

学院発第20294号
2020年9月29日

原子力規制委員会 殿

住 所 東京都豊島区西池袋三丁目34番1号
名 称 学校法人 立教学院
代表者の氏名 理事長 戸井田 和彦

学校法人立教学院 立教大学原子力研究所の
立教大学研究用原子炉の廃止措置計画の変更認可申請について

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四十三条の三の二第3項の規定に基づき、平成18年5月30日付け学院発第06066号をもって認可申請（平成19年5月10日付け学院発第07079号をもって一部補正）し、平成19年6月1日付け18校文科科第192号をもって認可を受け、その後平成24年2月7日付け学院第11411号をもって変更認可申請し、平成24年5月1日付け23受文科科第7368号をもって変更認可を受け、平成27年1月27日付け学院発第14404号をもって変更認可申請（平成27年4月30日付け学院発第15078号をもって一部補正）し、平成27年7月1日付け原規規発第1507011号をもって変更認可を受けた、学校法人立教学院 立教大学原子力研究所 立教大学研究用原子炉の廃止措置計画の変更認可を、別紙のとおり申請します。

1. 名称及び住所並びに代表者の氏名

名 称 学校法人 立教学院
住 所 東京都豊島区西池袋三丁目3 4 番1号
代表者の氏名 理事長 戸井田 和彦

2. 事業所の名称及び所在地

名 称 立教大学原子力研究所
住 所 神奈川県横須賀市長坂二丁目5番1号

3. 変更の理由

- (1) 原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律（平成29年法律第15号。以下「改正法」という。）の一部の施行に伴う試験研究用等原子炉施設等に係る原子力規制委員会関係規則の整備等に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第12号）の制定、施行のため

4. 変更の内容

- (1) 改正法の一部施行による変更
- 1) 原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律の施行に伴う追加、見直し
 - 2) 廃止措置の進行の反映
 - 3) 記載の適正化

変更の内容の詳細は別添の新旧対照表に示す。

変更前	変更後	備考
	<p>1. 名称及び住所並びに代表者の氏名</p> <p><u>名 称 学校法人 立教学院</u></p> <p><u>住 所 東京都豊島区西池袋三丁目34番1号</u></p> <p><u>代表者の氏名 理事長 戸井田 和彦</u></p>	法令改正に伴う追加
	<p>2. 事業所の名称及び所在地</p> <p><u>名 称 立教大学原子力研究所</u></p> <p><u>住 所 神奈川県横須賀市長坂二丁目5番1号</u></p>	法令改正に伴う追加
	<p>3. 原子炉の名称</p> <p><u>立教大学研究用原子炉</u></p>	法令改正に伴う追加
<p><u>1. 解体する原子炉施設及びその解体の方法</u></p> <p><u>1.1 解体する原子炉施設</u></p> <p>本廃止措置計画で廃止措置の対象となる施設は、学校法人立教学院が、昭和34年7月29日付で「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。)第23条第1項の原子炉設置の許可を受け、その後、昭和52年9月6日及び平成14年7月30日付で原子炉等規制法第26条第1項の変更の許可を受けた立教大学研究用原子炉及びその附属施設(以下「原子炉施設」という。)である。</p> <p><u>解体する原子炉施設は、廃止措置の対象とする施設である原子炉施設のすべてである。「敷地及び廃止措置対象施設の配置」を図1に、また、本変更認可申請時における「原子炉棟の管理区域及び保全区域」及び「廃液処理棟周りの管理区域」を、それぞれ図2-1及び図2-2に示す。</u></p> <p>立教大学原子力研究所は立教大学研究用原子炉を、昭和36年12月8日に初臨界にし、以来、40年にわたり、研究教育に供するため運転を続けてきたが、所期の目的を達成したことから、平成13年12月15日をもって運転を停止した。この間の総運転時間は約33,500時間、積算出力は約117MWdである。</p> <p>原子炉運転停止後、平成14年8月30日に、原子炉等規制法第38条第1項の規定に基づき、「学校法人立教学院立教大学原子力研究所原子炉施設の解体届」(以下「解体届」という。)を文部科学大臣に提出した。また、解体工事の解体進捗に伴い原子炉施設の設備性能の維持期間変更のため、平成16年3月29日に「解体届の変更届」を行った。その後、原子炉等規制法の改正に伴い、平成18年5月30日には廃止措置計画認可申請(平成19年5月10日に一部補正申請)を行い、翌平成19年6月1日に認可された。その後、廃止措置作業の進捗及び残存放射能の時間減衰により、機能の維持が必要でなくなった施設の機能停止措置、片づけ等の措置を行うため、平成24年2月7日に廃止措置計画の変更認可申請を行い、同年5月1日に認可された。</p>	<p>4. 廃止措置対象施設及びその敷地</p> <p>4.1. 廃止措置対象施設</p> <p>本廃止措置計画で廃止措置の対象とする施設は、学校法人立教学院が、昭和34年7月29日付で「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。)第23条第1項の原子炉設置の許可を受け、その後、昭和52年9月6日及び平成14年7月30日付で原子炉等規制法第26条第1項の変更の許可を受けた立教大学研究用原子炉及びその附属施設(以下「原子炉施設」という。)である。</p> <p>立教大学原子力研究所(以下「研究所」という。)は立教大学研究用原子炉を、1961年12月8日に初臨界にし、以来、40年にわたり、研究教育に供するため運転を続けてきたが、所期の目的を達成したことから、2001年12月15日をもって運転を停止した。この間の総運転時間は約33,500時間、積算出力は約117MWdである。</p> <p>原子炉運転停止後、平成14年8月30日に、原子炉等規制法第38条第1項の規定に基づき、「学校法人立教学院立教大学原子力研究所原子炉施設の解体届」(以下「解体届」という。)を文部科学大臣に提出した。また、解体工事の解体進捗に伴い原子炉施設の設備性能の維持期間変更のため、平成16年3月29日に「解体届の変更届」を行った。その後、原子炉等規制法の改正に伴い、平成18年5月30日には廃止措置計画認可申請(平成19年5月10日に一部補正申請)を行い、翌平成19年6月1日に認可された。その後、廃止措置作業の進捗及び残存放射能の時間減衰により、機能の維持が必要でなくなった施設の解体撤去を行うため、「廃止措置計画」の変更を申請し、平成24年5月1日及び平成27年7月1日に認可された。</p> <p>4.2. 廃止措置対象施設の敷地</p> <p><u>立教大学原子力研究所の敷地及び廃止措置対象施設の配置を図1に示す。研究所は三浦半島の駿河湾側に位置し、敷地は東西約200m、南北約400mで、約500,000㎡の面積がある。南側は海に面し、西側は凝灰質砂岩の丘で、高さが約30mで層理の明瞭な急崖になっている。原子炉棟はこの崖から東に約30m、海岸から約150m離れた、海拔約3.5mの地点にある。研究所敷地の北側には電力中央研究所、東側には電力中央研究所及び日本瓦斯株式会社横須賀デポステーション(LPガスボンベ貯蔵設備)がある。</u></p>	<p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(移動)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(法令、許認可以外は、年数計算を容易にするため、西暦とする。以下、年表示に関する注記を省略する。)</p> <p>記載の適正化(廃止措置の進行の反映)</p> <p>法令改正に伴う追加</p>

変更前	変更後	備考
<p>1.2 解体の方法</p> <p>(1) 廃止措置計画の概要</p> <p>原子炉施設の廃止措置における基本方針は、放射性廃棄物処分の見通しが立ち解体工法、汚染の測定方法等が確立した段階で廃止措置計画の変更の認可手続きを行い実施する。それまでは解体撤去時に使用する各施設・設備の機能維持を行い保安規定に基づき、廃止措置中の原子炉施設を適切に管理する。ただし、<u>廃止措置の進捗、残留放射能の減衰等により、その機能、性能を維持する必要が減じた設備、機器については機能停止、代替機器への置換え又は撤去保管等の措置を行う。</u></p> <p>解体撤去工事における安全確保対策としては、汚染拡大防止、被ばく低減化を図るとともに、事故防止対策としては、予め事故の誘因となる人為事象及び自然事象に留意して労働災害に対する防止対策及び作業計画を立案し、事故発生時には事故拡大防止等の応急措置を講じて早期復旧に努めることとする。<u>解体撤去工事は、着手に先立ち管理区域内の解体対象設備の汚染量を確認し、その後</u>に工事を実施する。</p> <p>廃止措置は、次の三段階に分けて進め、また計画している。</p> <p>(a) 第1段階: 原子炉の運転機能の停止から燃料棒搬出までの段階 第1段階においては、<u>原子炉の運転機能の永久停止措置を行った後、燃料棒の搬出を行う。</u></p> <p>(b) 第2段階: 燃料棒搬出後から解体撤去までの段階 第2段階においては、<u>燃料棒の事業所外搬出及び残留放射能の時間減衰等によりその機能を維持する必要のなくなった設備、機器の機能停止及び一部撤去を行い、必要な設備の機能の維持及び放射性物質の安全管理を継続しながら、第3段階の準備として廃棄物の放射能の記録を残す。管理区域外にあって施設の維持管理に必要な機器以外のもので一般産業廃棄物(以下「産廃」という。)として廃棄できる機器類は撤去する。</u></p> <p>(c) 第3段階: 解体撤去の段階 第3段階においては、<u>解体撤去対象物は処分事業が開始された後、その処分方法に従って解体を完了する。</u></p>	<p>5. 前号のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法</p> <p>5.1. 解体の対象となる施設</p> <p><u>解体する原子炉施設は、廃止措置の対象とする施設である原子炉施設のすべてであり、次の8系統である。</u></p> <p>① 原子炉本体 ② 核燃料物質の取扱施設・貯蔵施設 ③ 原子炉冷却系統施設 ④ 計測制御系統 ⑤ 放射性廃棄物の廃棄施設 ⑥ 放射線管理施設 ⑦ 原子炉格納施設 ⑧ その他の施設(非常用電源)</p> <p><u>原子炉の概要、原子炉棟内施設及び廃液処理棟内施設の配置図を、それぞれ図2、図3及び図4に示す。なお、以下に述べるように、②、③、④、⑤及び⑧は、その機能を停止し、一部又は全部の撤去が終わっている。</u></p> <p>5.2. 解体の方法</p> <p>(1) 廃止措置計画及び解体の基本方針</p> <p><u>廃止措置計画及び解体の基本方針は、次のとおりである。</u></p> <p><u>原子炉本体を構成する原子炉タンクと放射線遮蔽コンクリートの解体撤去は、放射性廃棄物処分事業開始の見通しが立ち、解体工法、放射能汚染の測定方法等が確立した段階で廃止措置計画の変更の認可手続きを行い実施する。それまでは、解体撤去時に使用する各施設・設備の機能維持を行い、立教大学原子力研究所原子炉施設保安規定(以下「保安規定」という。)に基づき廃止措置中の原子炉施設を適切に管理する。一方、機能を維持する必要がない設備、機器については機能停止ないし解体撤去を行い、放射性物質としての管理が必要な撤去物の保管管理を行う。</u></p> <p>解体撤去工事における安全確保対策としては、<u>放射性物質による汚染拡大防止及び被ばく低減化を図るとともに、事故防止対策としては、予め事故の誘因となる人為事象及び自然事象に留意して労働災害に対する防止対策及び作業計画を立案し、事故発生時には事故拡大防止等の応急措置を講じて早期復旧に努めることとする。解体撤去は、事前に作業区域の放射線量及び解体対象設備の放射能汚染量を確認して工事に着手する。</u></p> <p>(2) 廃止措置の各段階における解体の方法</p> <p><u>廃止措置は次の3段階に分けて計画し、現在は第2段階まで進んでおり、現状は表1のとおりであって、静置の状態にある。第1段階から第3段階までの詳細は「11. 廃止措置の工程」で述べる。</u></p> <p>① 第1段階: 原子炉の運転機能の停止から燃料棒搬出までの段階 <u>中性子源を炉心から原子炉タンク内の燃料貯蔵ラックへ移動し、すべての制御棒駆動機構を取り外し、燃料棒の実装ができないように、原子炉タンク上面蓋の施錠を行った。使用済み燃料を搬出した。</u></p> <p>② 第2段階: 燃料棒搬出後から解体撤去までの段階 <u>原子炉の運転機能の停止に伴い不要となった又は機能を維持する必要のなくなった設備、機器の機能停止ないし解体撤去を行った。現在は、施設の安全管理に必要な設備の機能の維持及び放射性物質の保管管理を行っている。</u></p> <p>③ 第3段階: 解体撤去の段階 <u>放射性廃棄物の処分事業開始の見通しが得られた後、解体方法等の詳細を確定させ、廃止措置計画の変</u></p>	<p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化 法令改正に伴う追加</p> <p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化 記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化 記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化) 記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化) 記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化 記載の適正化(廃止措置の進行の反映)</p> <p>記載の適正化 記載の適正化(廃止措置の進行の反映)</p> <p>記載の適正化 記載の適正化(明確化)</p>

変更前	変更後	備考
	<p>更認可を得て、原子炉本体をはじめ全ての設備、機器の解体撤去を行い、放射性固体廃棄物を処分場に搬出し、原子炉等規制法に定められた廃止措置終了の確認を受けて廃止措置を完了する。</p>	
	<p><u>6. 廃止措置期間中に性能を維持すべき原子炉施設(性能維持施設)</u></p> <p><u>性能維持施設は、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、放射線業務従事者の放射線被ばくの低減の目的で、設定する。廃止措置の第1段階及び現在までの第2段階において解体撤去した原子炉施設については、「11. 廃止措置の工程」で述べる。</u></p> <p><u>現時点での性能維持施設と具体的な設備は次のとおりである。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ① <u>原子炉本体のうち、放射線遮蔽体</u> ② <u>放射性廃棄物の廃棄施設のうち、気体廃棄物の廃棄施設</u> ③ <u>放射線管理施設のうち、屋内管理用設備及び屋外管理用設備</u> ④ <u>原子炉格納施設のうち、格納施設</u> <p><u>性能維持施設は、定期的な巡視、点検及び検査によって性能を確認し、必要な保守又は改造若しくは取替えを行って性能を維持する。</u></p> <p><u>これらの性能維持施設の停止及び解体撤去は、上記の目的に鑑み、第3段階の進展に応じて、順次行う。</u></p>	法令改正に伴う追加
	<p><u>7. 性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間</u></p> <p><u>性能維持施設の設備及びその性能並びにその性能を維持すべき期間の一覧を表2に示す。</u></p> <p><u>(1)原子炉本体のうち、放射線遮蔽体</u></p> <p><u>原子炉本体は原子炉棟内の原子炉室に配置されている(図2及び図3参照)。炉心から水平方向に厚さ約230 cm、鉛直方向に高さ約670 cmの大きさをもつ八角形のコンクリート(比重約2.4)の構造体である。熱中性子柱の周囲は厚さ6.3 mmのボラールで被覆し、遮蔽外壁面までは厚さ107 cm、幅203 cm、高さ193 cmの重コンクリートの移動扉が設置されている。付属プールは試料の照射や放射線遮へいの実験に用いていたエリアで、深さ約3.7 m、広さ約2.7 m×約2.4 mである。放射線遮蔽体には放射化された炉内構造物がまだ埋め込まれている。また、廃止措置工事により、撤去、解体された廃棄物(以下、「解体廃棄物」という。)を鋼製容器に収納して付属プールで保管している。放射化物及び解体廃棄物からの放射線をこれらの構造体によって遮蔽している。</u></p> <p><u>この放射線遮蔽と放射性物質の保管の性能を、放射線遮蔽体以外の原子炉構造物、炉内構造物を解体撤去するまでの期間、維持する。</u></p> <p><u>(2)放射性廃棄物の廃棄施設のうち、放射性気体廃棄物の廃棄施設</u></p> <p><u>給排気系統を構成する送風機、排風機、フィルタ及び排気筒は機械室(図3参照)に配置され、原子炉室内に配置されたダクトを通して原子炉室の給排気を行っている。原子炉室を一回換気するに要する時間を20分とし、送風側及び排風側に出力が、それぞれ、3.7 kW及び5.5 kWの電動機を備えている。</u></p> <p><u>この廃棄性能(汚染拡大防止、換気能力及び排気経路確保)を、原子炉本体の解体撤去が完了するまで維持する。</u></p> <p><u>(3)放射線管理施設のうち屋内管理用設備及び屋外管理用設備</u></p> <p><u>廃止措置に伴って発生した放射性固体廃棄物並びに放射性物質を内包する設備が残存していることから、管理区域に立ち入る者の被ばく管理のための屋内管理用設備として、線量当量率測定用サーベイメータ(γ線用)及び表面汚染密度測定用サーベイメータ(β線用)並びにハンド・フット・クロズモニタを汚染検査室(図3参照)に配備し、原子炉施設外への放射性物質の放出監視のための屋外管理用設備として、じんあいモニタを機械室に配置している。</u></p> <p><u>これらの設備の性能(原子炉室内外の放射線の監視、測定、記録)を、放射線監視の必要がなくなるまで、維</u></p>	法令改正に伴う追加

変更前	変更後	備考
	<p>持する。</p> <p>(4)原子炉格納施設のうち、格納施設</p> <p><u>格納施設である原子炉室は、鉄筋コンクリート造りで壁厚 25 cm、広さは約 17.1 m×約 18.5 m である。原子炉室には廃止措置工事により、解体廃棄物及び同工事に付随して発生した廃棄物(以下、「解体付随廃棄物」という。)を鋼製容器又はドラム缶に収納して保管している(図5参照)。また、原子炉室床下にある原子炉一次冷却系機器を格納していた深さ約 1.9 m、広さ約 6.6 m×約 2.2 m の一次冷却系ピットにも一次冷却系機器を撤去した後、原子炉の運転中に発生した廃棄物(以下、「運転中廃棄物」という。)をステンレス製容器又はステンレス製ドラム缶に収納して保管している。このように原子炉室は各種廃棄物を外部廃棄事業体に搬出するまで一時的に保管する場所として使用し、また放射性物質を内包する原子炉本体が残存しているため、原子炉室空気の閉じ込め機能と換気をした場合の負圧維持機能が必要である。</u></p> <p><u>これらの機能(閉じ込め機能、換気中の負圧の維持及び放射性物質の保管)を、原子炉本体及び原子炉室内の施設・設備が解体撤去されるまで、維持する。</u></p>	
<p>2. 使用済燃料の譲渡の方法</p> <p>使用済燃料の譲渡は、<u>立教大学原子力研究所から「米国エネルギー省(以下「USDOE」という。)</u>と立教大学との契約-CONTRACT NO.DE-SC07-01ID14199 (2001 年 5 月 8 日)」に基づき、USDOE の受け入れ施設である INEEL (Idaho National Engineering & Environmental Laboratory) に搬出した。</p> <p><u>USDOE と立教大学との契約書の中で重要と考えられる条文を次ページに示す。使用済燃料の搬出は「RUR 使用済燃料輸送計画書」により平成 15 年 8 月 18 日及び 19 日に文部科学省、平成 15 年 8 月 26 日に国土交通省の検査を受け輸送基準に合格したので、平成 15 年 8 月 27 日に東京港からパナマ運河経由で平成 15 年 9 月 23 日に米国東海岸チャールストン軍港に到着した。この時点で、使用済燃料の所有権は USDOE に移り、以後立教大学はこの使用済燃料に関する責任から免責された。その後、サバンナリバーサイト(SRS)に一時保管され大陸横断・陸上輸送により平成 15 年 10 月 10 日に USDOE の INEEL に到着した。使用済燃料は、この施設で永久保管される。</u></p> <p><u>輸送容器は米国施設で汚染のないことが確認された後、平成 16 年 1 月に立教大学原子力研究所へ返却され、輸送容器製造者木村化工機を経て平成 17 年 9 月に武蔵工業大学(現東京都市大学)原子力研究所の使用済燃料輸送のため搬出した。</u></p> <p><u>TERMS AND CONDITIONS FOR THE ACCEPTANCE OF FOREIGN RESEARCH REACTOR SPENT NUCLEAR FUEL AT THE IDAHO NATIONAL ENGINEERING AND ENVIRONMENTAL LABORATORY</u></p> <p><u>Revision: May 8, 2001</u></p> <p><u>第1条から第2条まで、<省略></u></p> <p><u>使用済燃料(SF)の引渡し</u></p> <p>a. INEEL で引き取る</p> <p>b. SRS, INEEL での取扱費用を除いた費用は立教大学の負担</p> <p>c. 立教は SF 発送予定日の 180 日前までに Appendix A を DOE に提出する。</p>	<p>8. 核燃料物質の管理及び譲渡し</p> <p>使用済燃料の譲渡は、「米国エネルギー省 (USDOE) と立教大学との契約-CONTRACT NO.DE-SC07-01ID14199 (2001 年 5 月 8 日)」に基づき、<u>2003 年に立教大学原子力研究所から USDOE の受け入れ施設である INEEL (Idaho National Engineering & Environmental Laboratory) に向けて搬出した。同年 9 月 23 日に米国東海岸チャールストン軍港に到着し、この時点で、使用済核燃料の所有権は USDOE に移り、立教大学はこの使用済核燃料に関する責任から免責された。</u></p>	<p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(廃止措置の進行を反映し、簡略化)</p>

変更前	変更後	備考
<p>d. から g. まで、<省略></p> <p><u>第4条から第6条まで、<省略></u></p> <p><u>移動中の SF</u></p> <p>1. から 3. まで、<省略></p> <p>4. <u>第8条と第3条の記述内容を満たして DOE に SF の権利が移行した後では SF が立教大学に返還されることはない。</u></p> <p><u>SF の所有権</u></p> <p><u>立教大学が所有していた SF の所有権は、SF が US に到着し Charleston Naval Weapons Station に陸揚げされた時点で DOE に移る。Charleston 港以外であっても DOE が認めた港であれば同等の扱いをする。</u></p> <p><u>第9条から第29条まで、<省略></u></p>		
<p>3. <u>核燃料物質による汚染の除去の方法</u></p> <p>(1) <u>汚染の状況</u></p> <p>原子炉施設における核燃料物質による汚染は、中性子線による放射化と、放射性液体・気体の接触による二次汚染がある。</p> <p>放射化により汚染された物には、<u>炉内構造物と一部の生体遮へい体コンクリート等</u>があり、二次汚染の可能性のあるものは主として一次冷却系と気体廃棄物の廃棄施設の換気系である。</p> <p>残存する放射性物質の評価結果は、次のとおりである。なお、現時点で人が点検等のために立入る場所における表面の汚染は、<u>全て、表面密度限度以下である。評価の詳細は添付書類1「1. 残存する放射性物質等の評価(1)放射性物質の放射エネルギー、種類及び分布の評価、及び(2)二次汚染」に示す。</u></p> <p><u>残存する放射性物質の評価は、本計画書では原子炉運転停止から5年後(平成 18 年)と20年後(平成 33 年)を評価の時期とした。</u></p> <p>(a) <u>放射化されたものの濃度及び量の評価</u>¹⁾</p> <p>評価対象は原子炉本体であり、放射化放射性物質の推定放射能は、<u>平成 18 年及び平成 33 年において、それぞれ約 2.5×10¹⁰Bq、約 9.3×10⁸Bq と評価される。主要放射性核種は Fe-55 と Co-60 である。</u></p> <p>(b) <u>二次汚染</u></p> <p>原子炉設備には原子炉冷却システムの一次冷却系と気体廃棄物の廃棄施設の換気系がある。一次冷却系は炉心を通過した水が流れ、換気系は放射性汚染の原因となりうるじんあいを排気していたことから僅かではあるが、汚染の可能性はある。<u>以上については、解体撤去段階に改めて汚染の状況を実測等によって確認し評価する。</u></p> <p>(2) <u>核燃料物質による汚染の除去</u></p> <p><u>施設・設備における核燃料物質による汚染の除去は、解体撤去することにより実施する。第2段階においては、原子炉棟の外に設置されており、廃止措置の進捗によりその機能を維持する必要がなくなった液体廃棄物の廃棄施設の設備、機器及びそれらを収容する建屋を解体撤去する。放射性固体廃棄物を原子炉棟内管理区域に移動させた後の第一放射性固体廃棄物保管施設及び第二放射性固体廃棄物保管施設の使用を停止し、第二放射性固体廃棄物保管施設を解体撤去する。解体撤去に伴い発生する解体物のうち放射性汚染の恐れのあるものは原子炉棟内管理区域内に集中して保管管理する。</u></p>	<p>9. <u>核燃料物質による汚染の除去</u></p> <p>9.1. <u>汚染状況の概要</u></p> <p>原子炉施設における核燃料物質による汚染には、中性子線による放射化と放射性液体・気体の接触による二次汚染(以下「放射能汚染」と総称する。)がある。</p> <p>放射化された物は炉内構造物と一部の放射線遮蔽体コンクリート等であり、二次汚染の可能性のある物は主として原子炉冷却システムの一次冷却系と気体廃棄物の廃棄施設の換気系である。<u>原子炉運転停止から20年後の2021年において残存する放射性物質の評価結果は、次のとおりである。なお、現時点で人が点検等のために立入る場所における表面の汚染は法令で定められた表面密度限度以下である。評価の詳細は添付書類4「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」で述べる。</u></p> <p>(1) <u>放射化された物の濃度及び量の評価</u></p> <p>評価対象は原子炉本体であり、放射化放射性物質の推定放射能は、<u>2021 年において、約 9.3×10⁸ Bq と評価される。主要放射性核種は Fe-55 と Co-60 である。</u></p> <p>(2) <u>二次汚染</u></p> <p>原子炉冷却システムの一次冷却系には炉心を通過した水が流れ、<u>気体廃棄物の廃棄施設の換気系には放射性汚染の原因となりうるじんあいを排気していたことから、僅かではあるが、汚染の可能性はある。これらについては、第3段階を開始する前に改めて汚染の状況を実測等によって確認し評価する。</u></p> <p>9.2. <u>核燃料物質による汚染の除去</u></p> <p><u>核燃料物質による汚染の除去は、放射能レベルが低いことから化学的方法等による除染は不要であり、解体撤去することにより実施する。</u></p> <p><u>第2段階において、次の措置を実施した。</u></p> <p>① <u>廃止措置の進捗によりその機能を維持する必要がなくなった液体廃棄物の廃棄施設の設備、機器及びそれらを収容する建屋の解体撤去</u></p> <p>② <u>放射性固体廃棄物を原子炉棟内管理区域に移動させた後の第一放射性固体廃棄物保管施設及び第二放射性固体廃棄物保管施設の使用の停止及び第二放射性固体廃棄物保管施設の解体撤去</u></p> <p><u>解体撤去に伴い発生した解体物のうち放射性汚染のおそれのある物は原子炉棟内管理区域内に集中して保管管理している。</u></p>	<p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化、既往のため削除)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>法令改正に伴う見直し</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(既往のため削除)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(既往)</p>

変更前	変更後	備考
<p><u>生体遮へい体、炉心タンク等より構成される原子炉本体、その他一次冷却系の熱交換器等については、第3段階において解体撤去する。ただし、二次汚染の場合は分布範囲、管理区域内での使用履歴、使用時の濃度を考慮し、汚染源が明らかなものに対しては拭き取り又は洗浄により汚染の除去を行ったうえで、放射能濃度についての確認等を受けたもの又は、汚染がないものは、事業所内で再利用するか又は産廃として処理する。除染及び解体撤去により発生する放射性汚染物は、容器に収納等の措置を行い他の放射性廃棄物と同様に事業所外の廃棄施設に廃棄する。</u></p> <p>参考文献 1) 財団法人原子力施設デコミッションング研究協会(現財団法人原子力研究バックエンド推進センター) <u>平成 12 年度原子炉解体高度化技術開発成果報告書(その 2) 核燃料施設等解体技術総合調査第 3 章 p.485~p.578 平成 12 年 12 月</u></p>	<p><u>放射線遮蔽体、炉心タンク等より構成される原子炉本体、その他一次冷却系の床埋設配管等については、第3段階において解体撤去する。ただし、二次汚染の場合は管理区域内での使用履歴、使用時の濃度を考慮し、汚染範囲の明らかな物に対しては拭き取り又は洗浄により汚染の除去を行う。その上で、適切に管理された使用履歴、設置状況の記録等から汚染のないことが明らかなもの又は汚染部分が特定できその部分が除去された物であって、測定により汚染のないことが確認されたもの(以下「放射性廃棄物でない廃棄物」という。)及び放射能濃度についての確認を受けた物は、事業所内で再利用するか又は産業廃棄物として処分する。除染及び解体撤去により発生する放射能汚染物は、容器に収納等の措置を行い、研究炉等の放射性廃棄物の処分を目的とした廃棄事業者の施設(以下、「事業所外廃棄施設」という。)に搬出する。</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p>
<p><u>4. 核燃料物質によって汚染された物の廃棄の方法</u></p> <p><u>核燃料物質によって汚染された物(放射性気体、液体及び固体廃棄物)の廃棄の方法は、それぞれ以下のとおりである。</u></p> <p><u>(1)放射性気体廃棄物の廃棄</u></p> <p>原子炉の運転機能の永久停止措置から燃料棒搬出までの段階で発生した放射性気体廃棄物は全て処分済みである。現在は、気体状核分裂生成物が発生することはない。</p> <p><u>解体撤去開始までは、発生する放射性気体廃棄物は炉室の換気に伴って放出する天然の放射性核種ラドン・トロンが主たるものである。将来計画している解体撤去段階においては、原子炉本体の解体に伴って発生する放射化された金属及びコンクリートの切断等において発生する放射性粉じんと少量のトリチウムである。解体作業においては、汚染拡大防止措置として、必要に応じて汚染防止囲いや局所排風機等を設置し、既存の廃棄施設を使用する。これらの気体廃棄物の排気に当たっては、じんあいモニタ等により放射性物質の濃度測定を行い、周辺監視区域外の空気中の放射性物質の濃度が告示で定められている濃度限度以下であることを監視しながら、排気筒から放出する。</u></p> <p><u>(2)放射性液体廃棄物の廃棄</u></p> <p>燃料棒が搬出された後、一次冷却水及び付属プール水を放出し、放射性液体廃棄物は処分済みである。点検等のために発生し貯留槽等に残留していた放射性排水並びに原子炉タンク及びタンク内に保管していた炉内構造物及び原子炉構造物の洗浄により発生した排水を告示で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認、放出した後、<u>第2段階工事「2)平成24年度及び平成25年度に実施した措置」において、液体廃棄物の廃棄設備の機能停止を実施した。以後放射性的の液体廃棄物の事業所外への放出は計画していない。</u></p> <p><u>(3)放射性固体廃棄物の廃棄</u></p> <p>現在は、運転中に発生した放射性固体廃棄物を放射性固体廃棄物保管施設に保管廃棄している。保管量と放射エネルギーは添付書類1の表1-5に示す。放射エネルギーは、Ge 検出器により測定を行い、主核種である Co-60 として評価している。第3段階の解体撤去開始までの間に機能停止工事、撤去工事で発生する解体物は、<u>原子炉棟の炉室、一次冷却系ピット及びホットセル操作室においてドラム缶等に収納して保管、管理する。第2段階解体工事において発生し管理区域において保管する解体物は照射装置等の炉内構造物、原子炉冷却系統施設の一次冷却系設備、計測制御系統設備、液体廃棄物の廃棄設備、放射線管理施設のじんあいモニタを除く放</u></p>	<p><u>10. 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</u></p> <p><u>核燃料物質によって汚染された放射性気体・液体・固体廃棄物の廃棄の方法及び想定される放射性固体廃棄物の発生量は、以下のとおりである。</u></p> <p><u>10.1. 放射性気体廃棄物の廃棄</u></p> <p>原子炉の運転機能の永久停止措置から燃料棒搬出までの段階で発生した放射性気体廃棄物は全て処分済みである。現在では、気体状核分裂生成物が発生することはない。<u>第3段階開始までの放射性気体廃棄物は、原子炉室の換気に伴って放出する天然の放射性核種ラドン・トロンが主たるものである。</u></p> <p><u>第3段階においては、原子炉本体の解体における放射化された金属及びコンクリートの切断等によって発生する放射性粉じんと少量のトリチウムが、放射性気体廃棄物として考えられる。解体作業においては、汚染拡大防止措置として、必要に応じて汚染防止囲いや局所排風機等を設置し、既存の廃棄施設を使用する。これらの気体廃棄物の排気に当たっては、じんあいモニタ等により放射性物質の濃度測定を行い、周辺監視区域外の空気中の放射性物質の濃度が法令で定められている濃度限度以下であることを監視しながら、排気筒から放出する。</u></p> <p><u>10.2. 放射性液体廃棄物の廃棄</u></p> <p>燃料棒が搬出された後、一次冷却水及び付属プール水を放出したため、放射性液体廃棄物は処分済みである。<u>具体的には、点検等のために発生し貯留槽等に残留していた放射性排水並びに原子炉タンク及びタンク内に保管していた炉内構造物及び原子炉構造物の洗浄により発生した排水のそれぞれの放射能濃度が法令で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認して放出した。その後、液体廃棄物の廃棄設備の機能停止を実施した。放射性液体廃棄物の事業所外への今後の放出は計画していない。</u></p> <p><u>10.3. 放射性固体廃棄物の廃棄</u></p> <p><u>第2段階の解体撤去工事で発生した放射性固体廃棄物は、原子炉棟の原子炉室及び一次冷却系ピット並びに原子炉本体の付属プールにおいてドラム缶等に収納して保管、管理している。これまでの廃止措置で発生して保管している解体物は、照射装置等の炉内構造物、原子炉冷却系統施設の一次冷却系設備、計測制御系統設備の原子炉タンク内で使用した制御棒、中性子検出器等、液体廃棄物の廃棄設備、放射線管理施設のうちじんあいモニタを除く放射線管理施設用各種モニタ(管理区域外に設置したものを除く。)等である。</u></p>	<p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化、既往)</p>

変更前	変更後	備考
<p>射線管理施設用各種モニタ(管理区域外に設置したものを除く。)等である。</p> <p><u>解体撤去段階(第3段階)</u>で発生する放射性固体廃棄物は、原子炉本体及び各施設・設備等の解体によって主に発生する金属(原子炉タンク等)、コンクリート(生体遮へい体等)、黒鉛(熱中性子柱)、解体付随物並びに放射性気体廃棄物の廃棄施設で使用済みとなった<u>フィルター</u>である。</p> <p>解体した施設・設備及び解体付随物(以下「<u>固体解体物</u>」という。)は、放射能レベルに応じて区分し、放射性物質として扱う必要のある物は放射性固体廃棄物として<u>事業所外の廃棄施設</u>へ搬出する。また、<u>放射能濃度</u>についての確認等を受け放射性物質として扱う必要のない物及び放射性物質による汚染がない廃棄物に区分されるものは、事業所内で再利用するか又は<u>産廃</u>として処分する。なお、<u>固体解体物</u>は<u>事業所外の廃棄施設</u>へ搬出するまでの間、事業所内管理区域において汚染の拡大の防止及び放射線による被ばくの低減の措置を講じて安全に保管する。また、既に実施済みの解体工事で発生した解体付随物及び放射性固体廃棄物保管施設に保管廃棄されているものも固体解体物と同様に区分し処分する。現在(本変更認可申請時)、200 リットルドラム缶換算で80本(運転中廃棄物15本相当、解体によって発生した固体解体物65本相当)を保管している。</p> <p>解体計画の管理は、事業所外の廃棄施設への廃棄計画等を勘案したうえで、原子炉棟の管理区域におけるドラム缶等の収容量を超えることがないように実施する。所内での解体廃棄物の保管は出来る限り短期間とする。</p> <p><u>(4)廃棄物の処理フロー</u></p> <p>廃止措置期間中に発生する「<u>廃棄物の処理フロー</u>」を図4に示す。</p> <p>固体解体物は、放射能濃度、表面汚染及び使用履歴等の評価を行い、必要に応じて除染を行い、放射性物質として扱う必要のある物(添付書類2の「<u>表2-2 放射性固体廃棄物の放射能濃度及び材質による区分</u>」を参照)、<u>放射能濃度</u>についての確認等を受け放射性物質として扱う必要のない物及び放射性物質による汚染がない廃棄物に区分される。<u>放射性物質による汚染がない廃棄物に該当するもの</u>の評価は以下のようなものである。</p> <p><u>(a)二次汚染を考慮した場合</u></p> <p>①使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着等による二次汚染がないことが明らかであるもの</p> <p>②使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着等による二次汚染部分が限定されていることが明らかであって、当該汚染部分が除染又は分離されたもの</p> <p><u>(b)放射化の汚染を考慮したコンクリート廃棄物(一体的に含まれる鉄筋類を含む)の場合</u></p> <p>①十分な遮へい体により遮へいされていた等、施設の構造上、中性子線による放射化の影響を考慮する必要がないことが明らかであるもの</p> <p>②計算等により、中性子線による放射化の影響が、一般的に存在するコンクリート(一体的に含まれる鉄筋類を含む。以下同じ)との間に有意な差を生じさせていないと評価されたもの</p> <p>③計算等により、中性子線による放射化の影響を評価し、一般的に存在するコンクリートの間に有意な差がある部分が分離されたもの</p> <p><u>2. 廃止措置に伴う放射性固体廃棄物の推定量</u></p> <p>放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要のないものの推定量を、原子炉停止から<u>5年後と20年後</u></p>	<p><u>第3段階</u>で発生する放射性固体廃棄物は、原子炉本体及び各施設・設備等の解体によって主に発生する金属(原子炉タンク等)、コンクリート(放射線遮蔽体等)、黒鉛(熱中性子柱)、解体付随物並びに放射性気体廃棄物の廃棄施設で使用済みとなった<u>フィルター</u>である。</p> <p>解体した施設・設備及び解体付随物は、放射能レベルに応じて区分し、放射性物質として扱う必要のある物は放射性固体廃棄物として<u>事業所外廃棄施設</u>へ搬出する。また、<u>放射性廃棄物でない廃棄物及び放射能濃度</u>についての確認を受け放射性物質として扱う必要のない物に区分されるものは、事業所内で再利用するか又は<u>産業廃棄物</u>として処分する。<u>放射性固体廃棄物</u>は<u>事業所外廃棄施設</u>へ搬出するまでの間、事業所内管理区域において汚染の拡大の防止及び放射線による被ばくの低減の措置を講じて安全に保管する。</p> <p><u>現在、放射性固体廃棄物は、次のように区分して保管管理している。</u></p> <p>①原子炉の運転中に発生した廃棄物(運転中廃棄物)</p> <p>②設備の解体・撤去により発生した廃棄物(解体廃棄物)</p> <p>③解体・撤去工事に付随して発生した廃棄物(解体付随廃棄物)</p> <p><u>これらの保管場所と数量(200Lドラム缶換算)及び保管場所の保管容量は、本変更認可申請時で、それぞれ表3及び表4のとおりである。</u></p> <p>解体計画の管理は、事業所外の廃棄施設への廃棄計画等を勘案したうえで、原子炉棟の管理区域におけるドラム缶等の収容量を超えることがないように実施する。所内での解体廃棄物の保管は出来る限り短期間とする。</p> <p><u>10.4. 廃棄物の処理フロー</u></p> <p>廃止措置期間中に発生する「<u>廃棄物の処理フロー</u>」を図6に示す。</p> <p>固体廃棄物は、放射能濃度、表面汚染及び使用履歴等の評価を行い、必要に応じて除染を行い、放射性物質として扱う必要のある物及び<u>放射能濃度</u>についての確認を受け放射性物質として扱う必要のない物(表5を参照)並びに放射性廃棄物でない廃棄物に区分する。<u>放射性廃棄物でない廃棄物に該当する物の評価は以下のようなものである。</u></p> <p><u>1)二次汚染を考慮した場合</u></p> <p>①使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着等による二次汚染がないことが明らかであるもの</p> <p>②使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着等による二次汚染部分が限定されていることが明らかであって、当該汚染部分が除染又は分離されたもの</p> <p><u>2)放射化の汚染を考慮したコンクリート廃棄物(一体的に含まれる鉄筋類を含む)の場合</u></p> <p>①十分な遮へい体により遮へいされていた等、施設の構造上、中性子線による放射化の影響を考慮する必要がないことが明らかであるもの</p> <p>②計算等により、中性子線による放射化の影響が、一般的に存在するコンクリート(一体的に含まれる鉄筋類を含む。以下同じ)との間に有意な差を生じさせていないと評価されたもの</p> <p>③計算等により、中性子線による放射化の影響を評価し、一般的に存在するコンクリートの間に有意な差がある部分が分離されたもの</p> <p><u>10.5. 廃止措置に伴う放射性固体廃棄物の推定量</u></p> <p><u>「添付書類4 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」に記載した評価結果を基に、廃止措置に伴う放射性固体廃棄物の発生量を推定した。</u></p> <p>放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要のない物の推定量を、原子炉停止から20年後について表</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(既往、明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(移動)</p> <p>記載の適正化(既往のため)</p>

変更前	変更後	備考
<p>について表2-1¹⁾、又放射能濃度及び材質による区分を表2-2に示す。</p> <p>放射能レベルの比較的高いものの発生はなく、放射能レベルの比較的低いものとしては制御棒、反射体カバー、グラファイト及び重コンクリート等がある。放射能レベルの極めて低いものとしては生体遮へい体コンクリート、照射装置等があり、放射性物質として扱う必要のないものとしては炉室建屋コンクリート等がある。</p> <p>なお、各施設・設備の放射能レベル区分は、添付書類1の「1. 残存する放射性物質等の評価」に示す評価結果に基づき推定した。</p> <p>放射性固体廃棄物は事業所外の廃棄施設に搬出する。特に原子炉領域の放射化の影響が大きいものについては、撤去後直ちには切断せず、特定容器に封入して保管する。その後、放射能の時間減衰を待つて最小限の切断作業により解体し、放射能レベルに応じ区分し、処分する。また、放射能濃度についての確認等を受け、放射性物質として扱う必要のないものとして認定されたものは、事業所内で再利用するか又は産業廃棄物として処理処分を行う。</p> <p>表2-1から原子炉停止 20 年後の放射性固体廃棄物の推定量は、放射性固体廃棄物が約 55 トンで大部分がコンクリートであり、放射性物質として扱う必要のないものは約 132 トンである。</p>	<p>6に示す。放射能レベルの比較的高いもの(「余裕深度処分」相当)の発生はなく、放射能レベルの比較的低いもの(「ピット処分」相当)としては制御棒、反射体カバー、グラファイト及び重コンクリート等がある。放射能レベルの極めて低いもの(「トレンチ処分」相当)としては放射線遮蔽体コンクリート、照射装置等があり、放射性物質として扱う必要のないものとしては原子炉棟建屋コンクリート等がある。</p> <p>表5及び表6から、原子炉停止 20 年後の放射性固体廃棄物の推定量は、放射性固体廃棄物が約 55 トンで大部分がコンクリートであり、放射性物質として扱う必要のないものは約 132 トンである。</p>	<p>削除)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(移動)</p> <p>記載の適正化(第3段階の未確定性)</p> <p>記載の適正化</p>
<p>(添付書類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に関する説明書」)</p> <p>2. 廃止措置の工程及び原子炉施設の維持期間等</p> <p>本文1. 2. (1)に記載したように廃止措置は三段階に分けて進める。その全体工程を表1-6に示す。また、表1-7には原子炉施設の区分毎に各設備・機器の措置状況の現状と今後の措置を示す。</p> <p>(本文「1. 解体する原子炉施設及びその解体の方法」の「1. 2 解体の方法」)</p> <p>(2)原子炉の機能の停止から燃料棒搬出までの段階(第1段階)</p> <p>平成 14 年 10 月から廃止措置を開始した。第1段階における廃止措置は以下のとおりである。</p> <p>①原子炉の運転機能の永久停止措置</p> <p>原子炉の運転機能の永久停止措置は、平成 14 年 10 月 2 日から同月 4 日まで実施し、中性子源を炉心から原子炉タンク内の燃料貯蔵ラックへ移動、全ての制御棒駆動機構の取外し、及び制御棒の引抜き、燃料棒の装荷ができないよう原子炉タンク上面蓋を施錠した。</p> <p>②計測制御系統施設の撤去工事(1)</p> <p>計測制御系統施設の撤去工事として、制御盤中の核計装系主要機器の撤去、制御棒駆動装置の駆動回路の撤去、電源及び信号ケーブルの開放の各工事を実施した。ただし、使用済燃料を米国向け搬出が終了するまで原子炉タンクに水を張った状態で保管するので、プロセス系機器は機能を継続した。</p> <p>③気送管及び照射管の撤去工事</p> <p>炉心内の気送管及び照射管を、燃料棒の取出し作業を容易にするために撤去し、原子炉タンク内の予め定めた場所に移動した。</p> <p>④燃料棒の事業所外搬出</p> <p>炉心内の全ての燃料棒を純水を満たした仮設プール内に設置した輸送容器へトランスファ遮へい体・取扱具を用いて移動し、米国に向けて搬出した。詳細は、「2. 使用済燃料の譲渡の方法」に記載した。</p> <p>燃料棒の移動作業での個人の積算線量は、最大で 0.08mSv で放射線業務従事者の保安規定で定める要警戒の基準(月 4mSv)以下であった。</p> <p>なお、仮設プールで使用した純水は、給排水設備の排水系に排水し原液受槽経由で液体廃棄物の廃棄施</p>	<p>11. 廃止措置の工程</p> <p>「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の方法」に記載したように廃止措置は三段階に分けて計画し、進めている。その全体工程を表7に、原子炉施設の現状と今後の措置を表8に、原子炉施設の区分ごとの廃止措置工程を表9に示す。</p> <p>11.1. 第1段階の廃止措置</p> <p>2002 年 10 月から廃止措置を開始した。第1段階で実施した廃止措置は次のとおりである。</p> <p>① 原子炉の運転機能の永久停止措置</p> <p>原子炉の運転機能の永久停止措置は、2002 年 10 月 2 日から同月 4 日まで実施し、中性子源を炉心から原子炉タンク内の燃料貯蔵ラックへ移動、全ての制御棒駆動機構の取外し、及び制御棒の引抜き、燃料棒の装荷ができないよう原子炉タンク上面蓋を施錠した。</p> <p>②計測制御系統施設の撤去工事(1)</p> <p>計測制御系統施設の撤去工事として、制御盤中の核計装系主要機器の撤去、制御棒駆動装置の駆動回路の撤去、電源及び信号ケーブルの開放の各工事を実施した。ただし、使用済燃料を米国向け搬出が終了するまで原子炉タンクに水を張った状態で保管するので、プロセス系機器は機能を継続した。</p> <p>③気送管及び照射管の撤去工事</p> <p>炉心内の気送管及び照射管を、燃料棒の取出し作業を容易にするために撤去し、原子炉タンク内の予め定めた場所に移動した。</p> <p>④燃料棒の事業所外搬出</p> <p>炉心内の全ての燃料棒を純水で満たした仮設プール内に設置した輸送容器へトランスファ遮へい体・取扱具を用いて移動し、米国に向けて搬出した。詳細を「8. 核燃料物質の管理及び譲渡し」に記載した。</p> <p>燃料棒の移動作業での個人の積算線量は、最大で 0.08 mSv であり、保安規定で定める放射線業務従事者に要警戒の警告を行う基準(1ヶ月実効線量 1 mSv)を十分下回る値であった。</p> <p>なお、仮設プールで使用した純水は、給排水設備の排水系に排水し原液受槽経由で液体廃棄物の廃棄施</p>	<p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化</p> <p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化</p> <p>記載の適正化(訂正)</p>

変更前	変更後	備考
<p>設の貯留タンク(20 トン)に一時貯留後、放射能濃度を測定し、「試験研究の用に供する原子炉施設等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示」(昭和 63 年 7 月 26 日科学技術庁告示第 20 号)(以下「告示」という。)で定める周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認し排水した。仮設プール及びトランスファ遮蔽体・取扱具は、汚染のないことを確認し、炉室の定められた場所に一時保管している。</p> <p><u>(3)燃料棒搬出後から解体撤去までの段階(第2段階)</u> <u>当該期間にあつては、施設の安全管理上実施する炉内構造物等の放射能汚染物の片付け、集中保管等の措置、廃止措置作業の進捗及び放射能の時間減衰により機能の維持が必要でなくなった施設の機能停止措置並びに放射能の減衰によりその取扱作業が容易になった施設の片付け、整理等の措置を行う。</u></p> <p>1)燃料棒搬出後から平成 23 年度までの期間に実施した措置 燃料棒の事業所外搬出が終了したことにより、機能の維持が不要になった設備・機器の機能停止等の措置を以下のように行った。</p> <p>①原子炉タンク水等の抜き取り 原子炉タンク及び一次冷却系の冷却水及び付属プール水の抜き取りを行った。抜き取った一次冷却水及び付属プール水は、液体廃棄物の廃棄施設の貯留タンク(20 トン)に一時貯留後、放射能濃度を測定し、告示で定める周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認し排水した。</p> <p>②原子炉冷却系統施設一次系機器等の撤去工事(1) 原子炉冷却系統施設の一次冷却系ポンプモータ駆動用継電器に接続されている制御盤からの一次冷却電源配線を切り離し、ポンプ動力線を炉室内の配電盤においてヒューズブレーカを解放し末端処理を行った。一次系主要機器については据付状態で保管している。</p> <p>③中性子源の廃棄 原子炉タンク内の燃料貯蔵ラックにおいて冷却、保管していた Po-Be 中性子源(初臨界時 256GBq)は、日本アイソトープ協会に搬出廃棄した。</p> <p>2)平成 24 年度及び 25 年度に実施した措置</p> <p>①原子炉本体、炉内構造物、原子炉タンク及び付属プール内壁面の除染 原子炉タンク内に保管されていた原子炉構造物、炉内構造物等を必要に応じてウエス等による拭き取り除染を行い、撤去した。その後、原子炉タンク内面を水道水で洗浄し、ウエス等による拭き取り除染を行った。付属プール内壁面についても同様に除染した。</p> <p>②原子炉本体の解体撤去工事(1) 原子炉構造物のうちブリッジを撤去し、次いで反射体、照射装置等の炉内構造物、炉内照明器具等のその他器具を原子炉タンクより取り出し、撤去した。また、原子炉タンク上部に設置されていたプロセス計装系のガンマエリアモニタ、温度計及び水位計等のセンサーも合わせて撤去した。炉内構造物を撤去した後、原子炉タンクの乾燥、ペンキ塗装を行った。</p> <p>気送管については原子炉タンク挿入部分の他、気中配管、コンプレッサー、コントロール系装置及び弁等の設備についても合わせて撤去した。また、気送管及び照射管において中性子照射を行った試料を扱ったフード及び排気管についても撤去した。なお、排気管を撤去した後の建屋壁貫通部はモルタルを充填し、閉止蓋で密閉した。</p> <p>なお、撤去した炉内構造物、原子炉構造物のうちから使用条件、設置場所、材質等を勘案して適切に選択し、放射能測定を行うための試料として保管した。</p> <p>また、燃料棒の事業所外搬出の際に使用し、炉室において一時保管していた仮設プールについては放射能</p>	<p>設の貯留タンク(20 トン)に一時貯留後、放射能濃度を測定し、「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等の規定に基づき、線量限度等を定める告示」(昭和 63 年 7 月 26 日付け科学技術庁告示第 20 号)(以下、「<u>科技庁告示</u>」という。)で定める周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認し排水した。仮設プール及びトランスファ遮蔽体・取扱具は、汚染のないことを確認し、原子炉室の定められた場所に一時保管している。</p> <p><u>11.2. 第2段階の廃止措置</u></p> <p>(1)燃料棒搬出後から <u>2011</u> 年度までの期間に実施した措置 燃料棒の事業所外搬出が終了したことにより、機能の維持が不要になった設備・機器の機能停止等の次の措置を行った。</p> <p>①原子炉タンク水等の抜き取り 原子炉タンク及び一次冷却系の冷却水及び付属プール水の抜き取りを行った。抜き取った一次冷却水及び付属プール水は、液体廃棄物の廃棄施設の貯留タンク(約 20 トン)に一時貯留後、放射能濃度を測定し、科技庁告示で定める周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認し排水した。</p> <p>②原子炉冷却系統施設一次系機器等の撤去工事(1) 原子炉冷却系統施設の一次冷却系ポンプモータ駆動用継電器に接続されている制御盤からの一次冷却電源配線を切り離し、ポンプ動力線を原子炉室内の配電盤においてヒューズブレーカを解放して末端処理を行った。一次系主要機器については据付状態で保管している。</p> <p>③中性子源の廃棄 原子炉タンク内の燃料貯蔵ラックにおいて冷却、保管していた Po-Be 中性子源(初臨界時 256 GBq)は、日本アイソトープ協会に搬出廃棄した。</p> <p>(2)<u>2012</u> 年度及び <u>2013</u> 年度に実施した措置</p> <p>①原子炉本体、炉内構造物、原子炉タンク及び付属プール内壁面の除染 原子炉タンク内に保管されていた原子炉構造物、炉内構造物等を必要に応じてウエス等による拭き取り除染を行い、撤去した。その後、原子炉タンク内面を水道水で洗浄し、ウエス等による拭き取り除染を行った。付属プール内壁面についても同様に除染した。</p> <p>②原子炉本体の解体撤去工事(1) 原子炉構造物のうちブリッジを撤去し、次いで反射体、照射装置等の炉内構造物、炉内照明器具等のその他器具を原子炉タンクより取り出し、撤去した。また、原子炉タンク上部に設置されていたプロセス計装系のガンマエリアモニタ、温度計及び水位計等のセンサーも合わせて撤去した。炉内構造物を撤去した後、原子炉タンクの乾燥、ペンキ塗装を行った。</p> <p>気送管については原子炉タンク挿入部分の他、気中配管、コンプレッサー、コントロール系装置及び弁等の設備についても合わせて撤去した。また、気送管及び照射管において中性子照射を行った試料を扱ったフード及び排気管についても撤去した。なお、排気管を撤去した後の建屋壁貫通部はモルタルを充填し、閉止蓋で密閉した。</p> <p>なお、撤去した炉内構造物、原子炉構造物のうちから使用条件、設置場所、材質等を勘案して適切に選択し、放射能測定を行うための試料として保管した。</p> <p>また、燃料棒の事業所外搬出の際に使用し、原子炉室において一時保管していた仮設プールについては放</p>	<p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(既往のため削除)</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	備考
<p>汚染のないことを確認し、産廃として処分した。ただし、燃料バスケット等燃料棒に直接接触したものについては引き続き管理区域内において保管している。</p> <p>撤去した設備機器の扱いについては、「<u>⑩撤去した解体物の保管管理</u>」に記載したところに従った。以下、<u>本号2)各工事において発生する撤去物について同じ。</u></p> <p>③燃料取扱貯蔵施設の撤去(1) 燃料取扱器具を撤去した。</p> <p>④原子炉冷却系統施設一次系機器等の撤去工事(2)及び原子炉冷却系統施設二次系機器配管等の撤去工事 原子炉冷却系統施設の一次冷却系機器は、系統隔離措置を施した後据付状態で保管されていたが、それらの配管、弁及びポンプ等の主要機器、冷却水浄化系の炉水モニタ容器、<u>フィルター</u>容器、イオン交換樹脂筒及び流量計等を撤去した。なお、熱交換器については、接続機器切り離した後、シート養生して据付状態で保管している。また、一次冷却系に設置されていたプロセス計装系のガンマ水モニタ、電気電導度計、流量計及び温度計等のセンサー並びに熱交換器に接続されていた二次冷却系配管等も合わせて撤去した。</p> <p>原子炉冷却系統施設の二次冷却系機器等については、ポンプ、クーリングタワー及び配管等を撤去した。冷却水配管の建屋貫通部については、閉塞フランジで密閉した。撤去した二次冷却系設備は管理区域外に設置されており、放射性物質による汚染のおそれはないことから<u>産廃</u>として処分した。</p> <p>⑤計測制御系統施設の撤去工事(2) 計測制御系統施設は、核計装系の中性子検出器の補償型電離箱、非補償型電離箱及び同チューブ、それらに繋がるケーブル類、制御棒、制御棒案内管、制御棒連結管を撤去した。その他、プロセス系機器及び残部機器等を撤去した。</p> <p>なお、中性子検出器のうち核分裂計数管は、受け入れ先を確保できるまで、核燃料の使用に係る廃棄物として核燃料物質の使用に係る廃棄施設に保管する。</p> <p>⑥気体廃棄物の廃棄施設の一部撤去工事 水封ダンパーについて、制御電源の離線を行い屋上に設置した水槽からの注水配管の隔離措置を行った。</p> <p>⑦液体廃棄物の廃棄施設の機能停止及び一部撤去工事 液体廃棄物の廃棄施設について、原液受槽から放流管までの系統の機能を停止した。各貯槽、配管の排水を確認した後、動力用及び制御用電源の開放並びに信号線の離線を行うとともに、廃液処理棟に設置した主要廃液処理装置、各種貯槽、ポンプを連結する配管の弁を閉め切り、タグ「閉」表示を行った。また、系統配管の原子炉側流入口及び原液受槽入口において閉止措置を行った。</p> <p>機能を停止した後、放流管の地上露出部、排水枘及び送液管を撤去し、撤去した配管のうち送液管についてはシートで養生して廃液処理棟内管理区域において保管管理している。合せて送液管支持架構を撤去し、送液管下の保全区域を解除した。撤去した放流管、排水枘及び支持架構は放射性物質による汚染のおそれはないことから<u>産廃</u>として処分した。</p> <p>⑧放射線管理施設の撤去工事(1) 放射線管理施設については、エリアモニタ、排水モニタ、野外モニタ、制御室モニタ及び気体モニタについて機能を停止し、撤去した。</p> <p>⑨その他原子炉の附属施設の撤去工事(1) 非常用電源を撤去し事業所外に搬出した。また、給排水設備の機能を停止し、給水系設備について炉室内配管を撤去した。</p> <p>⑩管理区域部分解除(1) 第1、第2、第3及び第4の各測定室並びに第2汚染検査室について汚染のないことを確認した後、各室の管</p>	<p>射能汚染のないことを確認し、産業廃棄物として処分した。燃料バスケット等燃料棒に直接接触したものについては引き続き管理区域内において保管している。</p> <p>撤去した設備機器の扱いについては、「<u>⑩撤去した設備、機器の保管管理</u>」に記載する。(本号の以下の各工事において発生した撤去物についても同じ。)</p> <p>③燃料取扱貯蔵施設の撤去(1) 燃料取扱器具を撤去した。</p> <p>④原子炉冷却系統施設一次系機器等の撤去工事(2)及び原子炉冷却系統施設二次系機器配管等の撤去工事 原子炉冷却系統施設の一次冷却系機器は、系統隔離措置を施した後、据付状態で保管されていたが、それらの配管、弁及びポンプ等の主要機器、冷却水浄化系の炉水モニタ容器、<u>フィルタ</u>容器、イオン交換樹脂筒及び流量計等を撤去した。なお、熱交換器については、接続機器切り離した後、シート養生して据付状態で保管している。また、一次冷却系に設置されていたプロセス計装系のガンマ水モニタ、電気電導度計、流量計及び温度計等のセンサー並びに熱交換器に接続されていた二次冷却系配管等も合わせて撤去した。</p> <p>原子炉冷却系統施設の二次冷却系機器等については、ポンプ、クーリングタワー及び配管等を撤去した。冷却水配管の建屋貫通部については、閉塞フランジで密閉した。撤去した二次冷却系設備は管理区域外に設置されており、放射性物質による汚染のおそれはないことから<u>産業廃棄物</u>として処分した。</p> <p>⑤計測制御系統施設の撤去工事(2) 計測制御系統施設は、核計装系の中性子検出器の補償型電離箱、非補償型電離箱及び同チューブ、それらに繋がるケーブル類、制御棒、制御棒案内管、制御棒連結管を撤去した。その他、プロセス系機器及び残部機器等を撤去した。</p> <p>なお、中性子検出器のうち核分裂計数管は、受け入れ先を確保できるまで、核燃料の使用に係る廃棄物として核燃料物質の使用に係る廃棄施設に保管している。</p> <p>⑥気体廃棄物の廃棄施設の一部撤去工事 水封ダンパーについて、制御電源の離線を行い屋上に設置した水槽からの注水配管の隔離措置を行った。</p> <p>⑦液体廃棄物の廃棄施設の機能停止及び一部撤去工事 液体廃棄物の廃棄施設について、原液受槽から放流管までの系統の機能を停止した。各貯槽、配管の排水を確認した後、動力用及び制御用電源の開放並びに信号線の離線を行うとともに、廃液処理棟に設置した主要廃液処理装置、各種貯槽、ポンプを連結する配管の弁を閉め切り、タグ「閉」表示を行った。また、系統配管の原子炉側流入口及び原液受槽入口において閉止措置を行った。</p> <p>機能を停止した後、放流管の地上露出部、排水枘及び送液管を撤去し、撤去した配管のうち送液管についてはシートで養生して廃液処理棟内管理区域において保管管理した。合せて送液管支持架構を撤去し、送液管下の保全区域を解除した。撤去した放流管、排水枘及び支持架構は放射性物質による汚染のおそれはないことから<u>産業廃棄物</u>として処分した。</p> <p>⑧放射線管理施設の撤去工事(1) 放射線管理施設については、エリアモニタ、排水モニタ、野外モニタ、制御室モニタ及び気体モニタについて機能を停止し、撤去した。</p> <p>⑨その他原子炉の附属施設の撤去工事(1) 非常用電源を撤去し事業所外に搬出した。また、給排水設備の機能を停止し、給水系設備について原子炉室内配管を撤去した。</p> <p>⑩管理区域部分解除(1) 第1、第2、第3及び第4の各測定室並びに第2汚染検査室について汚染のないことを確認した後、各室の管</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	備考
<p>理区域を解除し第2汚染検査室を廃止した。また、廊下、玄関及び洗面所の保全区域を解除した。</p> <p>①撤去した設備、機器の保管管理</p> <p>撤去した設備、機器について、その設置場所、使用履歴等から放射能汚染のないことが明らかである物を除いて、材料別に分類して、ドラム缶又は鋼製容器に収納し、あるいはシートで養生し、外部処分が可能になるまで原子炉棟又は廃液処理棟の管理区域において保管管理する。放射能汚染のないことが明らかな物については、<u>産廃</u>として処分した。</p> <p>3)平成27年度及び平成28年度に実施する措置</p> <p>①液体廃棄物の廃棄施設の撤去工事</p> <p>液体廃棄物の廃棄施設については、原液受槽、貯留タンク、廃液処理装置(蒸発濃縮装置、凝集沈殿装置、イオン交換塔、前処理槽等)、屋外貯槽(処理済槽、ドレン槽、混合槽)、ポンプ、配管、弁、電源ケーブル及び信号ケーブルを撤去し、解体する。</p> <p><u>以上の撤去工事により、液体廃棄物の廃棄施設に係る設備、機器等は、原子炉棟床コンクリート中に埋設された排水管を除いてすべて撤去、解体される。なお、当該床埋設配管は、原子炉棟建屋解体時に処置する。</u></p> <p>撤去した設備、機器(平成25年度工事において撤去し、保管中の送液管を含む。)については、その設置場所、使用履歴等から放射能汚染のないことが明らかである物及び放射能汚染のある部分が特定でき当該汚染部分が分離された物(以下、「放射能汚染のないことが明らかな物」という。)を除いて、材料別に分類して、ドラム缶又は鋼製容器に収納し、あるいは難燃性シートで養生し、外部処分が可能になるまで原子炉棟の管理区域において保管管理する。放射能汚染のないことが明らかな物については、<u>産廃</u>として処分する。ただし、放射能汚染のないことが明らかなコンクリート撤去物は、解体、破碎して事業所内において適切に処分する。以下、本号3)各工事について同じ。</p> <p>②固体廃棄物の廃棄施設の撤去工事</p> <p>第一及び第二各放射性固体廃棄物保管施設に保管している放射性固体廃棄物を原子炉棟の管理区域に運搬し、それぞれ炉室内の一次冷却系ピット及びホットセル操作室に保管する。運搬終了後、第一放射性固体廃棄物保管施設内のコンクリートブロック造りの保管場所仕切壁を解体撤去し、また第二放射性固体廃棄物保管施設に設置されているホイストを解体撤去する。</p> <p>なお、放射性固体廃棄物の第一及び第二各放射性固体廃棄物保管施設への搬入に際しては、密封容器に収納し、当該容器の外表面に放射能汚染のないことを確認した後に行っており、同保管施設内においては容器の開封及び内容物の詰替え等の作業は実施していない。</p> <p>③管理区域部分解除(2)</p> <p>原液受槽棟について、原液受槽が撤去されていることを確認した後、汚染のないことを確認し、管理区域を解除する。</p> <p>廃液処理棟(貯留タンク棟を含む。以下同じ。)について、貯留タンク、廃液処理装置、ポンプ、配管、弁、電源ケーブル及び信号ケーブルがすべて撤去されていることを確認した後、汚染のないことを確認し、管理区域を解除する。</p> <p>屋外貯槽及び第二放射性固体廃棄物保管施設が撤去されたことを確認した後、廃液処理棟に隣接する屋外管理区域に汚染のないことを確認し、同区域の管理区域を解除する。</p> <p>第一放射性固体廃棄物保管施設について、保管中の放射性固体廃棄物がすべて搬出されたことを確認した後、管理区域を解除する。なお、第一放射性固体廃棄物保管施設は、上記②のなお書きにおいて示したように汚染の恐れのない施設であるが、管理区域解除に先立って念のため汚染のないことを確認測定を行う。</p> <p>④その他建屋等の撤去工事(1)</p> <p>原液受槽棟及び廃液処理棟について、管理区域が解除されたことを確認した後、解体撤去する。</p>	<p>理区域を解除し第2汚染検査室を廃止した。また、廊下、玄関及び洗面所の保全区域を解除した。</p> <p>①撤去した設備、機器の保管管理</p> <p>撤去した設備、機器について、その設置場所、使用履歴等から放射能汚染のないことが明らかである物を除いて、材料別に分類して、ドラム缶又は鋼製容器に収納し、あるいはシートで養生し、外部処分が可能になるまで原子炉棟又は廃液処理棟の管理区域において保管管理する。放射能汚染のないことが明らかな物については、<u>産業廃棄物</u>として処分した。</p> <p>(3)2015年度及び2016年度に実施した措置</p> <p>①液体廃棄物の廃棄施設の撤去工事</p> <p>液体廃棄物の廃棄施設については、原液受槽、貯留タンク、廃液処理装置(蒸発濃縮装置、凝集沈殿装置、イオン交換塔、前処理槽等)、屋外貯槽(処理済槽、ドレン槽、混合槽)、ポンプ、配管、弁、電源ケーブル及び信号ケーブルを撤去し、解体した。これらの撤去工事により、液体廃棄物の廃棄施設に係る設備、機器等は、原子炉棟床コンクリート中に埋設された排水管を除いてすべて撤去、解体された。なお、当該床埋設配管は、原子炉棟建屋解体時に処置する。</p> <p>撤去した設備、機器(2013年度工事において撤去し、保管中の送液管を含む。)については、その設置場所、使用履歴等から放射能汚染のないことが明らかである物及び放射能汚染のある部分が特定でき当該汚染部分が分離された物(以下、「放射能汚染のないことが明らかな物」という。)を除いて、材料別に分類して、ドラム缶又は鋼製容器に収納し、あるいは難燃性シートで養生し、外部処分が可能になるまで原子炉棟の管理区域において保管管理する。放射能汚染のないことが明らかな物については、<u>産業廃棄物</u>として処分した。ただし、放射能汚染のないことが明らかなコンクリート撤去物は、解体、破碎して事業所内において適切に処分した。(本号の以下の各工事についても同じ)。</p> <p>②固体廃棄物の廃棄施設の撤去工事</p> <p>第一及び第二各放射性固体廃棄物保管施設に保管していた放射性固体廃棄物を原子炉棟の管理区域に運搬し、それぞれ原子炉室内の一次冷却系ピット及びホットセル操作室に保管した。運搬終了後、第一放射性固体廃棄物保管施設内のコンクリートブロック造りの保管場所仕切壁を解体撤去し、また、第二放射性固体廃棄物保管施設に設置されているホイストを解体撤去した。</p> <p>なお、放射性固体廃棄物の第一及び第二各放射性固体廃棄物保管施設への搬入に際しては、密封容器に収納し、当該容器の外表面に放射能汚染のないことを確認した後に行っており、同保管施設内においては容器の開封及び内容物の詰替え等の作業は実施していない。</p> <p>③管理区域部分解除(2)</p> <p>原液受槽棟について、原液受槽が撤去されていることを確認した後、汚染のないことを確認し、管理区域を解除した。</p> <p>廃液処理棟(貯留タンク棟を含む。以下同じ。)について、貯留タンク、廃液処理装置、ポンプ、配管、弁、電源ケーブル及び信号ケーブルがすべて撤去されていることを確認した後、汚染のないことを確認し、管理区域を解除した。</p> <p>屋外貯槽及び第二放射性固体廃棄物保管施設が撤去されたことを確認した後、廃液処理棟に隣接する屋外管理区域に汚染のないことを確認し、同区域の管理区域を解除した。</p> <p>第一放射性固体廃棄物保管施設について、保管中の放射性固体廃棄物がすべて搬出されたことを確認した後、管理区域を解除した。なお、第一放射性固体廃棄物保管施設は、上記②のなお書きにおいて示したように汚染のおそれのない施設であるが、管理区域解除に先立って念のため汚染のないことを確認した。</p> <p>④その他建屋等の撤去工事(1)</p> <p>原液受槽棟及び廃液処理棟について、管理区域が解除されたことを確認した後、解体撤去した。</p>	<p>記載の適正化 記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化 記載の適正化(既往) 記載の適正化</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化(既往)</p>

変更前	変更後	備考
<p>第二放射性固体廃棄物保管施設については、同施設内に保管中の放射性固体廃棄物がすべて搬出され、汚染のないことを確認した後、解体撤去する。</p> <p>⑤原子炉本体中の放射性物質の測定</p> <p>原子炉本体中の放射性物質の測定は、生体遮へい体コンクリート等から試料を採取し残存放射性物質を測定、評価する。</p> <p>4)本段階では引き続き施設の安全管理に必要な機器の保管管理を続ける。</p> <p>設備の維持管理は、添付書類1の「2. 原子炉施設の維持期間等」に示すように、保安規定に基づき必要な設備が必要な期間その機能に見合った維持管理を行う。</p> <p><u>(4)解体撤去の段階(第3段階)</u></p> <p>解体撤去工事は、解体物の処分を目的とした廃棄事業者の廃棄施設(以下「事業所外の廃棄施設」という。)が受け入れ可能になった段階で解体工法や汚染の除去の方法等の確定を行い、廃止措置計画の変更認可手続きを行ったうえで、開始する。</p> <p>廃止措置対象施設は全て撤去する。解体撤去は以下のように行う。管理区域内に設置されている施設・設備は、「3. 核燃料物質による汚染の除去の方法」に示す方法により解体を行う。管理区域内の施設・設備の解体後、汚染の除去の確認を行い保安規定に定める管理区域を順次解除する。その後、原子炉施設を設置する原子炉棟建屋を解体する。</p> <p>廃止措置を終了してから原子炉等規制法第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項に基づき廃止措置の終了の確認を受ける。廃止措置終了後の状態を図3に示す。</p> <p><u>以下に第3段階において実施する廃止措置工事の概略を示す。</u>撤去解体工事中において撤去した機器及び配管については汚染検査及び線量測定の結果を参考に、汚染及び線量率のレベルに応じて必要な汚染拡大防止対策及び作業員の被ばく低減対策を講じた上、放射能汚染の有無、程度に応じて所定の容器に収納あるいは梱包して事業所外の廃棄施設へ廃棄するかあるいは事業所内で再利用するか又は<u>産廃</u>として処分する。また、管理区域外の施設・設備等は解体撤去し、<u>産廃</u>として処分する。</p> <p>解体撤去の段階で行う撤去工事の概略を以下に示す。</p> <p>①原子炉本体の解体撤去工事(2)</p> <p>原子炉本体の撤去工事は、原子炉構造物の生体遮へい体、原子炉タンク、熱中性子柱及び付属プール等並びに生体遮へい体コンクリート内に埋め込まれた各種実験設備を撤去する。</p> <p>②燃料取扱貯蔵施設の撤去(2)</p> <p>燃料貯蔵施設は、新燃料貯蔵庫及び使用済燃料貯蔵庫ともにこれまで使用実績がなく、放射性汚染のおそれはないが、汚染のないことを確認した後撤去する。</p> <p>③気体廃棄物の廃棄施設の撤去工事</p> <p>気体廃棄物の廃棄施設の撤去工事は、その機能停止措置を実施した後、炉室の給排気系の送排風機、ダクト、水封ダンパー(機能停止措置済み)、シャッター、<u>フィルター</u>及び排気筒等を撤去する。</p> <p>④放射線管理施設の撤去工事(2)</p> <p>放射線管理施設の撤去工事は、じんあいモニタについてはその機能を停止し撤去する。また、ハンド・フット・クロズモニタ、サーベイメータ等も同様に撤去する。</p> <p>⑤その他原子炉の附属施設の撤去工事(2)</p> <p>給排水設備の残部を解体撤去する。</p> <p>⑥その他建屋等の撤去工事(2)</p>	<p>第二放射性固体廃棄物保管施設については、同施設内に保管中の放射性固体廃棄物がすべて搬出され、汚染のないことを確認した後、解体撤去した。</p> <p>⑤原子炉本体中の放射性物質の測定</p> <p>原子炉タンク、放射線遮蔽体コンクリート及び熱中性子柱から試料を採取し、原子炉本体中の放射性物質の測定を行った。</p> <p><u>(4)2017年度から第3段階開始までの設備の維持管理</u></p> <p><u>引き続き、安全管理に必要な設備について、その設備が必要な期間、維持管理を行う。その詳細については、「添付書類5 性能維持施設及びその性能及びその性能を維持すべき期間に関する説明書」で述べる。</u></p> <p><u>11.3. 第3段階の廃止措置</u></p> <p><u>事業所外廃棄施設において放射性固体廃棄物を受け入れる見通しが得られた段階で、放射線遮蔽体他の解体工法や放射性汚染の測定方法等の確定を行い、廃止措置計画の変更認可手続きを行った上で、放射線遮蔽体他の解体撤去工事を開始する。</u></p> <p>廃止措置対象施設は全て撤去する。解体撤去は以下のように行う。管理区域内に設置されている施設・設備は、「9. 核燃料物質による汚染の除去」に示す方法により解体を行う。管理区域内の施設・設備の解体後、汚染の除去の確認を行い、保安規定に定める管理区域を順次解除する。その後、原子炉施設を設置する原子炉棟建屋を解体する。</p> <p>廃止措置を終了した後、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項に基づき廃止措置の終了の確認を受ける。廃止措置終了後の状態を図7に示す。</p> <p><u>第3段階において実施する廃止措置の概略は次のとおりである。</u></p> <p>撤去解体工事中において撤去した機器及び配管については汚染検査及び線量測定の結果を参考に、汚染及び線量率のレベルに応じて必要な汚染拡大防止対策及び作業員の被ばく低減対策を講じた上、放射能汚染の有無、程度に応じて所定の容器に収納あるいは梱包して事業所外の廃棄施設へ廃棄するかあるいは事業所内で再利用するか又は<u>産業廃棄物</u>として処分する。また、管理区域外の施設・設備等は解体撤去し、<u>産業廃棄物</u>として処分する。</p> <p>解体撤去の段階で行う各工事の概略を以下に述べる。</p> <p>①原子炉本体の解体撤去工事(2)</p> <p>原子炉本体の撤去工事は、原子炉構造物の放射線遮蔽体、原子炉タンク、熱中性子柱及び付属プール等並びに放射線遮蔽体コンクリート内に埋め込まれた各種実験設備を撤去する。</p> <p>②燃料取扱貯蔵施設の撤去(2)</p> <p>燃料貯蔵施設は、新燃料貯蔵庫及び使用済燃料貯蔵庫ともにこれまで使用実績がなく、放射性汚染のおそれはないが、汚染のないことを確認した後、撤去する。</p> <p>③気体廃棄物の廃棄施設の撤去工事</p> <p>気体廃棄物の廃棄施設の撤去工事は、その機能停止措置を実施した後、原子炉室の給排気系の送排風機、ダクト、水封ダンパー(機能停止措置済み)、シャッター、<u>フィルタ</u>及び排気筒等を撤去する。</p> <p>④放射線管理施設の撤去工事(2)</p> <p>放射線管理施設の撤去工事は、じんあいモニタについては、その機能を停止し撤去する。また、ハンド・フット・クロズモニタ、サーベイメータ等も同様に撤去する。</p> <p>⑤その他原子炉の附属施設の撤去工事(2)</p> <p>給排水設備の残部を解体撤去する。</p> <p>⑥その他建屋等の撤去工事(2)</p>	<p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>法令改正に伴う見直し</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	備考
<p>原子炉棟の撤去工事は、原子炉施設のすべてが撤去され、かつ原子炉の運転及び廃止措置に伴い発生した保管廃棄物の全てを事業所外の廃棄施設へ廃棄し、また核燃料物質の使用に係る廃棄物も事業所外へ搬出されたことを確認した後、汚染の状況の確認を行い必要に応じて除染を行い、管理区域を解除した後に行う。</p>	<p>原子炉棟の撤去工事は、原子炉施設の全てが撤去され、かつ原子炉の運転及び廃止措置に伴い発生した保管廃棄物の全てを事業所外の廃棄施設へ廃棄し、また核燃料物質の使用に係る廃棄物も事業所外へ搬出されたことを確認した後、汚染の状況の確認を行い必要に応じて除染を行い、管理区域を解除した後に行う。</p>	
	<p><u>12. 廃止措置に係る品質マネジメントシステム</u></p> <p>原子炉施設の廃止措置の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事項を以下の通りとする。</p> <p><u>1. 目的</u></p> <p>研究所の原子炉施設の廃止措置の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事項(以下「品質管理に関する事項」という。)は、研究所の原子炉施設の廃止措置の安全を達成・維持・向上させるため、「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」(以下「品管規則」という。)及び「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の解釈」に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</p> <p><u>2. 適用範囲</u></p> <p>品質管理に関する事項は、研究所の原子炉施設(以下単に「原子炉施設」という。)の廃止措置の保安活動に適用する。</p> <p><u>3. 定義</u></p> <p>品質管理に関する事項における用語の定義は、次によるもの以外は、品管規則及び「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の解釈」に従う。</p> <p><u>(1) 保安に係る組織</u></p> <p>原子炉施設の廃止措置を実施し又は管理する立教学院の各部門の総称をいう。</p> <p><u>4. 品質マネジメントシステム</u></p> <p><u>4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質管理に関する事項に従って、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合において、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a) 原子炉施設、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b) 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響</p> <p>(3) 保安に係る組織は、原子炉施設に適用される関係法令(以下単に「関係法令」という。)を明確に認識し、品管規則に規定された文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書(記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。)に明記する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを</p>	<p>法令改正に伴う追加</p>

変更前	変更後	備考
	<p><u>当該組織に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。</u></p> <p>a) <u>プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を明確に定めること。</u></p> <p>b) <u>プロセスの順序及び相互の関係を明確に定めること。</u></p> <p>c) <u>プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な保安に係る組織の保安活動の状況を示す指標(以下「保安活動指標」という。)並びに当該指標に係る判定基準を明確に定めること。</u></p> <p>d) <u>プロセスの運用並びに監視及び測定(以下「監視測定」という。)に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保すること(責任及び権限の明確化を含む。)</u></p> <p>e) <u>プロセスの運用状況を監視測定し、分析すること。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。</u></p> <p>f) <u>プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置を講ずること。</u></p> <p>g) <u>プロセス及び保安に係る組織を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。</u></p> <p>h) <u>原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにすること。</u></p> <p>(5) <u>保安に係る組織は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。</u></p> <p>(6) <u>保安に係る組織は、機器等又は個別業務に係る要求事項(関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。)への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。</u></p> <p>(7) <u>保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</u></p> <p><u>4.2 品質マネジメントシステムの文書化</u></p> <p><u>4.2.1 一般要求事項</u></p> <p><u>保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。</u></p> <p>a) <u>品質方針及び品質目標</u></p> <p>b) <u>品質マネジメントシステムを規定する文書(以下「品質マニュアル」という。)</u></p> <p>c) <u>実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために必要な文書</u></p> <p>d) <u>品管規則に規定された手順書、指示書、図面等(以下「手順書等」という。)</u></p> <p><u>4.2.2 品質マニュアル</u></p> <p><u>保安に係る組織は、品質マニュアルに次に掲げる事項を定める。</u></p> <p>a) <u>品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項</u></p> <p>b) <u>保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項</u></p> <p>c) <u>品質マネジメントシステムの適用範囲</u></p> <p>d) <u>品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報</u></p> <p>e) <u>プロセスの相互の関係</u></p> <p><u>4.2.3 文書の管理</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、品質マネジメント文書を管理する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、要員が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できるように、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。</u></p> <p>a) <u>品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。</u></p> <p>b) <u>品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認すること。</u></p>	

変更前	変更後	備考
	<p>c) a)及びb)の審査及びb)の評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部門の要員を参画させること。</p> <p>d) 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できるようにすること。</p> <p>e) 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合においては、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保すること。</p> <p>f) 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにすること。</p> <p>g) 保安に係る組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。</p> <p>h) 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。</p> <p><u>4.2.4 記録の管理</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、品管規則に規定された個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し、所要の管理の方法を定めた手順書等を作成する。</p> <p><u>5. 経営責任者等の責任</u></p> <p><u>5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ</u></p> <p>学校法人立教学院理事長(以下「理事長」という。)は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによつて実証する。</p> <p>a) 品質方針を定めること。</p> <p>b) 品質目標が定められているようにすること。</p> <p>c) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすること。</p> <p>d) 5.6.1 に規定するマネジメントレビューを実施すること。</p> <p>e) 資源が利用できる体制を確保すること。</p> <p>f) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること。</p> <p>g) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させること。</p> <p>h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにすること。</p> <p><u>5.2 原子力の安全の確保の重視</u></p> <p>理事長は、保安に係る組織の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。</p> <p><u>5.3 品質方針</u></p> <p>理事長は、品質方針が次に掲げる事項に適合しているようにする。</p> <p>a) 保安に係る組織の目的及び状況に対して適切なものであること。</p> <p>b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に理事長が責任を持って関与すること。</p> <p>c) 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものであること。</p> <p>d) 要員に周知され、理解されていること。</p> <p>e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に理事長が責任を持って関与すること。</p>	

変更前	変更後	備考
	<p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 理事長は、部門において、品質目標(個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。)が定められているようにする。</p> <p>(2) 理事長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムが4.1の規定に適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。</p> <p>(2) 理事長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの実効性の維持</p> <p>c) 資源の利用可能性</p> <p>d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、部門及び要員の責任及び権限並びに部門相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。</p> <p>5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者</p> <p>理事長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。</p> <p>a) プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について理事長に報告すること。</p> <p>c) 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること。</p> <p>d) 関係法令を遵守すること。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 理事長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者(以下「管理者」という。)に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。</p> <p>a) 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。</p> <p>b) 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。</p> <p>c) 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。</p> <p>d) 健全な安全文化を育成し、及び維持すること。</p> <p>e) 関係法令を遵守すること。</p> <p>(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a) 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。</p> <p>b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。</p> <p>c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。</p>	

変更前	変更後	備考
	<p>d) 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。</p> <p>e) 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。</p> <p>(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.5.4 組織の内部の情報の伝達</p> <p>理事長は、保安に係る組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>理事長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価(以下「マネジメントレビュー」という。)を、あらかじめ定められた間隔で行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報</p> <p>保安に係る組織は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。</p> <p>a) 内部監査の結果</p> <p>b) 保安に係る組織の外部の者の意見</p> <p>c) プロセスの運用状況</p> <p>d) 定期事業者検査並びに自主検査等の結果</p> <p>e) 品質目標の達成状況</p> <p>f) 健全な安全文化の育成及び維持の状況</p> <p>g) 関係法令の遵守状況</p> <p>h) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況</p> <p>i) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置</p> <p>j) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更</p> <p>k) 部門又は要員からの改善のための提案</p> <p>l) 資源の妥当性</p> <p>m) 保安活動の改善のために講じた措置の実効性</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置</p> <p>(1) 保安に係る組織は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善</p> <p>b) 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e) 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) 保安に係る組織は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。</p> <p>6. 資源の管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>保安に係る組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め、これを</p>	

変更前	変更後	備考
	<p><u>確保し、及び管理する。</u></p> <p>a) <u>要員</u></p> <p>b) <u>個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系</u></p> <p>c) <u>作業環境</u></p> <p>d) <u>その他必要な資源</u></p> <p>6.2 <u>要員の力量の確保及び教育訓練</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力(以下「力量」という。)が実証された者を要員に充てる。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる業務を行う。</u></p> <p>a) <u>要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。</u></p> <p>b) <u>要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずること。</u></p> <p>c) <u>b)の措置の実効性を評価すること。</u></p> <p>d) <u>要員が、自らの個別業務について次に掲げる事項を認識しているようにすること。</u></p> <p>i) <u>品質目標の達成に向けた自らの貢献</u></p> <p>ii) <u>品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献</u></p> <p>iii) <u>原子力の安全に対する当該個別業務の重要性</u></p> <p>e) <u>要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。</u></p> <p>7. <u>個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施</u></p> <p>7.1 <u>個別業務に必要なプロセスの計画</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、個別業務に関する計画(以下「個別業務計画」という。)の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。</u></p> <p>a) <u>個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果</u></p> <p>b) <u>機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項</u></p> <p>c) <u>機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源</u></p> <p>d) <u>定期事業者検査、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準(以下「合否判定基準」という。)</u></p> <p>e) <u>個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録</u></p> <p>(4) <u>保安に係る組織は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。</u></p> <p>7.2 <u>個別業務等要求事項に関するプロセス</u></p> <p>7.2.1 <u>個別業務等要求事項として明確にすべき事項</u></p> <p><u>保安に係る組織は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。</u></p> <p>a) <u>保安に係る組織の外部の者が明示してはいないものの、機器等又は個別業務に必要な要求事項</u></p> <p>b) <u>関係法令</u></p> <p>c) <u>a)及び b)に掲げるもののほか、保安に係る組織が必要とする要求事項</u></p>	

変更前	変更後	備考
	<p><u>7.2.2 個別業務等要求事項の審査</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、(1)の審査を実施するに当たり、次に掲げる事項を確認する。</p> <p>a) 当該個別業務等要求事項が定められていること。</p> <p>b) 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。</p> <p>c) 保安に係る組織が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、(1)の審査の結果の記録及び当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。</p> <p><u>7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等</u></p> <p>保安に係る組織は、当該組織の外部の者からの情報の収集及び当該組織の外部の者への情報の伝達のために、実効性のある方法を明確に定め、これを実施する。</p> <p><u>7.3 設計開発</u></p> <p><u>7.3.1 設計開発計画</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計開発(専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。)の計画(以下「設計開発計画」という。)を策定するとともに、設計開発を管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。</p> <p>a) 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度</p> <p>b) 設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</p> <p>c) 設計開発に係る部門及び要員の責任及び権限</p> <p>d) 設計開発に必要な保安に係る組織の内部及び外部の資源</p> <p>(3) 保安に係る組織は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、(1)の規定により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。</p> <p><u>7.3.2 設計開発に用いる情報</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>a) 機能及び性能に係る要求事項</p> <p>b) 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なものの</p> <p>c) 関係法令</p> <p>d) その他設計開発に必要な要求事項</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。</p> <p><u>7.3.3 設計開発の結果に係る情報</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。</p>	

変更前	変更後	備考
	<p>(2) 保安に係る組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。</p> <p>a) 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。</p> <p>b) 調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。</p> <p>c) 合否判定基準を含むものであること。</p> <p>d) 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。</p> <p><u>7.3.4 設計開発レビュー</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画に従って、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査(以下「設計開発レビュー」という。)を実施する。</p> <p>a) 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。</p> <p>b) 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する部門の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させる。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p><u>7.3.5 設計開発の検証</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画に従って検証を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、(1)の検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、当該設計開発を行った要員に(1)の検証をさせない。</p> <p><u>7.3.6 設計開発の妥当性確認</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認(以下「設計開発妥当性確認」という。)を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p><u>7.3.7 設計開発の変更の管理</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、(2)の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価(当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。)を行う。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、(2)の審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p><u>7.4 調達</u></p> <p><u>7.4.1 調達プロセス</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達する物品又は役務(以下「調達物品等」という。)が、自ら規定する調達物品等</p>	

変更前	変更後	備考
	<p>に係る要求事項(以下「調達物品等要求事項」という。)に適合するようにする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。この場合において、一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、調達物品等要求事項に従い、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準を定める。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、(3)の評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項(当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報(原子炉施設の保安に係るものに限る。)の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。)を定める。</p> <p><u>7.4.2 調達物品等要求事項</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。</p> <p>a) 調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項</p> <p>b) 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項</p> <p>c) 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項</p> <p>d) 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項</p> <p>e) 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項</p> <p>f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g) その他調達物品等に必要な要求事項</p> <p>(2) 保安に係る組織は、調達物品等要求事項として、当該組織が調達物品等の供給者の工場等において定期事業者検査その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p><u>7.4.3 調達物品等の検証</u></p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について、調達物品等要求事項の中で明確に定める。</p> <p><u>7.5 個別業務の実施</u></p> <p><u>7.5.1 個別業務の管理</u></p> <p>保安に係る組織は、個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項(当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。)に適合するように実施する。</p>	

変更前	変更後	備考
	<p>a) <u>原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。</u></p> <p>b) <u>手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。</u></p> <p>c) <u>当該個別業務に見合う設備を使用していること。</u></p> <p>d) <u>監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</u></p> <p>e) <u>8.2.3の規定に基づき監視測定を実施していること。</u></p> <p>f) <u>品管規則の規定に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</u></p> <p><u>7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合(個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。)においては、妥当性確認を行う。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(4) <u>保安に係る組織は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項(当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。)を明確にする。</u></p> <p>a) <u>当該プロセスの審査及び承認のための判定基準</u></p> <p>b) <u>妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法</u></p> <p>c) <u>妥当性確認の方法</u></p> <p><u>7.5.3 識別管理</u></p> <p><u>保安に係る組織は、個別業務計画及び個別業務の実施に係る全てのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。</u></p> <p><u>7.5.4 トレーサビリティの確保</u></p> <p><u>保安に係る組織は、トレーサビリティ(機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。)の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。</u></p> <p><u>7.5.5 組織の外部の者の物品</u></p> <p><u>保安に係る組織は、当該組織の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p><u>7.5.6 調達物品の管理</u></p> <p><u>保安に係る組織は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理(識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。)する。</u></p> <p><u>7.6 監視測定のための設備の管理</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</u></p> <p>a) <u>あらかじめ定められた間隔で、又は使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法(当該計量の標準が存在しない場合にあつては、校正又は検証の根拠について記録する方法)により校正又は検証がなされていること。</u></p>	

変更前	変更後	備考
	<p>b) <u>校正の状態が明確になるよう、識別されていること。</u></p> <p>c) <u>所要の調整がなされていること。</u></p> <p>d) <u>監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。</u></p> <p>e) <u>取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されていること。</u></p> <p>(4) <u>保安に係る組織は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。</u></p> <p>(5) <u>保安に係る組織は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備及び(4)の不適合により影響を受けた機器等又は個別業務について、適切な措置を講じる。</u></p> <p>(6) <u>保安に係る組織は、監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。</u></p> <p>(7) <u>保安に係る組織は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。</u></p> <p>8. <u>評価及び改善</u></p> <p>8.1 <u>監視測定、分析、評価及び改善</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。</u></p> <p>8.2 <u>監視測定</u></p> <p>8.2.1 <u>組織の外部の者の意見</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する当該組織の外部の者の意見を把握する。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、(1)の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。</u></p> <p>8.2.2 <u>内部監査</u></p> <p>(1) <u>保安に係る組織は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う部門その他の体制により内部監査を実施する。</u></p> <p>a) <u>品管規則の規定に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項</u></p> <p>b) <u>実効性のある実施及び実効性の維持</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法及び責任を定める。</u></p> <p>(3) <u>保安に係る組織は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセスその他の領域(以下単に「領域」という。)の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画(以下「内部監査実施計画」という。)を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。</u></p> <p>(4) <u>保安に係る組織は、内部監査を行う要員(以下「内部監査員」という。)の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。</u></p> <p>(5) <u>保安に係る組織は、内部監査員又は管理者に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</u></p> <p>(6) <u>保安に係る組織は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに内部監査に係る要求事項を手順書等に定める。</u></p> <p>(7) <u>保安に係る組織は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</u></p> <p>(8) <u>保安に係る組織は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するた</u></p>	

変更前	変更後	備考
	<p>めの措置及び是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視測定</p> <p>(1) 保安に係る組織は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法により、これを行う。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、(1)の監視測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、(1)の方法により、プロセスが 5.4.2 (1) 及び 7.1 (1) の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、5.4.2 (1) 及び 7.1 (1) の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。</p> <p>8.2.4 機器等の検査等</p> <p>(1) 保安に係る組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、定期事業者検査又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、定期事業者検査又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、個別業務計画に基づく定期事業者検査又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、定期事業者検査の独立性(当該定期事業者検査の対象となる機器等の工事(補修、取替え、改造等)又は点検に関与していない要員に定期事業者検査を実施させることその他の方法により、定期事業者検査の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。)を確保する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、(5)を自主検査等について準用する。</p> <p>8.3 不適合の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないよう、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</p> <p>a) 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。</p> <p>b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行うこと(以下「特別採用」という。)</p> <p>c) 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること。</p> <p>d) 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置(特別採用を含む。)に係る記録を作成し、これを管理する。</p>	

変更前	変更後	備考
	<p>(5) 保安に係る組織は、(3) a) の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、及び当該品質マネジメントシステムの実効性の改善の必要性を評価するために、適切なデータ(監視測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含む。)を明確にし、収集し、及び分析する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、(1)のデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。</p> <p>a) 保安に係る組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析により得られる知見</p> <p>b) 個別業務等要求事項への適合性</p> <p>c) 機器等及びプロセスの特性及び傾向(是正処置を行う端緒となるものを含む。)</p> <p>d) 調達物品等の供給者の供給能力</p> <p>8.5 継続的な改善</p> <p>8.5.1 継続的な改善</p> <p>保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 保安に係る組織は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。</p> <p>a) 是正処置を講ずる必要性について、次に掲げる手順により評価を行うこと。</p> <p>i) 不適合その他の事象の分析及び当該不適合の原因の明確化</p> <p>ii) 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化</p> <p>b) 必要な是正処置を明確にし、実施すること。</p> <p>c) 講じた全ての是正処置の実効性の評価を行うこと。</p> <p>d) 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置を変更すること。</p> <p>e) 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更すること。</p> <p>f) 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施すること。</p> <p>g) 講じた全ての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理すること。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。</p> <p>a) 起こり得る不適合及びその原因について調査すること。</p> <p>b) 未然防止処置を講ずる必要性について評価すること。</p>	

変更前	変更後	備考
	<p>c) <u>必要な未然防止処置を明確にし、実施すること。</u></p> <p>d) <u>講じた全ての未然防止処置の実効性の評価を行うこと。</u></p> <p>e) <u>講じた全ての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理すること。</u></p> <p>(2) <u>保安に係る組織は、(1)の各項目について、手順書等に定める。</u></p>	

変更前	変更後	備考																		
	<p style="text-align: center;">表1 廃止措置の実施状況</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">施設区分</th> <th style="width: 50%;">廃止措置の実施状況</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉本体</td> <td>機能の停止, 全ての燃料の事業所外に搬出, 炉内構造物の取り外し, 原子炉タンク・放射線遮蔽体の現状の据付状態での保管</td> </tr> <tr> <td>核燃料物質の取扱・貯蔵施設</td> <td>燃料取扱い器具の撤去</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系統施設</td> <td>配管, 弁, ポンプ等の系統隔離・閉止措置, 主要機器の撤去, 熱交換器の機能停止後据え付け状態での保管</td> </tr> <tr> <td>計測制御系統施設</td> <td>ケーブル等の系統隔離・末端処理, 制御盤, 同駆動機構及び中性子検出器の撤去</td> </tr> <tr> <td>放射性廃棄物の廃棄施設</td> <td>液体廃棄物及び固体廃棄物の廃棄施設の撤去, 気体廃棄物の廃棄施設の水ダンプの機能停止</td> </tr> <tr> <td>放射線管理施設</td> <td>ガスモニタの撤去, 炉室エアモニタの積分型線量計への変更</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納施設</td> <td>維持管理</td> </tr> <tr> <td>その他原子炉の附属施設</td> <td>給排水系設備の機能停止, 建屋壁・床埋め込み配管の据え付け状態での保管, 非常用電源の撤去</td> </tr> </tbody> </table>	施設区分	廃止措置の実施状況	原子炉本体	機能の停止, 全ての燃料の事業所外に搬出, 炉内構造物の取り外し, 原子炉タンク・放射線遮蔽体の現状の据付状態での保管	核燃料物質の取扱・貯蔵施設	燃料取扱い器具の撤去	原子炉冷却系統施設	配管, 弁, ポンプ等の系統隔離・閉止措置, 主要機器の撤去, 熱交換器の機能停止後据え付け状態での保管	計測制御系統施設	ケーブル等の系統隔離・末端処理, 制御盤, 同駆動機構及び中性子検出器の撤去	放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物及び固体廃棄物の廃棄施設の撤去, 気体廃棄物の廃棄施設の水ダンプの機能停止	放射線管理施設	ガスモニタの撤去, 炉室エアモニタの積分型線量計への変更	原子炉格納施設	維持管理	その他原子炉の附属施設	給排水系設備の機能停止, 建屋壁・床埋め込み配管の据え付け状態での保管, 非常用電源の撤去	<p>廃止措置の進行に伴い、明確化のため追加</p>
施設区分	廃止措置の実施状況																			
原子炉本体	機能の停止, 全ての燃料の事業所外に搬出, 炉内構造物の取り外し, 原子炉タンク・放射線遮蔽体の現状の据付状態での保管																			
核燃料物質の取扱・貯蔵施設	燃料取扱い器具の撤去																			
原子炉冷却系統施設	配管, 弁, ポンプ等の系統隔離・閉止措置, 主要機器の撤去, 熱交換器の機能停止後据え付け状態での保管																			
計測制御系統施設	ケーブル等の系統隔離・末端処理, 制御盤, 同駆動機構及び中性子検出器の撤去																			
放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物及び固体廃棄物の廃棄施設の撤去, 気体廃棄物の廃棄施設の水ダンプの機能停止																			
放射線管理施設	ガスモニタの撤去, 炉室エアモニタの積分型線量計への変更																			
原子炉格納施設	維持管理																			
その他原子炉の附属施設	給排水系設備の機能停止, 建屋壁・床埋め込み配管の据え付け状態での保管, 非常用電源の撤去																			

変更前				変更後					備考	
表1-9 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				表2 性能維持施設とその維持期間					法令改正に伴う見直し、記載の適正化	
機能を維持すべき設備		機能	点検・校正、測定等	維持期間	施設区分	設備等の区分	対象機器	性能		維持期間
設備名称	仕様				原子炉本体	放射線遮蔽体	付属プール	放射線遮蔽 放射性物質の保管		放射線遮蔽体以外の原子炉 構造物, 炉内構造物が解体 されるまで
原子炉本体 生体遮へい体	コンクリート遮へい構造 八角形:8.2m×6.6m 壁厚:0.9m~2.7m 高さ:6.7m	放射線遮へい	毎月1回の線量率の測定、目視点検	生体遮へい体以外の 原子炉構造物、炉内 構造物を解体するまで	放射性廃棄物 の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄 施設	送風機 ダクト フィルタ 排風機 排気筒	汚染拡大の防止 換気能力 排気経路の確保		原子炉本体の解体撤去が完了するまで
放射性気体廃棄物の 廃棄施設 送風機 排風機 フィルタ ダクト/シャッター 排気筒		汚染拡大を防止	年1回の定期自主検査	原子炉本体の解体撤去を完了するまで	放射線管理施設	屋内管理用設備	線量当量率測定用サーベイメータ(γ線用)	原子炉室内外の放射線の監視、測定、記録等		放射線監視の必要がなくなるまで
							表面汚染密度測定用サーベイメータ(β線用)			
放射性固体廃棄物の 廃棄設備 第一放射性固体廃棄物保管施設 第二放射性固体廃棄物保管施設	— —	機能を停止して解体撤去	—	—		屋外管理用設備	じんあいモニタ			原子炉本体及び原子炉室内の施設・設備が解体撤去されるまで
放射線管理施設	検出器の種類	施設内外の放射線を監視・記録等	月1回の点検・測定 年1回の定期自主検査	解体撤去工事で放射線を監視する必要がなくなるまで	原子炉格納施設	格納施設	原子炉室 (一次冷却系ピット)	閉じ込め機能 換気中の負圧の維持 放射性物質の保管		原子炉本体及び原子炉室内の施設・設備が解体撤去されるまで
じんあいモニタ	GM計数管									
ハンドフットクロスモニタ	GM計数管									
サーベイメータ	—									
個人線量計	—	放射線業務従事者の被ばく線量の測定	3か月に1回の点検							
原子炉格納施設 炉室 一次冷却系ピット ホットセル操作室	構造:鉄筋コンクリート造り 幅 :11.7m(一階) 9.60m(二階) 奥行き:18.45m 高さ :3.40m(一階) 13.0m(二階)	放射性物質の保管 換気中の負圧の維持	年1階の定期自主検査	原子炉本体及び炉室内の施設・設備等が撤去されるまで						

変更前	変更後	備考																												
	<p>表3 原子炉棟内管理区域に保管中の放射性固体廃棄物一覧表 (本変更認可申請時)</p> <table border="1" data-bbox="1338 233 2457 653"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>保管場所</th> <th>数量(本数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">運転中廃棄物</td> <td rowspan="2">原子炉室内一次冷却系ピット</td> <td>ステンレス製収納容器 5(200Lドラム缶換算 12)</td> </tr> <tr> <td>200L ステンレス製ドラム缶 3</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">解体廃棄物</td> <td>原子炉本体付属プール</td> <td>鋼製収納容器 角型:1(200Lドラム缶換算 10) 丸型:1(200Lドラム缶換算 1.7)</td> </tr> <tr> <td>原子炉室内ドラム缶ラック</td> <td>200Lドラム缶 116</td> </tr> <tr> <td>原子炉室</td> <td>鋼製収納容器 角型:1(200Lドラム缶換算 10)</td> </tr> <tr> <td>解体付随廃棄物</td> <td>原子炉室内ドラム缶ラック</td> <td>200Lドラム缶:14</td> </tr> <tr> <td colspan="2">合計</td> <td>200Lドラム缶換算 166.7</td> </tr> </tbody> </table> <p>表4 放射性固体廃棄物の保管容量</p> <table border="1" data-bbox="1338 737 2386 1016"> <thead> <tr> <th>保管場所</th> <th>保管容量(200Lドラム缶換算本数)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉室及び原子炉室内ドラム缶ラック</td> <td>170</td> </tr> <tr> <td>原子炉室内一次冷却系ピット</td> <td>15</td> </tr> <tr> <td>原子炉本体付属プール</td> <td>15</td> </tr> </tbody> </table>	区分	保管場所	数量(本数)	運転中廃棄物	原子炉室内一次冷却系ピット	ステンレス製収納容器 5(200Lドラム缶換算 12)	200L ステンレス製ドラム缶 3	解体廃棄物	原子炉本体付属プール	鋼製収納容器 角型:1(200Lドラム缶換算 10) 丸型:1(200Lドラム缶換算 1.7)	原子炉室内ドラム缶ラック	200Lドラム缶 116	原子炉室	鋼製収納容器 角型:1(200Lドラム缶換算 10)	解体付随廃棄物	原子炉室内ドラム缶ラック	200Lドラム缶:14	合計		200Lドラム缶換算 166.7	保管場所	保管容量(200Lドラム缶換算本数)	原子炉室及び原子炉室内ドラム缶ラック	170	原子炉室内一次冷却系ピット	15	原子炉本体付属プール	15	<p>廃止措置の進行に伴い、明確化のため追加</p> <p>廃止措置の進行に伴い、明確化のため追加</p>
区分	保管場所	数量(本数)																												
運転中廃棄物	原子炉室内一次冷却系ピット	ステンレス製収納容器 5(200Lドラム缶換算 12)																												
		200L ステンレス製ドラム缶 3																												
解体廃棄物	原子炉本体付属プール	鋼製収納容器 角型:1(200Lドラム缶換算 10) 丸型:1(200Lドラム缶換算 1.7)																												
	原子炉室内ドラム缶ラック	200Lドラム缶 116																												
	原子炉室	鋼製収納容器 角型:1(200Lドラム缶換算 10)																												
解体付随廃棄物	原子炉室内ドラム缶ラック	200Lドラム缶:14																												
合計		200Lドラム缶換算 166.7																												
保管場所	保管容量(200Lドラム缶換算本数)																													
原子炉室及び原子炉室内ドラム缶ラック	170																													
原子炉室内一次冷却系ピット	15																													
原子炉本体付属プール	15																													
<p>表2-2 放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要のない物の放射能レベル区分の適用基準</p> <table border="1" data-bbox="112 1087 1219 1919"> <thead> <tr> <th colspan="2">埋設処分方法による放射能レベル区分</th> <th>適用基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">放射性物質として扱う必要のある物</td> <td>第2種廃棄物埋設 余裕深度処分</td> <td>「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。以下、「施行令」という。)第31条に定める放射能濃度を超えず、「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、「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物</td> </tr> <tr> <td>ピット処分</td> <td>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ず、規則第1条の2第2項第4号別表第2に定める放射能濃度を超える物</td> </tr> <tr> <td>トレンチ処分</td> <td>規則第1条の2第2項第4号別表第2に定める放射能濃度を超えず、「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物</td> </tr> <tr> <td colspan="2">放射性物質として扱う必要のない物</td> <td>「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物</td> </tr> </tbody> </table>	埋設処分方法による放射能レベル区分		適用基準	放射性物質として扱う必要のある物	第2種廃棄物埋設 余裕深度処分	「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。以下、「施行令」という。)第31条に定める放射能濃度を超えず、「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、「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物	ピット処分	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ず、規則第1条の2第2項第4号別表第2に定める放射能濃度を超える物	トレンチ処分	規則第1条の2第2項第4号別表第2に定める放射能濃度を超えず、「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物	放射性物質として扱う必要のない物		「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物	<p>表5 放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要のない物の放射能レベル区分の適用基準</p> <table border="1" data-bbox="1353 1100 2457 1927"> <thead> <tr> <th colspan="2">埋設処分方法による放射能レベル区分</th> <th>適用基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">放射性物質として扱う必要のある物</td> <td>第2種廃棄物埋設 余裕深度処分</td> <td>「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。以下、「施行令」という。)第31条に定める放射能濃度を超えず、「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、「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物</td> </tr> <tr> <td>ピット処分</td> <td>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ず、規則第1条の2第2項第4号別表第2に定める放射能濃度を超える物</td> </tr> <tr> <td>トレンチ処分</td> <td>規則第1条の2第2項第4号別表第2に定める放射能濃度を超えず、「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物</td> </tr> <tr> <td colspan="2">放射性物質として扱う必要のない物</td> <td>「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物</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載の適正化</p>	埋設処分方法による放射能レベル区分		適用基準	放射性物質として扱う必要のある物	第2種廃棄物埋設 余裕深度処分	「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。以下、「施行令」という。)第31条に定める放射能濃度を超えず、「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、「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物	ピット処分	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ず、規則第1条の2第2項第4号別表第2に定める放射能濃度を超える物	トレンチ処分	規則第1条の2第2項第4号別表第2に定める放射能濃度を超えず、「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物	放射性物質として扱う必要のない物		「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物			
埋設処分方法による放射能レベル区分		適用基準																												
放射性物質として扱う必要のある物	第2種廃棄物埋設 余裕深度処分	「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。以下、「施行令」という。)第31条に定める放射能濃度を超えず、「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、「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物																												
	ピット処分	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ず、規則第1条の2第2項第4号別表第2に定める放射能濃度を超える物																												
	トレンチ処分	規則第1条の2第2項第4号別表第2に定める放射能濃度を超えず、「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物																												
放射性物質として扱う必要のない物		「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物																												
埋設処分方法による放射能レベル区分		適用基準																												
放射性物質として扱う必要のある物	第2種廃棄物埋設 余裕深度処分	「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。以下、「施行令」という。)第31条に定める放射能濃度を超えず、「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、「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物																												
	ピット処分	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ず、規則第1条の2第2項第4号別表第2に定める放射能濃度を超える物																												
	トレンチ処分	規則第1条の2第2項第4号別表第2に定める放射能濃度を超えず、「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物																												
放射性物質として扱う必要のない物		「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物																												

変更前

変更後

備考

表2-1 放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要のない物の推定量¹⁾

単位：t

埋設処分方法による放射能レベル区分		原子炉停止から 5年後	原子炉停止から 20年後
放射 物質 として 扱う 必要 な 物 と し て	第2種 廃棄 物 埋 設		
	ピット処分相当	15.86	12.26
	トレンチ処分相当	63.55	42.43
放射性物質として扱う必要のない物		107.40	132.12

原子炉停止から20年後の材質別放射性物質の内訳(ピット処分相当)

材質名	品目	重量(t)	放射能濃度
金属	制御棒	0.18	4.6GBq/t
	制御棒案内管		
	反射体カバー		
その他	反射体グラファイト モルタル(水平実験孔周)	1.48	440MBq/t
コンクリート	生体遮へい体	10.6	470MBq/t

原子炉停止から20年後の材質別放射性物質の内訳(トレンチ処分相当)

材質名	品目	重量(t)	放射能濃度
金属	反射体	5.48	160MBq/t
	反射体カバー		
	アルミケース		
	回転試料棚		
	水平実験孔鉄遮へい(4本)		
	水平実験孔スリーブ		
	鉛		
鉄タンク			
その他	反射体グラファイト	4.72	2.0MBq/t
	モルタル		
	ポリエチレン(コーティング材)		
	ボラール(中性子遮へい板) 玉石(γ線遮へい材)		
コンクリート	生体遮へい体	32.23	2.2MBq/t

表6 原子炉停止から20年後における放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要のない物の推定量

埋設処分方法による放射能レベル区分			重量
放射 物質 として 扱う 必 要 の あ る 物	第2種 廃棄 物 埋 設	ピット処分相当*	12.26 t
		トレンチ処分相当**	42.43 t
放射性物質として扱う必要のないもの			132.12 t

*ピット処分相当の材質別放射性物質の内訳

材質名	品目	重量	放射能濃度
金属	制御棒	0.18 t	4.6 GBq/t
	制御棒案内管		
	反射体カバー		
その他	反射体グラファイト モルタル(水平実験孔周)	1.48 t	440 MBq/t
コンクリート	放射線遮蔽体	10.6 t	470 MBq/t

** トレンチ処分相当の材質別放射性物質の内訳

材質名	品目	重量	放射能濃度
金属	反射体	5.48 t	160 MBq/t
	反射体カバー		
	アルミケース		
	回転試料棚		
	水平実験孔鉄遮へい(4本)		
	水平実験孔スリーブ		
	鉛		
鉄タンク			
その他	反射体グラファイト	4.72 t	2.0 MBq/t
	モルタル		
	ポリエチレン(コーティング材) ボラール(中性子遮へい板) 玉石(γ線遮へい材)		
コンクリート	放射線遮蔽体	32.23 t	2.2 MBq/t

既往のため一部を削除、記載の適正化(明確化)

変更前

変更後

備考

表1-6 廃止措置全体工程

平成 年度	平成 14年度 (2002)	平成 15年度 (2003)	平成 16年度 (2004)	平成 17年度 (2005)	平成 18年度 (2006)	平成 19年度 (2007)	平成 年度	平成 年度	平成 24年度 (2012)	平成 25年度 (2013)	平成 26年度 (2014)	平成 27年度 (2015)	平成 28年度 (2016)	平成 29年度 (2017)	～	事業所外廃棄施設受入 可能になった年度から (1年目) (2年目) (3年目)
<p>▽ 解体工事着手(平成14年10月2日)</p> <p>▽ 原子炉内燃料取出・燃料搬出</p> <p>▽ 原子炉内燃料取出・燃料搬出</p> <p>▽ 原子炉タンク水の抜取(平成15年12月)</p> <p>▽ 一次冷却系ポンプ動力線等の切り離し(平成15年12月)</p> <p>▽ 原子炉冷却系配管の一次系機器等の撤去工事(1)</p> <p>▽ 原子炉冷却系配管の一次系機器等の撤去工事(2)</p> <p>▽ 付属プール水の抜取り(平成16年9月)</p> <p>▽ 原子炉タンク水の抜取</p> <p>▽ 一次冷却系ポンプ動力線等の切り離し</p> <p>▽ 原子炉冷却系配管の一次系機器等の撤去工事(1)</p> <p>▽ 付属プール水の抜取り</p>																
<p>原子炉領域冷却期間</p> <p>原子炉本体の解体撤去工事(1)</p> <p>原子炉領域以外の解体撤去</p> <p>燃料取扱貯蔵施設の撤去(1)</p> <p>原子炉冷却系配管の一次系機器等の撤去工事(2)</p> <p>計測制御系統施設の撤去工事(2)</p> <p>気体廃棄施設の一部撤去工事</p> <p>液体廃棄物の廃棄施設の機能停止/一部撤去工事</p> <p>機能停止措置</p> <p>放射線管理施設の撤去工事(1)</p> <p>その他原子炉の附属施設の撤去工事(1)</p> <p>管理区域部分解除(1)</p> <p>液体廃棄物の廃棄施設の撤去工事</p> <p>固体廃棄物の廃棄施設の撤去工事</p> <p>放射線管理施設の撤去工事(2)</p> <p>その他原子炉の附属施設の撤去工事(2)</p> <p>管理区域部分解除(2)</p> <p>廃液処理槽及び原液受槽棟各建屋の解体撤去</p> <p>固体廃棄物保管施設・建屋解体撤去</p> <p>原子炉本体の解体撤去工事(2)</p> <p>燃料取扱貯蔵施設の撤去(2)</p> <p>気体廃棄物の廃棄施設の撤去工事</p> <p>放射線管理施設の撤去工事(2)</p> <p>建屋等解体撤去</p> <p>管理区域解除</p> <p>原子炉建屋の解体撤去</p>																
<p>放射性廃棄物の処理処分</p> <p>凡例 □ : 廃止措置工程 — : 参考工程</p> <p>実績 計画</p>																

表7 廃止措置全体工程

平成 年度	平成 14年度 (2002)	平成 15年度 (2003)	平成 16年度 (2004)	平成 17年度 (2005)	平成 18年度 (2006)	平成 19年度 (2007)	平成 年度	平成 年度	平成 24年度 (2012)	平成 25年度 (2013)	平成 26年度 (2014)	平成 27年度 (2015)	平成 28年度 (2016)	平成 29年度 (2017)	～	事業所外廃棄施設が 受入を開始した年度から (1年目) (2年目) (3年目)
<p>▽ 解体工事着手(平成14年10月2日)</p> <p>▽ 原子炉内燃料取出・燃料搬出</p> <p>▽ 原子炉内燃料取出・燃料搬出</p> <p>▽ 原子炉タンク水の抜取</p> <p>▽ 一次冷却系ポンプ動力線等の切り離し</p> <p>▽ 原子炉冷却系配管の一次系機器等の撤去工事(1)</p> <p>▽ 付属プール水の抜取り</p> <p>計測制御系統施設の撤去工事(1)</p> <p>原子炉領域冷却期間</p> <p>原子炉本体の解体撤去工事(1)</p> <p>原子炉領域以外の解体撤去</p> <p>燃料取扱貯蔵施設の撤去(1)</p> <p>原子炉冷却系配管の一次系機器等の撤去工事(2)</p> <p>計測制御系統施設の撤去工事(2)</p> <p>気体廃棄施設の一部撤去工事</p> <p>液体廃棄物の廃棄施設の機能停止/一部撤去工事</p> <p>機能停止措置</p> <p>放射線管理施設の撤去工事(1)</p> <p>その他原子炉の附属施設の撤去工事(1)</p> <p>管理区域部分解除(1)</p> <p>液体廃棄物の廃棄施設の撤去工事</p> <p>固体廃棄物の廃棄施設の撤去工事</p> <p>放射線管理施設の撤去工事(2)</p> <p>その他原子炉の附属施設の撤去工事(2)</p> <p>管理区域部分解除(2)</p> <p>廃液処理槽及び原液受槽棟各建屋の解体撤去</p> <p>固体廃棄物保管施設・建屋解体撤去</p> <p>原子炉本体の解体撤去工事(2)</p> <p>燃料取扱貯蔵施設の撤去(2)</p> <p>気体廃棄物の廃棄施設の撤去工事</p> <p>放射線管理施設の撤去工事(2)</p> <p>建屋等解体撤去</p> <p>管理区域解除</p> <p>原子炉建屋の解体撤去</p>																
<p>放射性廃棄物の処理処分</p> <p>凡例 □ : 廃止措置工程 — : 参考工程</p> <p>実績 計画</p>																

既往のため変更、記載の適
正化

変更前

変更後

備考

表1-7 原子炉施設の現状と今後の措置 (1/2)

表8 原子炉施設の現状と今後の措置 (1/2)

施設区分	設備等の区分	構成品目	現 状 (本変更認可申請時)				今後の措置	
			廃止措置前の状態で保管	撤去解体して管理区域内に保管	機能を維持	一般産廃として処分済	解体	一般産廃として処分
1 ・ 原 子 炉 本 体	1) 燃料棒	燃料棒(米国DOEへ譲渡し済み)						
	2) 原子炉構造物	生体遮へい体			○		○	
		原子炉タンク						
		・アルミタンク	○				○	
		・鉄タンク	○				○	
		熱中性子柱						
		・サーマライジングコラム	○				○	
		・サーマルコラム	○				○	
		サーマルコラム扉	○				○	
	水平実験孔	○				○		
	付属プール	○				○		
	ブリッジ		○					
	3) 炉内構造物	反射体プラットホーム		○				
		反射体		○				
		グリッドプレート		○				
		照射装置						
		・回転試料棚		○				
		・中央実験孔		○				
		・照射管		○				
・気送管			○					
擬似燃料棒		○						
中性子源容器		○						
中性子源 (RI協会へ引き渡し済み)								
4) その他	炉内照明器具		○					
	燃料貯蔵ラック		○					
2 ・ 取 扱 ・ 燃 料 貯 蔵 施 設	1) 燃料取扱/貯蔵施設	燃料取扱器具		○*1		○		
		新燃料貯蔵庫	○				○	
		使用済燃料貯蔵庫	○				○	
3 ・ 原 子 炉 系 統 施 設	1) 一次冷却系 (炉室一次冷却系ピット)	熱交換器、配管、弁、ポンプ、スキマー	○*2	○		○		
		冷却水浄化系		○				
		・炉水モニタ容器						
		・フィルター容器						
	・イオン交換樹脂筒							
・流量計								
2) 二次冷却系 (原子炉棟機械室)	ポンプ、配管、弁、クーリングタワー				○			
3) その他	機器操作/指示盤				○			
4 ・ 計 測 制 御 系 統 施 設	1) 核計装系	中性子検出器		○*3				
		起動計、安全出力計、線形・対数出力計、ベリオド計			○			
		高圧電源、ケーブル類			○			
	2) 原子炉停止装置	安全保護回路			○			
	3) 制御系	制御棒駆動回路			○			
		制御棒駆動機構		○				
	制御棒、制御棒案内管、制御棒連結管		○					
4) プロセス計装系	ガンマエリアモニタ、ガンマ水モニタ、電気伝導度計、流量計、温度計、水位計		○					

施設区分	設備等の区分	構成品目	現 状 (本変更認可申請時)				今後の措置	
			産業廃棄物として処分済	撤去解体して管理区域内に保管	廃止措置前の状態で保管	機能を維持	解体	産業廃棄物として処分
1 ・ 原 子 炉 本 体	1) 燃料棒	燃料棒(米国DOEへ譲渡し済み)						
	2) 原子炉構造物	放射線遮へい体				○	○	
		原子炉タンク						
		・アルミタンク			○		○	
		・鉄タンク			○		○	
		熱中性子柱						
		・サーマライジングコラム			○		○	
		・サーマルコラム			○		○	
		サーマルコラム扉			○		○	
	水平実験孔			○		○		
	付属プール			○		○		
	ブリッジ		○					
	3) 炉内構造物	反射体プラットホーム			○			
		反射体			○			
		グリッドプレート			○			
		照射装置						
		・回転試料棚			○			
		・中央実験孔			○			
		・照射管			○			
・気送管				○				
擬似燃料棒			○					
中性子源容器			○					
中性子源 (RI協会へ引き渡し済み)								
4) その他	炉内照明器具			○				
	燃料貯蔵ラック			○				
2 ・ 取 扱 ・ 燃 料 貯 蔵 施 設	1) 燃料取扱/貯蔵施設	燃料取扱器具	○	○*1				
		新燃料貯蔵庫			○		○	
		使用済燃料貯蔵庫			○		○	
3 ・ 原 子 炉 系 統 施 設	1) 一次冷却系 (炉室一次冷却系ピット)	熱交換器、配管、弁、ポンプ、スキマー		○	○*2	○		
		冷却水浄化系						
		・炉水モニタ容器			○			
		・フィルター容器			○			
	・イオン交換樹脂筒			○				
・流量計			○					
2) 二次冷却系 (原子炉棟機械室)	ポンプ、配管、弁、クーリングタワー	○						
3) その他	機器操作/指示盤	○						
4 ・ 計 測 制 御 系 統 施 設	1) 核計装系	中性子検出器			○*3			
		起動計、安全出力計、線形・対数出力計、ベリオド計	○					
		高圧電源、ケーブル類	○					
	2) 原子炉停止装置	安全保護回路	○					
	3) 制御系	制御棒駆動回路	○					
		制御棒駆動機構		○				
	制御棒、制御棒案内管、制御棒連結管		○					
4) プロセス計装系	ガンマエリアモニタ、ガンマ水モニタ、電気伝導度計、流量計、温度計、水位計			○				

(注) *1: 燃料棒把持部のみ汚染物として容器に収納して保管、他は一般産廃として処分
 *2: 熱交換器のみ廃止措置前の状態で保管、その他は容器に収納して保管
 *3: 核分裂計数管は核燃料廃棄物として第一放射性固体廃棄物保管施設に保管、他は容器に収納して炉室に保管

(注) *1: 燃料棒把持部のみ汚染物として容器に収納して保管、他は一般産廃として処分
 *2: 熱交換器のみ廃止措置前の状態で保管、その他は容器に収納して保管
 *3: 核分裂計数管は核燃料廃棄物として核燃料物質使用施設の核燃料物質等保管庫に保管、他は容器に収納して炉室に保管

記載の適正化、
現状と今後の措置の関係の
明確化のため配列変更

記載の適正化(廃止措置の
進行の反映)

変更前

変更後

備考

表1-7 原子炉施設の現状と今後の措置 (2/2)

施設区分	設備等の区分	構成目	現状(本変更認可申請時)				今後の措置	
			廃止措置前の状態で保管	撤去解体して管理区域内に保管	機能を維持	一般産廃として処分済	解体	一般産廃として処分
5 放射線廃棄物の廃棄施設	1) 気体廃棄物の廃棄施設	送排風機、ダクト、フィルター、シャッター			○		○	
		水封ダンパー	○				○	
		排気筒			○		○	
	2) 液体廃棄物の廃棄施設	原液受槽	○				○	
		送液管		○				
		蒸発濃縮装置、凝集沈殿装置、 処理済槽、ドレン槽、	○				○	
		配管、弁、ポンプ	○				○	
		貯留タンク	○				○	
		放流管				○		
	3) 固体廃棄物の廃棄施設	第一放射性固体廃棄物保管施設			○		○	
第二放射性固体廃棄物保管施設				○		○		
ホイス				○		○		
6 放射線管理施設	1) 放射線管理施設用 モニタ	エリアモニタ		○				
		じんあいモニタ			○		○	
		排水モニタ		○				
		野外モニタ				○		
		制御室モニタ				○		
		気体モニタ		○*4				
	ハンドフットクロスモニタ、サーバイメータ、個人線量計			○		○		
7. 原子炉格納施設	炉室			○		○		
8 その他の原附属炉施設	1) 非常用電源	ガソリンエンジン発電機				○		
	2) 給排水設備	給水系	○*5			○	○	
		排水系		○*6			○	

(注) *4: 検出器及び気体吸引管は容器に収納保管、鉛遮蔽体は一般産廃として処分
 *5: 機械室本設配管は廃止措置前の状態で保管、増設系は撤去して一般産廃として処分
 *6: 床埋設部を除き撤去、撤去物は容器収納して保管

表8 原子炉施設の現状と今後の措置 (2/2)

施設区分	設備等の区分	構成目	現状(本変更認可申請時)				今後の措置	
			産業廃棄物として処分済	撤去解体して管理区域内に保管	廃止措置前の状態で保管	機能を維持	解体	産業廃棄物として処分
5 放射線廃棄物の廃棄施設	1) 気体廃棄物の廃棄施設	送排風機、ダクト、フィルター、シャッター				○	○	
		水封ダンパー			○		○	
		排気筒				○	○	
	2) 液体廃棄物の廃棄施設	原液受槽		○				
		送液管		○				
		蒸発濃縮装置、凝集沈殿装置、 処理済槽、ドレン槽、		○				
		配管、弁、ポンプ		○				
		貯留タンク		○				
		放流管	○					
	3) 固体廃棄物の廃棄施設	第一放射性固体廃棄物保管施設 (非放射線管理区域化実施済)			○*7			
第二放射性固体廃棄物保管施設 (同上)				○*7				
ホイス		○						
6 放射線管理施設	1) 放射線管理施設用 モニタ	エリアモニタ		○				
		じんあいモニタ			○		○	
		排水モニタ		○				
		野外モニタ	○*8					
		制御室モニタ	○					
		気体モニタ		○*4				
	ハンド・フット・クロスモニタ、サーバイメータ				○		○	
7. 原子炉格納施設	格納能施設(原子炉室)				○	○		
8 その他の原附属炉施設	1) 非常用電源	ガソリンエンジン発電機	○					
	2) 給排水設備	給水系	○			○*5		○
		排水系		○*6		○		○

(注) *4: 検出器及び気体吸引管は容器に収納保管、鉛遮蔽体は一般産廃として処分
 *5: 機械室本設配管は廃止措置前の状態で保管、増設系は撤去して一般産廃として処分
 *6: 床埋設部を除き撤去、撤去物は容器収納して保管
 *7: 保管廃棄物を原子炉室に移動し、当該施設の管理区域解除後、撤去解体済
 *8: 積分型線量計で代替

記載の適正化、
現状と今後の措置の関係の
明確化のため配列変更

記載の適正化(廃止措置の
進行の反映)

記載の適正化(廃止措置の
進行の反映)

変更前

変更後

備考

表1-8 原子炉施設の区分ごとの廃止措置工程表(1/2)

←→ :設備の機能を維持すべき期間

施設区分	設備等の区分	構成品目	解体工事期間													
			第1段階*	第2段階*						第3段階*						
施設区分	設備等の区分	構成品目	年度	2002~2007	~	2012/2013	2014	2015	2016	2017	~	事業所外廃棄施設受入可能になった年度から				
												1年	2年	3年		
1・原子炉本体	1) 燃料棒	燃料棒														
		2) 原子炉構造物	生体遮へい体													
			原子炉タンク													
			・アルミタンク ・鉄タンク 熱中性子柱 ・サーマライジングコラム ・サーマルコラム サーマルコラム扉 水平実験孔 付属プール ブリッジ													
	3) 炉内構造物	反射体プラットホーム														
		反射体 グリッドプレート 照射装置														
		・回転試料棚 ・中央実験孔 ・照射管 ・気送管														
		擬似燃料棒 中性子源、中性子源容器														
	4) その他	炉内照明器具														
		燃料貯蔵ラック														
	2・取扱・貯蔵施設	1) 燃料取扱施設	燃料取扱器具													
		2) 燃料貯蔵施設	新燃料貯蔵庫													
			使用済燃料貯蔵庫													
	3・原子炉系冷却施設	1) 一次冷却系(炉室一次冷却系ピット)	熱交換器、配管、弁、ポンプ、スキマ													
			冷却水浄化系													
			・炉水モニター容器 ・フィルター容器 ・イオン交換樹脂筒 ・流量計													
ポンプ、配管、弁、クーリングタワー																
2) 二次冷却系(原子炉機械室)		ポンプ、配管、弁、クーリングタワー														
3) その他	機器操作/指示盤															
4・計測制御系施設	1) 核計装系	中性子検出器														
		起動計、安全出力計、線形・対数出力計、ベリオド計														
	2) 原子炉停止装置	安全保護回路														
		制御棒駆動機構 制御棒、制御棒案内管、制御棒連結管														
3) 制御系	制御棒駆動機構															
	制御棒、制御棒案内管、制御棒連結管															
4) プロセス計装系	ガンマエアモニタ、ガンマ水モニタ、電気伝導度計、流量計、温度計、水位計															
	ガンマエアモニタ、ガンマ水モニタ、電気伝導度計、流量計、温度計、水位計															

表9 原子炉施設の区分ごとの廃止措置工程表(1/2)

←→ :設備の機能を維持すべき期間

施設区分	設備等の区分	構成品目	解体工事期間												
			第1段階*	第2段階*						第3段階*					
施設区分	設備等の区分	構成品目	年度	2002~2007	~	2012/2013	2014	2015	2016	2017	~	事業所外廃棄施設受入可能になった年度から			
												1年	2年	3年	
1・原子炉本体	1) 燃料棒	燃料棒													
		2) 原子炉構造物	生体遮へい体												
			原子炉タンク												
			・アルミタンク ・鉄タンク 熱中性子柱 ・サーマライジングコラム ・サーマルコラム サーマルコラム扉 水平実験孔 付属プール ブリッジ												
	3) 炉内構造物	反射体プラットホーム													
		反射体 グリッドプレート 照射装置													
		・回転試料棚 ・中央実験孔 ・照射管 ・気送管													
		擬似燃料棒 中性子源、中性子源容器													
	4) その他	炉内照明器具													
		燃料貯蔵ラック													
	2・取扱・貯蔵施設の設	1) 燃料取扱施設	燃料取扱器具												
		2) 燃料貯蔵施設	新燃料貯蔵庫												
			使用済燃料貯蔵庫												
	3・原子炉系冷却施設	1) 一次冷却系(炉室一次冷却系ピット)	熱交換器、配管、弁、ポンプ、スキマ												
			冷却水浄化系												
			・炉水モニター容器 ・フィルター容器 ・イオン交換樹脂筒 ・流量計												
ポンプ、配管、弁、クーリングタワー															
2) 二次冷却系(原子炉機械室)		ポンプ、配管、弁、クーリングタワー													
3) その他	機器操作/指示盤														
4・計測制御系施設	1) 核計装系	中性子検出器													
		起動計、安全出力計、線形・対数出力計、ベリオド計													
	2) 原子炉停止装置	安全保護回路													
		制御棒駆動機構 制御棒、制御棒案内管、制御棒連結管													
3) 制御系	制御棒駆動機構														
	制御棒、制御棒案内管、制御棒連結管														
4) プロセス計装系	ガンマエアモニタ、ガンマ水モニタ、電気伝導度計、流量計、温度計、水位計														
	ガンマエアモニタ、ガンマ水モニタ、電気伝導度計、流量計、温度計、水位計														

記載の適正化

変更前

変更後

備考

表1-8 原子炉施設の区分ごとの廃止措置工程表(2/2)

表9 原子炉施設の区分ごとの廃止措置工程表(2/2)

↔️: 設備の機能を維持すべき期間

↔️: 設備の機能を維持すべき期間

施設区分等			第1段階*			第2段階*						第3段階*				
施設区分	設備等の区分	構成品目	年度	解体工事期間												
				2002~2007	~	2012/2013	2014	2015	2016	2017	~	事業所外廃棄施設受入可能になった年度から				
				1年	2年	3年										
5・放射性廃棄物の廃棄施設	1) 気体廃棄物の廃棄施設	送排風機、ダクト、シャッター、フィルター	↔️													
		水封ダンパー	↔️													
	2) 液体廃棄物の廃棄設備	排気筒	↔️													
		原液受槽、送液管、弁、ポンプ	↔️													
		蒸発濃縮装置、凝集沈殿装置、処理済槽、ドレン槽、配管、ポンプ	↔️													
	3) 固体廃棄物の廃棄設備	貯留タンク、放液管	↔️													
		第一放射性固体廃棄物保管施設 第二放射性固体廃棄物保管施設 ホイス	↔️													
	6・放射線管理施設	1) 放射線管理施設用モニタ	エリアモニタ	↔️												
			じんあいモニタ	↔️												
		排水モニタ	排水モニタ	↔️												
野外モニタ			↔️													
制御室モニタ		制御室モニタ	↔️													
		気体モニタ	↔️													
7. 原子炉格納施設		炉室	↔️													
8・その他原子炉	1) 非常用電源	ガソリンエンジン発電機	↔️													
		給排水設備	給水系	↔️												
		排水系	↔️													

施設区分等			第1段階*			第2段階*						第3段階*			
施設区分	設備等の区分	構成品目	年度	解体工事期間											
				2002~2007	~	2012/2013	2014	2015	2016	2017	~	事業所外廃棄施設受入可能になった年度から			
				1年	2年	3年									
5・放射性廃棄物の廃棄施設	1) 気体廃棄物の廃棄施設	送排風機、ダクト、シャッター、フィルター	↔️												
		水封ダンパー	↔️												
	2) 液体廃棄物の廃棄設備	排気筒	↔️												
		原液受槽、送液管、弁、ポンプ	↔️												
		蒸発濃縮装置、凝集沈殿装置、処理済槽、ドレン槽、配管、ポンプ	↔️												
	3) 固体廃棄物の廃棄設備	貯留タンク、放液管	↔️												
		第一放射性固体廃棄物保管施設 第二放射性固体廃棄物保管施設 ホイス	↔️												
	6・放射線管理施設	1) 放射線管理施設用モニタ	エリアモニタ	↔️											
			じんあいモニタ	↔️											
		排水モニタ	排水モニタ	↔️											
野外モニタ			↔️												
制御室モニタ		制御室モニタ	↔️												
		気体モニタ	↔️												
7. 原子炉格納施設		炉室	↔️												
8・その他原子炉	1) 非常用電源	ガソリンエンジン発電機	↔️												
		給排水設備	給水系	↔️											
		排水系	↔️												

* 廃止措置工程の段階
 第1段階: 原子炉の機能停止から燃料棒搬出までの段階
 第2段階: 燃料棒搬出から解体撤去までの段階
 第3段階: 解体撤去段階(受け入れ先が確保され、処分の見通しが立った段階)

* 廃止措置工程の段階
 第1段階: 原子炉の機能停止から燃料棒搬出までの段階
 第2段階: 燃料棒搬出から解体撤去までの段階
 第3段階: 解体撤去段階(受け入れ先が確保され、処分の見通しが立った段階から開始)

記載の適正化

変更前

変更後

備考

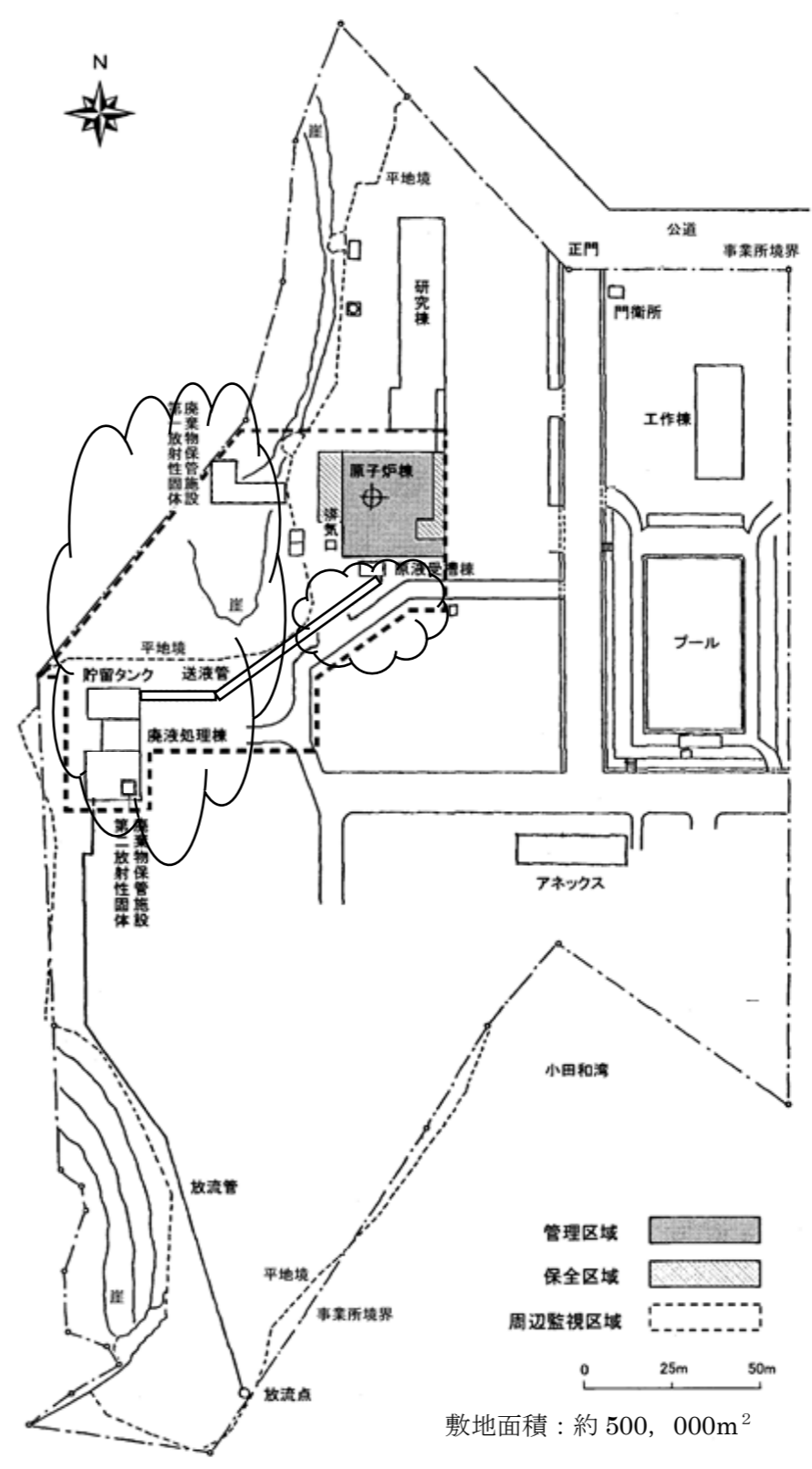
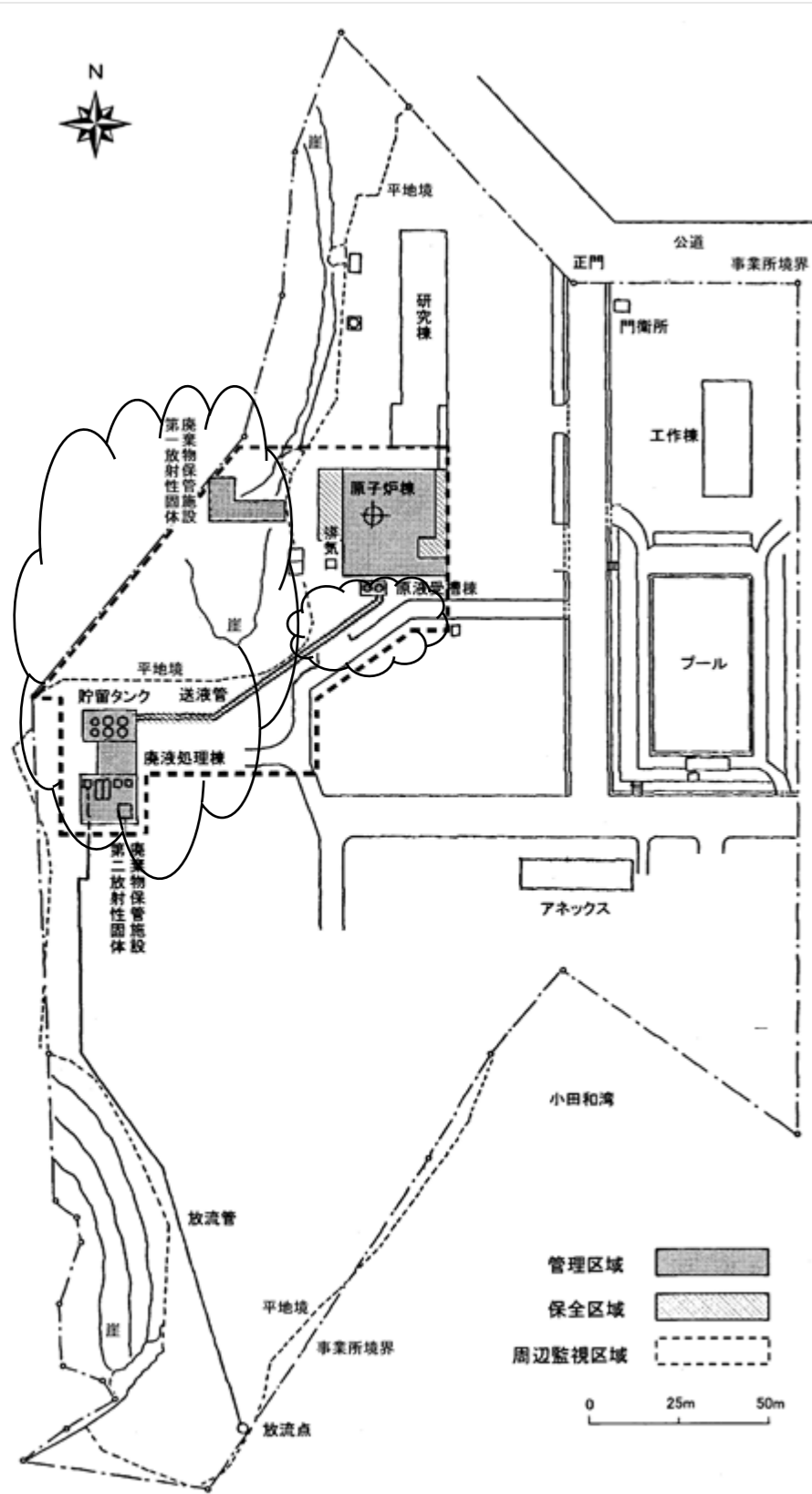


図1 敷地及び廃止措置対象施設の配置

図1 敷地及び廃止措置対象施設の配置
(原子炉棟以外の構造物は撤去済み(本変更認可申請時))

記載の適正化(既往)

変更前

変更後

備考

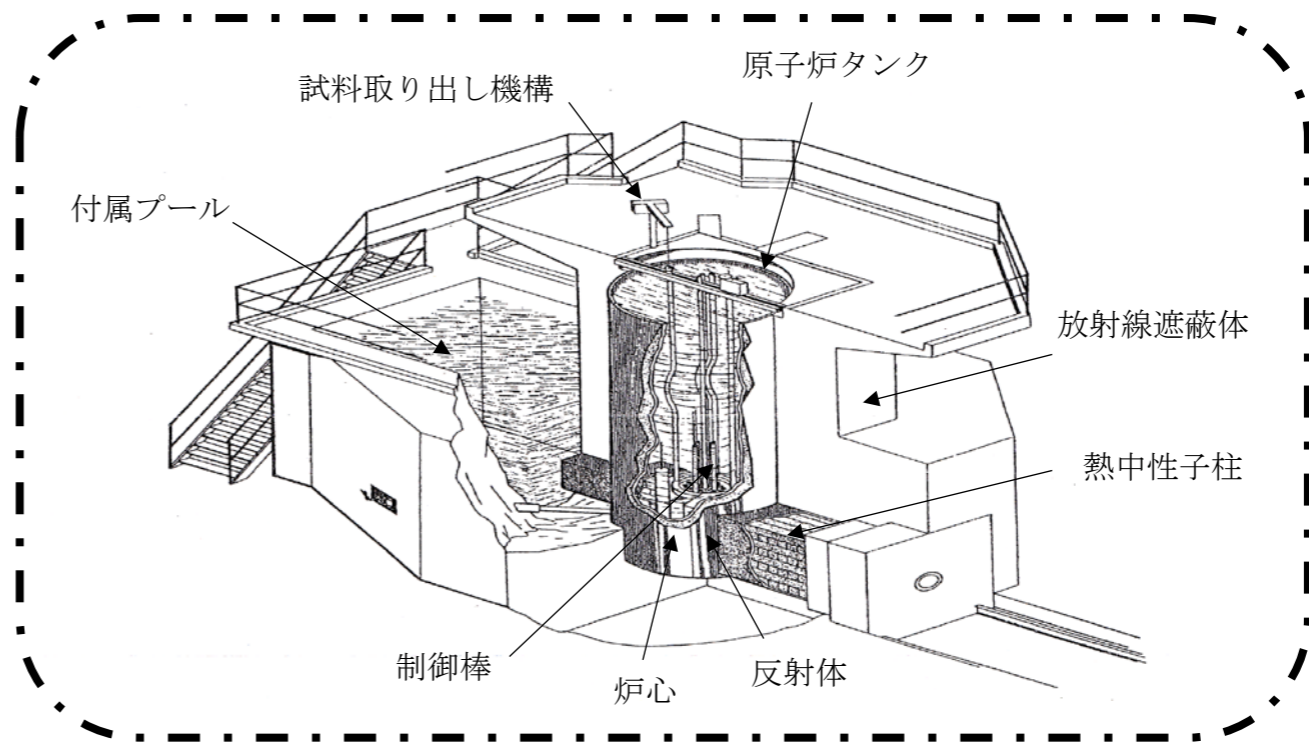
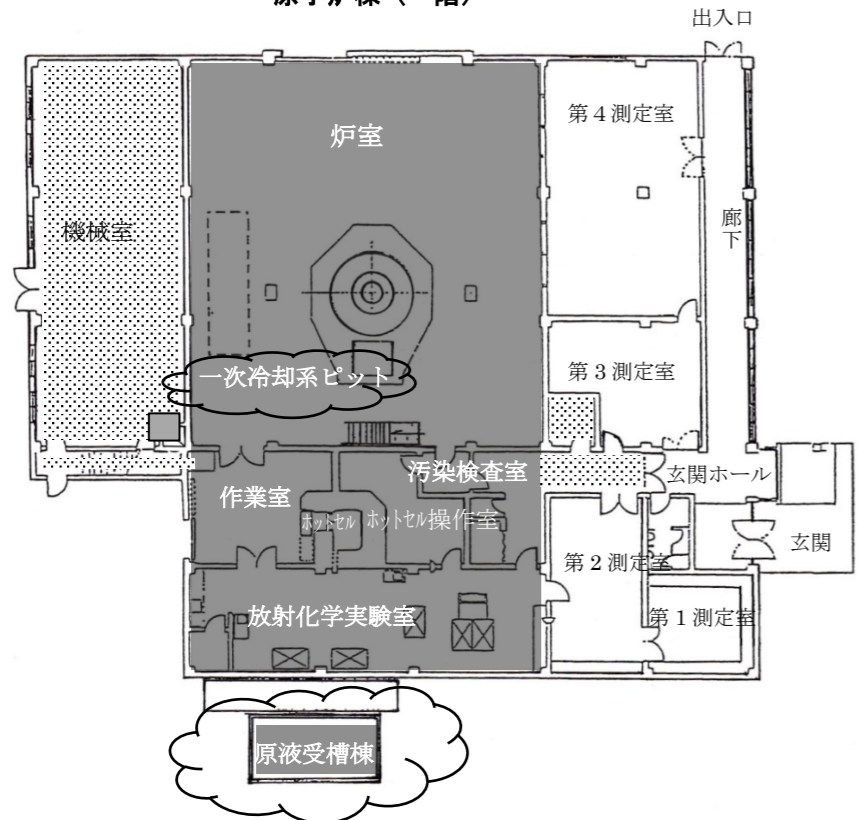
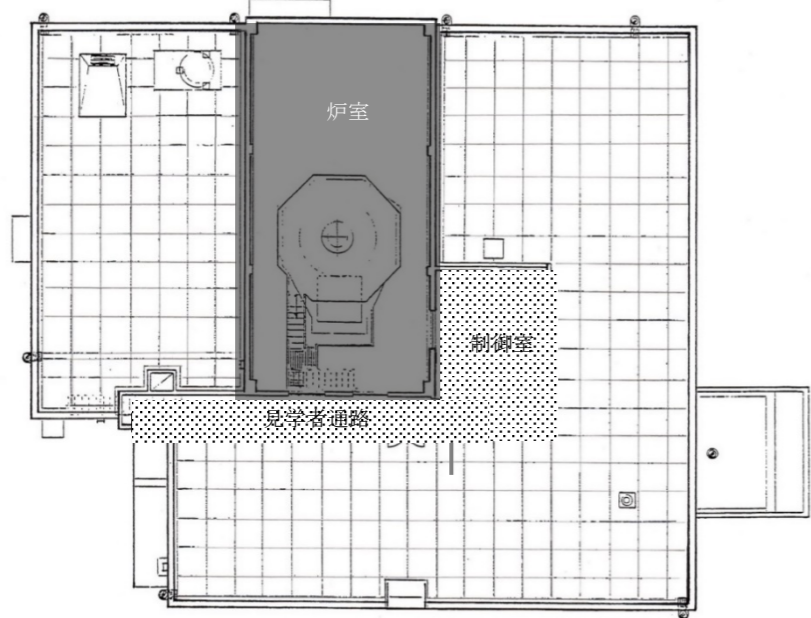


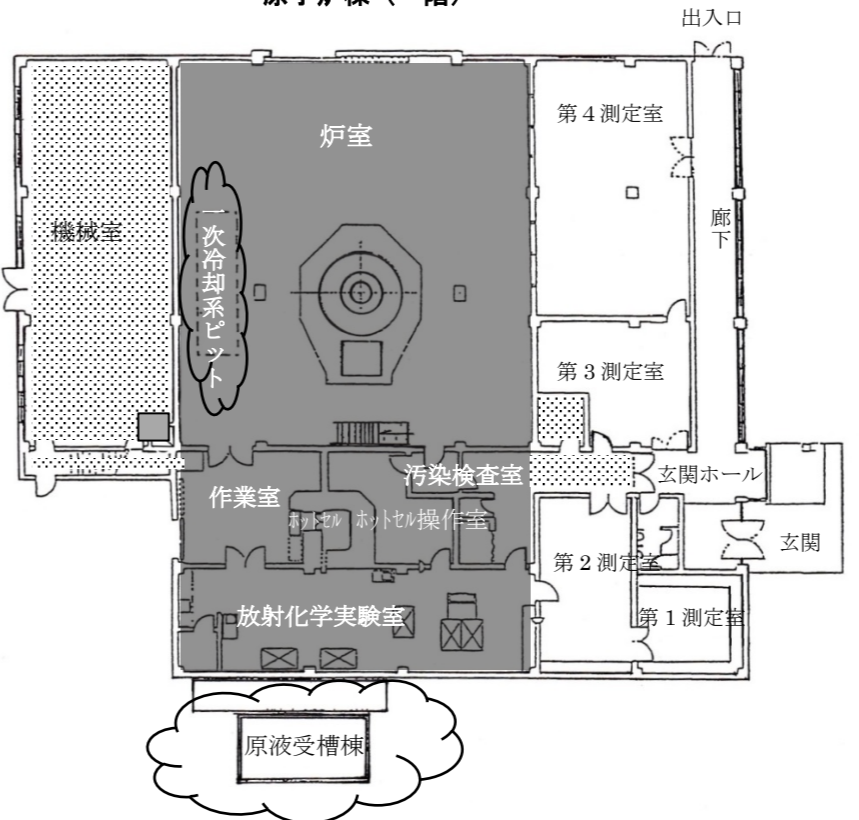
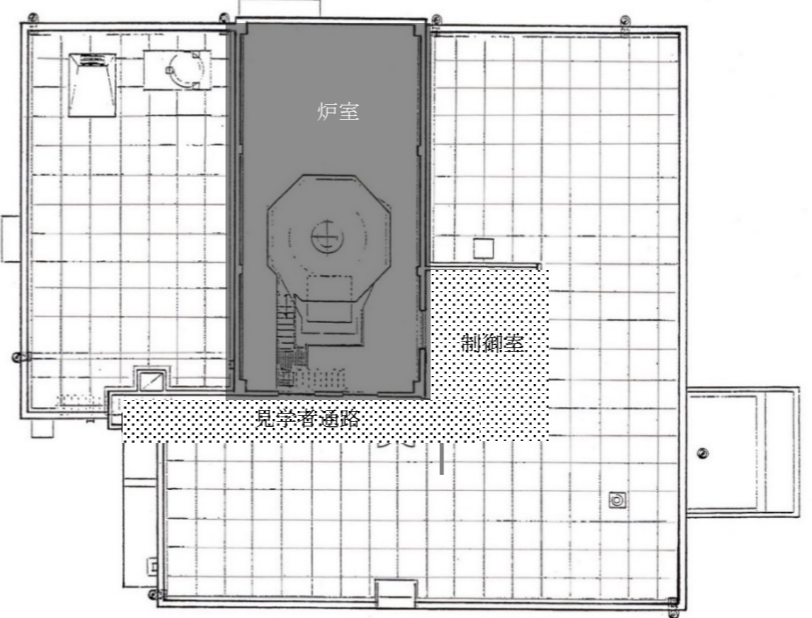




図2 原子炉本体の概要

明確化のため追加

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">原子炉棟（一階）</p>  <p style="text-align: center;">原子炉棟（二階）</p>  <p style="text-align: center;">管理区域  保全区域 </p> <p style="text-align: center;">図2-1 原子炉棟の管理区域及び保全区域 (廃止措置計画変更認可申請時)</p>	<p style="text-align: center;">原子炉棟（一階）</p>  <p style="text-align: center;">原子炉棟（二階）</p>  <p style="text-align: center;">管理区域  保全区域 </p> <p style="text-align: center;">図3 原子炉棟内施設の配置図 (一部施設は撤去済み(本変更認可申請時))</p>	<p>記載の適正化(明確化)</p> <p>原液受槽棟撤去済</p>
		<p>記載の適正化 記載の適正化(既往)</p>

変更前

変更後

備考

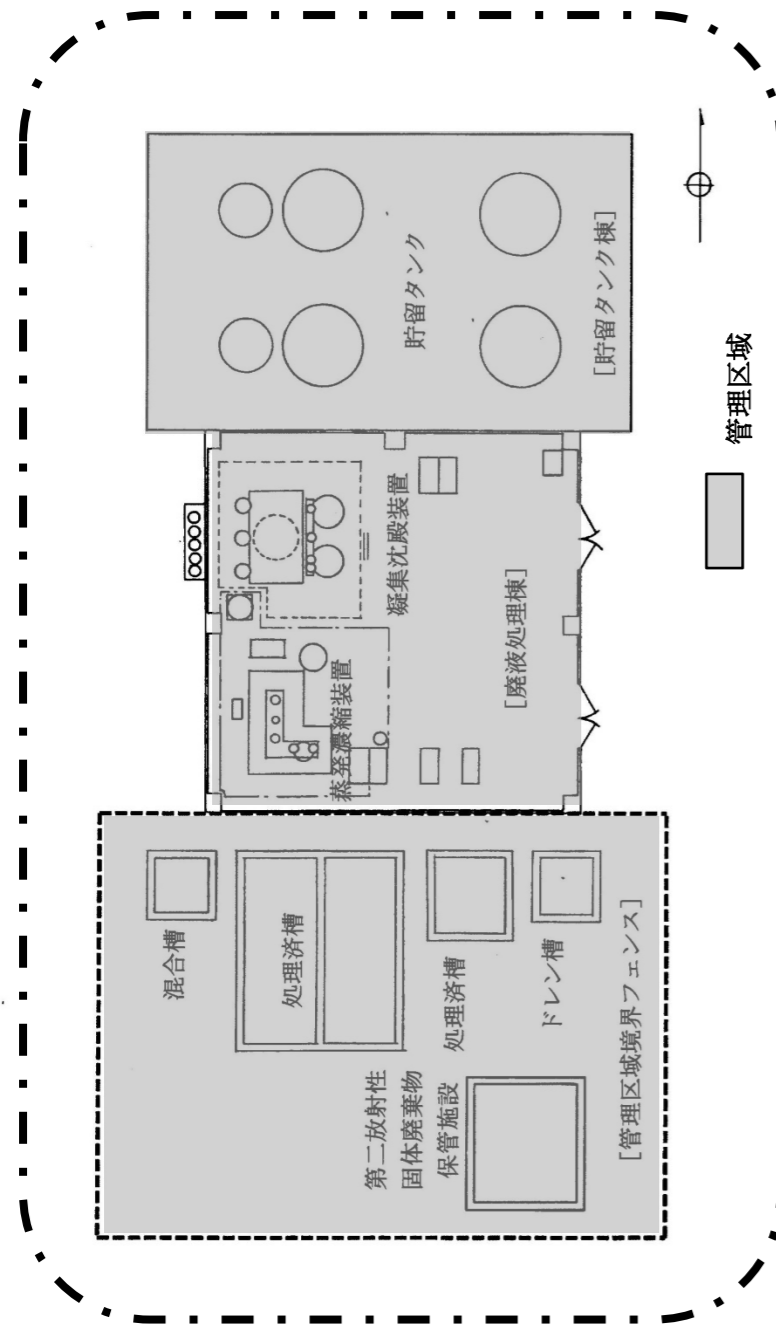


図2-2 廃液処理棟内施設の配置図 (廃止措置計画認可変更申請時)

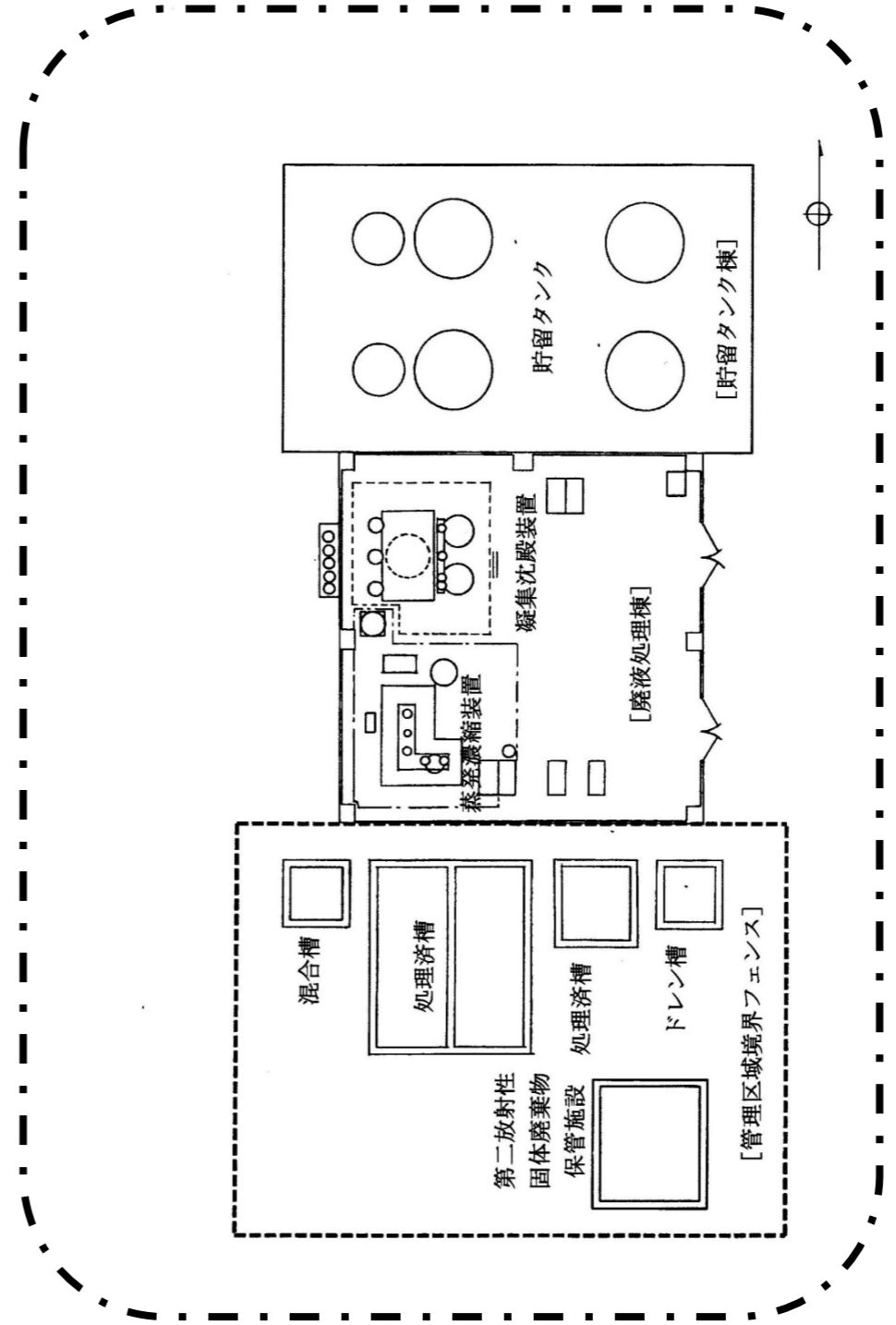


図4 廃液処理棟内施設の配置図 (撤去済み (本変更認可申請時))

記載の適正化
記載の適正化(既往)

変更前

変更後

備考

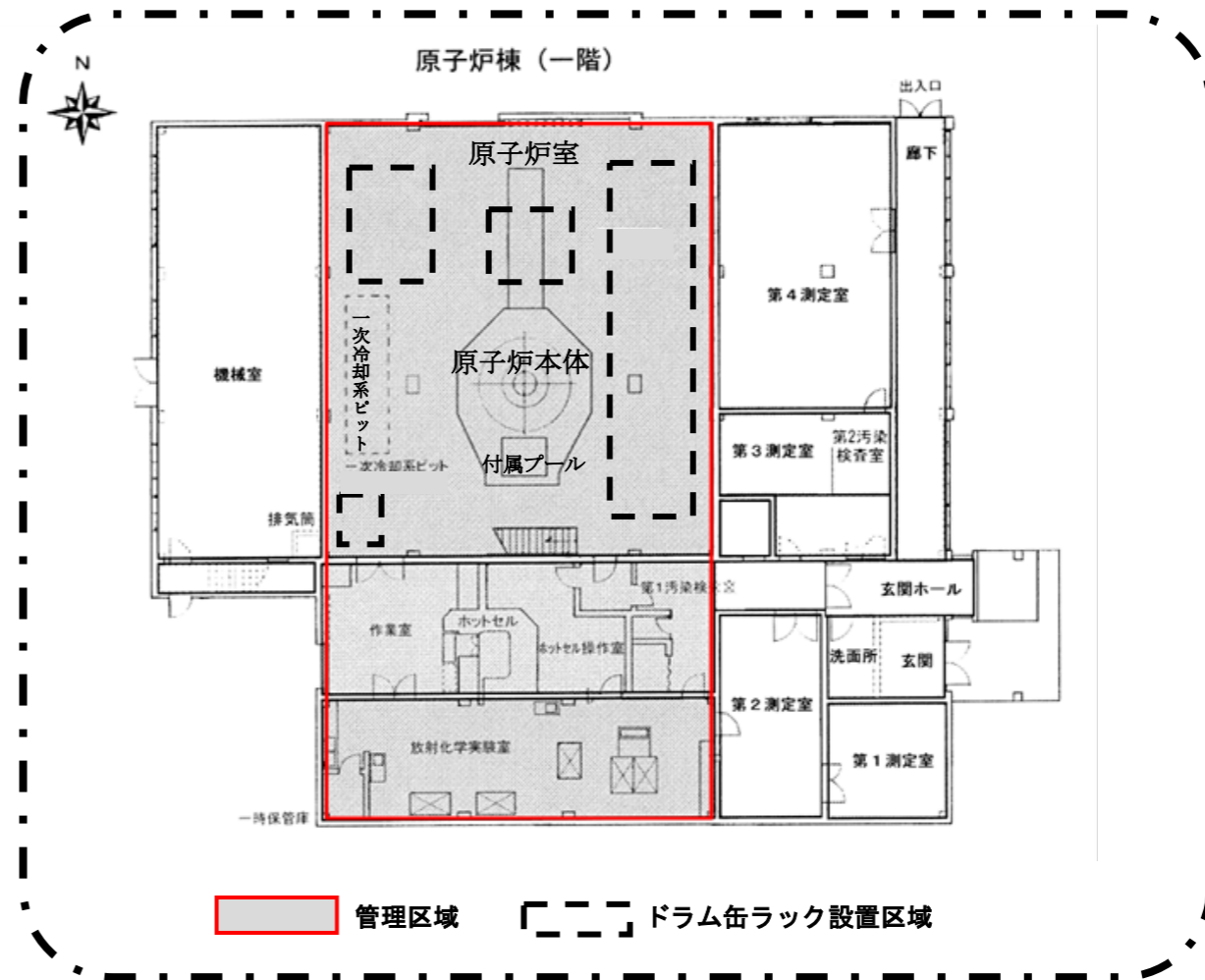


図5 放射性固体廃棄物の保管場所

固体廃棄物の区分ごとの保管場所

- ①運転中廃棄物 : 原子炉室(一次冷却系ピット)
- ②解体廃棄物 : 原子炉室, 原子炉本体(附属プール), 原子炉室(ドラム缶ラック)
- ③解体付随廃棄物 : 原子炉室(ドラム缶ラック)

廃止措置の進行に伴い、明確化のため追加

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">図4 廃止措置期間中に発生する廃棄物の処理フロー</p> <p>* 気体廃棄物の廃棄施設の稼働率、排気筒から放出後の空気中拡散等を考慮して、周辺監視区域外の最大濃度地点での放射性物質の空気中濃度が、「試験研究の用に供する原子炉種の設置、運転等に関する規則等」の規定に基づき、線量限度等を定める告示(昭和63年7月26日科学技術庁告示第20号)に定める値を固えな いように、保安規定において定め、設定した値</p> <p>** 同上告示に定める廃液中又は排水中の濃度限度</p>	<p style="text-align: center;">図6 廃止措置期間中に発生する廃棄物の処理フロー</p> <p>* 気体廃棄物の廃棄施設の稼働率、排気筒から放出後の空気中拡散等を考慮して、周辺監視区域外の最大濃度地点での放射性物質の空気中濃度が、「試験研究の用に供する原子炉種の設置、運転等に関する規則等」の規定に基づき、線量限度等を定める告示(昭和63年7月26日科学技術庁告示第20号)に定める値を超えないように、保安規定において定め、設定した値</p> <p>** 同上告示に定める廃液中又は排水中の濃度限度</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

変更前

変更後

備考

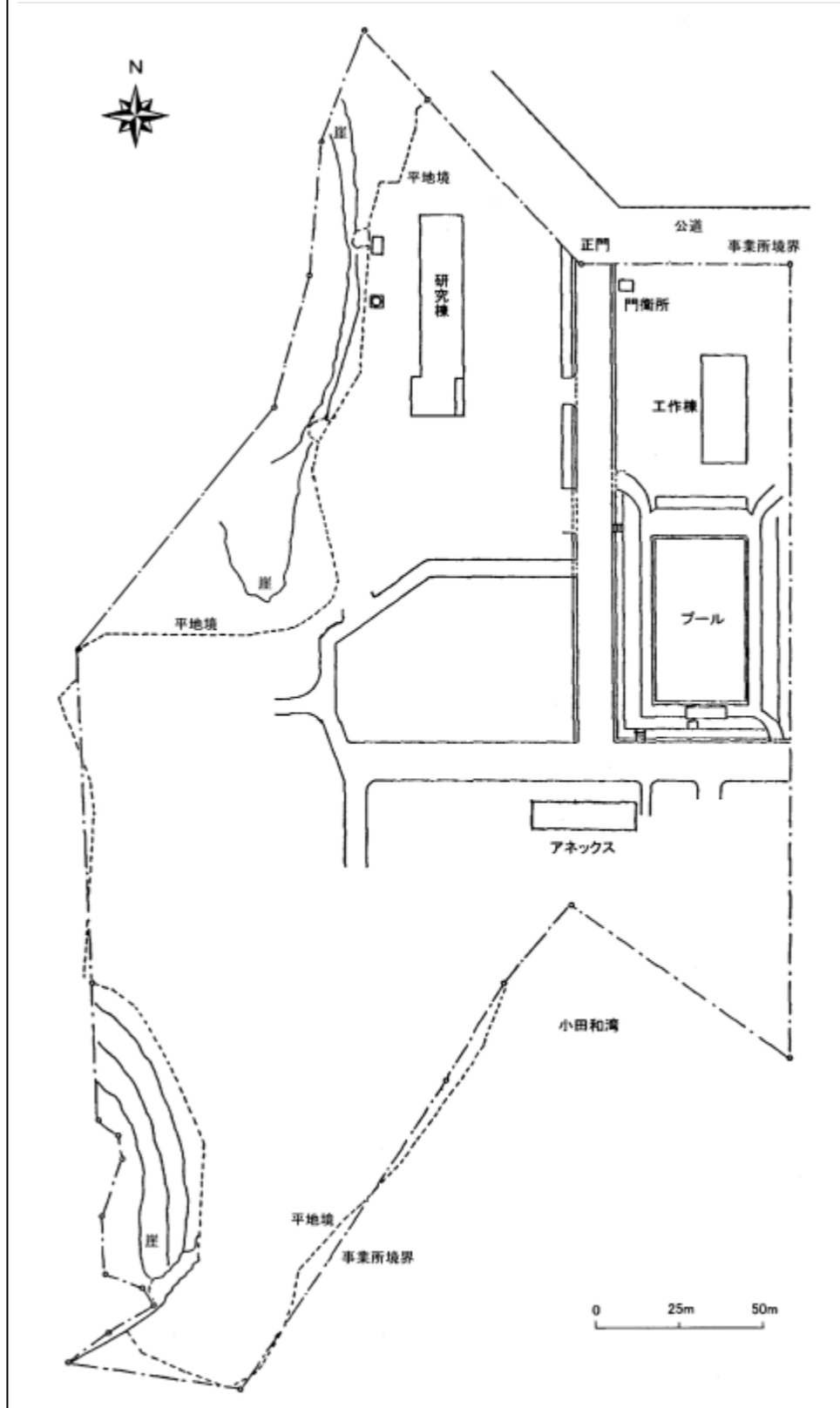
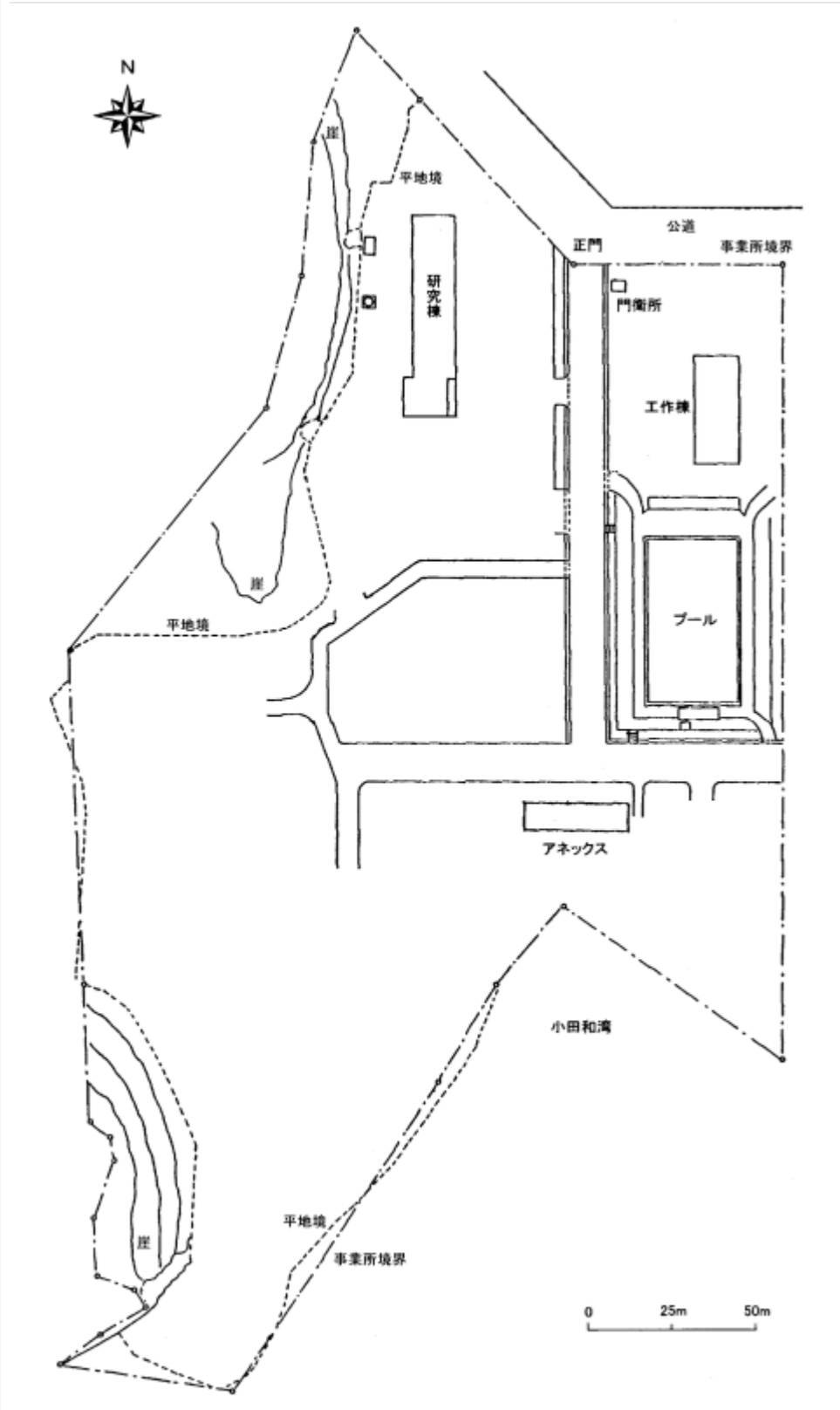


図3 廃止措置終了後の状態

図7 廃止措置終了後の状態

記載の適正化

変更前

変更後

備考

添付書類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図

図1-1に廃止措置対象施設の敷地における廃止措置に係る工事作業区域を示す。

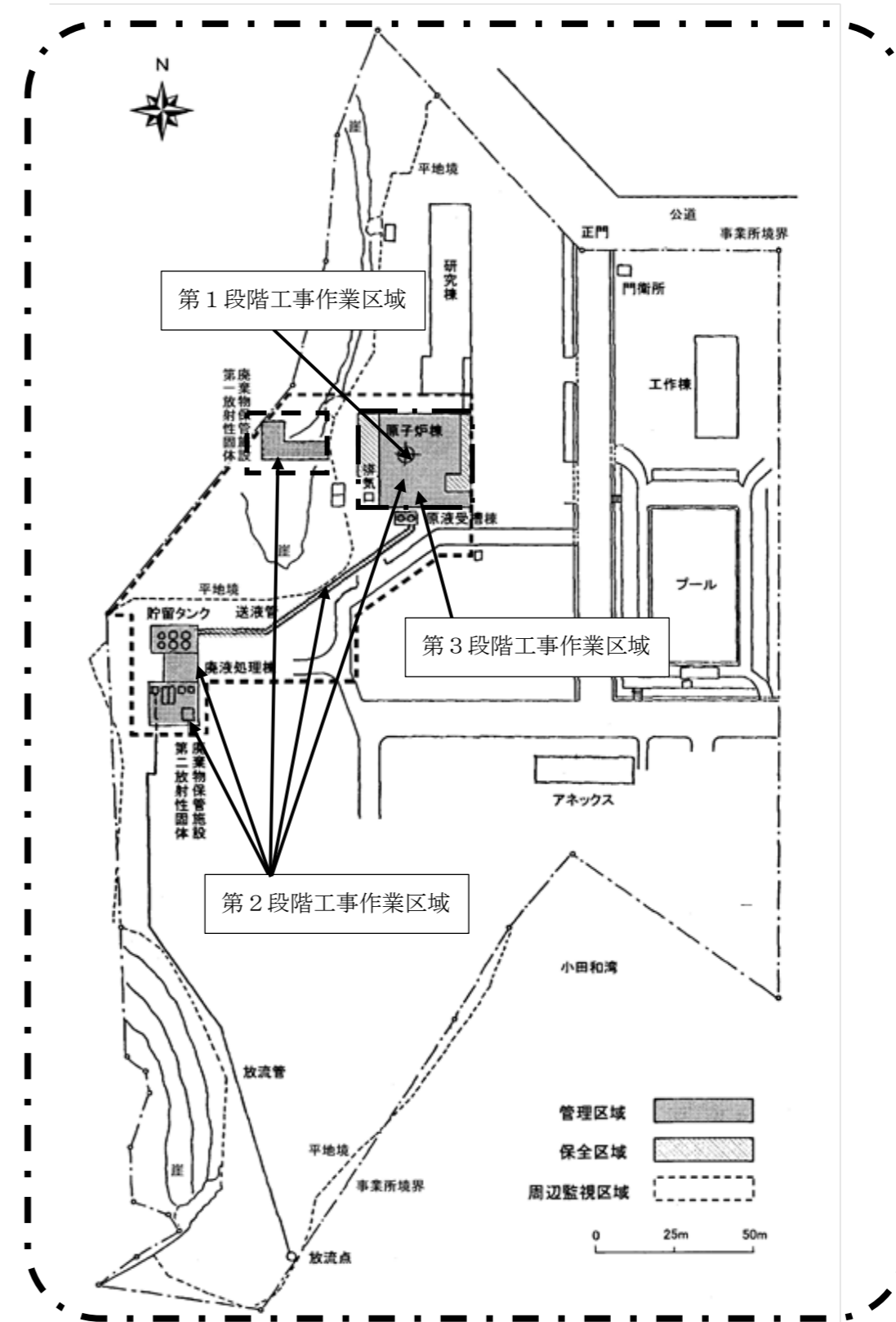


図1-1 廃止措置に係る工事作業区域図

(原子炉棟以外の原子炉施設構造物は撤去済み(本変更認可申請時))

法令改正に伴う追加

- 第1段階;
 - 原子炉運転機能永久停止処置
 - 計測制御系撤去
 - 気送管及び照射管の撤去
 - 燃料棒事業所外搬出
- 第2段階
 - 原子炉タンク水等の処理
 - 原子炉冷却系統施設一次系機器等の撤去
 - 中性子源の廃棄
 - 原子炉本体棟の除染
 - 原子炉本体一部解体撤去
 - 燃料取扱器具の撤去
 - 気体廃棄物の廃棄施設の一部撤去
 - 液体廃棄物の廃棄施設の機能停止及び一部撤去
 - 放射線管理施設の一部撤去
 - 原子炉附属施設の一部撤去
 - 固体廃棄物の廃棄施設の撤去
 - 管理区域の一部解除
- 第3段階(予定工事)
 - 原子炉本体解体撤去
 - 燃料貯蔵施設撤去
 - 気体廃棄物廃棄施設撤去
 - 放射線管理施設撤去
 - 附属施設撤去
 - 原子炉建屋撤去
 - 廃棄物所外搬出

変更前	変更後	備考
<p>添付書類2</p> <p><u>核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書</u></p> <p>1. 廃止措置期間中の放射線管理</p> <p>廃止措置期間のうち、維持管理の段階では、保安規定に基づき日常の管理を行う。解体撤去段階において工事(廃止措置の進捗によりその機能を維持する必要がなくなった設備、機器を廃止措置計画に基づき解体撤去する工事を含む。)を実施するときは、作業環境における放射線監視及び被ばく管理、放射性廃棄物の管理、管理区域の出入及び物品の管理、汚染検査並びに周辺環境の放射線監視を行う。管理は既存の気体廃棄物の廃棄設備及びモニタリング設備が使用可能であり、その他は必要に応じて汚染拡大防止または、遮へい機能をもった機器等を使用する。</p> <p><u>以下に工事を実施する場合の作業環境の放射線管理の方法を示す。</u></p> <p>(1)作業環境の放射線監視及び被ばく管理</p> <p>(a)作業環境の放射線監視</p> <p>①線量率</p> <p>廃止措置作業の進捗に伴い放射能汚染のある設備、機器の撤去、撤去物のドラム缶等の容器への収納により、線量率の変動が生じないような廃止措置の段階を達成したので、エリアモニタによる連続監視に替えて積分型線量計による測定と随時のサーベイメータによる線量率測定を実施する。</p> <p>解体に伴って、遮へい状況の変化、放射性廃棄物の移動あるいは特殊な作業の実施がある場合は、そのつど線量率を測定し、安全確保のために必要な措置を講ずる。</p> <p>②表面汚染</p> <p>放射線業務従事者が頻繁に立入る場所の管理区域内の床、機器類の放射性物質の表面密度は、定期的にスマヤ法等により測定し、異常のないことを確認する。また、汚染の低減対策としては、事前の除染作業を確実に行うこととする。</p> <p>③空気汚染</p> <p>管理区域内の空气中放射性物質の濃度は、じんあいモニタにより作業中連続で監視する。<u>生体遮へい体</u>コンクリート、放射化された金属類の切断などの空気汚染の発生するおそれのある作業を行う場合には、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機等を設置するとともに、<u>可搬式ダストサンプラ</u>にて、作業環境中の空气中放射性物質の濃度を監視する。</p> <p>低減対策として、出来る限り切断を少なくすること及び放射化の分布を考慮して切断する措置を講じる。</p> <p>(b)被ばく管理</p> <p>作業を実施するにあたっては、事前に詳細な作業分析を行い、効率的な作業手順、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線量低減を図る。</p> <p>解体工事中の個人の外部被ばく線量は、<u>個人用の放射線測定器</u>で測定する。内部被ばくに関しては、必要に応じて作業環境の空气中放射性物質の濃度測定値から計算により評価する。また、作業開始前に計画線量を設定し、適宜、集積線量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。</p> <p>(2)放射線業務従事者の出入り及び物品の持込み・持出し管理</p> <p>(a)出入り管理</p> <p>放射線業務は、保安規定に定める所要の教育を行い原子力研究所が認定した放射線業務従事者に行わせるものとし、作業開始前に作業内容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</p>	<p>添付書類2</p> <p><u>廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書</u></p> <p>1. 廃止措置期間中の放射線管理</p> <p>廃止措置期間のうち、維持管理の段階では、保安規定に基づき日常の管理を行う。解体撤去段階において工事(廃止措置の進捗によりその機能を維持する必要がなくなった設備、機器を廃止措置計画に基づき解体撤去する工事を含む。)を実施するときは、作業環境における放射線監視及び被ばく管理、放射性廃棄物の管理、管理区域の出入及び物品の管理、汚染検査並びに周辺環境の放射線監視を行う。管理には既存の気体廃棄物の廃棄設備及びモニタリング設備が使用可能であり、その他は必要に応じて汚染拡大防止又は遮へい機能をもった機器等を使用する。</p> <p><u>工事実施時の作業環境の放射線管理の方法を以下に述べる。</u></p> <p>1.1 作業環境の放射線監視及び被ばく管理</p> <p>(1)作業環境の放射線監視</p> <p>1)線量率</p> <p>廃止措置作業の進捗に伴い、放射能汚染のある設備、機器を撤去し、撤去物をドラム缶等の容器へ収納したため、線量率の変動が生じないような廃止措置の段階を達成している。そこで、エリアモニタによる連続監視に替えて積分型線量計による測定と随時のサーベイメータによる線量率測定を実施している。</p> <p>解体に伴って、遮へい状況の変化、放射性廃棄物の移動あるいは特殊な作業の実施がある場合は、そのつど線量率を測定し、安全確保のために必要な措置を講ずる。</p> <p>2)表面汚染</p> <p>放射線業務従事者が頻繁に立入る場所の管理区域内の床、機器類の放射性物質の表面密度は、定期的にスマヤ法等により測定し、異常のないことを確認する。また、汚染の低減対策として、事前の除染作業を確実に行うこととする。</p> <p>3)空気汚染</p> <p>管理区域内の空气中放射性物質の濃度は、じんあいモニタにより作業中<u>は連続して</u>監視する。<u>放射線遮蔽体</u>コンクリート、放射化された金属類の切断など、空気汚染の発生するおそれのある作業を行うときには、必要に応じて、汚染拡大防止囲い、局所排風機等を設置するとともに、<u>可搬式ダストサンプラを用いて</u>、作業環境中の空气中放射性物質の濃度を監視する。</p> <p>低減対策として、切断を出来る限り少なくし、<u>かつ</u>、放射化の分布を考慮して切断する措置を講じる。</p> <p>(2)被ばく管理</p> <p>作業を実施するにあたっては、事前に詳細な作業分析を行い、効率的な作業手順、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線量低減を図る。</p> <p>解体工事中の個人の外部被ばく線量は、<u>適切に維持管理した個人線量計</u>で測定する。内部被ばくに関しては、必要に応じて作業環境の空气中放射性物質の濃度測定値から計算により評価する。また、作業開始前に計画線量を設定し、適宜、集積線量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。</p> <p>(3)放射線業務従事者の出入り及び物品の持込み・持出し管理</p> <p>1)出入り管理</p> <p>放射線業務は、保安規定に定める所要の教育を受け原子力研究所が認定した放射線業務従事者に行わせるものとし、作業開始前に作業内容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</p>	<p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p>

変更前	変更後	備考
<p>業の安全を図る。</p> <p>管理区域に立入るときは、個人線量計及び防護衣等の作業上必要な防護具を着用させ作業を行う。また、管理区域から退出するときは、ハンド・フット・クロズモニタ等によって身体表面及び衣服の汚染検査を行い、放射線業務従事者の被ばく防護、管理区域外への汚染の拡大防止を図る。汚染が検出された場合は、汚染除去等必要な措置を行う。</p> <p>(b)物品の持込み・持出し管理</p> <p>解体工事に当たっては、管理区域への持込み物品の制限を行う。また、管理区域から物品を持出すときは、放射性物質の表面密度を測定記録し、保安規定に定める基準を超えた物品を持出さないよう管理する。</p> <p>(3)管理区域内における特別措置等</p> <p>(a)管理区域内における特別措置</p> <p>解体工事の進捗に伴って既存の管理区域内における外部線量率、空気中の放射性物質濃度、表面密度が保安規定に定める値を超えるか、または超えるおそれがある場合は、管理区域内における特別措置として、柵等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ずる。</p> <p>(b)管理区域内における特別措置の解除</p> <p>(a)で設定された管理区域の線量等が管理区域に係る特別措置を必要とする値以下であることが確認された場合には、解体状況を考慮してその設定を解除する。</p> <p>(4)周辺環境の放射線監視</p> <p>(a)平常時における放射線監視</p> <p>周辺監視区域外の線量が、<u>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等の規定に基づき、線量限度等を定める告示(昭和六十三年七月二十六日科学技術庁告示第二十号)</u>に定める値を超えないように、線量を測定・記録し監視する。廃止措置作業の進捗に伴い、線量率の変動が生じないような廃止措置の段階を達成したので、野外モニタによる連続監視に替えて積分型線量計による測定と随時のサーベイメータによる線量率測定を実施する。</p> <p>また、放射性物質の放出による環境影響は、定期的な環境試料の採取、測定により監視するが、廃止措置の進捗により放射性液体廃棄物の放出がなくなり、また放射性じんあいの発生を伴う炉室内工事が暫時計画されない期間は、環境試料の採取、測定による監視は停止する。</p> <p>(b)異常時における放射線監視</p> <p>万一、放射性物質の放出を伴う異常が発生した場合には、放射線測定器等を用いて敷地周辺の放射線測定、環境試料の採集・測定等を行う。</p> <p>3. 廃止措置期間中の平常時における一般公衆の線量の評価</p> <p>(1)放出放射性物質に起因する一般公衆の線量の評価</p> <p><u>以下の記載は、現状は解体方法の詳細が確定していないため、暫定的に評価したものである。詳細な工事方法及び解体撤去の方法が確定した段階で必要に応じて見直すこととする。</u></p> <p>(a)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</p> <p>放射性気体廃棄物はフィルタでろ過した後、じんあいモニタ(β γ線用)により放射性物質の濃度が基準値以下であることを連続監視しながら排気筒より放出する。廃棄施設は、炉室内のじんあい濃度測定と施設機能の維持のための月1回程度の換気系の運転を行っている。</p> <p>放射性液体廃棄物は、液体廃棄物の廃棄施設により処理処分することとしていたが、廃止措置の進捗に伴い今後液体廃棄物を発生させる状況が生じないことが明らかとなったので、<u>廃止措置第2段階工事(平成 24 年度及び 25 年度)</u>においてその機能を停止し、一部を撤去、解体した。機能停止措置に先立って、貯留タンク等に</p>	<p>業の安全を図る。</p> <p>管理区域に立入るときは、個人線量計及び防護衣等の作業上必要な防護具を着用させる。また管理区域から退出するときは、ハンド・フット・クロズモニタ等によって身体表面及び衣服の汚染検査を行い、放射線業務従事者の被ばく防護、管理区域外への汚染の拡大防止を図る。汚染が検出された場合は、汚染除去等必要な措置を行う。</p> <p>2)物品の持込み・持出し管理</p> <p>解体工事に当たっては、管理区域への持込み物品の制限を行う。また管理区域から物品を持出すときは、放射性物質の表面密度を測定して記録し、保安規定に定める基準を超えた物品を持出さないように管理する。</p> <p>(4)管理区域内における特別措置等</p> <p>1)管理区域内における特別措置</p> <p>解体工事の進捗に伴い、既存の管理区域内における外部線量率、空気中の放射性物質濃度、表面密度が保安規定に定める値を超えるか、または超えるおそれがある場合は、管理区域内における特別措置として、柵等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ずる。</p> <p>2)管理区域内における特別措置の解除</p> <p>1)で設定された管理区域の線量等が、管理区域に係る特別措置を必要とする値以下であることが確認された場合には、解体状況を考慮して特別措置を解除する。</p> <p>(5)周辺環境の放射線監視</p> <p>1)平常時における放射線監視</p> <p>周辺監視区域外の線量が、<u>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(平成 27 年 8 月 31 日原子力規制委員会告示第 8 号)</u>(以下、「線量限度等を定める告示」という。)に定める値を超えないように、線量を測定・記録し監視する。廃止措置作業の進捗に伴い、線量率の変動が生じないような廃止措置の段階を達成したので、野外モニタによる連続監視に替えて積分型線量計による測定と随時のサーベイメータによる線量率測定を実施している。</p> <p>また、放射性物質の放出による環境影響は、定期的な環境試料の採取、測定により監視するが、廃止措置の進捗により放射性液体廃棄物の放出がなくなり、また放射性じんあいの発生を伴う炉室内工事が暫時計画されない期間は、環境試料の採取、測定による監視は停止する。</p> <p>2)異常時における放射線監視</p> <p>万一、放射性物質の放出を伴う異常が発生した場合には、放射線測定器等を用いて敷地周辺の放射線測定、環境試料の採集・測定等を行う。</p> <p>1.2 廃止措置期間中の平常時における一般公衆の線量の評価</p> <p>(1)放出放射性物質に起因する一般公衆の線量の評価</p> <p><u>解体方法の詳細が確定していないため、以下の記載は暫定的に評価したものである。詳細な工事方法及び解体撤去の方法が確定した段階で必要に応じて見直すこととする。</u></p> <p>1)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</p> <p>放射性気体廃棄物はフィルタでろ過した後、じんあいモニタ(β γ線用)により放射性物質の濃度が<u>法令の定める基準値以下</u>であることを連続監視しながら、排気筒より放出する。廃棄施設は、原子炉室内のじんあい濃度測定と施設機能の維持のための月1回程度の換気系の運転を行っている。</p> <p>放射性液体廃棄物は液体廃棄物の廃棄施設により処理処分することとしていた。しかし、廃止措置の進捗に伴い、液体廃棄物を発生させる状況が生じないことが明らかとなった。そこで、<u>2012 年度及び 2013 年度に実施した工事</u>において、液体廃棄物の廃棄施設の機能を停止し、一部を撤去、解体した。機能停止措置に先立っ</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(既往)</p>

変更前	変更後	備考
<p>貯留していた液体廃棄物のすべてを処理、処分した。第2段階工事(平成 27 年度及び 28 年度実施予定)において液体廃棄物の廃棄施設のすべてを解体撤去する。</p> <p>固体放射性廃棄物は、原子炉運転中に発生したものについては固体廃棄物保管施設で保管管理してきたが、安全管理の観点から炉室等の原子炉棟管理区域において集中管理する計画とし、<u>第一及び第二放射性固体廃棄物保管施設に保管管理してきた廃棄物を移動させ、それら保管施設を使用停止し、一部を撤去、解体する。また、廃止措置に伴い発生した固体解体物はドラム缶等に収納し、炉室のあらかじめ指定した場所に一時保管している。今後解体撤去の段階までに発生する固体解体物についても同様な扱いとする計画である。</u></p> <p><u>以上述べたように放射性気体廃棄物は解体時又は機能停止時まで既存の廃棄設備の機能を維持することで、放出量を基準値以下に保つよう管理する。</u></p> <p>(b)放射性粉じんの放出に伴う一般公衆の線量評価</p> <p>解体作業に伴い放射化された生体遮へい体コンクリートの切断で空气中に放射性粉じんが飛散する可能性があるため、この粉じんが大気中に放出されることによる、一般公衆の被ばく線量に与える影響について評価を行った。「放射化コンクリートの放射性物質質量及び濃度」については、表2-3に示すとおりである。被ばく線量に影響を与える放射化コンクリートの範囲は厚さ 50cm、高さ 150cm の円筒状で、量は約 6m³、重量で約 16トンである。</p> <p>切断に伴い発生する放射性粉じんの量は、放射化コンクリートの 0.1%²⁾とするレポートがあるが、ここではさらに、<u>風速の変化その他の条件の不確かさを考えて、粉じんの発生率を 10 倍の1%として、その全てが被ばく線量に対する寄与の大きい Co-60 であると仮定した。この条件において、添付書類1の「表1-3 機器別の放射化放射性物質の推定放射能濃度と量(原子炉停止 20 年後、主機器別)」から、解体撤去工事において放出される Co-60 粉じんの推定放出量は約 2.8×10⁵ Bq になる。この量を1日(8 時間)排気筒から放出することによる一般公衆の外部及び内部被ばく線量を計算した。粉じんの排気筒から大気への拡散は、「原子力安全委員会安全審査指針集」³⁾に示されている基本拡散式を用いた。この式を以下に示す。</u></p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right]$ <p>χ:点(x, y, z)における濃度(Bq/m³) Q:放出率(Bq/s) U:風速(m/s) H:放出源の有効高さ(m) σ_y:y方向の濃度分布の拡がりのパラメータ(m) σ_z:z方向の濃度分布の拡がりのパラメータ(m)</p> <p>気象条件は立教大学原子力研究所の気象データ⁴⁾を用い、放出率(Q)が<u>9.7Bq/s</u>、放出源の有効高さ(H)が<u>18m</u>、風速は平均風速(m/s)2.2m/sとして、大気安定度 A, B, C, Dについて地表面濃度を求めた。その結果大気安定度がBで地表面濃度が最大となったので、Bについて外部被ばく、内部被ばく線量を求めた。</p> <p>地表面濃度が最大となる地点は、排気筒位置から北北東風下 120mの周辺監視区域外であり、1 年間の外部被ばく線量は 2.0×10⁻⁴ μ Sv/y で、周辺監視区域境界上では、これよりさらに低くなる。</p> <p>また、内部被ばく線量は、「(2)廃止措置期間中の放射線業務従事者被ばく線量」の内部被ばく実効線量の計算式を用いて計算した。<u>この計算値を年間の内部被ばく線量に直すと 4.3×10⁻⁷ μ Sv/y となった。</u></p> <p>外部被ばく、内部被ばく線量ともに一般公衆に影響を与えることはない。</p> <p>(2)廃止措置期間中の放射線業務従事者被ばく線量</p> <p>廃止措置工事の実施においては、「1. 廃止措置期間中の放射線管理(1)作業環境の放射線監視及び被ば</p>	<p>て、貯留タンク等に貯留していた液体廃棄物の全てを処理し、処分した。2015 年度及び 2016 年度の工事では液体廃棄物の廃棄施設の<u>全て</u>を解体撤去した。</p> <p>放射性固体廃棄物は、原子炉運転中に発生したものについては固体廃棄物保管施設で保管管理してきたが、安全管理の観点から原子炉室等の原子炉棟管理区域において集中管理することとした。<u>そこで、第一及び第二放射性固体廃棄物保管施設で保管管理してきた廃棄物を原子炉室内に移動し、それらの保管施設を解体撤去した。また、廃止措置に伴い発生した放射性固体廃棄物はドラム缶等に収納し、原子炉室に保管している。</u></p> <p>2)放射性粉じんの放出に伴う一般公衆の線量評価</p> <p>解体作業に伴い、放射化された放射線遮蔽体コンクリートの切断によって空气中に放射性粉じんが飛散する可能性があるため、この粉じんが大気中に放出されることによる一般公衆の被ばく線量に与える影響について評価を行った。「添付書類4 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」で記載した計算による「放射化コンクリートの放射性物質質量及び濃度」¹⁾は、表2-1に示すとおりである。被ばく線量に影響を与える放射化コンクリートの範囲は厚さ 50 cm、高さ 150 cm の円筒状で量は約 6 m³、重量で約 16トンである。</p> <p>切断に伴い発生する放射性粉じんの量は、放射化コンクリートの 0.1%²⁾とするレポートがあるが、ここでは、<u>条件の不確かさを考えて、粉じんの発生率を10倍の1%として、その全てが被ばく線量に対する寄与の大きいCo-60 であると仮定した。この条件において、表4-3の値から算出すると、解体撤去工事において放出される Co-60 粉じんの推定放出量は約 2.8×10⁵ Bq になる。この量を、捕捉率 99%のフィルタを通し、1日(8 時間)で排気筒から放出することによる一般公衆の外部及び内部被ばく線量を計算した。粉じんの排気筒から大気への拡散の評価には、「原子力安全委員会安全審査指針集」³⁾に示されている基本拡散式を用いた。この式を示す。</u></p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right]$ <p>χ:点(x, y, z)における濃度(Bq/m³) Q:放出率(Bq/s) U:風速(m/s) H:放出源の有効高さ(m) σ_y:y方向の濃度分布の拡がりのパラメータ(m) σ_z:z方向の濃度分布の拡がりのパラメータ(m)</p> <p>気象条件は立教大学原子力研究所の気象データ⁴⁾を用い、放出率(Q)を<u>9.7 Bq/s</u>、放出源の有効高さ(H)を<u>18 m</u>、平均風速を<u>2.2 m/s</u>として、大気安定度 A, B, C, Dについて地表面濃度を求めた。その結果、大気安定度がBで地表面濃度が最大となったので、Bについて外部被ばく及び内部被ばく線量を求めた。</p> <p>地表面濃度が最大となる地点は、排気筒位置から北北東風下 120 mの周辺監視区域外であり、1 年間の外部被ばく線量は 2.0×10⁻⁴ μ Sv/y で、周辺監視区域境界上では、これよりさらに低くなる。</p> <p>また、内部被ばく線量は、<u>次項「(2) 廃止措置期間中の放射線業務従事者被ばく線量」の内部被ばく実効線量の計算式を用いて計算した。得られた値を年間の内部被ばく線量に直すと 4.3×10⁻⁷ μ Sv/y となった。</u></p> <p>したがって、外部被ばく、内部被ばく線量ともに一般公衆に影響を与えることはない。</p> <p>(2)廃止措置期間中の放射線業務従事者被ばく線量</p> <p>廃止措置工事の実施においては、「1.1 作業環境の放射線監視及び被ばく管理」に基づき放射線管理を行</p>	<p>記載の適正化、記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化(反復削除)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(粉塵の発生と風速は無関係)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化、記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	備考
<p>く管理 (b)被ばく管理」に基づき行う。</p> <p>(a)外部被ばく線量評価</p> <p>放射線業務従事者の外部被ばく線量が最も高くなるのは、解体した炉内構造物を容器に収納する時である。解体撤去時の放射性物質量を全て Co-60 とすると表1-3により約 0.89GBq となり、作業者の被ばく線量は、遠隔操作装置の使用や遮へい体の利用により最大でも 200μSv/d 程度と推定される。<u>個別作業毎の平均線量率及び作業人工数の推定を、作業内容、人数、日数等から仮定した結果、作業全体での外部被ばくによる推定集団実効線量は 18・人・mSv となり、平均線量率及び作業人工数はそれぞれ 3μSv/h、6×10³・人・h と推定される。</u></p> <p>平成 24 年度及び 25 年度の工事における放射線業務従事者の外部被ばく線量の実績は、全線量で 2.6 人・mSv、個人では平均 0.1mSv であった。また、個人の 1 日の最大線量は 100μSv に抑えることができた。これら両年度の工事により外部被ばくの可能性の高い工事はほぼ終了し、今後の作業においてこれらの数字を超えることはないと考えられる。</p> <p>(b)内部被ばく線量評価</p> <p>内部被ばくに影響を与えるものは、金属類及び放射化コンクリートの切断中の粉じんである。金属類は、<u>放射性物質が多く容積が小さいものは出来る限り切断作業をせず、解体することにより粉じんの発生を少なく出来る。</u>しかし、放射化コンクリートの切断による粉じんの飛散の可能性があるので、一般公衆の評価と同様に飛散する粉じん中の放射化核種を全て、Co-60 として計算した。</p> <p>粉じん中の Co-60 の量は 2.8×10⁵Bq で、作業場所である炉室内での平均空気中濃度は 1.1×10⁻⁴Bq/cm³ となり、Co-60 の吸入摂取による実効線量係数及び呼吸率等から内部被ばく線量は 2.7×10⁻⁵μSv/d と推定される。この値は外部被ばく線量に比べて十分低いものである。計算式を以下に示す。</p> <p>1日の内部被ばく実効線量(μSv/d) = K_{Co}・χ・M_ak K_{Co}: Co-60 の吸入摂取による実効線量係数(7.1×10⁻⁹μSv/Bq) χ: 炉室内の平均空気中濃度(Bq/cm³) M_a: 呼吸率(2.3×10⁷cm³/d) k: 皮膚浸透による摂取量の増加係数(1.5)</p> <p>ちなみに、平成 25 年度末までの廃止措置による内部被ばくは発生していない。</p> <p>(3)廃止措置期間中に保管する放射性固体廃棄物に起因する直接線量とスカイシャイン線量の評価</p> <p>現在、施設内で放射性物質の放射エネルギーの高い物は、炉内構造物であり、生体遮へい体コンクリート内にある。原子炉の廃止措置作業として、平成 24 年度及び 25 年度には炉内構造物を撤去しそのうち放射エネルギーの高い物を付属プール内に保管管理した。平成 27 年度及び 28 年度には、第一放射性固体廃棄物保管施設に保管管理中の放射性固体廃棄物を炉室内一次冷却系ピットに移動し、第二放射性固体廃棄物保管施設に保管管理中の放射性固体廃棄物をホットセル操作室に新しく設置する保管廃棄施設に移動し、廃液処理装置等の液体廃棄物の廃棄施設を撤去し解体して炉室に搬入し保管する計画である。</p> <p>(a)直接線量</p> <p>付属プール内部に収納した炉内構造物からの寄与線量を低減するために、炉内構造物に鉛ブロック等で遮へいを施し、付属プール外壁面での線量当量率を大きく下げることができた。この結果コンクリート遮蔽体の最も薄いところで、0.5～1μSv/h の線量率となった。この値より、至近の事業所境界(正門付近)における線量は、年間 0.05μSv 程度となる。<u>第一放射性固体廃棄物保管施設に保管中の廃棄物は一次冷却系ピットに收容するので炉室及び建屋外への直接線寄与は生じない。</u>第二放射性固体廃棄物保管施設に保管中の廃棄物はホットセル操作室の保管廃棄施設に移動して保管するが、当該保管廃棄施設は半地下式であるので炉室及び建屋外への直接線寄与は生じない。撤去して解体する液体廃棄物の廃棄施設に係る廃棄物は汚染水が流れていない</p>	<p>う。</p> <p>1)外部被ばく線量評価</p> <p>放射線業務従事者の外部被ばく線量が最も高くなるのは、解体した炉内構造物を容器に収納する時である。解体撤去時の放射性物質量を全て Co-60 とすると表 4-3 より約 0.89 GBq となり、作業者の被ばく線量は、遠隔操作装置の使用や遮へい体の利用により最大でも 200 μSv/d 程度と推定される。<u>個別作業毎の作業内容、人数、日数等を仮定して評価した作業全体での外部被ばくによる推定集団実効線量は 18 人・mSv、平均線量率及び作業人工数はそれぞれ 3 μSv/h、6×10³人・h と推定される。</u></p> <p>2012 年度及び 2013 年度の工事における放射線業務従事者の外部被ばく線量の実績は、全線量で 2.6 人・mSv、個人では平均 0.1 mSv であった。また、個人の 1 日の最大線量は 100 μSv に抑えることができた。これら両年度の工事により外部被ばくの可能性の高い工事はほぼ終了し、今後の作業においてこれらの数字を超えることはないと考えられる。</p> <p>2)内部被ばく線量評価</p> <p>内部被ばくに影響を与えるものは、金属類及び放射化コンクリートの切断中の粉じんである。金属類については、<u>容積が小さい物は極力切断を伴わない解体作業とすることにより粉じんの発生を少なく出来る。</u>しかし、放射化コンクリートの切断による粉じんの飛散の可能性はあるので、一般公衆の評価と同様に飛散する粉じん中の放射化核種を全て Co-60 として内部被ばく線量を計算した。</p> <p>粉じん中の Co-60 の量は 2.8×10⁵ Bq で、作業場所である原子炉室内での平均空気中濃度は 1.1×10⁻⁴ Bq/cm³ となり、Co-60 の吸入摂取による実効線量係数及び呼吸率等から内部被ばく線量は 2.7×10⁻⁵ μSv/d と推定される。この値は外部被ばく線量に比べて十分低いものである。計算式を以下に示す。</p> <p>1日の内部被ばく実効線量(μSv/d) = K_{Co}・χ・M_ak K_{Co}: Co-60 の吸入摂取による実効線量係数(7.1×10⁻⁹μSv/Bq) χ: 原子炉室内の平均空気中濃度(Bq/cm³) M_a: 呼吸率(2.3×10⁷cm³/d) k: 皮膚浸透による摂取量の増加係数(1.5)</p> <p>ちなみに、<u>現在までの廃止措置においては、内部被ばくは発生していない。</u></p> <p>(3)廃止措置期間中に保管する放射性固体廃棄物に起因する直接線量とスカイシャイン線量の評価</p> <p>現在、施設内で放射性物質の放射エネルギーの高い物は、炉内構造物であり、放射線遮蔽体コンクリート内にある。原子炉の廃止措置作業として、2012 年度及び 2013 年度には炉内構造物を撤去し、そのうち、放射エネルギーの高い物を付属プール内に保管管理した。2015 年度及び 2016 年度には、第一放射性固体廃棄物保管施設に保管管理中の放射性固体廃棄物を一次冷却系ピットに移動し、第二放射性固体廃棄物保管施設に保管管理中の放射性固体廃棄物をホットセル操作室に新しく設置した保管廃棄施設に移動し、廃液処理装置等の液体廃棄物の廃棄施設を撤去し解体して原子炉室に搬入し保管している。</p> <p>1)直接線量</p> <p>付属プール内部に収納した炉内構造物からの寄与線量を低減するために、炉内構造物に鉛ブロック等で遮へいを施し、付属プール外壁面での線量当量率を大きく下げることができた。この結果、コンクリート遮蔽体の最も薄いところで、0.5～1 μSv/h の線量率となった。この値より、至近の事業所境界(正門付近)における線量は、年間 0.05μSv 程度となる。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>廃止措置の進行に伴う記載の変更</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>既往のため削除</p>

変更前	変更後	備考
<p>ことが記録上明らかであるか又は汚染水に接した部分が明らかでその部分を除去したものを除いて、放射性廃棄物として炉室に保管する。事前サーベイによりこれらの廃棄物の外部線量率はバックグラウンド程度であることを確認しているため、これら廃棄物からの外部への直接線量寄与は無視できる。</p> <p>(b)スカイシャイン線量</p> <p>前述したように放射性廃棄物が原子炉棟内管理区域に搬入され、保管されることを踏まえて、保管廃棄物によるスカイシャイン線量を評価する。</p> <p>スカイシャイン線による線量計算の線源は、原子炉タンク内残存放射化構造物(A)及び付属プールに保管した炉内構造物(B)、それらに加えるに第一放射性固体廃棄物保管施設から一次冷却系ピットに移動、保管する廃棄物(C)である。液体廃棄物の廃棄施設の解体に伴う廃棄物及び第二放射性固体廃棄物保管施設からホットセル操作室に移動する廃棄物の放射能は、AからCに比べて2、3桁小さいので、それらからの影響は無視できる。原子炉から至近の事業所境界までの距離は約100mであり、計算⁵⁾によると線源A、B及びCからのスカイシャイン線量はそれぞれ年換算0.009μSv、5.0μSv及び3.3μSvであり、合計8.3μSvである。この計算では、炉室天井及び側壁の遮蔽効果を含めていないし、また一次冷却系ピットに保管する廃棄物線源については、炉室1階床面の線量率が0.5μSv/h程度となるよう第一放射性固体廃棄物保管施設から廃棄物容器を一次冷却系ピットに搬入した後、適切な遮蔽を施す計画であるので、上記8.3μSv/yを超えることはない。</p> <p>参考文献</p> <p>1)財団法人原子力施設デコミッションング研究協会(現財団法人原子力研究バックエンド推進センター)平成12年度原子炉解体高度化技術開発成果報告書(その2) 核燃料施設等解体技術総合調査 第3章 P.485～P.578 平成12年12月</p> <p>2)(財)原子力発電技術機構 軽水炉等改良技術確証試験 平成10年3月 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書(5/5) P.442</p> <p>3)原子力安全委員会安全審査指針集 第1部 指針類 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針</p> <p>4)立教大学原子力研究所 原子炉利用実績報告 X VII (1983年度) 標準気象データと放射性気体の地表濃度の計算 P.45～P.48</p> <p>5)改訂3版 アイントープ便覧 (財)日本アイントープ協会 放射線遮蔽 P.415～P.430</p>	<p>2)スカイシャイン線量</p> <p>スカイシャイン放射線による線量計算の線源は、原子炉タンク内残存放射化構造物(A)及び付属プールに保管した炉内構造物(B)、それらに加えるに第一放射性固体廃棄物保管施設から一次冷却系ピットに移動、保管している廃棄物(C)である。液体廃棄物の廃棄施設の解体に伴う廃棄物及び第二放射性固体廃棄物保管施設からホットセル操作室に移動した廃棄物の放射能は、AからCの3者に比べて2、3桁小さいので、それらからの影響は無視できる。原子炉から至近の事業所境界までの距離は約100mであり、計算⁵⁾によると線源A、B及びCからのスカイシャイン線量はそれぞれ年換算0.009μSv、5.0μSv及び3.3μSvであり、合計8.3μSvである。この計算では、原子炉室天井及び側壁の遮蔽効果を含めていない。また一次冷却系ピットに保管する廃棄物線源については、原子炉室1階床面の線量率が0.5μSv/h程度となるよう第一放射性固体廃棄物保管施設から廃棄物容器を一次冷却系ピットに搬入した後、適切な遮蔽を施したので、上記8.3μSv/yを超えることはない。</p> <p>参考文献</p> <p>1)財団法人原子力施設デコミッションング研究協会、平成12年度原子炉解体高度化技術開発成果報告書(その2)核燃料施設等解体技術総合調査第3章 pp.485～578, 平成12年12月。</p> <p>2)(財)原子力発電技術機構、実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書:軽水炉等改良技術確証試験. p.442. 平成12年3月</p> <p>3)原子力安全委員会安全審査指針集 第1部 指針類 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針。</p> <p>4)立教大学原子力研究所、原子炉利用実績報告X VII(1983年度)標準気象データと放射性気体の地表濃度の計算 pp.45～48.</p> <p>5)改訂3版アイントープ便覧 (財)日本アイントープ協会、放射線遮蔽 pp.415～430.</p>	<p>既往のため削除</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化 記載の適正化(訂正)</p> <p>記載の適正化 記載の適正化</p>

変更前

変更後

備考

表2-3 放射化コンクリートの放射性物質質量及び濃度¹⁾

放射化コンクリートの放射性物質質量 (Bq)

核種組成	H-3	C-14	Fe-55	Co-60	Eu-152
	4.6E+07	5.3E+04	1.1E+06	2.1E+05	1.4E+06

放射化コンクリートの横方向濃度 (Bq/g)

炉中心から半径(110cm) 厚さ(cm)	H-3	C-14	Fe-55	Co-60	Eu-152
A : 5.25	1.2E+00	1.4E-03	3.0E-02	6.4E-03	4.3E-02
B : 29.5	2.18E-01	2.60E-04	5.00E-03	1.10E-03	7.70E-03
C : 58.7	1.50E-02	1.80E-05	3.48E-04	7.60E-05	5.40E-04

放射化コンクリートの縦方向濃度 (Bq/g)

炉中心から半径(110cm) 高さ(cm)	H-3	C-14	Fe-55	Co-60	Eu-152
D : 110	7.8E-03	9.3E-05	1.8E-04	4.0E-05	2.8E-04
E : 160	1.2E-04	1.5E-07	2.8E-05	6.3E-07	4.4E-06

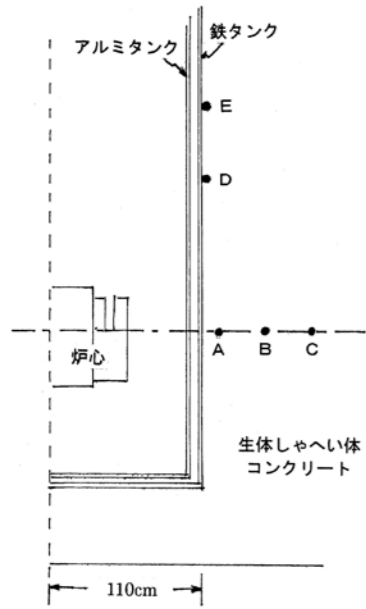


表2-1 放射化コンクリートの放射性物質質量及び濃度

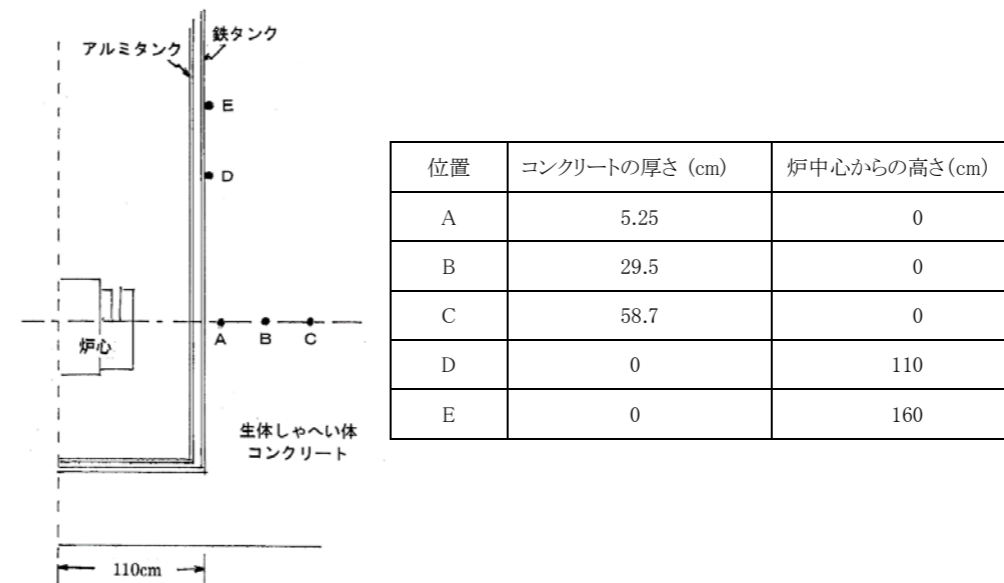
(1)放射化コンクリートの放射性物質質量(Bq)

核種	H-3	C-14	Fe-55	Co-60	Eu-152
	4.6E+07	5.3E+04	1.1E+06	2.1E+05	1.4E+06

(2)放射性物質の濃度 (Bq/g)

位置*	H-3	C-14	Fe-55	Co-66	Eu-152
A	1.2E+00	1.4E-03	3.0E-02	6.4E-03	4.3E-02
B	2.18E-01	2.60E-04	5.00E-03	1.10E-03	7.70E-03
C	1.50E-02	1.80E-05	3.48E-04	7.60E-05	5.40E-04
D	7.8E-03	9.3E-05	1.8E-04	4.0E-05	2.8E-04
E	1.2E-04	1.5E-07	2.8E-05	6.3E-07	4.4E-06

* 位置については下の図及び表を参照



記載の適正化(明確化)

変更前	変更後	備考
<p>添付書類3</p> <p>廃止措置の<u>工事上の過失</u>、<u>機械若しくは装置の故障又は地震</u>、<u>火災その他の災害</u>があった場合に発生すると想定される<u>原子炉の事故の種類</u>、<u>程度</u>、<u>影響等</u>に関する説明書</p> <p>1. 概要</p> <p>原子炉施設では平成 15 年 8 月に全燃料棒を搬出し、施設の潜在的危険性は大きく低下している。想定される事故としては、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、その他の災害によるものがある。</p> <p>(1) 工事上の事故</p> <p>公衆に影響を与える事故を想定することは困難であるが、最も可能性のある想定される事故としては、放射化された生体遮へい体コンクリートの切断作業中に、工事上の過失により、<u>換気フィルター</u>の破損と切断装置の故障で飛散防止機能が低下し、放射性粉じんが周辺環境に放出されることである。</p> <p>(2) 地震</p> <p>施設は原子炉施設としての耐震基準で作られており、地震により破壊、崩壊することは無く、放射性物質は飛散することは無い。</p> <p>(3) 津波</p> <p>放射性の廃棄物はすべて原子炉棟内の管理区域において容器に収納した形で、放射能レベルの比較的高い物は容器収納して付属プール内に保管することになっている。原子炉棟は堅牢な鉄筋コンクリート造りであり、開口部は気密性のある鋼鉄製の扉で閉め切っている。したがって、廃棄物を収納した容器が事業所外に流出するおそれはない。万一原子炉棟に浸水する事態が生じて、付属プール頂部は原子炉棟床面よりさらに 3.6m 高いところにあるので、付属プール内のレベルの比較的高い廃棄物が棟外に流出することはない。</p> <p>(4) がけ崩れ</p> <p>横須賀市発行の土砂災害ハザードマップによれば、原子炉棟(研究棟を含めて)は土砂災害警戒区域(急傾斜地の崩壊(がけ崩れ)により被害を受けるおそれのある区域)に指定されている。原子炉建屋から約 30m 離れて隣接する急傾斜地は岩盤層であり、大雨による土砂崩れの恐れはないが、地震による落石が建屋に影響を与える恐れがあることから、次の仮定の下に岩塊による衝撃力を評価した。</p> <p>原子炉建屋付近の斜面の標高の最高:30m, 岩塊の密度:2.5, 建屋の高さ:10m, 建屋の鉄筋コンクリート壁厚:18cm, 最高標高位置から落下する岩塊の落下途中でのエネルギー吸収:なし</p> <p>その結果、衝撃力は 1, 110kg/cm²となり、鉄筋の設計許容応力度(引張り及び圧縮), 1, 600kg/cm²を超えることはなく、衝撃力は建屋壁により吸収されることから、放射性廃棄物の収納容器に影響を及ぼすことはない。</p> <p>(5) 火災</p> <p>原子炉建屋は、鉄筋コンクリートの防火構造である。<u>火災の危険はない</u>。考えられる火災の事故は、解体作業領域内の可燃物等への引火で、もし、火災が発生した場合は、早期に感知し消火を行うため既設の火災警報設備及び消火設備を活用する。</p> <p>(6) 爆発</p> <p>日本瓦斯株式会社横須賀デポステーション(LPガスボンベ貯蔵設備)が公共道路を挟んで隣接している。当該デポステーションは、LPガスを充填したボンベを消費者に配送するまで貯蔵する事業所であり、周辺施設への影響を及ぼさないよう「施設距離」として第1種保安物件に対して 22.5m, 第2種保安物件(立教大学原子力研</p>	<p>添付書類3</p> <p>廃止措置中の過失、<u>機械又は装置の故障</u>、<u>地震</u>、<u>火災等</u>があった場合に発生する<u>ことが想定される事故の種類</u>、<u>程度</u>、<u>影響等</u>に関する説明書</p> <p>1. 概要</p> <p><u>2003 年に全燃料棒を事業所外へ搬出し</u>、施設の潜在的危険性は大きく低下している。想定される事故としては、<u>廃止措置の工事上の過失</u>、<u>機械若しくは装置の故障又は地震</u>、<u>火災</u>、<u>その他の災害によるものがある</u>。</p> <p>(1) 工事上の事故</p> <p>公衆に影響を与える事故を想定することは困難であるが、最も可能性のある想定される事故としては、放射化された放射線遮蔽体コンクリートの切断作業中に工事上の過失により、<u>換気フィルタ</u>の破損と切断装置の故障で飛散防止機能が低下し、放射性粉じんが周辺環境に放出されることである。</p> <p>(2) 地震</p> <p>施設は原子炉施設としての耐震基準で作られており、地震により破壊、崩壊することはない、放射性物質が飛散することはない。</p> <p>(3) 津波</p> <p>放射性の廃棄物は全て原子炉棟内の管理区域において容器に収納し、放射能レベルの比較的高い物は容器収納して付属プール内に保管している。原子炉棟は堅牢な鉄筋コンクリート造りであり、開口部は気密性のある鋼鉄製の扉で閉め切っている。したがって、廃棄物を収納した容器が事業所外に流出するおそれはない。<u>原子炉棟は 5 m 超の津波で浸水(横須賀市津波ハザードマップ)するが、5 m を超える津波は想定されていない(神奈川県津波浸水想定)ことから、浸水するおそれはない</u>。万一、原子炉棟に浸水する事態が生じて、付属プール頂部は原子炉棟床面よりさらに 3.6 m 高いところにあるので、付属プール内のレベルの比較的高い廃棄物が棟外に流出することはない。</p> <p>(4) がけ崩れ</p> <p>横須賀市発行の土砂災害ハザードマップによれば、原子炉棟(研究棟を含めて)は土砂災害警戒区域(急傾斜地の崩壊(がけ崩れ)により被害を受けるおそれのある区域)に指定されている。原子炉建屋から約 30 m 離れて隣接する急傾斜地は岩盤層であり、大雨による土砂崩れのおそれはないが、地震による落石が建屋に影響を与えるおそれがあることから、次の仮定の下に落下する岩塊による衝撃力を評価した。</p> <p>原子炉建屋付近の斜面の標高の最高:30 m, 岩塊の大きさ:球体換算で直径 1 m, 岩塊の密度:2.5, 建屋の高さ:10 m, 建屋の鉄筋コンクリート壁厚:18 cm, 岩塊の落下途中でのエネルギー吸収:なし</p> <p>その結果、衝撃力は 1, 110 kg/cm²と評価された。鉄筋の設計許容応力度(引張り及び圧縮)の 1, 600 kg/cm²を超えることはなく、衝撃力は建屋壁により吸収され、放射性廃棄物の収納容器に影響を及ぼすことはない。</p> <p>(5) 火災</p> <p>原子炉建屋は、鉄筋コンクリート造の耐火構造である。考えられる火災の事故は、解体作業領域内の可燃物等への引火で、もし火災が発生した場合は、早期に感知し消火を行うため既設の火災警報設備及び消火設備を活用する。</p> <p>(6) 爆発</p> <p>日本瓦斯株式会社横須賀デポステーション(LPガスボンベ貯蔵設備)が公共道路を挟んで隣接している。当該貯蔵設備は、LPガスを充填したボンベを消費者に配送するまで貯蔵する事業所であり、周辺施設への影響を及ぼさないよう「施設距離」として第1種保安物件に対して 22.5 m, 第2種保安物件(立教大学原子力研究所が</p>	<p>法令改正に伴う見直し</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(既往)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(訂正、削除)</p>

変更前	変更後	備考
<p>究所はこれに該当)に対して 15.0m 以上を確保することの高圧ガス保安法に定める技術上の基準を満たしていることから神奈川県の特許を得ている。炉室は当該施設からの距離が約 200m であり、上記に照らして十分離れた位置にある。</p> <p>過去のLPガスの爆発及び爆発火災は、経済産業省の液化石油ガス関係事故年報によると、次の要因により大量のガス漏れ及び充満が原因となって発生している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ガス設備とは無関係の工事等において工事業者が誤って切断又は破損した等による埋設配管の損傷 ・地盤沈下による配管の損傷 ・防蝕措置が取られていない白管の腐食・劣化 ・末端閉止弁の誤開放、接続ゴム管の破損等 <p>昭和 52 年度以降平成 25 年 12 月までに発生したA級事故は6件で、埋設配管の腐食による穴からの漏えい、ボンベからコンロへの接続ゴム管の穴からの漏えい及び末端閉止弁の誤開放による漏えいが原因となる爆発火災並びに排気設備の不良による一酸化炭素中毒となっている。平成 25 年における事故統計(経済産業省平成 25 年度年報)によると、デポステーションにおけるLPガス事故は報告されていない。当該デポステーションは、屋外開放の施設であり、万一ガスが漏れたとしても、漏れたガスが充満することはない。</p> <p>以上のことから、隣接事業所におけるLPガスの爆発、爆発火災による施設の損傷を想定する必要はない。</p> <p>2. 事故時における一般公衆の線量評価</p> <p>上記の考察から、公衆が被ばくを受ける可能性のある最も影響の大きい事故として、解体工事中、生体遮へい体コンクリートからの放射性粉じんの環境放出を想定して、公衆の被ばく評価を行う。公衆の受ける被ばく線量評価は次の通りである。</p> <p>(1)想定事故</p> <p>放射化されている生体遮へい体コンクリートを切断中に粉じん回収装置が故障し放射性粉じんが炉室内に飛散したとする。この時、放射化コンクリートの放射性物質量は、添付書類1の「表1-3機器別の放射化放射性物質の推定放射能濃度と量(原子炉停止 20 年後、主機器別)」から $2.8 \times 10^7 \text{Bq}$ であるが、そのうちの 10%が飛散したとし、換気は正常に働いていたとすると炉室内の空气中粉じんの濃度は $3 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ となる。この濃度は Co-60 の告示の値より低い、この粉じんが炉室内に飛散している時換気系のフィルターが破損し、外部に放出されたものとする。</p> <p>(2)拡散計算と一般公衆の被ばく評価</p> <p>上記の事故における大気拡散濃度は「原子力安全委員会安全審査指針集」¹⁾の 基本拡散式を用いて計算した。ただし、この式において濃度が最大となるのは、風速が 0m/s の時であり、濃度が無限大となるので無風状態の拡散を基本拡散式を用いて求めることはできない。従って、濃度が最大となる風速として、同指針集が便宜上採用している「静穏時」の取扱にしたがって、風速が 0.5m/s の時の拡散計算を行なった。また、放出時間を 5 時間として計算した。</p> <p>5 時間地上に蓄積されたとき、地上からの外部被ばく線量は敷地境界で $8.3 \times 10^{-6} \mu \text{Sv/5h}$ であり、自然放射能による被ばく線量より低い。</p> <p>内部被ばく線量は、1m の高さの大気中の粉じん濃度の最大値は $3.5 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$ 及び告示第 20 号別表第 1 第 2 欄 Co-60 の実効線量係数から $1.8 \times 10^{-8} \mu \text{Sv/5h}$ と計算される。想定される事故時において、一般公衆に対して、外部被ばく、内部被ばく線量とも影響を与えることはない。</p> <p>参考文献</p> <p>1)原子力安全委員会安全審査指針集</p>	<p>該当)に対して 15.0 m 以上を確保することを定めた高圧ガス保安法の基準を満たしている。原子炉室は当該施設からの距離が約 200 m であり、高圧ガス保安法に照らして十分離れた位置にある。また、当該貯蔵設備は、屋外開放の施設であり、万一ガスが漏れたとしても、漏れたガスが充満することはない。</p> <p>以上のことから、隣接事業所におけるLPガスの爆発、爆発火災による原子炉施設の損傷を想定する必要はない。</p> <p>2. 事故時における一般公衆の線量評価</p> <p>上記の考察から、公衆が被ばくを受ける可能性のある最も影響の大きい事故としては、解体工事中、放射線遮蔽体コンクリート解体中の放射性粉じんの環境放出が想定される。この場合に公衆の受ける被ばく線量評価は次のとおりである。</p> <p>(1)想定事故</p> <p>放射化されている生体遮へい体コンクリートを切断中に粉じん回収装置が故障し放射性粉じんが炉室内に飛散したとする。放射化コンクリートの放射性物質量は表4-3から原子炉停止 20 年後において $2.8 \times 10^7 \text{Bq}$ と評価されるが、そのうちの 10%が飛散したとする。換気が正常に働いていたとすると炉室内の空气中粉じんの濃度は $3 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ となる。この濃度は Co-60 の告示の値より低い、この粉じんが炉室内に飛散している時、換気系のフィルタが破損し、外部に放出されたものとする。</p> <p>(2)拡散計算と一般公衆の被ばく評価</p> <p>上記の事故における大気拡散濃度を「原子力安全委員会安全審査指針集」¹⁾の 基本拡散式により計算した。ただし、この式において濃度が最大となるのは風速が 0 m/s の時であり、濃度が無限大となるので、無風状態の拡散を基本拡散式を用いて求めることはできない。そこで、濃度が最大となる風速として、同指針集が便宜上採用している「静穏時」の扱いに従って、風速が 0.5 m/s の時の拡散計算を行った。また、放出時間を 5 時間とした。</p> <p>放射性粉じんが 5 時間地上に蓄積された場合の地上からの外部被ばく線量は、敷地境界で $8.3 \times 10^{-6} \mu \text{Sv/5h}$ と算出され、自然放射能による被ばく線量より低い。</p> <p>内部被ばく線量は、1m の高さの大気中の粉じん濃度の最大値は $3.5 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$ 及び告示第 20 号別表第 1 第 2 欄 Co-60 の実効線量係数から $1.8 \times 10^{-8} \mu \text{Sv/5h}$ と計算される。想定される事故時において、一般公衆に対して、外部被ばく、内部被ばく線量とも影響を与えることはない。</p> <p>参考文献</p> <p>1)原子力安全委員会安全審査指針集 第 2 部 専門部会報告書等 発電用軽水型原子炉施設の安全審査に</p>	<p>記載の適正化(必要情報のみに限定)</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化 記載の適正化</p> <p>記載の適正化 記載の適正化</p> <p>記載の適正化 記載の適正化</p> <p>記載の適正化 記載の適正化</p>

変更前	変更後	備考
<p>第 2 部 専門部会報告書等 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当量評価について</p>	<p>おける一般公衆の線量当量評価について、</p>	
<p><u>添付書類1</u></p> <p><u>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に関する説明書</u></p> <p>1. 残存する放射性物質等の評価 現在、原子炉運転を停止し燃料棒を米国に搬出した。しかし、原子炉施設内には中性子線により放射化された物質、及び放射性物質により汚染されている可能性のある物質が残存している。 立教大学研究用原子炉の炉心は、直径、高さともに 35.6cm の正円筒形をしている。物質を放射化する中性子線は炉心で発生しているので、放射化されている物質は炉心構造物及び炉心から中性子線を導いて実験に供していた実験装置の周辺の原子炉構造物のみである。<u>下記の「(1)放射化物質の放射能量、種類及び分布の評価」において、この放射能の量を評価する。</u> 冷却系と排気系設備は炉心から離れており放射化はされていないが、放射化された物質が通過していたので、二次的な放射性汚染の可能性がある。この汚染は「<u>(2)二次汚染</u>」において評価する。 原子炉運転中に発生した放射性廃棄物の評価は「<u>(3)運転中に発生した放射性廃棄物</u>」に示す。</p> <p><u>(1)放射化物質の放射能量、種類及び分布の評価</u> 廃止措置計画に必要な放射化物質の放射能量、種類及び分布の評価は、立教大学原子力研究所が提出した、原子炉構造物のミルシートや 40 年間の原子炉運転記録などを用いて計算された「平成 12 年度原子炉解体高度化技術開発成果報告書(その2) ¹⁾」(以下「報告書」という。)の値を暫定的に使用した。将来、解体撤去の方法が確立した段階で放射能強度と分布を実測により再評価し、廃止措置計画の変更認可を受ける。</p> <p><u>(a) 評価方法</u> ①評価対象核種 報告書でセレクトされた Co-60 等 14 核種を選択した。選択した 14 核種を「表 1-1 放射性物質の評価対象核種」に示す。</p> <p>②中性子束分布の評価 二次元の輸送方程式計算コード「DOT3.5」、群定数「ANISN-JR」を用いて計算された報告書の中性子束分布の結果と、立教大学原子力研究所が行った銅線の放射化の測定結果 ²⁾と比較した。図 1-1 に「熱中性子束測定位置」を、また、図 1-2 に「熱中性子束の実測値と計算値」を示す。図から、計算値と測定値の差は最大 50% あるが、計算値が測定値より大きく見積もられている傾向のあることが分る。</p> <p>③ 放射化量の評価に用いた原子炉運転記録と元素成分 放射化放射性物質濃度は、中性子照射量を原子炉の運転記録からまた元素濃度は材質の成分値を用い、燃焼計算コード「ORIGEN-MD」から計算されたものである。 構造物の元素濃度は材質の成分値を用いた。評価に用いた「構造物の元素組成(重量%)」を表 1-2 に示す。</p> <p><u>(b) 放射化放射性物質の濃度及び量の評価</u> 表 1-3 に「機器別の放射化放射性物質の推定放射能濃度と量」を示す。平成 18 年及び平成 33 年において存在する放射化放射性物質量は、それぞれ約 2.5×10^{10}Bq、約 9.3×10^8Bq と評価される。</p>	<p><u>添付書類4</u></p> <p><u>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</u></p> <p>原子炉の運転を停止し既に全ての燃料棒を米国に搬出した。しかし、原子炉施設内には運転中に中性子線により放射化された物質及び放射性物質により汚染されている可能性のある物質が残存している。 立教大学研究用原子炉の炉心は、直径、高さともに 35.6 cm の正円筒形をしている。物質を放射化する中性子線は炉心で発生しているので、放射化されている物質は炉心構造物及び炉心から中性子線を導いて実験に供していた実験装置の周辺の原子炉構造物のみである。<u>この放射能の量を、次の「1. 放射化物質の放射能量、種類及び分布の評価」において評価する。</u>冷却系と排気系設備は炉心から離れており放射化はされていないが、放射化された物質が通過していたので、二次的な放射性汚染の可能性がある。この汚染は「<u>2. 二次汚染</u>」において評価する。原子炉運転中に発生した放射性廃棄物の評価は「<u>3. 運転中に発生した放射性廃棄物</u>」に示す。</p> <p>1. 放射化物質の放射能量、種類及び分布の評価 廃止措置計画に必要な放射化物質の放射能量、種類及び分布の評価は、立教大学原子力研究所が提出した原子炉構造物のミルシートや 40 年間の原子炉運転記録などを用いて計算された「平成 12 年度原子炉解体高度化技術開発成果報告書(その2) ¹⁾」(以下「報告書」という。)の値を暫定的に使用した。将来、解体撤去の方法が確立した段階で放射能強度と分布を実測により再評価し、廃止措置計画の変更認可を受ける。</p> <p><u>(1) 評価方法</u> 1) 評価対象核種 評価対象核種は報告書で選定された Co-60 等の 14 核種(表 4-1)とした。</p> <p>2) 中性子束分布の評価 二次元の輸送方程式計算コード「DOT3.5」、群定数「ANISN-JR」を用いて計算された報告書の中性子束分布の結果と、立教大学原子力研究所が行った銅線の放射化の測定結果 ²⁾と比較した。図 4-1 に「熱中性子束測定位置」を、また、図 4-2 に「熱中性子束の実測値と計算値」を示す。図から、計算値と測定値の差は最大 50% あるが、計算値が測定値より大きく見積もられている傾向のあることが分る。</p> <p>3) 放射化量の評価に用いた原子炉運転記録と元素成分 放射化放射性物質濃度は、中性子照射量を原子炉の運転記録から、また元素濃度は材質の成分値を用い、燃焼計算コード「ORIGEN-MD」から計算されたものである。 構造物の元素濃度は材質の成分値を用いた。評価に用いた「構造物の元素組成(重量%)」を表 4-2 に示す。</p> <p><u>(2)放射化放射性物質の濃度及び量の評価</u> 機器別の放射化放射性物質の推定放射能濃度と量を表 4-3 に示す。2021 年において存在する放射化放射性物質量は、約 9.3×10^8 Bq と評価される。</p>	<p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(既往)</p>

変更前	変更後	備考
<p>(2)二次汚染</p> <p>原子炉設備には一次冷却系と排気系設備が付属している。これらの設備は炉心から遠く、中性子線により設備が放射化されることはない。しかし、冷却系は炉心を通過した水が流れ、排気系は中性子線で放射化された物質によって汚染された物が通っていたので、汚染の可能性がある。</p> <p>(a) 一次冷却系</p> <p>原子炉運転中は一次冷却水中で観測されていた放射化生成物はNa-24であったが、この核種の半減期は15時間であるので、冷却機器や配管内部に付着していたとしても原子炉運転を停止した現在では、減衰し Na-24による放射性汚染は消滅していると考えられる。Na-24 以外に、燃料棒搬出後、一次冷却水を抜いたとき、試料として採取して放射性濃度を測定した結果、Co-60 が最高で $1.24 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ が観測された。また、一次冷却水放射能濃度と冷却水を満たした原子炉タンク内壁の汚染について、「<u>一次冷却水中放射能濃度と炉内壁の表面密度</u>」の測定結果を表1-4に示した。Co-60 は、原子炉稼働中にアルミ材質の照射管から摩擦等により微量のアルミ粒子が飛散して、一次冷却水に混入し放射化されたと推定される。この量は、Co-60 の排水中濃度限度値より充分低い値であり、一次冷却水による冷却系の二次汚染の程度は小さいと判断をするが、解体撤去時には外部線量率測定等により一次冷却系設備の汚染の程度を調査し、汚染量の確認後工事を行う。</p> <p>平成 24 年度には、原子炉タンク内に機能停止した状態で据え置き保管されていた炉心構造物及び原子炉構造物(原子炉タンク、サーマルコラム等の遮蔽コンクリート内に埋め込まれている実験設備を除く。)を撤去したが、その際作業員の放射線被ばくを低減する目的で原子炉タンク内に遮蔽水を注入した。その遮蔽水の排水において水中の放射能濃度を測定したところ、全βについて $1.2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ であって主核種 Co-60 に対する周辺監視区域外の水中の放射性物質濃度限度 ($2 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$) を十分に下回っており、また当該排水によって放出された全放射能は 0.12MBq で、保安規定に定める放出管理目標値 2MBq/年を十分下回っていた。また、炉心構造物等を撤去した後、原子炉タンク内面を濡れウエスを用いて除染した。その結果、タンク内面の放射能の表面密度は、除染前に最大値放射孔上面で 8.8Bq/cm^2、タンク底面で 1.5Bq/cm^2 であったが、除染後はすべての場所で 0.4Bq/cm^2 以下となった(いずれも、スマヤろ紙による拭き取り測定による)。測定終了後、タンク内面に防蝕のための塗装を行った。これにより原子炉タンク解体時の作業員や治工具の汚染を軽減することができる。</p> <p>平成 25 年度には、一次冷却系の設備機器、配管、ポンプ等の撤去作業を実施した。一次冷却水浄化系のイオン交換樹脂塔/<u>フィルター</u>容器に捕捉された冷却水中の放射性物質によるそれら容器の表面の線量率は $\sim 0.2 \mu \text{Sv/h}$ 程度で、作業員の被ばくに影響するところは小さかった。</p> <p>(b) 排気系</p> <p>原子炉運転中、観測された放射性気体は Ar-41 のみであった。この Ar-41 の半減期は 1.8 時間であり、アルゴンは希ガスであることから排気機器中に付着することはないので、排気系の汚染はないと考えられる。しかし、解体撤去時においては、工事前に表面汚染密度の測定を行ない、汚染量の確認後工事を行う。</p> <p>(3)運転中に発生した放射性固体廃棄物及び平成 25 年度末までに発生した解体物</p> <p>運転中に発生した放射性固体廃棄物は放射性固体廃棄物の保管設備に保管廃棄している。保管量と放射エネルギーについて「既存の保管固体廃棄物」を表1-5に示す。放射エネルギーは、Ge 検出器で、測定した結果から主核種である Co-60 として評価した。<u>保管廃棄している放射性固体廃棄物は、固体解体物と同様に区分し事業所外の廃棄施設に廃棄する。また、平成 25 年度末までに発生した解体物は、ピット処分相当のものは、金属類 72 kg (放射エネルギー約 55GBq)であり、トレンチ処分相当のものは金属類 2, 900kg(放射エネルギー 6.3GBq)、塩化ビニール管等 140kg(放射エネルギー 0.4MBq)及び解体付随物 430kg(放射エネルギー 3.9MBq)である。</u></p>	<p>2. 二次汚染</p> <p>原子炉設備には一次冷却系と排気系設備が付属している。これらの設備は炉心から遠く、中性子線により設備が放射化されることはない。しかし、冷却系は炉心を通過した水が流れ、排気系は中性子線で放射化された物質によって汚染された物が通っていたので、汚染の可能性がある。</p> <p>(1)一次冷却系</p> <p>原子炉運転中は一次冷却水中で観測されていた放射化生成物はNa-24であったが、この核種の半減期は15時間であるので、冷却機器や配管内部に付着していたとしても原子炉運転を停止した現在では、減衰し Na-24による放射性汚染は消滅していると考えられる。Na-24 以外に、燃料棒搬出後、一次冷却水を抜いたとき、試料として採取して放射性濃度を測定した結果、Co-60 が最高で $1.24 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ が観測された(表4-4)。また、一次冷却水放射能濃度と冷却水を満たした原子炉タンク内壁の汚染の測定結果を表4-5に示す。Co-60 は、原子炉稼働中にアルミニウム材質の照射管から摩擦等により微量のアルミニウム粒子が飛散して、アルミニウム中に微量元素として含まれるコバルトが一次冷却水に混入し放射化されたと推定される。この量は、Co-60 の排水中濃度限度値より充分低い値であり、一次冷却水による冷却系の二次汚染の程度は小さいと判断するが、解体撤去時には外部線量率測定等により一次冷却系設備の汚染の程度を調査し、汚染量の確認後工事を行う。</p> <p>2012 年度には、原子炉タンク内に機能停止した状態で据え置き保管されていた炉心構造物及び原子炉構造物(原子炉タンク、サーマルコラム等の遮蔽コンクリート内に埋め込まれている実験設備を除く。)を撤去したが、その際作業員の放射線被ばくを低減する目的で原子炉タンク内に遮蔽水を注入した。その遮へい水の排水において水中の放射能濃度を測定したところ、全βについて $1.2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ であって主核種 Co-60 に対する周辺監視区域外の水中の放射性物質濃度限度 ($2 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$) を十分に下回っており、また当該排水によって放出された全放射能は 0.12 MBq で、保安規定に定める放出管理目標値 2 MBq/年を十分下回っていた。また、炉心構造物等を撤去した後、原子炉タンク内面を濡れウエスを用いて除染した。その結果、タンク内面の放射能の表面密度は、除染前に最大値放射孔上面で 8.8Bq/cm^2、タンク底面で 1.5Bq/cm^2 であったが、除染後はすべての場所で 0.4Bq/cm^2 以下となった(いずれも、スマヤろ紙による拭き取り測定による)。測定終了後、タンク内面に防しよくのための塗装を行った。これにより、原子炉タンク解体時の作業員や治工具の汚染を軽減することができる。</p> <p>2013 年度には、一次冷却系の設備機器、配管、ポンプ等の撤去作業を実施した。一次冷却水浄化系のイオン交換樹脂塔/<u>フィルター</u>容器に捕捉された冷却水中の放射性物質によるそれら容器の表面の線量率は $0.2 \mu \text{Sv/h}$ 程度で、作業員の被ばくに影響するところは小さかった。</p> <p>(2)排気系</p> <p>原子炉運転中、観測された放射性気体は Ar-41 のみであった。この Ar-41 の半減期は 1.8 時間であり、アルゴンは希ガスであることから排気機器中に付着することはないので、排気系の汚染はないと考えられる。しかし、解体撤去時においては、工事前に表面汚染密度の測定を行い、汚染量の確認後に工事を行う。</p> <p>(3)運転中に発生した放射性固体廃棄物</p> <p>原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物(運転中廃棄物)は原子炉室内の一次冷却系ピットに保管している。保管量と放射エネルギーを表4-6に示す。放射エネルギーは、Ge 検出器で測定した結果から主核種である Co-60 として評価した。<u>運転中廃棄物は、解体解体物と同様に区分し事業所外の廃棄施設に廃棄する。</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>廃止措置の進行を反映し削除</p>

変更前	変更後	備考																																																												
<p>参考文献</p> <p>1) 財団法人原子力施設デコミッションング研究協会(現財団法人原子力研究バックエンド推進センター) 平成 12 年度原子炉解体高度化技術開発成果報告書(その 2) 核燃料施設等解体技術総合調査第 3 章 p.485~p.578 平成 12 年 12 月</p> <p>2) 立教大学原子力研究所原子炉利用実績報告 X X X III(1994 年度)「放射化法による炉内中性子束分布の測定」 p.21~p.23</p> <p style="text-align: center;">表1-1 放射性物質の評価対象核種</p> <table border="1" data-bbox="457 552 952 1243"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>半減期(年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>H-3</td><td>12</td></tr> <tr><td>C-14</td><td>5.7×10^3</td></tr> <tr><td>Cl-36</td><td>3.0×10^5</td></tr> <tr><td>Ca-41</td><td>1.0×10^5</td></tr> <tr><td>Mn-54</td><td>0.85</td></tr> <tr><td>Fe-55</td><td>2.7</td></tr> <tr><td>Ni-59</td><td>7.5×10^4</td></tr> <tr><td>Co-60</td><td>5.3</td></tr> <tr><td>Ni-63</td><td>1.0×10^2</td></tr> <tr><td>Zn-65</td><td>0.67</td></tr> <tr><td>Nb-94</td><td>2.0×10^4</td></tr> <tr><td>Cs-134</td><td>2.1</td></tr> <tr><td>Eu-152</td><td>13</td></tr> <tr><td>Eu-154</td><td>8.5</td></tr> </tbody> </table>	核種	半減期(年)	H-3	12	C-14	5.7×10^3	Cl-36	3.0×10^5	Ca-41	1.0×10^5	Mn-54	0.85	Fe-55	2.7	Ni-59	7.5×10^4	Co-60	5.3	Ni-63	1.0×10^2	Zn-65	0.67	Nb-94	2.0×10^4	Cs-134	2.1	Eu-152	13	Eu-154	8.5	<p>参考文献</p> <p>1) 財団法人原子力施設デコミッションング研究協会(現財団法人原子力研究バックエンド推進センター) 平成 12 年度原子炉解体高度化技術開発成果報告書(その 2) 核燃料施設等解体技術総合調査第 3 章 pp.485-578 平成 12 年 12 月.</p> <p>2) 立教大学原子力研究所原子炉利用実績報告 X X X III(1994 年度)「放射化法による炉内中性子束分布の測定」 pp.21-23.</p> <p style="text-align: center;">表4-1 放射性物質の評価対象核種</p> <table border="1" data-bbox="1694 552 2190 1243"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>半減期(年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>H-3</td><td>12</td></tr> <tr><td>C-14</td><td>5.7×10^3</td></tr> <tr><td>Cl-36</td><td>3.0×10^5</td></tr> <tr><td>Ca-41</td><td>1.0×10^5</td></tr> <tr><td>Mn-54</td><td>0.85</td></tr> <tr><td>Fe-55</td><td>2.7</td></tr> <tr><td>Ni-59</td><td>7.5×10^4</td></tr> <tr><td>Co-60</td><td>5.3</td></tr> <tr><td>Ni-63</td><td>1.0×10^2</td></tr> <tr><td>Zn-65</td><td>0.67</td></tr> <tr><td>Nb-94</td><td>2.0×10^4</td></tr> <tr><td>Cs-134</td><td>2.1</td></tr> <tr><td>Eu-152</td><td>13</td></tr> <tr><td>Eu-154</td><td>8.5</td></tr> </tbody> </table>	核種	半減期(年)	H-3	12	C-14	5.7×10^3	Cl-36	3.0×10^5	Ca-41	1.0×10^5	Mn-54	0.85	Fe-55	2.7	Ni-59	7.5×10^4	Co-60	5.3	Ni-63	1.0×10^2	Zn-65	0.67	Nb-94	2.0×10^4	Cs-134	2.1	Eu-152	13	Eu-154	8.5	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(表番号)</p>
核種	半減期(年)																																																													
H-3	12																																																													
C-14	5.7×10^3																																																													
Cl-36	3.0×10^5																																																													
Ca-41	1.0×10^5																																																													
Mn-54	0.85																																																													
Fe-55	2.7																																																													
Ni-59	7.5×10^4																																																													
Co-60	5.3																																																													
Ni-63	1.0×10^2																																																													
Zn-65	0.67																																																													
Nb-94	2.0×10^4																																																													
Cs-134	2.1																																																													
Eu-152	13																																																													
Eu-154	8.5																																																													
核種	半減期(年)																																																													
H-3	12																																																													
C-14	5.7×10^3																																																													
Cl-36	3.0×10^5																																																													
Ca-41	1.0×10^5																																																													
Mn-54	0.85																																																													
Fe-55	2.7																																																													
Ni-59	7.5×10^4																																																													
Co-60	5.3																																																													
Ni-63	1.0×10^2																																																													
Zn-65	0.67																																																													
Nb-94	2.0×10^4																																																													
Cs-134	2.1																																																													
Eu-152	13																																																													
Eu-154	8.5																																																													

変更前

変更後

備考

表1-2 構造材料の元素組成 (重量%)

元素	原子番号	アルミ (プール材)	黒鉛 (反射体内容物)	炭素鋼 (鉄タンク)	モルタル	コンクリート (遮蔽コンクリート)
H	1	—	—	—	9.40E-01	5.70E-01
Li	3	—	—	3.00E-05	2.00E-03	2.00E-03
Be	4	—	—	—	—	—
B	5	—	5.00E-05	—	2.00E-03	2.00E-03
C	6	—	1.00E+02	—	—	—
N	7	—	—	8.40E-03	2.30E-02	1.20E-02
O	8	—	—	—	4.94E+01	4.42E+01
F	9	—	—	—	—	—
Na	11	—	1.00E-04	2.30E-03	1.27E+00	1.55E+00
Mg	12	1.00E+00	—	—	1.10E+00	1.36E+00
Al	13	9.86E+01	—	3.30E-02	4.80E+00	5.76E+00
Si	14	6.00E-01	3.20E-03	—	2.66E+01	2.04E+01
P	15	—	—	5.00E-02	5.00E-01	5.00E-01
S	16	9.86E+01	—	5.00E-02	1.80E-01	1.30E-01
Cl	17	—	—	4.00E-03	4.50E-03	4.50E-03
K	19	—	—	1.20E-03	1.58E+00	1.15E+00
Ca	20	—	—	1.40E-03	1.18E+01	8.10E+00
Sc	21	—	—	2.60E-05	6.50E-04	6.50E-04
Ti	22	1.50E-01	—	2.00E-04	1.80E-01	2.00E-01
V	23	—	1.20E-03	8.00E-03	1.03E-02	1.03E-02
Cr	24	2.00E-01	—	1.70E-01	1.09E-02	1.09E-02
Mn	25	1.50E-01	—	1.02E+00	3.77E-02	3.77E-02
Fe	26	7.00E-01	—	9.80E+01	1.95E+00	1.65E+01
Co	27	1.20E-04	—	1.20E-02	9.80E-04	9.80E-04
Ni	28	—	—	6.60E-01	3.80E-03	3.80E-03
Cu	29	2.70E-01	—	1.27E-01	2.50E-03	2.50E-03
Zn	30	2.50E-01	—	1.00E-02	7.50E-03	7.50E-03
Ga	31	—	—	8.00E-03	8.80E-04	8.80E-04
Ge	32	—	—	—	—	—
As	33	—	—	5.32E-02	7.90E-04	7.90E-04
Se	34	—	—	7.00E-05	9.20E-05	9.20E-05
Br	35	—	—	8.50E-05	2.40E-04	2.40E-04
Rb	37	—	—	4.80E-05	3.50E-03	3.50E-03
Sr	38	—	—	1.50E-05	4.38E-02	4.38E-02
Y	39	—	—	2.00E-03	1.82E-03	1.82E-03
Zr	40	—	—	1.00E-03	7.10E-03	7.10E-03
Nb	41	—	—	5.60E-05	4.30E-04	4.30E-04
Mo	42	—	—	—	1.30E-03	1.30E-03
Pd	46	—	—	—	3.00E-04	3.00E-04
Ag	47	—	—	2.00E-04	2.00E-05	2.00E-05
Cd	48	—	—	—	3.00E-05	3.00E-05
In	49	—	—	—	—	—
Sn	50	—	—	—	7.00E-04	7.00E-04
Sb	51	—	—	1.10E-03	1.80E-04	1.80E-04
I	53	—	—	—	—	—
Cs	55	—	—	2.00E-05	1.30E-04	1.30E-04
Ba	56	—	—	2.73E-02	9.50E-02	9.50E-02
La	57	—	—	—	1.30E-03	1.30E-03
Ce	58	—	—	—	2.43E-03	2.43E-03
Nd	60	—	—	—	—	—
Sm	62	—	—	—	2.00E-04	2.00E-04
Eu	63	—	—	—	5.50E-05	5.50E-05
Gd	64	—	—	—	—	—
Tb	65	—	—	4.50E-05	4.10E-05	4.10E-05
Dy	66	—	—	—	2.30E-04	2.30E-04
Ho	67	—	—	—	9.00E-05	9.00E-05
Yb	70	—	—	1.00E-04	1.40E-04	1.40E-04
Lu	71	—	—	2.00E-05	2.70E-05	2.70E-05
Hf	72	—	—	2.10E-05	2.20E-04	2.20E-04
Ta	73	—	—	1.30E-05	4.40E-05	4.40E-05
W	74	—	—	5.50E-04	1.40E-04	1.40E-04
Hg	80	—	—	—	—	—
Tl	81	—	—	—	—	—
Pb	82	—	—	8.20E-02	—	—
Bi	83	—	—	—	6.10E-03	6.10E-03
Th	90	—	—	1.80E-05	3.50E-04	3.50E-04
U	92	—	—	2.00E-05	2.70E-04	2.70E-04

-:1.00×10⁻⁶(重量%)以下を示す

表4-2 構造材料の元素組成 (重量%)

元素	原子番号	アルミ (プール材)	黒鉛(反射体 内容物)	炭素鋼 (鉄タンク)	モルタル	コンクリート (遮蔽コンクリート)
H	1	—	—	—	9.40E-01	5.70E-01
Li	3	—	—	3.00E-05	2.00E-03	2.00E-03
Be	4	—	—	—	—	—
B	5	—	5.00E-05	—	2.00E-03	2.00E-03
C	6	—	1.00E+02	—	—	—
N	7	—	—	8.40E-03	2.30E-02	1.20E-02
O	8	—	—	—	4.94E+01	4.42E+01
F	9	—	—	—	—	—
Na	11	—	1.00E-04	2.30E-03	1.27E+00	1.55E+00
Mg	12	1.00E+00	—	—	1.10E+00	1.36E+00
Al	13	9.86E+01	—	3.30E-02	4.80E+00	5.76E+00
Si	14	6.00E-01	3.20E-03	—	2.66E+01	2.04E+01
P	15	—	—	5.00E-02	5.00E-01	5.00E-01
S	16	9.86E+01	—	5.00E-02	1.80E-01	1.30E-01
Cl	17	—	—	4.00E-03	4.50E-03	4.50E-03
K	19	—	—	1.20E-03	1.58E+00	1.15E+00
Ca	20	—	—	1.40E-03	1.18E+01	8.10E+00
Sc	21	—	—	2.60E-05	6.50E-04	6.50E-04
Ti	22	1.50E-01	—	2.00E-04	1.80E-01	2.00E-01
V	23	—	1.20E-03	8.00E-03	1.03E-02	1.03E-02
Cr	24	2.00E-01	—	1.70E-01	1.09E-02	1.09E-02
Mn	25	1.50E-01	—	1.02E+00	3.77E-02	3.77E-02
Fe	26	7.00E-01	—	9.80E+01	1.95E+00	1.65E+01
Co	27	1.20E-04	—	1.20E-02	9.80E-04	9.80E-04
Ni	28	—	—	6.60E-01	3.80E-03	3.80E-03
Cu	29	2.70E-01	—	1.27E-01	2.50E-03	2.50E-03
Zn	30	2.50E-01	—	1.00E-02	7.50E-03	7.50E-03
Ga	31	—	—	8.00E-03	8.80E-04	8.80E-04
Ge	32	—	—	—	—	—
As	33	—	—	5.32E-02	7.90E-04	7.90E-04
Se	34	—	—	7.00E-05	9.20E-05	9.20E-05
Br	35	—	—	8.50E-05	2.40E-04	2.40E-04
Rb	37	—	—	4.80E-05	3.50E-03	3.50E-03
Sr	38	—	—	1.50E-05	4.38E-02	4.38E-02
Y	39	—	—	2.00E-03	1.82E-03	1.82E-03
Zr	40	—	—	1.00E-03	7.10E-03	7.10E-03
Nb	41	—	—	5.60E-05	4.30E-04	4.30E-04
Mo	42	—	—	—	1.30E-03	1.30E-03
Pd	46	—	—	—	3.00E-04	3.00E-04
Ag	47	—	—	2.00E-04	2.00E-05	2.00E-05
Cd	48	—	—	—	3.00E-05	3.00E-05
In	49	—	—	—	—	—
Sn	50	—	—	—	7.00E-04	7.00E-04
Sb	51	—	—	1.10E-03	1.80E-04	1.80E-04
I	53	—	—	—	—	—
Cs	55	—	—	2.00E-05	1.30E-04	1.30E-04
Ba	56	—	—	2.73E-02	9.50E-02	9.50E-02
La	57	—	—	—	1.30E-03	1.30E-03
Ce	58	—	—	—	2.43E-03	2.43E-03
Nd	60	—	—	—	—	—
Sm	62	—	—	—	2.00E-04	2.00E-04
Eu	63	—	—	—	5.50E-05	5.50E-05
Gd	64	—	—	—	—	—
Tb	65	—	—	4.50E-05	4.10E-05	4.10E-05
Dy	66	—	—	—	2.30E-04	2.30E-04
Ho	67	—	—	—	9.00E-05	9.00E-05
Yb	70	—	—	1.00E-04	1.40E-04	1.40E-04
Lu	71	—	—	2.00E-05	2.70E-05	2.70E-05
Hf	72	—	—	2.10E-05	2.20E-04	2.20E-04
Ta	73	—	—	1.30E-05	4.40E-05	4.40E-05
W	74	—	—	5.50E-04	1.40E-04	1.40E-04
Hg	80	—	—	—	—	—
Tl	81	—	—	—	—	—
Pb	82	—	—	8.20E-02	—	—
Bi	83	—	—	—	6.10E-03	6.10E-03
Th	90	—	—	1.80E-05	3.50E-04	3.50E-04
U	92	—	—	2.00E-05	2.70E-04	2.70E-04

-:1.00×10⁻⁶(重量%)以下を示す

記載の適正化(表番号)

変更前

変更後

備考

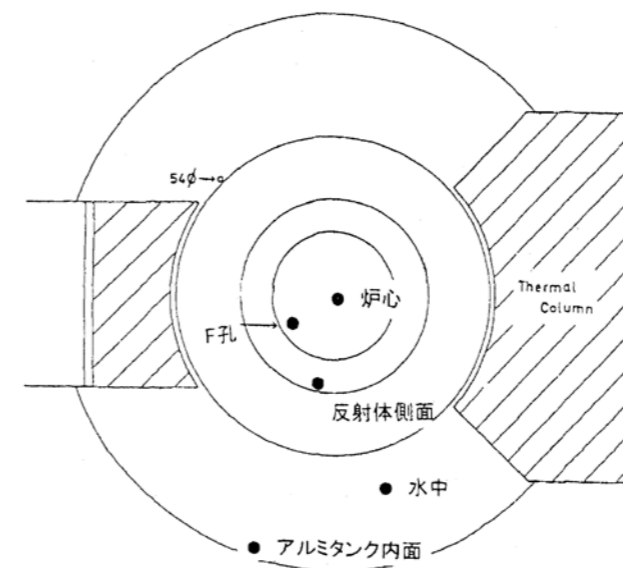
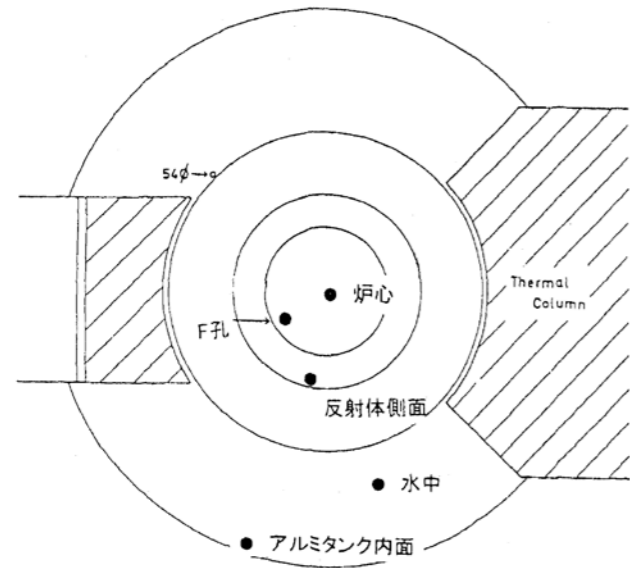


図1-1 熱中性子束測定位置

図4-1 熱中性子束測定位置

記載の適正化(図番号)

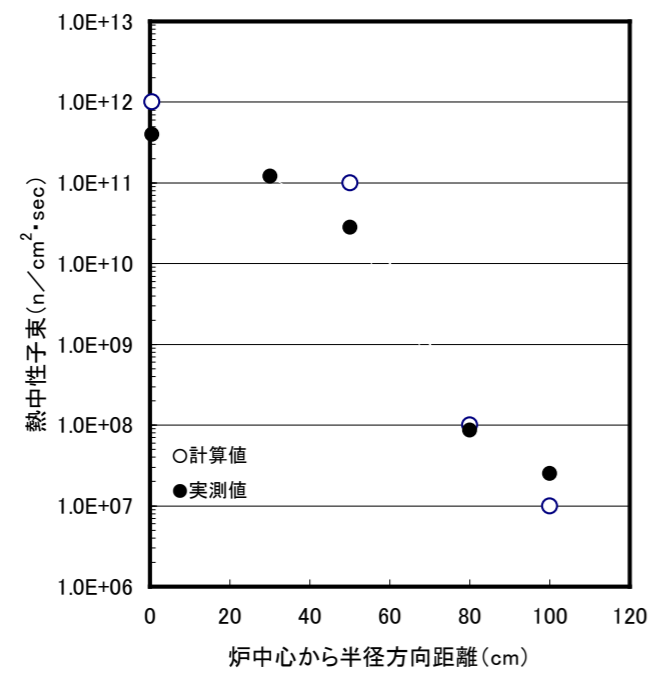


図1-2 熱中性子束の実測値と計算値の相関

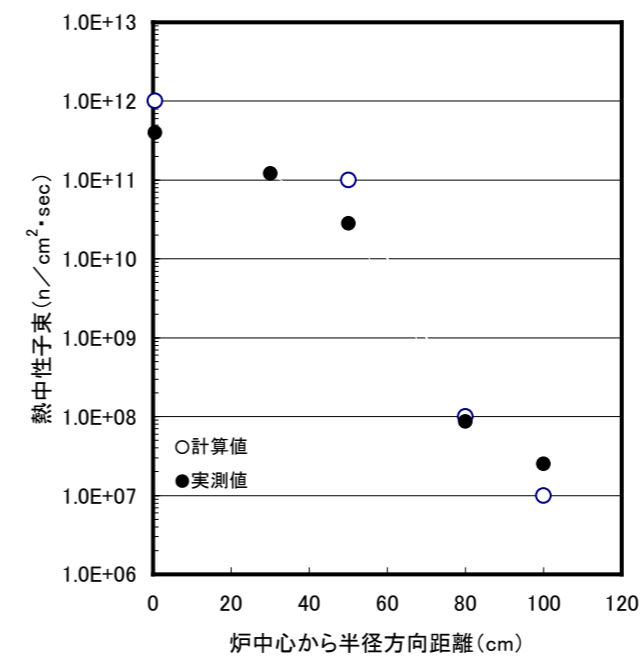


図4-2 熱中性子束の実測値と計算値の相関

記載の適正化(図番号)

表1-3 機器別の放射化放射性物質の推定放射能濃度と量

(原子炉停止後5年、主機器別)

単位	H-3	C-14	Cl-36	Ca-41	Mn-54	Fe-55	Co-60	Ni-59	Ni-63	Zn-65	Nb-94	Cs-134	Eu-152	Eu-154	全核種合計	放射能量
	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq
放射体内面	2.58E-07	—	—	—	2.98E+01	1.30E+05	1.15E+04	—	8.48E+02	1.92E+03	—	—	—	—	1.44E+05	2.49E+10
炉心グラファイト	7.87E-05	1.18E+02	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	3.07E-07	1.18E+02	6.82E+07
アルミタンク	—	—	—	—	1.62E-04	2.75E-01	2.30E-02	—	4.61E-03	4.61E-03	—	—	—	—	3.06E-01	2.28E+05
モルタル	8.04E+00	4.20E-03	6.30E-04	1.90E-02	3.00E-04	5.10E-01	1.23E-01	4.40E-05	2.30E-03	2.30E-03	6.90E-06	4.20E-03	2.90E-01	2.70E-02	9.63E+00	2.02E+07
鉄タンク	6.12E-02	1.20E-03	2.75E-04	1.20E-06	1.20E-02	1.31E+01	8.40E-01	3.90E-03	2.00E-01	2.00E-01	1.90E-05	4.40E-04	8.30E-03	7.70E-04	1.42E+01	3.00E+07
デンスコンクリート 炉中心から105cm	2.82E+00	1.40E-03	2.20E-04	4.60E-03	1.20E-03	1.52E+00	4.60E-02	1.60E-05	8.10E-04	8.10E-04	2.90E-06	1.90E-03	1.00E-01	9.40E-03	4.93E+00	7.88E+07
デンスコンクリート 炉中心から123cm	3.60E-02	1.80E-05	3.00E-06	5.50E-05	5.70E-06	1.90E-02	5.50E-04	2.00E-07	1.00E-05	1.00E-05	3.00E-08	1.90E-05	1.30E-03	1.10E-04	4.49E-01	7.28E+06
合計	1.10E+01	1.18E+02	1.13E-03	2.37E-02	2.98E+01	1.30E+05	1.15E+04	3.96E-03	8.48E+02	1.92E+03	2.88E-05	6.56E-03	4.00E-01	3.73E-02	1.44E+05	2.52E+10

(原子炉停止後20年、主機器別)

単位	H-3	C-14	Cl-36	Ca-41	Mn-54	Fe-55	Co-60	Ni-59	Ni-63	Zn-65	Nb-94	Cs-134	Eu-152	Eu-154	全核種合計	放射能量
	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq
放射体内面	1.11E-07	—	—	—	—	2.38E+03	1.60E+03	—	7.57E+02	3.53E-04	—	—	—	—	4.74E+03	8.20E+08
炉心グラファイト	3.38E-05	1.18E+02	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	9.74E-08	1.18E+02	6.82E+07
アルミタンク	—	—	—	—	5.80E-10	5.03E-03	3.19E-03	—	4.11E-03	7.00E-10	—	—	—	—	1.23E-02	9.20E+03
モルタル	3.34E+00	4.23E-03	6.32E-04	1.90E-02	1.10E-09	9.28E-03	1.70E-02	4.40E-05	2.00E-03	1.40E-11	6.80E-06	2.60E-05	1.22E-01	6.20E-03	4.24E+00	8.90E+06
鉄タンク	2.63E-02	1.20E-03	2.75E-04	1.20E-06	4.30E-08	2.40E-01	1.16E-01	3.90E-03	1.80E-01	1.00E-11	1.90E-05	2.70E-06	3.50E-03	2.00E-04	5.73E-01	1.21E+06
デンスコンクリート 炉中心から105cm	1.12E+00	1.40E-03	2.21E-04	4.60E-03	4.10E-09	2.80E-02	6.40E-03	1.60E-05	7.20E-04	5.20E-12	3.00E-06	1.20E-05	4.30E-02	2.50E-03	1.72E+00	2.75E+07
デンスコンクリート 炉中心から123cm	1.52E-02	1.80E-05	2.70E-06	5.70E-05	2.00E-11	3.50E-04	7.60E-05	2.00E-07	9.00E-06	9.00E-06	3.00E-08	1.20E-07	5.40E-04	2.80E-05	4.09E-01	6.04E+06
合計	4.51E+00	1.18E+02	1.13E-03	2.37E-02	1.07E-04	2.38E+03	1.60E+03	3.96E-03	7.57E+02	3.53E-04	2.88E-05	4.08E-05	1.69E-01	8.93E-03	4.86E+03	9.32E+08

表4-3 機器別の放射化放射性物質の推定放射能濃度と量 (原子炉停止後20年, 2021年)

主機器	核種ごとの放射能濃度 (Bq/g)															全核種合計 (Bq/g)	放射能量 (Bq)
	H-3	C-14	Cl-36	Cs-41	Mn-54	Fe-55	Co-60	Ni-59	Ni-63	Zn-65	Nb-94	Cs-134	Eu-152	Eu-154			
放射体内面	1.11E-07	—	—	—	—	2.38E+03	1.60E+03	—	7.57E+02	3.53E-04	—	—	—	—	4.74E+03	8.20E+08	
炉心グラファイト	3.38E-05	1.18E+02	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	9.74E-08	1.18E+02	6.82E+07	
アルミタンク	—	—	—	—	5.80E-10	5.03E-03	3.19E-03	—	4.11E-03	7.00E-10	—	—	—	—	1.23E-02	9.20E+03	
モルタル	3.34E+00	4.23E-03	6.32E-04	1.90E-02	1.10E-09	9.28E-03	1.70E-02	4.40E-05	2.00E-03	1.40E-11	6.80E-06	2.60E-05	1.22E-01	6.20E-03	4.24E+00	8.90E+06	
鉄タンク	2.63E-02	1.20E-03	2.75E-04	1.20E-06	4.30E-08	2.40E-01	1.16E-01	3.90E-03	1.80E-01	1.00E-11	1.90E-05	2.70E-06	3.50E-03	2.00E-04	5.73E-01	1.21E+06	
デンスコンクリート 炉中心から105cm*	1.12E+00	1.40E-03	2.21E-04	4.60E-03	4.10E-09	2.80E-02	6.40E-03	1.60E-05	7.20E-04	5.20E-12	3.00E-06	1.20E-05	4.30E-02	2.50E-03	1.72E+00	2.75E+07	
デンスコンクリート 炉中心から123cm**	1.52E-02	1.80E-05	2.70E-06	5.70E-05	2.00E-11	3.50E-04	7.60E-05	2.00E-07	9.00E-06	9.00E-06	3.00E-08	1.20E-07	5.40E-04	2.80E-05	4.09E-01	6.04E+06	
合計	4.51E+00	1.18E+02	1.13E-03	2.37E-02	1.07E-04	2.38E+03	1.60E+03	3.96E-03	7.57E+02	3.53E-04	2.88E-05	4.08E-05	1.69E-01	8.93E-03	4.86E+03	9.32E+08	

* 放射能濃度は炉中心から105cmの位置の値。総放射能量は炉中心からの距離105cm以内の範囲の合計。

** 放射能濃度は炉中心から123cmの位置の値。総放射能量は炉中心からの距離105cm - 123cmの範囲の合計。

記載の適正化(表番号)
 記載の適正化(既往のため
 削除)
 記載の適正化(単純合計に
 意味がないため削除)
 記載の適正化(明確化のため
 の脚注の追加)

変更前

変更後

備考

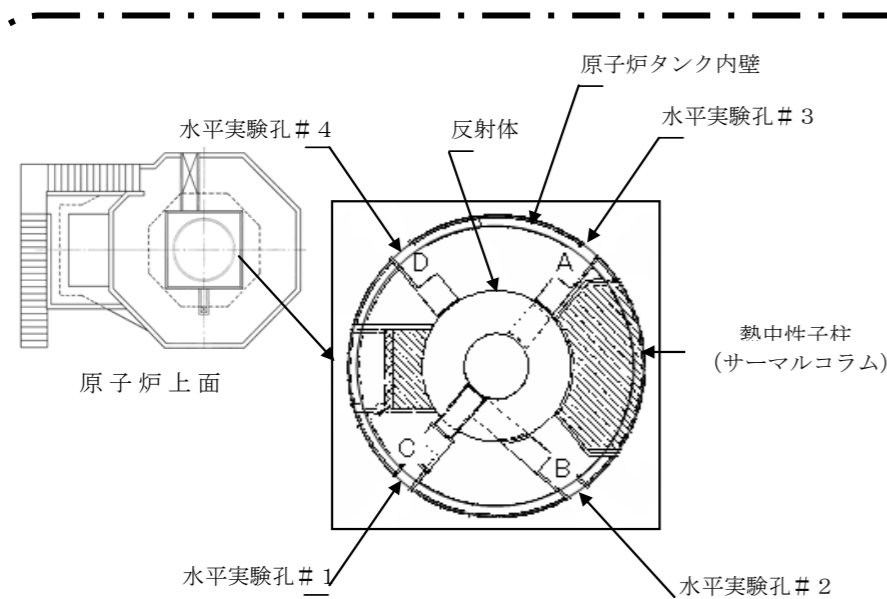
表1-4 一次冷却水中放射能濃度と原子炉タンク内壁の表面汚染密度

一次冷却水中の放射能濃度

単位: Bq/cm³

	Cs-137	Co-60
タンク水・上層	< 検出限界	1.24E-03
上から 5.35m	5.39E-06	9.06E-05
上から 6.25m	3.10E-09	8.53E-05

測定日: 平成 16 年 1 月 6 日



原子炉タンク内壁の表面汚染密度

原子タンク上縁	場所	試料計数率 (cpm)	正味計数 N (cpm)	表面汚染密度 (Bq/cm ²)
A	40cm 下	86	55	4.7E-02
B		657	626	5.4E-01
C		119	88	7.6E-02
D		64	33	2.8E-02
A	200cm 下	89	58	5.0E-02
B		186	155	1.3E-01
C		181	150	1.3E-01
D		133	102	8.8E-02

B.G:31(cpm) 換算式: $8.6 \times 10^{-4} \cdot N(\text{cpm}) \text{Bq/cm}^2$

拭き取り面積: 100cm² 以上

表4-4 一次冷却水中放射能濃度 (Bq/cm³)

位置	Cs-137	Co-60
タンク水・上層	< 検出限界	1.24E-03
上から 5.35 cm	5.39E-06	9.06E-05
上から 6.25 cm	3.10E-09	8.53E-05

測定日: 2004 年 1 月 6 日

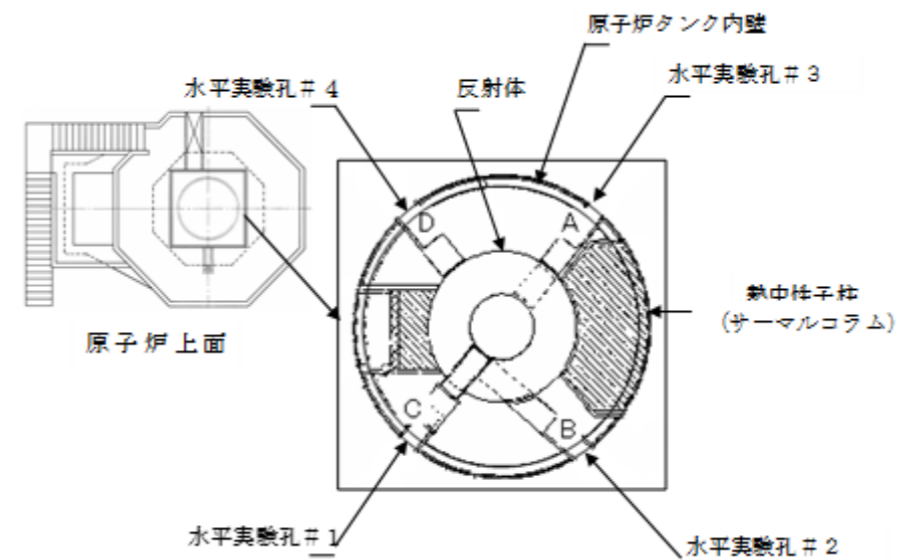
表4-5 原子炉タンク内壁の表面汚染密度

位置*	上縁からの距離 (cm)	試料計数率 (cpm)	正味計数率 N** (cpm)	表面汚染密度† (Bq/cm ²)
A	40	86	55	4.7E-2
B		657	626	5.4E-1
C		119	88	7.6E-2
D		64	33	2.8E-2
A	200	89	58	5.0E-2
B		186	155	1.3E-1
C		181	150	1.3E-1
D		133	102	8.8E-2 ²

* 下図に示すとおり。

** バックグラウンド: 31 cpm

† 換算係数: $8.6 \times 10^{-2} \text{ (Bq/cpm)}$, 面積: 100 cm² 以上を拭き取り, 100 cm² として計算



記載の適正化
表の分割による明確化

記載の適正化(表と主体とする形式への変更)、記載の適正化(注記の明確化)

変更前	変更後	備考																																				
<p style="text-align: center;">表1-5 既存の保管固体廃棄物</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">種 類</th> <th style="width: 20%;">量 (m³)</th> <th style="width: 50%;">放射能量 (Bq)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雑固体 (コリメータープラグ)</td> <td style="text-align: center;">0.47</td> <td style="text-align: center;">1.5E+03</td> </tr> <tr> <td>金属類 (アルミパイプ、回転試料棚)</td> <td style="text-align: center;">2.33</td> <td style="text-align: center;">1.3E+09</td> </tr> <tr> <td>イオン交換樹脂</td> <td style="text-align: center;">0.20</td> <td style="text-align: center;">9.6E+02</td> </tr> <tr> <td>不燃物 (実験器具等)</td> <td style="text-align: center;">0.02</td> <td style="text-align: center;">6.9E+06</td> </tr> <tr> <td>可燃物 (ウエス、ペーパー類)</td> <td style="text-align: center;">0.02</td> <td style="text-align: center;">6.0E+02</td> </tr> </tbody> </table>	種 類	量 (m ³)	放射能量 (Bq)	雑固体 (コリメータープラグ)	0.47	1.5E+03	金属類 (アルミパイプ、回転試料棚)	2.33	1.3E+09	イオン交換樹脂	0.20	9.6E+02	不燃物 (実験器具等)	0.02	6.9E+06	可燃物 (ウエス、ペーパー類)	0.02	6.0E+02	<p style="text-align: center;">表4-6 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">種 類</th> <th style="width: 20%;">量 (m³)</th> <th style="width: 50%;">放射能量(Bq)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雑固体(コリメータープラグ)</td> <td style="text-align: center;">0.47</td> <td style="text-align: center;">1.5E+03</td> </tr> <tr> <td>金属類(アルミパイプ, 回転試料棚)</td> <td style="text-align: center;">2.33</td> <td style="text-align: center;">1.3E+09</td> </tr> <tr> <td>イオン交換樹脂</td> <td style="text-align: center;">0.20</td> <td style="text-align: center;">9.6E+02</td> </tr> <tr> <td>不燃物(実験器具等)</td> <td style="text-align: center;">0.02</td> <td style="text-align: center;">6.9E+06</td> </tr> <tr> <td>可燃物(ウエス, ペーパー類)</td> <td style="text-align: center;">0.02</td> <td style="text-align: center;">6.0E+02</td> </tr> </tbody> </table>	種 類	量 (m ³)	放射能量(Bq)	雑固体(コリメータープラグ)	0.47	1.5E+03	金属類(アルミパイプ, 回転試料棚)	2.33	1.3E+09	イオン交換樹脂	0.20	9.6E+02	不燃物(実験器具等)	0.02	6.9E+06	可燃物(ウエス, ペーパー類)	0.02	6.0E+02	記載の適正化
種 類	量 (m ³)	放射能量 (Bq)																																				
雑固体 (コリメータープラグ)	0.47	1.5E+03																																				
金属類 (アルミパイプ、回転試料棚)	2.33	1.3E+09																																				
イオン交換樹脂	0.20	9.6E+02																																				
不燃物 (実験器具等)	0.02	6.9E+06																																				
可燃物 (ウエス、ペーパー類)	0.02	6.0E+02																																				
種 類	量 (m ³)	放射能量(Bq)																																				
雑固体(コリメータープラグ)	0.47	1.5E+03																																				
金属類(アルミパイプ, 回転試料棚)	2.33	1.3E+09																																				
イオン交換樹脂	0.20	9.6E+02																																				
不燃物(実験器具等)	0.02	6.9E+06																																				
可燃物(ウエス, ペーパー類)	0.02	6.0E+02																																				
<p>(添付書類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に関する説明書」の「2. 廃止措置の工程及び原子炉施設の維持期間等」の途中から)</p> <p>廃止措置期間中においてもその安全性を確保するため、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、放射線業務従事者の放射線被ばくの低減に必要な設備等、廃止措置期間中に機能を維持すべき施設・設備については、保安規定に基づき維持管理する。</p> <p><u>表1-8に原子炉施設の区分ごとの設備・機器について、その機能を維持すべき期間と撤去、解体の時期を合わせて示す。また、表1-9には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」(昭和 32年 12月 9日総理府令第 83号)第 10条に定める施設定期自主検査を行う対象となる、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」を示す。</u></p> <p><u>施設区分毎の維持管理は、以下のように実施する。</u></p> <p>(1)原子炉本体</p> <p>原子炉本体は、添付書類2の「3. (2)廃止措置期間中の放射線業務従事者被ばく線量」に示すように、放射化された炉内構造物を内包している。したがって、放射線業務従事者及び公衆の被ばく低減を図る必要から<u>生体遮へい体</u>については、定期的な線量測定、目視による健全性を確認している。今後も必要な期間、保安規定に基づき適切に維持管理を行う。</p> <p><u>平成 24/25 年度に実施した廃止措置作業において生体遮へい体に埋め込まれたものを除いて、炉内構造物を撤去し付属プールに設置した鋼製容器に収納、保管した。その結果、生体遮へい体側面の線量率は、付属プール周りを除いて自然放射線レベルに下がったが、付属プール外壁面の線量率は最大 0.89μSv/h が測定されている。</u></p> <p>(2)放射性廃棄物の廃棄施設</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設は、本文「4. 核燃料物質によって汚染された物の廃棄の方法」に示すように、炉室内に放射性物質が存在していることから、気体廃棄物の原子炉施設外への放出管理、放射線業務従事者等の被ばく管理や汚染拡大防止のため、気体廃棄物の廃棄施設を、必要な期間、保安規定に基づき適切に維持管理を行う。</p> <p>(3)放射線管理施設</p> <p>放射線管理施設は、施設管理のために管理区域内に立ち入る放射線業務従事者の被ばく管理及び原子炉施設外への放射性物質の放出管理を行う必要があるため、必要な期間、保安規定に基づき適切に維持管理を行う。</p>	<p><u>添付書類5</u></p> <p style="text-align: center;"><u>性能維持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</u></p> <p>廃止措置期間中においてもその安全性を確保するため、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、放射線業務従事者の放射線被ばくの低減に必要な設備等、廃止措置期間中に機能を維持すべき施設については、保安規定に基づき維持管理する。</p> <p><u>本文表2に示した性能維持施設の、維持期間にわたる維持管理は、以下のように実施する。</u></p> <p>(1)原子炉本体</p> <p>原子炉本体は、「添付書類2 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書」に示すように、放射化された炉内構造物を内包している。したがって、放射線業務従事者及び公衆の被ばく低減を図る必要から<u>放射線遮蔽体</u>については、定期的な線量測定、目視による健全性を確認している。今後も必要な期間、保安規定に基づき適切に維持管理を行う。</p> <p><u>2012, 2013 年度に実施した廃止措置作業において放射線遮蔽体に埋め込まれたものを除いて、炉内構造物を撤去し付属プールに設置した鋼製容器に収納、保管した。その結果、放射線遮蔽体側面の線量率は、付属プール周りを除いて自然放射線レベルに下がったが、付属プール外壁面の線量率は最大 0.89 μSv/h が測定されている。</u></p> <p>(2)放射性廃棄物の廃棄施設</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設は、本文「10. 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」に示すように、原子炉室内に放射性物質が存在していることから、気体廃棄物の原子炉施設外への放出管理、放射線業務従事者等の被ばく管理や汚染拡大防止のため、気体廃棄物の廃棄施設を、必要な期間、保安規定に基づき適切に維持管理を行う。</p> <p>(3)放射線管理施設</p> <p>放射線管理施設は、施設管理のために管理区域内に立ち入る放射線業務従事者の被ばく管理及び原子炉施設外への放射性物質の放出管理を行う必要があるため、<u>屋内用管理用設備として、線量当量率測定用サーベイメータ(γ線用)及び表面汚染密度測定用サーベイメータ(β線用)並びにハンド・フット・クロズモニタを、屋外管理用設備として、じんあいモニタを設置し、これらの設備を必要な期間、保安規定に基づき適切に維持管理</u></p>	<p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p>																																				

変更前	変更後	備考
<p>(4)原子炉格納施設</p> <p>原子炉格納施設には、本文4. <u>核燃料物質によって汚染された物の廃棄の方法の項</u>に記載したように、廃止措置に伴って発生した放射性の固体解体物及び運転中に発生した放射性固体廃棄物並びに上記(1)に示したように放射性物質を内包する原子炉設備が残存していることから、<u>原子炉施設外への放射性物質の放出管理を行う必要があるため、屋内及び屋外管理用に主要な設備を、必要な期間、保安規定に基づき適切に維持管理を行う。</u></p> <p>(5)その他の安全対策</p> <p>(a) 放射線管理</p> <p>管理区域に立入る放射線業務従事者に対し線量評価を行い、実効線量が保安規定で定めた値を超えるおそれのあるときは、業務に従事する時間を制限する。</p> <p>(b) 放出される放射性物質のモニタリング</p> <p><u>解体撤去開始までに炉室内において工事を行う必要が生じたときは、工事作業中、換気系を作動し、作業環境の放射性粉じん濃度をじんあいモニタで連続測定しながら監視をする。</u></p> <p>(c) 解体物収納ドラム缶の管理</p> <p>解体物収納ドラム缶等は、外部廃棄事業者の廃棄施設に廃棄するまでの期間について、腐食による内容物の漏えい、地震による転倒が生じないよう適切に点検を行い安全を確認する。</p> <p>(d) 施設への出入管理</p> <p>施設敷地の出入り口は、正門の1箇所のみであり、人の出入りは所員及び 24 時間勤務の警備員が監視する。また、施設敷地内を定期的に巡視し異常がないことを確認する。</p> <p>(e) 火災防護設備</p> <p>火災が発生した場合に備え、火災警報設備及び消火設備を設置している。定期的な点検を行い、設備を維持する。</p>	<p>を行う。</p> <p>(4)原子炉格納施設</p> <p>原子炉格納施設には、本文「10. <u>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</u>」に記載したように、廃止措置に伴って発生した放射性固体廃棄物及び運転中に発生した放射性固体廃棄物並びに上記(1)に示したように放射性物質を内包する原子炉設備が残存している。<u>このことから、原子炉室の閉じ込め機能と換気をした場合の負圧維持機能が必要であるため、原子炉本体及び原子炉室内の施設・設備が解体撤去されるまで、保安規定に基づき適切に維持管理を行う。</u></p> <p>(5)検査・校正</p> <p><u>各性能維持施設は、維持すべき期間中は、定期事業者検査の対象とし、また、放射線管理施設は必要な校正を行って使用する。</u></p> <p>(6)その他の安全対策</p> <p>1) 放射線管理</p> <p>管理区域に立入る放射線業務従事者に対し線量評価を行い、実効線量が保安規定で定めた値を超えるおそれのあるときは、業務に従事する時間を制限する。</p> <p>2) 放出される放射性物質のモニタリング</p> <p><u>第3段階開始までに原子炉室内において工事を行う必要が生じたときは、工事作業中、換気系を作動し、作業環境の放射性粉じん濃度をじんあいモニタで連続測定しながら監視をする。</u></p> <p>3) 解体物収納ドラム缶の管理</p> <p>解体物収納ドラム缶等は、事業所外廃棄施設に廃棄するまでの期間について、腐食による内容物の漏えい、地震による転倒が生じないよう適切に点検を行い、安全を確認する。</p> <p>4) 施設への出入管理</p> <p>施設敷地の出入り口は、正門の1箇所のみであり、人の出入りは所員及び 24 時間勤務の警備員が監視する。また、施設敷地内を定期的に巡視し異常がないことを確認する。</p> <p>5) 火災防護設備</p> <p>火災が発生した場合に備え、火災警報設備及び消火設備を設置している。定期的な点検を行い、設備を維持する。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化(明確化)</p> <p>法令改正に伴う見直し、記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>
	<p><u>添付書類6</u></p> <p><u>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</u></p> <p>1. <u>廃止措置に要する費用の見積り</u></p> <p><u>廃止措置に要する費用は、施設・設備の解体撤去費及び放射性固体廃棄物の処分費に大別される。現時点では不確定要素が多く費用の見積りは困難であるが、概算した結果は次のとおりである。</u></p> <p>(1)解体撤去費</p> <p><u>原子炉本体の放射線遮蔽コンクリート他の解体対象とする全ての設備・機器及び建屋の解体撤去に要する費用、これらの工事に要する期間を約2年として、また、解体工法の検討・工事計画の策定・工事管理・工事進捗管理等のエンジニアリング費用も含めて、概算見積額は約6億円である。</u></p> <p>(2)放射性固体廃棄物の処分費</p> <p><u>本文「10.5 廃止措置に伴う放射性固体廃棄物の推定量」に基づいて、事業所外廃棄施設に搬出するピット処分相当及びトレンチ処分相当の放射性固体廃棄物の数量を 200 Lドラム缶換算で算出した。計画されている処</u></p>	<p>法令改正に伴う追加</p>

変更前	変更後	備考
	<p>分単価(ピット処分:643 千円, トレンチ処分:172 千円)¹⁾を用いて引渡費用を見積り, これにドラム缶代と輸送費を加えると, 概ね約2億円となる。</p> <p>2. 資金の調達の方法</p> <p>学校法人立教学院にて計画的に資金の積立て(原子力研究所廃棄処理引当特定資産)を行い, この資金を充当する予定である。</p> <p>参考資料</p> <p>1) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 30 年度埋設処分業務に関する計画(年度計画), p.4.</p>	
	<p>添付書類7</p> <p style="text-align: center;">廃止措置の実施体制に関する説明書</p> <p>立教学院理事長は, 立教大学原子力研究所における廃止措置を総理する。立教大学総長は, 立教学院理事長を補佐して, 廃止措置を統理する。原子力研究所長は廃止措置を管理する。管理室長は廃止措置を実施する。原子力研究所長は、廃止措置の保安を監督する者を, 原子炉主任技術者, 核燃料取扱主任者若しくは第1種放射線取扱主任者の免状を有する者又は技術士登録簿の原子力・放射線部門に登録を受けた者であつて, 核燃料物質や放射性廃棄物の取扱い及び管理に関する専門的知識及び実務経験を有するものの中から, 任命する。</p>	法令改正に伴う追加
	<p>添付書類8</p> <p style="text-align: center;">廃止措置に係る品質マネジメントシステムに関する説明書</p> <p>廃止措置に係る品質マネジメントシステムは, 本文「12. 廃止措置に係る品質マネジメントシステム」を踏まえ, 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保安規定に定め, 保安規定及び品質マニュアル並びにそれらの下位文書により, 廃止措置に係る保安活動の計画, 実施, 評価及び改善のプロセスを明確にし, これらの効果的な運用により, 原子力安全を達成・維持・向上を図る。廃止措置に係る品質マネジメントシステムは, 保安活動の重要度に応じて確立し, 運用する。機能を維持すべき施設及びその他の設備の保守等の廃止措置に係る業務は, この品質マネジメント計画のもとで行う。</p>	法令改正に伴う追加