

東大安環 第 87 号
令和 2 年 9 月 29 日

原子力規制委員会 殿

東京都文京区本郷7丁目3番1号
国立大学法人東京大学
学長 五神 真

廃止措置計画変更承認申請書

国立大学法人東京大学の東京大学原子炉に係る廃止措置計画について、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年6月10日法律第166号）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3項の規定に基づき、下記のとおり変更承認申請をいたします。

記

- 名称及び住所並びに代表者の氏名
名 称 国立大学法人東京大学
住 所 東京都文京区本郷7丁目3番1号
代表者の氏名 学長 五神 真
- 廃止措置に係る事業所の名称及び所在地並びに対象原子炉
名 称 国立大学法人東京大学大学院工学系研究科原子力専攻
所 在 地 茨城県那珂郡東海村白方白根2の22
- 試験研究用等原子炉の名称
東京大学原子炉
- 変更に係る事項
令和元年9月25日付け原管廃発第1909255号をもって承認を受け、令和2年9月7日付け東大安環第77号をもって変更届出を行った東京大学原子炉の廃止措置計画において、別添1の新旧対照表のとおり変更する。
- 変更の理由
別添2のとおりとする。

新旧対照表

廃止措置計画変更承認申請書本文

添付書類 5 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書

添付書類 7 廃止措置の実施体制に関する説明書

添付書類 8 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

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">目次</p> <p style="text-align: right;">頁</p> <p>1. 氏名又は名称及び住所並びに代表者名…………… 1</p> <p>2. 事業所の名称及び所在地…………… 1</p> <p>3. 試験研究用等原子炉の名称…………… 1</p> <p>4. 廃止措置の対象となる原子炉施設及びその敷地…………… 1</p> <p>4.1 解体する原子炉施設…………… 1</p> <p>4.1.1 原子炉施設の概要と経緯…………… 1</p> <p>4.1.2 解体する原子炉施設の種類及び設備…………… 2</p> <p>4.2 敷地…………… 3</p> <p>5. 解体の対象となる原子炉施設及びその解体の方法…………… 2</p> <p>5.1 解体作業手順概要…………… 3</p> <p>5.2 第1段階前（再起動防止策）…………… 3</p> <p>5.3 第1段階（燃料体の国内外譲渡及び核燃料物質の使用施設の設備への管理替えと永久停止措置）… 4</p> <p>5.3.1 燃料体の処分に係る作業…………… 4</p> <p>5.3.2 永久停止措置に係る作業…………… 9</p> <p>5.4 第2段階（解体と解体廃棄物としての仕分け及び放射性廃棄物の保管管理）… 9</p> <p>5.4.1 解体内容…………… 9</p> <p>5.4.2 解体廃棄物の仕分け…………… 11</p> <p>5.5 第3段階（放射性廃棄物の廃棄と廃止措置計画の終了確認）…………… 11</p> <p>6. 核燃料物質の管理及び譲渡し…………… 11</p> <p>7. 核燃料物質による汚染の除去…………… 12</p> <p>7.1 核燃料物質による汚染の状況と除去の方法…………… 12</p> <p>7.2 撤去しない設備・機器の措置…………… 13</p> <p>8. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄…………… 13</p> <p>8.1 気体状放射性廃棄物…………… 13</p> <p>8.2 液体状放射性廃棄物…………… 14</p> <p>8.3 固体状放射性廃棄物等…………… 16</p> <p>9. 廃止措置の工程…………… 17</p>	<p style="text-align: center;">目次</p> <p style="text-align: right;">頁</p> <p>1. 氏名又は名称及び住所並びに代表者名…………… 1</p> <p>2. 事業所の名称及び所在地…………… 1</p> <p>3. 試験研究用等原子炉の名称…………… 1</p> <p>4. 廃止措置の対象となる原子炉施設及びその敷地…………… 1</p> <p>4.1 解体する原子炉施設…………… 1</p> <p>4.1.1 原子炉施設の概要と経緯…………… 1</p> <p>4.1.2 解体する原子炉施設の種類及び設備…………… 2</p> <p>4.2 敷地…………… 3</p> <p>5. 解体の対象となる原子炉施設及びその解体の方法…………… 2</p> <p>5.1 解体作業手順概要…………… 3</p> <p>5.2 第1段階前（再起動防止策）…………… 3</p> <p>5.3 第1段階（燃料体の国内外譲渡及び核燃料物質の使用施設の設備への管理替えと永久停止措置）… 4</p> <p>5.3.1 燃料体の処分に係る作業…………… 4</p> <p>5.3.2 永久停止措置に係る作業…………… 10</p> <p>5.4 第2段階（解体と解体廃棄物としての仕分け及び放射性廃棄物の保管管理）… 10</p> <p>5.4.1 解体内容…………… 10</p> <p>5.4.2 解体廃棄物の仕分け…………… 12</p> <p>5.5 第3段階（放射性廃棄物の廃棄と廃止措置計画の終了確認）…………… 13</p> <p>6. 廃止措置期間中に性能を維持すべき原子炉施設…………… 13</p> <p>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…………… 13</p> <p>8. 核燃料物質の管理及び譲渡し…………… 13</p> <p>9. 核燃料物質による汚染の除去…………… 14</p> <p>9.1 核燃料物質による汚染の状況と除去の方法…………… 14</p> <p>9.2 撤去しない設備・機器の措置…………… 15</p> <p>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…………… 15</p> <p>10.1 気体状放射性廃棄物…………… 15</p> <p>10.2 液体状放射性廃棄物…………… 16</p> <p>10.3 固体状放射性廃棄物等…………… 18</p> <p>11. 廃止措置の工程…………… 19</p> <p>12. 廃止措置に係る品質マネジメントシステム…………… 20</p> <p>12.1 目的…………… 20</p> <p>12.2 適用範囲…………… 20</p> <p>12.3 定義…………… 20</p>	<p></p> <p>法令改正に伴う追加変更</p> <p></p> <p>法令改正に伴う追加変更</p>

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	12.4 品質マネジメントシステム 20 12.4.1 品質マネジメントシステムの要求事項 20 12.4.2 品質マネジメントシステムの文書化 21 12.5 経営責任者等の責任 23 12.5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ 23 12.5.2 原子力の安全確保の重視 23 12.5.3 品質方針 23 12.5.4 計画 24 12.5.5 責任、権限及びコミュニケーション 24 12.5.6 マネジメントレビュー 26 12.6 資源の管理 27 12.6.1 資源の確保 27 12.6.2 要員の力量の確保及び教育訓練 27 12.7 業務の計画の及び実施 28 12.7.1 業務の計画 28 12.7.2 業務や原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス 28 12.7.3 設計開発 29 12.7.4 調達 31 12.7.5 業務の管理 32 12.7.6 監視測定のための設備の管理 33 12.8 評価及び改善 34 12.8.1 一般 34 12.8.2 監視及び測定 34 12.8.3 不適合の管理 36 12.8.4 データの分析及び評価 36 12.8.5 改善 37	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
<p>1. 氏名又は名称及び住所並びに代表者名 名 称 国立大学法人 東京大学 住 所 東京都文京区本郷 7 丁目 3 番 1 号</p> <p>2. 事業所の名称及び所在地 名 称 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻 所在地 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 の 22</p> <p>3. 試験研究用等原子炉の名称 東京大学原子炉（高速中性子源炉）</p> <p>4. 廃止措置の対象となる原子炉施設及びその敷地 4.1 解体する原子炉施設 4.1.1 原子炉施設の概要と経緯 東京大学原子炉（以下、「東大炉」という。）は、一般的な仕様としては、 ・炉のタイプ： 高速炉 ・定格熱出力： 2kW ・炉心燃料体： 濃縮金属ウラン、ステンレス被覆、水平円柱形（3体） ・ブランケット燃料体： 劣化金属ウラン、ステンレス被覆、中空水平円柱形他（2体） ・反射体： 鉛一式 ・冷却方式： 強制空気冷却（吸引方式） ・制御棒： 劣化金属ウラン、円柱形、水平駆動、中性子漏洩率制御方式（6体） ・即発中性子寿命： 29nsec. ・遅発中性子割合： 0.725% ・温度係数： 約$-1.28 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$ 等を有しており、その他の特徴として、 ・水系を一切使っていない乾式炉心を大気圧下で空冷しながら運転する方式 ・1炉心複数運転位置方式（認可を受けている運転位置は6ヶ所） ・燃焼度が低く、燃料交換を必要とせず、供用中に使用済燃料が生じない方式 等を有している。 現在に至るまでの東大炉の履歴概要を表1に、また、その間に行った「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、「法」という。）に基づく設置（変更）承認経緯を表2にそれぞれまとめて示す。事業所としては、当初、工学部附属原子力工学研究施設として、1967年（昭和42年）6月1日付けで国から設置が認められ、その後、2005年（平成17年）4月1日付けの学内改組により、大学院工学系研究科原子力専攻に名称を改め、現在に至っている。また、法に基づく原子炉施設の設置承認は、1968年（昭和43年）12月12日付けで得ており、その後、設備内容や性能等の変更のために、10回にわたる設置変更承認を経て、現在に至っている。 東京大学は、これまで東大炉を用いて、他大学・研究機関の研究者・学生等を含め、多くの特徴のある研究と教育を行ってきたが、東京大学における新たな原子力研究教育活動の展開を図るために、既存の研究教育設備の運用見直しを行い、その一環として、東大炉の運転の永久停止と廃止を決定し、その準備を開始することを2009年（平成21年）10月9日に外部表明した。この決定に基づき、燃料体の処分方法等、基本的に必要な諸般の調整作業を国外を含む関係者間で行った後、濃縮ウラン燃料体の処分を日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」という。）に譲渡する方針のもとで、2012年（平成24年）8月24日に初版の廃止措置計画の認可を得た。2014年（平成26年）2月21日に第2版として、ウラン切粉の回収方法について変更した後、濃縮ウラン燃料体の切断小片化に成功した。しかしながら、今後も続くこれら燃料体切断作業が、施設の高経年化対応により遅延する懸念から、濃縮ウランの使用済み燃料の処分方法について米国へ返還する方針も加えることとした。</p>	<p>1. 氏名又は名称及び住所並びに代表者名 変更なし。</p> <p>2. 事業所の名称及び所在地 変更なし。</p> <p>3. 試験研究用等原子炉の名称 変更なし。</p> <p>4. 廃止措置の対象となる原子炉施設及びその敷地 4.1 解体する原子炉施設 4.1.1 原子炉施設の概要と経緯 東京大学原子炉（以下、「東大炉」という。）は、一般的な仕様としては、 ・炉のタイプ： 高速炉 ・定格熱出力： 2kW ・炉心燃料体： 濃縮金属ウラン、ステンレス被覆、水平円柱形（3体） ・ブランケット燃料体： 劣化金属ウラン、ステンレス被覆、中空水平円柱形他（2体） ・反射体： 鉛一式 ・冷却方式： 強制空気冷却（吸引方式） ・制御棒： 劣化金属ウラン、円柱形、水平駆動、中性子漏洩率制御方式（6体） ・即発中性子寿命： 29nsec. ・遅発中性子割合： 0.725% ・温度係数： 約$-1.28 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$ 等を有しており、その他の特徴として、 ・水系を一切使っていない乾式炉心を大気圧下で空冷しながら運転する方式 ・1炉心複数運転位置方式（認可を受けている運転位置は6ヶ所） ・燃焼度が低く、燃料交換を必要とせず、供用中に使用済燃料が生じない方式 等を有している。 現在に至るまでの東大炉の履歴概要を表1に、また、その間に行った「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、「法」という。）に基づく設置（変更）承認経緯を表2にそれぞれまとめて示す。事業所としては、当初、工学部附属原子力工学研究施設として、1967年（昭和42年）6月1日付けで国から設置が認められ、その後、2005年（平成17年）4月1日付けの学内改組により、大学院工学系研究科原子力専攻に名称を改め、現在に至っている。また、法に基づく東京大学原子炉施設（以下、単に「原子炉施設」という。）の設置承認は、1968年（昭和43年）12月12日付けで得ており、その後、設備内容や性能等の変更のために、10回にわたる設置変更承認を経て、現在に至っている。 東京大学は、これまで東大炉を用いて、他大学・研究機関の研究者・学生等を含め、多くの特徴のある研究と教育を行ってきたが、東京大学における新たな原子力研究教育活動の展開を図るために、既存の研究教育設備の運用見直しを行い、その一環として、東大炉の運転の永久停止と廃止を決定し、その準備を開始することを2009年（平成21年）10月9日に外部表明した。この決定に基づき、燃料体の処分方法等、基本的に必要な諸般の調整作業を国外を含む関係者間で行った後、濃縮ウラン燃料体の処分を日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」という。）に譲渡する方針のもとで、2012年（平成24年）8月24日に初版の廃止措置計画の認可を得た。2014年（平成26年）2月21日に第2版として、ウラン切粉の回収方法について変更した後、濃縮ウラン燃料体の切断小片化に成功した。しかしながら、今後も続くこれら燃料体切断作業が、施設の高経年化対応により遅延する懸念から、濃</p>	<p>表記の適正化</p>

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
<p>4.1.2 解体する原子炉施設の分類及び設備</p> <p>原子炉施設は、法に基づき、原子炉本体、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、原子炉格納施設、その他原子炉の附属施設に分類構成され、それぞれが多く系統・設備・機器で更に分類構成される。東大炉に関する上述の設置(変更)承認書及び法に基づく原子炉施設の設計及び工事の方法承認書に基づくこれらの分類構成を表3に示す。表3には、解体（最終的に廃棄）の有無と解体に際して、</p> <p>(1) 解体して、特定の場所に保管管理し、最終的には廃棄するもの（以下「集積保管解体物」という。）</p> <p>(2) 当面は据付け状態で保管管理し、最終的には解体廃棄するもの（以下「据付保管解体物」という。）</p> <p>の区別を示し、集積保管解体物の場合は、集積して保管する場所を併せて明記している。また、解体対象設備・機器は、後述する放射性物質によって汚染されていない放射性廃棄物でない廃棄物（以下「NR 廃棄物」という。）の区別も示す。解体しないものは、核燃料物質又は放射性同位元素等の使用施設の設備として、以下に述べる継続使用又は再利用を行うことをいい、これらについても合わせて示す。</p> <p>継続使用： 原子炉施設の対象から除くが、現状で核燃料物質ないし放射性同位元素等による使用施設の設備を兼ねているものであるので、引続き使用することをいう。</p> <p>再利用： 原子炉施設の対象から除き、新たに核燃料物質ないし放射性同位元素等による使用施設の設備として、法令等に基づく必要な手続きを行って利用することをいう（自主管理扱いでの再利用も含める）。</p> <p>4.2 敷地</p> <p>原子炉施設を設置する地点は、茨城県東海村の東端にあるJAEAの原子力科学研究所敷地内である。敷地は、標高約10m、面積約346万㎡で、東は太平洋鹿島灘に面している。海岸線より約800m西方、敷地の北寄りに約14850㎡の地上権を設定し、原子炉施設が設置されている。原子力専攻の北隣に核物質管理センター、東隣に日本原子力発電（株）、南隣にJAEA 原子力科学研究所、西側には国道245号線が南北に走っている（添付書類1の図1.1参照）。</p> <p>5. 解体の対象となる原子炉施設及びその解体の方法</p> <p>5.1 解体作業手順概要</p> <p>廃止措置計画は、3段階に分けて実施し、解体に係る作業手順概要を図1に示す。各段階で行う廃止措置計画の内容については、5.2以降に具体的に述べる。</p> <p>5.2 第1段階前（再起動防止策）</p> <p>東大炉では、廃止措置計画の認可後に、炉心からの燃料取出しと譲渡を行うにあたり、先ず制御棒駆動機能を停止した。この場合、廃止措置計画の認可までの段階も含めて炉の再起動ができないことを担保するために、再起動防止策として、制御棒駆動機構に対し、以下の措置を施している。</p> <p>(1) 機械的な防止策：6本の制御棒駆動機構のうち、制御能力が最も大きい安全ブロックの駆動機構に対して、機械的なロック機構を設けた。</p> <p>(2) 電気的な防止策：6本の制御棒駆動機構の各モータへの電源供給ラインの主ブレーカー部へ施錠措置を施し、容易に電源を供給することができないようにした。</p> <p>(3) その他の防止策：炉の起動に際して、冷却系が起動できないように、冷却系電源ラインの主ブ</p>	<p>縮ウランの使用済み燃料の処分方法について米国へ返還する方針も加えることとした。2018年（平成30年）8月1日に米国とSOIを締結し、2022年（令和4年）3月までに米国由来の濃縮ウランを返還することを表明するとともに、2019年（平成元年）9月25日に第3版として廃止措置計画書の変更を行った。</p> <p>4.1.2 解体する原子炉施設の分類及び設備</p> <p>変更なし。</p> <p>4.2 敷地</p> <p>変更なし。</p> <p>5. 解体の対象となる原子炉施設及びその解体の方法</p> <p>5.1 解体作業手順概要</p> <p>変更なし。</p> <p>5.2 第1段階前（再起動防止策）</p> <p>東大炉では、廃止措置計画の認可後に、炉心からの燃料取出しと譲渡を行うにあたり、先ず制御棒駆動機能を停止した。この場合、廃止措置計画の認可までの段階も含めて炉の再起動ができないことを担保するために、再起動防止策として、制御棒駆動機構に対し、以下の措置を施している。</p> <p>(1) 機械的な防止策：6本の制御棒駆動機構のうち、制御能力が最も大きい安全ブロックの駆動機構に対して、機械的なロック機構を設けた。</p> <p>(2) 電気的な防止策：6本の制御棒駆動機構の各モータへの電源供給ラインの主ブレーカー部へ施錠措置を施し、容易に電源を供給することができないようにした。</p> <p>(3) その他の防止策：炉の起動に際して、冷却系が起動できないように、冷却系電源ラインの主ブ</p>	<p>状況の追記変更</p>

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
<p>レーカー一部へ施錠措置を施した。</p> <p>また、これらの措置に対し、確実に再起動されていないことの核的な記録確認として、起動用中性子源を炉心内へ挿入した状態にし、核計装起動系での中性子束を常時監視してきた。第1段階に入り、炉心からA燃料体を取り出ししている現状においては、もはや制御棒の如何によってさえも炉内で臨界になることはないことをモンテカルロ計算コードMCNP-4Cで確認している。このことから、次にB燃料体を炉心から取り出し、炉心にC燃料体のみが装荷されている状況になった際には、物理的に臨界にならないことが明らかであるので、この核的な常時監視は不要とする。以上を踏まえ、B燃料体を炉心から取り出すまで、核計装起動系設備を維持するものとする。</p> <p>5.3 第1段階（燃料体の国内外譲渡及び核燃料物質の使用施設の設備への管理替えと永久停止措置） 第1段階では、最終的な炉の運転停止（2011年3月11日）を機に既に継続している残存放射能の減衰のためのクーリング期間を経て、燃料体の処分と原子炉の永久停止措置を行う。この段階では、燃料体及び永久停止措置に係る制御棒設備以外の施設・系統・設備等の解体は行わず、廃止措置の進捗に合わせて設備・機器等の性能を維持する範囲を定める。ただし、核計装用検出器のうち、起動系用核分裂計数管は、濃縮金属ウラン燃料体を炉心集合体から取り出した後で、核燃料物質の使用施設の設備として、貯蔵庫に戻す。安全管理上、特に、燃料体の払出し及び管理替えが終了するまでは、遮へい及び核物質防護のための設備の性能については、これまでと同様に維持する。 第1段階に入り、先ず、制御棒駆動機構の駆動モータの取外しと駆動ロッドの固定措置を行って、全制御棒駆動機能の停止措置を行った。</p> <p>5.3.1 燃料体の処分に係る作業 1) 概要 2011年（平成23年）3月末をもって炉の運転を停止し、燃料体が炉心部に装荷されたまま、クーリングを行っている状態で廃止措置に移行し、燃料体の処分は、廃止措置計画の中で行う。 燃料体としては、濃縮金属ウラン燃料体(A～C各燃料体)と劣化金属ウラン燃料体(ブランケット燃料体、側部ブランケット燃料体、制御棒制御要素燃料体(6体)及びC燃料体要素の一部(2体))があり、炉心に装荷されて運転に供していたが、これ以外の使用済み燃料及び代替燃料体は一切所有していない。 東大炉の廃止措置計画では、これらの燃料体の処分に關しては、①濃縮金属ウラン燃料体については、米国エネルギー省またはJAEAへ譲渡し、②劣化金属ウラン燃料体については、核燃料物質の使用施設の設備への管理替えを行い、これらの措置を合わせて、廃止措置に必要な燃料体の譲り渡しとする。 上述した燃料体の処分に係る作業については、安全対策上の措置として、内閣府旧原子力安全委員会で定めた核燃料施設安全審査基本指針に示された事項を考慮しながら、作業を行う。</p> <p>2) 濃縮金属ウラン燃料体の処分に係る作業 濃縮金属ウラン燃料体の処分に關しての主要な事項と経緯を以下に述べる。 (1) 2012年（平成24年）の初版廃止措置計画が認可されるにあたって、東京大学とJAEAの両者で、「弥生炉廃止措置計画に伴う核燃料の処理の実施に係る覚書」を2010年（平成22年）7月13日付けで締結し、濃縮金属ウラン燃料3体をJAEAへ譲渡する予定であった。このJAEAへの譲渡にあたっては、予めの燃料体の脱被覆と小片化切断を東京大学で行うことが求められていた。 (2) この燃料体の脱被覆と小片化切断を廃止措置計画の中で行うための検討を行い、原子炉室内にワイヤ放電加工機を設置し、同装置による燃料体の水中切断(溶断)を行うこととした。 (3) 水中切断(溶断)するにあたり、後述するように、濃縮金属ウラン燃料体を水中で取扱うことについての臨界安全性評価を行い、予定される一連の小片化切断作業は、十分な未臨界度を確保した状態で行えることを確認した。また、水中加工であるので、この作業に伴う火災の発生の恐れはない。さらに、燃料体の燃焼度が低いため(燃焼度として、約15MWd/t程度)被覆等の構造材の放射化量は、線量告示にある実効線量係数を踏まえ被ばく線量評価に影響を及ぼすγ線放出核種において1E+06[Bq]オーダーと小さく、被ばく評価には影響しない上、表4に示すように、</p>	<p>レーカー一部へ施錠措置を施した。</p> <p>また、これらの措置に対し、確実に再起動されていないことの核的な記録確認として、起動用中性子源を炉心内へ挿入した状態にし、核計装起動系での中性子束を常時監視してきた。第1段階に入り、炉心から3燃料体のうちのA燃料体を取り出した段階で、もはや制御棒の如何によってさえも炉内で臨界になることはないことをモンテカルロ計算コードMCNP-4Cで確認している。このことから、次にB燃料体を炉心から取り出し、炉心にC燃料体のみが装荷されている状況になった際には、物理的に臨界にならないことが明らかであるので、この核的な常時監視を不要とした。以上を踏まえ、B燃料体を炉心から取り出すまで、核計装起動系設備を維持するものとする。</p> <p>5.3 第1段階（燃料体の国内外譲渡及び核燃料物質の使用施設の設備への管理替えと永久停止措置） 第1段階では、最終的な炉の運転停止（2011年3月11日）を機に残存放射能の減衰のためのクーリング期間を経て、燃料体の処分と原子炉の永久停止措置を行う。この段階では、燃料体及び永久停止措置に係る制御棒設備以外の施設・系統・設備等の解体は行わず、廃止措置の進捗に合わせて設備・機器等の性能を維持する範囲を定める。ただし、核計装用検出器のうち、起動系用核分裂計数管は、濃縮金属ウラン燃料体を炉心集合体から取り出した後で、核燃料物質の使用施設の設備として、貯蔵庫に戻す。安全管理上、特に、燃料体の払出し及び管理替えが終了するまでは、遮へい及び核物質防護のための設備の性能については、これまでと同様に維持する。 第1段階に入り、先ず、制御棒駆動機構の駆動モータの取外しと駆動ロッドの固定措置を行って、全制御棒駆動機能の停止措置を行う。</p> <p>5.3.1 燃料体の処分に係る作業 1) 概要 変更なし。</p> <p>2) 濃縮金属ウラン燃料体の処分に係る作業 変更なし。</p>	<p>表記の適正化</p> <p>表記の適正化</p> <p>表記の適正化</p>

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
<p>FP 蓄積量及び生成されたアクチノイド核種の量についての評価結果もわずかな量である。このうち、切断(溶断)時に放出される可能性のあるガス状 FP 量等（主に Kr-85、H-3、I-129、Kr-81）としては、最大でも 100cc 未満程度である。</p> <p>(4) 切断(溶断)の際に生じるウラン切粉は、できるだけ回収し、乾燥させた後、譲渡対象とする。このウラン切粉は、加工中及び加工後に、切粉を含む加工水を遠心分離器に導いて回収する上、遠心分離器での分離を免れた切粉を含む水は、蒸留して回収する。</p> <p>(5) この切断(溶断)作業に伴い作業環境や環境へ放出される放射性物質の濃度は、既設の排気・排水設備による希釈効果を含めて考えれば、十分に法令値等を下回る値に管理することができる。</p> <p>(6) (1)～(5)の事項の結果として、2012年度第4四半期～2014年度第1四半期にかけて、劣化ウラン燃料を試験体として用いて切断することで、切断条件等の洗い出しを行った。この知見を基に、2014年（平成26年）には、A燃料体の四分割切断及び脱被覆、更には四分割したうちのひとつである1/4燃料体の小片化切断に成功している。</p> <p>(7) 2015年（平成27年）以降、設備の高経年化が顕在化した。燃料の小片化切断作業等が、施設設備の高経年化対応に影響され、遅延することを避けるべく、また燃料の小片化切断作業等効率化を図るため、濃縮金属ウラン燃料体を米国エネルギー省に返還する方針とした。</p> <p>(8) 2018年（平成30年）8月7日に、米国エネルギー省と文部科学省との間で東大炉燃料の米国引き渡しに関する声明文が調印された。なお、燃料の米国返還にあたり、被覆材を剥ぐこと及び輸送容器に収納するに適した形状とすることから、B及びC燃料体の切断（溶断）作業は必要である。A燃料体に関しては、(6)の事項の結果、これ以上の切断作業を要しない。</p> <p>2-1) 濃縮金属ウラン燃料体の水中での取扱いに関する臨界安全性評価 ワイヤ放電加工機による燃料体の水中切断(溶断)に関し、濃縮ウラン燃料体を水中で取扱うことに対する臨界安全性評価をモンテカルロ計算コード MCNP-4C を使用して行った結果を以下に述べる。 計算モデル体系は、 ・ワイヤ放電加工機の加工槽を模擬し、1辺が 1m の立方体形状の水張り水槽とする。 ・ウラン切粉の推定量は、0.25mm の真鍮ワイヤを用い、4 分割切断した後、更に、1片が 200g 程度（5.3.1 の 2）(1)で述べた譲渡条件である）となるよう小片化切断するとした想定において、1 燃料体あたり最大約 720g 程度と見込むものとする。 具体的作業手順等は、以下の 2-2)に述べるとおりであるが、作業は、炉心から燃料体を 1 体のみ取出し、切断作業場所へ移動後、当該燃料体に関する全ての切断作業が終了するまでは、他の燃料体を炉心から取出すことはしない。ここで、全ての切断作業の終了とは、水槽中の切断ウラン片を乾燥後、仮容器へ封入して適切な場所に保管し、かつウラン切粉を含む水を回収作業場所に設置した蒸留器に移動するまでを指す。また、保障措置に伴う計量管理作業の場合には、燃料体を炉心から取り出すことがあっても、燃料の切断及び回収作業場所へは持ち込まない。 よって、以下に示す臨界安全性評価では、最大で 1 体の燃料体を加工槽内へ水没させる想定で行うため、複数ユニットの考慮は必要なく、単一ユニットとして評価した。</p> <p>(1) 濃縮ウラン燃料体を水没させることに関する評価 切断(溶断)対象である濃縮ウラン燃料体 3 体のそれぞれ独立に水没させた場合の実効増倍度は、0.75～0.83 程度であり、いずれも未臨界である。水槽内での位置や水温の影響についても評価を行った結果、この値を超える恐れはない。ちなみに現状の炉心の炉停止状態での実効増倍度は、約 0.95 である。</p> <p>(2) ウラン切粉の影響についての評価 切断作業で生じるウラン切粉の影響について、水槽内での切粉の均一分布と不均一分布を想定して評価を行った。実際にワイヤ放電加工機で燃料を切断する際は、ジェットノズルからの水流により、ウラン切粉は、水槽中心部に滞留している状況にはなく、水槽内に拡散分布し、ウラン切粉の沈降速度が勝った時点で水槽床面へ沈殿していく。</p> <p>① 水槽内での均一分布想定の場合、濃縮ウラン量が最も多い中核燃料体 A が水槽中心に存在する体系モデルでの濃縮ウラン切粉を含む水溶液としての最少臨界量（ウラン切粉の濃度）は、約</p>	<p>2-1) 濃縮金属ウラン燃料体の水中での取扱いに関する臨界安全性評価 変更なし。</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
<p>14kg/m³である。これに対し、1 体の燃料体を切断(溶断)する際に発生する切粉量は、最大で約 720g と見込まれることから、臨界に至る恐れはない。また、切断(溶断)数や切断(溶断)の切り巾の変化についても評価を行ったが、いずれも切断(溶断)前の実効増倍度を越える恐れはなく、未臨界を維持できる。</p> <p>② 不均一分布想定の場合、上述の約 720g の切粉が水槽中心の仮想的な水球内に集まると想定しての計算結果は、水球の半径約 14cm で実効増倍度として最大約 0.95 となり、現状の炉心での炉停止状態程度の未臨界になる。ちなみに切粉量を半減（約 360g）させた場合では、水球の半径約 12cm で実効増倍度として最大約 0.79 程度となる。</p> <p>③ 当初想定した切断(溶断)作業は、上述したように、燃料体ごとに、まず全体を均等に 4 分割し、内 3/4 体を水槽から取出した後に、残りの 1/4 体（1/4 円ディスク状）を小片化切断(溶断)する方式で行うとしていた。これに対して、2 倍の大きさ（半円ディスク状）の中核燃料体 A（この燃料体が濃縮ウランの塊としての量が最も多い。）が水槽中心に存在する状態で、なおかつ切粉が上述の半径約 12cm の水球内に集まる想定で行った計算結果は、実効増倍度として約 0.89 であり、未臨界である。</p> <p>④ 切粉（金属ウラン）は、比重が大きいので、最終的には、水槽の床面に沈殿する。床面への種々の沈殿形状を想定しての計算結果は、水槽中心に中核燃料体 A がある場合でも、実効増倍度として 0.76～0.93 程度であり、未臨界である。</p> <p>(3) まとめ 上記(1)及び(2)の結果から、少なくとも 1/2 体（半円ディスク）の切断(溶断)処理が終了するたびに、加工槽の水を交換し、水槽床面に沈殿した切粉を回収する方式で作業を行えば、いかなる場合も未臨界を維持できる。 A 燃料体の四分割及びその一つである 1/4 燃料体についての小片化切断（溶断）は、既に作業を終えており、1/4 体毎の切断（溶断）処理の終了において水槽の水を交換し、水槽床面に沈殿した切粉を回収している。燃料の米国返還方針により、A 燃料体はこれ以上の切断（溶断）を要しない。 B 燃料体及び C 燃料体に対しては、脱被覆できるまでの分割切断（溶断）を行い、A 燃料体のように更なる小片化切断（溶断）は要しない。このことは、臨界安全性評価で想定したウラン切粉量より、はるかに少ないウラン切粉しか実際には水槽中に存在しないことを意味する。よって、脱被覆できた分割切断（溶断）処理時毎に水槽の水を交換し、水槽床面に沈殿した切粉を含め回収する方式で作業を進めることで、臨界になることはないことは明らかである。</p> <p>(4) 中性子モニタ監視系の設置 燃料体の切断(溶断)作業に際しては、適切な中性子源と中性子検出器をワイア放電加工機の加工槽まわりに配置し、作業中の臨界安全管理上の中性子強度に異常のないことを連続モニタ監視する。</p> <p>2-2) 濃縮金属ウラン燃料体の切断(溶断)作業手順とウラン切粉の回収 燃料体の切断(溶断)及び切粉回収に関する主要な作業手順を以下の(1)～(10)に述べる。作業は、添付書類 1 の図 1.3 に示すとおり、原子炉室内ですべて行う。（原子炉室内は、空調（給排気）管理が行われ、負圧が保持されている。）</p> <p>(1) 切断(溶断)対象となる燃料体 1 体を炉心から取出す。対象外の燃料体は、炉心内に残しておく。</p> <p>(2) 炉心から取出した燃料体について、検査（計量、線量率、汚染チェック等）を行った後、切断・回収作業場所へ移し、ワイア放電加工機を使用して、脱被覆切断(溶断)を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ A 燃料体は脱被覆が済んでおり、1/4 体については小片化もしたが、残りの 3/4 体については、これ以上の小片化はしない。 ・ B 燃料体としては、脱被覆できるまで分割切断（溶断）する（最大で 12 分割切断を見込む）。 ・ C 燃料体としては、4 分割して脱被覆し、劣化金属ウランと分離する。 	<p>2-2) 濃縮金属ウラン燃料体の切断(溶断)作業手順とウラン切粉の回収 変更なし。</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
<p>なお、切断(溶断)作業に要する時間は、使用するワイヤ径に依存する。ウラン切粉の発生量を抑えるために、より細い径のワイヤを使用する場合には、切断(溶断)に要する時間は、増加する。これに関連して、切断(溶断)作業がその日で終わらず、切断途中の燃料体については、切断・回収作業場所で管理する。</p> <p>(3) 分割された燃料片は、水槽から取り出し、乾燥させる。</p> <p>(4) 乾燥した燃料片は、1片毎に計量を行って、容器へ仮り収納する。</p> <p>(5) 仮容器に蓋をし、不活性ガス(窒素)を封入し、密閉した状態とする。仮容器表面に汚染がないことを確認し、輸送専用容器に詰め替えるまで、遮蔽能力の高い高速中性子柱(実験用のコラムで添付書類1の図1.3及び図1.4を参照。以下、「ファーストコラム」という。)又は熱中性子柱(高速中性子柱とは、炉心に対して対称に位置し、同性能、同機能を有す。以下、「サーマルコラム」という。)内で仮り保管する。</p> <p>(6) 燃料体切断(溶断)毎に遠心分離器で回収できなかった水槽中のウラン切粉を含む水は、蒸留作業場所に設置した大型蒸留器に移動する。更に加工槽及び汚水槽の洗浄を行い、遠心分離器内にあるウラン切粉も回収する。大型蒸留器に移動したウラン切粉を含む水は、蒸留して減容し、一旦取り出して保管しておく。</p> <p>(7) 残りの燃料体について、(1)～(6)を行う。</p> <p>(8) (6)で減容したウラン切粉を含む水は、更なる蒸留器を用いて蒸留し、最終的には粉体化する。</p> <p>(9) 回収したウラン切粉及び粉体化に供した加熱缶は、輸送の荷姿とするまでは、切断・回収作業場所の一階下に設置されている金庫で仮り保管する。</p> <p>(10) 蒸留作業によって発生した蒸留水は、液体状放射性廃棄物として処理する(後述)。</p> <p>2-3) 切断(溶断)された濃縮金属ウラン片及び切粉の保管管理 濃縮金属ウランは、米国返還する方針のもと、最終的には海上輸送に適した専用容器に収納するため、切断燃料片を仮容器から輸送専用容器へ移し替える作業が必要となる。この移し替え作業は、これまでファーストコラムないしサーマルコラム内で保管していた仮容器を切断・回収作業場所へ運び入れて行き、米国返還のための搬出輸送を開始するまでの期間、再度前出コラム内で保管管理する。 また、粉体化した各燃料由来のウラン切粉及び粉体化に供した加熱缶については、金庫で仮り保管する。ウラン切粉は、JAEAに譲渡するが、最終的に3燃料体から生じた切粉を収納缶に収めて輸送荷姿とする。輸送荷姿とした後には、搬出輸送を開始するまでの期間においてファーストコラムもしくはサーマルコラム内で保管する。</p> <p>3) 劣化金属ウラン燃料体の処分に係る作業 劣化金属ウラン燃料体の処分に係る主要な事項を以下に述べる。</p> <p>(1) 5.3.1の1)概要に述べるとおり、劣化金属ウラン燃料体(計10体)については、使用施設の設備への管理替えを行い、同施設の燃料体として保管管理する。</p> <p>(2) 側部ブランケット燃料体とC燃料体要素の一部であるものを除き、これらの燃料体の炉心からの取出しは、濃縮燃料体の炉心からの取出しが完了しないと構造的に行えないので、上述の濃縮燃料体に係る一連の作業を通じて、炉心から同燃料体がなくなった後に開始する。</p> <p>(3) 炉心から取出した各燃料体は、専用の収納容器に収納し、使用施設の設備である核燃料貯蔵庫内へ移送し、保管管理する。但し、側部ブランケット燃料体については、上述の濃縮燃料体の切断(溶断)を開始する前の最終確認試験の際の切断(溶断)試験体として用いた後に、上述同様の専用の収納容器への収納と保管管理を行う。 また、切断(溶断)試験体としての劣化ウラン燃料においては、前述した高濃縮ウランにおけるウラン切粉の回収方法及び収納方法についての取扱いに準じるものとする。</p> <p>5.3.2 永久停止措置に係る作業 永久停止措置としては、以下の燃料体再装荷不能措置と制御棒駆動機能の停止措置を行う。燃料体</p>	<p>2-3) 切断(溶断)された濃縮金属ウラン片及び切粉の保管管理 変更なし。</p> <p>3) 劣化金属ウラン燃料体の処分に係る作業 変更なし。</p> <p>5.3.2 永久停止措置に係る作業 変更なし。</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
<p>再装荷不能措置としては、炉内装荷中の全燃料体の取出し後、それらの米国返還等（濃縮金属ウラン）と使用施設（劣化金属ウラン）への管理替えを行う。また、制御棒駆動機構の停止措置としては、全制御棒の解体撤去を行い、各制御棒の制御要素（劣化金属ウラン）の使用施設への管理替えを行う。</p> <p>5.4 第2段階（解体と解体廃棄物としての仕分け及び放射性廃棄物の保管管理） 第2段階は、第1段階の永久停止措置の完了後から、仕分けした放射性廃棄物（雑固体廃棄物を除く）の廃棄開始前までとする。なお、解体廃棄物の仕分けによりNR廃棄物と分類されたものについては、第2段階から随時搬出して、廃棄する。 この第2段階で行う施設分類別の解体内容と解体廃棄物の仕分けについて以下に述べる。</p> <p>5.4.1 解体内容 表3に示す施設分類別に以下に述べる。</p> <p>1) 原子炉本体 解体対象は、濃縮ウラン燃料体のみとし、劣化ウラン燃料体については、使用施設の設備である核燃料貯蔵庫内へ移設し、保管管理する。また、添付書類1の図1.4に原子炉本体の概略を示すが、重コンクリート生体遮蔽体等を含む燃料体以外の構造物は、解体対象とせず、使用施設の設備として、継続使用する。</p> <p>2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 取扱施設については、もともと燃料交換を要しない炉であるため、当初より、該当する施設は有していない。 貯蔵施設としては、新燃料用の貯蔵庫3体を有しているが、現状の在庫はない。この施設及び貯蔵庫2体については、解体対象とせず、併設されている使用施設の設備としての貯蔵箱の能力を拡充する方向で、再利用する。また、第1段階において集積保管解体物（保管場所は、実験準備室とする。）としていた残りの貯蔵庫1体については、解体対象とする。</p> <p>3) 原子炉冷却系統施設 原子炉本体の重コンクリート遮へい体内に埋設されている配管を除き、すべての設備を解体対象とする。表3に示すように、集積保管解体物と据付保管解体物からなる。集積保管解体物の保管場所は、原子炉室とする。（上述の埋設配管については、内部をコンクリートで埋めて、遮へい体と一体化させる。）</p> <p>4) 計測制御系統施設 中性子源駆動設備本体及び本系統施設に係る炉室～制御室間のケーブルを除くすべての設備を解体対象とする。集積保管解体物の保管場所は、管理区域内のものにあつては、原子炉室とし、その他の区域のものにあつては、原子炉制御室とする。</p> <p>5) 放射性廃棄物の廃棄施設 解体対象とせず、使用施設の設備として、継続使用する。原子炉冷却系のフィルタについては、3)に含む。</p> <p>6) 放射線管理施設 解体対象は、炉心冷却系のガス・ダストモニタ設備、燃料破損検出器設備、炉室及び補機室の速/熱中性子モニタ設備（但し、検出器～制御室間ケーブルを除く。）とする。炉心冷却系のガス・ダストモニタ設備、燃料破損検出器設備は、もはや運転しない状態にあつては性能を維持する必要がない。炉室に設置されている中性子モニタ（表1.3で、Nf-1、Nt-1と略記）は、第1段階で燃料の水中切断（溶断）作業があることを踏まえ、この期間中のみ性能維持対象とするが、第2段階以降においては中性子が発生する作業はないため、補機室設置の中性子モニタ（表1.3でNf-2、</p>	<p>5.4 第2段階（解体と解体廃棄物としての仕分け及び放射性廃棄物の保管管理） 変更なし。</p> <p>5.4.1 解体内容 表3に示す施設分類別に以下に述べる。</p> <p>1) 原子炉本体 変更なし。</p> <p>2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 変更なし。</p> <p>3) 原子炉冷却系統施設 変更なし。</p> <p>4) 計測制御系統施設 変更なし。</p> <p>5) 放射性廃棄物の廃棄施設 変更なし。</p> <p>6) 放射線管理施設 解体対象は、炉心冷却系のガス・ダストモニタ設備、燃料破損検出器設備、炉室及び補機室の速/熱中性子モニタ設備（但し、検出器～制御室間ケーブルを除く。）とする。炉心冷却系のガス・ダストモニタ設備、燃料破損検出器設備は、もはや運転しない状態にあつては性能を維持する必要がない。炉室に設置されている中性子モニタ（表1.3で、Nf-1、Nt-1と略記）は、第1段階で燃料の水中切断（溶断）作業があることを踏まえ、この期間中のみ性能維持対象とするが、第2段階以降においては中性子が発生する作業はないため、補機室設置の中性子モニタ（表1.3でNf-2、</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
<p>Nt-2 と略記）とともに解体する。集積保管解体物としての保管場所は、管理区域内のものにあつては、排気監視室とし、その他の区域のものにあつては、原子炉制御室とする。</p> <p>炉室に設置する低線量用γ線モニタ（表 1.3 で、γ-1 と略記）は、第 2 段階での廃棄物仕分け作業及び第 3 段階での低レベル放射性廃棄物の保管を計画していることから、炉室における放射線管理をすべく、廃止措置終了確認まで性能を維持するが、同室に設置する高線量用γ線モニタ（表 1.3 で、γ-4 と略記）においては、作業内容からして必要としないため、原子炉施設の設定備から外す。これら以外のγ線モニタ（表 1.3 で、γ-2、γ-3 と略記）及び実験準備室に設置の中性子モニタ（表 1.3 で、Nf-3、Nt-3 と略記）については、直接核燃料の取り扱い作業に関わらない場に設置されているモニタであることから、解体廃棄物にはしないものの、原子炉施設としての設備から外す。</p> <p>廃止措置期間中を通しての屋内外の放射線管理は、炉室用低線量γ線モニタ、スタックガス・ダストモニタ、モニタリングポストで行うため、これら設備は廃止措置終了確認をもって原子炉施設の設定備から外すこととするが、解体はしない。</p> <p>また、放射線管理施設の各設備における廃止措置の段階ごと及び全期間を通じての詳細な管理については、添付書類 5 で述べる。</p> <p>7) 原子炉格納施設 解体対象とせず、使用施設の設定備として、継続使用する。</p> <p>8) その他原子炉の附属施設 解体対象とせず、使用施設の設定備として、継続使用する。</p> <p>5.4.2 解体廃棄物の仕分け</p> <p>第 2 段階では、設備・機器の解体に着手し始めるが、その際に解体撤去物が発生する。これらの解体撤去物の中には、放射性廃棄物として放射線防護の点から特別な管理を要する物以外に、放射性物質によって汚染されていない放射性廃棄物でない廃棄物（NR 廃棄物）や汚染レベルが極めて低く、放射性物質として扱う必要のないもの（以下、「クリアランス物」という。）が含まれている。クリアランス物については、平成 17 年の原子炉等規制法の改正に伴い、クリアランス制度が設けられた。NR 廃棄物については、原子力安全委員会において、『放射性廃棄物の処理処分の最適化、合理化等に資する目的から、汚染の原因、廃棄物の発生形態等を踏まえ、汚染がないことまたは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、汚染部分が限定されていることが明らかであつて、当該汚染部分が分離されたもの、放射化の影響を評価し、有意な差がある部分が分離されたものまたは有意な差を生じさせていないと評価されるものは、NR 廃棄物とすることができる。』との基本的な考え方が示されている。</p> <p>上述の NR 廃棄物の考え方を導入することで、東大炉の廃止措置に係る設備・機器の解体撤去に伴い発生する解体対象物については、ほとんどがこの NR 廃棄物に分類できると考えられる。これに従つて、表 3 に示す解体対象設備・機器について、仕分け作業を行う。</p> <p>また、解体撤去する設備・機器に対して、上述の NR 廃棄物の考え方を有効かつ合理的に適用するため、品質保証計画指針の第 3 次文書の位置づけとなる「NR 廃棄物取扱マニュアル」を解体前までに策定する。その NR 廃棄物の判断基準は次のとおりである。</p> <p>① 施設の運転開始からの使用履歴や設置状況等の記録から判断する。（汚染している部分が明らかであり、その分離が可能であるものも含む。）</p> <p>② ①を満足した物は、放射エネルギーが検出限界未満であることを確認する。</p> <p>東大炉の廃止措置計画に係る放射性廃棄物の確定を行った後、NR 廃棄物に該当するものは、第 3 段階を待たずに、必要な手順を経て廃棄する。</p> <p>5.5 第 3 段階（放射性廃棄物の廃棄と廃止措置計画の終了確認）</p> <p>第 3 段階は、第 2 段階の終了後から、廃止措置計画の終了確認を得るまでとする。第 2 段階までに発生した解体廃棄物のうち、NR 廃棄物ないし一般産業廃棄物の廃棄を引き続き行う。解体廃棄物中の</p>	<p>Nt-2 と略記）とともに解体する。集積保管解体物としての保管場所は、管理区域内のものにあつては、排気監視室とし、その他の区域のものにあつては、原子炉制御室とする。</p> <p>炉室に設置する低線量用γ線モニタ（表 1.3 で、γ-1 と略記）は、第 2 段階での廃棄物仕分け作業及び第 3 段階での低レベル放射性廃棄物の保管を計画していることから、炉室における放射線管理をすべく、廃止措置終了確認まで性能を維持するが、同室に設置する高線量用γ線モニタ（表 1.3 で、γ-4 と略記）においては、作業内容からして必要としないため、原子炉施設の設定備から外す。これら以外のγ線モニタ（表 1.3 で、γ-2、γ-3 と略記）及び実験準備室に設置の中性子モニタ（表 1.3 で、Nf-3、Nt-3 と略記）については、直接核燃料の取り扱い作業に関わらない場に設置されているモニタであることから、解体廃棄物にはしないものの、原子炉施設としての設備から外す。</p> <p>廃止措置期間中を通しての屋内外の放射線管理は、炉室用低線量γ線モニタ、スタックガス・ダストモニタ、モニタリングポストで行うため、これら設備は廃止措置終了確認をもって原子炉施設の設定備から外すこととするが、解体はしない。</p> <p>また、放射線管理施設の各設備における廃止措置の段階ごと及び全期間を通じての詳細な管理については、図 2 及び添付書類 5 で述べる。</p> <p>7) 原子炉格納施設 変更なし。</p> <p>8) その他原子炉の附属施設 変更なし。</p> <p>5.4.2 解体廃棄物の仕分け</p> <p>第 2 段階では、設備・機器の解体に着手し始めるが、その際に解体撤去物が発生する。これらの解体撤去物の中には、放射性廃棄物として放射線防護の点から特別な管理を要する物以外に、放射性物質によって汚染されていない放射性廃棄物でない廃棄物（NR 廃棄物）や汚染レベルが極めて低く、放射性物質として扱う必要のないもの（以下、「クリアランス物」という。）が含まれている。クリアランス物については、平成 17 年の原子炉等規制法の改正に伴い、クリアランス制度が設けられた。NR 廃棄物については、原子力安全委員会において、『放射性廃棄物の処理処分の最適化、合理化等に資する目的から、汚染の原因、廃棄物の発生形態等を踏まえ、汚染がないことまたは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、汚染部分が限定されていることが明らかであつて、当該汚染部分が分離されたもの、放射化の影響を評価し、有意な差がある部分が分離されたものまたは有意な差を生じさせていないと評価されるものは、NR 廃棄物とすることができる。』との基本的な考え方が示されている。</p> <p>上述の NR 廃棄物の考え方を導入することで、東大炉の廃止措置に係る設備・機器の解体撤去に伴い発生する解体対象物については、ほとんどがこの NR 廃棄物に分類できると考えられる。これに従つて、表 3 に示す解体対象設備・機器について、仕分け作業を行う。</p> <p>また、解体撤去する設備・機器に対して、上述の NR 廃棄物の考え方を有効かつ合理的に適用するため、品質保証計画指針（品質マニュアル）の第 3 次文書の位置づけとなる「NR 廃棄物取扱マニュアル」を解体前までに策定する。その NR 廃棄物の判断基準は次のとおりである。</p> <p>① 施設の運転開始からの使用履歴や設置状況等の記録から判断する。（汚染している部分が明らかであり、その分離が可能であるものも含む。）</p> <p>② ①を満足した物は、放射エネルギーが検出限界未満であることを確認する。</p> <p>東大炉の廃止措置計画に係る放射性廃棄物の確定を行った後、NR 廃棄物に該当するものは、第 3 段階を待たずに、必要な手順を経て廃棄する。</p> <p>5.5 第 3 段階（放射性廃棄物の廃棄と廃止措置計画の終了確認） 変更なし。</p>	<p>法令改正に伴う変更</p> <p>法令改正に合わせて文書名を改訂</p>

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
<p>放射性廃棄物の廃棄は、この段階で行う。 放射性廃棄物の廃棄が完了した後に、添付書類 1 の図 1.1 及び図 1.2 に示す原子炉施設としての管理区域、保全区域及び周辺監視区域を解除し、東大炉の廃止措置計画の完了確認申請を行い、国による確認を受けた後、東大炉の廃止措置計画を完了する。</p> <p>6. 核燃料物質の管理及び譲渡し 原子炉設置変更承認申請書にある「使用済み燃料の処分の方法」に従い、核燃料物質の譲渡しの方法に関する主要な事項を以下に述べる。 (1) 5.3.1 の 1)概要に述べるとおり、燃料体として、濃縮金属ウラン燃料体（供給当事国：米国）と劣化金属ウラン燃料体（供給当事国：英国）を所有している。 (2) 濃縮金属ウラン燃料体については、脱被覆と輸送容器に適した形状とするために切断（溶断）処理を行い、容器承認を得た専用容器（最大で10本の容器で計画）で海上輸送し、米国へ返還する。この米国返還のために必要となる具体的な輸送は、防護を含む必要な対策措置を施し、B型輸送にて実施する。 また、切断（溶断）した際に発生したウラン切粉については、蒸留して回収後、専用の収納缶へ収納した状態でA型輸送し、JAEAへ譲り渡す。 (3) 劣化金属ウラン燃料体については、炉心から取出し後、専用の収納容器に収納した状態で、使用施設の設備としての貯蔵庫へ移設し、保管管理することで譲渡しとする。</p> <p>7. 核燃料物質による汚染の除去 7.1 核燃料物質による汚染の状況と除去の方法 東大炉の廃止措置計画に係る核燃料物質による汚染の状況としては、放射化と2次汚染が考えられる。以下に汚染の状況と除去の方法について述べる。 (1) 燃料体を取り出した後の炉心や原子炉本体を含む設備類については、これまで一度も燃料体の被覆破損は生じておらず、それに基づく核燃料物質やFPの漏れによる汚染は生じていない。このこ</p>	<p>6. 廃止措置期間中に性能を維持すべき原子炉施設 東大炉の廃止措置期間中における原子炉施設としての安全性を確保するために、廃止措置計画の5.2～5.5に示す各段階に応じて、その要求される機能及び性能を維持し、廃止措置期間中の東大炉を適切に維持管理する。 そこで、性能を維持すべき原子炉施設（以下、「性能維持施設」という。）として、原子炉施設の区分毎に、各設備機能を廃止措置期間中に維持する必要性の有無と求められる機能及び性能について、まとめて表5に示す。</p> <p>7. 性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能を維持すべき期間 廃止措置期間中に性能を維持すべき設備とその設備の性能を維持すべき期間を廃止措置の各段階に対応させて、図2に示す。 東大炉では、炉心に燃料体が装荷されている状態で廃止措置計画が承認され、燃料体のうち濃縮ウラン燃料体の譲渡を目的として、当該燃料体の水中切断及びその切粉の処理作業を第1段階で行う計画である。これにより、原子炉本体及び核計装設備並びに臨界管理のための速、熱中性子モニタについては、この燃料体処理が行われる第1段階まで各設備の機能及び性能を維持する。一方、第2及び第3段階では、原子炉室において、設備の解体と廃棄物の取扱い作業が主となることから、廃棄施設、放射線管理施設（環境モニタ、炉室用ガンマ線モニタ、スタックガス・ダストモニタ等）及び給排気設備等について廃止措置終了確認まで各設備の性能を維持していく。</p> <p>8. 核燃料物質の管理及び譲渡し 変更なし。</p> <p>9. 核燃料物質による汚染の除去 9.1 核燃料物質による汚染の状況と除去の方法 変更なし。</p>	<p>法令改正に伴う追加</p> <p>法令改正に伴う追加</p> <p>項番号の変更</p> <p>項番号の変更</p>

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
<p>とは、これまで定期的に行ってきた炉心内や管理区域内に関する汚染検査の結果からも明らかである。従って、これらの設備類の汚染は、2 次汚染の恐れはなく、放射化によるものが総てであるといえる。放射化が認められる炉心部近傍の設備類については、廃止措置計画の解体対象とはしておらず、核燃料物質ないし放射性同位元素等による使用施設等の設備として、継続使用又は再利用する計画である。上記以外の解体対象設備類については、ほとんどが NR 廃棄物及び一般産業廃棄物としての扱いが可能と判断している。</p> <p>(2) 一方で、2 次汚染の可能性があるのは、燃料切断(溶断)作業に供する設備・機器類である。これらについては、以下の対応を行い、除染で発生した汚染水は蒸留して処理する。</p> <p>① 燃料体の切断(溶断)と脱被覆作業の結果として生じる被覆材の切断片は、水洗により、可能な限りの除染を行った後に、専用の密封缶に収納し、核燃料物質ないし放射性同位元素等による使用施設等の設備（放射化分析用試料）として、再利用する。</p> <p>② ワイヤ放電加工機で用いるワイヤは、放電加工に使用すると、原理的にはワイヤ自身が減肉するために、2 次汚染は極めて低いと考えられるが、念のために低レベル放射性廃棄物として廃棄する。</p> <p>③ ワイヤ放電加工機本体と水槽内壁及び配管等の 2 次汚染に関しては、汚染を除去し、廃止措置の完了後も実験用の加工機材として使用する。</p> <p>④ イオン交換樹脂は、ワイヤ放電加工機で水中切断する前に、水槽内の水質調整として用い、切断中にある場合は、循環する加工水はイオン交換樹脂を通過させない。イオン交換樹脂は、念のため低レベル放射性廃棄物として廃棄する。</p> <p>⑤ 蒸留器及びびりザーバータンク等の 2 次汚染に関しては、可能な限り水洗して除去する。汚染除去後の設備は、低レベル放射性廃棄物とする。また、蒸留作業で設置した污水配管についても、解体して短く切断した後、必要に応じて除染し、廃棄物として分類する。</p> <p>⑥ 燃料切断(溶断)作業場所となるグレイティングピットの壁や床面については、切断(溶断)作業自体を水中で行うために、添付書類 3 に述べる漏洩事故を除き、通常の作業においては、2次汚染の恐れはなく、また、適切にスミヤ測定等を行うことで、2次汚染のないことを確認する。</p> <p>7.2 撤去しない設備・機器の措置 表 3 に示される解体対象としない設備・機器のうち、放射化による実質的な影響が想定される炉心部近傍の設備類についての放射能濃度評価を添付書類 4 にまとめて示す。7.1 に述べるように、これらは、すべて核燃料物質ないし放射性同位元素等による使用施設等の設備として継続使用又は再利用する。</p> <p>8. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄 東大炉の廃止措置計画期間中に発生する気体状、液体状及び固体状の各廃棄物の廃棄の方法について、以下にまとめて述べるとともに各廃棄に係る流れを 図 2 に示す。</p> <p>8.1 気体状放射性廃棄物 廃止措置計画期間中に発生する気体状放射性廃棄物の発生量は、通常の室内換気以外のものとしては、極めて限られた量（燃料体の切断時に生じるガス状 FP 量は、最大でも 100cc 未満程度）ではあるが、これらの炉室内への拡散防止のために、燃料体の切断・回収作業場所区画内にも専用の排気ルートを設置する。これら気体状放射性廃棄物は、既設の気体状放射性廃棄物処理設備（フィルタを含む排気系）により捕集・希釈された後に、スタックから環境へ放出される。放出に際しては、通常の排気監視系を常時作動させて、濃度監視を行う。 前述の表 4 にも示すとおり、燃料切断に伴って放出される主要核種は、Kr-85 であり、I-129 を除くそれ以外の核種は、半減期に対して炉の運転停止から 1 年以上も経過していることを考慮すれば、十分に減衰している。 気体状放射性廃棄物の放射能濃度を見積もる際の評価対象核種は、表 4 に基づき選定し、その放射エネルギーを Table 1 に挙げた。各核種毎の燃料 1 体分の放射エネルギーを暫定的に求め、炉室排風機を 1 日作動</p>	<p>9.2 撤去しない設備・機器の措置 表 3 に示される解体対象としない設備・機器のうち、放射化による実質的な影響が想定される炉心部近傍の設備類についての放射能濃度評価を添付書類 4 にまとめて示す。9.1 に述べるように、これらは、すべて核燃料物質ないし放射性同位元素等による使用施設等の設備として継続使用又は再利用する。</p> <p>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 東大炉の廃止措置計画期間中に発生する気体状、液体状及び固体状の各廃棄物の廃棄の方法について、以下にまとめて述べるとともに各廃棄に係る流れを 図 3 に示す。</p> <p>10.1 気体状放射性廃棄物 変更なし。</p>	<p>項番号の変更</p> <p>項番号の変更 表記の適正化</p> <p>項番号の変更</p>

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)	変 更 後	備 考																																				
<p>(但し、1日は8hとする。)させた場合の排気量 1.73E+11 [cm³/日] で除することで、1日あたりの放射能濃度を見積もった。これらは、排気口での見積もり値であり、実際には、気象、敷地条件等を加味して排気口における1日平均濃度(但し、1日は8hとする。)に換算すると、法令による周辺監視区域外の濃度限度値の300倍まで許容される。</p> <p>これらのことを踏まえ、各核種の3ヶ月平均濃度法令値及び各核種における放射能濃度を法令値で除した値とその和を合わせてTable 1に示す。</p> <p>Table 1 1日排気量から算出した放射能濃度の3ヶ月平均濃度限度比</p> <table border="1" data-bbox="154 552 1240 831"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>①3ヶ月平均濃度限度 [Bq/cm³]</th> <th>②放射エネルギー [Bq/体]</th> <th>③1日あたりの排気量 [cm³/日]</th> <th>④放射能濃度 * (②/③) [Bq/cm³]</th> <th>⑤放射能濃度の濃度限度比 (④/①)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Kr-85</td> <td>1E-01</td> <td>0.7E+09</td> <td>1.73E+11</td> <td>4.0E-03</td> <td>4.0E-02</td> </tr> <tr> <td>I-129</td> <td>1E-06</td> <td>3.0E+03</td> <td>1.73E+11</td> <td>1.8E-08</td> <td>1.8E-02</td> </tr> <tr> <td>H-3</td> <td>5E-03</td> <td>3.0E+07</td> <td>1.73E+11</td> <td>1.8E-04</td> <td>3.6E-02</td> </tr> <tr> <td>Kr-81</td> <td>1E-01</td> <td>0.4E-03</td> <td>1.73E+11</td> <td>2.3E-15</td> <td>2.3E-14</td> </tr> <tr> <td colspan="5">小計</td> <td>9.4E-02</td> </tr> </tbody> </table> <p>*: 1日あたりの排気量(炉室対象)で希釈した場合の放射能濃度</p> <p>上記Table 1により、各核種における法令値との放射能濃度比の総和は、9.4E-02であり、1を超えない。</p> <p>よって、法令に基づく周辺監視区域外の空気中の放射性物質の濃度限度を超えないように十分に管理することができる。</p> <p>8.2 液体状放射性廃棄物</p> <p>廃止措置計画期間中に発生する液体状放射性廃棄物の発生としては、通常の発生源(管理区域内手洗、清掃、洗濯等)以外としては、燃料体の切断に使用するワイヤ放電加工機の水槽からの排水並びに除染に用いた洗浄水廃液が主なものである。</p> <p>ワイヤ径 0.25mm(いくつかのワイヤ線径を用いるかは切断条件に依る。また、発生するウラン切粉量はワイヤ径に依存し、最も太いワイヤ径として0.25mmを適用する。)を用いてのB燃料体脱被覆切断(最大で12分割)で生じるウラン切粉量は128g、C燃料体脱被覆切断(4分割)でのそれは97gである。B燃料体脱被覆切断後に水槽中の水換えを行い、新たに水張りをして次のC燃料体脱被覆切断を行う。ウラン切粉を含む水は、切断中であっては繰り返し遠心分離操作する。この遠心分離法により逃れたウラン切粉を含む水は、加工機の洗浄水も含め蒸留装置へ導き(全体で約700L)、蒸留して粉体化し、切粉を可能な限り回収する。一方、気化蒸気を冷却した蒸留水については、濃度測定後に、既設の8トンタンク液体貯溜槽へ移送し、放出口から希釈放出する。</p> <p>液体状放射性物質の放射能濃度を見積もるにあたり、既に作業を終えているA燃料1/4体の小片化切断及びウラン切粉回収での実績から、蒸留前後のα核種放射能濃度の比(以下、「除染率」という。)を算出した。B燃料体の脱被覆に係るウラン切粉128gが生じた場合(C燃料体の場合については、B燃料体で発生するウラン切粉よりも少ないため、以下はB燃料体で評価する。)、表4と同じ元データから、FPガス(希ガス・ハロゲン)等主要核種を除く放射能の高い上位15核種を選定し、この除染率を適用することで蒸留後の濃度を算出した。更に液体貯溜槽での8トン希釈を考慮し、法令で定める線量告示別表第1第6欄排水濃度限度との比を求めた。</p> <p>なお、C燃料体の一部である劣化ウラン起源のPu-239や被覆材起源のMn-54及びCo-60の放射エネルギーは共に1E+06[Bq]オーダーと十分小さいため、評価対象核種には含めない。</p>	核種	①3ヶ月平均濃度限度 [Bq/cm ³]	②放射エネルギー [Bq/体]	③1日あたりの排気量 [cm ³ /日]	④放射能濃度 * (②/③) [Bq/cm ³]	⑤放射能濃度の濃度限度比 (④/①)	Kr-85	1E-01	0.7E+09	1.73E+11	4.0E-03	4.0E-02	I-129	1E-06	3.0E+03	1.73E+11	1.8E-08	1.8E-02	H-3	5E-03	3.0E+07	1.73E+11	1.8E-04	3.6E-02	Kr-81	1E-01	0.4E-03	1.73E+11	2.3E-15	2.3E-14	小計					9.4E-02	<p>10.2 液体状放射性廃棄物</p> <p>変更なし。</p>	<p>項番号の変更</p>
核種	①3ヶ月平均濃度限度 [Bq/cm ³]	②放射エネルギー [Bq/体]	③1日あたりの排気量 [cm ³ /日]	④放射能濃度 * (②/③) [Bq/cm ³]	⑤放射能濃度の濃度限度比 (④/①)																																	
Kr-85	1E-01	0.7E+09	1.73E+11	4.0E-03	4.0E-02																																	
I-129	1E-06	3.0E+03	1.73E+11	1.8E-08	1.8E-02																																	
H-3	5E-03	3.0E+07	1.73E+11	1.8E-04	3.6E-02																																	
Kr-81	1E-01	0.4E-03	1.73E+11	2.3E-15	2.3E-14																																	
小計					9.4E-02																																	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）							変 更 後	備 考
Table 2 蒸留による排水濃度								
核種	全放射能 [Bq]	ウラン切粉 128gにおける放射能濃度 [Bq/cm3]	1回蒸留後の放射能濃度* [Bq/cm3]	8トンタンク希釈での濃度 [Bq/cm3]	排水濃度限度 第6欄 [Bq/cm3]	排水濃度限度との比 [-]		
Cs-137	2.8E+10	1.81E+02	1.09E-03	9.56E-05	9E-02	1.06E-03		
Ba-137m	2.8E+10	1.81E+02	1.09E-03	9.56E-05	8E+02	1.20E-07		
Sr-90	2.7E+10	1.75E+02	1.05E-03	9.22E-05	3E-02	3.07E-03		
Y-90	2.7E+10	1.75E+02	1.05E-03	9.22E-05	3E-01	3.07E-04		
Pm-147	4.8E+09	3.11E+01	1.87E-04	1.64E-05	3E+00	5.46E-06		
Sm-151	8.4E+08	5.44E+00	3.28E-05	2.87E-06	8E+00	3.59E-07		
Eu-155	2.0E+08	1.29E+00	7.80E-06	6.83E-07	3E+00	2.28E-07		
Sb-125	1.3E+08	8.41E-01	5.07E-06	4.44E-07	8E-01	5.55E-07		
小計①：FP ガスを除く主要核種						4.45E-03		
U-234	4.8E+10	3.03E+02	1.83E-03	1.60E-04	2E-02	7.99E-03		
U-235	2.1E+09	1.36E+01	8.22E-05	7.19E-06	2E-02	3.60E-04		
Th-231	2.1E+09	1.36E+01	8.19E-05	7.17E-06	2E+00	3.59E-06		
U-236	1.9E+08	1.23E+00	7.41E-06	6.48E-07	2E-02	3.24E-05		
U-238	2.1E+07	1.32E-01	7.97E-07	6.97E-08	2E-02	3.49E-06		
Th-234	2.1E+07	1.36E-01	8.19E-07	7.17E-08	2E-01	3.59E-07		
Th-230	1.1E+07	7.12E-02	4.29E-07	3.76E-08	4E-03	9.39E-06		
小計②：アクチノイド核種						8.40E-03		
合計（①+②）						1.29E-02		
<p>*) 蒸留前後のα核種放射能濃度比として、6.03E-06を用いた。</p> <p>Table 2の結果から、排水濃度比の総和は、1.29E-02であり、1を超えない。 よって、法令に基づく周辺監視区域外の水中の濃度限度を超えないように十分に管理することができる。 なお、実作業においては、蒸留器本体の洗浄も兼ねて、必要に応じて複数回蒸留すること、及び液体貯溜槽での希釈程度を十分考慮した上で、法令で定める周辺監視区域外における線量限度を超えない量でしか貯溜槽へは移さないことにより、法令他の排水基準を遵守する。この蒸留水の濃度確認は、蒸留後に液体貯溜槽へ移す前及び希釈して外部放出する前の2回行う。</p>								
<p>8.3 固体状放射性廃棄物等 1) 放射性廃棄物でない廃棄物の考え方の導入 廃止措置計画に基づき、様々な解体撤去物が発生し、これらの解体撤去物の中には、放射性廃棄物として放射線防護の点から特別な管理を要する物以外に、放射性物質によって汚染されていない放射性廃棄物でない廃棄物（NR 廃棄物）や汚染レベルが極めて低く放射性物質として扱う必要のないもの（以下、「クリアランス物」という。）が含まれている。クリアランス物については、平成17年に原子炉等規制法の改正に伴い、クリアランス制度が設けられた。NR 廃棄物については、原子力安全委員会において、『放射性廃棄物の処理処分の最適化、合理化等に資する目的から、汚染の原因、廃棄物の発生形態等を踏まえ、汚染がないことまたは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、汚染部分が限定されていることが明らかであって、当該汚染部分が分離されたもの、放射化の影響を評価し、有意な差がある部分が分離されたものまたは有意な差を生じさせていないと評価されるものは、NR 廃棄物とすることができる。』との基本的な考え方を示している。この考え方にに基づき、当施設の設備・機器等の解体撤去物についての仕分けの際にも、上記のNR 廃棄物の考え方を導入する。</p>							<p>10.3 固体状放射性廃棄物等 1) 放射性廃棄物でない廃棄物の考え方の導入 変更なし。</p>	項番号の変更

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
<p>2) 放射性廃棄物でない廃棄物取扱マニュアルの策定と設備・機器の区分け 上述の NR 廃棄物の考え方を有効かつ合理的に適用するため、品質保証計画指針の第 3 次文書の位置づけとなる「NR 廃棄物取扱マニュアル」を設備・機器の解体撤去に着手する前までに策定する。その NR 廃棄物の判断基準は次のとおりである。 ① 施設の運転開始からの使用履歴や設置状況等の記録から判断する（汚染している部分が明らかであり、その分離が可能であるものも含む）。 ② ①を満足した物は、放射エネルギーが検出限界未満であることを確認する。</p> <p>3) 発生量 廃止措置計画に伴い発生が見込まれる固体状の廃棄物には、解体廃棄物及び作業に伴って発生する雑固体廃棄物があり、それぞれ放射性及び非放射性に分類できる。放射性の解体廃棄物では、切断ワイヤ、イオン交換樹脂等が、非放射性の解体廃棄物では、原子炉冷却系設備、計測制御系設備等が対象となる。また、作業に伴って発生する雑固体廃棄物の綿手、タイベックススーツ、ウエス等は、全て放射性廃棄物として扱い、年間発生量は、作業の進捗状況に依存するものの、200L ドラム缶換算で数本程度と見込んでいる。 廃止措置計画では、原子炉本体を含む放射化された設備類は、すべて解体対象外であり、廃棄物とはならない。従って、発生する主要な固体状廃棄物としては、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第 2 種廃棄物埋設事業に関する規則（昭和 63 年 1 月 13 日総理府令第 1 号）第 1 条の 2 第 2 項第 5 号の別表第 2 に掲げられる放射能濃度を超えないものに該当するもの（低レベル放射性廃棄物）として、燃料体の切断作業時に生じるウエス類とワイヤ放電加工機で使用したワイヤ及び加工水の水質管理のためのイオン交換樹脂の他、ウラン切粉回収に係る機器が挙げられ、約 500kg 程度が見込まれる。その他に、上述した NR（放射性廃棄物ではない廃棄物）に該当するものが約 2 トンと推定される。解体に伴い発生する NR を含む固体廃棄物の発生量内訳を表 5 にまとめて示す。</p> <p>4) 廃棄の方法等 ウエス類等の放射性の雑固体廃棄物は、可燃・不燃の区分ごとにカートンボックスに封入し、専用収納缶（ドラム缶）で一時廃棄物保管庫にて管理する。雑固体廃棄物は、作業とともに随時発生するため、廃止措置計画における段階によらず、適宜外部搬出して廃棄する。 解体廃棄物のうち、低レベル放射性廃棄物に該当するものは、燃料切断作業で発生する使用済みワイヤ及びイオン交換樹脂等、切粉回収作業で発生するリザーバタンク及び蒸留装置等であり、搬出先の受入れ基準を満たす荷姿で、原子炉室にて集積保管する。廃止措置計画の第 3 段階において、JAEA に引き渡して廃棄する。 冷却系を除く排風機フィルタは、原子炉施設以外の施設のフィルタとしても供用しており、継続使用する。 冷却系排風機フィルタを含むそれ以外の廃棄物については、NR 廃棄物取扱マニュアルに基づき、使用履歴、設置状況等の確認後、放射エネルギーに関する測定を行った上で検出限界未満であることを追加確認して、廃止措置計画の第 2 段階以降に、NR 廃棄物として廃棄する。また、放射性廃棄物と混在しないように扱う。</p> <p>9. 廃止措置の工程 東大炉の廃止措置計画の全体工程を表 6 に示す。工程的には、3 段階に分けて計画しており、国による廃止措置の終了確認をもって廃止措置を完了する。この廃止措置終了時期は、廃棄物の措置によっても変化する。</p>	<p>2) 放射性廃棄物でない廃棄物取扱マニュアルの策定と設備・機器の区分け 上述の NR 廃棄物の考え方を有効かつ合理的に適用するため、品質保証計画指針（品質マニュアル）の第 3 次文書の位置づけとなる「NR 廃棄物取扱マニュアル」を設備・機器の解体撤去に着手する前までに策定する。その NR 廃棄物の判断基準は次のとおりである。 ① 施設の運転開始からの使用履歴や設置状況等の記録から判断する（汚染している部分が明らかであり、その分離が可能であるものも含む）。 ② ①を満足した物は、放射エネルギーが検出限界未満であることを確認する。</p> <p>3) 発生量 廃止措置計画に伴い発生が見込まれる固体状の廃棄物には、解体廃棄物及び作業に伴って発生する雑固体廃棄物があり、それぞれ放射性及び非放射性に分類できる。放射性の解体廃棄物では、切断ワイヤ、イオン交換樹脂等が、非放射性の解体廃棄物では、原子炉冷却系設備、計測制御系設備等が対象となる。また、作業に伴って発生する雑固体廃棄物の綿手、タイベックススーツ、ウエス等は、全て放射性廃棄物として扱い、年間発生量は、作業の進捗状況に依存するものの、200L ドラム缶換算で数本程度と見込んでいる。 廃止措置計画では、原子炉本体を含む放射化された設備類は、すべて解体対象外であり、廃棄物とはならない。従って、発生する主要な固体状廃棄物としては、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第 2 種廃棄物埋設事業に関する規則（昭和 63 年 1 月 13 日総理府令第 1 号）第 1 条の 2 第 2 項第 5 号の別表第 2 に掲げられる放射能濃度を超えないものに該当するもの（低レベル放射性廃棄物）として、燃料体の切断作業時に生じるウエス類とワイヤ放電加工機で使用したワイヤ及び加工水の水質管理のためのイオン交換樹脂の他、ウラン切粉回収に係る機器が挙げられ、約 500kg 程度が見込まれる。その他に、上述した NR（放射性廃棄物ではない廃棄物）に該当するものが約 2 トンと推定される。解体に伴い発生する NR を含む固体廃棄物の発生量内訳を表 6 にまとめて示す。</p> <p>4) 廃棄の方法等 変更なし。</p> <p>11. 廃止措置の工程 東大炉の廃止措置計画の全体工程を図 4 に示す。工程的には、3 段階に分けて計画しており、国による廃止措置の終了確認をもって廃止措置を完了する。この廃止措置終了時期は、廃棄物の措置によっても変化する。各工程の内容については、既に 5.2～5.5 に示したとおりである。</p>	<p>法令改正に合わせて文書名を改訂</p> <p>表記の適正化</p> <p>項番号の変更 表記の適正化 追記</p>

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p>12. 廃止措置に係る品質マネジメントシステム 廃止措置においては、品質保証計画指針（品質マニュアル）に示す品質マネジメントシステムに基づき実施し、これと原子炉施設保安規定の品質管理に関する事項（以下、「品質マニュアル等」という。）に従って、保安活動の計画、実施、評価及び改善を行う。</p> <p>12.1 目的 東京大学の原子炉施設（以下、「東大原子炉施設」という。）は、「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。）に基づき、原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制を品質マネジメントシステムとして構築し、原子力の安全を確保する。</p> <p>12.2 適用範囲 品質マニュアル等は、東大原子炉施設において実施する保安活動に適用する。</p> <p>12.3 定義 品質マニュアル等における用語の定義は、次に掲げるもののほか品管規則に従う。 組織：東大原子炉施設の品質マネジメントシステムに基づき、当該原子炉施設を運営管理する各部門の総称をいう。</p> <p>12.4 品質マネジメントシステム 12.4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項 1) 保安に係る組織は、品質マニュアルに従って、保安活動に係る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、継続的に改善する。 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構築し、運用する。その際、次の事項を考慮し、品質マネジメントシステムの要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。 (1) 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 (2) 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 (3) 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うる影響 3) 保安に係る組織は、原子力施設に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。 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及びそれらの組織への適用を明確にする。また、保安活動の各プロセスについて次の事項を実施する。 (1) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。 (2) プロセスの順序及び相互の関係を明確にする。 (3) プロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために、必要な保安活動の状況を示す指標並びに判定基準及び方法を明確にする。 (4) プロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。） (5) プロセスの運用状況を監視及び測定し分析する。ただし、監視及び測定することが困難である場合は、この限りではない。 (6) プロセスについて、業務の計画どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な措置（プロセスの変更を含む。）を行う。 (7) プロセス及び組織の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。 (8) 意思決定のプロセスにおいて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適切に解決する。これには、セキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜</p>	<p>法令改正に伴う追加</p>

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p style="text-align: center;">在的な影響を特定し、解決することを含む。</p> <p>5) 保安に係る組織は、健全な安全文化を育成し、維持するための取り組みを実施する。</p> <p>6) 保安に係る組織は、業務や原子炉施設に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を明確にし、管理する。</p> <p>7) 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。</p> <p>12.4.2 品質マネジメントシステムの文書化</p> <p>1) 一般</p> <p>保安に係る組織は、品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、当該文書に規定する事項を実施する。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル等</p> <p>(3) プロセスの効果的な計画、運用及び管理が確実に実施されるようにするために、組織が必要と判断した文書</p> <p>(4) 品管規則の要求事項に基づき作成する手順書、指示書、図面等（以下、「手順書等」という。）</p> <p>2) 品質マニュアル</p> <p>保安に係る組織は、次に掲げる事項を品質マニュアルに定める。</p> <p>(1) 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</p> <p>(2) 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項</p> <p>(3) 品質マネジメントシステムの適用範囲</p> <p>(4) 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</p> <p>(5) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p> <p>3) 文書の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、適切な品質マネジメント文書が利用できるよう、次に掲げる管理の方法を定めた手順書等を作成する。これには、文書改訂時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。</p> <p>① 品質マネジメント文書の発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認すること。</p> <p>② 品質マネジメント文書は、定期的に改訂の必要性についてレビューする。また、改訂にあたっては、文書作成時と同様の手続きで承認すること。</p> <p>③ 品質マネジメント文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参画させること。</p> <p>④ 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>⑤ 該当する品質マネジメント文書の最新の改訂版又は適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にすること。</p> <p>⑥ 品質マネジメント文書は、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>⑦ 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、その配布を管理すること。</p> <p>⑧ 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。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理すること。</p> <p>4) 記録の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品管規則に規定する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し、保安活動の重要度に応じて管理する。また、記録は、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する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、記録の識別、保存、保護、検索、保管及び廃棄に関する管理の方法を定めた手順書等を作成する。</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p>12.5 経営責任者等の責任</p> <p>12.5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ 学長及び学長より権限を委譲された者（以下、「学長等」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構築、実施並びにその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 品質方針を設定する。 (2) 品質目標が設定されていることを確実にする。 (3) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取り組みに参画できる環境を整える。 (4) マネジメントレビューを実施する。 (5) 資源が利用できることを確実にする。 (6) 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組織内に周知する。 (7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を持つことを要員に認識させる。 (8) 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責任を考慮して確実に行われるようにする。 <p>12.5.2 原子力の安全確保の重視 学長等は、原子力の安全確保を最優先に位置づけ、組織の意思決定の際には、業務や原子炉施設に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにする。</p> <p>12.5.3 品質方針 学長等は、次に掲げる事項を満たす品質方針を設定する。これには、安全文化を育成し、維持することに関するものを含む。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 組織の目的及び状況に対して適切なものであること。 (2) 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学長等が責任を持って関与すること。 (3) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みとなるものであること。 (4) 要員に周知され、理解されること。 (5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に学長等が責任を持って関与すること。 <p>12.5.4 計画</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 品質目標 <ol style="list-style-type: none"> (1) 学長等は、保安に係る組織において、毎年度、品質目標（業務や原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要な目標を含む。）が設定されていることを確実にする。 (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合性がとれているものとする。 2) 品質マネジメントシステムの計画 <ol style="list-style-type: none"> (1) 学長等は、12.4.1に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画を策定する。 (2) 学長等は、プロセス、組織改正等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、品質マネジメントシステムを管理する責任者（以下、「品質保証責任者」という。）を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、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。 <ol style="list-style-type: none"> ① 品質マネジメントシステムの変更の目的及びそれによって起こり得る結果 ② 品質マネジメントシステムの有効性の維持 ③ 資源の利用可能性 ④ 責任及び権限の割当て 	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p>12.5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>1) 責任及び権限 学長等は、保安に係る組織の責任及び権限を明確にする。また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書を定めさせ、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>2) 管理者 (1) 学長等は、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。 ① 業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善すること。 ② 業務に従事する要員の、業務や原子炉施設に対する要求事項についての認識を高めること。 ③ 成果を含む実施状況に関する評価を行うこと。 ④ 健全な安全文化を育成し、維持する取組みを促進すること。 ⑤ 関係法令を遵守すること。 (2) 管理者は、前項(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。 ① 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。 ② 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みを積極的に行えるようにすること。 ③ 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。 ④ 要員に常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を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。 ⑤ 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。 (3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上、管理監督する業務に関する自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。</p> <p>3) 品質保証責任者 学長等は、品質保証責任者を任命し、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。 ① 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及びその有効性が維持されているようにすること。 ② 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について、学長等に報告すること。 ③ 組織全体にわたって、安全文化を育成し維持することにより、原子力の安全を確保するための認識が向上するようにすること。 ④ 関係法令を遵守すること。</p> <p>4) 組織の内部の情報の伝達 学長等は、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、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>12.5.6 マネジメントレビュー</p> <p>1) 一般 (1) 学長等は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、「マネジメントレビュー用チェックリスト」を用いながら、年1回以</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p>上、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。）を実施する。</p> <p>(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>2) マネジメントレビューに用いる情報 品質保証責任者は、マネジメントレビューに用いる情報として、次の事項を含め報告する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 内部監査の結果 ② 組織の外部の者からの意見 ③ 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況 ④ 使用前事業者検査及び定期事業者検査（以下、「使用前検査等」という。）並びに自主検査等の結果 ⑤ 品質目標の達成状況 ⑥ 安全文化を育成し、維持するための取組みの実施状況 ⑦ 関係法令の遵守状況 ⑧ 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況 ⑨ 前回までのマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置及び処置状況のフォローアップ ⑩ 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更 ⑪ 改善のための提案 ⑫ 資源の妥当性 ⑬ 保安活動の改善のために講じた処置の有効性 <p>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) 学長等は、マネジメントレビューの結果を受けて、次の事項に関する決定及び処置を含め、保安に係る組織に必要な改善を指示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 品質マネジメントシステム及びプロセスの有効性の改善 ② 業務に関する計画及び実施に関連する保安活動の改善 ③ 品質マネジメントシステムの有効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源 ④ 健全な安全文化の育成及び維持の改善 ⑤ 関係法令の遵守に関する改善 <p>(2) 品質管理責任者は、マネジメントレビューの結果の記録を「マネジメントレビュー実施記録」として作成し、これを管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、前出(1)で改善の指示を受けた事項について、必要な措置を行う。</p> <p>12.6 資源の管理</p> <p>12.6.1 資源の確保</p> <p>学長等は、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し、これを確保し、及び管理する。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 要員（要員の力量） (2) 個別の業務に必要な施設、設備及びサービスの体系 (3) 作業環境 (4) その他必要な資源 <p>12.6.2 要員の力量の確保及び教育訓練</p> <p>1) 保安に係る組織の要員には、個別業務に必要な教育訓練、技能及び経験を判断の根拠として、それらを適用する能力（以下、「力量」という。）が実証された者を充てる。また、外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。</p> <p>2) 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。</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p>(1) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確に定めること。 (2) 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。 (3) 教育・訓練その他の措置の有効性を評価すること。 (4) 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。 ① 品質目標の達成に向けた自らの貢献 ② 品質マネジメントシステムの有効性を維持するための自らの貢献 ③ 原子力の安全の対する当該個別業務の重要性 (5) 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、管理すること。</p> <p>12.7 業務計画の策定及び実施 12.7.1 個別業務に必要なプロセスの計画 (1) 保安に係る組織は、業務や原子炉施設に対する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。 (2) 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。 (3) 保安に係る組織は、個別業務に関する計画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。 ① 業務計画の策定又は変更の目的及びそれにより起こり得る結果 ② 業務や原子炉施設に対する品質目標及び要求事項 ③ 業務や原子炉施設に特有のプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性 ④ 業務や原子炉施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、使用前事業者検査等、並びにこれらの合否判定基準 ⑤ 業務や原子炉施設のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録 (4) 策定した個別業務計画は、個別業務の運営方法に適した形式でわかり易いものとする。</p> <p>12.7.2 業務や原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス 1) 業務や原子炉施設に対する要求事項の明確化 保安に係る組織は、次の事項を「7.1 業務の計画」において明確にする。 ① 業務や原子炉施設に関連する法令・規制要求事項 ② 明示されていないが、業務や原子炉施設に必要な要求事項 ③ 組織が必要と判断する追加要求事項（安全基準等）</p> <p>2) 業務や原子炉施設に対する要求事項のレビュー (1) 保安に係る組織は、業務や原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。 (2) レビューでは、次の事項について確認する。 ① 業務や原子炉施設に対する要求事項が定められていること。 ② 業務や原子炉施設に対する要求事項が、以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されていること。 ③ 保安に係る組織が、定められた要求事項を満たす能力を有していること。 (3) 保安に係る組織は、このレビューの結果の記録及びそのレビューを受けて取られた措置の記録を作成し、保管する。 (4) 保安に係る組織は、業務や原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改訂する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p>3) 組織の外部の者とのコミュニケーション 保安に係る組織は、原子力の安全に関して組織の外部の者と適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。</p> <p>12.7.3 設計開発</p> <p>1) 設計開発の計画</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の設計開発の計画を策定し、管理する。この設計開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関するものを含む。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計開発の計画において、次の事項を明確にする。</p> <p>① 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度</p> <p>② 設計開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</p> <p>③ 設計開発に係る部門及び要員の責任及び権限</p> <p>④ 設計開発に必要な組織の内部及び外部の資源</p> <p>(3) 保安に係る組織は、効果的なコミュニケーション並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるために、設計開発に関与する関係者間の連絡を管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、設計開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。</p> <p>2) 設計開発に用いる情報</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務や原子炉施設の要求事項に関連した設計開発に用いる情報を明確にし、記録を作成し、管理する。設計開発に用いる情報には次の事項を含める。</p> <p>① 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>② 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>③ 適用される法令・規制要求事項</p> <p>④ 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、その妥当性をレビューし、承認する。</p> <p>3) 設計開発の結果に係る情報</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計開発の結果に係る情報（機器等の仕様等）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。また、次の段階に進める前に承認する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計開発の結果に係る情報（機器等の仕様等）を、次の事項に適合するものとする。</p> <p>① 設計開発に用いる情報で与えられた要求事項に適合すること。</p> <p>② 調達、機器等の使用及び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>③ 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むものであること。</p> <p>④ 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な原子炉施設の特性が明確であること。</p> <p>4) 設計開発のレビュー</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、次の事項を目的として、計画されたとおりに体系的なレビューを行う。</p> <p>① 設計開発の結果が、要求事項を満たせるかを評価すること。</p> <p>② 設計開発に問題がある場合においては、当該問題を明確にし、必要な措置を提案すること。</p> <p>(2) 設計開発のレビューへの参加には、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含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計開発のレビューの結果の記録及び必要な措置があればその記録を作成し、管理する。</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p>5) 設計開発の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計開発の結果が要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに検証を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計開発の検証の結果の記録、及び必要な措置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>(3) 設計開発の検証には、原設計者以外の者又は部門が実施する。</p> <p>6) 設計開発の妥当性確認</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計開発の結果の要求事項への適合性を確認するために、計画した方法に従って、設計開発の妥当性確認を実施する。</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、設計開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な措置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7) 設計開発の変更の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計開発の変更を行った場合は、変更内容を識別するとともに、その変更記録を作成し、管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計開発の変更に対し、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計開発の変更のレビューにおいて、その変更が当該原子炉施設を構成する材料又は部品、及び関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価を行う。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な措置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>12.7.4 調達</p> <p>1) 調達プロセス</p> <p>(1) 保安に係る保安に係る組織は、調達する物品又は役務（以下、「調達物品等」という。）が、規定された調達要求事項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から必要な情報を入手しその一般産業用工業品が調達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、供給者が調達要求事項に従って、調達物品等を供給する能力を判断の根拠として、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選定、評価及び再評価の基準を定める。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、供給者の評価の結果の記録及び評価によって必要とされた措置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、適切な調達の実施に必要な事項（調達物品等の調達後における維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子力設置者と共有する場合に必要な措置に関する方法を含む。）を定める。</p> <p>2) 調達要求事項</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達物品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の該当事項を含める。</p> <p>① 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>② 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項</p> <p>③ 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>④ 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>⑤ 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、維持するための活動に関する要求事項</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p>⑥ 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>⑦ 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、前項に加え、調達要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査又はその他の活動を行う際、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、供給者に対し調達物品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当性であることを確実にする。</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>3) 調達物品等の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達物品等が規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて検証を実施する。</p> <p>(2) 組織は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達物品等の出荷の可否決定の方法を調達要求事項の中で明確にする。</p> <p>12.7.5 業務の管理</p> <p>1) 個別業務の管理</p> <p>保安に係る組織は、個別業務の計画に従って、業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。</p> <p>① 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。</p> <p>② 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。</p> <p>③ 適切な設備を使用していること。</p> <p>④ 監視及び測定設備が利用できる体制にあり、かつ使用していること。</p> <p>⑤ 監視及び測定が実施されていること。</p> <p>⑥ 次工程への引き渡しが規定どおりに実施されていること。</p> <p>2) 個別業務に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 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そのプロセスの結果を検証することができない場合においては、妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p>(3) 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、管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を明確にする。</p> <p>① プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>② 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</p> <p>③ 妥当性確認の方法</p> <p>3) 識別管理及びトレーサビリティの確保</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務の計画及び実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段で業務や原子炉施設の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、トレーサビリティの確保が要求事項となっている場合には、業務や原子炉施設について固有の識別をし、その記録を管理する。</p> <p>4) 組織外の所有物</p> <p>保安に係る組織は、組織外の所有物のうち、原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについ</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p>て、当該機器等に対する識別や保護など取扱いに注意を払い、必要に応じて記録を作成し、管理する。</p> <p>5) 調達物品の保存 保安に係る組織は、調達物品の検収後、その物品が使用されるまでの間、調達物品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取換品、予備品にも適用する。</p> <p>6) 監視測定のための設備の管理 (1) 保安に係る組織は、業務や原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を明確にする。また、そのために必要な監視及び測定機器を明確にする。 (2) 保安に係る組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。 (3) 保安に係る組織は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。 ① 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証されていること。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた標準を記録し、管理する。 ② 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。 ③ 所要の調整がなされていること。 ④ 測定した結果が無効になるような操作ができないこと。 ⑤ 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。 (4) 保安に係る組織は、測定設備に係る要求事項への不適合が判明した場合には、その測定設備でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。また、その機器及び影響を受けた業務や原子炉施設に対して、適切な措置を行う。 (5) 保安に係る組織は、監視及び測定設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する。 (6) 保安に係る組織は、監視測定においてコンピューターソフトウェアを使用するときは、初回の使用前に当該ソフトウェアが意図したとおりに監視測定に適用されていることを確認する。</p> <p>12.8 評価及び改善 12.8.1 一般 (1) 保安に係る組織は、必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「12.8.2 監視及び測定」から「12.8.5 改善」に従って計画し、実施する。 (2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。</p> <p>12.8.2 監視及び測定 1) 組織の外部者の意見 (1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの効果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力の安全確保に対する組織の外部者の意見を把握する。 (2) 保安に係る組織は、前項で得られた情報を分析し、マネジメントレビュー等による改善提案に反映する。</p> <p>2) 内部監査 (1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムについて、次の事項が満たされているか否かを明確にするために、内部監査を年1回以上実施する。 ① 品質マネジメントシステムが、個別の保安活動に適合しているか、及び品質マニュアル</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p>の要求事項に適合しているか。</p> <p>② 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。</p> <p>(2) 内部監査は、弥生施設の保安規定に定める品質保証監査委員会で行う。</p> <p>(3) 品質保証責任者は、内部監査の都度、あらかじめ「内部監査実施計画書」を作成する。「内部監査実施計画書」には、定期監査、臨時監査、及びフォローアップ監査の区別と監査の基準、範囲、方法及び内部監査員を含む品質保証監査委員会の委員名を含める。内部監査の対象は、各部門の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して選定する。</p> <p>(4) 客観性及び公平性を確保するために、自らの所掌範囲についての監査は行わない。</p> <p>(5) 品質保証監査委員会は、「内部監査実施計画書」に基づき内部監査を実施し、「内部監査実施報告書」を作成し、品質保証責任者に報告する。</p> <p>(6) 品質保証責任者は、「内部監査実施報告書」の内容を確認し、内部監査の対象として選定された部門に内部監査結果を通知する。指摘内容がある場合には、その処置の実施を対象部門に指示する。また、マネジメントレビューに係る指摘内容については、学長らに報告する。</p> <p>(7) 品質保証責任者から指摘内容の処置の実施について指示を受けた部門は、遅延なく対応処置を行い、「内部監査報告書」に記録し、報告する。</p> <p>(8) 品質保証責任者は、「内部監査実施報告書」に記録された対応処置の妥当性を確認し、必要な場合には、フォローアップ監査を実施し、取られた処置の検証及び検証結果の報告を含め記録する。</p> <p>3) プロセスの監視測定</p> <p>(1) 保安に係る組織は、プロセスごとに見合った方法での監視及び測定を行う。</p> <p>(2) プロセスの監視測定の実施にあたっては、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、プロセスの監視及び測定の方法により、プロセスが計画どおりの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、プロセス監視及び測定の状態について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な措置を行う。</p> <p>(5) 計画どおりの結果を得ることができない場合又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に修正及び是正措置を行う。</p> <p>4) 機器等の検査等</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務計画に従って、適切な段階で、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、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を正式に承認した人が特定できるよう記録を作成し、管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、使用前事業者検査等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者が、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、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう、検査する者の独立性を確保する。また、自主検査等の独立性についても同様とする。</p> <p>12.8.3 不適合の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務や原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置され、運用されることを防ぐために、それらを識別し、管理を行う。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、所掌する範囲における不適合の管理手順に関し、計画、実施、報告及び是正処置への展開の検討を行う。</p>	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p>(3) 保安に係る組織は、不適合の内容の確認、原因の特定を行い、不適合を次の方法のいずれかによって処理する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 発見された不適合を除去するための措置を行うこと。 ② 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権限を持つ者が承認を行うこと。 ③ 機器等の本来の意図された使用又は適用ができないような措置を取ること。 ④ 機器等の使用又は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取ること。 <p>(4) 保安に係る組織は、不適合処置の計画及び実施結果を「不適合処置報告書」に記録し、品質保証責任者に報告する。要求事項への適合性の検証等、措置の効果についても記録する。</p> <p>(5) 品質保証責任者は、不適合処置の妥当性を確認し、必要な場合には再度の不適合処置の実施を指示する。</p> <p>12.8.4 データの分析及び評価</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの適切性や有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の必要性を評価するために、適切なデータを明確にし、収集し、分析する。 (2) 前項のデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。 <ul style="list-style-type: none"> ① 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 ② 業務や原子炉施設に対する要求事項への適合性 ③ 機器等及びプロセスの特性及び傾向 ④ 調達物品等の供給者の能力 <p>12.8.5 改善</p> <ul style="list-style-type: none"> 1) 継続的な改善 <p>保安に係る組織は、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、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行う。</p> 2) 是正処置等 <ul style="list-style-type: none"> (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、速やかに適切な是正処置を行う。 (2) 保安に係る組織は、不適合の内容及び原因を明確にし、不適合に対して必要な是正処置を行う。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は、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。 (3) 是正処置の立案に際しては、是正処置の必要性、有効性の観点及び発見された不適合の持つ影響に見合っているかとの観点から、是正処置の評価を行う。 (4) 是正処置の実施にあたっては、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も考慮する。 (5) 保安に係る組織は、是正処置の有効性を評価し、実施結果とともに「是正処置・未然防止処置報告書」に記録し、品質保証責任者に報告する。 (6) 保安に係る組織は、実施した是正処置の効果の確認（レビュー）を適切な時期に行い、「是正処置・未然防止処置報告書」に記録し、品質保証責任者に報告する。 (7) 品質保証責任者は、是正処置（レビューを含む。）の内容を確認し、必要な場合には再度の是正処置（レビューを含む。）の実施を指示する。 (8) 保安に係る組織は、必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。 3) 未然防止処置 <ul style="list-style-type: none"> (1) 保安に係る組織は、保安活動の実施及び他の施設から得られた知見を収集し、自らの組織 	

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考
	<p>で起こり得る不適合の重要性に応じて、適切な未然防止処置をとる。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、起こり得る不適合の内容及び原因について調査し、未然防止処置の必要性について、有効性の観点並びに起こり得る問題の影響の大きさから評価し、必要な未然防止処置を立案し、実施する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、未然防止処置の実効性を評価し、実施結果とともに「是正処置・未然防止処置報告書」に記録し、品質保証責任者に報告する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、実施した未然防止処置の評価の確認を適切な時期に行い、是正処置・未然防止処置報告書」に記録し、品質保証責任者に報告する。</p> <p>(5) 品質保証責任者は、未然防止処置（レビューを含む。）の内容を確認し、必要な場合には、再度の未然防止処置（レビューを含む。）の実施を指示する。</p>	

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)	変 更 後	備 考																																																										
<p style="text-align: center;">表 1 東京大学原子炉「弥生」の履歴概要</p> <p>1. 年表</p> <table border="1" data-bbox="210 432 1261 1398"> <tr><td>1967年 6月 1日 (昭和42年)</td><td>文部省令第11号により、原子力工学研究施設(東海村)の設置認可を得る。</td></tr> <tr><td>1968年 12月 12日 (昭和43年)</td><td>原子炉の設置承認を得る。</td></tr> <tr><td>1970年 11月 25日 (昭和45年)</td><td>原子炉棟、研究棟竣工</td></tr> <tr><td>1971年 4月 10日 (昭和46年)</td><td>初臨界達成(学内公募により、「弥生」と命名)</td></tr> <tr><td>1972年 3月 3日 (昭和47年)</td><td>定格熱出力(2kW)達成</td></tr> <tr><td>1972年 8月 1日 (昭和47年)</td><td>正式供用運転開始</td></tr> <tr><td>1974年 1月 25日 (昭和49年)</td><td>200kW 運転成功(非定常運転)</td></tr> <tr><td>1976年 8月 25日 (昭和51年)</td><td>1GW 運転成功(反応度パルス運転)</td></tr> <tr><td>1984年 6月 13日 (昭和59年)</td><td>供用中の炉心燃料体被覆の改造補強(自前)に成功</td></tr> <tr><td>1993年 4月 1日 (平成5年)</td><td>高速中性子科学研究設備(7システム)の導入設置</td></tr> <tr><td>2004年 4月 1日 (平成16年)</td><td>国立大学法人に移行</td></tr> <tr><td>2005年 4月 1日 (平成17年)</td><td>原子力工学研究施設から原子力専攻(専門職大学院)へ改組</td></tr> <tr><td>2009年 10月 9日 (平成21年)</td><td>東京大学として、「弥生」の永久停止(2011年3月末)をプレスリリース</td></tr> <tr><td>2011年 3月 11日 (平成23年)</td><td>地震(東日本大震災)によるスクラムトリップ(計画外停止)発生。この日をもって、永久停止とした。</td></tr> </table> <p>2. 総運転時間(2011年3月末): 17,380時間</p> <p>3. 総積算熱出力(同上): 10,125kWh/炉心</p> <p>4. 東京大学炉 廃止措置実施方針 http://www.tokai.t.u-tokyo.ac.jp/index.html</p>	1967年 6月 1日 (昭和42年)	文部省令第11号により、原子力工学研究施設(東海村)の設置認可を得る。	1968年 12月 12日 (昭和43年)	原子炉の設置承認を得る。	1970年 11月 25日 (昭和45年)	原子炉棟、研究棟竣工	1971年 4月 10日 (昭和46年)	初臨界達成(学内公募により、「弥生」と命名)	1972年 3月 3日 (昭和47年)	定格熱出力(2kW)達成	1972年 8月 1日 (昭和47年)	正式供用運転開始	1974年 1月 25日 (昭和49年)	200kW 運転成功(非定常運転)	1976年 8月 25日 (昭和51年)	1GW 運転成功(反応度パルス運転)	1984年 6月 13日 (昭和59年)	供用中の炉心燃料体被覆の改造補強(自前)に成功	1993年 4月 1日 (平成5年)	高速中性子科学研究設備(7システム)の導入設置	2004年 4月 1日 (平成16年)	国立大学法人に移行	2005年 4月 1日 (平成17年)	原子力工学研究施設から原子力専攻(専門職大学院)へ改組	2009年 10月 9日 (平成21年)	東京大学として、「弥生」の永久停止(2011年3月末)をプレスリリース	2011年 3月 11日 (平成23年)	地震(東日本大震災)によるスクラムトリップ(計画外停止)発生。この日をもって、永久停止とした。	<p style="text-align: center;">表 1 東京大学原子炉「弥生」の履歴概要</p> <p>1. 年表</p> <table border="1" data-bbox="1427 432 2478 1472"> <tr><td>1967年 6月 1日 (昭和42年)</td><td>文部省令第11号により、原子力工学研究施設(東海村)の設置認可を得る。</td></tr> <tr><td>1968年 12月 12日 (昭和43年)</td><td>原子炉の設置承認を得る。</td></tr> <tr><td>1970年 11月 25日 (昭和45年)</td><td>原子炉棟、研究棟竣工</td></tr> <tr><td>1971年 4月 10日 (昭和46年)</td><td>初臨界達成(学内公募により、「弥生」と命名)</td></tr> <tr><td>1972年 3月 3日 (昭和47年)</td><td>定格熱出力(2kW)達成</td></tr> <tr><td>1972年 8月 1日 (昭和47年)</td><td>正式供用運転開始</td></tr> <tr><td>1974年 1月 25日 (昭和49年)</td><td>200kW 運転成功(非定常運転)</td></tr> <tr><td>1976年 8月 25日 (昭和51年)</td><td>1GW 運転成功(反応度パルス運転)</td></tr> <tr><td>1984年 6月 13日 (昭和59年)</td><td>供用中の炉心燃料体被覆の改造補強(自前)に成功</td></tr> <tr><td>1993年 4月 1日 (平成5年)</td><td>高速中性子科学研究設備(7システム)の導入設置</td></tr> <tr><td>2004年 4月 1日 (平成16年)</td><td>国立大学法人に移行</td></tr> <tr><td>2005年 4月 1日 (平成17年)</td><td>原子力工学研究施設から原子力専攻(専門職大学院)へ改組</td></tr> <tr><td>2009年 10月 9日 (平成21年)</td><td>東京大学として、「弥生」の永久停止(2011年3月末)をプレスリリース</td></tr> <tr><td>2011年 3月 11日 (平成23年)</td><td>地震(東日本大震災)によるスクラムトリップ(計画外停止)発生。この日をもって、永久停止とした。</td></tr> <tr><td>2012年 8月 24日 (平成24年)</td><td>廃止措置計画の承認を得る。</td></tr> </table> <p>2. 総運転時間(2011年3月末): 17,380時間</p> <p>3. 総積算熱出力(同上): 10,125kWh/炉心</p> <p>4. 東京大学炉 廃止措置実施方針 http://www.tokai.t.u-tokyo.ac.jp/index.html</p>	1967年 6月 1日 (昭和42年)	文部省令第11号により、原子力工学研究施設(東海村)の設置認可を得る。	1968年 12月 12日 (昭和43年)	原子炉の設置承認を得る。	1970年 11月 25日 (昭和45年)	原子炉棟、研究棟竣工	1971年 4月 10日 (昭和46年)	初臨界達成(学内公募により、「弥生」と命名)	1972年 3月 3日 (昭和47年)	定格熱出力(2kW)達成	1972年 8月 1日 (昭和47年)	正式供用運転開始	1974年 1月 25日 (昭和49年)	200kW 運転成功(非定常運転)	1976年 8月 25日 (昭和51年)	1GW 運転成功(反応度パルス運転)	1984年 6月 13日 (昭和59年)	供用中の炉心燃料体被覆の改造補強(自前)に成功	1993年 4月 1日 (平成5年)	高速中性子科学研究設備(7システム)の導入設置	2004年 4月 1日 (平成16年)	国立大学法人に移行	2005年 4月 1日 (平成17年)	原子力工学研究施設から原子力専攻(専門職大学院)へ改組	2009年 10月 9日 (平成21年)	東京大学として、「弥生」の永久停止(2011年3月末)をプレスリリース	2011年 3月 11日 (平成23年)	地震(東日本大震災)によるスクラムトリップ(計画外停止)発生。この日をもって、永久停止とした。	2012年 8月 24日 (平成24年)	廃止措置計画の承認を得る。	<p style="text-align: center;">追記変更</p>
1967年 6月 1日 (昭和42年)	文部省令第11号により、原子力工学研究施設(東海村)の設置認可を得る。																																																											
1968年 12月 12日 (昭和43年)	原子炉の設置承認を得る。																																																											
1970年 11月 25日 (昭和45年)	原子炉棟、研究棟竣工																																																											
1971年 4月 10日 (昭和46年)	初臨界達成(学内公募により、「弥生」と命名)																																																											
1972年 3月 3日 (昭和47年)	定格熱出力(2kW)達成																																																											
1972年 8月 1日 (昭和47年)	正式供用運転開始																																																											
1974年 1月 25日 (昭和49年)	200kW 運転成功(非定常運転)																																																											
1976年 8月 25日 (昭和51年)	1GW 運転成功(反応度パルス運転)																																																											
1984年 6月 13日 (昭和59年)	供用中の炉心燃料体被覆の改造補強(自前)に成功																																																											
1993年 4月 1日 (平成5年)	高速中性子科学研究設備(7システム)の導入設置																																																											
2004年 4月 1日 (平成16年)	国立大学法人に移行																																																											
2005年 4月 1日 (平成17年)	原子力工学研究施設から原子力専攻(専門職大学院)へ改組																																																											
2009年 10月 9日 (平成21年)	東京大学として、「弥生」の永久停止(2011年3月末)をプレスリリース																																																											
2011年 3月 11日 (平成23年)	地震(東日本大震災)によるスクラムトリップ(計画外停止)発生。この日をもって、永久停止とした。																																																											
1967年 6月 1日 (昭和42年)	文部省令第11号により、原子力工学研究施設(東海村)の設置認可を得る。																																																											
1968年 12月 12日 (昭和43年)	原子炉の設置承認を得る。																																																											
1970年 11月 25日 (昭和45年)	原子炉棟、研究棟竣工																																																											
1971年 4月 10日 (昭和46年)	初臨界達成(学内公募により、「弥生」と命名)																																																											
1972年 3月 3日 (昭和47年)	定格熱出力(2kW)達成																																																											
1972年 8月 1日 (昭和47年)	正式供用運転開始																																																											
1974年 1月 25日 (昭和49年)	200kW 運転成功(非定常運転)																																																											
1976年 8月 25日 (昭和51年)	1GW 運転成功(反応度パルス運転)																																																											
1984年 6月 13日 (昭和59年)	供用中の炉心燃料体被覆の改造補強(自前)に成功																																																											
1993年 4月 1日 (平成5年)	高速中性子科学研究設備(7システム)の導入設置																																																											
2004年 4月 1日 (平成16年)	国立大学法人に移行																																																											
2005年 4月 1日 (平成17年)	原子力工学研究施設から原子力専攻(専門職大学院)へ改組																																																											
2009年 10月 9日 (平成21年)	東京大学として、「弥生」の永久停止(2011年3月末)をプレスリリース																																																											
2011年 3月 11日 (平成23年)	地震(東日本大震災)によるスクラムトリップ(計画外停止)発生。この日をもって、永久停止とした。																																																											
2012年 8月 24日 (平成24年)	廃止措置計画の承認を得る。																																																											

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）			変 更 後			備 考
表 2 設置（変更）承認履歴			表 2 設置（変更）承認履歴*			
承認年月日	承認番号	承認内容	承認年月日	承認番号	承認内容	
昭和 43 年 12 月 12 日	43 原第 6032 号	原子炉施設の設置	昭和 43 年 12 月 12 日	43 原第 6032 号	原子炉施設の設置	
昭和 44 年 11 月 27 日	44 原第 6146 号	原子炉施設の変更 (原子炉本体及び放射性廃棄物の廃棄施設の変更)	昭和 44 年 11 月 27 日	44 原第 6146 号	原子炉施設の変更 (原子炉本体及び放射性廃棄物の廃棄施設の変更)	
昭和 46 年 7 月 8 日	46 原第 5030 号	原子炉施設の変更 (核的制限値、燃料要素の構造及び反応度制御能力の変更)	昭和 46 年 7 月 8 日	46 原第 5030 号	原子炉施設の変更 (核的制限値、燃料要素の構造及び反応度制御能力の変更)	
昭和 47 年 1 月 20 日	46 原第 9380 号	原子炉施設の変更 (燃料要素の変更)	昭和 47 年 1 月 20 日	46 原第 9380 号	原子炉施設の変更 (燃料要素の変更)	
昭和 47 年 11 月 29 日	47 原第 11198 号	原子炉施設の変更 (非定常運転についての変更)	昭和 47 年 11 月 29 日	47 原第 11198 号	原子炉施設の変更 (非定常運転についての変更)	
昭和 50 年 4 月 2 日	50 原第 2785 号	原子炉施設の変更 (反応度パルス運転についての変更)	昭和 50 年 4 月 2 日	50 原第 2785 号	原子炉施設の変更 (反応度パルス運転についての変更)	
昭和 52 年 9 月 13 日	52 安（原規）第 274 号	原子炉施設の変更 (使用の目的についての変更)	昭和 52 年 9 月 13 日	52 安（原規）第 274 号	原子炉施設の変更 (使用の目的についての変更)	
昭和 53 年 2 月 28 日	53 安（原規）第 83 号	原子炉施設の変更 (反応度パルス運転についての変更並びに鉛中速中性子柱内の運転位置における連続最大熱出力の上昇についての変更)	昭和 53 年 2 月 28 日	53 安（原規）第 83 号	原子炉施設の変更 (反応度パルス運転についての変更並びに鉛中速中性子柱内の運転位置における連続最大熱出力の上昇についての変更)	
昭和 58 年 10 月 15 日	58 安（原規）第 173 号	原子炉施設の変更 (非定常・反応度パルス各運転の取り止め及び同運転関係装置の撤去並びに鉛中性子柱内の運転位置における連続最大熱出力の切下げについての変更)	昭和 58 年 10 月 15 日	58 安（原規）第 173 号	原子炉施設の変更 (非定常・反応度パルス各運転の取り止め及び同運転関係装置の撤去並びに鉛中性子柱内の運転位置における連続最大熱出力の切下げについての変更)	
平成 24 年 3 月 27 日	23 受文科科第 2341 号	原子炉施設の変更 (使用済燃料の処分の方法についての変更)	平成 24 年 3 月 27 日	23 受文科科第 2341 号	原子炉施設の変更 (使用済燃料の処分の方法についての変更)	
平成 30 年 12 月 6 日	原規規発第 1812063 号	原子炉施設の変更 (使用済燃料の処分の方法に米国返還を追記する変更)	平成 30 年 12 月 6 日	原規規発第 1812063 号	原子炉施設の変更 (使用済燃料の処分の方法に米国返還を追記する変更)	
			*) 届け出履歴は除く。			注記の追加

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）					変 更 後			備 考
表 3 原子炉施設の分類及び設備（1/6）					表 3 原子炉施設の分類及び設備（1/6）			
施設区分	設備区分	構成機器		解体（最終的に廃棄）		解体せず	継続使用 / 再利用	
				集積保管解体物（保管場所）	据付保管解体物			
原子炉本体	炉心集合体	中核燃料	A 燃料体	○（炉室）		○*(使)		
			B 燃料体	○（炉室）		○*(使)		
			C 燃料体	○（炉室）		○**(使)		
		ブランケット燃料	ブランケット燃料体			○(使)		
			側部ブランケット燃料体			○(使)		
		制御材燃料	安全ブロック制御要素			○(使)		
			安全棒制御要素			○(使)		
			シム安全棒制御要素			○(使)		
			シム棒 1 制御要素			○(使)		
			シム棒 2 制御要素			○(使)		
			調整棒制御要素			○(使)		
		A 反射体			●			
		実験孔	グローリーホール			●		
			グレージングホール			●		
			ビームホール			●		
	ブランケット実験孔				●			
	A 反射体実験孔				●			
	前部遮蔽体	鉛遮蔽ブロック			●			
		重コンクリート遮蔽ブロック			●			
		台車			●			
	後部遮蔽体	鉛遮蔽体			●			
		重コンクリート/デルリン/鉛積層遮蔽体			●			
	中性子源			●				
機械室			●					
炉心集合体駆動設備	移動用通路案内枠			●				
	駆動装置			●				
	固定装置			●				
	通路遮蔽体（プレコン体）			●				

変更なし。

(注)「解体」欄の◎は、NR 廃棄物見込みを示す。「解体せず」欄の●印は従前から承認を得ていた施設での継続使用を、○印は自主設置管理（「自主」で表記）もしくは新たに使用施設等で承認を得て（「使」で表記）の再利用を示す。（次頁以降同じ）。

*：燃料被覆材については、放射化分析用試料として再利用する。

**：燃料被覆材の他に燃料体劣化ウラン部位については、貯蔵管理される。

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）					変 更 後					備 考	
表3 原子炉施設の分類及び設備（2/6）					表3 原子炉施設の分類及び設備（2/6）						
施設区分	設備区分	構成機器	解体（最終的に廃棄）		解体せず	集積保管解体物 （保管場所）	据付 保管 解体物	継続 使用/ 再利用			
原子炉本体	重コンクリート生体遮蔽体	重コンクリート遮蔽体			●						
		B反射体			●						
		高速中性子柱設備			●						
		熱中性子柱設備			●						
		実験孔、コラム類			●						
	中速中性子柱	鉛体			●						
		実験孔、コラム類			●						
	D運転位置設備	B反射体			●						
		架台			●						
	貯蔵施設	新燃料貯蔵庫	濃縮ウラン燃料貯蔵庫	◎（準備室）							
天然ウラン燃料貯蔵庫							○(使)				
劣化ウラン燃料貯蔵庫							○(使)				
冷却系統施設	冷却装置	排風機	ルーツブロー			◎					
			安全弁			◎					
		配管類	入口側配管			◎					
			出口側配管	◎（炉室）		◎					
			フレキシブルホース			◎					
		弁類	入口側ストップバルブ			◎					
	出口側逆止弁				◎						
	出口側チェックバルブ				◎						
	フィルタ	入口フィルタ	プレフィルタ	◎（炉室）		◎					
			アブソリュートフィルタ	◎（炉室）		◎					
		出口フィルタ	アブソリュートフィルタ	◎（炉室）		◎					
			チャコールフィルタ	◎（炉室）		◎					
	その他	サイレンサ				◎					

変更なし。

変更前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）				変更後				備考
表3 原子炉施設の分類及び設備（3/6）				表3 原子炉施設の分類及び設備（3/6）				
施設区分	設備区分	構成機器		解体（最終的に廃棄）		解体せず	継続使用／再利用	
				集積保管解体物（保管場所）	据付保管解体物			
計測制御系統施設	計装	核計装	起動系	検出器	◎（核燃料庫）		●	
				高圧電源	◎（制御室）			
				前置増幅器	◎（炉室）			
				対数増幅器＋指示計	◎（制御室）			
				ペリオド増幅器＋指示計	◎（制御室）			
				スケーラー	◎（制御室）			
				記録計	◎（制御室）			
		対数系	検出器	◎（炉室）				
			高圧電源（補償電源含む）	◎（制御室）				
			対数増幅器＋指示計	◎（制御室）				
			ペリオド増幅器＋指示計	◎（制御室）				
			記録計	◎（制御室）				
		線形系	検出器	◎（炉室）				
			高圧電源（補償電源含む）	◎（制御室）				
			線形増幅器（レンジ切替器＋指示計）	◎（制御室）				
	記録計		◎（制御室）					
	試験器	◎（制御室）						
	プロセス計装	炉心部温度測定系	熱伝対	◎（炉室）				
			温度伝送器＋指示計	◎（制御室）				
			記録計	◎（制御室）				
		冷却系温度測定系	測温抵抗体		◎			
			温度伝送器＋指示計	◎（制御室）				
			記録計	◎（制御室）				
		冷却系流量測定系	オリフィス差圧変換器		◎			
			差圧伝送器		◎			
			開閉演算器＋指示計	◎（制御室）				
			記録計	◎（制御室）				
冷却系圧力測定系		管内圧力変換器		◎				
		差圧伝送器＋指示計	◎（制御室）					
	記録計	◎（制御室）						
変更なし。								

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）				変 更 後			備 考	
表 3 原子炉施設の分類及び設備（4/6）				表 3 原子炉施設の分類及び設備（4/6）				
施設区分	設備区分	構成機器		解体（最終的に廃棄）		解体せず 継続 使用 ／再 利用		
				集積保管解体物 （保管場所）	据付 保管 解体物			
計測 制御 系統 施設 注 1)	安全保護回路 注 2)	インターロ ック系統	炉心集合体駆動インターロック	◎（制御室）				
			シム棒 1 駆動インターロック	◎（制御室）				
			安全ブロック挿入インターロック	◎（制御室）				
			安全棒挿入インターロック	◎（制御室）				
			シム安全棒挿入インターロック	◎（制御室）				
			シム棒 2 挿入インターロック	◎（制御室）				
			調整棒挿入インターロック	◎（制御室）				
		スクラム系統	◎（制御室）					
		アラーム系統	◎（制御室）					
	制御設備	制御棒駆動 機構	安全ブロック駆動機構	◎（炉室）				
			安全棒駆動機構	◎（炉室）				
			シム安全棒駆動機構	◎（炉室）				
			シム棒 1 駆動機構	◎（炉室）				
			シム棒 2 駆動機構	◎（炉室）				
調整棒駆動機構			◎（炉室）					
	中性子源駆動機構			●				
非常用制御設備	後備炉停止系	炉心集合体駆動設備	◎注 3)					
廃 棄 施 設	原子炉冷却系 出口フィルタ	アブソリュートフィルタ	◎（炉室）	◎				
		チャコールフィルタ	◎（炉室）	◎				
	管理区域排気 系統設備	排風機			●			
		予備排風機			●			
		バタフライ弁			●			
		フ ィ ル タ	プレフィルタ			●		
			アブソリュートフィルタ			●		
	スタック				●			
	液体廃棄施設	廃液貯溜槽			●			
	固体廃棄施設	廃棄物一時保管庫			●			
変更なし。								

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）				変 更 後		備 考
表 3 原子炉施設の分類及び設備（5/6）				表 3 原子炉施設の分類及び設備（5/6）		
施設区分	設備区分	構成機器		解体（最終的に廃棄）		解体せず 継続使用／再利用
				集積保管解体物 （保管場所）	据付 保管 解体物	
放射線管理施設	環境モニタ	モニタリング ポスト	検出器			○(自主)
			増幅器+指示計			○(自主)
			記録計			○(自主)
	エリアモニタ 注 4)	ガンマ線モニタ	検出器			γ-1,-2,-4 ○(自主) γ-3 ●
			増幅器+指示計			γ-1,-2,-4 ○(自主) γ-3 ●
			記録計			●
		速中性子モニタ	検出器	Nf1,-2◎(制御室)		Nf3 ●
			増幅器+指示計	Nf1,-2◎(制御室)		Nf3 ●
			記録計			●
		熱中性子モニタ	検出器	Nt-1,-2◎(制御室)		Nt-3 ●
			増幅器+指示計	Nt-1,-2◎(制御室)		Nt-3 ●
			記録計			●
	ガス・ダスト モニタ	ガスモニタ注 1)	検出器+吸引機	炉冷◎（排気監視室）		スタック●
			増幅器+指示計	炉冷◎（制御室）		スタック●
			記録計	炉冷◎（制御室）		スタック●
		燃料破損検出器	波高弁別器+指示計	◎（制御室）		
			記録計	◎（制御室）		
			検出器+吸引機	炉冷◎（排気監視室）		スタック●
	ダストモニタ注 1)	増幅器+指示計	炉冷◎（制御室）		スタック●	
		記録計	炉冷◎（制御室）		スタック●	
検出器				●		
汚染モニタ	ハンドフット クロスモニタ	検出器			●	
		増幅器+指示計			●	
格納施設	原子炉実験室	遮蔽壁（外壁、天井）			●	
		ペネトレーション	屋外側壁		●	
			ペネトレーション			
			天井ペネトレーション		●	
		気密扉	通線、配管用 ペネトレーション			●
	機器搬入出用扉				●	
			人員出入口用扉			●
				変更なし。		

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）				変 更 後		備 考	
表 3 原子炉施設の分類及び設備（6/6）				表 3 原子炉施設の分類及び設備（6/6）			
施設区分	設備区分	構成機器		解体（最終的に廃棄）		解体せず	
				集積保管解体物（保管場所）	据付保管解体物		継続使用 / 再利用
原子炉格納施設	原子炉実験室	スライド扉				●	
		屋内天井クレーン				●	
		補機室	遮蔽壁			●	
	炉室給排気測定系	機械室空調制御盤	空調機、ダクト、ダンパ				●
			排風機、ダクト、ダンパ				●
			計測制御系	負圧記録計			●
温度、湿度記録計				●			
その他原子炉の附属施設	原子炉実験準備室	遮蔽壁（外壁、天井）				●	
		ペネトレーション	屋外側壁ペネトレーション				●
			天井ペネトレーション				●
			通線、配管用ペネトレーション				●
		気密扉	機器搬入用扉				●
			人員出入口用扉				●
		屋内天井クレーン				●	
		管理室	遮蔽壁			●	
	RI 貯蔵庫	遮蔽壁			●		
	測定室（計測室）	遮蔽壁			●		
	加速装置室	遮蔽壁				●	
		人員出入口扉				●	
	附属建屋	研究棟				●	
		電気設備	受変電設備				●
非常用電源			蓄電池			●	
			ディーゼル発電機			●	
火災警報装置					●		
通信設備		拡声装置				●	
	インターフォン設備				●		
注 1)：現場～制御室間のケーブルは残す。 注 2)：管理区域内にあるセンサー、スイッチ類の保管場所は炉室とする。 注 3)：後備炉停止系としての機能のみを解体する。 注 4)：「γ」はガンマ線モニタ、「Nf」(neutron fast)は速中性子モニタ、「Nt」(neutron thermal)は熱中性子モニタの略であり、「-1」は原子炉実験室設置、「-2」は原子炉実験室にある原子炉本体内の補機室設置、「-3」は原子炉実験準備室設置を表す。							
変更なし。							

変更前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）

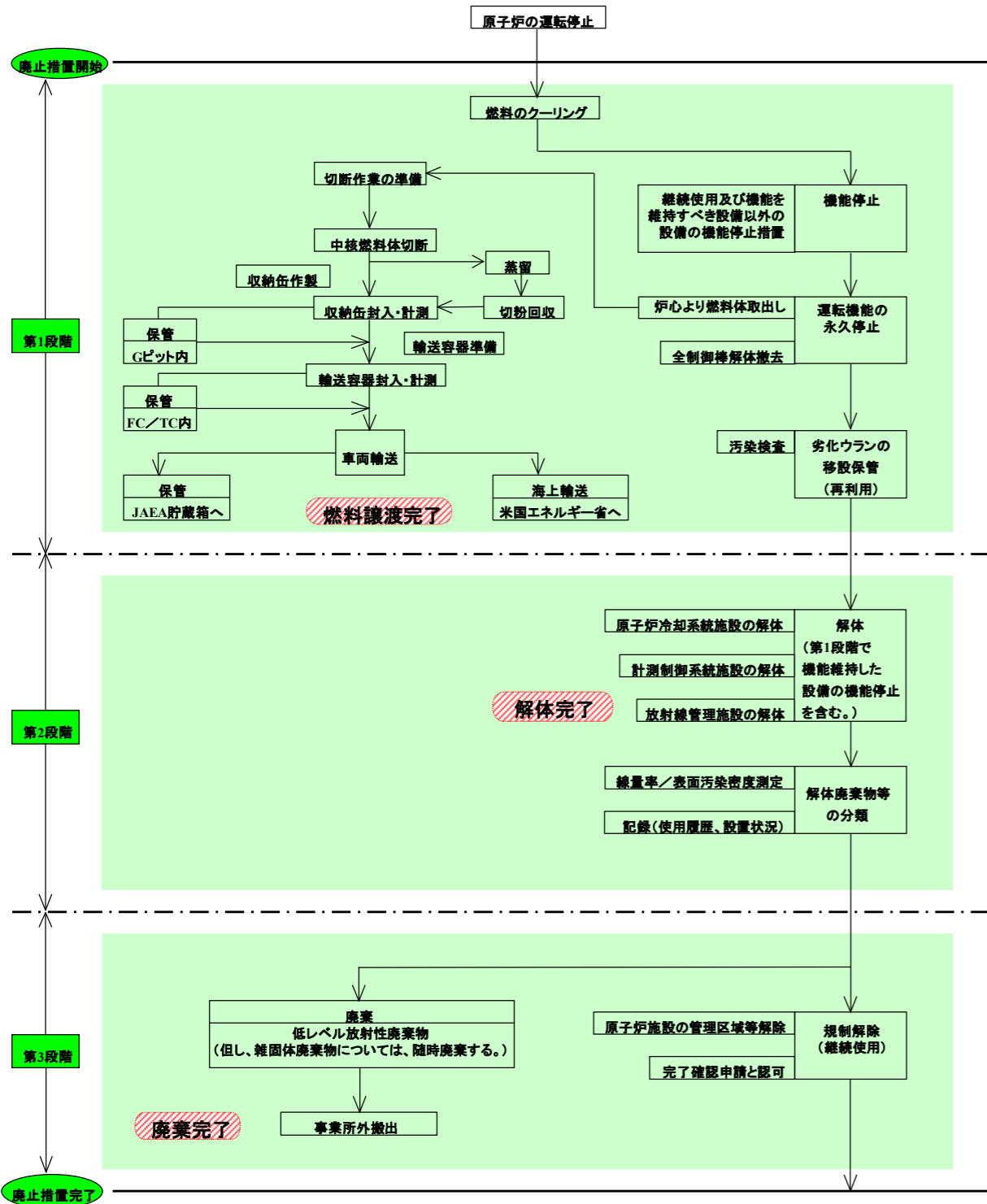
変更後

備考

図1 解体に係る作業手順概要

図1 解体に係る作業手順概要

変更なし。



(核燃料物質ないし放射性同位元素等の使用施設の設備としての全面継続使用開始)

再利用：原子炉施設の対象から除き、新たに核燃料物質ないし放射性同位元素等の使用施設の設備として、法令等に基づく必要な手続きを行って利用することをいう。
 継続使用：原子炉施設の対象から除くが、現状で核燃料物質ないし放射性同位元素等の使用施設の設備を兼ねているものであるため、引き続き使用することをいう。

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考																																																																																																																																																																
<p>表4 中核燃料全体の主要FP核種放射能 (総計約10.1MWh運転で3583日冷却後を想定)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">FPガスを除く主要核種</th> <th colspan="2">FPガス(希ガス・ハロゲン)等主要核種</th> </tr> <tr> <th colspan="2">γ線放出核種</th> <th colspan="2">β線及び低エネルギーγ線放出核種</th> <th colspan="2">全生成量は10cc程度</th> </tr> <tr> <th>核種</th> <th>Bq</th> <th>核種</th> <th>Bq</th> <th>核種</th> <th>Bq</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-137</td> <td>2.8E+10</td> <td>Sr-90</td> <td>2.7E+10</td> <td>Kr-85</td> <td>2.1E+09</td> </tr> <tr> <td>Ba-137m</td> <td>2.8E+10</td> <td>Y-90</td> <td>2.7E+10</td> <td>H-3</td> <td>8.9E+07</td> </tr> <tr> <td>Te-125m</td> <td>3.2E+07</td> <td>Pm-147</td> <td>4.8E+09</td> <td>I-129</td> <td>8.8E+03</td> </tr> <tr> <td>Ru-106</td> <td>2.6E+07</td> <td>Sm-151</td> <td>8.4E+08</td> <td>Kr-81</td> <td>1.2E-03</td> </tr> <tr> <td>Rh-106</td> <td>2.6E+07</td> <td>Eu-155</td> <td>2.0E+08</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Sn-121m</td> <td>7.6E+06</td> <td>Sb-125</td> <td>1.3E+08</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Cd-113m</td> <td>2.0E+06</td> <td>Ce-144</td> <td>4.2E+07</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Pr-144m</td> <td>4.0E+05</td> <td>Pr-144</td> <td>4.2E+07</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>小計</td> <td>5.6E+10</td> <td>小計</td> <td>6.1E+10</td> <td>小計</td> <td>2.2E+09</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">中核燃料全体内でのアクチノイド核種等の存在量 (総計10.1MWh運転で3583日冷却後を想定)</th> </tr> <tr> <th>核種</th> <th>原子数</th> <th>生成量(gram)</th> <th>放射能(Bq)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Ra-226</td> <td>4.3E+15</td> <td>1.6E-06</td> <td>5.9E+04</td> </tr> <tr> <td>Ac-227</td> <td>3.4E+14</td> <td>1.3E-07</td> <td>3.4E+05</td> </tr> <tr> <td>Th-230</td> <td>3.8E+19</td> <td>1.4E-02</td> <td>1.1E+07</td> </tr> <tr> <td>Th-231</td> <td>2.8E+14</td> <td>1.1E-07</td> <td>2.1E+09</td> </tr> <tr> <td>Th-232</td> <td>1.5E+17</td> <td>5.8E-05</td> <td>2.3E-01</td> </tr> <tr> <td>Th-234</td> <td>6.2E+13</td> <td>2.4E-08</td> <td>2.1E+07</td> </tr> <tr> <td>Pa-231</td> <td>1.7E+18</td> <td>6.4E-04</td> <td>1.1E+06</td> </tr> <tr> <td>Pa-234</td> <td>1.1E+09</td> <td>4.4E-13</td> <td>3.3E+04</td> </tr> <tr> <td>U-232</td> <td>5.8E+12</td> <td>2.2E-09</td> <td>1.8E+03</td> </tr> <tr> <td>U-233</td> <td>9.6E+15</td> <td>3.7E-06</td> <td>1.3E+03</td> </tr> <tr> <td>U-234</td> <td>5.3E+23</td> <td>2.1E+02</td> <td>4.8E+10</td> </tr> <tr> <td>U-235</td> <td>6.8E+25</td> <td>2.6E+04</td> <td>2.1E+09</td> </tr> <tr> <td>U-236</td> <td>2.0E+23</td> <td>8.0E+01</td> <td>1.9E+08</td> </tr> <tr> <td>U-237</td> <td>1.8E-01</td> <td>7.0E-23</td> <td>2.1E-07</td> </tr> <tr> <td>U-238</td> <td>4.2E+24</td> <td>1.7E+03</td> <td>2.1E+07</td> </tr> <tr> <td>Np-237</td> <td>6.8E+17</td> <td>2.7E-04</td> <td>7.0E+03</td> </tr> <tr> <td>Pu-238</td> <td>1.5E+12</td> <td>6.0E-10</td> <td>3.8E+02</td> </tr> <tr> <td>Pu-239</td> <td>4.8E+18</td> <td>1.9E-03</td> <td>4.4E+06</td> </tr> <tr> <td>Pu-240</td> <td>3.0E+12</td> <td>1.2E-09</td> <td>1.0E+01</td> </tr> <tr> <td>小計</td> <td>7.3E+25</td> <td>2.8E+04</td> <td>5.2E+10</td> </tr> </tbody> </table> <p>○FP蓄積量、生成されたアクチノイド核種等の量については評価結果の通りわずかであり、このうち切断(溶断)時に放出される可能性のあるガス状FP(Kr, I)量としては最大でも100cc未満である。 ○燃料体構造材・被覆材の放射化量は、10.1MWh運転で10年冷却想定のもと、3燃料体のうち最も中性子束が高いB燃料体で再評価を行っている。線量告示にある実効線量係数を踏まえ、被ばく線量評価に主影響を及ぼすガンマ線放出核種においては、Mn-54(5.9E+05[Bq])、Co-60(1.8E+06[Bq])が主要核種であり、総放射化量は、2.4E+06[Bq]である。よって、3燃料体による放射化量は、1E+06[Bq]オーダーである。</p>	FPガスを除く主要核種				FPガス(希ガス・ハロゲン)等主要核種		γ線放出核種		β線及び低エネルギーγ線放出核種		全生成量は10cc程度		核種	Bq	核種	Bq	核種	Bq	Cs-137	2.8E+10	Sr-90	2.7E+10	Kr-85	2.1E+09	Ba-137m	2.8E+10	Y-90	2.7E+10	H-3	8.9E+07	Te-125m	3.2E+07	Pm-147	4.8E+09	I-129	8.8E+03	Ru-106	2.6E+07	Sm-151	8.4E+08	Kr-81	1.2E-03	Rh-106	2.6E+07	Eu-155	2.0E+08			Sn-121m	7.6E+06	Sb-125	1.3E+08			Cd-113m	2.0E+06	Ce-144	4.2E+07			Pr-144m	4.0E+05	Pr-144	4.2E+07			小計	5.6E+10	小計	6.1E+10	小計	2.2E+09	中核燃料全体内でのアクチノイド核種等の存在量 (総計10.1MWh運転で3583日冷却後を想定)				核種	原子数	生成量(gram)	放射能(Bq)	Ra-226	4.3E+15	1.6E-06	5.9E+04	Ac-227	3.4E+14	1.3E-07	3.4E+05	Th-230	3.8E+19	1.4E-02	1.1E+07	Th-231	2.8E+14	1.1E-07	2.1E+09	Th-232	1.5E+17	5.8E-05	2.3E-01	Th-234	6.2E+13	2.4E-08	2.1E+07	Pa-231	1.7E+18	6.4E-04	1.1E+06	Pa-234	1.1E+09	4.4E-13	3.3E+04	U-232	5.8E+12	2.2E-09	1.8E+03	U-233	9.6E+15	3.7E-06	1.3E+03	U-234	5.3E+23	2.1E+02	4.8E+10	U-235	6.8E+25	2.6E+04	2.1E+09	U-236	2.0E+23	8.0E+01	1.9E+08	U-237	1.8E-01	7.0E-23	2.1E-07	U-238	4.2E+24	1.7E+03	2.1E+07	Np-237	6.8E+17	2.7E-04	7.0E+03	Pu-238	1.5E+12	6.0E-10	3.8E+02	Pu-239	4.8E+18	1.9E-03	4.4E+06	Pu-240	3.0E+12	1.2E-09	1.0E+01	小計	7.3E+25	2.8E+04	5.2E+10	<p>表4 中核燃料全体の主要FP核種放射能 変更なし。</p>	
FPガスを除く主要核種				FPガス(希ガス・ハロゲン)等主要核種																																																																																																																																																														
γ線放出核種		β線及び低エネルギーγ線放出核種		全生成量は10cc程度																																																																																																																																																														
核種	Bq	核種	Bq	核種	Bq																																																																																																																																																													
Cs-137	2.8E+10	Sr-90	2.7E+10	Kr-85	2.1E+09																																																																																																																																																													
Ba-137m	2.8E+10	Y-90	2.7E+10	H-3	8.9E+07																																																																																																																																																													
Te-125m	3.2E+07	Pm-147	4.8E+09	I-129	8.8E+03																																																																																																																																																													
Ru-106	2.6E+07	Sm-151	8.4E+08	Kr-81	1.2E-03																																																																																																																																																													
Rh-106	2.6E+07	Eu-155	2.0E+08																																																																																																																																																															
Sn-121m	7.6E+06	Sb-125	1.3E+08																																																																																																																																																															
Cd-113m	2.0E+06	Ce-144	4.2E+07																																																																																																																																																															
Pr-144m	4.0E+05	Pr-144	4.2E+07																																																																																																																																																															
小計	5.6E+10	小計	6.1E+10	小計	2.2E+09																																																																																																																																																													
中核燃料全体内でのアクチノイド核種等の存在量 (総計10.1MWh運転で3583日冷却後を想定)																																																																																																																																																																		
核種	原子数	生成量(gram)	放射能(Bq)																																																																																																																																																															
Ra-226	4.3E+15	1.6E-06	5.9E+04																																																																																																																																																															
Ac-227	3.4E+14	1.3E-07	3.4E+05																																																																																																																																																															
Th-230	3.8E+19	1.4E-02	1.1E+07																																																																																																																																																															
Th-231	2.8E+14	1.1E-07	2.1E+09																																																																																																																																																															
Th-232	1.5E+17	5.8E-05	2.3E-01																																																																																																																																																															
Th-234	6.2E+13	2.4E-08	2.1E+07																																																																																																																																																															
Pa-231	1.7E+18	6.4E-04	1.1E+06																																																																																																																																																															
Pa-234	1.1E+09	4.4E-13	3.3E+04																																																																																																																																																															
U-232	5.8E+12	2.2E-09	1.8E+03																																																																																																																																																															
U-233	9.6E+15	3.7E-06	1.3E+03																																																																																																																																																															
U-234	5.3E+23	2.1E+02	4.8E+10																																																																																																																																																															
U-235	6.8E+25	2.6E+04	2.1E+09																																																																																																																																																															
U-236	2.0E+23	8.0E+01	1.9E+08																																																																																																																																																															
U-237	1.8E-01	7.0E-23	2.1E-07																																																																																																																																																															
U-238	4.2E+24	1.7E+03	2.1E+07																																																																																																																																																															
Np-237	6.8E+17	2.7E-04	7.0E+03																																																																																																																																																															
Pu-238	1.5E+12	6.0E-10	3.8E+02																																																																																																																																																															
Pu-239	4.8E+18	1.9E-03	4.4E+06																																																																																																																																																															
Pu-240	3.0E+12	1.2E-09	1.0E+01																																																																																																																																																															
小計	7.3E+25	2.8E+04	5.2E+10																																																																																																																																																															

変更前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）

変更後

備考

法令改正に伴う変更

表 5 原子炉施設の区分毎の設備の機能及び性能維持（1/8）

施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の設備の維持			理由
			要否	求められる機能	性能	
原子炉本体	炉心集合体	中核燃料	-			
		ブランケット燃料	-			
		制御材燃料	-			
		A 反射体	○	燃料体収納能力及び炉心集合体としての移動能力	55cm 角の高純度鉛及びステンレス鋼であり、レール上で移動でき、有意な損傷がないこと	廃止措置第 1 段階での燃料体処理のため
		実験孔	-			
		前部遮へい体	○	移動装置能力	鉛及び重コンクリートであり、有意な損傷がないこと	同上
		後部遮へい体	○			
		中性子源	-			
		機械室	○			
		移動用通路案内枠	○	炉心集合体としての移動能力	リアパネルに有意な損傷がないこと 通路枠遮断厚 40cm 以上を有し、レール面水平度及び側面曲りがないこと	同上
	駆動装置	○				
	固定装置	○	固定能力	炉心停止位置 8ヶ所できびが打てること		
	通路遮へい体	-				
	重コンクリート遮へい体	○				
	高速中性子柱設備	○	燃料片収納缶の保管能力と遮へい能力	厚壁 2m 以上を有し、有意な損傷がないこと 赤旗重コンクリートに有意な損傷がなく、1.5m 厚壁が 0.5m/分±5%で開閉すること	燃料体の搬出搬送前の一時保管場所とするため	
	熱中性子柱設備	○				
	B 反射体	-				
実験孔	-					
給体、実験孔	-					
中速中性子柱	-					
D 運転位置設備	-					

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考																							
	<p style="text-align: center;">表 5 原子炉施設の区分毎の設備の機能及び性能維持（2/8）</p> <p style="text-align: center;">○：その性能を維持する必要があるもの －：その性能を維持する必要のないもの</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設区分</th> <th rowspan="2">設備区分</th> <th rowspan="2">構成機器</th> <th colspan="3">廃止措置期間中の設備の維持</th> </tr> <tr> <th>要否</th> <th>求められる機能</th> <th>性能</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">核燃料取扱及び貯蔵施設</td> <td rowspan="3">新燃料貯蔵庫</td> <td>濃縮ウラン燃料貯蔵庫</td> <td style="text-align: center;">－</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>天然ウラン燃料貯蔵庫</td> <td style="text-align: center;">－</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>劣化ウラン燃料貯蔵庫</td> <td style="text-align: center;">－</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>但し、貯蔵庫としては、使用施設の貯蔵庫として拡充し、利用するため、遮へい性能他を維持する。</p>	施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の設備の維持			要否	求められる機能	性能	核燃料取扱及び貯蔵施設	新燃料貯蔵庫	濃縮ウラン燃料貯蔵庫	－			天然ウラン燃料貯蔵庫	－			劣化ウラン燃料貯蔵庫	－			<p>法令改正に伴う変更</p>
施設区分	設備区分				構成機器	廃止措置期間中の設備の維持																			
		要否	求められる機能	性能																					
核燃料取扱及び貯蔵施設	新燃料貯蔵庫	濃縮ウラン燃料貯蔵庫	－																						
		天然ウラン燃料貯蔵庫	－																						
		劣化ウラン燃料貯蔵庫	－																						

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考																																														
	<p style="text-align: center;">表 5 原子炉施設の区分毎の設備の機能及び性能維持 (3/8)</p> <p style="text-align: center;">○：その性能を維持する必要のあるもの －：その性能を維持する必要のないもの</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設区分</th> <th rowspan="2">設備区分</th> <th rowspan="2">構成機器</th> <th colspan="3">廃止措置期間中の設備の維持</th> </tr> <tr> <th>要否</th> <th>求められる機能</th> <th>性能 理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">冷却系統施設</td> <td rowspan="2">冷却装置</td> <td>ルーツプロロー</td> <td>－</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>安全弁</td> <td>－</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">配管類</td> <td>入ロ出ロ配管</td> <td>－</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>フレキシブルホース</td> <td>－</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">弁類</td> <td>バルブ、逆止弁</td> <td>－</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>入ロフィルタ</td> <td>－</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">フィルタ</td> <td>出ロフィルタ</td> <td>－</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>サイレンサ</td> <td>－</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の設備の維持			要否	求められる機能	性能 理由	冷却系統施設	冷却装置	ルーツプロロー	－			安全弁	－			配管類	入ロ出ロ配管	－			フレキシブルホース	－			弁類	バルブ、逆止弁	－			入ロフィルタ	－			フィルタ	出ロフィルタ	－			サイレンサ	－			<p>法令改正に伴う変更</p>
施設区分	設備区分				構成機器	廃止措置期間中の設備の維持																																										
		要否	求められる機能	性能 理由																																												
冷却系統施設	冷却装置	ルーツプロロー	－																																													
		安全弁	－																																													
	配管類	入ロ出ロ配管	－																																													
		フレキシブルホース	－																																													
	弁類	バルブ、逆止弁	－																																													
		入ロフィルタ	－																																													
	フィルタ	出ロフィルタ	－																																													
		サイレンサ	－																																													

変更前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）

変更後

備考

法令改正に伴う変更

表 5 原子炉施設の区分毎の設備の機能及び性能維持（4/8）

○：その性能を維持する必要のあるもの
 ー：その性能を維持する必要のないもの

施設区分	設備区分	構成機器	要否	廃止措置期間中の設備の維持		理由	
				求められる機能	性能		
計測制御系統施設	核計装	検出器	○*	炉心にAまたはB燃料体が 装着されている間の中性 子計測能力（起動系のみ）	対数計数率で1～10 ⁶ cps(5桁)を計測、 指示できること（起動系のみ）	廃止措置第1段階で、燃料体を一 括ではなく、順次取出す際の未臨 界確認のため。	
		アンプ、指示計等	○*				
		試験器	○*				
	プロセス計装	炉心部温度測定系	ー				
		冷却系測定系	ー				
	安全保護回路	インタローロッキング系統	ー				
		スクラム系統	ー				
		アラーム系統	ー				
	制御棒駆動設備	制御棒駆動機構	ー				
		中性子駆動機構	ー				
	非常用制御設備	後備炉停止系	ー				

*：燃料体を順次取り出す過程で、炉内にC燃料体だけになった場合には、物理的に臨界にならないことが明らかなので、起動系モニタの維持は不要とする。

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）	変 更 後	備 考																																	
	<p style="text-align: center;">表 5 原子炉施設の区分毎の設備の機能及び性能維持 (5/8)</p> <p style="text-align: center;">○：その性能を維持する必要のあるもの －：その性能を維持する必要のないもの</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設区分</th> <th rowspan="2">設備区分</th> <th rowspan="2">構成機器</th> <th colspan="3">廃止措置期間中の設備の維持</th> </tr> <tr> <th>要否</th> <th>求められる機能</th> <th>性能</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">放射性廃棄物の廃棄施設</td> <td rowspan="2">気体廃棄施設</td> <td>冷却系出口フィルタ</td> <td style="text-align: center;">－</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>排風機、予備排風機、バタフライ弁</td> <td style="text-align: center;">○</td> <td></td> <td>各排風機における排気量を担保でき、連動してバタフライ弁が作動すること</td> </tr> <tr> <td>排風機フィルタ</td> <td style="text-align: center;">○</td> <td></td> <td>フィルタ捕集性能が90%以上であること</td> </tr> <tr> <td>液体廃棄施設</td> <td>廃液貯留槽</td> <td style="text-align: center;">○</td> <td>廃棄施設としての従前の処理及び貯蔵能力</td> <td>廃止措置期間中に生じる廃棄物を取扱うため</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄施設</td> <td>廃棄物一時保管庫</td> <td style="text-align: center;">○</td> <td></td> <td>8トン/基(3基)の液体を貯留できること ドラム缶換算で24本収納できること 廃棄フィルタを保管できる金属容器が設置されていること</td> </tr> </tbody> </table>	施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の設備の維持			要否	求められる機能	性能	放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄施設	冷却系出口フィルタ	－			排風機、予備排風機、バタフライ弁	○		各排風機における排気量を担保でき、連動してバタフライ弁が作動すること	排風機フィルタ	○		フィルタ捕集性能が90%以上であること	液体廃棄施設	廃液貯留槽	○	廃棄施設としての従前の処理及び貯蔵能力	廃止措置期間中に生じる廃棄物を取扱うため	固体廃棄施設	廃棄物一時保管庫	○		8トン/基(3基)の液体を貯留できること ドラム缶換算で24本収納できること 廃棄フィルタを保管できる金属容器が設置されていること	<p>法令改正に伴う変更</p>
施設区分	設備区分				構成機器	廃止措置期間中の設備の維持																													
		要否	求められる機能	性能																															
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄施設	冷却系出口フィルタ	－																																
		排風機、予備排風機、バタフライ弁	○		各排風機における排気量を担保でき、連動してバタフライ弁が作動すること																														
	排風機フィルタ	○		フィルタ捕集性能が90%以上であること																															
	液体廃棄施設	廃液貯留槽	○	廃棄施設としての従前の処理及び貯蔵能力	廃止措置期間中に生じる廃棄物を取扱うため																														
	固体廃棄施設	廃棄物一時保管庫	○		8トン/基(3基)の液体を貯留できること ドラム缶換算で24本収納できること 廃棄フィルタを保管できる金属容器が設置されていること																														

変更前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）		変更後		備考	
<p>表 5 原子炉施設の区分毎の設備の機能及び性能維持（6/8）</p> <p>○：その性能を維持する必要があるもの ー：その性能を維持する必要のないもの</p>					
施設 区分	放射線管理施設	廃止措置期間中の設備の維持			
		要否	求められる機能	性能	
		環境モニタ	モニタリングポスト	○	$1 \times 10^{-2} \sim 1 \times 10^1 \mu\text{Gy/h}$ の範囲で測定できること 廃止措置期間中での屋外の放射線管理を行うため
		エアモニタ	ガンマ線モニタ (炉室系低線量用のみ)	○	$1 \times 10^{-4} \sim 1\text{mSv}$ の範囲で測定できること 廃止措置期間中での燃料及び廃棄物の取扱いに対し、屋内の放射線管理を行うため
		ガス、ダストモニタ	速、熱中性子モニタ (炉室系のみ) FFD 炉冷系ガス・ダストモニタ	○	$0.1 \sim 10^6\text{cps}$ の範囲で測定できること 廃止措置第1段階での燃料体処理に対し、屋内の放射線管理を行うため
		汚染モニタ	スタック系ガス・ダストモニタ ハンドフットクロスモニタ	○	$0.1 \sim 10^6\text{cps}$ の範囲で測定できること $0 \sim 10^6\text{cps}$ の範囲で測定できること 廃止措置期間中の屋内外の放射線管理を行うため 廃止措置期間中の屋内の放射線管理を行うため
					備考
					法令改正に伴う変更

変更前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）		変更後		備考																																													
		<p style="text-align: center;">表 5 原子炉施設の区分毎の設備の機能及び性能維持（7/8）</p> <p style="text-align: center;">○：その性能を維持する必要のあるもの －：その性能を維持する必要のないもの</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設区分</th> <th rowspan="2">設備区分</th> <th rowspan="2">構成機器</th> <th colspan="3">廃止措置期間中の設備の維持</th> </tr> <tr> <th>要否</th> <th>求められる機能</th> <th>性能</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">原子炉格納施設</td> <td rowspan="5">原子炉室</td> <td>遮へい壁</td> <td>○</td> <td rowspan="5">格納施設としての従前の能力</td> <td>壁厚2m以上を有すること</td> </tr> <tr> <td>ペネトレーション</td> <td>○</td> <td>ガラス面に傷がなく、水量を保持できること</td> </tr> <tr> <td>気密扉、スライド扉</td> <td>○</td> <td>空気漏洩率が5%/h以内であること</td> </tr> <tr> <td>天井クレーン</td> <td>○</td> <td>最大10トンの荷が移動できること</td> </tr> <tr> <td>補機室</td> <td>－</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="5">炉室給排気測定系</td> <td>空調機、ダクト、ダンパ</td> <td>○</td> <td rowspan="5">給排気系としての従前の能力</td> <td>負圧量によってダンパが連動して閉鎖すること</td> </tr> <tr> <td>排風機、ダクト、ダンパ</td> <td>○</td> <td>負圧量によってダンパが連動して閉鎖すること</td> </tr> <tr> <td>負圧記録計</td> <td>○</td> <td>～3.00kPaまで計測できること</td> </tr> <tr> <td>温度、湿度記録計</td> <td>○</td> <td>-20～50℃の温度及び0～100%の湿度が記録できること</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の設備の維持			要否	求められる機能	性能	原子炉格納施設	原子炉室	遮へい壁	○	格納施設としての従前の能力	壁厚2m以上を有すること	ペネトレーション	○	ガラス面に傷がなく、水量を保持できること	気密扉、スライド扉	○	空気漏洩率が5%/h以内であること	天井クレーン	○	最大10トンの荷が移動できること	補機室	－		炉室給排気測定系	空調機、ダクト、ダンパ	○	給排気系としての従前の能力	負圧量によってダンパが連動して閉鎖すること	排風機、ダクト、ダンパ	○	負圧量によってダンパが連動して閉鎖すること	負圧記録計	○	～3.00kPaまで計測できること	温度、湿度記録計	○	-20～50℃の温度及び0～100%の湿度が記録できること					<p>法令改正に伴う変更</p>
施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の設備の維持																																														
			要否	求められる機能	性能																																												
原子炉格納施設	原子炉室	遮へい壁	○	格納施設としての従前の能力	壁厚2m以上を有すること																																												
		ペネトレーション	○		ガラス面に傷がなく、水量を保持できること																																												
		気密扉、スライド扉	○		空気漏洩率が5%/h以内であること																																												
		天井クレーン	○		最大10トンの荷が移動できること																																												
		補機室	－																																														
	炉室給排気測定系	空調機、ダクト、ダンパ	○	給排気系としての従前の能力	負圧量によってダンパが連動して閉鎖すること																																												
		排風機、ダクト、ダンパ	○		負圧量によってダンパが連動して閉鎖すること																																												
		負圧記録計	○		～3.00kPaまで計測できること																																												
		温度、湿度記録計	○		-20～50℃の温度及び0～100%の湿度が記録できること																																												

変更前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）		変更後		備考			
		<p style="text-align: center;">表 5 原子炉施設の区分毎の設備の機能及び性能維持 (8/8)</p> <p style="text-align: center;">○：その性能を維持する必要のあるもの －：その性能を維持する必要のないもの</p>		<p>法令改正に伴う変更</p>			
施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の設備の維持				
その他原子炉の附属施設	実験準備室	遮へい壁	要否	求められる機能	性能	理由	
		ペネトレーション	－				
		気密扉	－				
	加速装置室	天井クレーン	○	劣化ウラン燃料体の貯蔵・取扱いのための従前の能力	劣化ウラン燃料体の貯蔵保管を行うため	管理替えされた劣化ウラン燃料体の貯蔵保管を行うため	
		NF貯蔵庫の遮へい壁	○				
		RI貯蔵庫の遮へい壁	－				
		測定室の遮へい壁	－				
	附属建屋	遮へい壁	－				
		人員出入口扉	－				
	電気設備	研究棟	○			HOT実験室では、作業時に負圧が維持できること	
		受変電設備	○			商用電源 6600V を受電できること	廃止措置期間中の保安を維持するため
		非常用電源	○			停電から 90 秒以内に作動すること	
		火災警報装置	○			温度ないし煙に対し感応して発報すること	
通信設備		○			広報周知ができること		

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)	変 更 後	備 考
<p>気体廃棄物 → フィルタ等廃棄施設 → 濃度限度以下の監視 → スタック放出</p> <p>液体廃棄物 → 蒸留水の濃度測定 → 希釈により、十分濃度限度以下にできる排水濃度であるか? (Yes) → 一時貯留槽タンク → 滴水希釈 → 濃度測定 → 濃度限度以下確認 → JAEA第1放出口へ放出 (No) → 再蒸留</p> <p>固体廃棄物 → 分別履歴・設置状況等の記録確認 → 放射エネルギー検出限界未満か? (Yes) → NR廃棄物 → 一般産業廃棄物として廃棄 (No) → 放射性廃棄物 → 容器等収納 → 容器表面線量率測定 → 固体廃棄物一時保管庫または炉室で保管 → 運搬 → 事業所外へ搬出</p>	<p>気体廃棄物 → フィルタ等廃棄施設 → 濃度限度以下の監視 → スタック放出</p> <p>液体廃棄物 → 蒸留水の濃度測定 → 希釈により、十分濃度限度以下にできる排水濃度であるか? (Yes) → 一時貯留槽タンク → 滴水希釈 → 濃度測定 → 濃度限度以下確認 → JAEA第1放出口へ放出 (No) → 再蒸留</p> <p>固体廃棄物 → 分別履歴・設置状況等の記録確認 → 放射エネルギー検出限界未満か? (Yes) → NR廃棄物 → 一般産業廃棄物として廃棄 (No) → 放射性廃棄物 → 容器等収納 → 容器表面線量率測定 → 固体廃棄物一時保管庫または炉室で保管 → 運搬 → 事業所外へ搬出</p>	<p>表記の適正化</p>

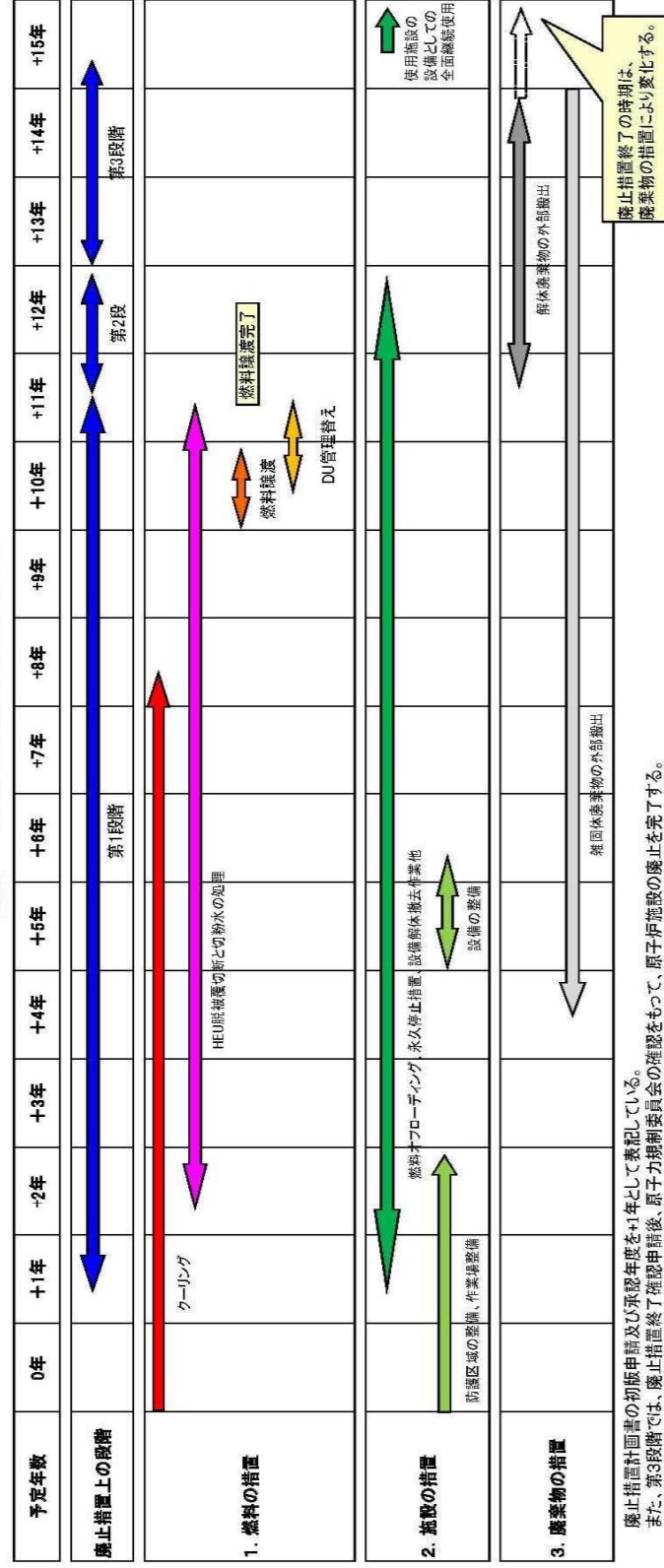
図2 廃止措置に係る廃棄物の廃棄の方法

図3 廃止措置に係る廃棄物の廃棄の方法

変 更 前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）				変 更 後				備 考
表 5 解体に伴う固体廃棄物の推定発生量				表 6 解体に伴う固体廃棄物の推定発生量				表記の適正化
廃棄物	設備・機器	推定重量 (kg)	構成材質	廃棄物	設備・機器	推定重量 (kg)	構成材質	
低レベル放射性廃棄物	ウエス類（雑固体廃棄物）	10	紙、布等	低レベル放射性廃棄物	ウエス類（雑固体廃棄物）	10	紙、布等	
	ワイア放電加工機ワイア	50	黄銅、 タングステン		ワイア放電加工機ワイア	50	黄銅、 タングステン	
	リザーバータンク本体	60	塩ビ		リザーバータンク本体	60	塩ビ	
	蒸発槽（配管含）	300	SUS 材他		蒸発槽（配管含）	300	SUS 材他	
	イオン交換樹脂	10	合成樹脂		イオン交換樹脂	10	合成樹脂	
小計		430		小計		430		
NR 廃棄物 (放射性廃棄物でない 廃棄物)	濃縮ウラン燃料貯蔵箱	110	SS 材	NR 廃棄物 (放射性廃棄物でない 廃棄物)	濃縮ウラン燃料貯蔵箱	110	SS 材	
	炉冷切断配管、 フレキシブルホース	350	SS 材他		炉冷切断配管、 フレキシブルホース	350	SS 材他	
	炉冷フィルタ（入口、出口）	60	チャコール他		炉冷フィルタ（入口、出口）	60	チャコール他	
	炉冷フィルタ枠	370	SS 材他		炉冷フィルタ枠	370	SS 材他	
	核計装(起動系を除く)、 プロセス計装用検出器等	100			核計装(起動系を除く)、 プロセス計装用検出器等	100		
	制御棒駆動機構	100	SUS 材他		制御棒駆動機構	100	SUS 材他	
	炉冷系ガス・ダストモニタ 検出器(FFD を含む)	200	アルミ、鉛他		炉冷系ガス・ダストモニタ 検出器(FFD を含む)	200	アルミ、鉛他	
	炉冷系ガス・ダストモニタ 吸引機	300	SS 材他		炉冷系ガス・ダストモニタ 吸引機	300	SS 材他	
	リザーバータンク支持体	200	SS材		リザーバータンク支持体	200	SS材	
小計		1790		小計		1790		

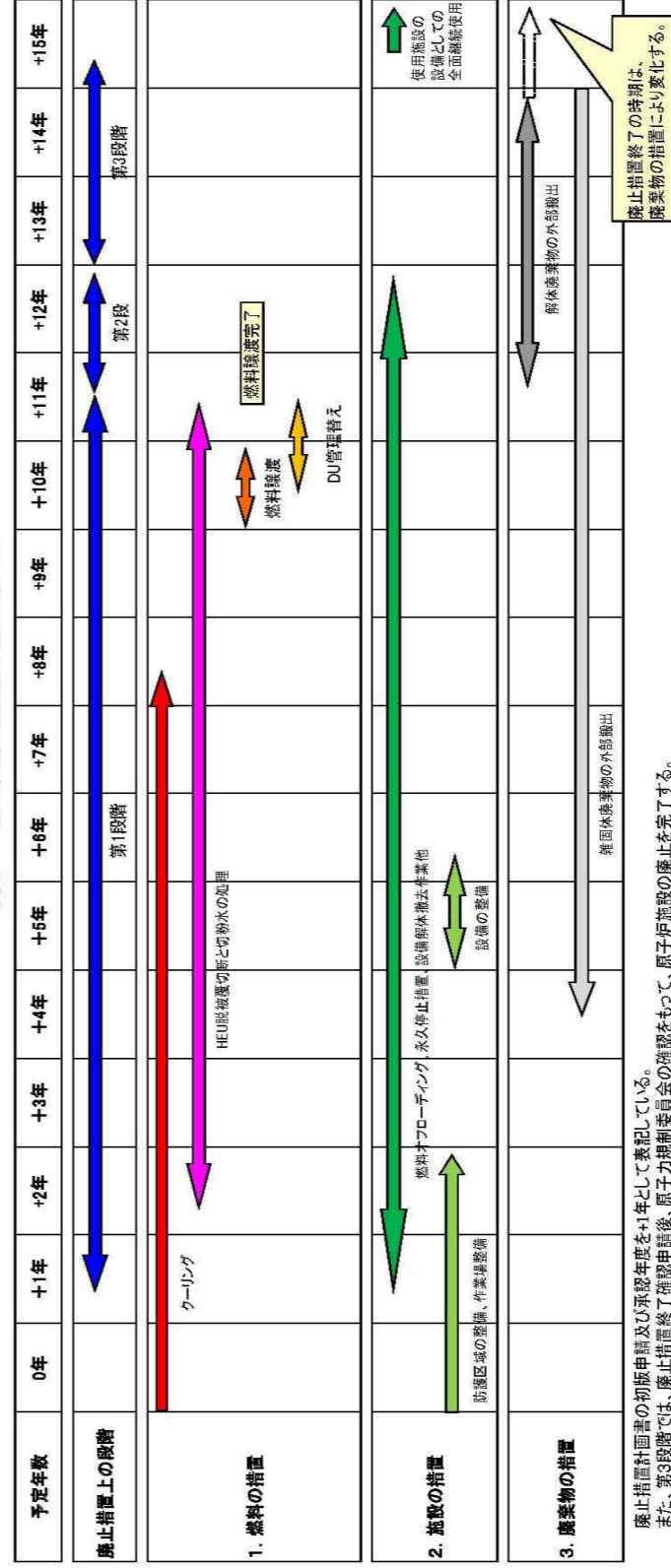
変更前（令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出）

表6 弥生炉廃止措置計画の全体工程



変更後

図4 弥生炉廃止措置計画の全体工程



表記の適正化

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">添付書類5</p> <p style="text-align: center;">廃止措置期間中に機能を維持すべき試験研究用等原子炉施設 及びその性能 並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書</p>	<p style="text-align: center;">添付書類5</p> <p style="text-align: center;">性能維持施設及びその性能 並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書</p>	<p style="text-align: center;">法令改正に伴う変更</p>

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)	変 更 後	備 考
<p>1. 廃止措置期間中の原子炉施設の維持管理 東京大学原子炉（以下「東大炉」という。）における廃止措置計画の全体工程については、廃止措置計画書本文に示したように、3段階に分けて計画している。国による廃止措置の終了確認をもって廃止措置を完了するが、この廃止措置終了時期は、廃棄物の措置によって大きく影響される。 東大炉の廃止措置期間中における原子炉施設としての安全性を確保するために、廃止措置計画の各段階に応じて、その要求される機能を維持し、廃止措置期間中の東大炉を適切に維持管理する。 原子炉施設の区分ごとに、各設備機能を廃止措置期間中に維持する必要性の有無と、求められる機能について、まとめて表 5.1 に示す。また、機能を維持すべき設備について、その機能を維持する期間を、廃止措置の各段階に対応させて、表 5.2 に示す。 次に、これら機能を維持すべき設備に対する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 条第 2 項に定められる施設定期自主検査（保安に直接関連する計器と放射線測定器の校正及び保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備の機能維持確認）の廃止措置期間中の実施について、表 5.3 にまとめて示す。 これら原子炉施設区分ごとの廃止措置期間中の維持管理について、以下にまとめるとともに、廃止措置期間に移行する前に設備・機器の除染を要しないことを述べる。</p> <p>1.1 原子炉本体 廃止措置の第 1 段階の終了まで機能維持が求められるのは、炉心集合体とその駆動設備及び重コンクリート生体遮へい体である。これらは、第 1 段階で行う燃料体の脱被覆・切断作業に際し、前者は、作業対象以外の燃料体を保管する目的に使用し、後者は、収納缶に収納された脱被覆・切断処理後の燃料体を払出譲渡の開始まで貯蔵保管する目的に使用する。機能維持期間中における原子炉本体は、保安規定に基づき適切な維持管理を行う。 炉の運転供用中にモニターしてきた燃料破損検出器 (FFD) データから、燃料被覆材が健全であること、また、5 年毎に行う燃料体検査時の燃料表面におけるスミヤ検査の結果から、アルファ及びベータ汚染がないことを踏まえ、炉心集合体とその駆動設備及び重コンクリート生体遮へい体について、二次汚染はない。よって、第 1 段階開始前にこれらの設備に対する除染を要しない。</p> <p>1.2 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設 機能維持が求められる設備類はない。</p> <p>1.3 冷却系統施設 機能維持が求められる設備類はない。</p> <p>1.4 計測制御系統施設 廃止措置の第 1 段階で行う燃料切断のために、炉心から A、B、C 燃料体を順次取り出していくが、炉心から A 燃料体を取り出した段階で、制御棒の駆動機能停止如何に拘わらず、いかなる状況であっても臨界にならないことをモンテカルロ計算コード MCNP-4C で確認した。これを踏まえ、A 及び B 燃料体が炉心に装荷されている間は起動系モニタを維持して炉内の中性子束を監視することとし、B 燃料体を取り出して C 燃料体のみが装荷された状況になった際は、物理的に臨界にならないことが明らかなので核計装設備の維持は不要とする。機能維持期間中における計測制御系統施設は、保安規定に基づき適切な維持管理を行う。 炉心部を成す A 反射体の前後には、鉛と重コンクリートから構成されている前部／後部遮へい体があり、この遮へい体に検出器が設置されている。そのため、起動系検出器を含む計装類は、放射化もわずかであり、1.1 と同様に二次汚染はない。よって、第 1 段階開始前にこれらの設備に対する除染を要しない。</p>	<p>1. 廃止措置期間中の原子炉施設の維持管理</p> <p>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 3 条の 7 に定められる廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持が求められるのは、廃止措置計画の本文 6. に示す性能維持施設であり、表 5 に示した。これら原子炉施設区分ごとの廃止措置期間中の維持管理について、以下にまとめるとともに、廃止措置期間に移行する前に設備・機器の除染を要しないことを述べる。 なお、保安に直接関連する計器及び放射線測定器の校正並びに保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備の機能が維持されているかの確認として、廃止措置期間中に実施する定期自主検査一覧を表 5.1 にまとめて示す。</p> <p>1.1 原子炉本体 変更なし。</p> <p>1.2 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設 変更なし。</p> <p>1.3 冷却系統施設 変更なし。</p> <p>1.4 計測制御系統施設 変更なし。</p>	<p>法令改正に伴う変更</p>

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)	変 更 後	備 考
<p>1.5 放射性廃棄物の廃棄施設 炉心冷却系のフィルタを除き、廃止措置期間中を通じて、廃棄物を取扱うために、その機能を維持する。炉心冷却系でないフィルタは、それぞれ専用のフィルタチャンバに密閉収納された状態で使用し、定期的な交換も実施している。よって、第1段階開始前にこれらの設備に対する除染を要しない。全廃止措置期間中における廃棄施設は、保安規定に基づき適切な維持管理を行う。</p> <p>1.6 放射線管理施設 炉心冷却系のガス・ダストモニタ、燃料破損検出器（FFD）及び切断作業等に必要のないエリアモニタの一部を除き、屋内外の放射線管理を行うために、廃止措置の段階に合わせてその機能を維持する。具体的には、エリアモニタの一部である原子炉室低線量用ガンマ線モニタ及び原子炉室用速・熱中性子線モニタのみを第1段階が終了するまで性能維持する。また、環境モニタであるモニタリングポストについても同様とする。廃止措置期間中における放射線管理施設は、保安規定に基づき適切な維持管理を行う。 γ線及び中性子線検出器は、炉室壁に設置されており、これまでに炉室壁の汚染は生じていないため、二次汚染はない。また、検出器以外の維持対象設備は、炉室外に設置されている。よって、第1段階開始前にこれらの設備に対する除染を要しない。</p> <p>1.7 原子炉格納施設 廃止措置期間中を通じて、原子炉室内の気密、負圧保持、換気、遮へい、出入管理、重量物運搬等のために、総ての機器の機能を維持する。廃止措置期間中における原子炉格納施設は、保安規定に基づき適切な維持管理を行う。 これまでの定期的なスミヤ検査の結果から、炉室での汚染は生じていない。よって、第1段階開始前にこれらの設備に対する除染を要しない。</p> <p>1.8 その他原子炉の附属施設 実験準備室の一部機器及び加速装置室を除き、移設された劣化ウラン燃料体の貯蔵保管と廃止措置期間中の保安の維持のために、その機能を維持する。廃止措置期間中におけるその他附属施設は、保安規定に基づき適切な維持管理を行う。 炉室と同様、実験準備室や加速器室においても、定期的な放射線測定結果より、汚染は生じていない。よって、第1段階開始前にこれらの設備に対する除染を要しない。</p> <p>2. 安全対策 廃止措置期間中は、適切な放射線管理及び被ばく管理により汚染の拡大防止対策及び必要によってはローカル遮へい体を設置することで被ばく低減対策を講じるとともに、以下に示す一般安全対策、事故防止対策並びに原子炉施設への不法な接近及び侵入の防止対策を講じて、運転期間中に準じ、廃止措置の特徴を考慮した安全を確保する。</p> <p>2.1 一般安全対策 各工程作業にあたっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」、「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」、「労働安全衛生法」その他関連法令等を遵守して作業の安全を確保する。さらに、工程作業のために使用する機器、装置等については、その使用期間中に必要な機能、性能が維持できるよう適切な頻度で点検及び手入れを行う。</p> <p>1) 火災・爆発防止対策 火災及び爆発防止対策として、従前通りの作業計画書届に火気使用の有無と使用目的を明記させるとともに、「消防法」、「高圧ガス保安法」、「労働安全衛生法」等の定めるところにより、引火物、ガスボンベ類の貯蔵・管理・取扱いを遵守する。また、火災警報設備、消火設備等については、その性能を適切に維持管理する。</p>	<p>1.5 放射性廃棄物の廃棄施設 変更なし。</p> <p>1.6 放射線管理施設 変更なし。</p> <p>1.7 原子炉格納施設 変更なし。</p> <p>1.8 その他原子炉の附属施設 変更なし。</p> <p>2. 安全対策 変更なし。</p>	

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)	変 更 後	備 考
<p>2) 停電対策 廃止措置期間中は、停電時にも施設の保安が確保できるように、非常用電源設備は解体せず、従前通り、その性能を維持管理していくものとする。</p> <p>3) 感電防止対策 電気系統に係る作業は、作業開始前に作業計画書届等に作業内容を明記させるとともに、当該系統の電源断を行って、作業を行う。</p> <p>4) 墜落、落下防止対策 高所作業及び開口部付近で行う作業については、手すり等を設置して、墜落及び落下防止対策を講ずるとともに、必要に応じて、安全ネットの設置、安全帯の着用等を行い、事故防止を図る。</p> <p>5) 粉塵障害防止対策 粉塵の発生する作業にあたっては、労働安全衛生法粉塵障害防止規則に従い、必要に応じて、粉塵収集装置及び高性能フィルタ付き局所排気装置の設置、防塵マスク、保護メガネの使用等により、作業員の粉塵障害を防止する。</p> <p>6) 閉所作業の安全対策 燃料体の切断作業を行うグレイティングピット内は、酸欠状態が生じないように換気を行う。</p> <p>7) 自然事象に対する安全対策 作業中に地震等の自然事象により二次災害が発生しないように、安全対策に配慮して、作業計画の立案と施工管理を行う。また、自然事象により作業員の安全に影響があると予想される場合には、作業を中止し、機器の保全対策や電源の供給停止等の安全対策を行う。</p> <p>2.2 解体保管等作業に関する安全対策</p> <p>1) 作業環境の保全に係る安全対策 原子炉室、制御室等に係る電源、給排気、放射線管理施設等は、作業環境の保全のために、適切に維持管理する。</p> <p>2) 設備・機器の除染に係る安全対策 洗浄を必要とする一部の設備・機器等においては、洗浄作業の際の洗浄水の飛散防止を行い、作業環境や作業員が汚染することがないように行う。</p> <p>3) 設備・機器等の解体保管作業に係る安全対策 放射線量が比較的高い設備・機器等の解体保管作業にあつては、遮へいを施す等の作業員の被ばく低減に務める。配管等を切断する作業等に際しては、切粉、粉塵等が散逸することのないように、局所排気装置等を必要に応じて使用する。また、重量物の取扱いの際のクレーン作業や高所作業に関しては、ヘルメット着用等、労働安全確保上から必要な措置を施して、実施する。</p> <p>4) 放射性廃棄物の保管及び搬出に係る安全対策 解体廃棄物の一時保管にあつては、あらかじめ定められた場所へ移動し、標識を設け、保管中に荷崩れ、転倒等が生じないように措置する。 廃棄物等の搬出にあつては、収納容器等の放射性物質の表面汚染密度、放射線線量率の測定記録を行い、搬出の基準を満足していることを確認する。</p> <p>2.3 原子炉施設への不法な接近及び侵入の防止対策 原子炉棟建家を中心に原子炉建家にアクセスし得る全ての出入口他については、必要な施錠管理や区域管理を行い、不法な接近及び侵入を防止する。</p>		

変更前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)		変更後			備考
表 5.1 原子炉施設の区分毎の設備の機能維持 (1/8) <small>○：その性能を維持する必要があるもの -：その性能を維持する必要のないもの</small>		(削除)			法令改正に伴う変更
施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の各設備機能の維持		
			要否	求められる機能	理由
原子炉本体	炉心集合体	中核燃料	-		
		ブランケット燃料	-		
		制御材燃料	-		
		A 反射体	○	燃料体収納能力及び炉心集合体としての移動能力	廃止措置第1段階での燃料体処理のため。
		実験孔	-		
		前部遮へい体	○	移動架台能力	同上
		後部遮へい体	○		
		中性子源	-		
		機械室	○		
	炉心集合体駆動設備	移動用通路案内枠	○	炉心集合体としての移動能力	同上
		駆動装置	○		
		固定装置	○	固定能力	
		通路遮へい体	-		
	重コンクリート生体遮へい体	重コンクリート遮へい体	○	燃料片収納缶の保管能力と遮へい能力	燃料体の搬出譲渡前の一時保管場所とするため。
		B 反射体	-		
		高速中性子柱設備	○		
		熱中性子柱設備	○		
		実験孔	-		
	中速中性子柱	鉛体、実験孔	-		
	D 運転位置設備	B 反射体、架台	-		

変更前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)		変更後			備考																							
<p>表 5.1 原子炉施設の区分毎の設備の機能維持 (2/8)</p> <p>○ : その性能を維持する必要があるもの - : その性能を維持する必要のないもの</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設区分</th> <th rowspan="2">設備区分</th> <th rowspan="2">構成機器</th> <th colspan="3">廃止措置期間中の各設備機能の維持</th> </tr> <tr> <th>要否</th> <th>求められる機能</th> <th>理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">核燃料取扱及び貯蔵施設</td> <td rowspan="3">新燃料貯蔵庫</td> <td>濃縮ウラン燃料貯蔵庫</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>天然ウラン燃料貯蔵庫</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>劣化ウラン燃料貯蔵庫</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>但し、貯蔵庫としては、使用施設の貯蔵庫として拡充し、利用するため、遮へい性能他を維持する。</p>		施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の各設備機能の維持			要否	求められる機能	理由	核燃料取扱及び貯蔵施設	新燃料貯蔵庫	濃縮ウラン燃料貯蔵庫	-			天然ウラン燃料貯蔵庫	-			劣化ウラン燃料貯蔵庫	-			<p>(削除)</p>			<p>法令改正に伴う変更</p>
施設区分	設備区分				構成機器	廃止措置期間中の各設備機能の維持																						
		要否	求められる機能	理由																								
核燃料取扱及び貯蔵施設	新燃料貯蔵庫	濃縮ウラン燃料貯蔵庫	-																									
		天然ウラン燃料貯蔵庫	-																									
		劣化ウラン燃料貯蔵庫	-																									

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)		変 更 後			備 考																																															
<p>表 5.1 原子炉施設の区分毎の設備の機能維持 (3/8)</p> <p>○：その性能を維持する必要があるもの -：その性能を維持する必要のないもの</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設区分</th> <th rowspan="2">設備区分</th> <th rowspan="2">構成機器</th> <th colspan="3">廃止措置期間中の各設備機能の維持</th> </tr> <tr> <th>要否</th> <th>求められる機能</th> <th>理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">冷却系統施設</td> <td rowspan="2">冷却装置</td> <td>ルーツブロワー</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>安全弁</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">配管類</td> <td>入口出口配管</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>フレキシブルホース</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>弁類</td> <td>バルブ、逆止弁</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">フィルタ</td> <td>入口フィルタ</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>出口フィルタ</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>サイレンサ</td> <td></td> <td style="text-align: center;">-</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の各設備機能の維持			要否	求められる機能	理由	冷却系統施設	冷却装置	ルーツブロワー	-			安全弁	-			配管類	入口出口配管	-			フレキシブルホース	-			弁類	バルブ、逆止弁	-			フィルタ	入口フィルタ	-			出口フィルタ	-			サイレンサ		-			<p>(削除)</p>			<p>別添1</p> <p>法令改正に伴う変更</p>
施設区分	設備区分				構成機器	廃止措置期間中の各設備機能の維持																																														
		要否	求められる機能	理由																																																
冷却系統施設	冷却装置	ルーツブロワー	-																																																	
		安全弁	-																																																	
	配管類	入口出口配管	-																																																	
		フレキシブルホース	-																																																	
	弁類	バルブ、逆止弁	-																																																	
	フィルタ	入口フィルタ	-																																																	
		出口フィルタ	-																																																	
	サイレンサ		-																																																	

変更前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)		変更後			備考		
表 5.1 原子炉施設の区分毎の設備の機能維持 (4/8) <small>○：その性能を維持する必要があるもの -：その性能を維持する必要のないもの</small>		(削除)			法令改正に伴う変更		
施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の各設備機能の維持				
			要否	求められる機能	理由		
計測制御系統施設	核計装	検出器	○*	炉心にAまたはB燃料体が装荷されている間の中性子計測能力(起動系のみ)	廃止措置第1段階で、燃料体を一括ではなく、順次取出す際の未臨界確認のため。		
		アンプ、指示計等	○*				
		試験器	○*				
	プロセス計装	炉心部温度測定系	-				
		冷却系測定系	-				
	安全保護回路	インターロック系統	-				
		スクラム系統	-				
		アラーム系統	-				
	制御棒駆動設備	制御棒駆動機構	-				
		中性子駆動機構	-				
	非常用制御設備	後備炉停止系	-				
	*：燃料体を順次取り出す過程で、炉内にC燃料体だけになった場合には、物理的に臨界にならないことが明らかなので、起動系モニタの維持は不要とする。						

変更前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)		変更後			備考																											
<p>表 5.1 原子炉施設の区分毎の設備の機能維持 (5/8)</p> <p>○：その性能を維持する必要があるもの -：その性能を維持する必要のないもの</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設区分</th> <th rowspan="2">設備区分</th> <th rowspan="2">構成機器</th> <th colspan="3">廃止措置期間中の各設備機能の維持</th> </tr> <tr> <th>要否</th> <th>求められる機能</th> <th>理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">放射性廃棄物の廃棄施設</td> <td rowspan="3">気体廃棄施設</td> <td>冷却系出口フィルタ</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>排風機、予備排風機、バタフライ弁</td> <td style="text-align: center;">○</td> <td rowspan="5" style="vertical-align: middle;">廃棄施設としての従前の処理及び貯蔵能力</td> <td rowspan="5" style="vertical-align: middle;">廃止措置期間中に生じる廃棄物を取扱うため。</td> </tr> <tr> <td>排風機フィルタ</td> <td style="text-align: center;">○</td> </tr> <tr> <td>液体廃棄施設</td> <td>廃液貯溜槽</td> <td style="text-align: center;">○</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄施設</td> <td>廃棄物一時保管庫</td> <td style="text-align: center;">○</td> </tr> </tbody> </table>		施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の各設備機能の維持			要否	求められる機能	理由	放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄施設	冷却系出口フィルタ	-			排風機、予備排風機、バタフライ弁	○	廃棄施設としての従前の処理及び貯蔵能力	廃止措置期間中に生じる廃棄物を取扱うため。	排風機フィルタ	○	液体廃棄施設	廃液貯溜槽	○	固体廃棄施設	廃棄物一時保管庫	○	(削除)			法令改正に伴う変更
施設区分	設備区分				構成機器	廃止措置期間中の各設備機能の維持																										
		要否	求められる機能	理由																												
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄施設	冷却系出口フィルタ	-																													
		排風機、予備排風機、バタフライ弁	○	廃棄施設としての従前の処理及び貯蔵能力	廃止措置期間中に生じる廃棄物を取扱うため。																											
		排風機フィルタ	○																													
	液体廃棄施設	廃液貯溜槽	○																													
	固体廃棄施設	廃棄物一時保管庫	○																													

変更前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)		変更後			備考
表 5.1 原子炉施設の区分毎の設備の機能維持 (6/8) <small>○：その性能を維持する必要があるもの ー：その性能を維持する必要のないもの</small>		(削除)			法令改正に伴う変更
施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の各設備機能の維持		
			要否	求められる機能	理由
放射線管理施設	環境モニタ	モニタリングポスト	○	放射線管理施設としての従前の計測能力	廃止措置第1段階での燃料体処理に対し、屋外の放射線管理を行うため。
	エリアモニタ	ガンマ線モニタ (炉室系低線量用のみ)	○		廃止措置第1段階での燃料体処理に対し、屋内の放射線管理を行うため。
		速、熱中性子モニタ (炉室系のみ)	○		
	ガス、ダストモニタ	FFD	ー		
		ガスモニタ (炉冷系除く。)	○	放射線管理施設としての従前の計測能力	廃止措置期間中の屋内外の放射線管理を行うため。
		ダストモニタ (炉冷系除く。)	○		
汚染モニタ	ハンドフットクロスモニタ	○			

変更前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)		変更後		備考																																				
<p>表 5.1 原子炉施設の区分毎の設備の機能維持 (7/8)</p> <p>○：その性能を維持する必要があるもの -：その性能を維持する必要のないもの</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設区分</th> <th rowspan="2">設備区分</th> <th rowspan="2">構成機器</th> <th colspan="3">廃止措置期間中の各設備機能の維持</th> </tr> <tr> <th>要否</th> <th>求められる機能</th> <th>理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="9">原子炉格納施設</td> <td rowspan="4">原子炉室</td> <td>遮へい壁</td> <td>○</td> <td rowspan="4">格納施設としての従前の能力</td> <td rowspan="4">廃止措置期間中の気密、負圧保持、遮へい、出入管理、重量物運搬等の機能を維持するため。</td> </tr> <tr> <td>ペネトレーション</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>気密扉、スライド扉</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>天井クレーン</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>補機室</td> <td>-</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="4">炉室給排気測定系</td> <td>空調機、ダクト、ダンパ</td> <td>○</td> <td rowspan="4">給排気系としての従前の能力</td> <td rowspan="4">廃止措置期間中の換気、負圧保持等の機能を維持するため。</td> </tr> <tr> <td>排風機、ダクト、ダンパ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>負圧記録計</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>温度、湿度記録計</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>		施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の各設備機能の維持			要否	求められる機能	理由	原子炉格納施設	原子炉室	遮へい壁	○	格納施設としての従前の能力	廃止措置期間中の気密、負圧保持、遮へい、出入管理、重量物運搬等の機能を維持するため。	ペネトレーション	○	気密扉、スライド扉	○	天井クレーン	○	補機室	-			炉室給排気測定系	空調機、ダクト、ダンパ	○	給排気系としての従前の能力	廃止措置期間中の換気、負圧保持等の機能を維持するため。	排風機、ダクト、ダンパ	○	負圧記録計	○	温度、湿度記録計	○	(削除)		法令改正に伴う変更
施設区分	設備区分				構成機器	廃止措置期間中の各設備機能の維持																																		
		要否	求められる機能	理由																																				
原子炉格納施設	原子炉室	遮へい壁	○	格納施設としての従前の能力	廃止措置期間中の気密、負圧保持、遮へい、出入管理、重量物運搬等の機能を維持するため。																																			
		ペネトレーション	○																																					
		気密扉、スライド扉	○																																					
		天井クレーン	○																																					
	補機室	-																																						
	炉室給排気測定系	空調機、ダクト、ダンパ	○	給排気系としての従前の能力	廃止措置期間中の換気、負圧保持等の機能を維持するため。																																			
		排風機、ダクト、ダンパ	○																																					
		負圧記録計	○																																					
		温度、湿度記録計	○																																					

変更前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)		変更後			備考
表 5.1 原子炉施設の区分毎の設備の機能維持 (8/8) <small>○：その性能を維持する必要があるもの -：その性能を維持する必要のないもの</small>		(削除)			法令改正に伴う変更
施設区分	設備区分	構成機器	廃止措置期間中の各設備機能の維持		
			要否	求められる機能	理由
その他原子炉の附属施設	実験準備室	遮へい壁	-		
		ペネトレーション	-		
		気密扉	○	劣化ウラン燃料体の貯蔵・取扱いのための従前の能力	管理替えされた劣化ウラン燃料体の貯蔵保管を行うため。
		天井クレーン	○		
		NF 貯蔵庫の遮へい壁	○		
			RI 貯蔵庫の遮蔽へい壁	-	
		測定室の遮へい壁	-		
	加速装置室	遮へい壁	-		
		人員出入口扉	-		
	附属建屋	研究棟	○	附属建屋及び電気設備としての従前の能力	廃止措置期間中の保安を維持するため。
	電気設備	受変電設備	○		
		非常用電源	○		
		火災警報装置	○		
		通信設備	○		

表 5.2 原子炉施設の区分ごとの性能を維持すべき設備の性能維持期間 (1/2)

設備区分等	施設区分	設備等の区分	種別品目	期間等		性能維持期間		備考
				廃止措置開始	廃止措置終了	第1段階	第2段階	
1. 原子炉本体	原子炉施設での主な作業	1)炉心集合体	中核燃料	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
2. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設	原子炉施設での主な作業	2)炉心集合体関連設備	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			3. 冷却系施設	原子炉施設での主な作業	3)重コネクタート生体遮蔽体	燃料加工	燃料加工	燃料加工
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
燃料加工	燃料加工	燃料加工				燃料加工	燃料加工	
4. 計測制御系施設	原子炉施設での主な作業	4)中速中電子柱				燃料加工	燃料加工	燃料加工
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	
			燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	燃料加工	

再利用のうち、(軽)は核燃料使用施設設備で、(自主)は自主設置設備として管理する。

変更前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)

変更後

備考

(削除)

法令改正に伴う変更

表 5.2 原子炉施設の区分ごとの性能を維持すべき設備の性能維持期間 (2/2)

施設区分	設備等の区分	構成項目	性能維持期間			
			第1期 運転中 燃料サイクル終了 燃料サイクル終了	第2期 燃料搬入 燃料搬出 燃料搬入	第3期 燃料搬入 燃料搬出 燃料搬入	第4期 燃料搬入 燃料搬出 燃料搬入
4. 原子炉施設での主な作業 燃料搬入・搬出設備	4) 燃料搬入設備	燃料搬入機	運転中	燃料搬入	燃料搬入	燃料搬入
	5) 燃料搬出設備	燃料搬出機	運転中	燃料搬出	燃料搬出	燃料搬出
	6) 燃料搬入・搬出設備	燃料搬入機、燃料搬出機	運転中	燃料搬入	燃料搬入	燃料搬入
	7) 燃料搬入・搬出設備	燃料搬入機、燃料搬出機	運転中	燃料搬出	燃料搬出	燃料搬出
5. 廃棄施設	1) 放射性廃棄物貯蔵設備	放射性廃棄物貯蔵設備	運転中	放射性廃棄物貯蔵	放射性廃棄物貯蔵	放射性廃棄物貯蔵
	2) 放射性廃棄物処理設備	放射性廃棄物処理設備	運転中	放射性廃棄物処理	放射性廃棄物処理	放射性廃棄物処理
	3) 放射性廃棄物搬送設備	放射性廃棄物搬送設備	運転中	放射性廃棄物搬送	放射性廃棄物搬送	放射性廃棄物搬送
	4) 放射性廃棄物処理設備	放射性廃棄物処理設備	運転中	放射性廃棄物処理	放射性廃棄物処理	放射性廃棄物処理
6. 放射線管理施設	1) 放射線モニタ	放射線モニタ	運転中	放射線モニタ	放射線モニタ	放射線モニタ
	2) エリアモニタ	エリアモニタ	運転中	エリアモニタ	エリアモニタ	エリアモニタ
	3) ガス、ダストモニタ	ガス、ダストモニタ	運転中	ガス、ダストモニタ	ガス、ダストモニタ	ガス、ダストモニタ
	4) 汚染モニタ	汚染モニタ	運転中	汚染モニタ	汚染モニタ	汚染モニタ
7. 原子炉格納施設	1) 炉心	炉心	運転中	炉心	炉心	炉心
	2) 炉心冷却設備	炉心冷却設備	運転中	炉心冷却設備	炉心冷却設備	炉心冷却設備
	3) 炉心監視設備	炉心監視設備	運転中	炉心監視設備	炉心監視設備	炉心監視設備
	4) 炉心保護設備	炉心保護設備	運転中	炉心保護設備	炉心保護設備	炉心保護設備
8. その他の原子炉の附属施設	1) 実験準備室	実験準備室	運転中	実験準備室	実験準備室	実験準備室
	2) 加圧貯蔵槽	加圧貯蔵槽	運転中	加圧貯蔵槽	加圧貯蔵槽	加圧貯蔵槽
	3) 貯蔵庫	貯蔵庫	運転中	貯蔵庫	貯蔵庫	貯蔵庫
	4) 電気設備	電気設備	運転中	電気設備	電気設備	電気設備

注) ガンマ線モニタを「γ」、速中性子線モニタを「NFI」、熱中性子線モニタを「NM」と表記する。更に、各モニタの炉室設置を「1」、ないし「4」、補機室設置を「2」、実験準備室を「3」と略記する。

変更前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)

変更後

備考

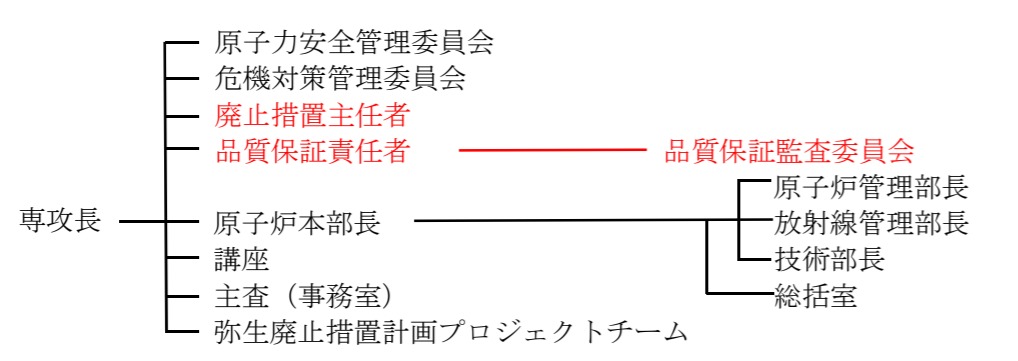
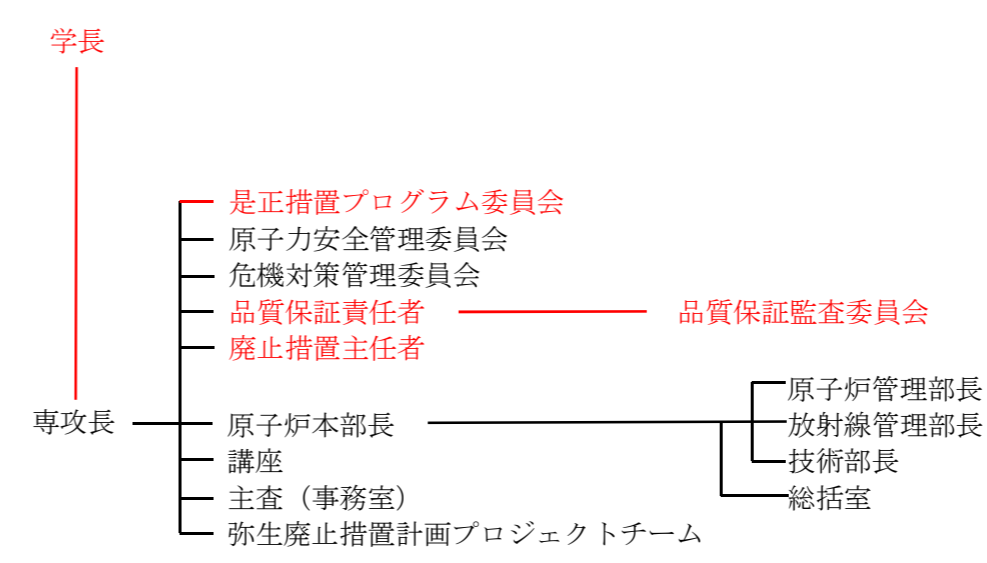
(削除)

法令改正に伴う変更

変更前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)							変更後							備考
表 5.3 廃止措置期間中の施設定期自主検査一覧							表 5.1 廃止措置期間中の施設定期自主検査一覧							記載の適正化
設備区分	系統設備	対象機器	維持すべき期間	検査*)	検査項目	検査等時期	設備区分	系統設備	対象機器	維持すべき期間	検査*)	検査項目	検査等時期	
原子炉本体	炉心集合体駆動設備	炉心集合体駆動装置	全燃料体のオフローディング完了まで	○	分解検査**)、作動検査	毎年 (1回/年)	原子炉本体	炉心集合体駆動設備	炉心集合体駆動装置	全燃料体のオフローディング完了まで	○	分解検査**)、作動検査	毎年 (1回/年)	
計測制御系統施設	核計装(起動系のみ)	検出器	燃料体を順次取り出す際、A または B 燃料体が炉心内に装荷されている間まで	○	校正		計測制御系統施設	核計装(起動系のみ)	検出器	燃料体を順次取り出す際、A または B 燃料体が炉心内に装荷されている間まで	○	校正		
		アンプ、指示計等		○					アンプ、指示計等		○			
		試験器		○					試験器		○			
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄施設	排風機(7系統)	廃止措置完了確認を受けるまで	○	外観検査		放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄施設	排風機(7系統)	廃止措置完了確認を受けるまで	○	外観検査		
		配管(5系統)			外観検査				配管(5系統)			外観検査		
		フィルタ(7系統)			捕集性能							フィルタ(7系統)		
	液体廃棄施設	廃液貯溜槽(3基)	同上	○	漏洩検査			液体廃棄施設	廃液貯溜槽(3基)	同上	○	漏洩検査		
固体廃棄施設	廃棄物一時保管庫	同上	○	外観検査	固体廃棄施設		廃棄物一時保管庫	同上	○	外観検査				
放射線管理施設	環境モニタ	モニタリングポスト	第1段階終了まで	○	校正		放射線管理施設	環境モニタ	モニタリングポスト	第1段階終了まで	○			
	エリアモニタ	ガンマ線モニタ(炉室低線量用)、速・熱中性子線モニタ(炉室用)	同上	○		エリアモニタ		ガンマ線モニタ(炉室低線量用)、速・熱中性子線モニタ(炉室用)	同上	○				
	ガス・ダストモニタ	スタック系ガス・ダストモニタ	廃止措置完了確認を受けるまで	○		ガス・ダストモニタ		スタック系ガス・ダストモニタ	廃止措置完了確認を受けるまで	○				
	汚染モニタ	ハンドフットクロスモニタ		○		汚染モニタ		ハンドフットクロスモニタ		○				
その他原子炉の附属施設	非常用電源設備	完全無停電設備	同上	○	外観検査、作動検査	その他原子炉の附属施設	非常用電源設備	完全無停電設備	同上	○	外観検査、作動検査			
		ディーゼル発電機						ディーゼル発電機						
*) : 試験炉規則第10条第2項により、原子炉施設の保安のために直接関連を有する計器及び放射線測定器についての校正の検査及び保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備の性能が維持されているかどうかについての検査 **) : 炉心集合体駆動装置の分解検査については、10年に1回以上の頻度で実施する							*) : 原子炉施設の保安のために直接関連を有する計器及び放射線測定器についての校正の検査及び保安規定に定める保安上特に管理を必要とする設備の性能が維持されているかどうかについての検査 **) : 炉心集合体駆動装置の分解検査については、10年に1回以上の頻度で実施する							法令改正に伴う変更

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)	変 更 後	備 考
<p data-bbox="617 457 783 489">添付書類7</p> <p data-bbox="418 569 982 600">廃止措置の実施体制に関する説明書</p>	<p data-bbox="1783 457 1949 489">添付書類7</p> <p data-bbox="1584 569 2148 600">廃止措置の実施体制に関する説明書</p>	

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)	変 更 後	備 考
<p>1. 廃止措置に向けた組織体制の方針 東京大学原子炉施設における廃止措置計画を円滑に進めるために、弥生廃止措置計画プロジェクトチームを設けて組織運営規程を整備するとともに、表 7.1 に示すように保安規定にも定める。 廃止措置プロジェクトチームは、チームリーダーをトップとし、専攻長がその任にあたりるとともに、諮問委員会、総括・規制対応チーム、廃止措置作業チーム、放射線管理チーム、事務局を置く。</p> <p>2. 保安上重要な事項の審議と決定 廃止措置に係る原子炉施設に対し、保安上重要な事項を決定するにあたっては、東京大学原子炉施設の保安規定に定める原子力安全管理委員会の審議を経るものとする。</p> <p>3. 廃止措置の実施にあたり、その監督を行う者の選任の方針 廃止措置に係る保安の監督を行うため、廃止措置主任者を置く。廃止措置主任者は、東京大学原子力専攻に所属し、原子炉主任技術者または核燃料取扱主任者の免状を有する者ないし技術士登録簿の原子力・放射線部門に登録を受けた者の中から専攻長が任命する。</p> <p>4. 廃止措置を適切に実施するために必要な情報の保持 廃止措置の第1段階作業では、高濃縮ウランの取り扱いが主となることから、当該作業を適切に実施するために、施設の設工認の記録、使用前検査記録、図面集、設備マニュアル等、原子炉の運転に供してきた情報を確実に準備する。また、廃止措置計画書は勿論、原子炉設置変更承認申請書、保安規定、関連規制許認可、品質保証計画指針、核物質防護規定、計量管理規定など廃止措置の観点からの多岐に渡る情報が必要であり、廃止措置の進捗に合わせて適切に改訂していくものとする。 上述した文書類は、秘密情報、管理情報を含んでいるため、情報の漏洩を防ぎ、取り扱いに留意して情報管理を適切に行うものとする。</p> <p>5. 技術者の確保 廃止措置に係る作業に必要な技術者及び有資格者を専攻内で確保するとともに、必要に応じて、東京大学本部及び工学系研究科等からの支援を受けられるよう調整する。</p> <p>6. 知識及び技術の維持向上等 廃止措置に係る業務に従事する技術者及び各役職者についての資質向上には、保安規定に定める教育の他、廃止措置プロジェクトチームミーティング等を定期的に行い、これらを通じて情報共有を図り、知識及び技術の維持向上に努めるものとする。</p>	<p>1. 廃止措置に向けた組織体制の方針 東京大学原子炉施設における廃止措置計画を円滑に進めるために、弥生廃止措置計画プロジェクトチームを設けて組織運営規程を整備するとともに、図 7.1 に示すように保安規定にも定める。 廃止措置プロジェクトチームは、チームリーダーをトップとし、専攻長がその任にあたりるとともに、諮問委員会、総括・規制対応チーム、廃止措置作業チーム、放射線管理チーム、事務局を置く。</p> <p>2. 保安上重要な事項の審議と決定 変更なし。</p> <p>3. 廃止措置の実施にあたり、その監督を行う者の選任の方針 変更なし。</p> <p>4. 廃止措置を適切に実施するために必要な情報の保持 廃止措置の第1段階作業では、高濃縮ウランの取り扱いが主となることから、当該作業を適切に実施するために、施設の設工認の記録、使用前検査記録、図面集、設備マニュアル等、原子炉の運転に供してきた情報を確実に準備する。また、廃止措置計画書は勿論、原子炉設置変更承認申請書、保安規定、関連規制許認可、品質保証計画指針（品質マニュアル）、核物質防護規定、計量管理規定など廃止措置の観点からの多岐に渡る情報が必要であり、廃止措置の進捗に合わせて適切に改訂していくものとする。 上述した文書類は、秘密情報、管理情報を含んでいるため、情報の漏洩を防ぎ、取り扱いに留意して情報管理を適切に行うものとする。</p> <p>5. 技術者の確保 変更なし。</p> <p>6. 知識及び技術の維持向上等 変更なし。</p> <p>7. 品質マネジメント活動と継続的改善 廃止措置期間中における品質マネジメント活動は、添付書類8に示す体制のもと、廃止措置における安全の重要性に応じた管理を実施する。また、廃止措置の品質マネジメント活動のうちの継続的な改善として、図 7.1 に示す是正措置プログラム委員会において、不適合の有無を判断し、処置の必要性評価及び計画並びに処置の有効性確認を定期的に行う。</p>	<p>表記の適正化</p> <p>法令改正に伴う改訂</p> <p>品質管理に係る追記</p>

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">表 7.1 原子炉施設に係る管理組織体制</p> 	<p style="text-align: center;">図 7.1 原子炉施設に係る管理組織体制</p> 	<p>表記の適正化</p> <p>法令改正による見直し変更</p> <p>表記の適正化</p>

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)	変 更 後	備 考
<p data-bbox="617 457 783 491">添付書類8</p> <p data-bbox="477 569 923 602">品質保証計画に関する説明書</p>	<p data-bbox="1783 457 1949 491">添付書類8</p> <p data-bbox="1418 569 2315 602">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 data-bbox="2466 575 2703 604">法令改正による変更</p>

変 更 前 (令和元年9月25日承認及び令和2年9月7日届出)	変 更 後	備 考
<p>1. 廃止措置に係る品質保証活動 東京大学原子炉施設に係る品質保証活動（以下「QMS」という。）については、品質保証計画指針における第1次文書としての位置づけで、保安規定に定めている。よって、廃止措置を行っている期間中にある場合は、保安規定を遵守することでQMSを担保する。ただし、核燃料物質の実輸送及び輸送容器に関するQMSについては、別途定めることとし、承認にあたっては原子力安全管理委員会の審議を経るものとする。</p> <p>2. QMSに係る体制 専攻長は、品質保証計画指針を策定し、廃止措置に係る種々の業務についてQMSを体系的に実施させ、QMSの基本方針の周知徹底を図り、指揮する。また、廃止措置に係る業務から独立性を担保した品質保証責任者を任命し、QMSに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にを行う責任と権限をこれに与える。</p> <p>品質保証責任者（添付書類7の表7.1参照）は、専攻長の命を受け、QMSに関する業務を統括し、監査を含むQMS活動とこれら活動結果を文書等により記録作成し保管を行う。QMSに係る評価は品質保証監査委員会で行い、活動結果について専攻長に報告する。</p> <p>3. 継続的な改善 専攻長は評価の報告において、改善が必要と判断した場合は、予防措置ないし是正措置の指示等を行い、これら継続的な改善を通して、廃止措置作業に係る安全の達成・維持・向上を図る。</p>	<p>1. 廃止措置に係る品質マネジメントシステム 東京大学原子炉施設に係る品質マネジメント活動（以下「QMS」という。）については、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、学長によるトップマネジメントを明示した品質保証計画指針（品質マニュアル）に改訂すると共に、第1次文書としての位置づけにある保安規定に定めている。よって、廃止措置を行っている期間中にある場合は、保安規定を遵守することでQMSを担保する。ただし、核燃料物質の実輸送及び輸送容器に関するQMSについては、別途定めることとし、承認にあたっては原子力安全管理委員会の審議を経るものとする。</p> <p>2. QMSに係る体制 上述したQMSを行っていくにあたり、学長並びに学長から権限を委譲された者（以下、「学長等」という。）をトップマネジメントとする体系を策定する。学長等は、QMSに係る業務を管理監督する者として原子力専攻長を管理者として任命し、品質保証計画指針（品質マニュアル）を策定し、廃止措置に係る種々の業務についてQMSを体系的に実施させ、QMSの基本方針の周知徹底を図り、指揮する。また、管理者は、廃止措置に係る業務から独立性を担保した品質保証責任者を任命し、QMSに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にを行う責任と権限をこれに与える。</p> <p>廃止措置に関するQMSは、是正措置プログラム委員会において計画、実施、評価及び改善の一連のプロセスを明確にし、これらを効果的に運用していく。</p> <p>QMSに係る内部監査は、品質保証監査委員会で行い、活動結果について学長等に報告する。</p> <p>3. 継続的な改善 学長等及び管理者は、評価の報告において、改善が必要と判断した場合は、未然防止処置ないし是正処置の指示等を行い、これら継続的な改善を通して、廃止措置作業に係る安全の達成・維持・向上を図る。</p>	<p>法令改正に伴う見直し変更以下、同じ。</p> <p>表記の適正化</p>

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 1 2 号）附則第 1 1 条第 1 項の規定によるため。
2. その他、表記の適正化のため。