

【公開版】

提出年月日	令和元年 12 月 3 日	R4
日本原燃株式会社		

六ヶ所再処理施設における
新規規制基準に対する適合性

安全審査 整理資料

使用済燃料の冷却期間の変更（15 年冷却）と
安全設計及び安全評価への影響

目 次

- 1 章 使用済燃料の冷却期間の変更に伴う再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への影響について
 1. 変更の概要
 2. 変更に伴う設計方針
 3. 再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への影響

- 2 章 補足説明資料

1 章 使用済燃料の冷却期間の変更に伴う再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への影響について

1. 変更の概要

重大事故等対処については放射エネルギー、発熱量等に基づいた対策の優先順位、対処の手順等の検討が重要となるため、冷却期間の設定条件を、現状の使用済燃料の保管状況及び今後、受入れが見込まれる冷却期間とし、実際の事故対処と整合させることが適切である。

このため、現実的な使用済燃料の冷却期間として、再処理施設に受け入れるまでの冷却期間を1年から概ね12年、せん断処理するまでの冷却期間を、4年から15年に変更する。

また、現実的な冷却期間に変更することにより、重大事故等の対処に要する時間を確保し、重大事故等の対処の実施を確実にするとともに、重大事故等が発生した際の公衆及び放射線業務従事者等への放射性物質等による影響を低減する。

なお、再処理施設の安全設計、設計基準事故の設計及び評価条件は、再処理施設に受け入れるまでの冷却期間を1年以上、せん断処理するまでの冷却期間を4年以上として、保守的な条件で実施していることから、変更しない。

- ・再処理施設に受け入れるまでの冷却期間：4年以上*

*ただし、燃料貯蔵プールの容量3,000 t・U_{Pr}のうち、冷却期間

4年以上12年未満の使用済燃料の貯蔵量が600 t・U_{Pr}未満、

それ以外は冷却期間12年以上となるよう受け入れを管理する。

- ・せん断処理するまでの冷却期間：15年以上

【補足説明資料1】

1. 1 放出管理目標値の変更（第 21 条）

気体廃棄物及び液体廃棄物の放出は、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成 27 年 8 月 31 日原子力規制委員会告示第 8 号）」に定められた線量限度等を超えないようにするとともに、放出管理目標値を設定し、これを超えないように管理している。

使用済燃料の冷却期間の変更に伴い、放出放射能が低減することから、低減した量で管理するよう放出管理目標値を変更する。

表 1 変更後の気体廃棄物の放出管理目標値

核種	放出管理目標値 (Bq/y)
Kr-85	1.6×10^{17}
H-3	1.0×10^{15}
C-14	5.1×10^{13}
I-129	1.1×10^{10}
I-131	1.0×10^{10}
その他核種	
アルファ線を放出する核種	3.1×10^8
アルファ線を放出しない核種	7.5×10^{10}

表 2 変更後の液体廃棄物の放出管理目標値

核種	放出管理目標値 (Bq/y)
H-3	9.7×10^{15}
I-129	4.3×10^{10}
I-131	1.0×10^{11}
その他核種	
アルファ線を放出する核種	3.6×10^9
アルファ線を放出しない核種	9.5×10^{10}

【補足説明資料 2】

2. 変更に伴う設計方針

本変更に伴い、「再処理を行う使用済燃料の種類及び再処理能力」の冷却期間及び「再処理施設における放射線管理に関する事項」の気体廃棄物の放出管理目標値及び液体廃棄物の放出管理目標値を変更する。

3. 再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への影響

本変更による再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合性への影響について確認した。

本変更により影響を受けると考える条文は、「第二条核燃料物質の臨界防止」、「第三条遮蔽等」、「第五条火災等による損傷の防止」、「第十六条運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止」、「第十七条使用済燃料の貯蔵施設等」、「第二十一条廃棄施設」、「第二十二条保管廃棄施設」であり、設計方針や線量評価等への影響を確認した結果、規則要求を満たすことを確認した。

また、上記以外の条文は、本変更による影響を受ける規則要求はないと判断した。

本変更による各条文への影響の確認結果の詳細を第1表に示す。

第1表 本変更に伴う再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への影響について

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>(核燃料物質の臨界防止)</p> <p>第二条 安全機能を有する施設は、核燃料物質が臨界に達するおそれがないようにするため、核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>2 再処理施設には、臨界警報設備その他の臨界事故を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>再処理施設の臨界安全設計は、保守的な条件で設計しているため変更しない。</p> <p style="text-align: right;">【補足説明資料3】</p>
<p>(遮蔽等)</p> <p>第三条 安全機能を有する施設は、運転時及び停止時において再処理施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の線量が十分に低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>2 安全機能を有する施設は、工場等内における放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 管理区域その他工場等内の人が立ち入る場所における線量を低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものとする。</p> <p>二 放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。</p>	<p>再処理施設のガンマ線遮蔽設計および中性子線遮蔽設計は、保守的な条件で設計しているため変更しない。</p> <p style="text-align: right;">【補足説明資料3】</p>

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>(閉じ込めの機能)</p> <p>第四条 安全機能を有する施設は、放射性物質を限定された区域に適切に閉じ込めることができるものでなければならない。</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>
<p>(火災等による損傷の防止)</p> <p>第五条 安全機能を有する施設は、火災又は爆発により再処理施設の安全性が損なわれないよう、火災及び爆発の発生を防止することができ、かつ、消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全機能を有する施設に属するものに限る。）及び早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）並びに火災及び爆発の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>2 消火設備（安全機能を有する施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても安全上重要な施設の安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>再処理施設の放射線分解による水素発生の評価及び有機溶媒の温度上昇の評価に必要な崩壊熱密度は、保守的な条件で設計しているため変更しない。</p> <p style="text-align: right;">【補足説明資料3】</p>
<p>(安全機能を有する施設の地盤)</p> <p>第六条 安全機能を有する施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（安全機能を有する施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）にあつては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。）が作用し</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>た場合においても当該安全機能を有する施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。</p> <p>2 耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。</p>	(つづき)
<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第七条 安全機能を有する施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある安全機能を有する施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	本変更の影響を受ける規則要求はない。

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>(津波による損傷の防止)</p> <p>第八条 安全機能を有する施設は、その供用中に当該安全機能を有する施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>
<p>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>第九条 安全機能を有する施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 安全上重要な施設は、当該安全上重要な施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該安全上重要な施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>3 安全機能を有する施設は、工場等内又はその周辺において想定される再処理施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>(再処理施設への人の不法な侵入等の防止)</p> <p>第十条 工場等には、再処理施設への人の不法な侵入、再処理施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。）を防止するための設備を設けなければならない。</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>
<p>(溢水による損傷の防止)</p> <p>第十一条 安全機能を有する施設は、再処理施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>
<p>(化学薬品の漏えいによる損傷の防止)</p> <p>第十二条 安全機能を有する施設は、再処理施設内における化学薬品の漏えいが発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>
<p>(誤操作の防止)</p> <p>第十三条 安全機能を有する施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。</p> <p>2 安全上重要な施設は、容易に操作することができるものでなければならない。</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>(安全避難通路等)</p> <p>第十四条 再処理施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。</p> <p>一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路</p> <p>二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>
<p>(安全機能を有する施設)</p> <p>第十五条 安全機能を有する施設は、その安全機能の重要度に応じて、その機能が確保されたものでなければならない。</p> <p>2 安全上重要な施設は、機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合においてもその機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>3 安全機能を有する施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その安全機能を発揮することができるものでなければならない。</p> <p>4 安全機能を有する施設は、その健全性及び能力を確認す</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>るため、その安全機能の重要度に応じ、再処理施設の運転中又は停止中に検査又は試験ができるものでなければならない。</p> <p>5 安全機能を有する施設は、その安全機能を健全に維持するための適切な保守及び修理ができるものでなければならない。</p> <p>6 安全機能を有する施設は、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、その安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>7 安全機能を有する施設は、二以上の原子力施設と共用する場合には、再処理施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p>	<p>(つづき)</p>
<p>(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)</p> <p>第十六条 安全機能を有する施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化時において、パラメータを安全設計上許容される範囲内に維持できるものであること。</p> <p>二 設計基準事故時において、工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。</p>	<p>再処理施設の設計基準事故の評価は、保守的な条件で評価しているため変更しない。</p> <p style="text-align: right;">【補足説明資料4】</p>

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>(使用済燃料の貯蔵施設等)</p> <p>第十七条 再処理施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料の受入施設（安全機能を有する施設に属するものに限る。）及び貯蔵施設（安全機能を有する施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料を受け入れ、又は貯蔵するために必要な容量を有するものとする事。</p> <p>二 冷却のための適切な措置が講じられているものであること。</p> <p>2 再処理施設には、次に掲げるところにより、製品貯蔵施設（安全機能を有する施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>一 製品を貯蔵するために必要な容量を有するものとする事。</p> <p>二 冷却のための適切な措置が講じられているものであること。</p>	<p>使用済燃料の貯蔵施設等の冷却機能は、保守的な条件で設計しているため変更しない。</p> <p style="text-align: right;">【補足説明資料3】</p>
<p>(計測制御系統施設)</p> <p>第十八条 再処理施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。</p> <p>一 安全機能を有する施設の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、運転時、停止時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする事。</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>二 前号のパラメータは、運転時、停止時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できるものとする。</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるものとする。</p> <p>四 前号のパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存されるものとする。</p>	(つづき)
<p>(安全保護回路)</p> <p>第十九条 再処理施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全機能を有する施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生した場合において、これらの異常な状態を検知し、これらの核的、熱的及び化学的制限値を超えないようにするための設備の作動を速やかに、かつ、自動的に開始させるものとする。</p> <p>二 火災、爆発その他の再処理施設の安全性を著しく損なうおそれが生じたときに、これらを抑制し、又は防止するための設備（前号に規定するものを除く。）の作動を速やかに、かつ、自動的に開始させるものとする。</p> <p>三 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場</p>	本変更の影響を受ける規則要求はない。

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>合であって、単一故障が生じた場合においても当該安全保護回路の安全保護機能が失われないものとする。</p>	<p>(つづき)</p>
<p>(制御室等)</p> <p>第二十条 再処理施設には、次に掲げるところにより、制御室（安全機能を有する施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 再処理施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p>二 主要な警報装置及び計測制御系統設備を有するものとする。</p> <p>三 再処理施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。</p> <p>2 分離施設、精製施設その他必要な施設には、再処理施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視するための設備及び再処理施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設備を設けなければならない。</p> <p>3 設計基準事故が発生した場合に再処理施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>一 制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に制御室において自動的に警報するための装置</p> <p>二 制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が制御室に出入りするための区域 遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び制御室外の火災又は爆発により発生する有毒ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の従事者を適切に防護するための設備</p>	(つづき)
<p>(廃棄施設)</p> <p>第二十一条 再処理施設には、運転時において、周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度及び液体状の放射性物質の海洋放出に起因する線量を十分に低減できるよう、再処理施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設（安全機能を有する施設に属するものに限り、放射性廃棄物を保管廃棄する施設を除く。）を設けなければならない。</p>	<p>平常時における公衆の線量評価は、保守的な条件で評価しているため変更しない。</p> <p>気体廃棄物及び液体廃棄物の放出管理目標値については、冷却期間の変更に伴う核種の減衰及び生成を考慮して算定した放出管理目標値を<u>変更する</u>。</p> <p style="text-align: right;">【補足説明資料2】</p>
<p>(保管廃棄施設)</p> <p>第二十二条 再処理施設には、次に掲げるところにより、放射性廃棄物の保管廃棄施設（安全機能を有する施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>一 放射性廃棄物を保管廃棄するために必要な容量を有す</p>	<p>保管廃棄施設の冷却機能は、保守的な条件で設計しているため変更しない。</p> <p style="text-align: right;">【補足説明資料3】</p>

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>るものとする。</p> <p>二 冷却のための適切な措置が講じられているものであること。</p>	(つづき)
<p>(放射線管理施設)</p> <p>第二十三条 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。</p> <p>2 放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全機能を有する施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p>	本変更の影響を受ける規則要求はない。
<p>(監視設備)</p> <p>第二十四条 再処理施設には、運転時、停止時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該再処理施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全機能を有する施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p>	本変更の影響を受ける規則要求はない。

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>(保安電源設備)</p> <p>第二十五条 再処理施設は、安全上重要な施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該安全上重要な施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。</p> <p>2 再処理施設には、非常用電源設備（安全機能を有する施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>3 保安電源設備（安全機能を有する施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路及び非常用電源設備から安全機能を有する施設への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。</p> <p>4 再処理施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、当該再処理施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該再処理施設を電力系統に連系するものでなければならない。</p> <p>5 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において安全上重要な施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>

再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	規則適合性
<p>(緊急時対策所)</p> <p>第二十六条 工場等には、設計基準事故が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を制御室以外の場所に設けなければならない。</p> <p>2 緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>
<p>(通信連絡設備)</p> <p>第二十七条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全機能を有する施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全機能を有する施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において再処理施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。</p>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>

2 章 補足説明資料

使用済燃料の冷却期間の変更(15年冷却)と安全設計及び安全評価への影響

再処理施設 安全審査 整理資料 補足説明資料				備考
資料No.	名称	提出日	Rev	
補足説明資料1	使用済燃料の変更内容	12/3	3	
補足説明資料2	放出管理目標値の変更	12/3	1	
補足説明資料3	使用済燃料仕様の冷却年数変更に伴う再処理施設の安全設計への影響について	12/3	3	
補足説明資料4	使用済燃料仕様の冷却年数変更に伴う設計基準事故への影響	11/22	2	

補足説明資料 1

使用済燃料の変更内容

1. 燃料仕様変更の目的

重大事故等対処については放射エネルギー、発熱量等に基づいた対策の優先順位、対処の順序等の検討が重要となるが、冷却期間の設計条件は、現状の使用済燃料の保管状況及び今後、受入れが見込まれる冷却期間より短い期間であり、実際の事故対処と整合しない懸念がある。

このため、現実的な使用済燃料の冷却期間として、再処理施設に受け入れるまでの冷却期間を1年から概ね12年、せん断処理するまでの冷却期間を、4年から15年に変更する。

現実的な冷却期間に変更することにより、重大事故等の対処に要する時間を確保し、重大事故等の対処の実施を確実にするとともに、重大事故等が発生した際の公衆及び放射線業務従事者等への放射性物質等による影響を低減する。

本書では、冷却期間の見直しによる効果及び運転管理について説明する。

①崩壊熱密度の観点

蒸発乾固や水素爆発等の重大事故等への対応の習熟が図られるまでの間、崩壊熱密度を制限し、時間余裕を確保した上で重大事故の対処に係る各対策を確実にする。

再処理する使用済燃料の冷却期間を変更することにより、崩壊熱密度の低減効果は下表のとおりであり、崩壊熱密度の低減割合に比例して重大事故等の時間余裕が延びる。

各種溶液の代表的な崩壊熱密度

溶液の種類	崩壊熱密度	
	冷却期間 4 年	冷却期間 15 年
溶解液	1500 W/m ³	600 W/m ³
抽出廃液	790 W/m ³	290 W/m ³
Pu濃縮液	8800 W/m ³	8600 W/m ³
不溶解残渣廃液	6200 W/m ³	4 W/m ³
高レベル濃縮廃液	10 kW/m ³	3600 W/m ³

②放射エネルギーの観点

重大事故等の発生により、放射性物質の大気中への放出に至るような事態に至ったとしても、溶液中の放射エネルギーの総量を制限することで、その影響を一定程度以下に抑える。

特に、蒸発乾固の特徴である放射性ルテニウムの場合、再処理する使用済燃料の冷却期間を変更することによりその放射エネルギーは約 1/2000 に減衰し、また、セシウムやストロンチウム等の放射エネルギーも約 2/3 に減衰する。

2. 崩壊熱密度や Ru-106 の放射能に影響する燃料条件の要素

燃焼度は、原子炉における運転によって決まるため、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールに受け入れる使用済燃料の燃焼度を管理するのは困難である。

一方、冷却期間は、原子炉から燃料を取り出した後の再処理までの期間に依存し、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールには $3,000\text{t} \cdot \underline{U}_{\text{Pr}}$ の貯蔵能力があるため、再処理する使用済燃料の冷却期間を管理することは比較的容易である。

特に、Ru-106 の半減期は 1.02 年と比較的短いため、冷却期間を長くすることによる減衰効果が大きく、また、放射能の減衰に伴い崩壊熱も減衰する。

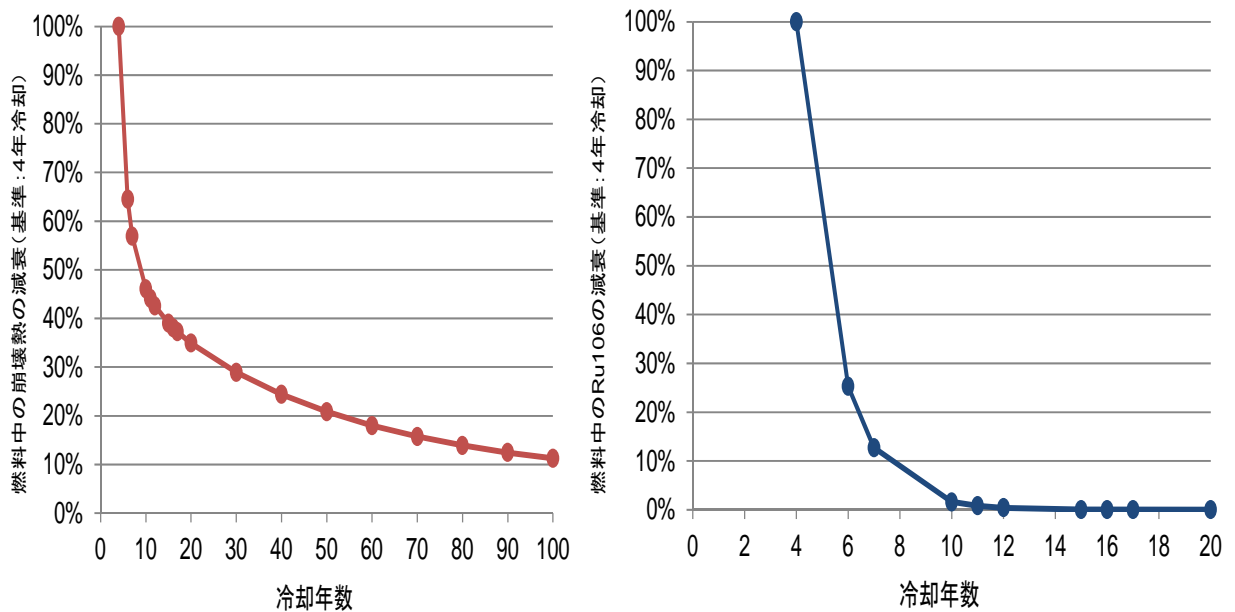


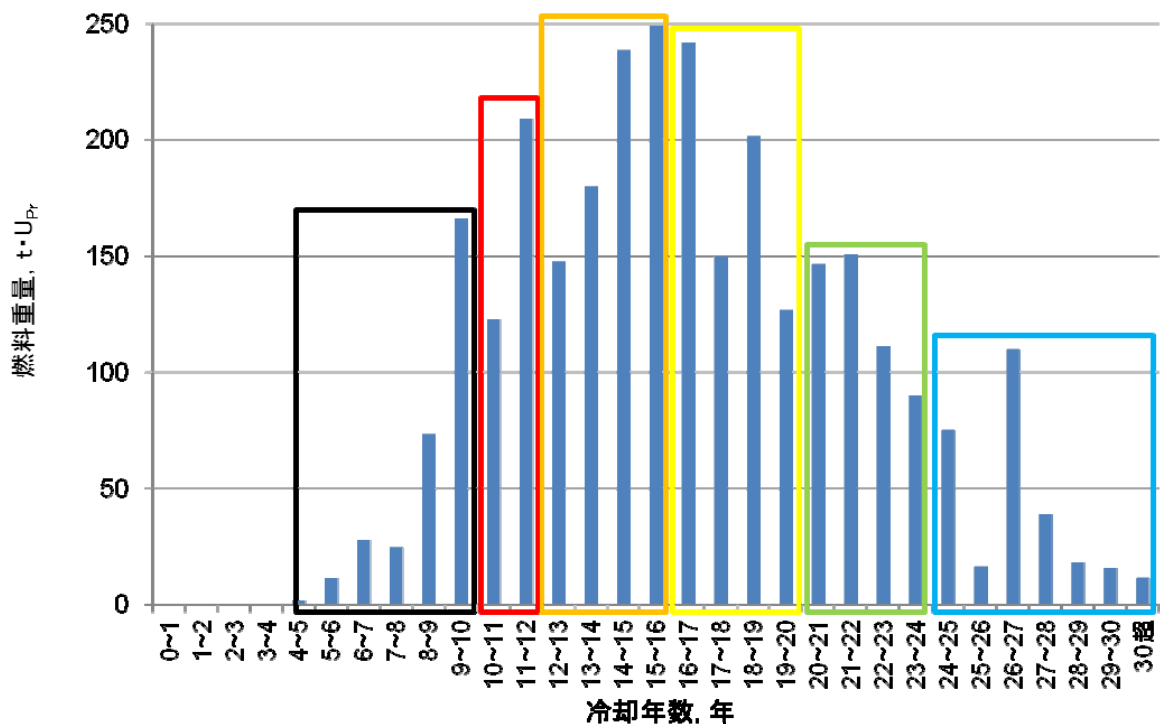
図 冷却年数における崩壊熱（左）及び Ru-106 の減衰（右）

3. 使用済燃料の貯蔵を踏まえた運転管理

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の燃料貯蔵プールには、現在約 $3,000t \cdot U_{Pr}$ の使用済燃料を貯蔵している。

使用済燃料の予定再処理数量を基に以下の処理量にて冷却期間の長い順に再処理することを想定する。

その結果、使用済燃料の約 90%は冷却期間 15 年以上で再処理可能である。



- : 1年目 処理量 $320t \cdot U_{Pr}$
- : 2年目 処理量 $480t \cdot U_{Pr}$
- : 3年目 処理量 $640t \cdot U_{Pr}$
- : 4年目 処理量 $800t \cdot U_{Pr}$
- : 5年目 処理量 $800t \cdot U_{Pr}$
- : 5年目で冷却年数15年未済となる範囲(全体の約10%)

プールに貯蔵中の燃料データをベースに再処理を実施する年度毎に冷却年数を補正
 例えば であれば、2016年3月時点の冷却年数+1年の冷却年数の効果を考慮

図 燃料貯蔵プールの冷却年数 (2016年3月31日時点)

以上より、現実的な運転を考えた場合には、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年以上確保できる見通しである。

下表に、冷却期間の変更前後の代表例を示す。

		冷却期間 4 年 (標準燃料条件)	冷却期間 15 年
崩壊熱 密度	高レベル濃縮廃液	10 kW/m ³	3.6 kW/m ³
	時間余裕 ^{※1}	約 6 時間	約 23 時間
	不溶解残渣廃液	6.2/2.8 kW/m ³	0.004/0.002 kW/m ³
	時間余裕 ^{※2}	約 2 時間	約 6100 時間
Ru-106	高レベル濃縮廃液中 の Ru-106 総量	3.0 × 10 ⁶ TBq	1.5 × 10 ³ TBq

※1 高レベル廃液混合槽 A における沸騰に至るまでの時間 (蒸発乾固)

※2 第 1 不溶解残渣廃液貯槽において気相部の水素濃度が 8% に至るまでの時間 (水素爆発)

再処理施設に受入れる使用済燃料、せん断処理等する使用済燃料の冷却期間を見直すことを踏まえ、重大事故の特定及び具体的対処においては以下の条件を前提とする。

①使用済燃料受入れ・貯蔵施設以外の再処理設備本体等

冷却期間 15 年の使用済燃料の条件を用いる。

②使用済燃料受入れ・貯蔵施設

使用済燃料受入れ・貯蔵施設に受け入れる使用済燃料の冷却期間を概ね 12 年として管理することを踏まえ、前提条件を以下のとおり設定する。

使用済燃料受入れ・貯蔵施設の燃料貯蔵プールで貯蔵する使用済燃料 3,000t・ U_{Pr} に対し、冷却期間 12 年の燃料が 2,400t・ U_{Pr} 及び冷却期間 4 年の燃料が 600t・ U_{Pr} 貯蔵された状態とする。

補足説明資料 2

放出管理目標値の変更

1. 概要

気体廃棄物の放出に当たっては、主排気筒等から放出する放射性物質を測定し、周辺監視区域外における空気中の放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年8月31日原子力規制委員会告示第8号）」（以下、「線量告示」という。）に定められた周辺監視区域外における線量限度及び空気中の放射性物質の濃度限度を超えないようにするとともに、気体廃棄物の放出管理目標値を設定し、これを超えないように管理している。

液体廃棄物の放出においても、廃液中の放射性物質の濃度を測定して放出量を算出し、放射性物質の海洋放出に起因する線量が線量告示に定められた線量限度を超えないようにするとともに、液体廃棄物の放出管理目標値を設定し、これを超えないように管理している。

上記の放出管理目標値について、再処理施設で処理する使用済燃料の冷却期間の変更を踏まえ設定する。

変更後の放出管理目標値は、平成26年1月7日付け再処理事業変更許可申請前の旧申請書及び添付書類（以下「旧申請書等」という。）の使用済燃料の仕様（再処理施設に受け入れるまでの期間1年以上、せん断処理までの期間4年以上）に基づく放

出管理目標値に対し，冷却期間の変更に伴う核種の減衰及び生成を考慮して算定した。

2. 変更前後の放出管理目標値

2. 1 変更前の放出管理目標値

旧申請書等の使用済燃料の仕様に基づく気体及び液体廃棄物の放出管理目標値を第1表及び第2表に示す。

第1表 気体廃棄物の放出管理目標値

核種	放出管理目標値 (Bq/y)
Kr - 85	3.3×10^{17}
H - 3	1.9×10^{15}
C - 14	5.2×10^{13}
I - 129	1.1×10^{10}
I - 131	1.7×10^{10}
その他核種	
アルファ線を放出する核種	3.3×10^8
アルファ線を放出しない核種	9.4×10^{10}

第2表 液体廃棄物の放出管理目標値

核種	放出管理目標値 (Bq/y)
H - 3	1.8×10^{16}
I - 129	4.3×10^{10}
I - 131	1.7×10^{11}
その他核種	
アルファ線を放出する核種	3.8×10^9
アルファ線を放出しない核種	2.1×10^{11}

2. 2 使用済燃料の冷却期間の変更に伴う放出管理目標値

使用済燃料の冷却期間の変更に基づく気体及び液体廃棄物の放出管理目標値を第3表及び第4表に示す。

第3表 気体廃棄物の放出管理目標値

核種	放出管理目標値 (Bq/y)
Kr - 85	1.6×10^{17}
H - 3	1.0×10^{15}
C - 14	5.1×10^{13}
I - 129	1.1×10^{10}
I - 131	1.0×10^{10}
その他核種	
アルファ線を放出する核種	3.1×10^8
アルファ線を放出しない核種	7.5×10^9

第4表 液体廃棄物の放出管理目標値

核種	放出管理目標値 (Bq/y)
H - 3	9.7×10^{15}
I - 129	4.3×10^{10}
I - 131	1.0×10^{11}
その他核種	
アルファ線を放出する核種	3.6×10^9
アルファ線を放出しない核種	9.5×10^{10}

3. 変更後の放出管理目標値の算出方法

冷却期間以外には変更がないため、燃料組成等に係る計算コード(ORIGEN2)による、燃料照射後の核種の組成について、放出管理目標値の大半を占める再処理設備本体の照射後4年(4年冷却)に対する照射後15年(15年冷却)の減衰(係数)を求め、その係数を4年冷却ベースで設定している旧申請書等に基づく放出管理目標値に乗じて、15年冷却の放出管理目標値を算出した。各核種の算出方法を以下に示す。

3. 1 使用済燃料中に含まれる核種

(1) Kr-85, H-3, C-14, I-129

4年冷却の放出管理目標値に、ORIGEN2で算定されている4年冷却の値と15年冷却の値の比(15年/4年)を乗じて算出した。

(2) その他核種

a. アルファ線を放出する核種

ウラン、プルトニウム、ネプツニウム及びその他アクチノイド(Am-241, Cm-242等)について、(1)と同様の方法で核種ごとの値を算出し、積算した。

b. アルファ線を放出しない核種

Tc-99, Pu-241, Ru/Rh(Ru-106, Rh-106), 及びその他核分裂生成物質(Sr-90, Y-90, Cs-134, Cs-137, Ba-137m等)について、(1)と同様の方法で核種ごとの値を算出し、積算した。

3. 2 再処理施設で生成する核種

再処理施設で生成する I-131 について、以下に示す方法で放出管理目標値を算出した。

(1) Cm, Pu の自発核分裂からの I-131 生成量

4年冷却の使用済燃料中のCm, Pu の自発核分裂からの I-131 生成量に, O R I G E N 2 で算定されている Cm-242 等, Pu-238 等の 4年冷却の積算値と 15年冷却の積算値の比 (15年/4年) を乗じて, 15年冷却の生成量を発生源ごとに算出した。

(2) 中性子吸収による核分裂からの I-131 生成量

4年冷却の使用済燃料中での中性子吸収による核分裂からの I-131 生成量に, O R I G E N 2 で算定されている Cm-242 等, Pu-238 等の 4年冷却の積算値と 15年冷却の積算値の比 (15年/4年) を乗じて, 15年冷却の生成量を発生源ごとに算出した。

(3) 放出管理目標値の算出

上記 (1), (2) の算出値を積算し, 気体廃棄物については, よう素フィルタの除染係数を考慮し, 液体廃棄物については, 海洋へ全量放出するものとして算出した。

補足説明資料 3

使用済燃料仕様の冷却年数変更に伴う再処理施設の安全設計への影響について

1. はじめに

重大事故等対処については放射エネルギー、発熱量等に基づいた対策の優先順位、対処の手順等の検討が重要となるため、冷却期間の設定条件を、現状の使用済燃料の保管状況及び今後、受入れが見込まれる冷却期間とし、実際の事故対処と整合させることが適切である。

このため、現実的な使用済燃料の冷却期間として、再処理施設に受け入れるまでの冷却期間を1年から概ね12年、せん断処理するまでの冷却期間を、4年から15年に変更する。

また、現実的な冷却期間に変更することにより、重大事故等の対処に要する時間を確保し、重大事故等の対処の実施を確実にするとともに、重大事故等が発生した際の公衆及び放射線業務従事者等への放射性物質等による影響を低減する。

再処理施設の安全設計、設計基準事故の設計及び評価条件は、再処理施設に受け入れるまでの冷却期間を1年以上、せん断処理するまでの冷却期間を4年以上（以下、「現設計」という。）としており、これらが保守的な条件であることを説明する。

なお、放出管理は補足説明資料2、設計基準事故は補足説明資料4に示すため、本書では、安全設計について説明する。

2. 現設計への影響確認

再処理施設の安全設計に用いる設計用の使用済燃料の仕様は、添付資料のとおり、目的に応じて厳しい側の条件を与える使用済燃料集合体燃焼度、照射前燃料濃縮度、比出力、冷却期間及び燃料型式を組み

合わせている。

2. 1 臨界安全設計

再処理施設の臨界安全設計は、使用済燃料を1体程度の量で取り扱う場合を1体領域、1日あたりに再処理する使用済燃料を混合し、平均燃焼度 $45,000\text{MWd/tU}_{\text{Pr}}$ 以下になるように調整する計量・調整槽以降の溶解液等を取り扱う場合を1日平均領域として評価している。

それぞれの領域での設計は、評価結果が厳しくなる条件を用いて評価している。詳細を以下に示す。

① 1体領域

1体領域では、添付資料の臨界安全設計の1体領域に記載した範囲が対象となる。

使用済燃料の受入れ・貯蔵建屋の燃焼度計測前燃料仮置きラックについては、燃焼度計測前の燃料を取り扱うことから、冷却期間を0年とするなどの厳しい条件で臨界計算を実施している。また、溶解槽から計量・調整槽までの機器については、Pu-241（半減期14.29年）は、中性子吸収効果を持つAm-241に壊変することから、冷却期間を長くするほど実効増倍率は低下する。そのため、厳しい評価となるように評価用の使用済燃料を個別に設定して臨界計算を実施している。

② 1日平均領域

計量・調整槽で同位体組成分析を実施することにより、計量後の中間貯槽以降の機器は、 $\text{U-235} \leq 1.6\text{wt\%}$ 及び $\text{Pu-240} \geq 17\text{wt\%}$ を条件としている。

1日平均領域での臨界安全設計では、厳しい評価となるように

U-235 及び Pu-240 をそれぞれ 1.6wt%及び 17wt%として評価している。そのため、冷却期間は寄与しない。

以上より、再処理施設の臨界安全設計は、保守的な条件で設計しているため変更しない。

2. 2 遮蔽設計

ガンマ線の遮蔽設計に用いる線源強度及びエネルギースペクトルは、放射性物質の減衰及び子孫核種の増加を踏まえ、核種や施設に応じた使用済燃料の冷却期間を設定し、厳しい評価となるように安全設計を行っている。詳細を以下に示す。

①ガンマ線の遮蔽設計

ガンマ線が最大となる冷却期間として、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の冷却年数は1年、せん断処理施設以降の冷却年数は4年としている。

ただし、脱硝施設および製品貯蔵施設でウランを取り扱う領域については、子孫核種の影響（例えば Pu-236 の α 崩壊による U-232 の増加）を考慮し設定している。

②中性子線の遮蔽設計

中性子線源が最大となる冷却期間として、使用済燃料の受入れ施設および貯蔵施設の冷却期間は1年、せん断処理施設以降の冷却期間は4年としている。

以上により、再処理施設の遮蔽設計は、保守的な条件で設計しているため変更しない。

2. 3 崩壊熱除去設計

崩壊熱量は、冷却期間が短いほど核分裂生成物、放射化生成物、プルトニウム (Pu-238) 等の影響により大きくなる。参考として、冷却期間 4 年を基準とした使用済燃料の崩壊熱の減衰を図 1 に示す。

現設計条件は、厳しい評価となるように使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の冷却期間は 1 年、せん断処理施設以降の冷却期間は 4 年としている。

以上より、再処理施設の崩壊熱除去設計は、保守的な条件で設計しているため変更しない。

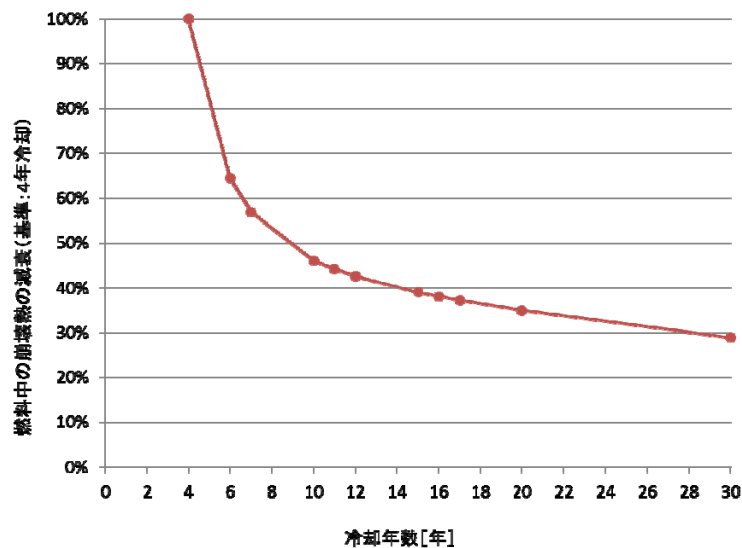


図 1 使用済燃料中の崩壊熱の減衰 (基準: 冷却期間 4 年)

2. 4 推定年間放出量

推定年間放出量は、短い冷却期間ほど放射エネルギーは大きくなる。参考として、冷却期間4年を基準とした使用済燃料の放射能の減衰を図2に示す。また、冷却期間の見直し前後の大気への放射性物質の推定年間放出量を表1、海洋への放射性物質の推定年間放出量を表2に示す。

現設計条件は、厳しい評価となるように、せん断処理施設以降の冷却期間は4年とし、使用済燃料の受入れ・貯蔵建屋での冷却期間は1年としている。

以上により、再処理施設からの推定年間放出量は、保守的な条件で設計しているため変更しない。

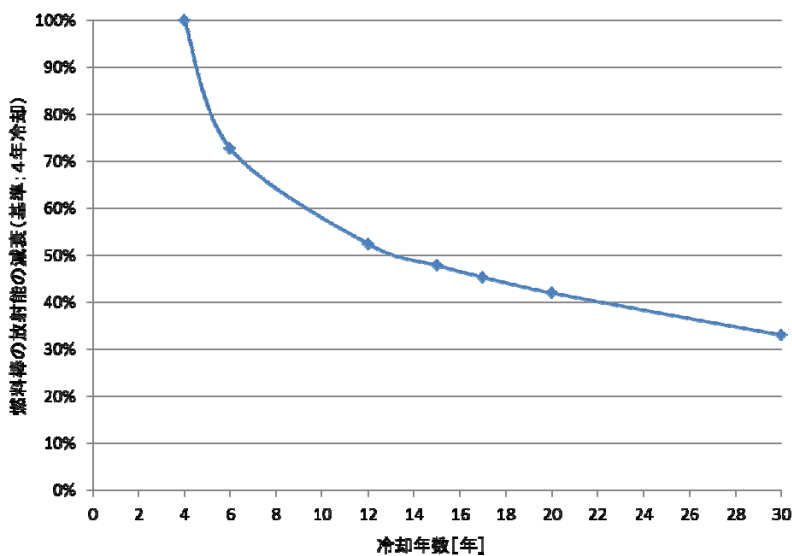


図2 使用済燃料中の放射能の減衰 (基準:冷却期間4年)

表1 大気への放射性物質の推定年間放出量

核種	推定年間放出量 (Bq/y)	
	変更前	変更後
Kr-85	約 3.3×10^{17}	約 1.6×10^{17}
H-3	約 1.9×10^{15}	約 1.0×10^{15}
C-14	約 5.2×10^{13}	約 5.1×10^{13}
I-129	約 1.1×10^{10}	約 1.1×10^{10}
I-131	約 1.7×10^{10}	約 1.0×10^{10}
その他よう素	約 1.7×10^{12}	約 1.0×10^{12}
その他希ガス	約 1.9×10^{14}	約 1.2×10^{14}
その他核種		
アルファ線を放出する核種	約 3.3×10^8	約 3.1×10^8
アルファ線を放出しない核種	約 9.4×10^{10}	約 7.5×10^{10}

表2 海洋への放射性物質の推定年間放出量

核種	推定年間放出量 (Bq/y)	
	変更前	変更後
H-3	約 1.8×10^{16}	約 9.7×10^{15}
I-129	約 4.3×10^{10}	約 4.3×10^{10}
I-131	約 1.7×10^{11}	約 1.0×10^{11}
その他核種		
アルファ線を放出する核種	約 3.8×10^9	約 3.6×10^9
アルファ線を放出しない核種	約 2.1×10^{11}	約 9.5×10^{10}

2. 5 核燃料物質収支図

現設計条件では、せん断処理施設以降の冷却期間は4年とし、図3に示す核燃料物質収支図としている。

プルトニウムの収率は使用済燃料の冷却期間に依存しないため、現設計からの変更はない。

ハ. 再処理工程における核燃料物質収支図

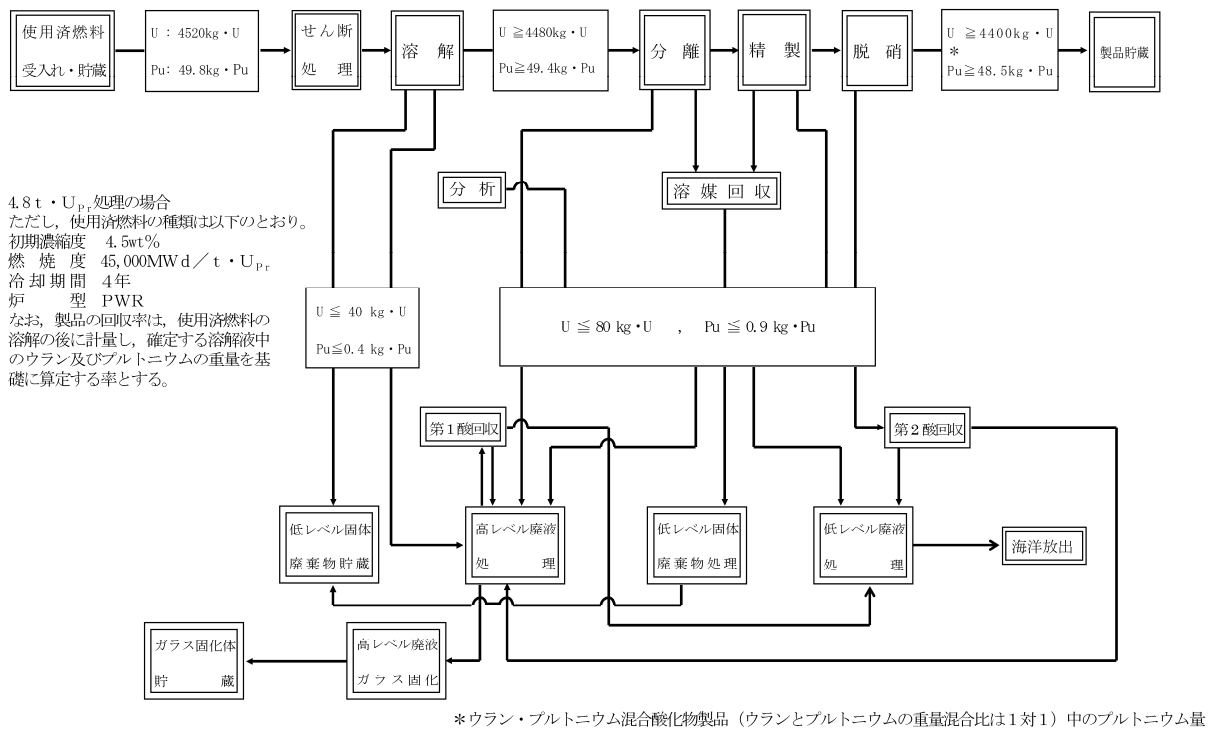


図3 再処理工程における核燃料物質収支図（現設計）

第 1.7.8 - 1 表 主な設計用の使用済燃料の仕様

燃料仕様 区分	臨界安全設計		遮蔽設計		崩壊熱除去設計		推定年間放出量		核燃料物質収支	
	適用範囲	燃料仕様	適用範囲	燃料仕様	適用範囲	燃料仕様	適用範囲	燃料仕様	適用範囲	燃料仕様
1 体領域	・使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設	初期濃縮度 5.0 残留濃縮度 3.5及び2.0	・使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設 ・せん断処理施設 ・溶解施設（計量前中間貯槽まで） ・せん断処理・溶解廃ガス処理設備	燃焼度 55,000 初期濃縮度 3.0 燃料型式及び比出力 PWR燃料 60 (BWR燃料 40) *1 冷却期間 4年(1年) *2 *1 括弧内は、溶解施設のうちハル・エンドピースの処理に係る設備(エンドピース酸洗浄槽等)の場合。 *2 括弧内は、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の場合。	・せん断処理施設 ・溶解施設（計量前中間貯槽まで）	燃焼度 55,000 初期濃縮度 3.0 燃料型式及び比出力 PWR燃料 60 冷却期間 4年	・使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設における破損燃料の影響	燃焼度 55,000 初期濃縮度 3.0 燃料型式及び比出力 PWR燃料 60 BWR燃料 40 冷却期間 1年	該当なし	——
	・せん断処理施設 ・溶解施設（計量・調整槽まで）	初期濃縮度 5.0 以下	・溶解施設（計量・調整槽以降） ・分離施設及び精製施設 ・酸及び溶媒の回収施設 ・液体廃棄物の廃棄施設 ・固体廃棄物の廃棄施設 ・塔槽類廃ガス処理設備 ・高レベル廃液ガラス固化廃ガス処理設備 ・脱硝施設及び製品貯蔵施設	燃焼度 45,000 初期濃縮度 3.5 燃料型式及び比出力 PWR燃料 60 (BWR燃料 10) *3 (BWR燃料 40) *4 冷却期間 4年 *3 括弧内は、分離施設及び精製施設のうちPuの寄与が支配的な設備の場合。 *4 括弧内は、固体廃棄物の廃棄施設のうちハル・エンドピースの貯蔵及びチャンネルボックスの処理・貯蔵に係る設備の場合。	・溶解施設（計量・調整槽以降） ・分離施設及び精製施設 ・高レベル廃液処理設備 ・高レベル廃液ガラス固化設備	燃焼度 45,000 初期濃縮度 3.5 燃料型式及び比出力 PWR燃料 60 (BWR燃料 10) *6 冷却期間 4年 *6 括弧内は、分離施設及び精製施設のうちPuの寄与が支配的な設備の場合。	該当なし	——	該当なし	——
1 日平均領域	該当なし	同位体組成 U-235 の残留濃縮度 1.6 Pu-240 の質量比 17	・脱硝施設及び製品貯蔵施設	燃焼度 45,000 初期濃縮度 3.5 燃料型式及び比出力 U : PWR燃料 10 Pu : BWR燃料 10 (PWR燃料 60) *5 冷却期間 U : 10年, Pu : 4年 *5 括弧内は、ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備におけるガンマ線遮蔽の場合。	・ウラン・プルトニウム混合脱硝設備	燃焼度 45,000 初期濃縮度 3.5 燃料型式及び比出力 BWR燃料 10 冷却期間 4年				
			・使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設	燃焼度 45,000 初期濃縮度 PWR:4.5, BWR:4.0 燃料型式及び比出力 PWR燃料 38 BWR燃料 26 冷却期間 1年以上	・ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備	燃焼度 45,000 初期濃縮度 4.0 燃料型式及び比出力 BWR燃料 26 冷却期間 4年	・ガラス固化体貯蔵設備	燃焼度 45,000 初期濃縮度 4.5 燃料型式及び比出力 PWR燃料 38 冷却期間 4年		
1 年平均領域	該当なし	——	該当なし	——	・再処理施設全体	燃焼度 45,000 初期濃縮度 4.5 燃料型式及び比出力 PWR燃料 38 BWR燃料 26 冷却期間 4年	・再処理施設全体	燃焼度 45,000 初期濃縮度 4.5 燃料型式及び比出力 PWR燃料 38 冷却期間 4年	・再処理施設全体	燃焼度 45,000 初期濃縮度 4.5 燃料型式及び比出力 PWR燃料 38 冷却期間 4年

注 (1) 表中では、「使用済燃料集合燃焼度」を「燃焼度」、「照射前燃料濃縮度」を「初期濃縮度」、「使用済燃料最終取出し前の原子炉停止時からの期間」を「冷却期間」と略している。
 (2) 単位 燃焼度: MWd/t・U_{FR}, 濃縮度: wt%, 比出力: MW/t・U_{FR}, 質量比: wt%
 (3) 推定年間放出量に係る脱硝施設からの放出量は、製品仕様を基に算出する。

出典：再処理事業指定申請書