

東総R01-005号
令和元年 12月23日

原子力規制委員会 殿

神奈川県川崎市幸区堀川町72番地34
東芝エネルギーシステムズ株式会社
代表取締役社長 畠澤 守

東芝エネルギーシステムズ株式会社 原子力技術研究所
東芝臨界実験装置（NCA）施設に係る
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項に基づき、東芝エネルギーシステムズ株式会社 原子力技術研究所の東芝臨界実験装置（NCA）施設に係る廃止措置計画の認可について、別紙のとおり申請します。

以上

別 紙

東芝エネルギーシステムズ株式会社
原子力技術研究所
東芝臨界実験装置（NCA）施設に係る
廃止措置計画

令和元年12月

東芝エネルギーシステムズ株式会社
原子力技術研究所

1. 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 東芝エネルギーシステムズ株式会社
住 所 神奈川県川崎市幸区堀川町7番地34
代表者の氏名 代表取締役社長 畠澤 守

2. 工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 東芝エネルギーシステムズ株式会社 原子力技術研究所
所在地 神奈川県川崎市川崎区浮島町4番1号

3. 試験研究用等原子炉の名称

名 称 東芝臨界実験装置 (NCA)

4. 廃止措置の対象となる試験研究用等原子炉施設及びその敷地

(1) 廃止措置対象施設

(i) 廃止措置の対象施設の概要

本廃止措置により解体する試験研究用原子炉施設は、東芝臨界実験装置(以下「NCA」という。)である。NCAは低濃縮ウランを用いる軽水減速非均質型の臨界実験装置であり、日本原子力事業株式会社が昭和37年7月24日付け37原第3107号により設置許可を受け建設したものである。NCAの概要を表4-1に示す。

NCA施設の敷地内配置図、建屋平面図、原子炉本体概要図を、それぞれ図4-1から図4-3に示す。

(ii) 解体する原子炉施設の分類及び設備

NCA施設は、原子炉本体、計測制御系統、核燃料取扱及び貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、格納施設、その他の施設に分類され、それぞれの分類に複数の設備・機器がある。これらの施設分類と設備・機器を表4-2に示す。

表4-2には、本廃止措置計画によって解体撤去する設備・機器と、核燃料使用許可又は放射性同位元素使用許可に基づく設備・機器として継続使用するものの区別を記す。

(2) 敷地

事業所(東芝エネルギーシステムズ株式会社 原子力技術研究所)の敷地は、図4-1に示すとおりである。

所在地は神奈川県川崎市川崎区浮島町であり、多摩川の河口付近に面した敷地であ

る。

(3) 廃止措置対象施設の履歴

NCA は、日本原子力事業株式会社が昭和 37 年 7 月 24 日付け 37 原第 3107 号により設置許可を受け建設した。

日本原子力事業株式会社は、平成元年に株式会社東芝に合併したことにより、株式会社東芝が NCA の設置者の地位を承継した。さらに、平成 30 年に株式会社東芝と東芝エネルギーシステムズ株式会社との吸収分割により東芝エネルギーシステムズ株式会社が NCA の設置者の地位を承継した。NCA の設置許可及び設置変更許可の経緯を表 4-3 に示す。

NCA は、昭和 38 年 12 月の初臨界を達成した後、平成 25 年 12 月まで約 50 年間運転を行った。

その後、平成 26 年 6 月 17 日より現在まで第 43 回定期検査を実施中である。

(4) 廃止措置対象施設の状況

(i) 核燃料物質の状況

すべての燃料（ ）は、燃料室に保管している。

炉心タンクに燃料は装荷されていない。

(ii) 運転中に発生した放射性廃棄物の状況

気体廃棄物は臨界実験棟の排気のみであり、汚染はなく、気体廃棄物処理系（排気フィルタ、排気モニタ等）、排気筒を通じて外部に放出した。

液体廃棄物は管理区域出入りの際の手洗い水、制御室の空調凝縮水、NCA の運転で減速材として使われた水（以下「炉水」と呼ぶ）の排水であり、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」

（以下、「線量告示」という。）に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度を超える汚染は無く、放射能濃度を測定した後に排水系統を通じて多摩川に放水した。

これまでに発生した固体廃棄物は低レベル放射性廃棄物であり、200 リットルドラム缶換算 51 本の容器に収納して、廃棄物処理棟の固体廃棄物貯蔵室に保管している。

(iii) 廃止措置対象施設の汚染状況

NCA は、低出力の臨界実験装置であり、約 50 年間の運転により炉心タンク内部の一部機器に放射化した汚染がある。

炉心タンクなど炉水に接した機器、廃水ポンプなど排水に接した機器の表面汚染密度は検出限界以下のレベルである。

NCA の管理区域は、図 4-2 に示すとおりである。管理区域の床面は定期的にスミア法により表面汚染密度を測定しており、検出限界以下のレベルとなっている。

表 4-1 NCA の概要

使用目的	動力用原子炉ならびに燃料要素等の原子炉物理実験
設置許可	昭和 37 年 7 月 24 日
初臨界	昭和 38 年 12 月 11 日
炉型式	低濃縮ウラン軽水減速非均質型臨界実験装置
熱出力	最高 200 W
炉心タンク	上部開放型・アルミニウム製 直径 184 cm 高さ 200 cm
燃料	低濃縮二酸化ウラン 棒状燃料要素 アルミニウム被覆管
減速材	軽水
反応度制御	水位 微調整板
制御板 (吸収材)	安全板 (カドミウム) 5 枚 微調整板 (ボラル) 1 枚
中性子源	ラジウム-ベリリウム

表 4-2 NCA の施設分類と設備・機器 (1)

施設区分	設備	機器	解体	備考
原子炉本体	炉心タンク	炉心タンク	○	
	格子板	格子板	○	
	炉心支持枠	炉心支持枠、吊上げ金具	○	
	中性子源装置	中性子源、キャスク、駆動装置	×	RI 使用許可の線源として保管
	安全板装置	安全板、案内枠、駆動装置、制御機構台車	○	
	微調整板装置	微調整板、案内枠、駆動装置	○	
	水位制御装置	位置可変オーバフロー、水位制限レベルスイッチ、水位微調節装置	○	
	炉心タンク給水回路	排出タンク (ダンプタンク)、給水ポンプ、配管・弁	○	
	急速排水装置、炉心タンク排水回路	排出弁 (ダンプ弁)、排水弁、配管	○	
	循環系統装置	循環ポンプ、冷却水ポンプ、熱交換器、貯水タンク	○	
	純水製造回路	樹脂塔、薬品計量槽、薬品貯槽、流量計、電導度計、ブースタポンプ、配管・弁	○	
	操作空気圧装置	空気圧縮機、ヘッダー、配管	○	
	純水加熱装置	電気ヒータ、容器	○	
	廃水回路		排水ポンプ、配管・弁	○
排水ピット (内容器)			○	
計測制御系統	検出器	中性子検出器、ガンマ線検出器	○	
	制御盤	電源盤、制御盤、核計装盤	○	
	水位計	水位計、配管	○	
	その他	地震計、温度計	○	
核燃料取扱及び貯蔵施設	燃料室内設備	燃料吊り具、燃料台車	○	
		燃料架台、燃料箱	○	

表 4-2 NCA の施設分類と設備・機器 (2)

施設区分	設備	機器	解体	備考
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物設備	排気処理装置 (排気フィルタ)、排風機、排気ダクト、ダンパ	○	
		給気系機器	○	
	液体廃棄物設備	廃水貯槽、廃水ポンプ	○	使用施設の設備として継続使用
		屋外排水管・弁類	○	
		イオン交換装置、ろ過装置、貯留槽、保持槽、希釈槽、送水ポンプ (廃棄物処理棟の設備)	×	
	固体廃棄物設備	固体廃棄物貯蔵室 (廃棄物処理棟)	×	RI 施設の設備として継続使用
廃棄物保管棟 (未建設)		×	使用施設の設備として利用	
放射線管理施設	水モニタ系統	水サンブラ、水モニタポンプ、配管・弁	○	
		水モニタ	○	
	放射線モニタ	エリアモニタ (ガンマ線、中性子)	○	
		排気モニタ (ガスモニタ、ダストモニタ)	○	
		放射線モニタ盤	○	
		ハンドフットモニタ	○	
		野外モニタステーション	×	
格納施設	装置室、燃料室	床、壁	×	除染して、一般施設として継続使用
	排気筒、吸気筒	排気筒、吸気筒の構造物	×	
その他	クレーン設備	天井クレーン	×	
	作業室内	フード	○	
	構造物 (実験装置室)	作業架台、制御機構架台	○	
		遮蔽扉、気密扉	○	
	空調設備	制御室空調機	○	
	電源設備	接触器盤、配電盤等	○	
	汚染検査室設備	シャワー、温水器等	○	

表 4-3 許認可の経緯

(1) 設置 (変更) 許可一覧

	許可年月日	許可番号	内 容
1	昭和 37 年 7 月 24 日	37 原第 3107 号	当初の原子炉設置許可
2	昭和 53 年 2 月 28 日	53 安 (原規) 第 88 号	使用済燃料の処分の方法に関する変更
3	昭和 57 年 9 月 13 日	57 安 (原規) 第 171 号	燃料要素の濃縮度及び種類に関する追加
4	昭和 63 年 7 月 27 日	63 安 (原規) 第 281 号	燃料要素の本数の追加及び水対燃料の体積比範囲の変更
5	平成 11 年 8 月 26 日	11 安 (原規) 第 138 号	液体廃棄設備の更新及び保管廃棄能力を増すための廃棄物保管棟の設置

(2) 合併、吸収分割の認可

	許可年月日	許可番号	内 容
1	平成 元 年 9 月 30 日	元安 (原規) 第 497 号	株式会社東芝が原子炉設置者の地位を承継 (合併)
2	平成 30 年 10 月 24 日	原規規発第 1818242 号	東芝エネルギーシステムズ株式会社が原子炉設置者の地位を承継 (吸収分割)

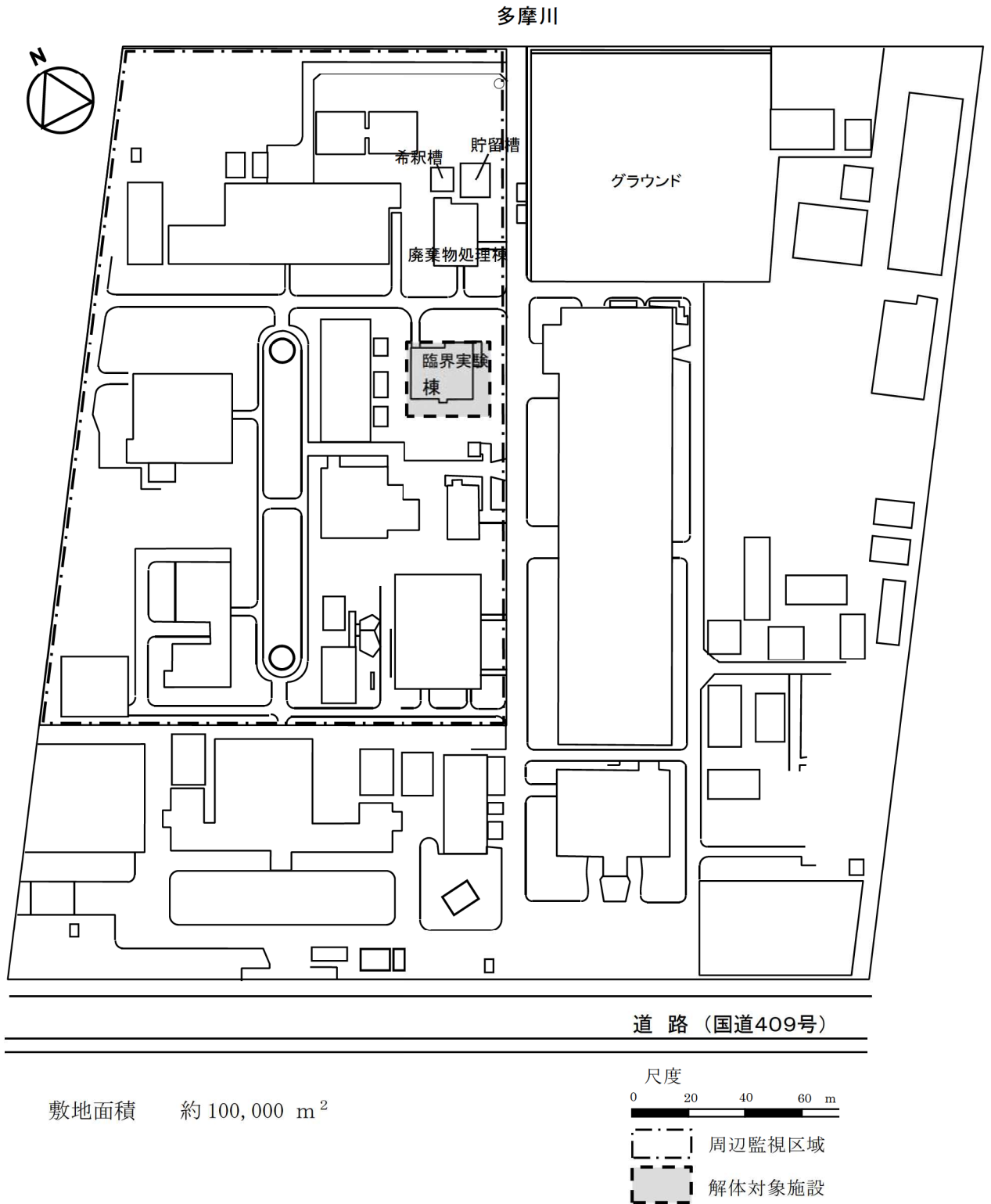


図4-1 NCA施設の敷地内配置図

図 4 - 2 N C A施設の建屋平面図（臨界実験棟、廃棄物処理棟）

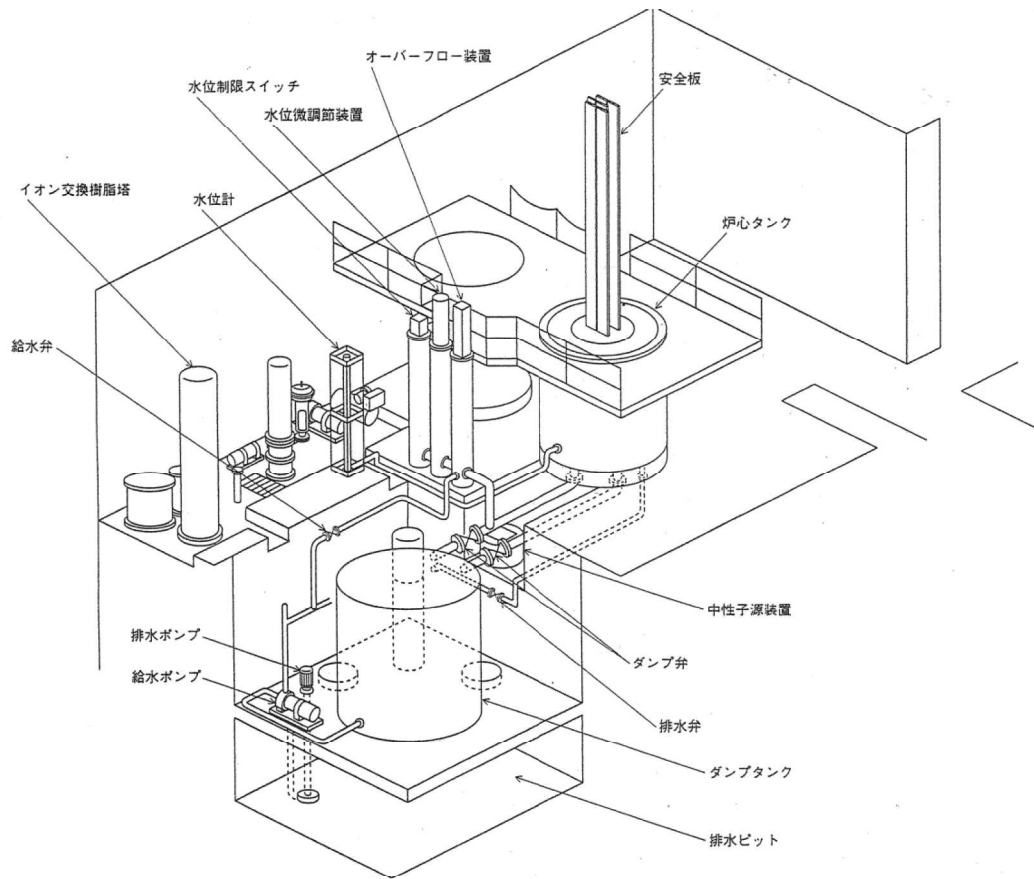


図 4-3 NCA 施設の原子炉本体概要図

5. 前号の施設のうち解体の対象となる施設及びその解体方法

(1) 廃止措置の基本方針

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。

- 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令、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を遵守するとともに、線量告示に準拠する。また、原子力安全委員会指針 原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方（平成13年8月6日一部改訂）を参考とする。
- 周辺の公衆及び放射線業務従事者に対し、原子炉等規制法に基づき定められている線量限度を遵守するとともに、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）の基本的考え方に基づき、合理的に達成可能な限り放射線被ばくを低減するよう、工事対象範囲の核燃料物質による汚染状況を踏まえ、放射性物質の拡散及び漏えい防止対策、被ばく低減対策及び事故防止対策を講じる。また、核燃料物質によって汚染された物の廃棄についても同様とする。
- 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の下に保安管理を実施する。

(2) 廃止措置における安全確保対策

廃止措置にあたっては、安全確保対策として、以下に示すように汚染の拡大防止、放射線業務従事者の被ばく低減、労働災害の防止などに関する措置を講じる。

(i) 汚染の拡大防止

炉心タンク内の機器の解体や燃料詰め替えなど、汚染のあるもの及び汚染のおそれのあるものの解体工事においては、必要に応じて汚染拡大防止の囲い、局所排気装置の設置等、汚染拡大防止の措置を講じて行う。また、廃止措置で発生した廃棄物の運搬にあたっては、所定の容器に収納するなどの適切な措置を講じ、表面線量率や表面汚染密度に異常のないことを確認して行う。

(ii) 放射線業務従事者の被ばく低減

廃止措置における放射線業務従事者の被ばく低減のため、空間線量率や表面汚染密度等の測定を行い、必要に応じて適切な遮へい体の設置等の措置、適切な防護具の装着などの措置を講じるよう、作業方法や作業手順を検討する。

(iii) 労働災害の防止

一般労働災害防止対策として、解体作業の内容に応じて高所作業対策、酸欠防止対策、重量物取扱い対策、粉じん障害対策などの対策を講じる。

(iv) 廃止措置期間中に維持すべき施設及び設備に関すること

廃止措置の実施においては、廃止措置期間中に維持すべき施設及び設備の機能が

損なわれないようにする。

(v) 専ら廃止措置の用に供する装置に関すること

専ら廃止措置の用に供する装置を導入するにあたっては、装置の種類や機能に応じて日本産業規格（JIS）等の規格・基準に準拠するとともに、必要に応じて汚染の拡大防止対策や被ばく低減対策を講じる。

(vi) 保安活動及び品質保証に関すること

解体工事やそれに関する保安活動については、保安規定に従うとともに、保安規定に基づいて定める品質保証計画の下で実施する。

(3) 解体の方法

(i) 廃止措置計画と解体方法の概要

NCA 施設の廃止措置は、以下に示す 3 段階に分けて実施する。

- ① 第 1 段階：機能停止措置、燃料詰め替え及び燃料譲渡しに係る作業
- ② 第 2 段階：原子炉の主要設備等の解体・撤去
- ③ 第 3 段階：気体廃棄物設備、液体廃棄物設備、その他機器の解体・撤去
放射性廃棄物の処理処分のための搬出

(ii) 第 1 段階（機能停止措置、燃料詰め替え及び燃料譲渡しに係る作業）

(a) 機能停止措置に係る作業

第 1 段階の初めに、原子炉運転の機能停止措置を実施する。NCA の原子炉としての運転では、炉心タンク内に燃料棒を装荷し、安全板を引抜き、排出タンク内に保持している軽水を給水ポンプで炉心タンク内に給水することで臨界を達成する。この観点から、機能停止措置として、以下の措置を行う。

- ① すべての燃料棒を燃料室に戻し、保管する。（既に実施済みの状態である。）
- ② 炉心支持枠から格子板を撤去し、炉心タンクに蓋をする。
- ③ 安全板、微調整板を駆動装置から取り外す。
- ④ 安全板、微調整板の駆動装置を、電源・制御系統から切り離す。
- ⑤ 排出タンク内の軽水を排水し、排出タンク内を空にする。（既に実施済みの状態である。）
- ⑥ 炉心タンク給水回路及び炉心タンク排水回路（給水ポンプ、給水弁、排水弁、排出弁）を、電源・制御系統から切り離す。
- ⑦ 中性子源の駆動装置を電源・制御系統から切り離す。
- ⑧ 制御盤を解体撤去する。
- ⑨ 水モニタ及び中性子エリアモニタの機能を停止する。

また、管理区域外の薬品槽室に設置されていて汚染の可能性のない以下の機器の解体撤去も行う。

- ・貯水タンク及びその配管等（循環系統装置）

・薬品貯槽、ブースタポンプ及びその配管等（純水製造回路）

(b) 燃料詰め替え及び燃料譲渡しに係る作業

燃料の譲渡しのため燃料棒を開封し、ペレットあるいはスクラップの状態に詰め替えることが必要である。このため、実験装置室内に燃料詰替え設備（グローブボックス）を設置する。

a) 燃料詰替え設備

通常作業時及び異常時においても実験装置室内への汚染を防止するため、燃料ペレット詰め替え作業は、燃料詰替え設備（グローブボックス）を設置し、その内部で行う。燃料詰替え設備に一度に持ち込む UO_2 量は 50 kg 以下とする。

b) 燃料ペレット詰め替えの方法

燃料棒の被覆管を治具（パイプカッター等）によって周方向もしくは軸方向に切ることによって燃料棒を開封し、開口部からペレットを取り出す。取り出したペレットは、燃料棒毎に秤量し、全数回収したことを確認し、鋼製容器（ペール缶）に詰め替える。1 個の鋼製容器に内包する UO_2 量は 25 kg 以下とする。取り出した燃料ペレットはスクラップ扱いとする。被覆管及び端栓は放射性廃棄物としてドラム缶詰めして保管する。

c) 燃料ペレットの保管

鋼製容器を保管する専用の保管棚を燃料室及び実験装置室内に設置する。燃料ペレット（スクラップ）を入れた鋼製容器は、搬出までの期間は燃料室及び実験装置室内に保管する。

燃料ペレット、ウラン粉末及びスクラップについても、燃料詰替え設備の中で鋼製容器に詰め替えを行い、燃料室及び実験装置室内に保管する。

d) 核燃料取扱設備の解体

燃料吊り具、燃料台車、燃料架台、燃料箱は、燃料ペレット詰め替え作業に合わせて解体する。

(iii) 第 2 段階（原子炉の主要設備等の解体・撤去）

(a) 解体内容

第 2 段階は燃料搬出後に開始し、原子炉本体、計測制御系統、放射線管理施設の一部などについて解体する。

① 原子炉本体

安全板・微調整板装置、水位制御装置、炉心タンク給水・排水回路、循環系統装置、純水製造回路、操作空気圧装置、純水加熱装置、廃水回路のポンプ及び配管などの解体を行う。原子炉本体のうち、炉心タンク、排出タンクは、第 3 段階で解体する。

② 計測制御系統

検出器、水位計、地震計などの機器を解体する。

③ 放射性管理施設

水モニタ系統及び放射線モニタのうち中性子エリアモニタ及びガスモニタを解体する。ガンマ線エリアモニタは第2段階の解体工事終了時に解体する。ダストモニタ、ハンドフットモニタは第3段階で解体する。

④ その他

燃料詰替え設備、一時保管棚を解体する。

(b) 解体廃棄物の保管管理

第2段階の解体工事で発生した廃棄物は、放射性廃棄物でない廃棄物（NR）、クリアランス廃棄物、放射性廃棄物（放射能レベルが極めて低いもの）に分類する。NR廃棄物は、測定による確認を行った後に、一般産業廃棄物として廃棄する。

第2段階の解体工事に係る詳細事項については、工事に着手する時期が明確となった段階で、本廃止措置計画の変更認可申請を行うことにより示すこととする。

(iv) 第3段階（気体廃棄物設備、液体廃棄物設備、その他機器の解体・撤去、放射性廃棄物の処理処分のための搬出）

第3段階の解体工事は、第2段階の解体工事が終了した後、廃棄事業者（研究所等廃棄物の処分を目的とした廃棄事業者）の埋設処分施設において廃棄物の受入れが稼働した後に、着手する。

第3段階の解体工事では、原子炉本体の一部（炉心タンク、排出タンク）、気体廃棄物設備、液体廃棄物設備の一部、その他機器の解体・撤去を行う。処理処分のために放射性廃棄物の廃棄事業者への搬出、管理区域の解除を行う。廃棄物処理棟及び廃棄物処理棟にある液体廃棄物施設・設備は核燃料使用施設と共用であるので、解体撤去は行わない。

第3段階の解体工事に係る詳細事項については、工事に着手する時期が明確となった段階で、本廃止措置計画の変更認可申請を行うことにより示すこととする。

6. 核燃料物質の管理及び譲渡し

(1) 核燃料物質の状況

すべての燃料（ ）は、燃料室に保管している。炉心タンクに燃料は装荷されていない。

(2) 核燃料物質の保管管理

核燃料物質は以下のように保管管理する。

- ・核燃料物質は譲渡しまでの間、臨界実験棟の燃料室あるいは実験装置室に保管する。
(燃料ペレット詰め替え作業は実験装置室内で行う。)
- ・核燃料物質の数量、保管場所、被覆管等の健全性を、運転期間中と同様に定期的に確認する。

(3) 核燃料物質の譲渡し

核燃料物質を収納した鋼製容器を輸送容器に収納し、国外の事業者へ輸送して、譲渡す。燃料の搬出、輸送は、関係法令を遵守して実施する。

7. 核燃料物質による汚染の除去

(1) 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法

核燃料物質による汚染は、放射化汚染と二次汚染がある。

(i) 放射化汚染物質

放射化汚染物質は、炉心タンク、炉心支持枠、格子板などが運転中に中性子照射を受けて発生する。NCA は出力が低く、初臨界から運転終了までの積算出力が約 27kWh と小さいので、放射化による放射エネルギーは非常に少なく、放射化により低レベル放射性廃棄物となる可能性のあるものは、炉心タンク内に設置された機器に限られる。

主要な原子炉設備の解体を行う第 2 段階の時点である運転停止後約 10 年経過時（2023 年時点）における、放射化汚染による推定放射エネルギーは 6.6×10^5 Bq である。その主要な放射能核種は、 ^{55}Fe 、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni である。

(ii) 二次汚染物質

NCA の二次汚染物質となる可能性のあるものは、以下である。

- ・ NCA の炉水に接していた機器や配管等（炉水に接する部分）
- ・ NCA の管理区域の排水に接していた機器や配管等（排水に接する部分）
- ・ NCA の管理区域の排気に接していた機器やダクト等（排気に接する部分）

また、燃料ペレット詰め替え作業で発生する燃料棒の被覆材等は燃料ペレットに直接接していた部分があることから、放射性廃棄物とする。

炉水、排水及び排気に接していた二次汚染物質の放射エネルギーは、表面汚染密度（測定値）に対象物の内面積を乗じて評価した。表面汚染密度の測定値は検出限界以下であったので、保守的に測定時の検出限界 0.2 Bq/cm^2 を表面汚染密度とした。その推定放射エネルギーは 6.6×10^5 Bq である。

燃料詰め替え作業で発生する被覆材等の推定放射エネルギーは、ウランの一部に汚染されることを想定して、 2.1×10^8 Bq であり、主要な放射性核種は ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U である。

(2) 除染の方法

放射化汚染物質については、時間減衰による放射エネルギーの低減を図るとともに、解体撤去を行う設備・機器のうち放射化汚染を生じている部分の分解などを適切な範囲で行う。

二次汚染物質については、時間減衰による放射エネルギーの低減を図るとともに、二次汚染が生じている部分の分解、汚染の除去を適切な範囲で行う。

(3) 安全管理上の措置

汚染の除去は、5.（2）廃止措置における安全確保対策に記載した措置を講じることによって安全管理を行う。

8. 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

廃止措置期間中に発生する気体状、液体状及び固体状の放射性廃棄物の廃棄及び発生量について、以下に示す。

(1) 放射性気体廃棄物の廃棄

廃止措置期間中に発生する気体状の放射性廃棄物は、燃料棒開封時に放出される可能性のある希ガス・よう素の気体状の核分裂生成物、燃料ペレット詰め替え作業で発生する可能性のある気体状の廃棄物（ウラン）及び機器の解体時に発生する可能性のある放射性粉じんである。

気体状の廃棄物は、運転中と同様に既設の気体廃棄物設備の排気モニタ、排気フィルタを経由し、排気筒から放出する。

NCA では炉全体の積算出力が約 27 kWh と極めて小さいので、蓄積された燃料中の核分裂生成物量や機器の放射化量はごくわずかであり、既設の気体廃棄物設備により排気中の放射能濃度を線量告示に定める排気中の濃度限度以下にすることができる。

また、燃料棒の開封は、汚染拡大防止のためにグローブボックスの中で行い、その排気は局所排気装置を経由して既設の気体廃棄物設備により放出するものとする。

(2) 放射性液体廃棄物の廃棄

廃止措置期間中に発生する液体状の放射性廃棄物は、主に燃料ペレット詰め替えあるいは機器の解体時の作業者が管理区域から退出するときの手洗い水の排水であり、作業はグローブボックスの中で行い、手袋等の保護具を装着することから、汚染は極めて低いと考えられる。

第 2 段階での廃水回路の解体までの排水は、運転中と同様に廃水貯槽に集水したのち既設の液体廃棄物設備を経由し、放射能濃度が線量告示に定める排水中の濃度限度以下であることを測定により確認して、多摩川に放出する。

廃水回路の解体以降、発生した排水は仮設の設備に集水し、放射能濃度の測定を行って排水の濃度限度以下であることを確認した後に、排水口より多摩川に放出する。

(3) 放射性固体廃棄物の廃棄

(i) 固体廃棄物の発生量

NCA 施設における平成 30 年度末での固体廃棄物の保管量は、200 リットルドラム缶換算で 51 本である。これまでの固体廃棄物の平均的な年間発生量は、200 リットルドラム缶換算で 0.8 本程度である。

廃止措置に伴って発生が見込まれる固体廃棄物の発生量は、表 8-1 に示すものである。廃止措置による固体廃棄物では、燃料ペレット詰め替え作業によって発生する燃料被覆管及び端栓等の部品、炉心タンク内部・周囲に設置されている炉心支持枠などの解体物、排水などに接した機器などが主要なものである。

(ii) 固体廃棄物の廃棄の方法

廃止措置に伴って発生する解体物については、ドラム缶などの容器に収納し、解体後に臨界実験棟の燃料室あるいは実験装置室に保管する。さらに廃棄物保管棟を建設して、完成後に廃止措置による解体物及び運転中廃棄物を合せて放射性廃棄物として廃棄物保管棟で保管することとする。

廃棄物保管棟は、今後、詳細について廃止措置計画の変更認可を受けたうえで建設することとする。

これらの固体廃棄物は、研究施設等廃棄物の埋設処分施設が稼働した後に、外部に搬出し、廃棄事業者に埋設処分を委託する。

放射性廃棄物に該当しない NR 廃棄物については、念のため表面線量率・表面汚染密度の測定を行った上で、一般廃棄物として処分する。

表 8-1 廃止措置による放射性固体廃棄物の発生推定量

材質	設備・機器	重量 (t)			備考
		放射能レベルの低いもの	放射能レベルの極めて低いもの	放射性物質として扱う必要のないもの	
アルミニウム (A5052)	炉心タンク、排出タンク、被覆管部材、アルミ製配管など	—	3.1	—	ドラム缶 41 本
ステンレス鋼 (SUS304)	炉心支持枠、排水配管など	—	3.0	—	ドラム缶 15 本
炭素鋼 (SS400)	気体廃棄物設備の機器 (ダクト等)	—	3.4	—	ドラム缶 17 本
その他	燃料詰替え設備及び詰め替え作業により発生する廃棄物など	—	0.3	—	ドラム缶 10 本
合計		—	9.8	—	ドラム缶 83 本

(注)・放射能レベルの区分は、表 8-2 に示す。

- ・上記のほか、「放射性廃棄物でない廃棄物」の推定発生量は、約 43 t である。
- ・二次汚染物質の放射エネルギーは、表面汚染密度を保守的に測定の検出限界値として評価し、「放射能レベルの極めて低いもの」に分類した。排出タンク、炉心タンク、配管、ダクトなどは、施設外に搬出するまでにクリアランスレベル以下であるか測定を行って、再分類する予定である。

表 8 - 2 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放射能レベル区分の適用基準

放射能レベル区分		放射能レベル区分の適用基準
低 レ ベ ル 放 射 性 廃 棄 物	比較的放射能レベルが高いもの	「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」(昭和 32 年 11 月 21 日政令第 324 号) 第 31 条に定める放射能濃度を超えないものであり、かつ「核原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
	放射能レベルが低いもの	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
	放射能レベルが極めて低いもの	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ついての確認等に関する規則」(平成 17 年 11 月 30 日文科科学省令第 49 号) 第 2 条に定める放射能濃度を超えるもの
放射性物質として扱う必要がないもの		「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 日文科科学省令第 49 号) 第 2 条に定める放射能濃度を超えないもの

9. 廃止措置の工程

(1) 全体工程

NCA 施設の廃止措置は、前述のように、以下に示す 3 段階に分けて実施する。

- ① 第 1 段階：機能停止措置、燃料ペレット詰め替え作業
- ② 第 2 段階：原子炉の主要設備等の解体・撤去
- ③ 第 3 段階：気体廃棄物設備、液体廃棄物設備、その他機器の解体・撤去
放射性廃棄物の処理処分のための搬出

第 1 段階の機能停止措置は、NCA 施設の廃止措置計画の認可、原子炉設置変更許可、保安規定の変更認可など、必要な許認可が得られた後に開始する。また、燃料ペレット詰め替え作業は、燃料譲渡し先との合意と輸送方法の見通しが得られた後に開始する。

第 2 段階の主要設備の解体・撤去は、燃料の搬出が終了した後に、廃止措置計画の変更申請・認可を受けて、開始する。

第 3 段階の解体・撤去と放射性廃棄物の処理・処分は、研究施設等の低レベル廃棄物の埋設処分場が稼働した後に、廃止措置計画の変更申請・認可を受けて、開始することとする。

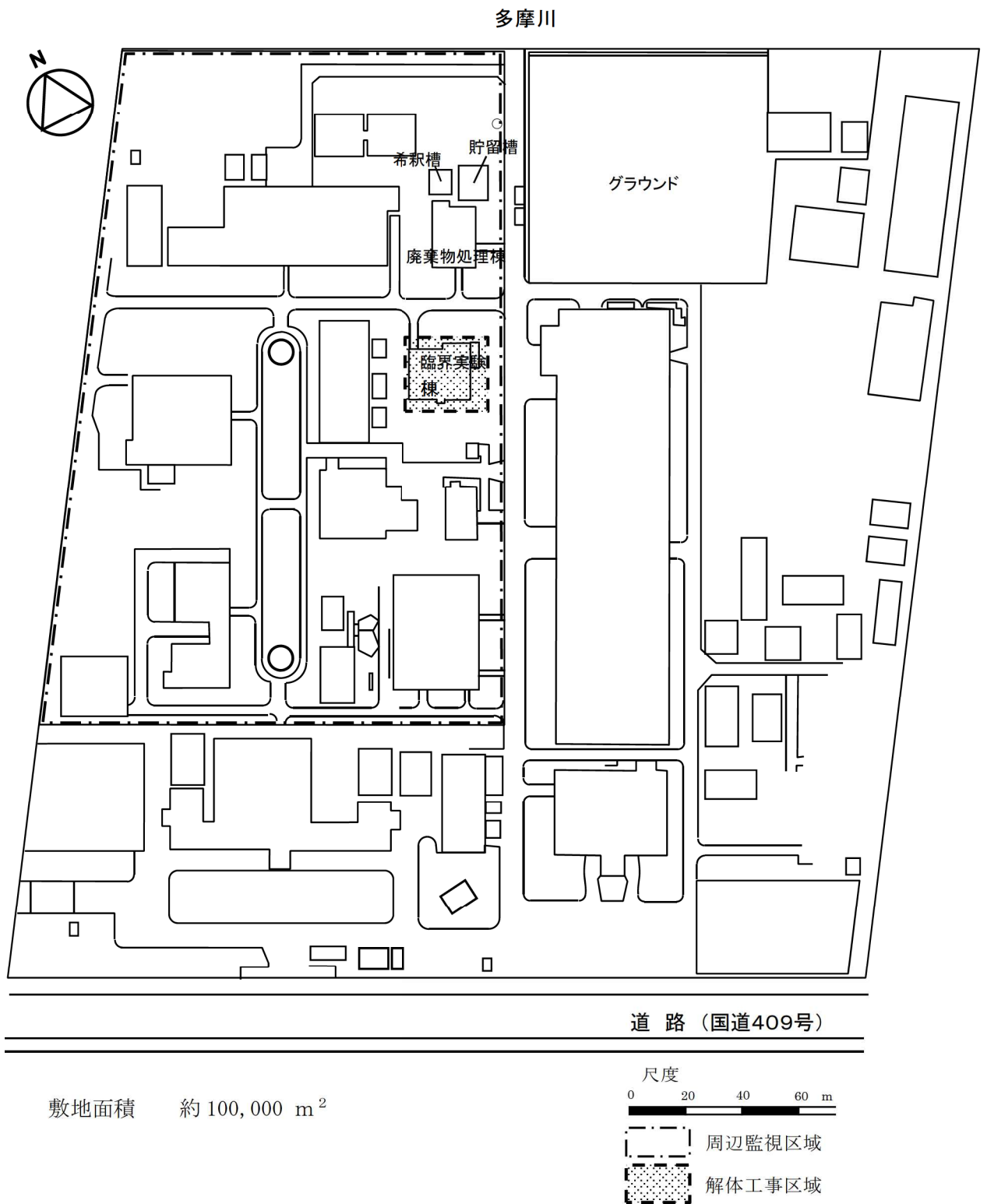
NCA 施設の廃止措置の全体工程を表 9-1 に示す。

表9-1 NCA施設の廃止措置の全体工程

項目	工程(段階、年度) 内容	2019	第1段階		第2段階		~	第3段階		
			2020	2021	2022	2023	2024	1年目	2年目	3年目
許認可	原子炉設置変更許可 廃止措置計画 廃止措置計画変更		△申請	▲許可 ▲認可(第1段階工事,燃料取出) △申請	▲認可(燃料譲渡・燃料取出の詳細) △申請	▲認可(第2段階工事,保管棟建設)		(第3段階工事) △申請	▲認可	◎完了
原子炉施設	機能停止措置 主要原子炉設備の解体 廃棄物の搬出/管理区域解除			第1段階工事		第2段階工事		第3段階工事		
核燃料	燃料詰替/燃料輸送準備 燃料の譲渡し			燃料詰替 燃料譲渡・輸送の準備		▲燃料搬出				
廃棄物 保管棟	設計 許認可等 建設、運用開始		保管棟設計	許認可	建築確認	建設工事	▲運用開始			

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

N C A施設の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を図A 1 - 1 に示す。



図A1-1 NCA施設の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

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. 廃止措置期間中の放射線管理

廃止措置期間中の作業環境の放射線管理、被ばく管理、管理区域の出入り管理及び物品持出し管理、管理区域の設定及び解除、周辺環境の放射線監視等は、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。

解体工事に際しては、作業場所の空間線量率、表面汚染密度、空気中の放射性物質濃度など必要な測定を行うとともに、作業方法の評価や必要な防護措置などを行い、放射線業務従事者の被ばく低減を図る。また、これらに必要な測定器具等の維持管理を行う。

周辺環境への放射性物質の放出管理のため、排気モニタの維持管理を行う。

1.1 作業環境の放射線管理

(1) 空間線量率

管理区域内の空間線量率は、保安規定に基づき定期的に測定を行い、異常の無いことを確認する。廃止措置で空間線量率に有意な影響の可能性がある作業については、保安規定に基づき、作業前・作業中・作業後の測定を行い、必要な場合には作業手順・時間の見直しなど適切な措置を講じる。

(2) 表面汚染密度

管理区域内の床等の表面汚染密度は、保安規定に基づき定期的に測定を行い、異常の無いことを確認する。廃止措置で表面汚染密度に有意な影響の可能性がある作業については、保安規定に基づき、作業前・作業中・作業後の測定を行い、必要な場合には除染など適切な措置を講じる。

(3) 空気中放射能濃度

管理区域内の空気中放射能濃度は、保安規定に基づき定期的に測定を行い、異常の無いことを確認する。廃止措置で空気中放射能濃度に有意な影響の可能性がある作業については、保安規定に基づき、作業前・作業中・作業後の測定を行い、必要な場合には保護具着用など適切な措置を講じる。

1.2 被ばく管理

廃止措置期間中に放射線作業を行う場合には、保安規定に基づき、放射線作業計画書を作成し、作業内容・場所・作業員・作業期間を記載し、計画線量や防護具など放射線防護上の措置を明確にして、作業員の被ばく低減を図る。

廃止措置期間中の放射線業務従事者の外部被ばく線量は、保安規定に基づき、個人線量計で測定する。内部被ばく線量は、作業場所の空気中放射能濃度の値から算定する。

1.3 管理区域の出入り管理及び物品持出し管理

(1) 管理区域の出入り管理

廃止措置期間中の放射線業務従事者の登録・解除、管理区域の出入り管理は、保安規定に基づき、必要な手続きや遵守事項を定めて行うこととする。

管理区域に立入る場合には、必要な個人線量計や保護具を着用する。管理区域からの退出の際には、ハンドフットモニタやサーベイメータにより身体表面の汚染検査を行う。

(2) 物品持出し管理

廃止措置期間中の管理区域からの物品持出しは、保安規定に基づき、必要な手続きや表面汚染密度の測定を行うこととする。

1.4 管理区域の設定及び解除

(1) 一時管理区域の設定

廃止措置期間中、一時管理区域の設定を行う必要がある場合には、保安規定に基づき、必要な手続きと手順により設定を行う。

(2) 一時管理区域の解除

廃止措置期間中に設定した一時管理区域を解除する必要がある場合には、保安規定に基づき、必要な手続きと手順により解除を行う。

1.5 周辺環境の放射線監視

周辺監視区域に係る空間線量は、野外モニタステーションで測定・監視する。NCA施設から排出される放射性気体廃棄物の放射能濃度については排気モニタ（ダストモニタ）で測定・監視する。

万一、放射性物質の放出を伴う異常が発生した場合には、野外モニタステーションの測定その他、サーベイメータやダストサンプラ等により建屋外部の放射線測定を行う。

2. 被ばく評価

廃止措置期間中における放射線業務従事者及び周辺公衆の被ばく評価は、以下の通りである。

2.1 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) 気体廃棄物の放出による被ばく

廃止措置期間中の気体廃棄物（施設からの排気）は運転中と同様に、気体廃棄物設備（排気フィルタ等）を通じ、排気モニタで連続監視しながら排気筒から放出する。

(i) 第1段階における気体廃棄物の放出による被ばく

第1段階において気体状の放射性廃棄物が発生する可能性のある作業は、燃料ペレット詰め替え作業である。以下に、燃料ペレット詰め替え作業時の気体廃棄物の放出による周辺公衆被ばく線量を評価する。

(a) 希ガス及びよう素核種の核分裂生成物の放出による被ばく

燃料棒中に内蔵されている核分裂生成物のうちの希ガス及びよう素核種は、燃料棒開封時に一部が燃料詰替え設備内に放出され、排気処理装置を通じて外部に放出される可能性がある。ここでは、保守的に、燃料棒中の希ガス及びよう素核種の核分裂生成物の全量が放出されると想定して、周辺公衆の被ばく線量を評価した。

1) 評価方法及び評価条件

- ・ 燃焼計算コード ORIGIN-S[1]を用い、原子炉運転履歴に基づいて燃料ペレット内の核種組成を計算して評価した、運転停止 5 年後（2018 年）における希ガス及びよう素核種の核分裂生成物の全量が気体となって放出される。
- ・ 上記の核分裂生成物は、排気処理装置を通じて排気筒から屋外に放出される。
- ・ 排気筒から放出された気体廃棄物による周辺公衆の被ばく線量は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に記載された大気拡散の解析方法に従って評価する。
- ・ 上記の大気拡散の計算の際に使用する気象条件（風向、風速、大気安定度）は、保守的に最も厳しい状態が継続することを想定する。

2) 希ガス及びよう素核種の放射エネルギーの評価

ORIGIN-S による燃焼計算は、表 A 2-1 に示す 1963 年から 2013 年までの年度ごとの運転履歴に基づき、炉心出力（50 W）一定として表 A 2-1 に示す年度ごとの積算出力を保持する運転時間を用いて計算した。

運転停止 5 年後の NCA 燃料中の希ガス及びよう素核種の放射エネルギーの総量は、 $^{129}\text{I} : 2.52 \times 10^1 \text{ Bq}$ 、 $^{85}\text{Kr} : 1.59 \times 10^6 \text{ Bq}$ である。

3) よう素核種の放出による周辺公衆の内部被ばく評価

よう素核種については、吸入摂取による内部被ばく線量を評価した。内部被ばく線量は、下記の式で求める。

$$D = R \times (\chi / Q) \times DC \times Q$$

D : 内部被ばく実効線量 (Sv)

R : 呼吸率 22.2 (m³/d)

「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」の第 5 表、成人の値

(χ / Q) : 相対濃度 1.44×10^{-3} (s/m³)

保守的な気象条件（大気安定度 F、風速 0.5m/s、風向は敷地境界最短距離方向）が継続する条件で、「発電用原子炉施設の安全解析に関する審査指針」の大気拡散の解析方法に基づく評価。

DC : 吸入摂取による実効線量換算係数 3.6×10^{-8} (Sv/Bq)

文献[2] (ICRP Pub.72) による ^{129}I の吸入摂取についての線量換算係数 (成人の値)

Q : 放射性物質の放出量 (Bq) ^{129}I : 2.52×10^1 (Bq)

前項 2) の ^{129}I 放射エネルギーの評価値

上記の式及び数値により評価した内部被ばく線量は、 $3.4 \times 10^{-7} \mu\text{Sv}$ である。

4) 希ガス核種の放出による周辺公衆の外部被ばく評価

希ガス核種については、放出された ^{85}Kr による周辺公衆の外部被ばく線量を評価した。外部被ばく線量は、文献[3] (JAERI-Data/Code2004-10) の方法に基づいて評価した。

・空気カーマ率の評価

空気カーマ率は、文献[3]で与えられた空気カーマ率の分布図から放出高さ、大気安定度、敷地境界までの距離、風速、ガンマ線実効エネルギーなどの条件より下記の式で評価した。

$$D(x,y,0) = D_0(x,y,0) \cdot Q \cdot E/U$$

$D(x,y,0)$: 実際の条件下の補正空気カーマ率 (Gy/h)

$D_0(x,y,0)$: 分布図から読み取った空気カーマ率 (Gy/h)

Q : 実際の放出率 (GBq/h)

E : 実際のガンマ線実効エネルギー (MeV)

U : 実際の風速 (m/s)

空気カーマ率の計算では、以下のパラメータを使用した。

$D_0(x,y,0)$ は、文献[3]付属の CD-ROM より放出高さ 10 m、実効エネルギー 1 MeV、風速 1 m/s、放出率 1×10^9 Bq/h の条件での計算結果 (グラフ) から、NCA 施設の敷地境界最短距離は 120 m であるので、保守的に風下距離 100 m で大気安定度 F での値 1.2×10^{-8} Gy/h を使用した。

ガンマ線実効エネルギーは文献[4] (JAERI 1347) に示された ^{85}Kr の値 2.23×10^{-3} MeV/dis を用いた。

風向と風速は、保守的に敷地境界までの距離の最短方向に風速 0.5 m/s が継続するとした。

放出時間は、50 日間 (1 日作業時間 8 時間) に ^{85}Kr の全量が放出されると想定した。

上記の式及び数値による敷地境界での空気カーマ率 D の計算値は 2.13×10^{-16} Gy/h である。

・評価地点の実効線量

上記で算定した空気カーマ率より、下記の式 (文献[3]) による実効線量に換算する。

$$H_Y = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot D \cdot T$$

H_Y : 計算地点における実効線量 (Sv)

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)

平常時 0.8 (発電用原子炉施設の安全評価に関する審査指針)

事故時 1.0 (発電用原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針)

f_h : 建屋の遮蔽係数 (1.0)

f_o : 居住係数 (通常 1.0)

D : 空気カーマ率 (Gy/h)

T : 滞在時間 (h)

上記の式及び数値で算定した敷地境界での外部被ばく線量は、 $6.8 \times 10^{-8} \mu\text{Sv}$ である。

(b) ウランの気体状物質の放出による被ばく

燃料詰め替え作業では、燃料棒を開封して燃料ペレットを取出し、秤量を行った後に鋼製容器に収納する作業を行う。この際に、燃料ペレットの極く一部が気体状物質（浮揚性の微粒子など）となって燃料詰替え設備内に放出され、排気処理装置を通じて外部に放出される可能性がある。ここでは、1日使用量を UO_2 ペレット 50kg とし、1年間 (250日×8時間) 作業を行う際に、気体状物質が放出されることを想定して、周辺公衆の被ばく線量（吸入摂取による内部被ばく線量）を評価した。

1) 評価方法及び評価条件

- 燃料ペレット詰め替え作業は、1日使用量 (UO_2 ペレット 50 kg とする) で 1年間 (250日×8時間とする) 行うことを想定し、1年あたりの周辺公衆被ばく線量を評価する。
- 燃料の取扱いにより燃料が気体状物質となる割合等は、文献 [5] 「放射性物質の種々の取扱条件での飛散率の概算法」を参考にする。
- 上記の気体状物質は、排気処理装置を通じて排気筒から屋外に放出される。
- 排気筒から放出された気体状物質による周辺公衆の被ばく線量は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に記載された大気拡散の解析方法に従って評価する。
- 上記の大気拡散の計算の際に使用する気象条件（風向、風速、大気安定度）は、保守的に最も厳しい状態が継続することを想定する。
- 周辺公衆の被ばくは、ウランの吸入摂取による内部被ばく線量を評価する。ただし、核分裂生成物はウランに比べて放射エネルギーが極めて少なく、内部被ばくの線量換算係数が小さいため、核分裂生成物による周辺公衆の被ばくは無視した。

2) 放射能放出量の評価

NCA 燃料は濃縮度 5 %以下の低濃縮二酸化ウランであるが、そのほとんどが濃縮度 2 %であり、 UO_2 燃料の比放射能はそのウラン同位体組成から 6.10×10^7 Bq/kgU とした。

排気中に含まれる放射能濃度は、文献 [5] による評価方法とパラメータを参考に、以下の値とした。

1 日あたりの UO_2 取扱量 : 50 (kg)

飛散率 : 1×10^{-7}

状態係数 : 0.1 (塊)

取り扱い係数 : 10 (機械加工)

フィルタ効率 : 0.01 (通常経路による放出)

上記の評価方法と数値により、詰替え作業中における排気中の放射能濃度は、 9.34×10^{-5} Bq/s である。

3) 周辺公衆の内部被ばく線量の評価

吸入摂取による内部被ばく線量は、下記の式で求める。

$$D = R \times (\chi / Q) \times DC \times Q$$

D : 内部被ばく実効線量 (Sv)

R : 呼吸率 22.2 (m^3/d)

「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」の第 5 表、成人の値

(χ / Q) : 相対濃度 1.44×10^{-3} (s/m^3)

保守的な気象条件 (大気安定度 F、風速 0.5m/s、風向は敷地境界最短距離方向) が継続する条件で、「発電用原子炉施設の安全解析に関する審査指針」の大気拡散の解析方法に基づく評価値。

DC : 吸入摂取による実効線量換算係数 3.37×10^{-6} (Sv/Bq)

文献[2] (ICRP Pub.72) によるウラン同位体毎の線量換算係数 (成人の値) から濃縮度 2 %のウラン組成を考慮した算定値

Q : 放射性物質の放出量 = 放出率 × 放出時間

放出率 9.34×10^{-5} (Bq/s) : 前項 2) の評価値

放出時間 250 日 × 8 時間

上記の式及び数値により評価した内部被ばく線量は、 $8.4 \times 10^{-4} \mu \text{Sv}$ である。

(ii) 第 2 段階における気体廃棄物の放出による被ばく

第 2 段階で解体の対象となる機器で、炉心タンクの外部にある機器の放射化による汚染はクリアランスレベルより十分低く、原子炉の減速材である炉水に接した部分の表面汚染密度は検出限界以下である。第 2 段階で気体廃棄物の放出の可能性のある事象は、炉心タンク内の機器 (炉心支持枠) の切断を行う場合が考えられる。

第2段階の工事に係る気体廃棄物による周辺公衆への放射線影響については、第2段階の解体工事の方法等の詳細・工程などを決定次第、本廃止措置計画の変更認可申請を行って示すこととする。

(2) 液体廃棄物の放出による被ばく

NCA施設の廃止措置の第1段階（機能停止措置、燃料詰め替え）では、液体状の放射性廃棄物は発生しない。管理区域からの排水は、主に管理区域から退出する際の従事者の手洗い水である。

NCAでの管理区域からの排水は、運転中と同様に保安規定に基づき、液体廃棄物設備を経由し、放射能濃度が線量告示に定める排水中の濃度限度以下であることを測定により確認して、多摩川に放出する。液体廃棄物設備には、ろ過装置／イオン交換装置が設置されており、排水中に放射性物質が含まれている場合には、これを除去・低減することができる。ただし、NCAの使用開始から現在に至るまで、排水の放射能濃度が線量告示の濃度限度を超えたことはなく、ろ過装置やイオン交換装置などの廃棄物処理装置を使用した実績はない。

第1段階の廃止措置においては、作業に伴う液体状の放射性廃棄物の発生はなく、管理区域からの排水は従事者の手洗い水が主なものであること、燃料詰め替え作業はグローブボックス内で行うため、運転中と同様な排水の管理方法を行うことで、放出する排水中の放射能濃度を線量告示の濃度限度より十分低い値に保つことができるので、周辺への放射線影響は極めて小さい。

第2段階以降で解体の対象となる機器については、炉心タンクの外部にある機器の放射化による汚染はクリアランスレベルより十分低く、原子炉の減速材である炉水に接した部分の表面汚染密度は検出限界以下である。放射性廃棄物となる炉心タンク内の機器（炉心支持枠）の放射エネルギーは、添付書類四に示すように極めて小さい。

上記のような機器の解体に伴って放射能濃度の大きな液体状の廃棄物は発生しないと想定されるが、第2段階以降の工事に係る液体状の廃棄物による周辺公衆への放射線影響については、第2段階及び第3段階の解体工事の方法等の詳細・工程などを決定次第、本廃止措置計画の変更認可申請を行って示すこととする。

(3) 固体廃棄物による被ばく

NCA施設の廃止措置に伴って発生する固体状の放射性廃棄物は、燃料ペレット詰め替え作業で発生する被覆管の廃材などのウラン汚染物、炉心タンク内の機器の解体による放射化廃棄物である。

被覆管の廃材の汚染は極めて微量であること、NCAは出力が低いことから放射化量も非常に少ないことから、これらの固体廃棄物による周辺監視区域外への放射線の影響は無視できる程度である。

廃止措置によって発生する固体廃棄物はドラム缶などの容器に収納し、廃棄物保管棟を建設するまでの期間は、臨界実験棟の実験装置室または燃料室に保管することから、運転中と同様に建屋の壁あるいは天井により十分な遮蔽効果がある。

(4) 平常時における周辺公衆の被ばく線量

前項までに評価した平常時における周辺公衆の被ばく線量は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値の指針」において線量目標値としている年間 $50 \mu\text{Sv}$ （実効線量）の値を十分下回る。

2.2 放射線業務従事者の被ばく

(1) 第1段階

第1段階で行う機能停止措置では、放射性廃棄物となるような機器の切断などを行わないので、従来の保守管理の場合と同様な放射線管理を行うことで、被ばくの低減を図ることができる。

第1段階で行う燃料ペレット詰め替え作業（燃料棒を開封して燃料ペレットを取出し、鋼製容器に収納する作業）について、放射線業務従事者の被ばく線量は以下の通りである。

(i) 燃料ペレット詰め替え作業の放射線業務従事者の外部被ばく線量

燃料ペレット詰め替え作業中の従事者の作業位置の空間線量率を点減衰核積分コード QAD[6]を用いて評価した。

核燃料物質の配置は、燃料詰替え設備内に鋼製容器1個（ UO_2 が25 kg）、実験装置室内の一時保管棚に鋼製容器48個が保管された状態とする。

核燃料物質から放出されるガンマ線は、燃料中の希ガス及びよう素核種の放射量を評価した場合と同じ計算で算出した運転停止5年後（2018年）におけるウラン及び核分裂生成物核種からのガンマ線スペクトル及び強度とする。

従事者は、保守的に燃料詰替え設備の鋼製容器に近接した位置（距離50 cm）にいるとした。

空間線量率は $7.1 \mu\text{Sv/h}$ であり、1年間作業を行う場合（4名×最大作業時間250日×8時間）の作業員全体の総被ばく線量は 57mSv である。

(ii) 燃料ペレット詰め替え作業の放射線業務従事者の内部被ばく線量

燃料ペレット詰め替え作業中に詰替え設備（グローブボックス）から気体状の放射性物質（ウラン）が漏れいすることを想定して作業員の内部被ばく線量を評価した。

評価方法は、「2.1 平常時における周辺公衆の線量の評価 (b) ウランの気体状物質の放出による被ばく」の被ばく評価と同様のものであり、文献[5]によりグローブボックスからの漏洩率0.01を想定した。

1年間作業を行う場合（4名×最大作業時間 250日×8時間）の作業者全体の総被ばく線量は 3.2×10^{-3} mSv である。

(2) 第2段階

第2段階の工事に係る放射線業務従事者の被ばく線量は、下記の理由により極めて低い。

- ・第2段階の工事は核燃料を搬出した後に行い、核燃料物質を取り扱う作業が無いこと。
- ・NCAでは炉全体の積算出力が約 27 kWh と極めて小さいため、機器等の放射化による放射線量は極めて低いこと。
- ・NCAでは、炉心タンク内部にある機器も含めて、二次汚染による表面汚染密度は極めて小さい（検出限界以下）こと。

第2段階の工事に係る放射線業務従事者の被ばく線量は、解体工事の詳細・工程などを決定次第、本廃止措置計画の変更認可申請を行って示すこととする。

(3) 第3段階

炉心タンク内の機器は第2段階で解体するので、第3段階の解体工事の対象物はクリアランスレベル以下のものであり、第3段階の機器解体作業場所の空間線量率はバックグラウンドレベルである。

第3段階の実施時期が明確になった時点で、第3段階での解体工事の方法や工程の詳細を検討し安全評価を行って、その結果に基づいて廃止措置計画の変更認可申請を行って示すこととする。

参考文献

- [1] Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, June 2011.
- [2] ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients", 1996.
- [3] 橘晴夫 他, 「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ) 」, JAERI-Data/Code2004-10, 2004.
- [4] A.Endo et.al. , "Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP publication 38", JAERI 1347, 2004.
- [5] 高田茂 他, 「放射性物質の種々の取扱条件での飛散率の概算法」, RADIOISOTOPES, 32, 260-269, 1983.
- [6] Y.Sakamoto and S.Tanaka, "QAD-CGGP2 and G33-GP2 :Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP", JAERI-M 90-110, 1990.

表A2-1 NCAの運転履歴

年度	運転時間(h)	積算出力(Wh)	積算出力合計(Wh)
1963	224.9	148.0	148.0
1964	503.2	4061.6	4209.6
1965	1255.7	7360.1	11569.7
1966	904.9	383.0	11952.7
1967	856.5	2153.2	14105.9
1968	814.7	120.9	14226.8
1969	855.2	267.1	14493.9
1970	1444.3	108.2	14602.1
1971	694.1	496.9	15099.0
1972	548.9	534.1	15633.1
1973	450.8	792.1	16425.2
1974	505.9	312.6	16737.8
1975	431.1	649.0	17386.8
1976	430.3	1038.5	18425.3
1977	434.4	229.5	18654.8
1978	341.8	264.9	18919.7
1979	437.2	408.3	19328.0
1980	381.0	710.0	20038.0
1981	377.6	431.7	20469.7
1982	517.2	588.3	21058.0
1983	613.3	1209.8	22267.8
1984	335.0	236.6	22504.4
1985	413.9	359.3	22863.7
1986	370.0	53.1	22916.8
1987	81.6	24.2	22941.0
1988	165.2	47.3	22988.3
1989	181.5	313.7	23302.0
1990	274.9	124.2	23426.2
1991	49.3	128.3	23554.5
1992	38.6	152.1	23706.6
1993	383.8	169.5	23876.1
1994	416.6	311.7	24187.8
1995	240.7	292.2	24480.0
1996	315.7	192.0	24672.0
1997	316.2	248.1	24920.1
1998	380.1	146.2	25066.3
1999	457.9	338.9	25405.2
2000	362.1	264.3	25669.5
2001	305.4	246.4	25915.9
2002	311.3	92.6	26008.5
2003	300.4	111.9	26120.4
2004	34.1	0.2	26120.6
2005	180.0	44.3	26164.9
2006	76.5	111.8	26276.7
2007	285.7	247.0	26523.7
2008	403.3	322.3	26846.0
2009	276.8	120.3	26966.3
2010	386.0	186.2	27152.5
2011	183.9	121.5	27274.0
2012	308.6	19.0	27293.0
2013	292.8	46.7	27339.7

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、影響に関する説明書

1. 概要

ここでは、廃止措置に係る工事上の過失、機器・装置の故障、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周辺公衆に過度の放射線影響を及ぼすおそれのないことを説明する。

なお、事故事象の選定と評価は、第1段階（機能停止措置及び燃料搬出）について行う。

2. 事故の選定と評価（第1段階）

2.1 影響の大きい事故の選定

NCA 施設の廃止措置の第1段階において、工事上の過失、機器・装置の故障、地震・火災その他の災害があった場合に想定される事故のうち、周辺公衆への放射線影響が最も大きいと考えられる事象を選定する。

NCA は最高出力 200 W と出力が低く、初臨界から運転終了までの積算出力が 50 年間で約 27 kWh と極めて小さいので、機器等の放射化による放射エネルギーは極めて微小である。放射化による放射エネルギーが微小であることから、炉水に含まれる放射エネルギーもさらに低く、検出限界以下のレベルである。

このことから、第1段階において放射線影響が最も大きい事故は、燃料搬出の準備として行う燃料ペレット詰め替え作業時の事象と考えられる。

2.2 事故事象の想定

燃料ペレット詰め替作業において、発生要因を考慮して以下に事故事象を想定する。これらの事象のうち、周辺公衆への放射線影響が最も大きいと考えられる事象について、線量評価を行う。

(1) 作業時の過失

作業時の過失で外部に放射性物質を放出させる可能性のある事象としては、燃料ペレット詰め替作業の過程で、非密封状態の核燃料物質を落下させる事象が想定される。ただし、この場合には気体廃棄物設備が健全であり、排気フィルタで捕集されることや排気筒から放出されることから、敷地外への放射線影響は後述の地震による核燃料物質の落下事象に包絡される。

(2) 機器の故障

燃料ペレット詰め替作業で用いる被覆管の切断治具はパイプカッター類であり、切断器具などの故障によって外部に放射線影響を引き起こす事象は想定できない。

気体廃棄物設備に関連する機器の故障として、排気フィルタが損傷して捕集されずに外部へ放出される事象が想定できるが、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 2.1 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(b)ウランの気体状物質の放出による被ばく」に示した平常時の周辺公衆への被ばく線量評価の結果（最大で1年あたり $8.4 \times 10^{-4} \mu\text{Sv}$ ）より、排気フィルタの機能喪失（フィルタ効率は0.01であるため影響は100倍の $8.4 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ となる）による敷地外への放射線影響は十分小さい。

(3) 地震

燃料ペレット詰め替え作業では、添付書類五に示す燃料詰替え設備（グローブボックス）を使用するが、燃料ペレット詰め替え作業中に地震が発生し、取扱い中の核燃料物質を落下させる事象が想定される。

単体での核燃料物質の取扱い量の最大は、燃料ペレット詰め替え後の燃料ペレットを収納する鋼製容器に、収納最大量（ UO_2 で25 kg）を収納する場合である。この事象では、落下に係わる核燃料物質が少量だけでなく、気体状の放射性物質が排気フィルタを通じ、排気筒から外部に放出されるため、周辺公衆の被ばく線量は十分低い。

(4) 火災

(i) 燃料ペレット詰め替え作業時のグローブボックス内での火災

燃料ペレット詰め替え作業においては、火器の使用はなく、実験装置室内及び燃料室内に少量のポリシート等以外には可燃物は置かない。

燃料ペレット詰め替え作業に高圧のガス等は使用しないので、爆発の発生も考えられない。

燃料ペレット詰め替えを行うグローブボックス内には少量のポリシート以外に可燃物はないので、外部に放射性物質の放出を引き起こすような火災は考えられないが、念のため、グローブボックス内で火災が発生した場合の周辺公衆への被ばく線量を評価する。グローブボックス内で、燃料ペレット又は粉末が使用量の最大値（ UO_2 でペレット50 kg、粉末25 kg）収納された鋼製容器が火災にさらされた場合を想定する。火災の場合には、気体廃棄物設備の排気ダンパが閉となっていることが考えられるので、通常経路外の放出を想定する。

(ii) 燃料ペレット詰め替え作業時の排気フィルタの火災

臨界実験棟内において火災が発生し、火炎が排気処理装置内の排気フィルタを加熱して、排気フィルタ内に捕集されていた放射性物質を放出する事象を想定する。

排気処置装置は金属製で、排気フィルタは内部に収納された構造で、排気処理装置が火災を起こすことはないが、排気ダクトを通じて火炎がフィルタを加熱することを想定する。

(5) その他の災害

燃料ペレット詰め替え作業を行うグローブボックスは、NCA炉心タンク等がある実験装置室内に設置する。実験装置室は無窓で、厚いコンクリート壁に囲まれた構造であり、外部の自然災害など（大雨、強風、浸水、外部火災など）の影響を受けることはな

い。また、核燃料物質は鋼製容器に収納して固縛・保管されるので、外部に放射性物質の放出を引き起こすことは考えられない。

2.3 事故時における周辺公衆の被ばく線量評価

前項 2.2 で想定した事故事象のうち、敷地外への放射線の影響が最も大きい可能性のある下記の事象について、周辺公衆の被ばく線量を評価した。

- (1) 燃料ペレット詰め替え作業時のグローブボックス内での火災
- (2) 燃料ペレット詰め替え作業の排気フィルタの火災

以下に被ばく線量評価の内容と結果を示す。

(1) 燃料ペレット詰め替え作業時のグローブボックス内での火災

グローブボックス内で火災が発生し、燃料ペレット又は粉末が最大量収納された鋼製容器が火災にさらされ、気体状の放射性物質（ウラン）が放出された場合について、周辺公衆の被ばく線量を評価する。

(i) 評価条件

詰め替えを行う燃料はペレットと粉末があり、それぞれの場合について評価を行う。

グローブボックス内で、燃料ペレット又は粉末が使用量の最大値（ UO_2 で、ペレットは濃縮度 5%、50 kg、粉末は 2%、25 kg）収納された鋼製容器が火災にさらされた場合を想定する。 UO_2 燃料の比放射能は、濃縮度 2%では $6.10 \times 10^7 \text{ Bq/kgU}$ 、濃縮度 5%では $1.32 \times 10^8 \text{ Bq/kgU}$ とした。

周辺公衆の被ばくは、内部被ばく及び外部被ばくについて評価する。

(ii) 放出量評価

放出量評価は、以下の 5 因子公式[1]に基づき評価した。

$$\text{放出量 (RQ)} = \text{MAR} \times \text{DR} \times \text{ARF} \times \text{RF} \times \text{LPF}$$

MAR: 事故によって影響を受ける可能性のある物質質量 (Bq)

DR: 事故の影響を受ける割合

ARF: 事故の影響を受けたもののうち雰囲気に舞上がる割合

RF: 肺に吸入されるような浮遊性の微粒子の割合

LPF: 環境中へ放出される割合

DR: 0.1 (粉末またはペレットの 10% がペール缶から放出されると想定)

ARF: 粉末 6×10^{-3} (文献[1]表 3.4.1 より)

ペレット 5×10^{-4} (文献[1]表 3.4.1 より)

RF: 粉末 0.1 (文献[1]表 3.4.1 より)

ペレット 0.5 (文献[1]表 3.4.1 より)

LPF: 1.0 (排気設備を通さず、地上放出を想定)

上記の計算により、放出される放射エネルギー (RQ) は、粉末の場合 8.07×10^4 Bq であり、ペレットの場合 1.45×10^5 Bq である。放射能放出率は、1時間放出を想定して、粉末の場合 2.24×10^1 Bq/s で、ペレットの場合 4.04×10^1 Bq/s である。

(iii) 被ばく線量評価

1) 内部被ばく線量

内部被ばく線量は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の拡散式に基づいて評価する。

相対濃度 (χ/Q) を評価する際の気象条件は、放出中は最も保守的な条件 (敷地境界までの距離の最短方向に風速 0.5 m/s、地表拡散で大気安定度 F) が継続すると想定する。この場合の相対濃度 (χ/Q) は 4.56×10^{-2} s/m³ である。

呼吸率は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」第2表に記載の 1.2 m³/h (成人活動時) を用いた。

NCA 燃料の粉末は、濃縮度 2% が主体であり、2% 以外は取扱量の 25 kg に比して十分少ない量しかないので、粉末については濃縮度 2% のウランの線量換算係数を評価した。一方、ペレットは濃縮度 5% のウランも相当量含まれるのでペレットについては 5% 濃縮度ウランの線量換算係数を評価した。文献[2] (ICRP Pub.72) に示された核種ごとの線量換算係数に基づきウランの同位体組成を考慮して、濃縮度 2% ウランの線量換算係数 3.37×10^{-6} Sv/Bq 及び濃縮度 5% ウランの線量換算係数 3.44×10^{-6} Sv/Bq を用いた。

上記の条件で評価した、粉末の場合及びペレットの場合の内部被ばく量は、それぞれ 4.1 μ Sv、7.6 μ Sv である。

2) 外部被ばく線量

外部被ばく線量は、文献[3] (JAERI-Data/Code2004-10) の方法に基づいて評価した。

・空気カーマ率の評価

空気カーマ率は、文献[3]で与えられた空気カーマ率の分布図から放出高さ、大気安定度、敷地境界までの距離、風速、ガンマ線実効エネルギーなどの条件より下記の式で評価した。

$$D(x,y,0) = D_0(x,y,0) \cdot Q \cdot E/U$$

$D(x,y,0)$: 実際の条件下の補正空気カーマ率 (Gy/h)

$D_0(x,y,0)$: 分布図から読み取った空気カーマ率 (Gy/h)

Q : 実際の放出率 (GBq/h)

E : 実際のガンマ線実効エネルギー (MeV)

U : 実際の風速 (m/s)

空気カーマ率の計算では、以下のパラメータを使用した。

$D_0(x,y,0)$ は、文献[3]付属の CD-ROM より放出高さ 0 m、実効エネルギー1 MeV、風速 1 m/s、放出率 1×10^9 Bq/h の条件での計算結果（グラフ）から、NCA 施設の敷地境界最短距離は 120 m であるので、保守的に風下距離 100 m で大気安定度 F での値 5.0×10^{-8} Gy/h を使用した。

ガンマ線実効エネルギーは文献[4]（JAERI 1347）に示された核種ごとの値に基づきウランの同位体組成を考慮して、濃縮度 2 %ウランの実効エネルギー 6.27×10^{-3} MeV/dis、及び濃縮度 5 %ウランの実効エネルギー 6.98×10^{-3} MeV/dis を用いた。

風速は、内部被ばくの場合と同様に、保守的に敷地境界までの距離の最短方向に風速 0.5 m/s が継続するとした。

$D_0(x,y,0) : 5.0 \times 10^{-8}$ (Gy/h) 大気安定度 F、距離 100 m として文献[3]のグラフより

Q : 8.07×10^{-5} (GBq/h) (粉末)、 1.45×10^{-4} (GBq/h) (ペレット)

E : 6.27×10^{-3} (MeV/dis) (粉末)、 6.98×10^{-3} (MeV/dis) (ペレット)

U : 0.5 (m/s) (保守的な風速条件)

この結果、敷地境界での空気カーマ率は以下の値となる。

粉末の場合 $D=5.1 \times 10^{-14}$ (Gy/h)

ペレットの場合 $D=1.0 \times 10^{-13}$ (Gy/h)

・評価地点の実効線量

前項で算定した空気カーマ率より、下記の式（文献[3]）による実効線量に換算する。

$$H_Y = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot D \cdot T$$

H_Y : 計算地点における実効線量 (Sv)

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)

平常時 0.8 (発電用原子炉施設の安全評価に関する審査指針)

事故時 1.0 (発電用原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針)

f_h : 建屋の遮蔽係数 (1.0)

f_0 : 居住係数 (通常 1.0)

D : 空気カーマ率 (Gy/h)

T : 滞在時間 (h)

粉末の場合及びペレットの場合について、上式で算定した敷地境界での外部被ばく線量は、下記のとおりである。

粉末の場合 $H_Y=5.1 \times 10^{-8}$ (μ Sv)

ペレットの場合 $H_Y=1.0 \times 10^{-7}$ (μ Sv)

(2) 燃料ペレット詰め替え作業時の排気フィルタの火災

臨界実験棟内において火災が発生し、排気ダクト等を通じて火炎が排気フィルタを加熱した場合について、周辺公衆の被ばく線量を評価する。

(i) 評価条件

排気フィルタが被火災して、フィルタ内に捕集されている放射性物質の全量が外部に放出されると想定する。排気フィルタからの放出であるが、火災時なので保守的に放出経路は地表拡散を想定する。

フィルタ内に捕集されている放射性物質は、平常時における被ばく線量評価の場合と同様な放出率の評価方法と条件により、1日あたり最大使用量(UO₂ペレット 50 kg)で1年間(250日)の燃料詰め替え作業を行った場合の、気体状の放射性物質(ウラン)の放出量を算定し、これがすべてフィルタ内に捕集されているとする。

(ii) 放出量評価

フィルタに捕集されている放射エネルギーの評価は、平常時における被ばく線量評価の場合と同様に、文献[5]に基づき UO₂ペレットから飛散率 1.0×10^{-7} 、状態係数 0.1、取扱係数 10 とした。フィルタに全量捕集されるとして、1年間作業日数 250 日で捕集される放射エネルギーは 6.72×10^4 Bq である。

火災の際に、これらが1時間で放出されるとすると、放出率は以下の値である。

$$6.72 \times 10^4 \text{ (Bq)} / 3600 \text{ (s)} = 1.87 \times 10^1 \text{ (Bq/s)}$$

(iii) 被ばく線量評価

前項の「(1) 燃料ペレット詰め替え作業時のグローブボックス内での火災」と同じ評価方法と条件により周辺公衆被ばく線量を評価した。

排気フィルタが被火災した場合の周辺公衆被ばく線量は、以下のとおりである。

内部被ばく線量： 3.4 (μ Sv)

外部被ばく線量： 4.2×10^{-8} (μ Sv)

(3) 周辺公衆被ばく線量の評価結果

対象とした事故事象での周辺公衆被ばく線量の最大値は、グローブボックス内での火災の場合で、 7.6μ Sv (7.6×10^{-3} mSv) である。これは、判断基準 (5 mSv) に比べて十分小さく、周辺公衆に著しい放射線の被ばくリスクを与えるものではない。

3. 事故の選定と評価 (第2段階以降)

3.1 影響の大きい事故の選定

NCA 施設の廃止措置の第2段階以降において、工事上の過失、機器・装置の故障、地震・火災その他の災害があった場合に想定される事故のうち、周辺公衆への放射線影響が

最も大きいと考えられる事象を選定する。

第 2 段階で解体の対象となる機器で、炉心タンクの外部にある機器の放射化による汚染はクリアランスレベルより十分低く、原子炉の減速材である炉水に接した部分の表面汚染密度は検出限界以下である。

このことから、第 2 段階において最も放射線影響が大きい事故は、炉心タンク内部の機器（炉心支持棒など）の切断等の解体時に係る事象と考えられる。

第 2 段階及び第 3 段階における事故事象の選定と評価は、各段階での解体工事の詳細・工程などを決定次第、本廃止措置計画の変更認可申請を行って示すこととする。

参考文献

- [1]独立行政法人 原子力安全基盤機構, 「ウラン加工施設総合安全解析 (ISA) 実施手順等の整備に関する報告書」, 11 廃輸報-0003, 平成 23 年 8 月.
- [2] ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients", 1996.
- [3] 橘晴夫 他, 「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ)」, JAERI-Data/Code2004-10, 2004.
- [4] A.Endo et.al., "Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP publication 38", JAERI 1347, 2004.
- [5] 高田茂 他, 「放射性物質の種々の取扱条件での飛散率の概算法」, RADIOISOTOPES, 32, 260-269, 1983.

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. 残存放射性物質の評価

残存する放射性物質は、放射化汚染物質と二次汚染物質とがある。放射化汚染物質は、炉心タンク内及び炉心タンク近傍に設置されている機器等が中性子を受けて放射化されたものである。二次汚染物質は、放射化等で発生した放射性物質が、炉水などを經由して機器・配管に付着して発生する放射性物質である。

1.1 放射化汚染物質

放射化汚染物質は、炉心タンク、炉心支持枠、格子板などが運転中に中性子照射を受けて発生する。NCA は出力が低く、初臨界から運転終了までの積算出力が約 27kWh と小さいので、放射化による放射エネルギーは非常に少なく、放射化により低レベル放射性廃棄物となる可能性のあるものは、炉心タンク内の機器や支持物に限られる。

(1) 評価方法

放射化汚染物質の放射エネルギーの評価手順を図 A 4 - 1 に示す。各手順の内容は以下のとおりである。

(i) 中性子束分布の評価方法

中性子束分布は、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP6.1[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。

(ii) 放射化汚染物質の放射エネルギーの評価方法

放射化汚染物質の放射エネルギーは、前項(i)で算出した中性子束分布、原子炉運転履歴、設備の組成データを用いて、燃焼計算コード ORIGEN2.1[3]により核種ごとの放射能濃度を算出した。この放射能濃度と設備の物量から放射エネルギーを算出した。

(iii) 原子炉運転履歴

1963 年から 2013 年までの年度ごとの NCA の運転履歴を表 A 4 - 1 に示す。ORIGEN2.1 による放射能濃度の算出では、炉心出力 (50 W 一定) として表 A 4 - 1 に示す年度ごとの積算出力を保持する運転時間を用いて計算した。

(iv) 設備の組成データ

放射能濃度の計算に用いた設備の組成データを、表 A 4 - 2 に示す。

主要な元素については、JIS 規格[4][5][6] (コンクリートの場合は ANL-5800[7]) の値を使用した。ただし、JIS 規格で重量割合の範囲が与えられている場合は範囲の最大値を採用した。

微量元素については、NUREG/CR-3474[8] (A5052 の場合は文献[9]) の値を使用した。

(v) 評価対象核種

評価対象核種については「試験研究の用に供する原子炉等の係る放射能濃度につ

いての確認等に関する規則」の別表に記載されているクリアランス対象核種 30 核種（超ウラン核種を除く）を選定した。核種を以下に示す。

^3H 、 ^{14}C 、 ^{36}Cl 、 ^{41}Ca 、 ^{46}Sc 、 ^{54}Mn 、 ^{55}Fe 、 ^{59}Fe 、 ^{58}Co 、 ^{60}Co 、 ^{59}Ni 、 ^{63}Ni 、 ^{65}Zn 、 ^{90}Sr 、 ^{94}Nb 、 ^{95}Nb 、 ^{99}Tc 、 ^{106}Ru 、 $^{108\text{m}}\text{Ag}$ 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{124}Sb 、 $^{123\text{m}}\text{Te}$ 、 ^{129}I 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 、 ^{133}Ba 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu 、 ^{160}Tb 、 ^{182}Ta

(2) 評価結果

前項（1）の評価方法により算出した放射化汚染物質の放射エネルギーを、表 A 4-3 に示す。放射エネルギーは、第 2 段階の解体工事を予定する時期（2024 年頃：運転停止後約 10 年経過時）での値である。

表 A 4-3 には、炉心タンク内部機器の放射エネルギーの評価値を示した。ただし、炉心タンク及び格子板の放射能濃度はクリアランスレベル以下の値であったが、二次汚染物質に該当することから、放射化による放射エネルギーを算出した。放射エネルギーは炉心支持枠（SUS304 製）が主なものであり、主要な放射性核種は ^{55}Fe 、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni である。

炉心タンク外部の機器については、放射化による放射能濃度の計算結果はクリアランスレベルより十分低い。

放射化汚染物質の放射エネルギーの総量は、第 2 段階の解体工事を予定する時期（2024 年頃：運転停止後約 10 年経過時）で 6.6×10^5 Bq である。

1.2 二次汚染物質

(1) 二次汚染物質

NCA 二次汚染物質（放射性廃棄物）となる可能性のあるものは、以下のものである。

- ・ NCA の炉水に接していた機器や配管等（炉水に接する部分）
- ・ NCA の管理区域の排水に接していた機器や配管等（排水に接する部分）
- ・ NCA の管理区域の排気に接していた機器やダクト等（排気に接する部分）

NCA は最高出力や積算出力が極めて小さいので、放射化による放射能濃度が非常に低い。放射化による放射能に起因する二次汚染の放射エネルギーは更に微小なものである。

（表面汚染密度は検出限界以下である。）しかしながら、念のため、炉心タンク給水回路、炉心タンク排水回路、純水製造回路などの配管・機器で炉水に接していた部分、臨界実験棟にある液体廃棄物設備で排水に接していた部分、気体廃棄物設備で排気に接していた部分は、二次汚染物質として扱い放射エネルギーを評価した。

また、燃料棒の詰め替えによって燃料棒の被覆材等は燃料ペレットに直接接していた部分があることから、放射性廃棄物とする。

(2) 二次汚染物質の放射エネルギー

炉水あるいは排水に接していたことによる二次汚染物質の放射エネルギーは、表面汚染密度に対象物の表面積を乗じて評価した。

表面汚染密度は、炉水に接する部分としては炉心タンクや排出タンク内部について、

排水に接する部分としては排水ピットや廃水貯槽の内部について、排気に接する部分としては排気ダクトについて、表面汚染サーベイメータによる測定により評価した。

表面汚染密度の測定値はすべて検出限界以下であったため、表面汚染密度は保守的に測定の検出限界値 0.2 Bq/cm^2 とした。

表 A 4 - 4 に二次汚染物質の放射能の評価結果を示す。二次汚染物質の放射エネルギーの総量は、 $6.6 \times 10^5 \text{ Bq}$ である。

燃料の被覆材等の燃料ペレットに直接接していた二次汚染物質の放射エネルギーは、燃料の全量 () について燃料詰め替えを行い、収納していた燃料の 0.1 % が被覆材等に廃棄物に付着すると想定して評価した。ウランの比放射能は $6.1 \times 10^7 \text{ Bq/kgU}$ (濃縮度 2 % のウラン) とした。

燃料詰め替えによって発生する被覆材等の廃棄物に含まれる放射エネルギーは、 $2.1 \times 10^8 \text{ Bq}$ である。

参考文献

- [1] T. Goorley, et al., "Initial MCNP6 Release Overview", Nuclear Technology, 180, pp 298-315, Dec, 2012.
- [2] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura, "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering", J. Nucl. Sci. Technol., 48(1), pp. 1-30, 2011.
- [3] A. G. Croff, "ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials", Reprint from Nuclear Technology 62, p.335-p.351, September, 1983.
- [4] JIS G 4305 「冷間圧延ステンレス鋼板及び鋼帯」, 2012.
- [5] JIS G 3101 「一般構造用圧延鋼材」, 2015.
- [6] JIS H 4000 「アルミニウム及びアルミニウム合金の板及び条」, 2017.
- [7] ANL-5800 「REACTOR PHYSICS CONSTANTS」, Argonne National Laboratory, III, 1973.
- [8] NUREG/CR-3474 「Long-Lived Activation Products in Reactor Materials」 Pacific Northwest Lab., Richland, WA(USA), 1984.
- [9] JAEA Tech2005-16 岸本克己他, 「中性子束分布計算に 3 次元体系を導入した JRR-2 原子炉本体放射化放射エネルギー評価」, 2005.

表A4-1 NCAの運転履歴

年度	運転時間(h)	積算出力(Wh)	積算出力合計(Wh)
1963	224.9	148.0	148.0
1964	503.2	4061.6	4209.6
1965	1255.7	7360.1	11569.7
1966	904.9	383.0	11952.7
1967	856.5	2153.2	14105.9
1968	814.7	120.9	14226.8
1969	855.2	267.1	14493.9
1970	1444.3	108.2	14602.1
1971	694.1	496.9	15099.0
1972	548.9	534.1	15633.1
1973	450.8	792.1	16425.2
1974	505.9	312.6	16737.8
1975	431.1	649.0	17386.8
1976	430.3	1038.5	18425.3
1977	434.4	229.5	18654.8
1978	341.8	264.9	18919.7
1979	437.2	408.3	19328.0
1980	381.0	710.0	20038.0
1981	377.6	431.7	20469.7
1982	517.2	588.3	21058.0
1983	613.3	1209.8	22267.8
1984	335.0	236.6	22504.4
1985	413.9	359.3	22863.7
1986	370.0	53.1	22916.8
1987	81.6	24.2	22941.0
1988	165.2	47.3	22988.3
1989	181.5	313.7	23302.0
1990	274.9	124.2	23426.2
1991	49.3	128.3	23554.5
1992	38.6	152.1	23706.6
1993	383.8	169.5	23876.1
1994	416.6	311.7	24187.8
1995	240.7	292.2	24480.0
1996	315.7	192.0	24672.0
1997	316.2	248.1	24920.1
1998	380.1	146.2	25066.3
1999	457.9	338.9	25405.2
2000	362.1	264.3	25669.5
2001	305.4	246.4	25915.9
2002	311.3	92.6	26008.5
2003	300.4	111.9	26120.4
2004	34.1	0.2	26120.6
2005	180.0	44.3	26164.9
2006	76.5	111.8	26276.7
2007	285.7	247.0	26523.7
2008	403.3	322.3	26846.0
2009	276.8	120.3	26966.3
2010	386.0	186.2	27152.5
2011	183.9	121.5	27274.0
2012	308.6	19.0	27293.0
2013	292.8	46.7	27339.7

表A4-2 設備の組成データ

(単位：w t %)

元素	ステンレス鋼 ^{*1} (SUS304)	鋼材 ^{*2} (SS400)	コンクリート ^{*3}	アルミ合金 ^{*4} (A5052)
H			9.99×10^{-01}	
Li	1.30×10^{-05}	3.00×10^{-05}	2.00×10^{-03}	1.00×10^{-03}
B			2.00×10^{-03}	3.00×10^{-04}
C	8.00×10^{-02}		9.99×10^{-02}	1.00×10^{-02}
N	4.52×10^{-02}	8.40×10^{-03}	1.20×10^{-02}	
O			5.30×10^{-01}	
Na	9.70×10^{-04}	2.30×10^{-03}	1.60×10^{-00}	
Mg			2.17×10^{-01}	2.80×10^{-00}
Al	1.00×10^{-02}	3.30×10^{-02}	3.39×10^{-00}	9.73×10^{-01}
Si	1.00×10^{-00}		3.37×10^{-01}	2.50×10^{-01}
P	4.50×10^{-02}	5.00×10^{-02}	5.00×10^{-01}	
S	3.00×10^{-02}	5.00×10^{-02}	3.10×10^{-01}	
Cl	7.00×10^{-03}	4.00×10^{-03}	4.50×10^{-03}	
K	3.00×10^{-04}	1.20×10^{-03}	1.30×10^{-00}	
Ca	1.90×10^{-03}	1.40×10^{-03}	4.34×10^{-00}	1.00×10^{-02}
Sc	3.00×10^{-06}	2.60×10^{-05}	6.50×10^{-04}	
Ti	6.00×10^{-02}	2.00×10^{-04}	2.12×10^{-01}	
V	4.56×10^{-02}	8.00×10^{-03}	1.03×10^{-02}	
Cr	2.00×10^{-01}	1.70×10^{-01}	1.09×10^{-02}	3.50×10^{-01}
Mn	2.00×10^{-00}	1.02×10^{-00}	3.77×10^{-02}	1.00×10^{-01}
Fe	7.18×10^{-01}	1.00×10^{-02}	1.39×10^{-00}	4.00×10^{-01}
Co	1.41×10^{-01}	1.22×10^{-02}	9.80×10^{-04}	2.00×10^{-04}
Ni	1.05×10^{-01}	6.60×10^{-01}	3.80×10^{-03}	1.00×10^{-02}
Cu	3.08×10^{-01}	1.27×10^{-01}	2.50×10^{-03}	1.00×10^{-01}
Zn	4.57×10^{-02}	1.00×10^{-02}	7.50×10^{-03}	1.00×10^{-01}
Ga	1.29×10^{-02}	8.00×10^{-03}	8.80×10^{-04}	
As	1.94×10^{-02}	5.32×10^{-02}	7.90×10^{-04}	
Se	3.50×10^{-03}	7.00×10^{-05}	9.20×10^{-05}	
Br	2.00×10^{-04}	8.50×10^{-05}	2.40×10^{-04}	
Rb	1.00×10^{-03}	4.80×10^{-03}	3.50×10^{-03}	
Sr	2.00×10^{-05}	1.50×10^{-05}	4.38×10^{-02}	
Y	5.00×10^{-04}	2.00×10^{-03}	1.82×10^{-03}	
Zr	1.00×10^{-03}	1.00×10^{-03}	7.10×10^{-03}	
Nb	8.90×10^{-03}	1.88×10^{-03}	4.30×10^{-04}	
Mo	2.60×10^{-01}	5.60×10^{-05}	1.03×10^{-03}	
Pd			3.00×10^{-04}	
Ag	2.00×10^{-04}	2.00×10^{-04}	2.00×10^{-05}	2.00×10^{-03}
Cd			3.00×10^{-05}	4.00×10^{-04}
Sn			7.00×10^{-04}	
Sb	1.23×10^{-03}	1.10×10^{-03}	1.80×10^{-04}	
Cs	3.00×10^{-05}	2.00×10^{-05}	1.30×10^{-04}	
Ba	5.00×10^{-02}	2.73×10^{-02}	9.50×10^{-02}	
La	2.00×10^{-05}	1.00×10^{-05}	1.30×10^{-03}	
Ce	3.71×10^{-02}	1.00×10^{-04}	2.43×10^{-03}	
Sm	1.00×10^{-05}	1.70×10^{-06}	2.00×10^{-04}	
Eu	2.00×10^{-06}	3.10×10^{-06}	5.50×10^{-05}	
Tb	4.70×10^{-05}	4.50×10^{-05}	4.10×10^{-05}	
Dy	1.00×10^{-04}		2.30×10^{-04}	
Ho	1.00×10^{-04}	8.00×10^{-05}	9.00×10^{-05}	
Yb	2.00×10^{-04}	1.00×10^{-04}	1.40×10^{-04}	
Lu	8.00×10^{-05}	2.00×10^{-05}	2.70×10^{-05}	
Hf	2.00×10^{-04}	2.10×10^{-05}	2.20×10^{-04}	
Ta		1.30×10^{-05}	4.40×10^{-05}	
W	1.86×10^{-02}	5.50×10^{-04}	1.40×10^{-04}	
Pb	6.70×10^{-03}	8.20×10^{-02}	6.10×10^{-03}	
密度(g/cm ³)	7.93	7.86	2.3	2.72

* 1 JIS G4305 及びNUREG/CR-3474の値を使用

* 2 JIS G3101及びNUREG/CR-3474の値を使用

* 3 ANL-5800及びNUREG/CR-3474の値を使用

* 4 JIS H4000及び文献[9]の値を使用

表A4-3 炉心タンク内部機器の放射エネルギーの評価値（運転停止後10年経過時）

(単位：Bq)

核種	炉心支持棒 (SUS304)	炉心タンク*1 (A5052)	格子板*1 (A5052)	合計
³ H	5.39×10 ²	2.86×10 ³	1.21×10 ⁵	1.24×10 ⁵
¹⁴ C	5.86×10 ²	8.47×10 ⁻⁵	3.58×10 ⁻³	5.86×10 ²
³⁶ Cl	1.23×10 ¹	—	—	1.23×10 ¹
⁴¹ Ca	1.07×10 ⁻¹	3.84×10 ⁻²	1.62×10 ⁰	1.77×10 ⁰
⁴⁶ Sc	—	—	—	—
⁵⁴ Mn	1.74×10 ⁰	4.90×10 ⁻⁴	1.65×10 ⁻²	1.75×10 ⁰
⁵⁵ Fe	3.80×10 ⁴	1.45×10 ¹	6.13×10 ²	3.86×10 ⁴
⁵⁹ Fe	—	—	—	—
⁵⁸ Co	—	—	—	—
⁶⁰ Co	1.21×10 ⁵	1.06×10 ¹	4.55×10 ²	1.21×10 ⁵
⁵⁹ Ni	4.28×10 ³	2.79×10 ⁻¹	1.18×10 ¹	4.29×10 ³
⁶³ Ni	3.71×10 ⁵	2.85×10 ¹	1.18×10 ³	3.72×10 ⁵
⁶⁵ Zn	9.92×10 ⁻³	1.28×10 ⁻³	5.50×10 ⁻²	6.62×10 ⁻²
⁹⁰ Sr	—	—	—	—
⁹⁴ Nb	5.85×10 ⁰	—	—	5.85×10 ⁰
⁹⁵ Nb	1.24×10 ⁻⁴	—	—	1.24×10 ⁻⁴
⁹⁹ Tc	3.02×10 ⁻¹	—	—	3.02×10 ⁻¹
¹⁰⁶ Ru	—	—	—	—
^{108m} Ag	3.42×10 ⁰	1.84×10 ⁰	8.06×10 ¹	8.59×10 ¹
^{110m} Ag	5.60×10 ⁻⁴	1.84×10 ⁻⁴	8.72×10 ⁻³	9.47×10 ⁻³
¹²⁴ Sb	—	—	—	—
^{123m} Te	—	—	—	—
¹²⁹ I	—	—	—	—
¹³⁴ Cs	2.10×10 ⁰	—	—	2.10×10 ⁰
¹³⁷ Cs	4.24×10 ⁻⁴	—	—	4.24×10 ⁻⁴
¹³³ Ba	1.68×10 ¹	—	—	1.68×10 ¹
¹⁵² Eu	1.61×10 ²	—	—	1.61×10 ²
¹⁵⁴ Eu	8.96×10 ⁰	—	—	8.96×10 ⁰
¹⁶⁰ Tb	—	—	—	—
¹⁸² Ta	—	—	—	—
合計	5.35×10 ⁵	2.92×10 ³	1.23×10 ⁵	6.62×10 ⁵

*1 炉心タンク及び格子板の放射化放射能濃度はクリアランスレベル以下の値である。

二次汚染物質でもあるので放射化放射エネルギーも評価した。

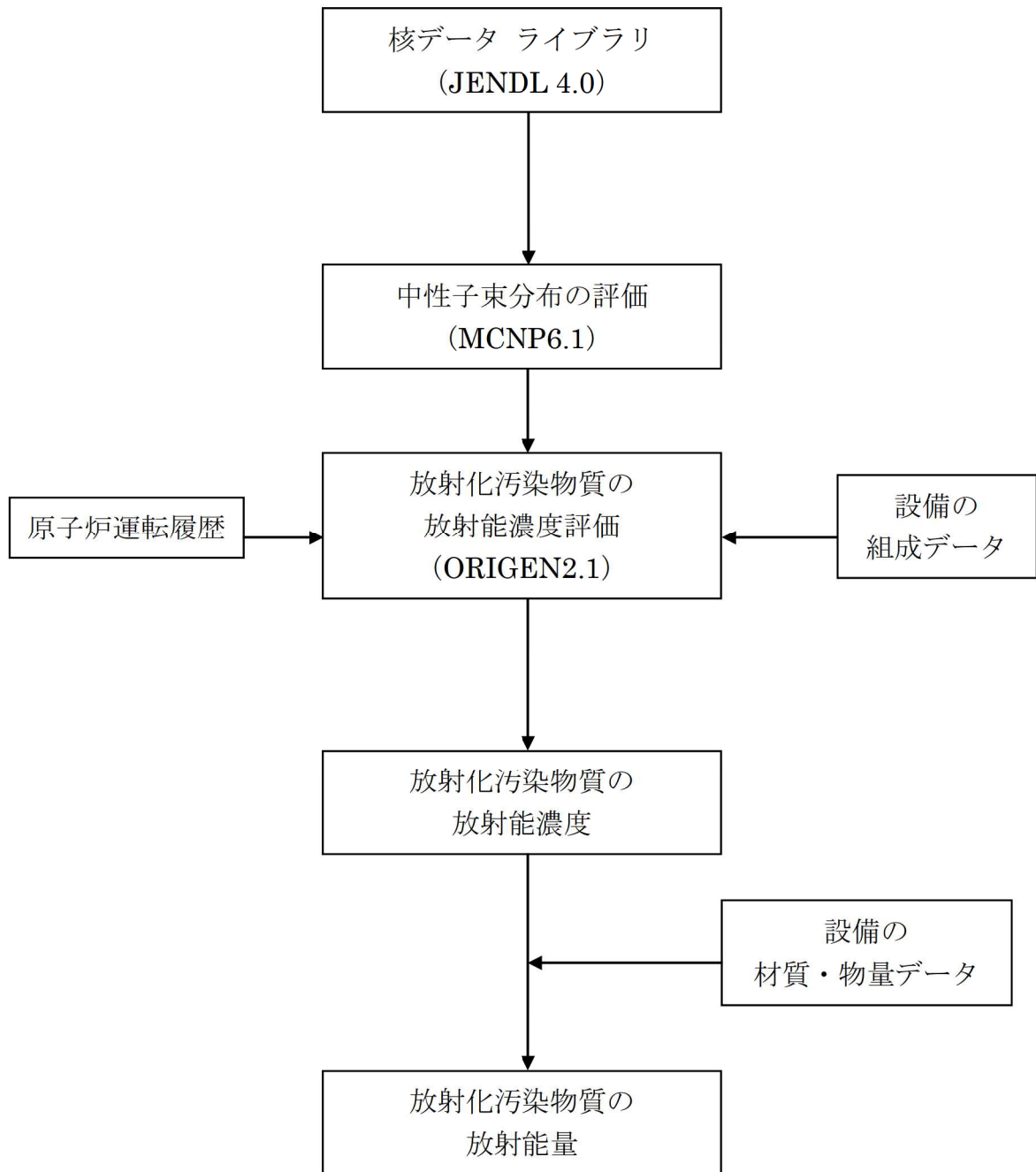
— 1×10⁻⁵ Bq 以下の数値

表A4-4 二次汚染物質の放射エネルギーの評価値

機器・設備	内面積 (cm ²) *1	表面汚染密度(Bq/cm ²)*2	放射エネルギー(Bq)	備考
炉心タンク	1.4×10 ⁵	0.2	2.8×10 ⁴	
位置可変オーバーフロー、水位微調節装置、水位制限レベルスイッチ	1.0×10 ⁵	0.2	2.0×10 ⁴	
排出タンク	2.1×10 ⁵	0.2	4.2×10 ⁴	
樹脂塔	4.0×10 ⁴	0.2	8.0×10 ³	
配管、弁など	2.0×10 ⁵	0.2	4.0×10 ⁴	炉心タンク給水回路・排水回路、純水製造回路など
格子板	4.0×10 ⁵	0.2	8.0×10 ⁴	
排水ピット、廃水貯槽	8.3×10 ⁵	0.2	1.7×10 ⁵	
排水管	3.8×10 ⁵	0.2	7.6×10 ⁴	廃水回路、液体廃棄物設備
排気ダクト	1.0×10 ⁶	0.2	2.0×10 ⁵	
合計	3.3×10 ⁶		6.6×10 ⁵	

*1 炉水、排水、排気に接する面積

*2 表面汚染密度は、保守的に測定の実検出限界値とした。



図A4-1 放射化汚染物質の放射エネルギーの評価手順

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. 廃止措置期間中の原子炉施設の維持管理

NCA 施設の廃止措置期間中における原子炉施設としての安全性を確保するため、一部の機器・設備の機能を維持し、適切に管理する。

原子炉施設の区分ごとに維持すべき設備・機器の機能を以下に示す。これら原子炉施設の区分ごとに分類した各機器別に、廃止措置期間中に維持すべき設備、機能と維持期間などを表 A 5 - 1 にまとめた。

1.1 原子炉本体

NCA では、燃料棒は炉心タンクから取出し、燃料室にすべて貯蔵している。また、排出タンクに保管していた減速材の水は、液体廃棄物設備により排出済みである。このため、原子炉本体で維持すべき機能は、廃水回路（管理区域の排水を集水し、廃水貯槽へ送水する系統）のみであり、第 2 段階終了時まで機能を維持する。このうち排水ポンプは、第 1 段階工事の期間に更新を行う予定である。

1.2 計測制御系統

廃止措置開始時点で炉心タンク内に燃料棒や減速材が無いことにより、計測制御系統に維持すべき機能はない。

1.3 核燃料取扱及び貯蔵施設

既設の核燃料取扱い設備は、燃料ペレット詰め替え作業終了まで機能を維持する。燃料ペレット詰め替え設備を第 1 段階工事で設置し、燃料搬出まで機能を維持する。既設の核燃料貯蔵設備は、燃料ペレット詰め替え作業開始までは現状の機能を維持し、第 1 段階工事の中で燃料ペレット詰め替え作業の進行にあわせて、順次、燃料ペレットを収納する鋼製容器の一時保管棚に入れ替えていく。

(1) 燃料譲渡のための燃料詰め替え及び一時保管のための設備

(a) 燃料ペレット詰替え設備

燃料譲渡のために、実験装置室に燃料ペレット詰替え設備（グローブボックス）を設置する。図 A 5 - 1 に実験装置室の燃料詰替え設備の配置概要を示す。図 A 5 - 2 に燃料ペレット詰替え設備概要を示す。

燃料ペレット詰替え設備（グローブボックス）は以下の設計として製作し、第 1 段階工事の中で設置する。

- ・耐震性 : 水平加速度 0.3 G
- ・グローブボックスの規格 (JIS Z 4808:2002)

また、未臨界性については、冠水状態で未臨界となる取り扱い量とする。

(b) 鋼製容器の一時保管棚

燃料ペレット詰め替え作業を進める際に、ペレットを燃料棒から取り出し、鋼製容器に詰め替える。鋼製容器は、実験装置室に設置した一時保管棚に一時的に保管する。また、燃料ペレット詰め替え作業を進める中で、燃料室の燃料架台及び燃料箱を順次撤去し、一時保管棚を設置し、実験装置室の鋼製容器を移動して燃料室内で燃料搬出まで保管する。図A 5 - 3に鋼製容器の一時保管棚を示す。

鋼製容器の一時保管棚は、以下の設計として製作する。

- ・ 容 量 : 実験装置室 鋼製容器 48 個
 燃料室 鋼製容器 208 個
- ・ 耐震性 : 水平加速度 0.3 G
- ・ 未臨界性 : 冠水状態で未臨界となる構造とする

1.4 放射性廃棄物の廃棄施設

(1) 気体廃棄物の廃棄施設

既設の気体廃棄物設備は、解体などの工事を行う期間は機能維持が必要であり、第 3 段階まで廃棄機能を維持する。

(2) 液体廃棄物の廃棄施設

NCA 施設の廃止措置期間中に発生する液体廃棄物は管理区域からの退域時の手洗いが主なものである。図A 5 - 4に示す既設の液体廃棄物設備は第 2 段階工事の終了時まで機能を維持する。廃棄物処理棟にあって液体廃棄物の汚染除去や希釈を行う設備は使用施設等と共用であり、NCA 施設の廃止措置完了後は使用施設の設備として使用する。液体廃棄物設備のうち希釈槽と保持槽の送水ポンプは、第 1 段階工事の期間に更新を行う予定である。

(3) 固体廃棄物の廃棄施設

廃棄物処理棟内の固体廃棄物貯蔵室は、廃棄物保管棟を建設し固体廃棄物を移動するまで固体廃棄物の保管機能を維持する。固体廃棄物を搬出した後は、原子力技術研究所の施設として使用する。

廃棄物保管棟は、固体廃棄物を廃棄事業者へ搬出するまで、固体廃棄物の保管機能を維持する必要がある。固体廃棄物の搬出後は、廃棄物保管棟は核燃料使用施設の廃棄物保管施設として使用する。

廃棄物保管棟の建設エリアを図A 5 - 5に示す。NCA の運転中の放射性固体廃棄物は、200 リットルドラム缶換算で現在 51 本が保管中であり、廃止措置工事で発生する解体物は約 100 本が見込まれる。また、現在廃止措置中の東芝教育訓練用原子炉 TTR-1 の運転中の放射性廃棄物 77 本及び廃止措置工事で発生した解体物 112 本を廃棄物保管棟に区域を分けて保管する。このため、廃棄物保管棟の保管容量は 200 リットルドラム缶換算で 500 本以上とする。

廃棄物保管棟の建設に係る詳細事項については、第 2 段階の解体工事の変更認可申請に合わせて示すこととする。

1.5 放射線管理施設

放射線モニタのうち、実験装置室及び燃料室のガンマ線エリアモニタは核燃料物質の搬出までモニタ機能を維持する必要がある。また、排気モニタ（ダストモニタ）は第 3 段階の解体工事まで機能を維持する。ガンマ線エリアモニタ、排気モニタは、廃止措置工事の第 1 段階の期間中に更新を行う予定である。

汚染検査室のハンドフットモニタ等も第 3 段階の解体工事まで機能を維持する。

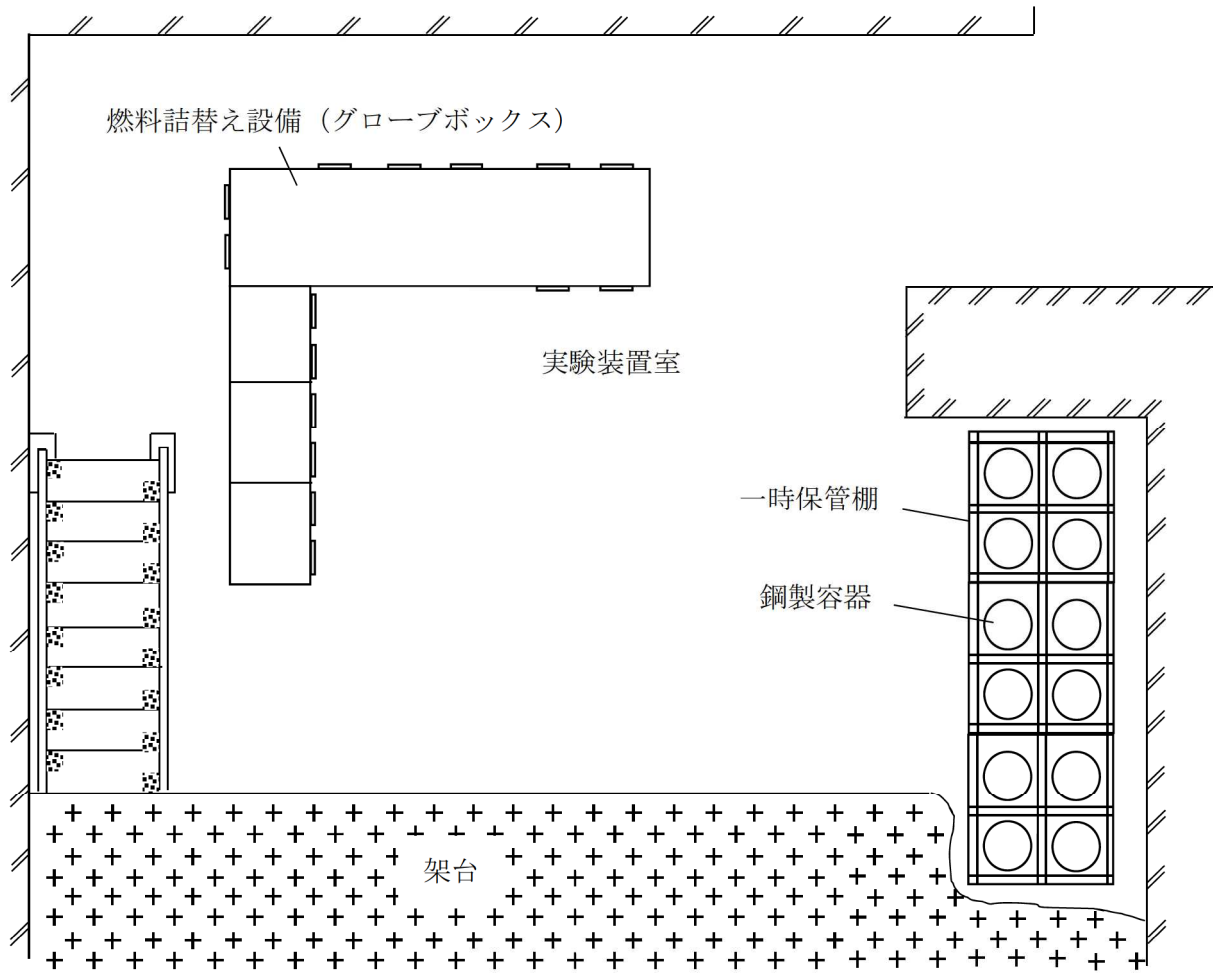
野外モニタは、NCA 施設としては核燃料物質が搬出され原災法の対象から除外されるまで維持する必要がある。ただし、現時点では原災法対象の使用施設も同じ事業所内にあるので、すべての原災法対象施設が除外されるまで機能を維持する。

1.6 格納施設

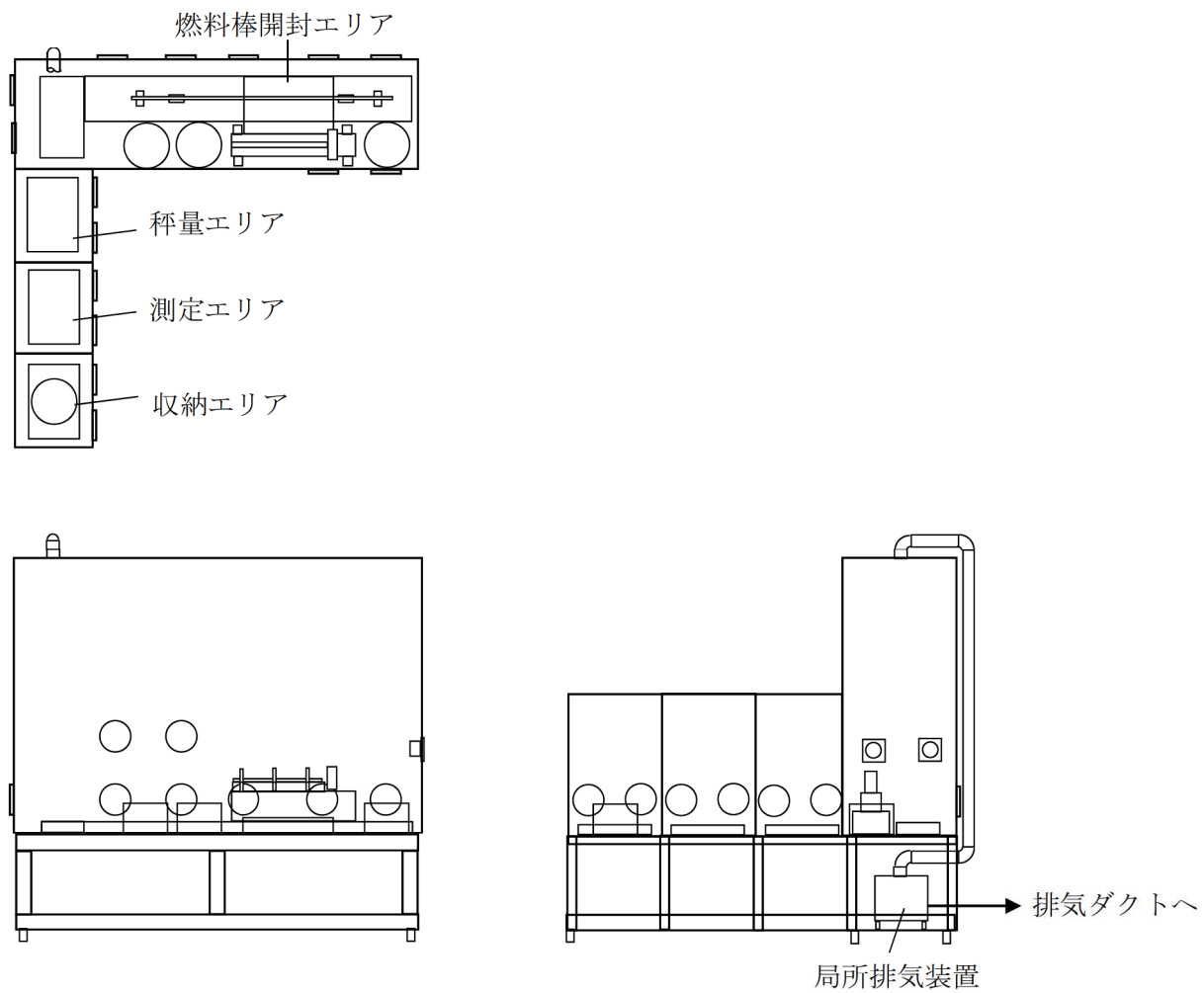
NCA の格納施設は、実験装置室の壁・天井など臨界実験棟の建屋と一体である。臨界実験棟は内部の機器の解体・搬出が終了するまで格納（密閉・隔離）の機能を維持する必要がある、第 3 段階の解体工事まで維持する。

表A5-1 廃止措置期間中に機能を維持すべき設備及びその機能並びにその機能を維持すべき期間

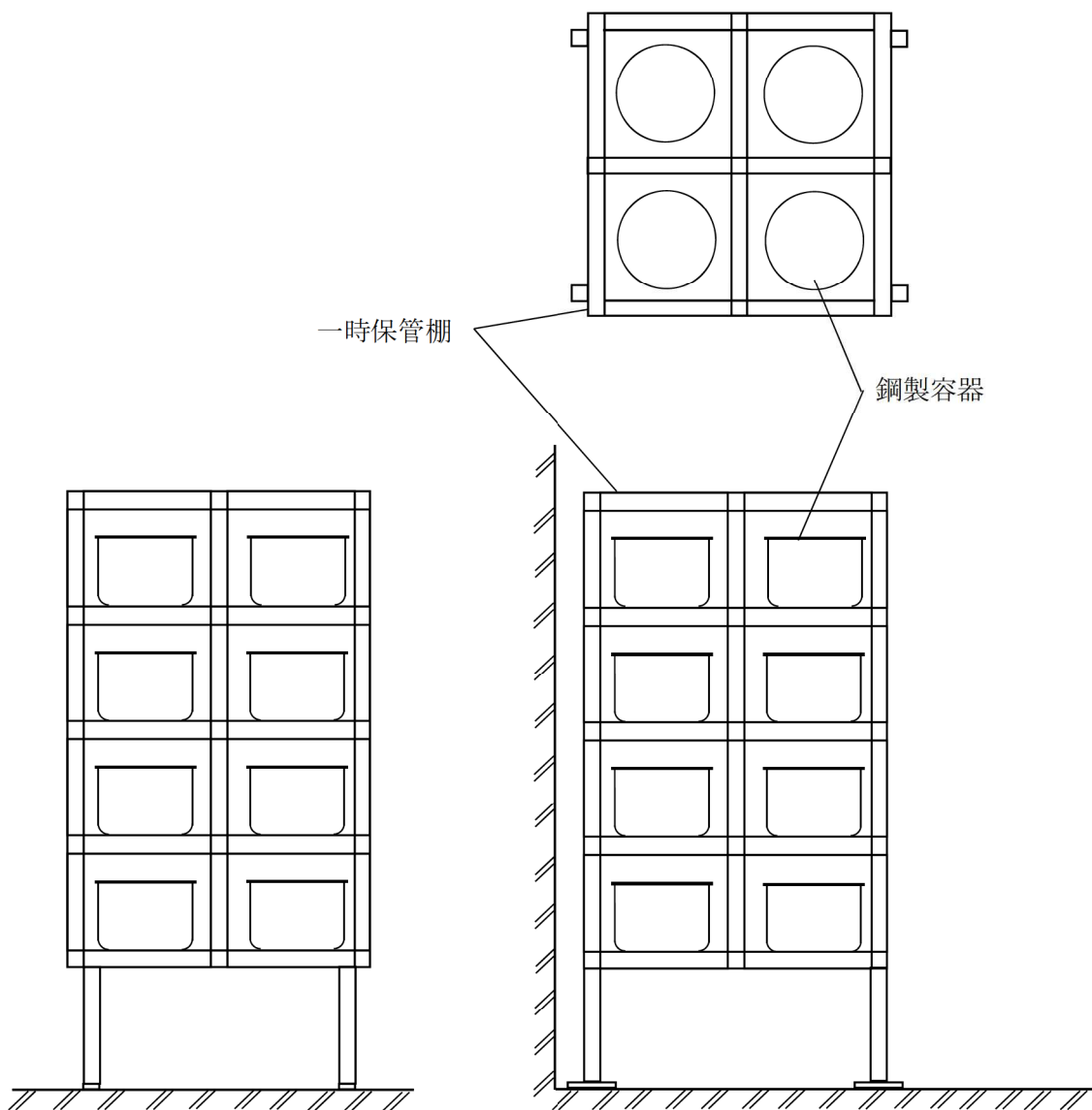
施設区分	設備	機器	台数	維持すべき機能	維持すべき期間
原子炉本体	廃水回路	排水ポンプ・配管・弁	一式	排水機能	液体廃棄物の発生が終了するまで又は代替措置を設けるまで
		排水ピット（内容器）	一式	排水保持機能	
核燃料取扱及び貯蔵施設	燃料取扱設備	燃料吊具、燃料台車	一式	燃料棒取扱い機能	燃料ペレット詰め替え作業終了時まで
		燃料ペレット詰め替え設備	一式	燃料棒開封・詰め替え機能	第1段階工事で設置し、燃料搬出まで機能を維持する
	燃料貯蔵設備	燃料架台、燃料箱	一式	燃料棒貯蔵機能	燃料ペレット詰め替え作業終了時まで
		鋼製容器一時保管棚	一式	燃料貯蔵機能	第1段階工事で設置し、燃料搬出まで機能を維持する
格納施設	臨界実験棟	実験装置室、燃料室 制御室他	一式	放射性物質の漏えい防止の障壁及び放射線遮蔽体としての機能	建屋の管理区域を解除するまで
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物設備	排風機・排気処理装置・ダンパ・排気ダクト	一式	気体廃棄物の処理機能	廃止措置による気体廃棄物の発生が終了するまで
		給気系装置	一式	給気機能	同上
	液体廃棄物設備	廃水貯槽・廃水ポンプ・廃水配管・弁	一式	液体廃棄物の貯留、移送の機能	液体廃棄物の発生が終了するまで又は代替措置を設けるまで
		液体廃棄物処理設備（イオン交換装置・ろ過装置・貯留槽・保持槽・希釈槽）	一式	液体廃棄物の処理機能	解体しない
	固体廃棄物設備	固体廃棄物貯蔵室	一式	固体廃棄物の貯蔵機能	固体廃棄物保管棟の運用開始まで
		固体廃棄物保管棟	一式	同上	第2段階工事の時期に合わせて建設し、固体廃棄物の搬出完了まで機能を維持する
放射線管理施設	放射線モニタ (装置室,燃料室等)	ガンマ線エリアモニタ	4台	放射線モニタ機能	燃料の搬出まで
		ガスモニタ	1台		
	(汚染検査室)	ダストモニタ	一式	同上	気体廃棄設備の使用終了まで
		ハンドフットモニタ	1台	手足衣服の汚染モニタ機能	出入管理の終了まで又は代替措置を設けるまで
	(野外)	野外モニタステーション	2基	野外放射線モニタ機能	解体しない



図A 5 - 1 燃料詰替え設備の配置概要

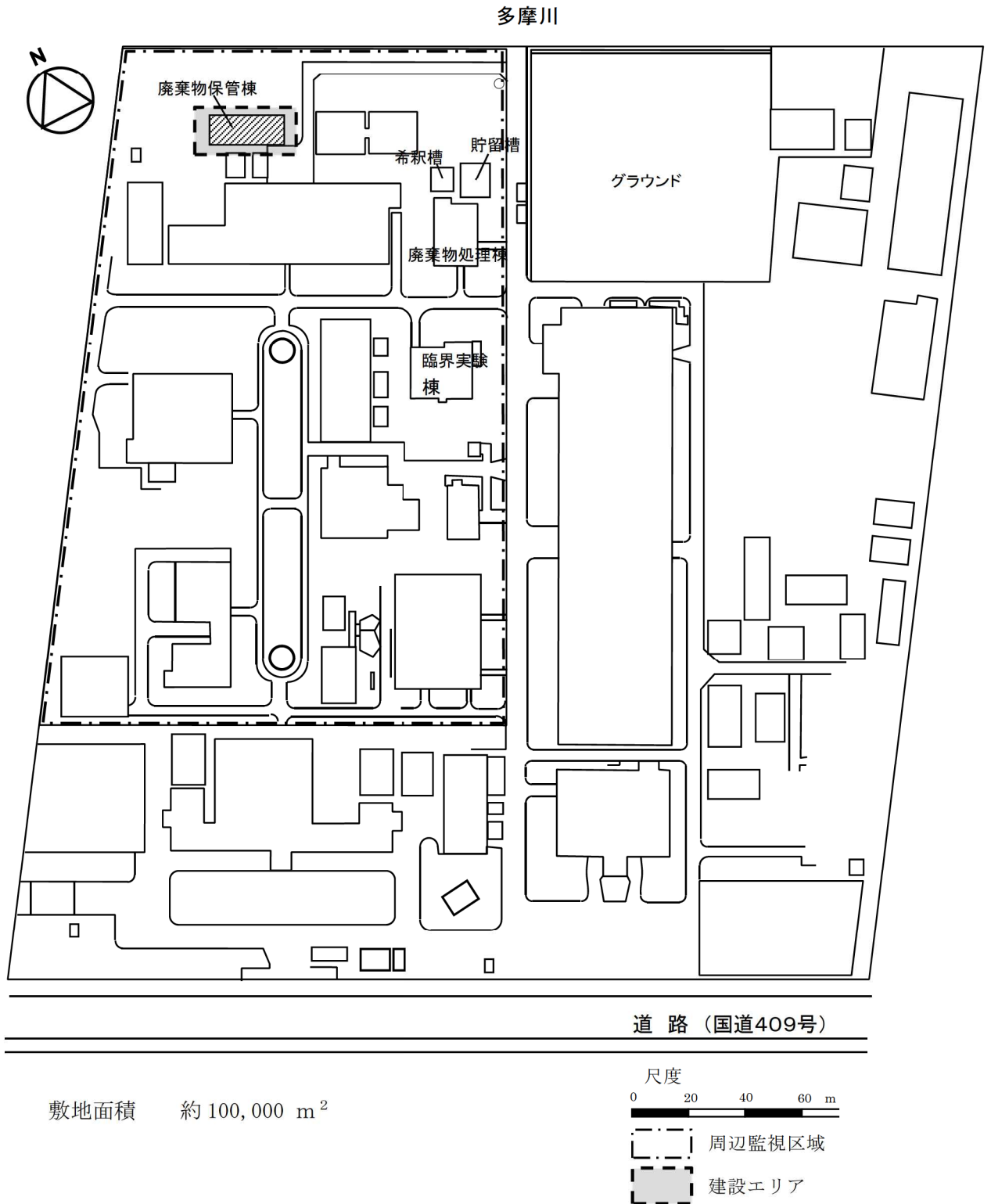


図A5-2 燃料詰替え設備（グローブボックス）概要図



図A 5 - 3 鋼製容器の一時保管棚

図 A 5 - 4 既設の液体廃棄物処理系統図



図A5-5 廃棄物保管棟の建設エリア

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の見積り

廃止措置に要する費用として見込まれる見積り概算額は、下記に示すとおり約 5 億円である。

項目	見積額
施設解体（燃料ペレット詰め替え含む）	約 4 億*1
燃料譲渡し（燃料輸送費含む）	— *2
廃棄物処理処分	約 1 億
合計	約 5 億

* 1 第 3 段階の工事費用は、解体工事の方法等が明確になった段階で、廃止措置計画の変更申請を行って追加することとする。

* 2 燃料譲渡しに関する費用は、譲渡し先が決定し処理方法や輸送方法が明確になった段階で見積もりを行い、廃止措置計画の変更申請を行って追加することとする。

2. 資金の調達の方法

資金は、費用の発生時期に応じて、自社の年度会計予算より充当する。

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

以下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実施する。

- ・保安規定において保安管理体制を定め、廃止措置業務に係る各職位の職務内容を明確にする。
- ・廃止措置に係る安全性に関する業務について審議するための委員会として「NCA 安全委員会」を設置する。
- ・「臨界実験装置主務者」を任命し、廃止措置に係る保安活動を監督させる。

2. 廃止措置に係る経験

東芝エネルギーシステムズ株式会社では、研究炉管理センターにおいて東芝教育訓練用原子炉 TTR-1 の廃止措置を実施しており、廃止措置に係る経験を有している。TTR-1 は昭和 35 年に設置され、昭和 37 年に初臨界を達成した。研究炉管理センターは平成 13 年に TTR-1 の解体届を提出し、平成 15 年には使用済燃料を払出して主要部を解体撤去し、現在 TTR-1 は廃止措置段階にある。

一方、東芝臨界実験装置 NCA は、昭和 38 年 12 月に運転を開始して以来、50 年にわたる運転実績を有しており、その間に施設の保守、改造を実施している。

廃止措置の実施に当たる組織はこれらの経験を有するもので構成し、廃止措置を安全に実施する。

3. 技術者の確保

現在、当社の技術者のうち、原子炉主任技術者の有資格者は 4 名、核燃料取扱主任者の有資格者は 4 名、第一種放射線取扱主任者の有資格者は 41 名、技術士（原子力・放射線部門）の有資格者は 10 名である。

今後、廃止措置を適切に実施し、安全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

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・訓練を実施する。

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、保安規定において、所長をトップマネジメントとする品質保証計画を定め、「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質保証の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」を参考にしつつ、保安規定及び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、これらを効果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、廃止措置における安全の重要性に応じた管理を実施する。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で実施する。