

廃止措置実施方針

(S T A C Y)

令和4年11月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

原子力科学研究所

一 氏名又は名称及び住所

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

二 工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 原子力科学研究所
所 在 地 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4

三 試験研究用等原子炉の名称

原子炉の名称 STACY

四 廃止措置の対象となることが見込まれる試験研究用等原子炉施設（以下「廃止措置対象施設」という。）及びその敷地

1. 廃止措置対象施設の範囲

廃止措置対象施設の範囲は原子炉設置変更許可申請書のとおり、表4-1に示す施設である。また、五で示す解体する施設についても合わせて示す。なお、バックエンド研究施設（以下「BECKY」という。）と共用している設備については、STACY廃止措置の終了確認をもって、BECKYに移管する。

表4-1 STACY施設の廃止措置対象施設（1/2）

施設名	建家名	管理区域	廃止措置終了の想定
STACY 施設	実験棟A	有	管理区域解除後、BECKYに移管
	実験棟B	有	管理区域解除後、BECKYに移管

表4-1 STACY施設の廃止措置対象施設（2/2）

施設区分	設備区分	設備名	解体・撤去対象	
原子炉本体	原子炉容器	炉心タンク(格子板及び実験装置架台を含む)	○	
	その他の主要な事項	起動用中性子源	○	
		炉室フード	○	
計測制御系統施設	計装	核計装	起動系	○
			運転系線型出力系	○
			運転系対数出力系	○
			安全出力系	○
			検出器配置用治具	○
			盤	○
	その他の主要な計装	最大給水制限スイッチ	○	
		給水停止スイッチ	○	
		排水開始スイッチ	○	
		サーボ型水位計	○	

施設区分	設備区分	設備名	解体・撤去対象	
		高速流量計及び低速流量計	○	
		炉心温度計	○	
		ダンプ槽温度計	○	
		ダンプ槽電導度計	○	
		炉室(S)放射線量率計	○	
		炉下室(S)放射線量率計	○	
		監視操作盤	○	
		盤	○	
	安全保護回路	原子炉停止回路	原子炉停止回路	○
			安全保護系盤	○
			スクラム遮断器盤	○
		その他の主要な安全保護回路	主電源盤	○
	制御設備	制御材及び制御材駆動設備	高速給水ポンプ	○
			高速給水吐出弁	○
			高速流量調整弁	○
			高速給水バイパス弁	○
			低速給水ポンプ	○
			低速給水吐出弁	○
			低速流量調整弁	○
			低速給水バイパス弁	○
			急速排水弁	○
			通常排水弁	○
			配管	○
			ダンプ槽	○
	安全板装置	○		
	その他の主要な事項	インターロック	盤	○
		警報回路	警報回路	○
制御室等		制御室	△	
		制御室外停止スイッチ	○	
原子炉格納施設	炉室(S)	炉室(S)	△	
		炉下室(S)	△	
		炉室(S)換気空調設備	○	
核燃料物質貯蔵施設	燃取補助設備	蒸発缶給液槽A	○	
		蒸発缶給液槽B	○	
		燃取補助設備グローブボックス(I)	○	
		燃取補助設備グローブボックス(II)	○	
		サンプリング用グローブボックス(IV)	○	
		配管	○	
		蒸発缶	○	
		濃縮液受槽	○	
	ウラン酸化物燃料貯蔵設備	ウラン酸化物燃料収納架台	○	
	粉末燃料貯蔵設備	Pu保管ピット	○	

施設区分	設備区分	設備名	解体・撤去対象	
	使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	○	
		ディスク型ウラン黒鉛混合燃料収納架台	○	
	棒状燃料貯蔵設備	棒状燃料収納容器	○	
	棒状燃料貯蔵設備Ⅱ	棒状燃料収納容器	○	
	使用済棒状燃料貯蔵設備	使用済棒状燃料収納容器	○	
	溶液燃料貯蔵設備	U溶液貯槽(Ⅰ)A	○	
		U溶液貯槽(Ⅰ)B	○	
		U溶液貯槽(Ⅰ)C	○	
		U溶液貯槽(Ⅰ)(予備槽)	○	
		U溶液貯槽(Ⅱ)A	○	
		U溶液貯槽(Ⅱ)B	○	
		U溶液校正ポット	○	
		ノックアウトポット(Ⅰ)	○	
		溶液燃料貯蔵設備グローブボックス(Ⅰ)	○	
		溶液燃料貯蔵設備グローブボックス(Ⅱ)	○	
		サンプリング用グローブボックス	○	
		精製附属設備グローブボックス(Ⅰ)	○	
		サンプリング用グローブボックス(Ⅱ)	○	
		配管	○	
	粉末燃料取扱設備	受入エアークレーン	○	
		保管容器移動台車	○	
		保管エアークレーン	○	
		貯蔵容器移送クレーン	○	
	放射性廃棄物の廃棄施設	排気筒	排気筒	△
		気体廃棄物処理設備	洗浄塔	○
			ブロワA	○
			ブロワB	○
加熱器A			○	
加熱器B			○	
デミスタ			○	
フィルタ(Ⅰ)A			○	
フィルタ(Ⅰ)B			○	
フィルタ(Ⅱ)A			○	
フィルタ(Ⅱ)B			○	
気体廃棄物処理グローブボックス			○	
配管			○	
槽ベント設備B		ブロワA	○	
		ブロワB	○	
		NO _x 洗浄塔	○	
		オフガス洗浄塔	○	
		デミスタ(Ⅰ)	○	
		デミスタ(Ⅱ)	○	

施設区分	設備区分	設備名	解体・撤去対象	
		ベント加熱器	○	
		フィルタ	○	
		槽ベント設備B-燃調グローブボックス	○	
		槽ベント設備B-貯蔵グローブボックス	○	
		配管	○	
	槽ベント設備D	ブロワA	○	
		ブロワB	○	
		加熱器A	○	
		加熱器B	○	
		フィルタA	○	
		フィルタB	○	
		配管	○	
	β ・ γ 廃液系設備	極低レベル廃液貯槽	△	
		低レベル廃液貯槽	△	
		中レベル廃液貯槽	△	
		有機廃液貯槽(B)	○	
		配管	△	
	固体廃棄物の廃棄設備	固体廃棄物保管室 (I)	△	
		固体廃棄物保管室 (II)	△	
		β ・ γ 固体廃棄物保管室	△	
放射性廃棄物処理場			◎	
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	室内モニタ	△	
		放射線エリアモニタ	△	
		放射線サーベイ設備	△	
	屋外管理用の主要な設備	排気筒モニタリング設備	△	
		モニタリングポスト	◎	
		モニタリングステーション	◎	
		中央監視装置	◎	
		環境放射線観測車	◎	
		気象観測設備	◎	
		非常用電源設備		
主要な実験設備	非常用発電機及びその附属設備		△	
	無停電電源装置		△	
	デブリ構造材模擬体		○	
	燃料試料挿入管		○	
	内挿管		○	
その他原子炉の附属施設	可動装荷物駆動装置		○	
	パルス中性子発生装置		○	
	その他の主要な事項	グローブボックス		○
		その他	共用換気空調設備	△
			分析設備	△
			プロセス冷却設備	△
			真空設備	△
			圧縮空気設備	△
			ホット分析機器試験設備	○
			アルファ化学実験設備	○
消火設備	△			

施設区分	設備区分	設備名	解体・撤去対象
		通信連絡設備	△
		電気設備	△

○：解体・撤去対象

△：B E C K Yに移管する設備

◎：原子力科学研究所の原子炉施設の共通設備として継続使用する設備

注) 原子力科学研究所の原子炉施設の共通施設である放射性廃棄物の廃棄施設の放射性廃棄物処理場、通信連絡設備、並びに放射線管理施設の屋外管理用の主要な設備のうちモニタリングポスト、モニタリングステーション、中央監視装置及び、環境放射線観測車及び気象観測設備は解体対象施設とはしない。

2. 廃止措置対象施設の敷地

(1) 敷地の面積及び形状

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）原子力科学研究所の原子炉施設の敷地は、茨城県那珂郡東海村の東南端に位置し、東は直接鹿島灘に面している。敷地の面積は約 200 万 m² で、東西の幅約 300～1,100m、南北約 2.8km の地形をなしており、敷地の西側と南側には機構の所有地がある。敷地内には、海岸線中央部より約 800m西に一般研究施設及びサービス施設の主な施設があり、海岸沿いに連なる砂丘の漂砂に生じた松の密林が周囲一帯に広がっており、敷地の中央部には海拔高度 20～25mの標高差がある。原子力科学研究所の敷地図を図 4-1 に示す。

(2) 敷地内における主要な試験研究用等原子炉施設の位置

敷地内には、正門の南東約 450mに J R R - 2 原子炉施設が設けられ、その周辺には J R R - 3（南約 200m）及び J R R - 4（南約 300m）の各施設がある。また、正門の東約 800mの海岸寄りの位置に N S R R が設けられている。この周辺には T C A（南約 300m）、F C A（南約 350m）、S T A C Y 及び T R A C Y（南約 900m）、並びに共通施設としての放射性廃棄物の廃棄施設である放射性廃棄物処理場（以下「放射性廃棄物処理場」という。）（南約 600m）の各施設がある。N S R R の北約 1,000mには、第 2 保管廃棄施設及び使用済燃料貯蔵施設（J R R - 3 原子炉附属施設）がある。また、正門の東約 250mには、気象観測塔址がある。

主要な原子炉施設から西側敷地境界までの最短距離は、J R R - 2 が約 320m、J R R - 3 が約 340m、J R R - 4 が約 330m、N S R R が約 580m、S T A C Y 及び T R A C Y が約 480mである。

N S R R の放水口は N S R R 建家の東側海岸にあり、その南方約 90mの海岸に F C A 及び T C A が共用している放水口、さらに南方約 560mの海岸にその他の原子炉施設の放水口がある。

なお、NSRRの北約 250mには日本原子力発電株式会社の敷地が、正門の北東約 400mには東京大学大学院工学系研究科原子力専攻の敷地がある。

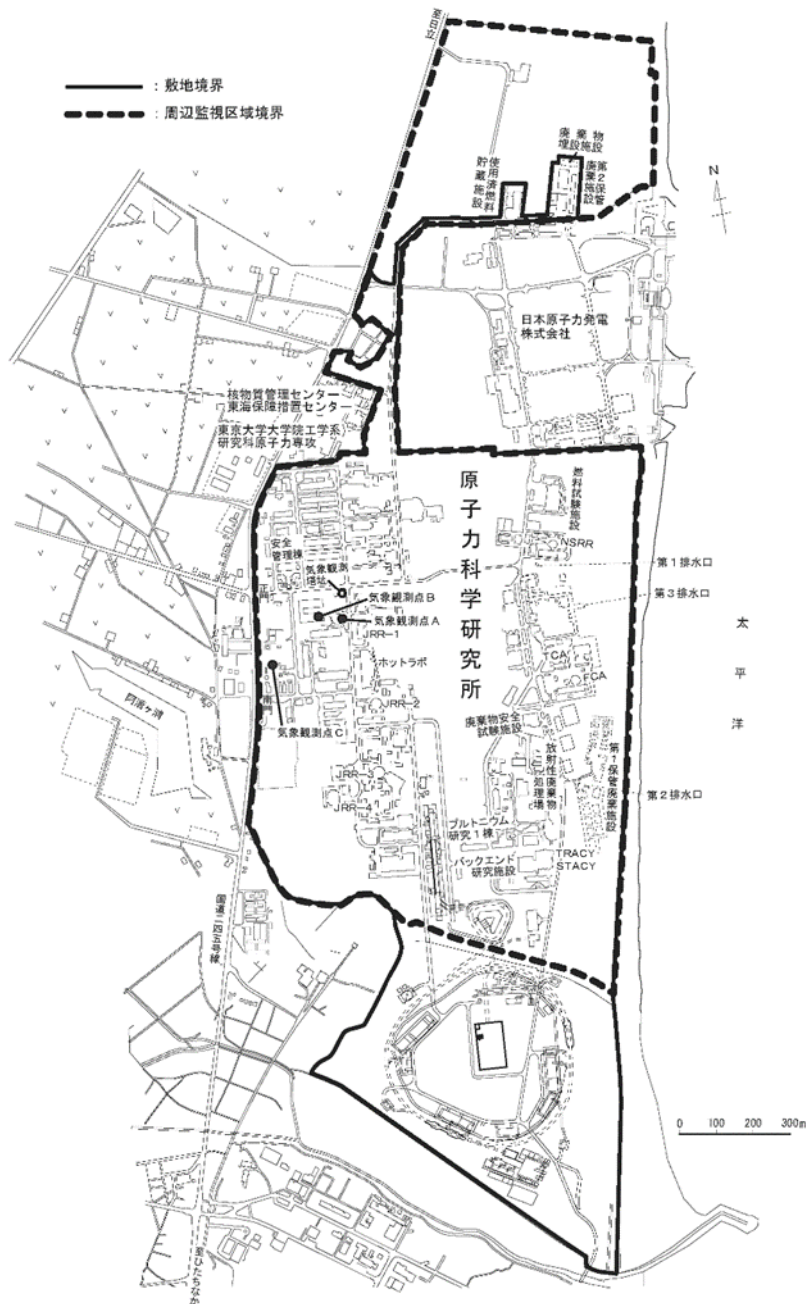


図4-1 原子力科学研究所の敷地図

3. 廃止措置対象施設の状況

(1) 事業の許可等の変更の経緯

許可年月日	許可番号	備考
昭和60年10月7日	63安(原規)第409号	新設
平成7年11月29日	7安(原規)第353号	燃料材の種類、粉末燃料貯蔵設備の貯蔵能力等の変更
平成11年3月30日	11安(原規)第52号	燃料材の劣化ウラン量、粉末燃料貯蔵設備の貯蔵能力等の変更
平成20年2月14日	19諸文科科第3150号	ウラン酸化物燃料貯蔵設備の設置
平成21年3月11日	20諸文科科第2058号	VHTRC施設から引き渡された使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の設置
平成30年1月31日	原規規発第18013110号	炉型の変更(熱中性子炉用臨界実験装置)、新規制基準への適合等のための変更
令和2年4月22日	—	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出
令和2年8月21日	原規規発第2008214号	TCA施設から引き渡された使用済棒状燃料貯蔵設備の設置
令和4年8月29日	原規規発第2208291号	プロセス冷却設備に係る記載の適正化

(2) その他(廃止措置に資する設計上の考慮)

今後、新たに設計する施設については、その設計時に解体撤去作業や解体時の汚染除去を容易にする設計上の考慮を行う。

五 解体の対象となる施設及びその解体の方法

1. 解体の対象となる施設

解体の対象となる施設は、表4-1に示すとおりである。建物については管理区域解除までとし、BECKYに移管する。

2. 解体の方法

(1) 廃止措置の基本方針

- ・廃止措置は、法令等を遵守することはもとより、安全の確保を最優先に、放射線被ばく線量及び放射性廃棄物発生量の低減に努め、保安のために必要な機能を維持管理しつつ着実に進める。
- ・放射線業務従事者の被ばく線量については、法令に定め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、効果的な除染技術、遠隔装

置、局所排気の活用、汚染拡大防止措置等を講じた解体撤去手順・工法の策定を行うとともに、安全貯蔵期間の設定により残存放射能の低減を図る。

- ・放射性気体、液体廃棄物については、周辺公衆の被ばく線量を合理的に達成可能な限り低減するように、工事の状況に応じて、処理に必要な設備の機能を適切に維持しながら放出管理するとともに、周辺環境に対する放射線モニタリングを適切に行う。
- ・放射性物質により汚染された設備の解体撤去に当たっては、時間減衰による放射能の低減を図るとともに、放射性物質による汚染の効果的な除去により、放射性固体廃棄物の発生量や放射能レベルを低減する。発生した放射性固体廃棄物は施設内に保管し、廃止措置終了までに放射性廃棄物処理場に搬出する。
- ・廃止措置期間中の保安のために必要な施設については、その機能を廃止措置の進捗に応じて、保安規定に定めて維持管理する。

(2) 解体の方法

- ・廃止措置作業全体を表5-1に示す主な実施項目を含めた数段階に区分し、安全性を確保しつつ次の段階へ進むための準備を行いながら着実に進める。

表5-1 主な実施項目

主な実施項目例
① 系統等の除染
② 残存放射能調査
③ 安全貯蔵
④ 核燃料物質の搬出
⑤ 原子炉周辺設備の解体撤去
⑥ 原子炉汚染領域の解体準備
⑦ 原子炉領域の解体撤去
⑧ 管理区域の解除

六 廃止措置に係る核燃料物質の管理及び譲渡し

1. 核燃料物質の貯蔵場所ごとの種類及び最大保管量

S T A C Yの貯蔵場所ごとの種類及び最大保管量は表6-1のとおりである。

表6-1 貯蔵場所ごとの種類及び最大保管量

貯蔵場所	種類	最大保管量
棒状燃料貯蔵設備	ウラン (^{235}U 濃縮度 5wt%以下)	345.6 kgU
棒状燃料貯蔵設備 II	ウラン (^{235}U 濃縮度 10wt%以下)	1440 kgU

貯蔵場所	種類	最大保管量
溶液燃料貯蔵設備	ウラン (^{235}U 濃縮度 12wt%以下)	800 kgU
粉末燃料貯蔵設備	プルトニウム	60 kgPu
	劣化ウラン	180 kgU
ウラン酸化物燃料貯蔵設備	ウラン (^{235}U 濃縮度約 1.5wt%)	92 kgU
使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料 (^{235}U 濃縮度約 2～6 wt%)	260 kgU
	ディスク型ウラン黒鉛混合燃料 (^{235}U 濃縮度約 20wt%)	67 kgU

2. 核燃料物質の管理

- ・燃料は、搬出までの間、燃料貯蔵設備に貯蔵する。
- ・貯蔵中は安全確保上必要な機能（臨界防止等）を維持管理する。

3. 核燃料物質の譲渡し

棒状燃料、溶液燃料、ウラン酸化物のペレット状の燃料及び使用済ウラン黒鉛混合燃料は、国内又は我が国と原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の組織に再処理を委託又は引取りを依頼して譲り渡す。

溶液系 STACY で使用する計画であったウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料については、機構が行う高速実験炉「常陽」やニーズのある研究開発での利用を含め核燃料サイクルを技術的に確立するための高速炉サイクルの研究開発等に利用する計画であり、今後、その計画については、政策の状況を踏まえて必要な改定を行った上で利用していく予定である。その際、当該燃料を研究開発用として利用するためには機械的・化学的な処理が必要となる場合もあることから、合理的・経済的観点も考慮し、全てのオプションについて検討する。

七 廃止措置に係る核燃料物質による汚染の除去（核燃料物質による汚染の分布とその評価方法を含む。）

1. 汚染の分布とその評価方法

(1) 汚染分布の評価


主な施設の推定汚染分布を図 7-1 に示す。

(2) 評価の方法

汚染については、STACY 更新前の溶液燃料を用いた STACY による機器等の系統内の二次汚染が支配的であることが想定される。そのため、当該二次汚染について評価した。

2. 除染の方法

- 放射化汚染については、時間的減衰を図るとともに、必要な場合には、汚染分布の評価結果に基づき、当該汚染部位を切除する等の措置を講じる。
- 二次的な汚染については、時間的減衰を図るとともに、除染作業における被ばく量、除染効果や放射性廃棄物発生量等を踏まえ、化学的又は機械的除染方法を組み合わせた措置を講じる。

 : 低レベル放射性廃棄物（汚染物）

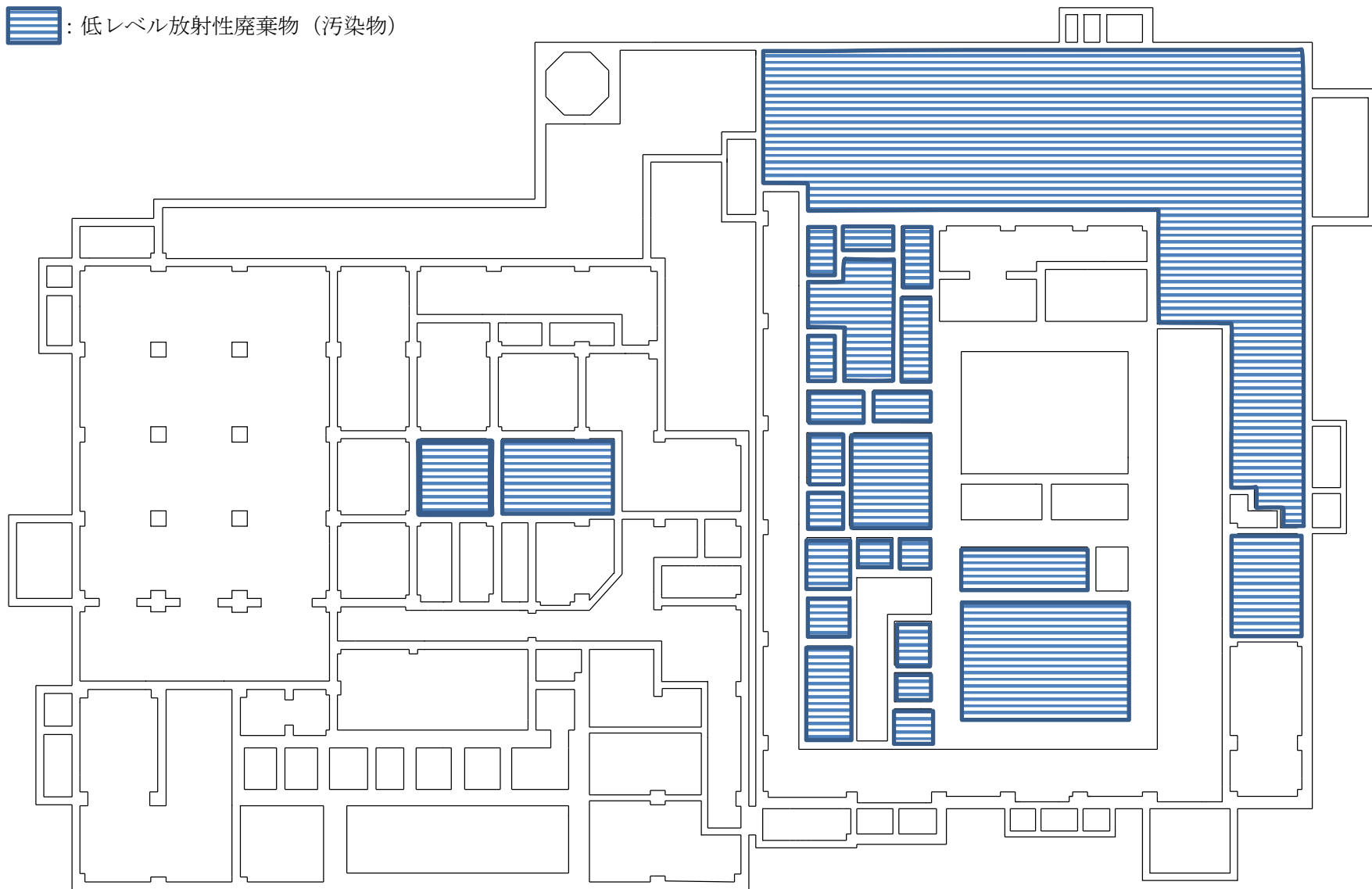




図7-1(1) 主な施設の推定汚染分布(NUCEF 実験棟地下1階)

-  : 低レベル放射性廃棄物（汚染物）
-  : 低レベル放射性廃棄物（放射化物）

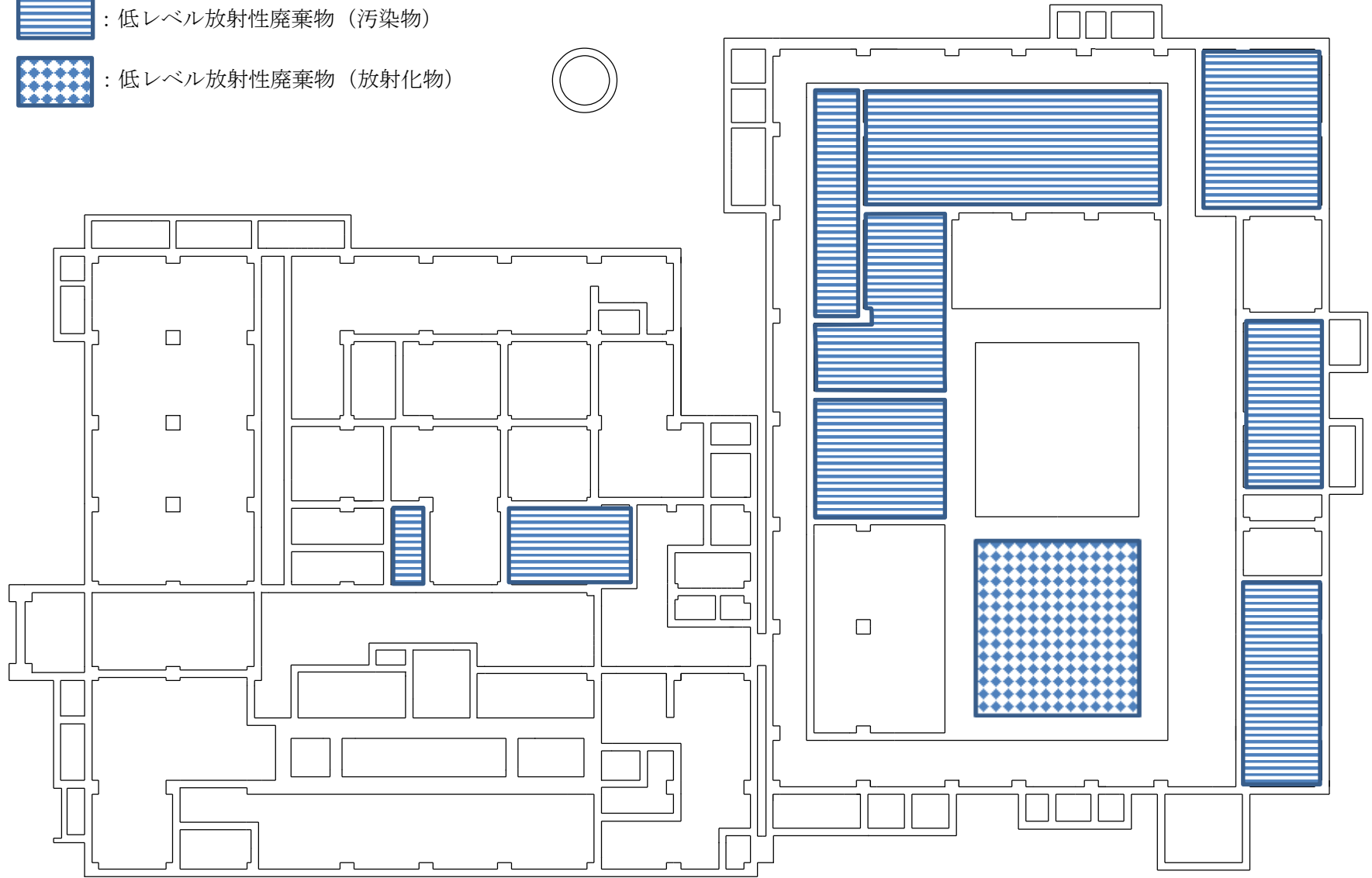




図7-1(2) 主な施設の推定汚染分布(NUCEF 実験棟1階)

-  : 低レベル放射性廃棄物（汚染物）
-  : 低レベル放射性廃棄物（放射化物）

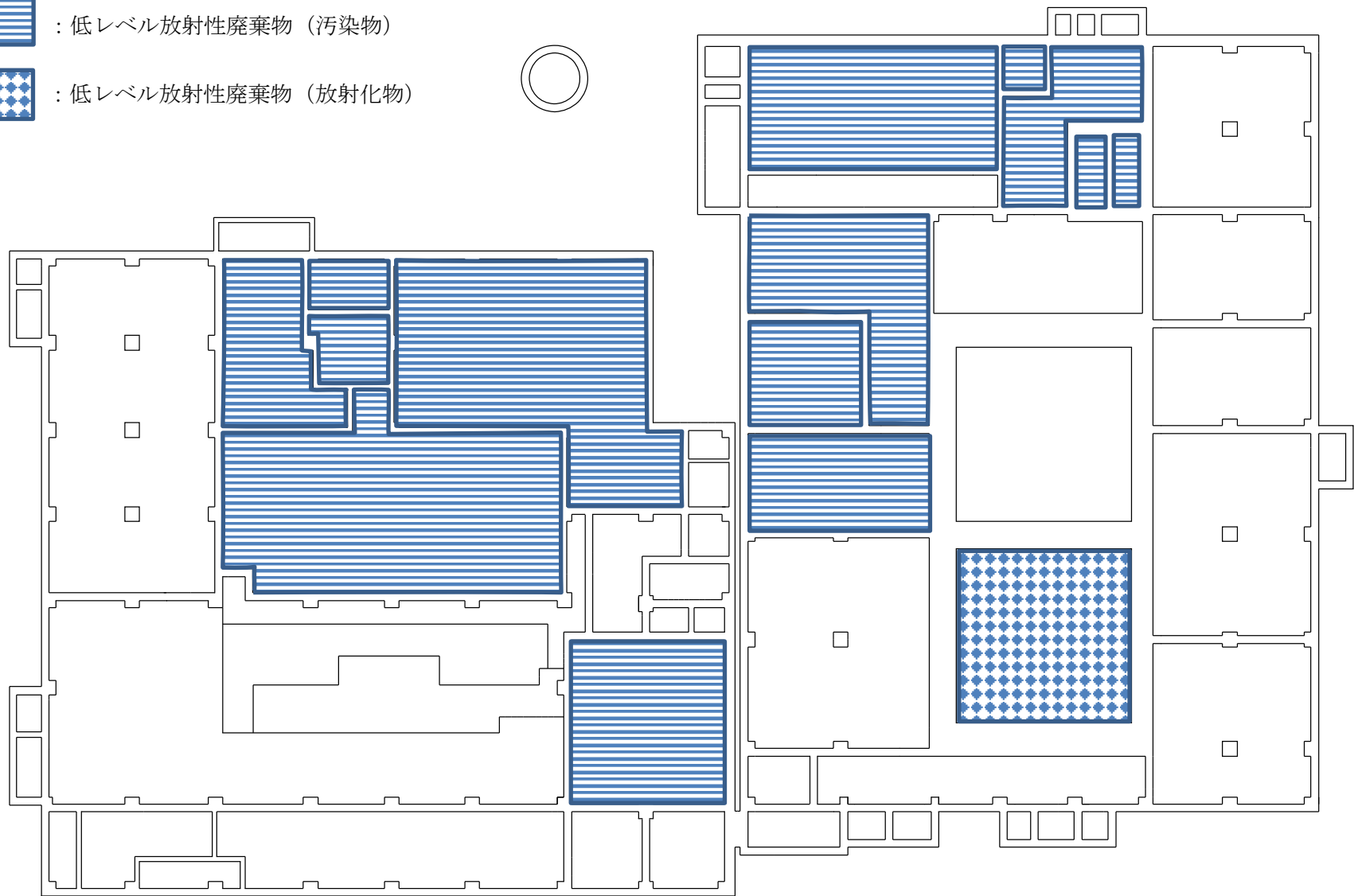


図7-1(3) 主な施設の推定汚染分布(NUCEF 実験棟2階)

八 廃止措置において廃棄する核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の発生量の 見込み及びその廃棄

1. 放射性気体廃棄物の廃棄

廃止措置の第1段階（燃料の譲渡し段階）で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、従来の廃棄の方法と同様、気体廃棄物の廃棄施設の高性能フィルタでろ過した後、排気ダストモニタにより、放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（平成27年8月31日原子力規制委員会告示第八号。以下「線量告示」という。）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、排気筒から放出する。

廃止措置の第2段階（解体撤去段階）で発生する放射性気体廃棄物には、溶液燃料配管、槽ベント設備配管等の切断に伴い飛散する放射性物質が含まれる可能性があるが、汚染拡大防止囲い、高性能フィルタ付局所排気装置等を必要に応じて設置するとともに、従来の廃棄の方法と同様、気体廃棄物の廃棄施設の高性能フィルタでろ過した後、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、排気筒から放出する。

2. 放射性液体廃棄物の廃棄

廃止措置の第1段階（燃料の譲渡し段階）及び第2段階（解体撤去段階）で発生する放射性液体廃棄物は、主として手洗水であり、施設の運転段階における発生量と同程度である。

放射性液体廃棄物は、従来の廃棄の方法と同様、液体廃棄物の廃棄設備の廃液貯槽に一時貯留し、放射性物質の濃度を確認し、線量告示に定める排水中の濃度限度以下のものについては原子力科学研究所の一般排水溝へ排出する。廃液貯槽に一時貯留したもののうち排水中の濃度限度を超えるものについては、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場へ搬出し処理する。

3. 放射性固体廃棄物の廃棄

廃止措置の第1段階（燃料の譲渡し段階）では、施設・設備の維持管理によって発生する廃棄物（以下「維持管理廃棄物」という。）が発生する。また、廃止措置の第2段階（解体撤去段階）の期間中においても、残存している施設・設備の維持管理を実施するため、維持管理廃棄物が発生する。

廃止措置の第2段階（解体撤去段階）に発生する維持管理廃棄物は、運転段階に発生する廃棄物と同等の発生量となる。維持管理廃棄物は、原子炉建家内の廃棄物保管場所で原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場に搬出するまでの間保管する。保管に当たっ

ては、維持管理廃棄物の収納容器及び測定等の管理を保安規定等に定め、安全上必要な措置を講じたうえで適切に管理する。

廃止措置の第2段階（解体撤去段階）の解体撤去廃棄物の推定発生量を表8-1に示す。なお、廃止措置開始時には、保管廃棄物が全て搬出しているものと想定した。

廃止措置の第2段階（解体撤去段階）で発生する解体撤去廃棄物は、原子炉建家内の廃棄物保管場所で原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場に搬出するまでの間保管する。保管に当たっては、解体撤去廃棄物の収納容器及び測定等の管理を保安規定等に定め、安全上必要な措置を講じたうえで適切に管理する。

固体廃棄物のうち、放射性物質として扱う必要のあるものは、放射性物質による汚染の程度により区分を行い、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場へ搬出し、処理した後、保管廃棄施設で保管廃棄する。その際、保管廃棄施設の保管廃棄容量を超えることがないように、解体撤去工事計画の管理を行う。また、その発生から保管等の各段階の取扱いにおいて、飛散、汚染の拡大及び放射線による被ばくを適切に防止できるように措置する。なお、原子炉等規制法第61条の2に基づく放射能濃度についての確認を受け、放射性物質として扱う必要がない物として認められた物は、再利用又は産業廃棄物として処理処分を行う等、放射性固体廃棄物の低減を図る。

表8-1 放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要がない物の推定発生量

放射能レベル区分		発生量（トン）
低レベル 放射性廃棄物	放射能レベルが高い物（L1）	0
	放射能レベルが低い物（L2）	0
	放射能レベルが極めて低い物（L3）	約1,566
放射性物質として扱う必要がない物（CL）		約25
合計 ^{※1}		約1,591 ^{※2}

※1：端数処理により、各区分の推定発生量の合計値と「合計」の記載は一致しない場合がある。

※2：計装盤、ケーブル及び計装機器類（トランスミッタ室内計装機器、配管等）等は含まれていない。

九 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理

1. 放射線管理

廃止措置期間中の作業環境の放射線監視、被ばく管理、放射線業務従事者の出入り及び搬出物品の管理、管理区域の設定及び解除、並びに周辺環境の放射線監視等の放射線管理は保安規定に基づいて実施し、法令又は保安規定で定める基準値を超えないように管理する。

被ばくのおそれのある作業を行う場合は、随時、作業環境の放射線モニタリングを実施するとともに、作業方法等の評価を行い、作業方法及び放射線防護方法の改善等の適

切な措置を講じ、放射線業務従事者の被ばくの低減を図る。それらに必要とされるガンマ線エリアモニタ、室内ダストモニタ等の放射線管理施設の維持管理を行う。また、周辺環境の放射線監視のために、排気ダストモニタの維持管理を行う。

1.1 作業環境の放射線管理

(1) 線量当量率

管理区域内の線量当量率は、保安規定に基づき定期的に測定を行い、異常のないことを確認する。遮蔽状況の変化、廃棄物の移動又は特殊な作業がある場合は、その都度線量当量率を測定し、安全確保のために必要な措置を講じる。

(2) 表面汚染

管理区域内の床の放射性物質の表面密度は、保安規定に基づき定期的に測定を行い、異常のないことを確認する。

表面汚染が発生するおそれのある作業等を行う場合は、作業環境を含めて表面汚染を測定し、汚染があれば除染し、汚染の管理を行う。

(3) 空気汚染

管理区域内の空气中放射性物質の濃度は、保安規定に基づき定期的に測定を行い、異常のないことを確認する。

空気汚染の発生するおそれのある作業を行う場合は、汚染拡大防止の養生を設置するとともに、可搬型ダストモニタ等による監視又はサンプリングによる測定により、作業環境の空气中放射性物質の濃度の管理を行う。

1.2 被ばく管理

作業に当たっては、事前に詳細な作業分析を行い、効率的な作業手順、放射線防護方法（防護具の使用等）、モニタリング方法等を決定し、放射線業務従事者の被ばく低減を図る。

個人の外部被ばく線量は、個人線量計（OSL バッジ、ポケット線量計等）で測定する。内部被ばく線量は、ホールボディカウンタ又はバイオアッセイ法により評価する。また、作業を実施する前に計画線量を設定し、適宜、線量の実績値と比較して、放射線業務従事者の線量限度を超えないように管理する。

1.3 放射線業務従事者の出入り及び搬出物品管理

(1) 出入り管理

放射線業務従事者に対しては、作業開始前に当該作業についての指示及び教育訓練を行い、管理区域内遵守事項を徹底させ、作業の安全を図る。

放射線業務従事者が管理区域に立ち入るときは、保護衣等作業上必要な防護具及び個人線量計を着用のうえ、作業を行う。また、管理区域から退出するときは、ハンド

フットクロスモニタ又はサーベイメータによって身体表面の汚染検査を行い、管理区域外への汚染の拡大防止を図る。管理区域退出時に汚染が検出されたときは、汚染除去等必要な措置を講じる。

(2) 搬出物品の管理

管理区域から物品を搬出するときは、物品の表面密度を測定し、保安規定に定める基準を超えた物品を管理区域外に持ち出すことがないように管理する。

1.4 管理区域の管理

管理区域については、解体撤去が完了するまでの間、区画、標識の設置、立入制限等を行う。

1.5 周辺環境の放射線監視

(1) 平常時における放射線監視

原子炉施設から周辺環境に放出される放射性気体廃棄物は、排気ダストモニタにより、放射性物質の濃度が線量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するとともに、保安規定に基づき管理を行う。また、定期的に周辺監視区域の境界付近のモニタリングポストにより空気吸収線量率の監視を行う。

(2) 異常時における放射線監視

万一、放射性物質の放出を伴う異常が発生した場合には、サーベイメータ等を用いて建家周辺の放射線測定を行うとともに、環境試料の採取・測定等を行う。

2. 廃止措置期間中の平常時における周辺公衆の線量の評価

(1) 放射性気体廃棄物による被ばく

廃止措置の第1段階（燃料の譲渡し段階）で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、従来の廃棄の方法と同様、気体廃棄物の廃棄施設の高性能フィルタでろ過した後、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、排気筒から放出するため、一般公衆への被ばく影響は極めて小さい。

廃止措置の第2段階（解体撤去段階）で発生する放射性気体廃棄物による被ばく評価については、解体の詳細が定まっていないことから現段階では評価できないため、基本方針として、解体の詳細が決定次第、一般公衆の実効線量を「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」、「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」、ICRP Publication 60等を参考にして評価し、放射性液体廃棄物の放出による被ばくと合わせて、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 $50\mu\text{Gy}$ を下回ることを確認することとする。

(2) 放射性液体廃棄物による被ばく

廃止措置の第1段階（燃料の譲渡し段階）及び第2段階（解体撤去段階）で発生する放射性液体廃棄物は、主として手洗水であり、施設の運転段階における発生量と同程度である。放射性液体廃棄物は、従来の廃棄の方法と同様、液体廃棄物の廃棄設備の廃液貯槽に一時貯留し、放射性物質の濃度を確認し、線量告示に定める排水中の濃度限度以下のものについては原子力科学研究所の一般排水溝へ排出する。廃液貯槽に一時貯留したもののうち排水中の濃度限度を超えるものについては、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場へ搬出し処理するため、一般公衆への被ばく影響は極めて小さい。

(3) 放射性固体廃棄物による被ばく

廃止措置の第1段階（燃料の譲渡し段階）及び第2段階（解体撤去段階）で、施設・設備の維持管理及び解体撤去によって発生する解体撤去等廃棄物は、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場へ搬出して処理する。解体撤去等廃棄物を線源とした被ばく評価については、解体の詳細が定まっていないことから現段階では評価できないため、基本方針として、解体撤去等の詳細が決定次第、解体撤去等廃棄物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評価し、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 $50 \mu\text{Gy}$ を下回ることを確認することとする。

十 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があっ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

想定される事故は、廃止措置の第1段階（燃料の譲渡し段階）及び第2段階（解体撤去段階）について評価した。

廃止措置の第1段階（燃料の譲渡し段階）における廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故の種類、程度、影響等については、以下のとおり評価した。

第1段階（燃料の譲渡し段階）で想定される事故は、環境への放射性物質の異常な放出であり、棒状燃料の機械的破損（棒状燃料取出し時の落下等による破損）及び溶液燃料の漏えい（核燃料物質貯蔵設備からの漏えい）である。

以上の事故については、STACY施設の設計基準事故としており、設計基準事故評価の判断基準（ 5mSv ）に比べて十分小さいことから、周辺公衆に放射線障害を及ぼさないことを確認している。

廃止措置の第2段階（解体撤去段階）で想定される事故については解体の詳細が定まっていないことから現段階では評価できない。このため、基本方針として、想定すべき事故には核種ごとの被ばくへの寄与を考慮したうえで、放射性物質の放出量が最大となる事故についても考慮して、一般公衆への被ばく影響が最も大きい事故を選定すること

とし、想定された事故から得られた周辺公衆の実効線量の評価値が判断基準（5 mSv）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ことを確認する。

十一 廃止措置期間中に性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性能を維持すべき期間

1. 廃止措置期間中の原子炉施設の維持管理

廃止措置期間中に性能を維持すべき施設・設備（以下「性能維持施設」という。）については、原子炉施設外への放射性物質の放出抑制、放射性廃棄物の処理処分及び放射線業務従事者が受ける放射線被ばくの低減といった観点から決定し、保安規定に基づき、廃止措置の各過程に応じて要求される性能を維持することとする。

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を表 11-1 に示す。

なお、原子力科学研究所の原子炉施設の共通施設である放射性廃棄物の廃棄施設の放射性廃棄物処理場、通信連絡設備、並びに放射線管理施設の屋外管理用の主要な設備のうちモニタリングポスト、モニタリングステーション、中央監視装置、環境放射線観測車及び気象観測設備は、廃止措置中維持管理し、STACYの廃止措置終了後も他の原子炉施設の共通施設として維持管理する。

表 11-1 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

施設区分	設備等の区分	構成品目	維持すべき性能 又は機能	維持すべき期間
核燃料物質 貯蔵施設	核燃料物質貯 蔵設備	溶液燃料貯蔵設備	未臨界維持機能	それぞれ貯蔵する燃 料を譲り渡すまで
		棒状燃料貯蔵設備		
		棒状燃料貯蔵設備Ⅱ		
		使用済棒状燃料貯蔵設備		
		粉末燃料貯蔵設備		
		ウラン酸化物燃料貯蔵設備		
放射性廃棄 物の廃棄施 設	気体廃棄物の 廃棄施設	槽ベント設備B	気体廃棄物の処 理機能	気体廃棄物の廃棄対 象となる施設の除染 が終了まで
		槽ベント設備D		
		気体廃棄物処理設備		建家の管理区域を解 除するまで
		排気筒		

施設区分	設備等の区分	構成品目	維持すべき性能 又は機能	維持すべき期間
	液体廃棄物の 廃棄設備	β ・ γ 廃液系設備	液体廃棄物の貯 留機能	液体貯槽における液 体廃棄物の受入れ及 び排出が終了するま で
	固体廃棄物の 廃棄設備	固体廃棄物保管室(Ⅰ)	固体廃棄物の貯 蔵機能	固体廃棄物の受入れ 及び引渡しを終了す るまで
		固体廃棄物保管室(Ⅱ)		
		β ・ γ 固体廃棄物保管室		
放射線管理 施設	屋内管理用の 主要な設備	室内モニタ	放射線監視機能	建家の管理区域を解 除するまで
		放射線エリアモニタ		
		放射線サーベイ設備		
	屋外管理用の 主要な設備	排気筒モニタリング設備		
原子炉格納 施設	炉室(S) その他の主要 な事項	炉室(S)	閉じ込め機能 遮蔽機能	建家の管理区域を解 除するまで
		炉室(S)換気空調設備	換気機能	
その他試験 研究用等原 子炉の附属 施設	その他の主要 な事項	共用換気空調設備	換気機能	建家の管理区域を解 除するまで
		圧縮空気設備	圧縮空気供給機 能	
		消火設備	消火機能	
		通信連絡設備	通信連絡機能	
		電気設備	電源供給機能	
		実験棟A	閉じ込め機能	
		実験棟B	遮蔽機能	

十二 廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達の方法

1. 廃止措置に要する費用の見積り

廃止措置に要する費用の見積り額は、表 12-1 に示すとおり約 92 億円である。

表 12-1 廃止措置に要する費用の見積り額

(単位：億円)

施設解体費	廃棄物処理処分費	合計*
約 36	約 55	約 92

※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場合がある。

2. 資金の調達の方法

一般会計運営費交付金、一般会計設備整備費補助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。

十三 廃止措置の実施体制

1. 廃止措置の実施体制

廃止措置においては、許可申請書に記載された体制の下で実施する。また、廃止措置期間中の体制については、廃止措置の実施の前に保安規定で定める。

2. 廃止措置を適切に実施するために必要な情報の保持

原子力科学研究所は、旧日本原子力研究所東海研究所発足以来、JRR-1、JRR-2、JRR-3、JRR-4、FCA、TCA、VHTRC、JPDR、NSRR、STACY、TRACY等の原子炉施設の設計及び工事の経験と50年以上の運転経験を有している。今後も運転、保守を継続及び廃止措置を実施することにより、さらに多くの保守管理、設備改造、保安管理、放射線管理等の経験、実績を有することとなる。また、運転の状況、汚染分布等の情報についても試験研究用等原子炉施設の許可の中で維持されるとともに、廃止措置先行施設の情報を取り入れ、参考になる部分を廃止措置に反映させる。

3. 技術者の確保

廃止措置期間中は、許可申請書に記載された必要な技術者及び有資格者を確保する。

4. 技術者に対する教育・訓練

廃止措置に係る業務に従事する技術者に対しては、保安規定に基づき、対象者、教育内容、教育時間等の実施計画を立てて、教育を実施する。

十四 廃止措置に係る品質マネジメントシステム

廃止措置期間中における保安の活動は、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マネジメント計画を定め、原子炉施設に係る保安上の業務を品質マネジメントの下に適切に実施する。品質マネジメント計画は、原子炉施設の安全の確保・維持・向上を図るため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」に従って、保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的として定める。

また、廃止措置計画認可後においても、供用中と同様の品質マネジメント計画を定め、品質マネジメント活動を実施する。

十五 廃止措置の工程

廃止措置全体工程表を表 15-1 に示す。

表 15-1 廃止措置全体工程表

対象施設	項目	必 要 年 数	
		第 1 段階（燃料の譲渡し段階）	第 2 段階（解体撤去段階）
工程	・燃料の譲渡し	3年～5年	3年～5年
	・設備の解体撤去		
	・建家の管理区域解除		1年～2年

十六 廃止措置実施方針の変更の記録（作成若しくは変更又は見直しを行った日付、変更の内容及びその理由を含む。）

No.	日付	変更内容	変更理由
0	平成30年12月25日	廃止措置実施方針作成	—
1	令和4年11月11日	記載項目名称等の変更	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の改正に伴う記載項目の変更のため。