, 平成13年3月
- (4) 原子力安全委員会, 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について, 平成13年3月
- (5) 原子力安全委員会, 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針, 平成13年3月

表 3-2-1 大気中に放出される核分裂生成物の量
(燃料取扱事故)

核種	放出量(Bq)
Kr-85	1.8×10^{11}
I-129	6.4×10^2

表 3-2-2 大気中に放出される放射性物質の量
(廃棄物の保管中の火災)

核種	放出量(Bq)
Co-60	1.8×10^9

表 3-2-3 評価対象核種の吸入摂取による実効線量係数

核種名	吸入摂取による 実効線量係数 (Sv/Bq)
I-129	$2.0 \times 10^{-7} \text{ (2)}$
Co-60	$3.1 \times 10^{-8} \text{ (2)}$

表 3-2-4 評価対象核種のガンマ線実効エネルギー

核種名	ガンマ線実効 エネルギー (MeV)
Kr-85	$2.2 \times 10^{-3} \text{ (3)}$
I-129	$2.4 \times 10^{-2} \text{ (3)}$
Co-60	$2.5 \times 10^0 \text{ (4)}$

表 3-3-1 気象観測項目 (通常観測)

観測項目	気象測器	気象測器の設置位置及び高さ			観測期間
		配置位置*	地上高 (m)	標高 (m)	
風向	プロペラ型	A	80	115.5	1969年4月～継続
風速	風向風速計	A	10	45.5	1980年1月～継続
日射	電気式日射計	A	1.5	37.0	1969年4月～継続
放射 収支	風防型 放射収支計	A	1.5	37.0	1969年4月～継続
気温	白金抵抗温度計	A	1.5	37.0	1969年4月～継続
降水量	転倒ます型 雨量計	A	0.5	36.0	1969年4月～継続

* : 配置位置 A については図 3-3-1 を参照

表 3-3-2 静穏継続時間出現回数 (頻度) 及び年間静穏時間

(2009年1月~2013年12月)

()内は出現割合(%)

継続時間 観測高	継続時間														年間静穏時間	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14		
10m	328 (60)	118 (22)	54 (10)	26 (5)	11 (2)	4 (0.7)	3 (0.6)	1 (0.2)								938
80m	43 (96)	2 (4)														47

表 3-3-3 大気安定度分類表

風速(U) m/s	日射量(T) kW/m ²				放射収支量(Q) kW/m ²		
	T ≥ 0.60	0.60 > T ≥ 0.30	0.30 > T ≥ 0.15	0.15 > T	Q ≥ -0.020	-0.020 > Q ≥ -0.040	-0.040 > Q
U < 2	A	A-B	B	D	D	G	G
2 ≤ U < 3	A-B	B	C	D	D	E	F
3 ≤ U < 4	B	B-C	C	D	D	D	E
4 ≤ U < 6	C	C-D	D	D	D	D	D
6 ≤ U	C	D	D	D	D	D	D

表 3-3-4 大気安定度継続時間出現回数

(2009年1月~2013年12月)

()内は出現割合(%)

継続時間 大気安定度	継続時間														15時 間以上	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14		
A	79 (56)	33 (23)	15 (11)	8 (6)	5 (4)	1 (0.7)	1 (0.7)									
B	159 (31)	132 (26)	73 (14)	46 (9)	25 (5)	28 (5)	33 (6)	8 (2)	4 (0.8)	4 (0.8)	2 (0.4)					
C	203 (62)	70 (22)	29 (9)	13 (4)	6 (2)	2 (0.6)	2 (0.6)									
D	311 (37)	234 (28)	72 (9)	35 (4)	28 (3)	19 (2)	15 (2)	16 (2)	10 (1)	10 (1)	5 (0.6)	7 (0.8)	5 (0.6)	6 (0.7)	70 (8)	
E	112 (69)	32 (20)	10 (6)	3 (2)	3 (2)	1 (0.6)	1 (0.6)									
F	104 (68)	33 (21)	11 (7)	4 (3)	2 (1)											
G	141 (31)	75 (16)	46 (10)	32 (7)	28 (6)	20 (4)	17 (4)	16 (3)	15 (3)	17 (4)	11 (2)	13 (3)	10 (2)	17 (4)		
A+B+C 3	147 (45)	78 (24)	39 (12)	22 (7)	12 (4)	10 (3)	12 (4)	3 (0.8)	1 (0.4)	1 (0.4)	1 (0.2)					
E+F+G 3	119 (46)	47 (18)	22 (9)	13 (5)	11 (4)	7 (3)	6 (2)	5 (2)	5 (2)	6 (2)	4 (1)	4 (2)	3 (1)	6 (2)		

(注) 表 3-3-3 の A-B, B-C, C-D はそれぞれ B, C, D に加算した。

表 3-3-5 異常年の検定 (年別の風向 F₀ 値)

風向 年	N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	CALM
2003	1.43	0.42	14.77*	1.80	0.18	0.14	4.23	1.82	0.39	1.57	0.82	1.79	5.59*	1.68	3.12	0.02	1.07
2004	6.02*	4.32	0.42	0.18	0.70	0.30	0.18	4.41	1.53	4.49	0.33	0.47	0.98	0.73	0.46	0.49	0.41
2005	1.63	1.27	0.08	0.68	0.49	0.28	0.49	0.37	1.62	0.20	0.35	1.39	2.01	8.56*	0.04	0.76	0.25
2006	1.08	0.40	0.00	0.00	2.87	8.46*	0.00	0.41	3.25	1.14	1.59	0.07	0.07	0.15	0.10	0.05	7.10*
2007	0.20	1.73	0.20	0.18	0.49	0.00	3.20	0.05	0.56	0.00	0.19	0.38	0.02	0.14	1.64	1.02	0.05
2008	0.23	0.47	0.11	0.00	0.40	0.02	0.05	0.06	0.26	2.24	6.10*	1.47	0.00	0.15	0.59	2.08	0.82
2009	0.20	2.72	0.06	1.66	1.42	0.97	0.14	1.24	0.23	0.29	0.00	0.18	1.16	1.41	0.84	3.15	0.90
2010	0.47	0.06	0.10	0.14	0.23	0.74	2.06	0.16	0.24	1.60	1.56	7.46*	1.49	0.24	0.99	1.48	2.03
2011	0.00	0.95	2.05	1.23	1.14	0.08	1.54	0.09	0.23	0.70	1.94	0.00	0.06	0.02	0.02	0.16	0.35
2012	2.00	0.06	1.40	9.13*	4.07	2.31	0.65	4.19	1.29	0.14	0.24	0.03	0.82	0.91	4.03	2.71	0.64
2013	0.01	0.12	0.51	0.26	0.33	1.56	0.24	0.40	2.37	0.13	0.17	0.85	0.77	0.74	0.65	0.22	0.13

*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

表 3-3-6 異常年の検定 (年別の風速階級 F₀ 値)

風速階級 年	風速階級: m/s												
	0~0.4	0.5~0.9	1.0~1.9	2.0~2.9	3.0~3.9	4.0~4.9	5.0~5.9	6.0~6.9	7.0~7.9	8.0~8.9	9.0以上		
2003	1.07	1.01	4.88	1.03	2.23	0.20	0.10	0.82	3.01	0.95	0.85		
2004	0.41	0.07	0.14	1.54	0.08	0.01	0.87	0.15	0.04	0.15	1.55		
2005	0.25	1.24	0.05	1.28	0.00	0.42	3.50	1.29	0.10	0.06	0.40		
2006	7.10*	0.73	0.83	0.03	0.22	0.02	0.00	0.00	2.70	0.00	0.10		
2007	0.05	2.45	0.07	0.01	0.02	0.32	0.25	0.01	0.03	0.26	0.26		
2008	0.82	0.14	0.85	0.00	0.11	0.04	2.43	0.65	0.13	0.52	0.66		
2009	0.90	7.71*	0.29	0.08	1.32	4.93	3.49	0.63	0.66	11.46*	0.06		
2010	2.03	0.17	0.50	1.19	0.00	1.89	0.20	3.02	0.55	0.13	1.59		
2011	0.35	0.50	0.50	0.54	0.04	0.01	0.66	0.11	0.01	0.15	1.86		
2012	0.64	0.11	0.86	7.31*	4.87	6.03*	0.00	7.24*	6.97*	3.83	0.90		
2013	0.13	0.19	4.33	0.89	5.29*	0.61	1.12	0.30	0.20	0.09	3.84		

*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

表 3-3-7 方位別 χ/Q 、 D/Q の 97%値 (建屋投影面積: 0m²)
(燃料取扱事故)

	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
実効放出 継続時間	1 時間		1 時間	
有効高さ	0m		0m	
建屋投影 面積	0 m ²		0 m ²	
着目方位	計算地点までの 距離(m)	97%値	計算地点までの 距離(m)	97%値
S	760	1.3×10^{-7}	760	5.8×10^{-18}
SSW	550	1.5×10^{-7}	550	5.1×10^{-18}
SW	470	1.1×10^{-7}	470	3.4×10^{-18}
WSW	320	2.0×10^{-7}	320	4.9×10^{-18}
W	280	8.5×10^{-8}	280	3.6×10^{-18}
WNW	-	-	190	1.5×10^{-18}
NW	-	-	170	9.7×10^{-19}
NNW	-	-	170	9.7×10^{-19}
N	270	9.2×10^{-8}	270	2.8×10^{-18}
NNE	270	<u>3.1×10^{-7}</u>	270	6.1×10^{-18}
NE	600	2.0×10^{-7}	600	6.2×10^{-18}
ENE	780	2.8×10^{-7}	780	<u>7.5×10^{-18}</u>
E	760	1.8×10^{-7}	760	6.9×10^{-18}
ESE	-	-	780	1.6×10^{-19}
SE	-	-	930	9.2×10^{-20}
SSE	1010	2.9×10^{-8}	1010	1.8×10^{-18}

注: 気象データ (2009年1月~2013年12月)

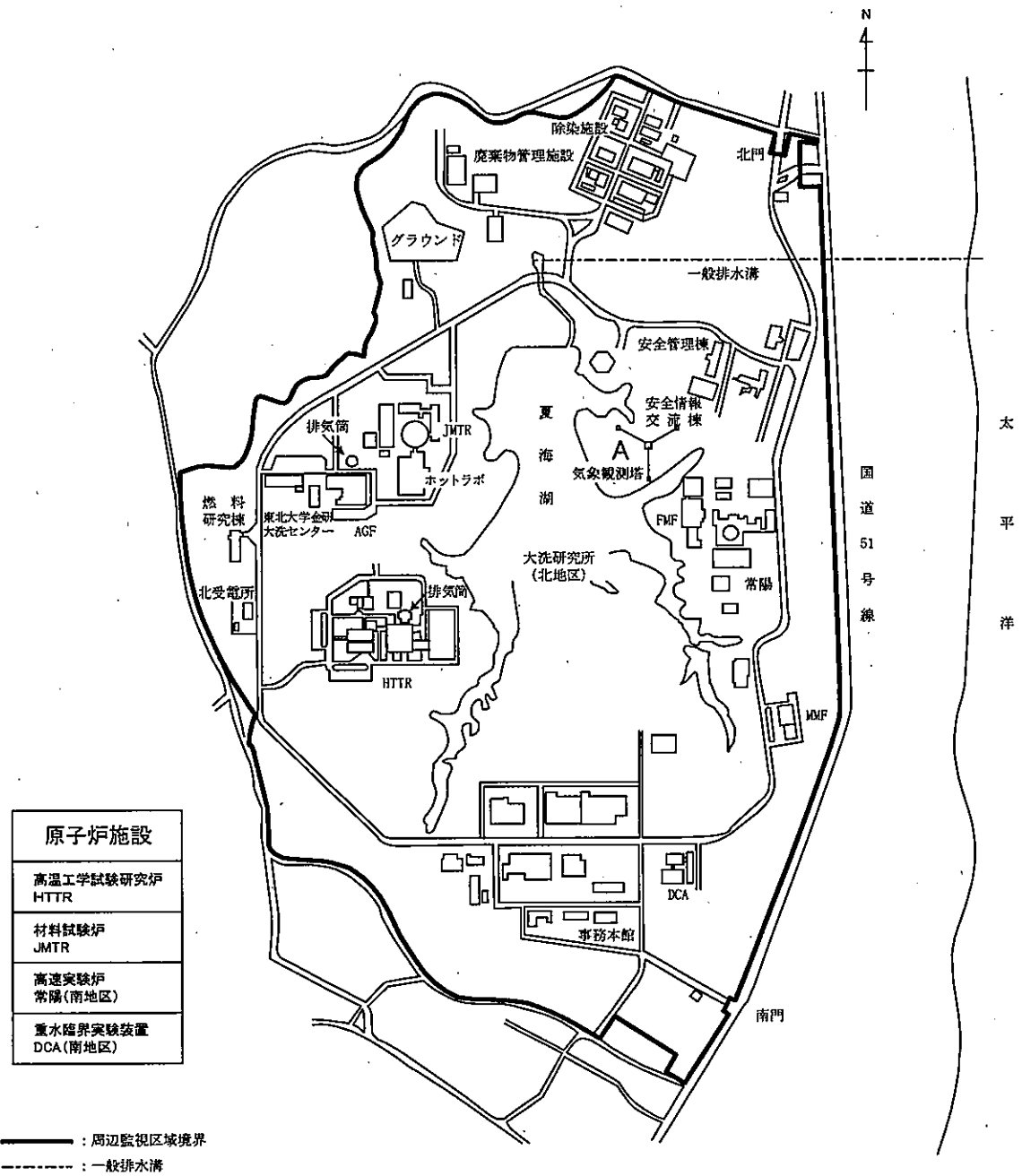
下線は被ばく評価に用いる値

表 3-3-8 方位別 χ/Q 、 D/Q の 97%値 (建屋投影面積 : 0m^2)
(廃棄物の保管中の火災)

	χ/Q [h/m^3]		D/Q [$\text{Gy}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq})$]	
	1 時間		1 時間	
実効放出 継続時間	1 時間		1 時間	
有効高さ	0m		0m	
建屋投影 面積	0m^2		0m^2	
着目方位	計算地点までの 距離 (m)	97%値	計算地点までの 距離 (m)	97%値
S	830	1.2×10^{-7}	830	5.3×10^{-18}
SSW	570	1.4×10^{-7}	570	4.9×10^{-18}
SW	490	9.6×10^{-8}	490	3.3×10^{-18}
WSW	330	1.9×10^{-7}	330	4.8×10^{-18}
W	280	8.5×10^{-8}	280	3.6×10^{-18}
WNW	-	-	160	1.8×10^{-18}
NW	-	-	150	1.2×10^{-18}
NNW	-	-	150	1.2×10^{-18}
N	490	3.2×10^{-8}	490	1.5×10^{-18}
NNE	590	7.8×10^{-8}	590	3.0×10^{-18}
NE	760	1.3×10^{-7}	760	5.0×10^{-18}
ENE	780	<u>2.8×10^{-7}</u>	780	<u>7.5×10^{-18}</u>
E	750	1.8×10^{-7}	750	7.0×10^{-18}
ESE	-	-	800	1.5×10^{-19}
SE	-	-	980	7.7×10^{-20}
SSE	1110	2.5×10^{-8}	1110	1.6×10^{-18}

注 : 気象データ (2009年1月~2013年12月)

下線は被ばく評価に用いる値



配置位置 A における気象観測項目 (通常観測) については表 3-3-1 を参照

図 3-3-1 気象観測設備配置図

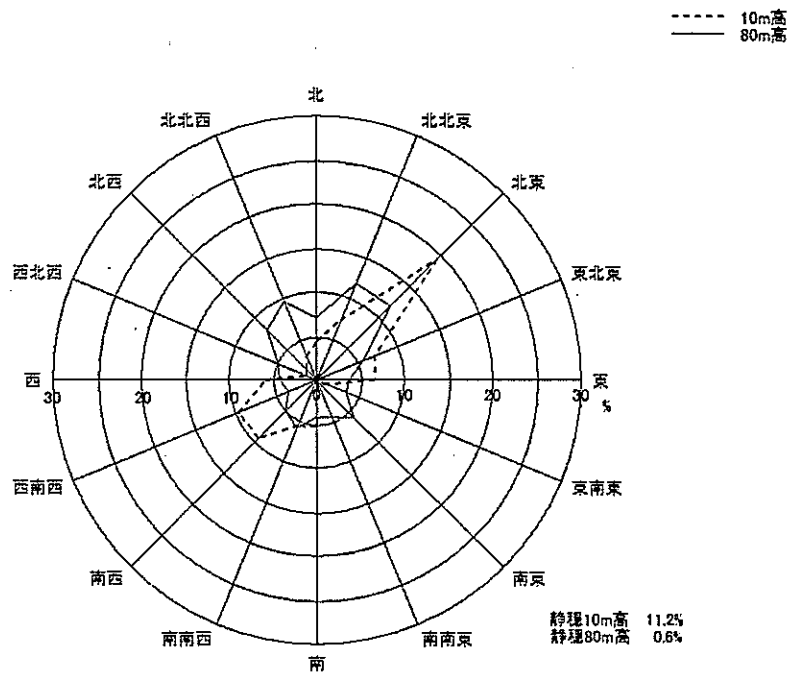


図 3 - 3 - 2 5 年平均年間風配図 (2009 年～2013 年の平均)

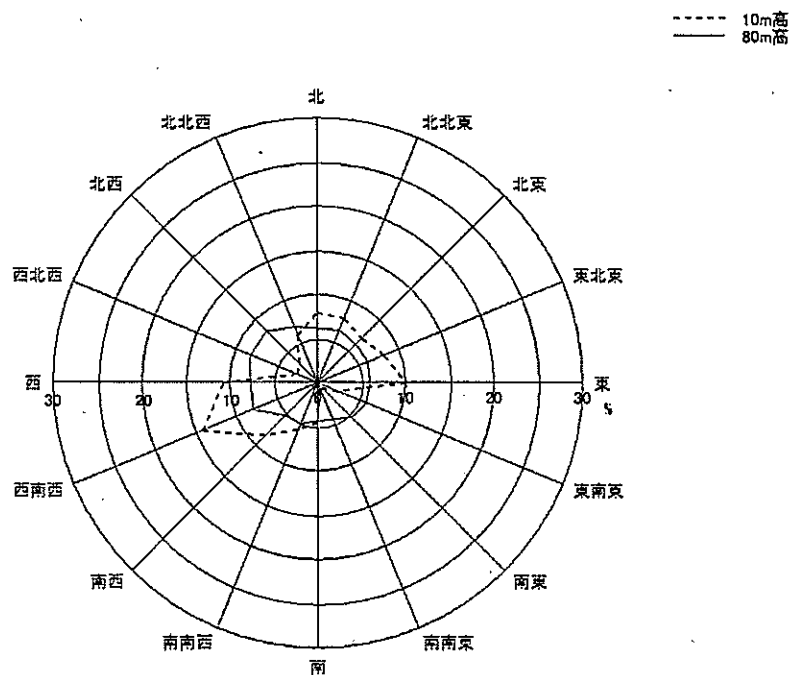


図 3 - 3 - 3 風速 0.5～2.0m/s の 5 年平均年間風配図
(2009 年～2013 年の平均)

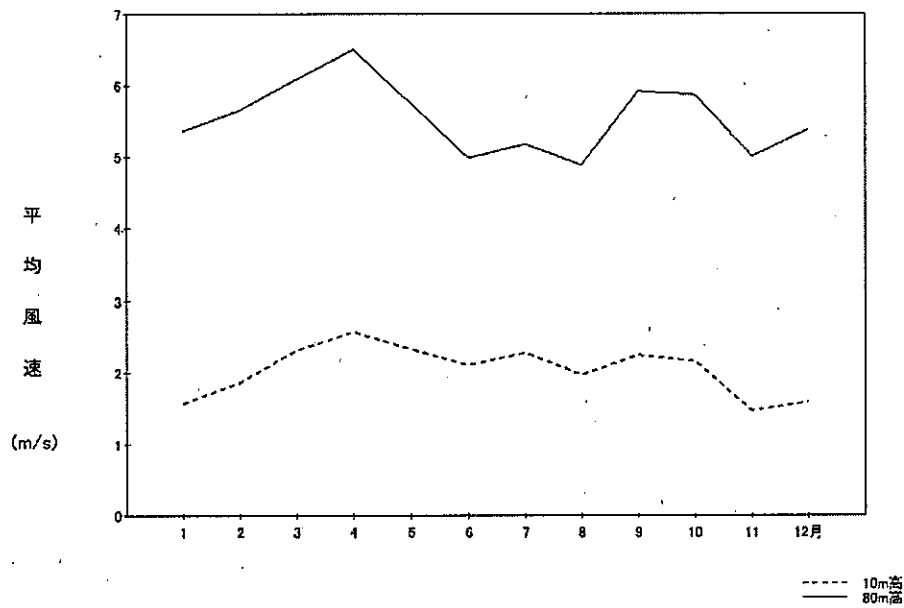


図3-3-4 5年平均月別平均風速 (2009年~2013年の平均)

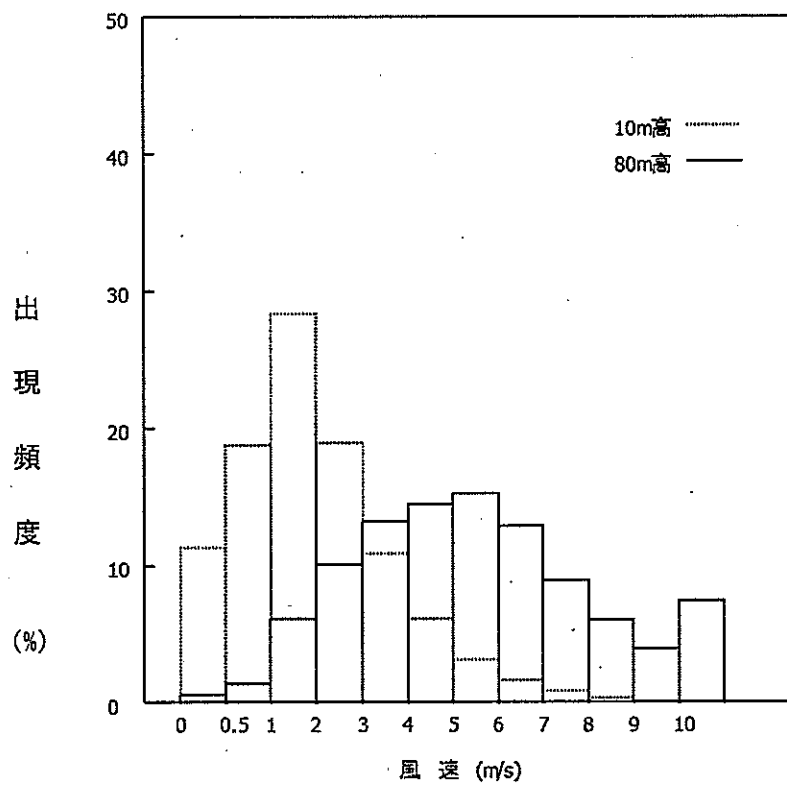


図3-3-5 5年平均年間風速階級別出現頻度 (2009年~2013年の平均)

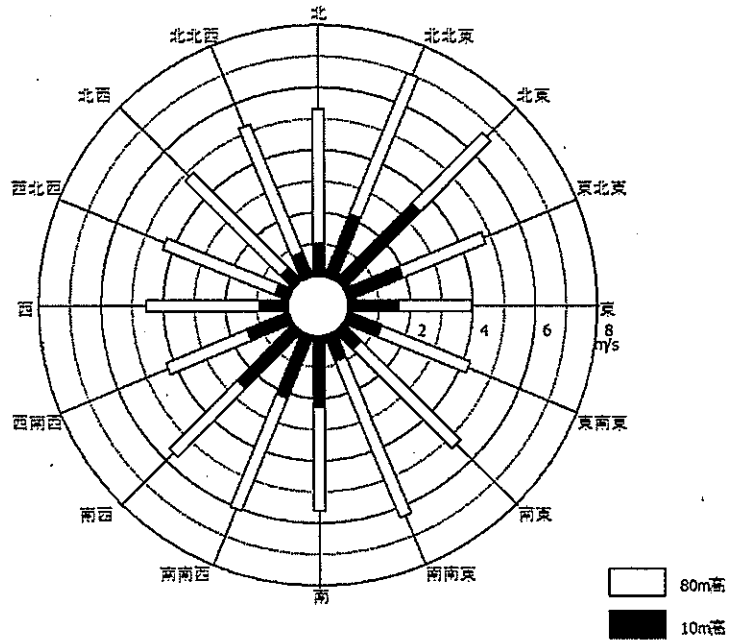


図 3 - 3 - 6 風向別年間平均風速 (2009 年～2013 年の平均)

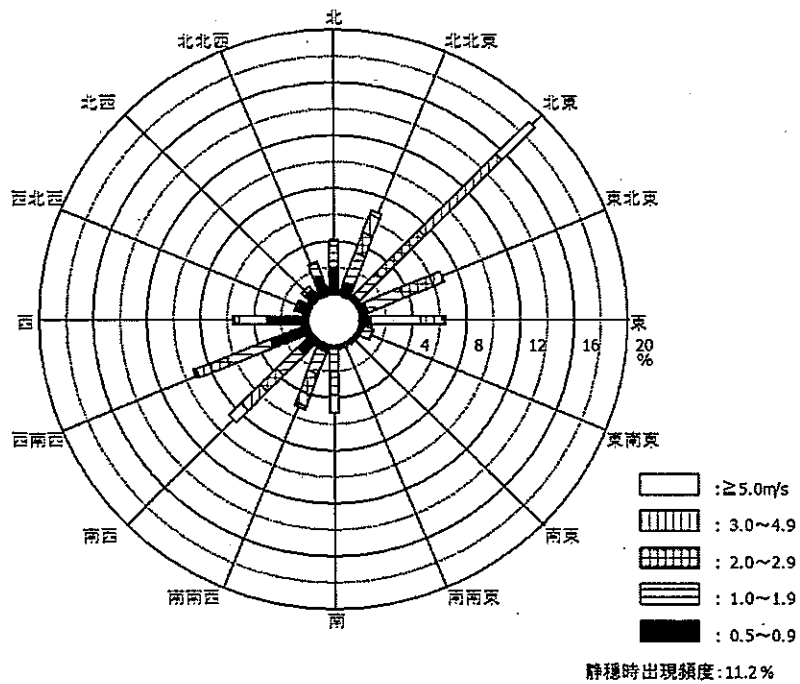


図 3 - 3 - 7 風向別風速出現頻度 (10m 高) (2009 年～2013 年の平均)

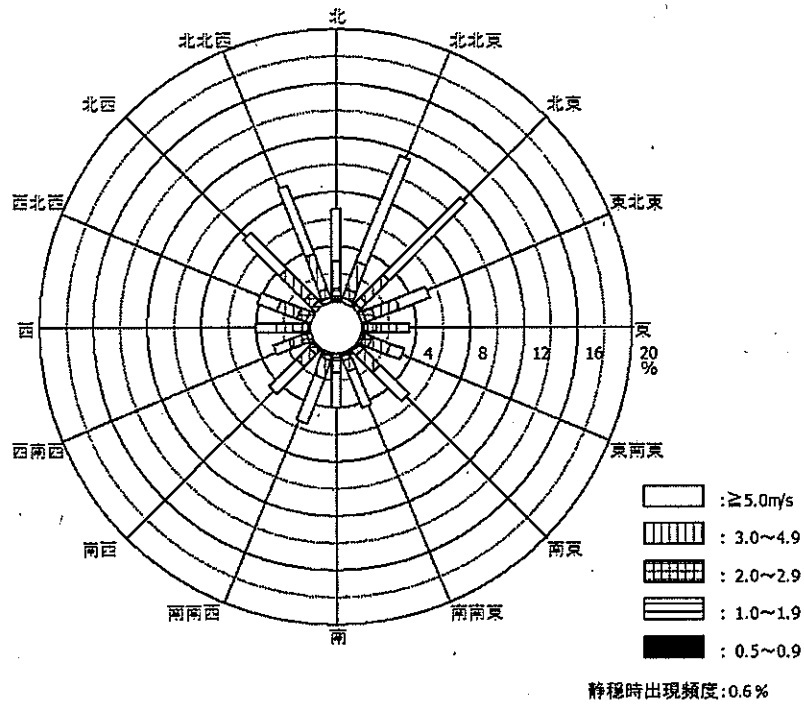


図 3-3-8 風向別風速出現頻度 (80m 高) (2009 年~2013 年の平均)

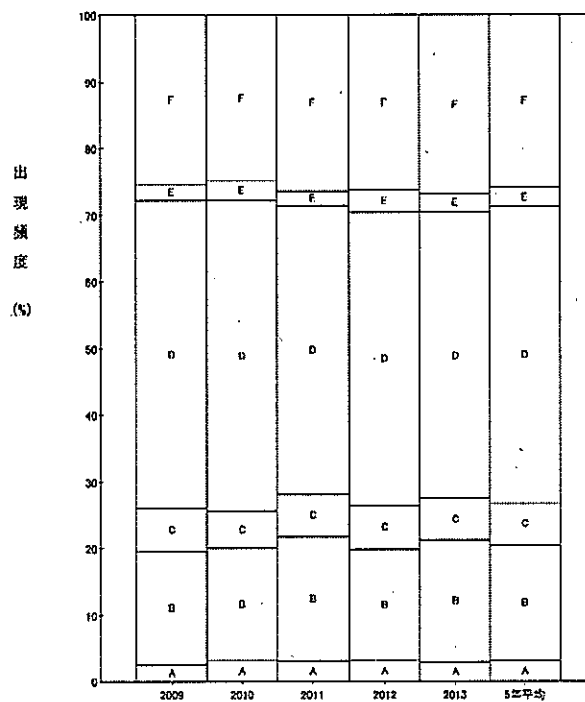


図 3-3-9 年間及び 5 年平均大気安定度出現頻度 (2009 年~2013 年の平均)

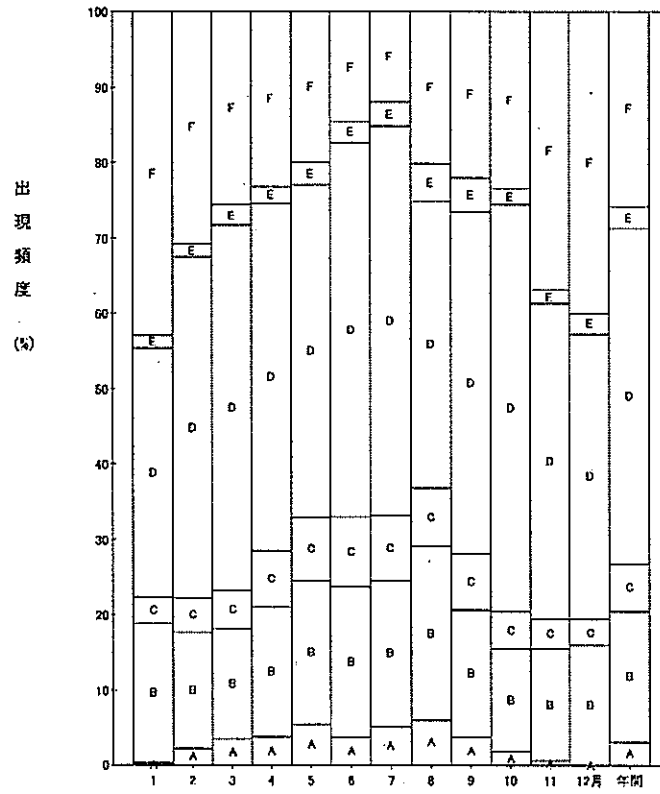


図3-3-10 月別大気安定度出現頻度 (2009年～2013年の平均)

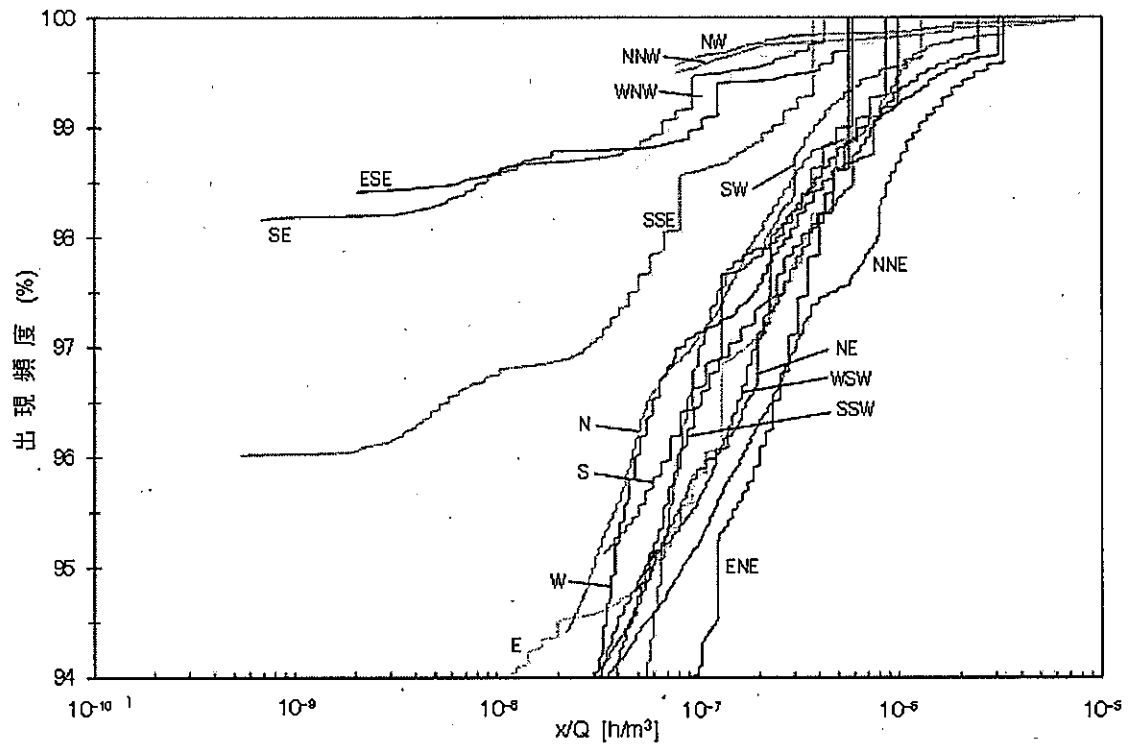


図 3-3-11 方位別相対濃度 x/Q の出現頻度のグラフ
(建屋投影面積: 0m^2) (燃料取扱事故)

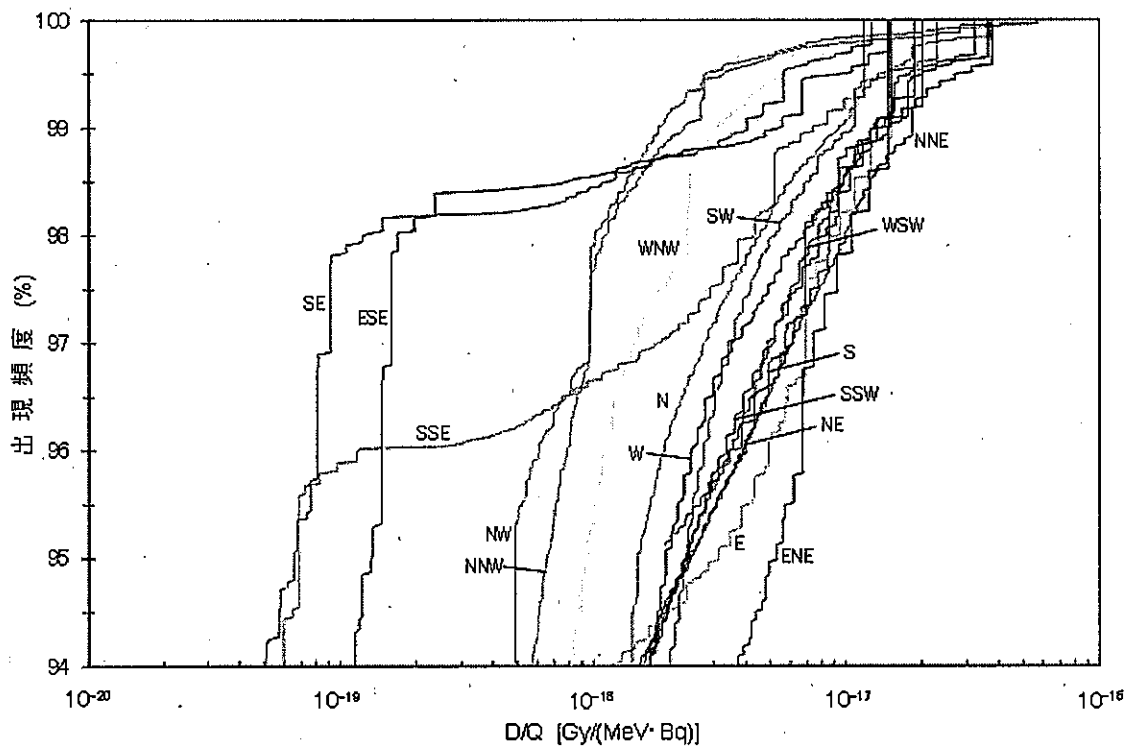


図 3-3-12 方位別相対線量 D/Q の出現頻度のグラフ
(建屋投影面積: 0m^2) (燃料取扱事故)

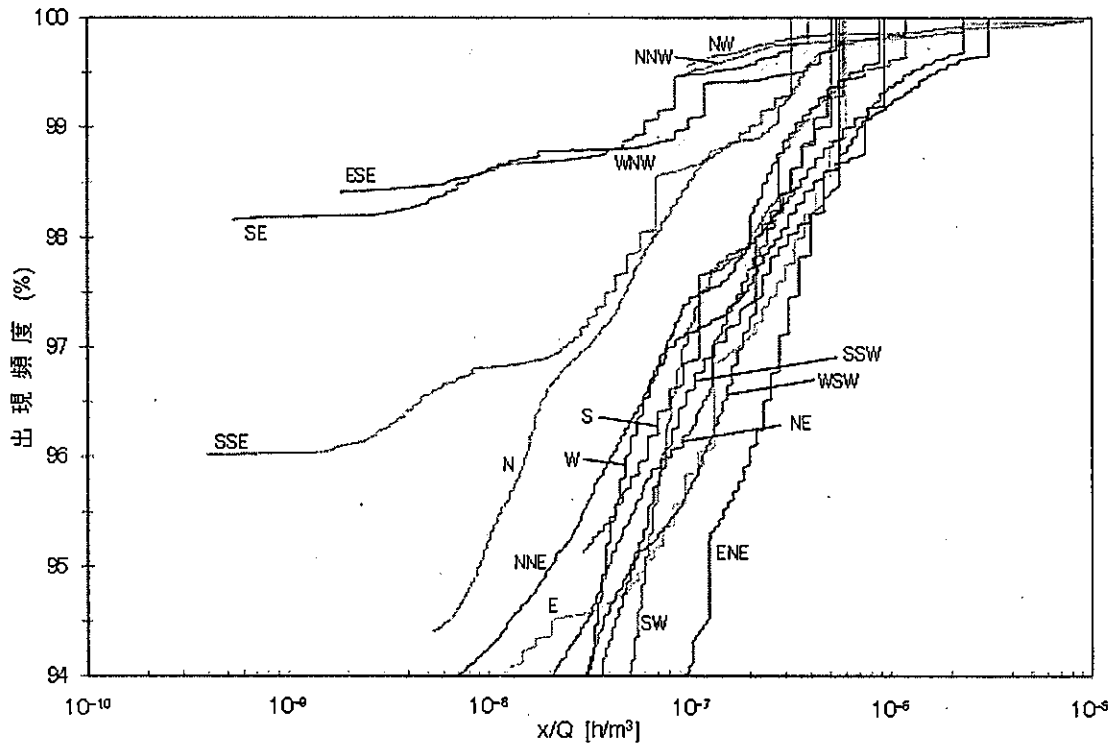


図 3 - 3 - 1 3 方位別相対濃度 x/Q の出現頻度のグラフ
 (建屋投影面積: $0m^2$) (廃棄物の保管中の事故)

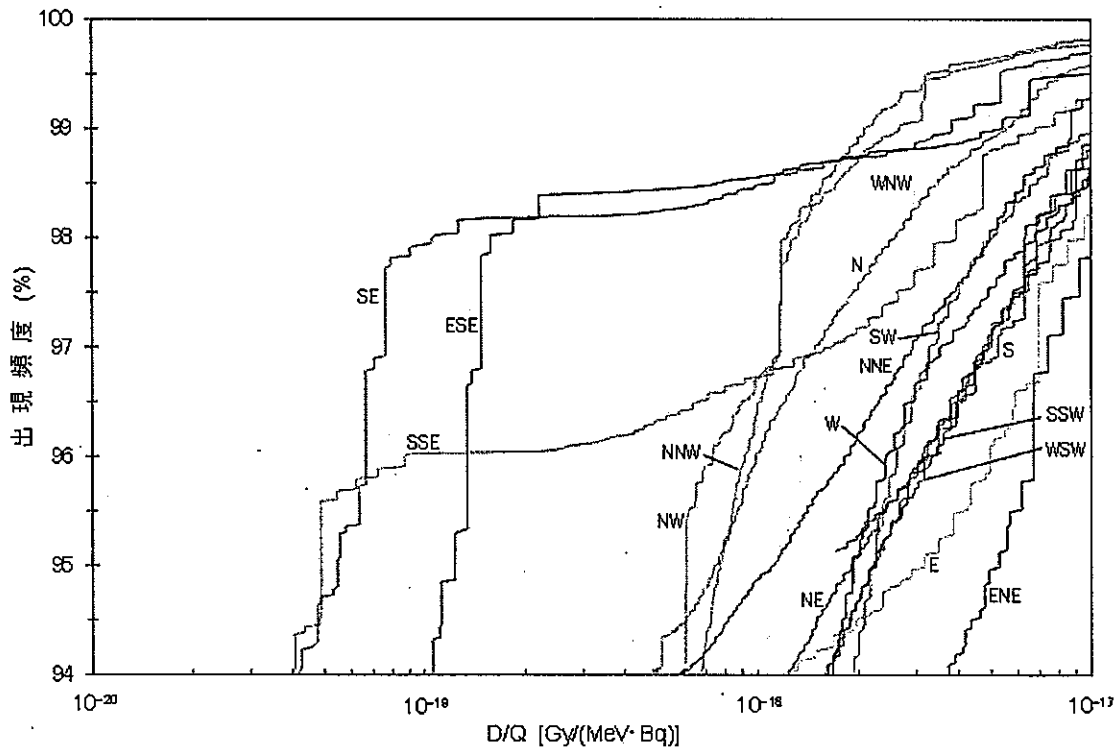


図 3 - 3 - 1 4 方位別相対線量 D/Q の出現頻度のグラフ
 (建屋投影面積: $0m^2$) (廃棄物の保管中の事故)



添付書類 四

核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書

1. 概要

JMTR原子炉施設に残存する放射性物質は、放射化汚染物と二次汚染物に分けられる。

放射化汚染物は、原子炉本体等が中性子照射を受けて放射化することにより発生するものである。二次汚染物は、放射化された炉心要素等が冷却水中に溶出したもの及び冷却水中の腐食生成物が炉心部で放射化されたもの（以下「放射性腐食生成物」という。）が設備機器等の内面に付着することにより発生するものである。

JMTR原子炉施設における放射化汚染物及び二次汚染物の評価は、それぞれ以下のとおりである。

2. 放射化汚染物

2. 1 評価対象

放射化汚染物の評価対象は、原子炉運転による中性子の到達範囲を考慮して、炉心、原子炉容器及び炉プール側壁とする。

2. 2 評価方法

放射化汚染物の放射エネルギーの評価手順を図4-2-1に示す。詳細は以下のとおりである。

(1) 中性子束分布の計算

中性子束分布は、連続エネルギーモンテカルロコードMCNP5⁽¹⁾を使用して計算し、各領域における中性子束を算出した。核データライブラリには、JENDL-4.0⁽²⁾を用いた。

(2) 放射化汚染物の放射エネルギーの計算

放射化汚染物の放射エネルギーは、上記(1)で算出した各領域における中性子束と原子炉運転履歴、設備機器等の組成データを用いて、SCALE-6.1コードシステム⁽³⁾に含まれる燃焼計算コードORIGEN-Sにより、放射化汚染物の放射能濃度を算出し、この結果に物量データを用いて、放射化汚染物の放射エネルギーを算出した。ORIGEN-Sに入力する原子炉運転履歴、設備機器等の元素組成及び評価対象核種は、以下のように設定した。

1) 原子炉運転履歴

原子炉運転履歴を表4-2-1に示す。換算運転日数は、各年の積算出力を最大熱出力50MWで除して算出した。なお、各年における評価上の運転開始時期は、当該年の最終日から換算運転日数分遡った時点とし、評価上の運転停止時期は当該年の最終日とした。本評価条件により、放射化汚染物の放射能の減衰期間が実際の減衰期間よりも短くなるため、放射化汚染物の放射エネルギーは実際

の放射エネルギーよりも多くなり、保守的な結果となる。

2) 設備機器等の元素組成

設備機器等の元素組成は、J I S規格及び文献等⁽⁴⁾⁽⁵⁾に基づいて決定した。主要な評価対象設備の元素組成を表4-2-2に示す。

3) 評価対象核種

評価対象核種は、「試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則」(平成17年11月30日文科省令第49号)別表第三欄に掲げる濃度で示されているものから、超ウラン元素のPu-239、Pu-241、Am-241を除いたものである。

2. 3 評価結果

主要設備機器等の放射化汚染物の推定放射エネルギーを表4-2-3及び表4-2-4に示す。評価の結果、放射化汚染物の推定放射エネルギーは、原子炉停止後約12年(2018年12月末)で約 5.3×10^{16} Bqで、原子炉停止後約21年(2027年12月末)で約 2.8×10^{16} Bqである。

3. 二次汚染物

3. 1 評価対象

二次汚染物の評価対象は、放射性腐食生成物により設備・機器等の内面が汚染された一次冷却設備、プールカナル循環系統、SFCプール循環系統、液体廃棄物の廃棄設備及び実験設備である。

3. 2 評価方法

二次汚染物の放射エネルギーの評価手順としては、系統ごとに汚染範囲を設定し、その系統における代表設備・機器等について、Co-60を代表核種として、サーベイメータによる線量当量率と連続エネルギーモンテカルロコードMCNP5による単位線源強度あたりの線量率計算値から表面汚染密度を求め、系統内全体の設備・機器等の汚染表面積を乗じ、系統ごとに放射エネルギーを算出する。Co-60以外の核種については、ORIGEN-S等により核種組成比を求め、核種ごとの放射エネルギーを算出する。

なお、評価対象核種は、放射化汚染物と同様、「試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則」(平成17年11月30日文科省令第49号)別表第三欄に掲げる濃度で示されているものから、超ウラン元素のPu-239、Pu-241、Am-241を除いたものである。

3.3 評価結果

系統別の二次汚染物の推定放射エネルギーを表4-3-1及び表4-3-2に示す。評価の結果、二次汚染物の推定放射エネルギーは、原子炉停止後約12年(2018年12月末)で約 9.7×10^{12} Bq、原子炉停止後約21年(2027年12月末)で約 5.2×10^{12} Bqである。

参考文献

- (1) X-5 Monte Carlo Team, “MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 Volume I: Overview and Theory,” LA-UR-03-1987 (2008).
- (2) 羽倉洋行, 他, “JENDL-4.0に基づくPHITS用中性子・光子・電子ライブラリ,” 日本原子力学会「2012年秋の大会」要旨集I28, 広島大学(2012).
- (3) Oak Ridge National Laboratory, “Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design,” ORNL/TM-2005/39, Version 6.1 (2011).
- (4) J. C. Evans, et. al., “Long-Lived Activation Products in Reactor Materials,” NUREG/CR-3474 (1984).
- (5) 奥野浩, 他, “臨界安全ハンドブック・データ集第2版(受託研究),” JAEA-Data/Code 2009-010 (2009).

表 4-2-1 原子炉運転履歴

年	積算 熱出力 (MWd)	換算 運転日数 (Days) ^{※1}	年	積算 熱出力 (MWd)	換算 運転日数 (Days) ^{※1}
昭和 45 年	2893.2	58	平成元年	4354.2	88
昭和 46 年	4889.0	98	平成 2 年	5509.2	111
昭和 47 年	6822.0	137	平成 3 年	5537.7	111
昭和 48 年	4568.6	92	平成 4 年	5519.4	111
昭和 49 年	2083.4	42	平成 5 年	3645.8	73
昭和 50 年	2770.0	56	平成 6 年	4829.6	97
昭和 51 年	4222.4	85	平成 7 年	4963.3	100
昭和 52 年	3033.1	61	平成 8 年	4946.2	99
昭和 53 年	2527.7	51	平成 9 年	1231.9	25
昭和 54 年	4155.4	84	平成 10 年	5966.5	120
昭和 55 年	2834.2	57	平成 11 年	6085.3	122
昭和 56 年	5047.8	101	平成 12 年	6140.4	123
昭和 57 年	4122.5	83	平成 13 年	5601.9	112
昭和 58 年	1959.0	40	平成 14 年	4661.0	94
昭和 59 年	2688.9	54	平成 15 年	3044.4	61
昭和 60 年	5282.7	106	平成 16 年	8468.6	170
昭和 61 年	5291.5	106	平成 17 年	5763.0	116
昭和 62 年	3210.5	65	平成 18 年	6745.5	135
昭和 63 年	5197.0	104	—	—	—
			合計	166612.8	3333

※1：換算運転日数は、最大熱出力 50MW 運転に相当する実効的な運転日数である。

表4-2-2 主要な評価対象設備の元素組成

単位: wt%

元素記号	ステンレス鋼	ハフニウム	ベリリウム	アルミニウム合金	普通コンクリート
H	—	2.5×10^{-3}	—	—	1.0×10^0
Li	1.3×10^{-5}	—	3.0×10^{-4}	—	2.0×10^{-3}
Be	—	—	1.0×10^2	—	—
B	—	—	5.0×10^{-4}	—	2.0×10^{-3}
C	1.5×10^{-1}	1.5×10^{-2}	1.5×10^{-1}	—	1.0×10^{-1}
N	4.5×10^{-2}	1.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	—	1.2×10^{-2}
O	—	4.0×10^{-2}	2.0×10^0	—	5.3×10^1
F	—	—	—	—	—
Na	9.7×10^{-4}	—	—	—	1.6×10^0
Mg	—	—	5.0×10^{-2}	5.6×10^0	2.2×10^{-1}
Al	1.0×10^{-2}	1.0×10^{-2}	1.0×10^{-1}	1.0×10^2	3.4×10^0
Si	1.0×10^0	1.0×10^{-2}	8.0×10^{-2}	9.5×10^{-1}	3.4×10^1
P	4.5×10^{-2}	—	—	—	5.0×10^{-1}
S	3.0×10^{-2}	—	—	—	3.1×10^{-1}
Cl	7.0×10^{-3}	—	4.0×10^{-2}	—	4.5×10^{-3}
K	3.0×10^{-4}	—	—	—	1.3×10^0
Ca	1.9×10^{-3}	—	2.0×10^{-2}	—	4.4×10^0
Sc	3.0×10^{-6}	—	—	—	6.5×10^{-4}
Ti	6.0×10^{-2}	1.0×10^{-2}	—	1.5×10^{-1}	2.1×10^{-1}
V	4.6×10^{-2}	5.0×10^{-3}	—	—	1.0×10^{-2}
Cr	2.0×10^1	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-2}	3.5×10^{-1}	1.1×10^{-2}
Mn	2.0×10^0	—	1.5×10^{-2}	2.0×10^{-1}	3.8×10^{-2}
Fe	8.9×10^1	5.0×10^{-2}	1.6×10^{-1}	9.5×10^{-1}	1.4×10^0
Co	1.4×10^{-1}	—	1.0×10^{-3}	—	9.8×10^{-4}
Ni	1.5×10^1	5.0×10^{-3}	3.0×10^{-2}	—	3.8×10^{-3}
Cu	5.0×10^0	1.0×10^{-2}	1.5×10^{-2}	4.0×10^{-1}	2.5×10^{-3}
Zn	4.6×10^{-2}	—	—	2.5×10^{-1}	7.5×10^{-3}
Zr	1.0×10^{-3}	—	—	—	7.1×10^{-3}
Nb	4.5×10^{-1}	1.0×10^{-2}	—	—	4.3×10^{-4}
Mo	3.0×10^0	2.0×10^{-3}	2.0×10^{-3}	—	1.0×10^{-3}
Ag	2.0×10^{-4}	—	1.0×10^{-3}	—	2.0×10^{-5}
Cd	—	—	2.0×10^{-4}	—	3.0×10^{-5}
Sn	—	5.0×10^{-3}	—	—	7.0×10^{-4}
Sb	1.2×10^{-3}	—	—	—	1.8×10^{-4}
Cs	3.0×10^{-5}	—	—	—	1.3×10^{-4}
Ba	5.0×10^{-2}	—	—	—	9.5×10^{-2}
Sm	1.0×10^{-5}	—	1.0×10^{-3}	—	2.0×10^{-4}
Eu	2.0×10^{-6}	—	1.0×10^{-3}	—	5.5×10^{-5}
Hf	2.0×10^{-4}	1.0×10^2	—	—	2.2×10^{-4}
W	1.9×10^{-2}	1.5×10^{-2}	—	—	1.4×10^{-4}

表4-2-3 放射化汚染物の推定放射能量 (原子炉停止後約12年経過時)

単位: Bq

核種	制御棒	ベリリウム棒	アルミニウム棒	圧力容器	普通コンクリート	その他	合計
H-3	1.3×10^{11}	1.4×10^{16}	5.0×10^{10}	1.1×10^6	3.8×10^3	2.1×10^{16}	3.5×10^{16}
C-14	8.3×10^{10}	8.1×10^{12}	1.9×10^{10}	3.8×10^5	3.5×10^0	1.2×10^{13}	2.0×10^{13}
Cl-36	8.0×10^8	3.7×10^{11}	3.6×10^8	7.5×10^3	—	1.9×10^{11}	5.5×10^{11}
Ca-41	8.2×10^6	9.9×10^9	3.2×10^6	6.5×10^1	3.7×10^0	1.3×10^{10}	2.3×10^{10}
Sc-46	—	—	—	—	—	—	—
Mn-54	3.9×10^{10}	5.9×10^{10}	4.5×10^8	6.0×10^4	—	8.3×10^{10}	1.8×10^{11}
Fe-55	1.0×10^{14}	4.9×10^{15}	8.8×10^{12}	1.7×10^8	6.7×10^1	2.1×10^{15}	7.1×10^{15}
Fe-59	—	—	—	—	—	—	—
Co-58	—	—	—	—	—	—	—
Co-60	2.1×10^{14}	4.6×10^{15}	1.5×10^{13}	3.3×10^8	4.9×10^1	2.5×10^{15}	7.3×10^{15}
Ni-59	3.5×10^{11}	8.1×10^{12}	1.7×10^{11}	3.7×10^6	—	1.2×10^{13}	2.1×10^{13}
Ni-63	5.0×10^{13}	1.7×10^{15}	1.9×10^{13}	3.9×10^8	2.4×10^0	2.1×10^{15}	3.8×10^{15}
Zn-65	6.3×10^7	5.2×10^9	1.2×10^8	3.5×10^1	—	2.5×10^{10}	3.0×10^{10}
Sr-90	7.9×10^3	8.4×10^4	6.3×10^1	—	—	6.6×10^7	6.6×10^7
Nb-94	8.6×10^{10}	6.8×10^{11}	9.2×10^9	$2.0 \times 10^{5^1}$	—	1.1×10^{12}	1.9×10^{12}
Nb-95	—	—	—	—	—	—	—
Tc-99	7.6×10^9	2.6×10^{10}	5.7×10^8	1.4×10^4	—	5.3×10^{10}	8.7×10^{10}
Ru-106	—	—	—	—	—	1.2×10^1	1.2×10^1
Ag-108m	4.3×10^7	4.6×10^9	1.5×10^7	3.8×10^2	—	5.2×10^{10}	5.7×10^{10}
Ag-110m	2.2×10^5	5.3×10^6	4.9×10^4	1.6×10^0	—	1.9×10^8	2.0×10^8
Sb-124	—	—	—	—	—	—	—
Te-123m	1.8×10^0	9.4×10^0	—	—	—	2.2×10^1	3.3×10^1
I-129	—	—	—	—	—	5.3×10^0	5.4×10^0
Cs-134	3.8×10^9	2.0×10^{10}	2.2×10^8	5.2×10^3	—	1.5×10^{10}	3.9×10^{10}
Cs-137	3.8×10^6	4.3×10^7	1.1×10^5	8.4×10^1	—	1.1×10^8	1.6×10^8
Ba-133	1.8×10^{10}	3.0×10^{11}	1.4×10^9	3.3×10^4	1.4×10^0	2.1×10^{11}	5.2×10^{11}
Eu-152	9.6×10^4	5.3×10^5	6.8×10^5	2.1×10^5	1.5×10^2	1.2×10^{10}	1.2×10^{10}
Eu-154	2.3×10^9	1.9×10^{11}	8.8×10^8	1.5×10^4	8.0×10^0	5.1×10^{10}	2.4×10^{11}
Tb-160	—	—	—	—	—	—	—
Ta-182	4.7×10^9	1.7×10^5	4.3×10^1	—	—	2.4×10^7	4.7×10^9
合計	3.6×10^{14}	2.5×10^{16}	4.2×10^{13}	8.9×10^8	4.1×10^3	2.7×10^{16}	5.3×10^{16}

※表中の「—」は 1.0×10^0 Bq未満であることを示す。

表4-2-4 放射化汚染物の推定放射能量 (原子炉停止後約21年経過時)

単位: Bq

核種	制御棒	ベリリウム ム棒	アルミニ ウム棒	圧力容器	普通コン クリート	その他	合計
H-3	7.7×10^{10}	8.3×10^{15}	3.0×10^{10}	6.7×10^5	2.3×10^3	1.3×10^{16}	2.1×10^{16}
C-14	8.3×10^{10}	8.0×10^{12}	1.9×10^{10}	3.8×10^5	3.5×10^0	1.2×10^{13}	2.0×10^{13}
Cl-36	8.0×10^9	3.7×10^{11}	3.6×10^8	7.5×10^3	—	1.9×10^{11}	5.5×10^{11}
Ca-41	8.2×10^6	9.9×10^9	3.2×10^6	6.5×10^1	3.7×10^0	1.3×10^{10}	2.3×10^{10}
Sc-46	—	—	—	—	—	—	—
Mn-54	2.6×10^7	4.0×10^7	3.0×10^5	4.1×10^1	—	5.6×10^7	1.3×10^8
Fe-55	1.1×10^{13}	5.1×10^{14}	9.1×10^{11}	1.8×10^7	6.9×10^0	2.1×10^{14}	7.3×10^{14}
Fe-59	—	—	—	—	—	—	—
Co-58	—	—	—	—	—	—	—
Co-60	6.3×10^{13}	1.4×10^{15}	4.6×10^{12}	9.9×10^7	1.5×10^1	7.5×10^{14}	2.3×10^{15}
Ni-59	3.5×10^{11}	8.1×10^{12}	1.7×10^{11}	3.7×10^6	—	1.2×10^{13}	2.1×10^{13}
Ni-63	4.7×10^{13}	1.6×10^{15}	1.8×10^{13}	3.7×10^8	2.3×10^0	2.0×10^{15}	3.6×10^{15}
Zn-65	5.5×10^3	4.5×10^5	9.8×10^3	—	—	2.2×10^6	2.6×10^6
Sr-90	6.3×10^3	6.8×10^4	5.1×10^1	—	—	5.3×10^7	5.3×10^7
Nb-94	8.6×10^{10}	6.8×10^{11}	9.2×10^9	2.0×10^5	—	1.1×10^{12}	1.9×10^{12}
Nb-95	—	—	—	—	—	—	—
Tc-99	7.6×10^9	2.6×10^{10}	5.7×10^8	1.4×10^4	—	5.3×10^{10}	8.7×10^{10}
Ru-106	—	—	—	—	—	—	—
Ag-108m	4.2×10^7	4.6×10^9	1.5×10^7	3.7×10^2	—	5.1×10^{10}	5.6×10^{10}
Ag-110m	2.4×10^1	5.8×10^2	5.4×10^0	—	—	2.1×10^4	2.2×10^4
Sb-124	—	—	—	—	—	—	—
Te-123m	—	—	—	—	—	—	—
I-129	—	—	—	—	—	5.3×10^0	5.4×10^0
Cs-134	1.9×10^8	9.6×10^8	1.1×10^7	2.6×10^2	—	7.1×10^8	1.9×10^9
Cs-137	3.1×10^6	3.5×10^7	8.8×10^4	6.8×10^1	—	8.8×10^7	1.3×10^8
Ba-133	9.5×10^9	1.7×10^{11}	7.8×10^8	1.8×10^4	—	1.2×10^{11}	2.9×10^{11}
Eu-152	6.1×10^4	3.3×10^5	4.3×10^5	1.3×10^5	9.3×10^1	7.1×10^9	7.1×10^9
Eu-154	1.1×10^9	9.0×10^{10}	4.3×10^8	7.2×10^3	3.9×10^0	2.5×10^{10}	1.2×10^{11}
Tb-160	—	—	—	—	—	—	—
Ta-182	4.7×10^9	1.7×10^5	4.3×10^1	—	—	2.4×10^7	4.7×10^9
合計	1.2×10^{14}	1.2×10^{16}	2.3×10^{13}	4.9×10^8	2.5×10^3	1.6×10^{16}	2.8×10^{16}

※表中の「—」は 1.0×10^0 Bq 未満であることを示す。

表4-3-1 二次汚染物の推定放射能量（原子炉停止後約12年経過時）

単位：Bq

核種	一次冷却設備	プールカナル循環系統	SFCプール循環系統	液体廃棄物の廃棄設備	主要な実験設備	その他	合計
H-3	1.7×10^{12}	8.9×10^8	1.1×10^8	1.3×10^{11}	1.4×10^5	4.8×10^{12}	6.5×10^{12}
C-14	9.4×10^8	5.0×10^5	6.2×10^4	6.8×10^7	3.5×10^5	2.7×10^9	3.7×10^9
Cl-36	2.7×10^7	1.4×10^4	1.8×10^3	2.0×10^6	4.4×10^3	7.5×10^7	1.1×10^8
Ca-41	1.1×10^6	5.9×10^2	7.3×10^1	8.0×10^4	5.9×10^1	3.2×10^6	4.3×10^6
Sc-46	—	—	—	—	—	—	—
Mn-54	7.6×10^6	4.1×10^3	5.0×10^2	5.5×10^5	7.1×10^2	2.2×10^7	3.0×10^7
Fe-55	3.1×10^{11}	1.7×10^8	2.1×10^7	2.3×10^{10}	1.7×10^8	8.7×10^{11}	1.2×10^{12}
Fe-59	—	—	—	—	—	—	—
Co-58	—	—	—	—	—	—	—
Co-60	3.1×10^{11}	1.7×10^8	2.0×10^7	2.3×10^{10}	2.0×10^8	8.7×10^{11}	1.2×10^{12}
Ni-59	8.1×10^8	4.3×10^5	5.3×10^4	5.9×10^7	1.6×10^6	2.3×10^9	3.2×10^9
Ni-63	1.6×10^{11}	8.2×10^7	1.1×10^7	1.2×10^{10}	2.6×10^8	4.4×10^{11}	6.0×10^{11}
Zn-65	1.4×10^6	7.5×10^2	9.3×10^1	1.1×10^5	1.9×10^2	4.0×10^6	5.5×10^6
Sr-90	2.5×10^{10}	1.3×10^7	6.2×10^6	1.8×10^9	9.0×10^6	7.0×10^{10}	9.6×10^{10}
Nb-94	8.0×10^7	4.3×10^4	5.3×10^3	5.8×10^6	9.4×10^4	2.3×10^8	3.1×10^8
Nb-95	—	—	—	—	—	—	—
Tc-99	8.4×10^6	4.5×10^3	1.5×10^3	6.1×10^5	4.7×10^3	2.4×10^7	3.3×10^7
Ru-106	2.2×10^7	1.2×10^4	5.6×10^3	1.6×10^6	8.1×10^3	6.3×10^7	8.6×10^7
Ag-108m	2.7×10^5	1.4×10^2	1.8×10^1	2.0×10^4	9.1×10^1	7.5×10^5	1.1×10^6
Ag-110m	1.1×10^3	—	—	8.0×10^1	—	3.2×10^3	4.3×10^3
Sb-124	—	—	—	—	—	—	—
Te-123m	—	—	—	—	—	—	—
I-129	8.0×10^3	4.3×10^0	2.0×10^0	5.8×10^2	2.9×10^0	2.3×10^4	3.1×10^4
Cs-134	3.7×10^8	2.0×10^5	9.1×10^4	2.7×10^7	1.4×10^5	1.1×10^9	1.5×10^9
Cs-137	2.7×10^{10}	1.4×10^7	6.6×10^6	1.9×10^9	9.6×10^6	7.5×10^{10}	1.1×10^{11}
Ba-133	2.2×10^7	1.2×10^4	1.5×10^3	1.6×10^6	2.1×10^4	6.3×10^7	8.6×10^7
Eu-152	9.9×10^5	5.3×10^2	1.5×10^2	7.2×10^4	3.0×10^2	2.8×10^6	3.9×10^6
Eu-154	3.8×10^8	2.0×10^5	9.2×10^4	2.8×10^7	1.4×10^5	1.1×10^9	1.5×10^9
Tb-160	—	—	—	—	—	—	—
Ta-182	2.3×10^5	1.2×10^2	1.5×10^1	1.7×10^4	—	6.4×10^5	8.9×10^5
合計	2.5×10^{12}	1.4×10^9	1.8×10^8	1.8×10^{11}	6.4×10^8	7.1×10^{12}	9.7×10^{12}

※表中の「—」は 1.0×10^0 Bq未満であることを示す。

表4-3-2 二次汚染物の推定放射能量 (原子炉停止後約21年経過時)

単位: Bq

核種	一次冷却設備	プールカナル循環系統	SFCプール循環系統	液体廃棄物の廃棄設備	主要な実験設備	その他	合計
H-3	1.0×10^{12}	5.4×10^8	6.7×10^7	7.3×10^{10}	6.7×10^4	2.9×10^{12}	4.0×10^{12}
C-14	9.3×10^8	5.0×10^5	6.2×10^4	6.8×10^7	3.5×10^5	2.7×10^9	3.7×10^9
Cl-36	2.7×10^7	1.4×10^4	1.8×10^3	2.0×10^6	4.4×10^3	7.5×10^7	1.1×10^8
Ca-41	1.1×10^6	5.9×10^2	7.3×10^1	8.0×10^4	5.9×10^1	3.2×10^6	4.3×10^6
Sc-46	—	—	—	—	—	—	—
Mn-54	5.1×10^3	2.8×10^0	—	3.7×10^2	—	1.5×10^4	2.0×10^4
Fe-55	3.2×10^{10}	1.7×10^7	2.1×10^6	2.3×10^9	1.7×10^7	9.0×10^{10}	1.3×10^{11}
Fe-59	—	—	—	—	—	—	—
Co-58	—	—	—	—	—	—	—
Co-60	9.3×10^{10}	5.0×10^7	6.2×10^6	6.8×10^9	6.0×10^7	2.7×10^{11}	3.7×10^{11}
Ni-59	8.1×10^8	4.3×10^5	5.3×10^4	5.9×10^7	1.6×10^6	2.3×10^9	3.2×10^9
Ni-63	1.5×10^{11}	7.8×10^7	9.6×10^6	1.1×10^{10}	2.4×10^8	4.1×10^{11}	5.7×10^{11}
Zn-65	1.3×10^2	—	—	9.0×10^0	—	3.5×10^2	4.8×10^2
Sr-90	2.0×10^{10}	1.1×10^7	5.0×10^6	1.5×10^9	1.1×10^6	5.7×10^{10}	7.8×10^{10}
Nb-94	8.0×10^7	4.3×10^4	5.3×10^3	5.8×10^6	9.4×10^4	2.3×10^8	3.1×10^8
Nb-95	—	—	—	—	—	—	—
Tc-99	8.4×10^5	4.5×10^3	1.5×10^3	6.1×10^5	3.3×10^3	2.4×10^7	3.3×10^7
Ru-106	4.6×10^4	2.5×10^1	1.2×10^1	3.3×10^3	2.4×10^0	1.3×10^5	1.8×10^5
Ag-108m	2.6×10^5	1.4×10^2	1.8×10^1	1.9×10^4	9.0×10^1	7.4×10^5	1.1×10^6
Ag-110m	—	—	—	—	—	—	—
Sb-124	—	—	—	—	—	—	—
Te-123m	—	—	—	—	—	—	—
I-129	8.0×10^3	4.3×10^0	2.0×10^0	5.8×10^2	—	2.3×10^4	3.1×10^4
Cs-134	1.8×10^7	9.5×10^3	4.5×10^3	1.3×10^6	9.7×10^2	5.0×10^7	6.9×10^7
Cs-137	2.2×10^{10}	1.2×10^7	5.4×10^6	1.6×10^9	1.1×10^6	6.1×10^{10}	8.4×10^{10}
Ba-133	1.3×10^7	6.5×10^3	8.0×10^2	8.9×10^5	1.2×10^4	3.5×10^7	4.8×10^7
Eu-152	6.3×10^5	3.4×10^2	9.6×10^1	4.6×10^4	9.4×10^1	1.8×10^6	2.5×10^6
Eu-154	1.9×10^8	9.7×10^4	4.5×10^4	1.4×10^7	9.3×10^3	5.2×10^8	7.1×10^8
Tb-160	—	—	—	—	—	—	—
Ta-182	2.3×10^5	1.2×10^2	1.5×10^1	1.7×10^4	—	6.4×10^5	8.9×10^5
合計	1.4×10^{12}	7.1×10^8	9.5×10^7	9.6×10^{10}	3.3×10^8	3.8×10^{12}	5.2×10^{12}

※表中の「—」は 1.0×10^0 Bq未満であることを示す。

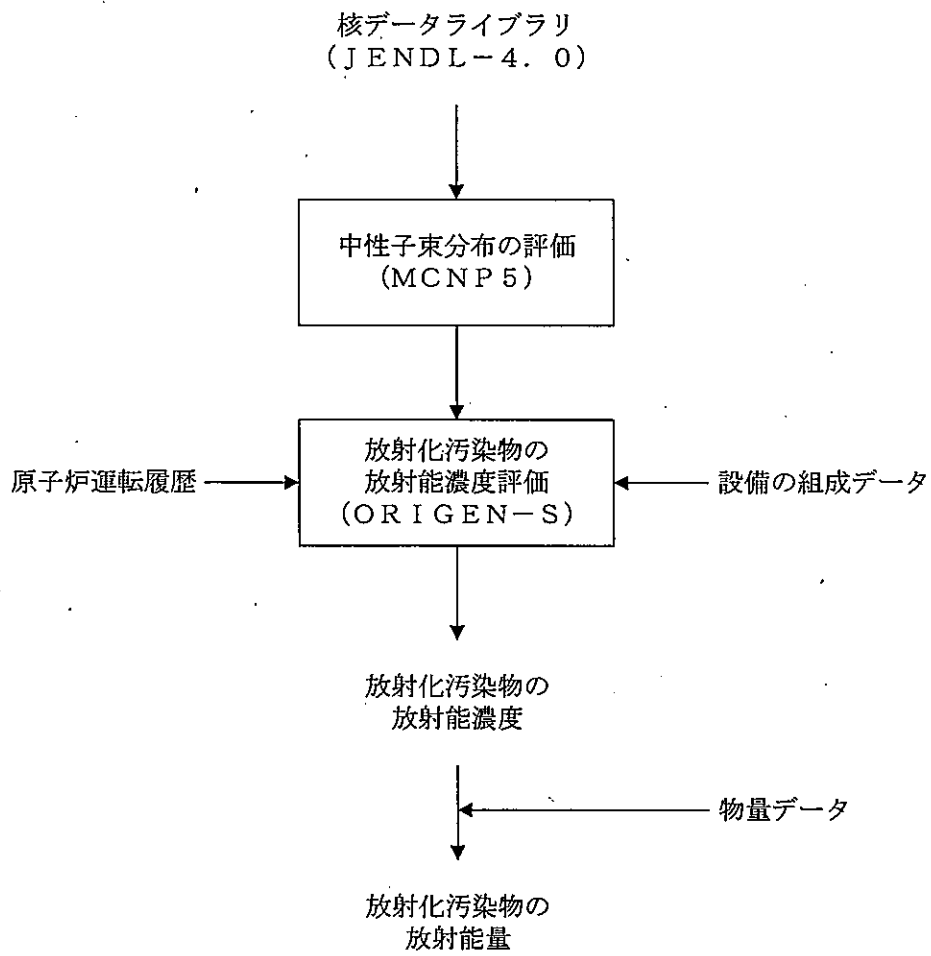


図4-2-1 放射化汚染物の放射能量の評価手順

添付書類 五

廃止措置期間中に機能を維持すべき試験研究用等原子炉施設及びその性能
並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書

1. 概要

廃止措置期間中に機能を維持すべき設備（以下「維持管理対象設備」という。）は、「五 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」に基づき、周辺の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、汚染の除去工事、解体撤去工事及び核燃料物質によって汚染されたものの廃棄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、必要な機能を維持管理する。

設備の故障等により必要な機能の維持ができない又は機能の維持ができなくなるおそれがある場合は、その設備が稼働できないことで安全性に影響が出るまでの時間的猶予等を考慮し、補修又は取替えを行う。また、状況に応じた代替えの措置等を講じて安全確保を行い、廃止措置の進捗に影響を及ぼさないよう努める。ただし、設備の故障等により安全性の確保ができない作業は行わない。

2. 維持管理に関する内容

主要な維持管理対象設備及び維持機能並びに維持期間を表5-2-1に示す。表5-2-1で示す設備は、保安規定に基づき、必要な期間中、適切な頻度で点検、検査及び校正を実施し、安全確保上必要な機能及び性能が維持できるよう管理を行う。主な設備等の維持管理の考え方は以下のとおりである。

- (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、これらの系統及び設備を撤去するまでの期間、放射性物質の外部への漏えい防止のための障壁としての機能及び放射線遮蔽機能を維持管理する。
- (2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設については、新燃料要素及び使用済燃料をJMTRから搬出するまでの期間、燃料取扱機能、臨界防止機能、水位維持機能及び水質維持機能を維持管理する。
- (3) 放射性廃棄物の廃棄施設については、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を適切に処理するため、放射性気体廃棄物の処理機能及び放射性液体廃棄物の貯留機能を維持管理する。
- (4) 放射線管理設備については、原子炉施設内外の放射線監視、環境への放射性物質の放出管理及び管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理のために、放射線監視機能及び放出管理機能を維持管理する。
- (5) 換気設備については、使用済燃料の貯蔵管理、放射性廃棄物の処理及び放射線業務従事者の被ばく低減等を考慮して、原子炉建家内の換気機能を維持管理する。
- (6) その他の安全確保上必要な設備（照明設備、精製系統、UCL系統等）及び廃止措置に伴い保安のために講じる措置に用いる設備（可搬型発電機等）については、それぞれの設備に要求される機能を保安規定等に基づき、供用

が終了するまで、維持管理する。

- (7) その他の安全確保上必要な設備及び廃止措置に伴い保安のために講じる措置に用いる設備については、必要な期間中、安全確保上必要な機能及び性能が維持できるよう、適切な頻度で点検、検査及び校正を実施する。
- (8) その他の安全対策として以下の措置を講じる。
- ・管理区域は、放射線被ばく等の可能性の程度に応じてこれを適切に区分し、保安のための措置を講じるとともに、放射線業務従事者の不必要な被ばくを防止するため、これらの区域に対する立入りを制限する措置を講じる。
 - ・周辺環境へ放出される放射性物質の管理が適切に行われていることを確認するため、廃止措置対象施設からの放出の管理に係る放射線モニタリング及び周辺環境に対する放射線モニタリングを適確に行う。
 - ・核燃料物質が廃止措置対象施設に存在している期間中、当該施設への第三者の不法な接近等を防止する措置を講じる。
 - ・火災防護設備については、消火器及び自動火災報知設備等の維持管理を行う。また、可燃性物質が保管される場所にあつては、火災が生じることのないよう適切な防護措置を講じる。
- (9) 共通施設である除染施設及び廃液輸送管については、供用を終了するまでの期間、従来と同様、保安規定等に基づき維持管理する。
- (10) 共通施設であるモニタリングポスト装置は、廃止措置期間中維持管理し、JMTR原子炉施設の廃止措置終了後も他の原子炉の共通施設として維持管理する。

3. その他

解体対象施設を活用し、廃止措置に必要な項目以外の調査・研究等で、解体対象施設から試料採取を実施する場合は、事前に廃止措置対象施設の保安のために必要な維持すべき機能等に影響を与えないことを確認した上で実施する。

表5-2-1 主要な維持管理対象設備及び維持機能並びに維持期間 (1/3)

施設区分	設備等の区分	設備 (建家) 名称	維持台数	維持機能	維持期間
原子炉本体	放射線遮蔽体	炉プール	1式	放射線遮蔽機能	比較的放射能レベルが高いものの解体撤去が完了するまで
		炉プール側壁	1式		
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	ラック台車	1台	燃料取扱機能	使用済燃料の搬出が完了するまで
		新燃料貯蔵ラック	3基	臨界防止機能	新燃料要素の搬出が完了するまで
	核燃料貯蔵施設	カナルNo. 1	1式	水位維持機能	使用済燃料及び比較的放射能レベルが高いものの搬出が完了するまで
		カナルNo. 2	1式		
		炉プール	1式		
		CFプール	1式		
	核燃料貯蔵施設	SFCプール	1式	水位維持機能 水質維持機能	使用済燃料の搬出が完了するまで
		使用済燃料ラック	35台	臨界防止機能	
		配管、弁	1式	水位維持機能	
	原子炉冷却システム施設	一次冷却設備	プールカナル循環系統	循環ポンプ	水質維持機能
イオン交換塔 配管、弁					
その他の主要な事項		通常排気設備	1式	放射性気体廃棄物の処理機能	管理区域を解除するまで
		照射実験用排気設備 非常用排気設備 排気筒	1式 1式 1基		

表5-2-1 主要な維持管理対象設備及び維持機能並びに維持期間 (2/3)

施設区分	設備等の区分	設備 (建家) 名称	維持台数	維持機能	維持期間				
放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物の廃棄設備	第1排水系	貯槽 排水ポンプ	1基 1台	放射性液体廃棄物の貯留機能	管理区域を解除するまで			
		第2排水系	貯槽 排水ポンプ	2基 2台					
		第3排水系 (I)	貯槽	1基					
		第3排水系 (II)	貯槽 排水ポンプ	1基 1台					
		第4排水系	貯槽 排水ポンプ	1基 1台					
		タンクヤード 廃液タンク	貯槽 排水ポンプ	6基 6台					
		エリアモニタ		26台 ^{※1}					
		水モニタ		6台					
		ガスモニタ		4台					
		ダストモニタ		6台					
		排水モニタ	水モニタ	1台					
		排気モニタ	ガスモニタ ダストモニタ	3台 2台					
		放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備					放射線監視機能	管理区域を解除するまで 管理区域を解除するまで 使用済燃料の搬出が完了するまで 管理区域を解除するまで 二次冷却設備の解体着手まで
								放出管理機能	使用済燃料の搬出が完了するまで 管理区域を解除するまで
放射線管理施設	屋外管理用の主要な設備								

※1: 屋内管理用のエリアモニタのうち、中性子エリアモニタ (3台) は、原子炉建家から使用済燃料の搬出が完了するまで。

表5-2-1 主要な維持管理対象設備及び維持機能並びに維持期間 (3/3)

施設区分	設備等の区分	設備 (建家) 名称	維持台数	維持機能	維持期間
原子炉格納施設	原子炉建家	原子炉建家	1式	放射性物質の外 部への漏えい防 止のための障壁 としての機能 放射線遮蔽機能	管理区域を解除するまで
			給気設備	1式	
	換気設備	1式			
	非常用排気設備	1式			
	通常排気設備	1式			
照射実験用排気設備	1式				
		排気筒	1基		

添付書類 六

廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達計画に関する説明書

1. 廃止措置に要する費用

JMTR原子炉施設の廃止措置に要する総見積額は、表6-1-1に示すとおり約180億円である。

2. 資金調達計画

廃止措置に要する費用については、一般会計運営費交付金及び一般会計施設整備費補助金により充当する計画である。

表6-1-1 JMTR原子炉施設の廃止措置に要する総見積額
(単位：億円)

事項	見積額※
施設解体費	約100
廃棄物処理処分費	約81
合計	約180

※：端数処理により、「施設解体費」と「廃棄物処理処分費」の合計と「合計」の記載は一致しない。

添付書類 七

廃止措置の実施体制に関する説明書

1. 廃止措置の実施体制

JMTR原子炉施設の廃止措置の実施体制については、原子炉等規制法第37条第1項及び試験炉規則第15条第1項に基づき、保安規定において保安管理体制を定め、廃止措置の業務に係る各職位とその職務内容を記載し、それぞれの役割分担を明確にするとともに、保安に必要な事項の審査をするための委員会の設置及び審査事項を規定する。また、廃止措置における保安の監督を行う者の任命に関する事項及びその職務を明確にし、その者に各職位の業務を総括的に監督させるものとする。

これらの体制を確立することにより、廃止措置に関する保安管理業務を円滑かつ適切に行う。

2. 廃止措置に係る経験

原子力機構は、JPDR、JRR-2等の原子炉施設等の解体実績を有し、廃止措置に係る技術開発等の成果が原子力安全委員会指針である「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方—JPDRの解体に当たって—」（昭和60年12月19日原子力安全委員会決定、平成13年8月6日「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」として一部改訂）に反映される等、廃止措置に係る経験を有している。

また、JMTRでの運転・保守において、保守管理、保安管理及び放射線管理等の経験・実績を有している。

廃止措置期間においては、これらの経験を基に適切な解体撤去、設備の維持管理及び放射線管理を安全に実施する。

3. 技術者の確保

平成30年10月1日現在におけるJMTR原子炉施設の原子力関係技術者は76名在籍している。その内、廃止措置の監督を行う者の選任要件である原子炉主任技術者の有資格者は2名、核燃料取扱主任者の有資格者は3名、放射線取扱主任者（第1種）の有資格者は12名、技術士登録簿の原子力・放射線部門に登録を受けた者は4名であり、十分な人数の技術者が確保されている。

今後も廃止措置を適切に実施し、安全の確保を図るために必要な技術者及び有資格者を確保していく。

4. 技術者に対する教育・訓練

JMTRの技術者に対しては、原子力機構内原子力人材育成センター及び外部研修等において教育訓練を行っており、今後も廃止措置を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う。

添付書類 八

品質保証計画に関する説明書

廃止措置期間中における品質保証活動は、原子炉等規制法第 37 条第 1 項並びに試験炉規則第 15 条第 18 項に基づき、保安規定において、理事長をトップマネジメントとする品質保証計画を定め、保安規定及び大洗研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書並びにその関連文書により廃止措置に関する保安活動の計画、実施、評価及び改善の一連のプロセスを明確にし、これらを効率的に運用することにより、原子力安全の達成・維持・向上を図る。

また、廃止措置期間中における品質保証活動は、廃止措置の安全の重要度に応じた管理を実施する。

「添付書類五 廃止措置期間中に機能を維持管理すべき試験研究用等原子炉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」に示す廃止措置期間中に機能を維持すべき設備の保守管理等の廃止措置に係る業務は、この品質保証計画の下に実施する。