

【公開版】

提出年月日	令和2年4月13日	R6
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

# 第 I 部

# 本文

## 目次

- ハ．使用済燃料の受入施設及び貯蔵施設の構造及び設備
- ニ．再処理設備本体の構造及び設備
- ロ．放射性廃棄物の廃棄に関する事項

## 変更の内容

## 三、再処理を行う使用済燃料の種類及び再処理能力

## A. 再処理を行う使用済燃料の種類

再処理設備及びその附属施設（以下「再処理施設」という。）において再処理を行う使用済燃料は、発電用の軽水減速，軽水冷却，沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）及び軽水減速，軽水冷却，加圧水型原子炉（以下「PWR」という。）の使用済ウラン燃料であって，以下の仕様を満たすものである。

## a. 濃縮度

照射前燃料最高濃縮度 : 5 w t %

使用済燃料集合体平均濃縮度 : 3.5 w t %以下

## b. 使用済燃料最終取出し前の原子炉停止時からの期間（以下「冷却期間」という。）

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

c. 使用済燃料集合体最高燃焼度 :  $55,000 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot \text{U}_{\text{Pr}}$

なお、1日当たり再処理する使用済燃料の平均燃焼度は、 $45,000 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot \text{U}_{\text{Pr}}$ 以下とする。(ここでいう  $\text{t} \cdot \text{U}_{\text{Pr}}$  は、照射前金属ウラン重量換算であり、以下「 $\text{t} \cdot \text{U}_{\text{Pr}}$ 」という。)

ハ. 使用済燃料の受入施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(3) 受け入れ, 又は貯蔵する使用済燃料の種類並びにその種類ごとの最大受入能力及び最大貯蔵能力

(i) 受け入れ, 又は貯蔵する使用済燃料の種類

BWR及びPWRの使用済ウラン燃料集合体であって, 以下の仕様を満たすものである。

(a) 濃縮度

照射前燃料最高濃縮度 : 5 w t %

使用済燃料集合体平均濃縮度 : 3.5 w t %以下

(b) 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 $3,000 \text{ t} \cdot U_{PR}$ 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 $600 \text{ t} \cdot U_{PR}$ 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。

(c) 使用済燃料集合体最高燃焼度 :  $55,000 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot U_{PR}$

## ニ. 再処理設備本体の構造及び設備

### (1) せん断処理施設

#### (iii) せん断処理する使用済燃料の種類及びその種類ごとの最大処理能力

##### (a) せん断処理する使用済燃料の種類

(ロ) 冷却期間 : 15年以上

### (2) 溶解施設

#### (iii) 溶解する使用済燃料の種類及びその種類ごとの最大溶解能力

##### (a) 溶解する使用済燃料の種類

(ロ) 冷却期間 : 15年以上

(ハ) 使用済燃料集合体最高燃焼度 :  $55,000 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot U_{Pr}$

なお, 1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度は,  $45,000 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot U_{Pr}$ 以下とする。



## 七、再処理施設における放射線の管理に関する事項

### イ．核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法

#### (1) 放射線防護に関する基本方針・具体的方法

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「原子炉等規制法」及び「労働安全衛生法」を遵守し、再処理施設に起因する放射線被ばくから公衆及び放射線業務従事者等を防護するため十分な放射線防護対策を講ずる。

さらに、敷地周辺の公衆の線量及び放射線業務従事者等の立入場所における線量が合理的に達成できる限り低くなるようにする。

具体的方法については、以下のとおりとする。

- (i) 再処理施設に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、遮蔽設備、放射線管理施設及び放射性廃棄物の廃棄施設を設計し、運用する。
- (ii) 管理区域を設定して、外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び床、壁その他の触れるおそれのある物の表面の放射性物質の密度を監視する。
- (iii) 放射線業務従事者に対しては、外部被ばくに係る線量当量の測定及び体外計測等により、線量の評価を行い、線量の低減に努める。
- (iv) 管理区域の外側には、周辺監視区域を設定して、人の立入りを制限する。
- (v) 気体及び液体廃棄物の放出については、敷地周辺の公衆の線量が、合理的に達成できる限り低くなるよう、放出放射性物質量の低減を行う。
- (vi) 再処理施設からの直接線とスカイシャイン線に起因する周辺監視区域外での線量については、合理的に達成できる限り低くなるよう設

計上の配慮を行う。

- (vi) 上記の評価に当たっては、旧申請書における設計条件を維持することとし、使用済燃料の仕様のうち冷却期間を以下の条件とする。

再処理施設に受け入れるまでの冷却期間：1年以上

せん断処理するまでの冷却期間：4年以上

ロ. 放射性廃棄物の廃棄に関する事項

(2) 放射性気体廃棄物

(ii) 放射性気体廃棄物の放出管理目標値

放射性気体廃棄物の放出に当たっては、主排気筒、北換気筒及び低レベル廃棄物処理建屋換気筒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「線量告示」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、放射性気体廃棄物の放出管理目標値を以下のように設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値は、「三、再処理を行う使用済燃料の種類及び再処理能力」の「A. 再処理を行う使用済燃料の種類」に基づく使用済燃料の仕様のうち、冷却期間については、再処理施設に受け入れるまでの冷却期間を12年、せん断処理するまでの冷却期間を15年として設定する。

放出管理目標値	クリプトン-85	$1.6 \times 10^{17} \text{ B q / y}$
	トリチウム	$1.0 \times 10^{15} \text{ B q / y}$
	炭素-14	$5.1 \times 10^{13} \text{ B q / y}$
	よう素-129	$1.1 \times 10^{10} \text{ B q / y}$
	よう素-131	$1.0 \times 10^{10} \text{ B q / y}$
	その他核種のうち、アルファ線を放出する核種	
		$3.1 \times 10^8 \text{ B q / y}$
	その他核種のうち、アルファ線を放出しない核種	
		$7.5 \times 10^9 \text{ B q / y}$

(3) 放射性液体廃棄物

(ii) 放射性液体廃棄物の放出管理目標値

放射性液体廃棄物の放出に際しては、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、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を以下のように設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値は、「三、再処理を行う使用済燃料の種類及び再処理能力」の「A. 再処理を行う使用済燃料の種類」に基づく使用済燃料の仕様のうち、冷却期間については、再処理施設に受け入れるまでの冷却期間を12年、せん断処理するまでの冷却期間を15年として設定する。

放出管理目標値	トリチウム	$9.7 \times 10^{15} \text{ B q / y}$
	よう素-129	$4.3 \times 10^{10} \text{ B q / y}$
	よう素-131	$1.0 \times 10^{11} \text{ B q / y}$
	その他核種のうち、アルファ線を放出する核種	$3.6 \times 10^9 \text{ B q / y}$
	その他核種のうち、アルファ線を放出しない核種	$9.5 \times 10^{10} \text{ B q / y}$

(ii) 重大事故等に対する対策の有効性評価

(a) 臨界事故への対処

(二) 有効性評価

5) 事故の条件及び機器の条件

臨界事故時の核分裂反応の規模については、過去に発生した臨界事故の規模を踏まえ、臨界状態を継続させた場合の全核分裂数を  $1 \times 10^{20}$  f i s s i o n s と設定した上で、臨界に達した直後の短時間の出力上昇時の核分裂数を  $1 \times 10^{18}$  f i s s i o n s , 臨界状態を継続している期間における核分裂率を  $1 \times 10^{15}$  f i s s i o n s / s に設定する。

前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽に供給する可溶性中性子吸収材は、硝酸ガドリニウム、1 Lあたりガドリニウム 150 g を含む溶液とし、未臨界に移行するために十分な量として 28 L とする。これにより、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽に供給されるガドリニウム量は 4,200 g となる。

臨界事故が発生したと判定した場合、重大事故時可溶性中性子吸収材供給系の弁を直ちに自動で開とし、自動で臨界事故が発生している機器に、可溶性中性子吸収材を重力流で供給する。可溶性中性子吸収材は、臨界検知用放射線検出器による臨界検知後 10 分で自動で前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽に供給を完了する。

臨界事故時に気相に移行した放射性物質を廃ガス貯留槽に導出するため、臨界検知用放射線検出器により臨界事故の発生を検知した場合、廃ガス処理設備から廃ガス貯留設備への系統の切替えが完了し、廃ガス貯留槽に放射性物質を含む気体を導出できるよう、直ちに自動で廃ガス貯留設備の隔離弁を開くとともに、廃ガス貯留

設備の空気圧縮機を起動する。その後、精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）の隔離弁を自動で閉止するとともに排風機を自動で停止することで流路を遮断し、約1分以内に、廃ガス貯留槽（容量約 21m<sup>3</sup>）への導出を開始する。廃ガス貯留槽への導出は、廃ガス貯留槽が所定の圧力へ達するまで継続し、その後精製建屋塔槽類廃ガス処理設備の塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）に切り替える。

水素掃気の流量については、平常運転時に前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽に供給されている一般圧縮空気系の計測制御用の圧縮空気による水素掃気は事故後も継続されるとして、0.2m<sup>3</sup>/hとし、臨界検知後に一般圧縮空気系の空気取出口と溶解設備の配管又は計測制御設備の配管を、可搬型建屋内ホースにより接続し、一般圧縮空気系から供給する空気の流量は6 m<sup>3</sup>/hとする。

機器に内包する核燃料物質及び放射性物質の組成、濃度、崩壊熱密度は設計上定める条件より厳しい条件の設定及び重大事故の想定箇所の特定期間で考慮した条件を設定する。具体的には、実効増倍率の評価においては、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽への燃料せん断片の過装荷が発生したとして、燃料集合体1体に相当する核燃料物質（質量約 550 kg・UO<sub>2</sub>）が装荷されるとする。また、水素濃度の評価においては、前処理建屋のエンドピース酸洗浄槽内の溶液の崩壊熱密度が平常運転時の崩壊熱密度よりも上昇し、溶解液と同様となっていることを想定して、その崩壊熱密度を、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年として得られる放射性物質の核種組成を基に算出した、溶解槽が内包する溶解液の平常運転時の最大値

(600W/m<sup>3</sup>) とする。

放射性物質の放出量評価における放射性物質濃度は、精製建屋の第3一時貯留処理槽から精製建屋の第7一時貯留処理槽へ誤移送が発生したとして、精製建屋の第3一時貯留処理槽の平常運転時の最大値とし、崩壊熱密度の設定と同様に、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年とした際の放射性物質濃度とする。

また、核燃料物質の組成については臨界評価結果と放出量評価結果が厳しくなる組成を設定する。

#### 7) 放出量評価に関連する事故，機器及び操作の条件の具体的な展開

第7一時貯留処理槽が内包する溶液中の放射性物質の濃度は、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年とし、これを基に算出される第7一時貯留処理槽への移送元の機器の平常運転時の最大値とする。

気相への移行割合については、核分裂で生成する核種のうち希ガスは100%、よう素は25%、ルテニウムは溶液中の保有量の0.1%とし、その他放射性物質は核分裂反応の熱エネルギーによる蒸発量に相当する溶液中の保有量の0.05%と設定する。

また、蒸発量の算出においては核分裂により発生する熱エネルギーがすべて溶液の蒸発に使用されるとする。

臨界事故において気相中に移行した放射性物質は廃ガス貯留槽に閉じ込められるが、25%が精製建屋の第7一時貯留処理槽内に残留し、廃ガス処理設備への切替えに伴い廃ガス処理設備により放射性物質を低減した上で主排気筒から放出するとする。

その際の放出経路における低減割合については、廃ガス処理設備の高性能粒子フィルタの2段による除染係数を $10^4$ 、放出経路構造物への沈着による除染係数を10とする。

放射性物質の放出量のセシウム-137 換算係数については I A E A - T E C D O C 1162 に示される地表沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく等にかかる実効線量への換算係数を用いて、セシウム-137 と着目核種との比から算出する。ただし、プルトニウム等の一部の核種については、セシウム-137 と着目核種との比に加え化学形態による影響の違いを補正する係数を乗じる。

(ホ) 有効性評価の結果

2) 不確かさの影響評価

ii) 事象、事故の条件及び機器の条件の不確かさの影響

臨界事故の拡大防止対策は、臨界事故の発生を検知した場合に速やかに開始するものであり、また、臨界事故の発生状況によらず、同一の対策を実施する。そのため、事象、事故の条件及び機器の条件の不確かさを考慮しても、操作内容に変更は生じない。

臨界事故時に想定している全核分裂数は、過去の臨界事故の知見から不確かさとして、約2倍に増加するおそれがある。

この結果として、沸騰が継続することにより水と核燃料物質の減速比が変化した場合においても可溶性中性子吸収材の供給により実効増倍率が0.95を下回ることを解析により確認しているため、未臨界への移行について、判断基準を満足することには変わりはない。また、機器の気相中に移行する放射性物質量は約2倍に増加するため、大気中への放射性物質の放出量は約 $2 \times 10^{-6}$  T B q となるお



それがあるが、判断基準を満足することには変わりはない。

臨界事故時における核分裂数については、供給完了までの時間に安全余裕を見込んでいること及び未臨界移行後の実効増倍率を0.95以下と評価していることから、評価時間より早期に未臨界状態に移行できると考えられ、核分裂数が少なくなることで気相に移行する放射性物質や水素発生量が減少し、大気中への放射性物質の放出量や機器内の水素濃度が低下することから判断基準を満足することには変わりはない。

一般圧縮空気系からの水素掃気のための空気の供給により、溶液がかくはん状態となり、溶液中から機器の気相部への水素の移行量が増大することで、溶液由来の放射線分解水素にかかる水素発生G値が上昇する可能性が考えられるが、一般圧縮空気系からの水素掃気のための空気の供給流量は水素濃度をドライ換算4 v o 1 %未満に希釈できるほど十分に多く、また、この空気の供給は廃ガス貯留槽への放射性物質の導出完了に伴い停止する。そのため、臨界事故の収束時点における水素濃度はドライ換算4 v o 1 %を下回り、判断基準を満足することには変わりはない。

水素濃度の評価に用いる崩壊熱密度は、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年として得られる放射性物質の核種組成を基に算出した、臨界事故時に機器が内包する溶液の平常運転時の最大値を設定しており、最確条件の場合は、水素濃度がさらに低下する。このため、判断基準を満足することには変わりはない。

事態の収束までの大気中への放射性物質の放出量を算出し、これをセシウム-137換算した値（以下「大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）」という。）については、臨界事故により

影響を受ける割合や放出経路における放射性物質の除染係数に不確かさがある。これらの不確かさとして、溶液の沸騰量が想定よりも小さい場合や、放出量評価に用いた核種組成や放出経路上での除染係数が評価上の設定よりも厳しくない場合を考慮すると、放出量が小さくなることも想定される。

なお、沸騰に伴い気相中へ移行する放射性物質に、気体状の放射性物質が含まれていた場合には、経路上の除染係数が期待できず、大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137 換算）は1桁程度の増加となる可能性がある。

このように不確かさを有するものの、これらを考慮した場合でも判断基準を満足することには変わりはない。

- (b) 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対処
- (二) 有効性評価
- 5) 事故の条件及び機器の条件

可搬型中型移送ポンプは1台あたり $240\text{m}^3/\text{h}$ の容量を有し、内部ループへの通水、貯槽等への注水、冷却コイル等への通水及び凝縮器への通水に用いるものとし、前処理建屋で1台、分離建屋、精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋で1台、高レベル廃液ガラス固化建屋で1台を使用する。

各貯槽等への供給流量は、内包する高レベル廃液等の崩壊熱を踏まえて、設定した値に調整して、当該設定値以上で通水する。

高レベル廃液等の核種組成は、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年として得られる使用済燃料の核種組成を基に設定し、高レベル廃液等の濃度及び崩壊熱密度は、これを基準として、平常運転時における再処理する使用済燃料の核種組成の変動幅を考慮した最大値を設定する。

貯槽等に内包する高レベル廃液等の液量は、貯槽等の公称容量とする。高レベル廃液等の温度評価にあたっては、セルへの放熱を考慮せず、貯槽等の熱容量を考慮し断熱として評価する。

- (c) 放射線分解により発生する水素による爆発への対処
- (二) 有効性評価
- 5) 事故の条件及び機器の条件

水素掃気機能が喪失した場合、安全冷却水系の冷却機能の喪失も同時に発生している可能性が高いことから、重大事故等対処設備の設計に当たっては、水素掃気機能の喪失が単独で発生した場合に加え、貯槽等内の高レベル廃液等の沸騰が同時に発生する場合を想定する。高レベル廃液等の沸騰に伴い、水素発生G値が大きくなり、水素の発生量は相当に多くなる可能性がある。このため、機器の条件においては、高レベル廃液等の沸騰を考慮した、十分な圧縮空気を供給できる容量とする。

分離建屋の圧縮空気自動供給貯槽は、内圧0.69MP a の約5.5m<sup>3</sup> /基の貯槽 3 基及び安全圧縮空気系への接続配管で構成する。

精製建屋の圧縮空気自動供給貯槽は、内圧0.69MP a の約2.5m<sup>3</sup> /基の貯槽 2 基，約 5 m<sup>3</sup> /基の貯槽 3 基及び安全圧縮空気系への接続配管で構成する。

ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋の圧縮空気自動供給系の圧縮空気自動供給ユニットは、空気容量約15m<sup>3</sup> [normal] とし、減圧弁、空気作動弁及び安全圧縮空気系への接続配管で構成する。

圧縮空気自動供給系からの圧縮空気の供給は、安全圧縮空気系の配管の内圧が所定の圧力を下回った場合に、自動で開始し、機器圧縮空気自動供給ユニットに切り変えるまでの間、未然防止濃度未満を維持するために必要な量を供給する。

分離建屋の圧縮空気自動供給系の機器圧縮空気自動供給ユニットは、空気容量約10m<sup>3</sup> [normal] とし、空気作動弁、減圧弁及び安

全圧縮空気系への接続配管で構成する。

精製建屋の圧縮空気自動供給系の機器圧縮空気自動供給ユニットは、空気容量約 $52\text{m}^3$  [normal] とし、空気作動弁、減圧弁及び安全圧縮空気系への接続配管で構成する。

ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋の機器圧縮空気自動供給ユニットは、空気容量約 $20\text{m}^3$  [normal] とし、減圧弁、空気作動弁及び安全圧縮空気系への接続配管で構成する。

機器圧縮空気自動供給ユニットからの圧縮空気の供給は、圧縮空気の供給源を圧縮空気自動供給系から機器圧縮空気自動供給ユニットに手動で切り替えることで、可搬型空気圧縮機に切り替えるまでの間、貯槽等内の水素濃度を未然防止濃度未満に維持するために必要な量の圧縮空気を供給する。

分離建屋の圧縮空気手動供給ユニットは、空気容量約 $10\text{m}^3$  [normal] とし、減圧弁及び機器圧縮空気供給配管への接続ホースで構成する。

精製建屋の圧縮空気手動供給ユニットは、空気容量約 $62\text{m}^3$  [normal] とし、減圧弁及び機器圧縮空気供給配管への接続ホースで構成する。

ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋の圧縮空気手動供給ユニットは、空気容量約 $31\text{m}^3$  [normal] とし、減圧弁及び機器圧縮空気供給配管への接続ホースで構成する。

圧縮空気手動供給ユニットは、準備が整い次第、機器圧縮空気供給配管（かくはん用配管、計測制御用配管等）へ手動で接続することにより圧縮空気の供給を開始し、可搬型空気圧縮機に切り替えるまでの間、貯槽等内の水素濃度を未然防止濃度未満に維持するため

に必要な量の圧縮空気を供給する。

可搬型空気圧縮機は、大型及び小型を準備する。大型の可搬型空気圧縮機は1台当たり約 $450\text{m}^3/\text{h}$ 、小型の可搬型空気圧縮機は1台当たり約 $220\text{m}^3/\text{h}$ の容量を有し、水素爆発を未然に防止するための空気の供給、水素爆発の再発を防止するための空気の供給に用いる。水素爆発を未然に防止するための空気の供給及び水素爆発の再発を防止するための空気の供給において、大型の可搬型空気圧縮機は、前処理建屋、分離建屋及び高レベル廃液ガラス固化建屋で2台、小型の可搬型空気圧縮機は、精製建屋及びウラン・プルトニウム混合脱硝建屋で1台を使用する。

高レベル廃液等の核種組成、濃度、崩壊熱密度は、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年とし、これを基に算出される放射性物質の核種組成を基準に、濃度及び崩壊熱密度の最大値を設定する。

高レベル廃液等の内包量は、公称容量とする。また、高レベル廃液等の硝酸イオン濃度が低いほど大きくなる水素発生G値については、全硝酸イオンのうち遊離硝酸濃度分の硝酸イオン濃度に対応する水素発生G値を設計条件として用いることにより、現実的な水素発生G値よりも高い値とする。

(d) 有機溶媒等による火災又は爆発（T B P等の錯体の急激な分解反応）への対処

(二) 有効性評価

5) 事故の条件及び機器の条件

プルトニウム濃縮缶内の硝酸プルトニウム溶液の核種組成、濃度、崩壊熱密度は、再処理する使用済み燃料の冷却期間を15年とし、これを基に算出される放射性物質の核種組成を基準に、濃度及び崩壊熱密度の最大値を設定した上で、さらにT B P等の錯体の急激な分解反応が発生する温度が硝酸プルトニウム溶液の沸点となる濃縮倍率を考慮した値とする。

プルトニウム濃縮缶に内包する硝酸プルトニウム溶液の液量は、プルトニウム濃縮缶の公称容量とする。

T B P等の錯体の急激な分解反応が発生する際のプルトニウム濃縮缶内のT B P量は208gとし、T B P等の錯体の急激な分解反応発生後からプルトニウム濃縮缶への供給液の供給停止までに供給されたT B P量は約1gとする。

論理回路がT B P等の錯体の急激な分解反応の発生を判定し、T B P等の錯体の急激な分解反応の検知から1分以内にプルトニウム濃縮缶供給槽ゲデオンを自動停止する又はT B P等の錯体の急激な分解反応の発生を知らせる警報の発報により、T B P等の錯体の急激な分解反応の検知から1分以内に緊急停止系により手動にて停止する。

蒸気発生器へ一次蒸気を供給する系統の手動弁を閉止することにより、プルトニウム濃縮缶の加熱が停止する。

廃ガス貯留設備（精製建屋）は、論理回路がT B P等の錯体の急

激な分解反応の発生を判定した場合に、廃ガス貯留設備の廃ガス貯留槽への経路が自動で確立され、廃ガス貯留設備の廃ガス貯留槽への放射性物質の導出が自動で開始される。

プルトニウム濃縮缶へ供給される安全圧縮空気系及び一般圧縮空気系からの圧縮空気は、それぞれ約  $0.4\text{m}^3/\text{h}$ 、約  $0.05\text{m}^3/\text{h}$  とする。

内的事象により T B P 等の錯体の急激な分解反応が発生することを想定する。

事故の起因と関連性のない安全機能を有する施設については、その安全機能の喪失を想定しない。



- (e) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止に係る対処
- (二) 有効性評価
- 5) 事故の条件及び機器の条件

- i) 想定事故 1 の事故の条件及び機器の条件

可搬型中型移送ポンプは、 $240\text{m}^3/\text{h}$  の容量を有し、燃料貯蔵プール等への注水に使用する。燃料貯蔵プール等の水位を維持するために必要な水量として、燃料貯蔵プール等からの蒸発量以上の量を供給する。

燃料貯蔵プール等の初期水温は、プール水冷却系 1 系列運転時の燃料貯蔵プール等の水の最高温度である  $65^\circ\text{C}$  とする。

燃料貯蔵プール等の初期水位は、平常運転時の管理上の水位の変動範囲で最も厳しい、水位低警報設定値である通常水位  $-0.05\text{m}$  とする。

使用済燃料受入れ・貯蔵建屋において貯蔵する使用済燃料は最大貯蔵量の  $3,000\text{ t} \cdot U_{\text{Pr}}$  とする。

燃料仮置きピットを隔離するためのピットゲート及び燃料貯蔵プールを隔離するためのプールゲートは、平常運転時は使用しないことから、燃料貯蔵プール等は燃料移送水路を介して全て連結された状態とする。

ただし、燃料貯蔵プール等が燃料移送水路を介して全て連結された状態においても、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間における水の出入りに不確かさがあることから、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまで時間の算出においては、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間の水の出入りが無いものとし、個別の燃料貯蔵プールの保有水

量のみを考慮する。

一方、燃料貯蔵プール等の水の沸騰後の水位低下は、燃料貯蔵プール・ピット等の水位が均一に低下することから、水位低下量は燃料貯蔵プール・ピット等全体を考慮する。

燃料貯蔵プール（PWR燃料用）、燃料貯蔵プール（BWR燃料用）及び燃料貯蔵プール（BWR燃料及びPWR燃料用）の保有水量は、それぞれ約  $2,453\text{m}^3$ 、約  $2,392\text{m}^3$  及び約  $2,457\text{m}^3$  とする。

使用済燃料の核種組成は、再処理する使用済燃料の冷却期間を4年及び12年として得られる核種組成を基に設定し、使用済燃料の崩壊熱は、これを基準として設定した崩壊熱密度により、各燃料貯蔵プールに貯蔵しうる最大値を設定する。また、冷却期間4年のBWR燃料とPWR燃料の崩壊熱密度を比較した場合、PWR燃料の方が大きくなり、各燃料貯蔵プールの保有水量を考慮しても、燃料貯蔵プール（PWR燃料用）へ冷却期間4年のPWR燃料を配置することで、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまでの時間が最も短くなり、安全側の評価となる。このため、燃料貯蔵プール（PWR燃料用）の崩壊熱は、崩壊熱が大きい冷却期間4年のPWR燃料を最大量  $600\text{t} \cdot U_{Pr}$  及び冷却期間12年のPWR燃料を  $400\text{t} \cdot U_{Pr}$  貯蔵した場合の値として  $2,450\text{kW}$  を設定する。燃料貯蔵プール（BWR燃料用）の崩壊熱は、冷却期間12年のBWR燃料を  $1,000\text{t} \cdot U_{Pr}$  貯蔵した場合の値として  $1,490\text{kW}$  を設定する。燃料貯蔵プール（BWR燃料及びPWR燃料用）の崩壊熱は、冷却期間12年のPWR燃料及びBWR燃料をそれぞれ  $500\text{t} \cdot U_{Pr}$  貯蔵した場合の値として  $1,480\text{kW}$  を設定する。

燃料仮置きピットに使用済燃料を仮置きする場合、原子力発電所

から受け入れた使用済燃料の仮置きを想定するため、冷却期間が4年のBWR燃料及びPWR燃料の仮置きを想定するが、それらの使用済燃料の崩壊熱は燃料貯蔵プール（PWR燃料用）に1,000 t・ $U_{Pr}$ 貯蔵した場合の崩壊熱に対して十分小さく、燃料仮置きピットの保有水量を考慮しても、燃料仮置きピットの水が沸騰に至るまでの時間が燃料貯蔵プール（PWR燃料用）より短くなることはない。また、燃料送出しピットに使用済燃料を仮置きする場合、前処理建屋でせん断を実施する前の使用済燃料の仮置きを想定するため、冷却期間が15年のBWR燃料及びPWR燃料の仮置きを想定するが、それらの使用済燃料の崩壊熱は燃料貯蔵プール（PWR燃料用）に1,000 t・ $U_{Pr}$ 貯蔵した場合の崩壊熱に対して十分小さく、燃料送出しピットの保有水量を考慮しても、燃料送出しピットの水が沸騰に至るまでの時間が燃料貯蔵プール（PWR燃料用）より短くなることはない。

ii) 想定事故2の機器の条件

可搬型中型移送ポンプは、 $240\text{m}^3/\text{h}$ の容量を有し、燃料貯蔵プール等への注水に使用する。

燃料貯蔵プール等の水位を維持するために必要な水量として、燃料貯蔵プール等からの蒸発量以上の量を供給する。

燃料貯蔵プール等の初期水温は、運転上許容されるプール水冷却系1系列運転時の燃料貯蔵プール等の水の最高温度である $65^\circ\text{C}$ とする。

燃料貯蔵プール等の初期水位は、サイフォン効果等及びスロッシングによる燃料貯蔵プール・ピット等の水の漏えいの重畳を考慮し

設定する。

サイフォン効果等による燃料貯蔵プール等の水位の低下は、プール水冷却系配管に逆流防止のため設置されている逆止弁が異物の噛みこみにより開固着し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を想定すると、管理上の水位の変動範囲で最も厳しい水位低警報設定値である通常水位 $-0.05\text{m}$ を基準とし、サイフォンブレイカ位置（通常水位 $-0.45\text{m}$ ）まで水位が低下する。

その後、スロッシングにより燃料貯蔵プール・ピット等の水が漏れいし水位低下が発生すると想定すると、燃料貯蔵プール・ピット等の周辺に設置する止水板の高さを越える溢水の燃料貯蔵プール・ピット等への戻りを考慮せず、スロッシングによる溢水を抑制する蓋の効果を考慮しないとした場合、燃料貯蔵プール等の水位は通常水位 $-0.80\text{m}$ となる。

以上より、通常水位 $-0.80\text{m}$ を燃料貯蔵プール等の初期水位とする。

使用済燃料受入れ・貯蔵建屋において貯蔵する使用済燃料は最大貯蔵量の $3,000\text{ t} \cdot U_{PR}$ とする。

燃料仮置きピットを隔離するためのピットゲート及び燃料貯蔵プールを隔離するためのプールゲートは、平常運転時は使用しないことから、燃料貯蔵プール等は燃料移送水路を介して全て連結された状態とする。

ただし、燃料貯蔵プール等が燃料移送水路を介して全て連結された状態においても、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間における水の出入りに不確かさがあることから、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまで時間の算出においては、燃料貯蔵プールと燃料移送水路

の間の水の出入りが無いものとし、個別の燃料貯蔵プールの保有水量のみを考慮する。

一方、燃料貯蔵プール等の水の沸騰後の水位低下は、燃料貯蔵プール等全体の水位が均一に低下することから、水位低下量は燃料貯蔵プール・ピット等全体を考慮する。

燃料貯蔵プール（PWR燃料用）、燃料貯蔵プール（BWR燃料用）及び燃料貯蔵プール（BWR燃料及びPWR燃料用）の保有水量は、それぞれ約  $2,229\text{m}^3$ 、約  $2,168\text{m}^3$  及び約  $2,233\text{m}^3$  とする。

使用済燃料の核種組成は、再処理する使用済燃料の冷却期間を4年及び12年として得られる核種組成を基に設定し、使用済燃料の崩壊熱は、これを基準として設定した崩壊熱密度により、各燃料貯蔵プールに貯蔵しうる最大値を設定する。また、冷却期間4年のBWR燃料とPWR燃料の崩壊熱密度を比較した場合、PWR燃料の方が大きくなり、各燃料貯蔵プールの保有水量を考慮しても、燃料貯蔵プール（PWR燃料用）へ冷却期間4年のPWR燃料を配置することで、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまでの時間が最も短くなり、安全側の評価となる。このため、燃料貯蔵プール（PWR燃料用）の崩壊熱は、崩壊熱が大きい冷却期間4年のPWR燃料を最大量  $600\text{t} \cdot U_{\text{PWR}}$  及び冷却期間12年のPWR燃料を  $400\text{t} \cdot U_{\text{PWR}}$  貯蔵した場合の値として  $2,450\text{kW}$  を設定する。燃料貯蔵プール（BWR燃料用）の崩壊熱は、冷却期間12年のBWR燃料を  $1,000\text{t} \cdot U_{\text{BWR}}$  貯蔵した場合の値として  $1,490\text{kW}$  を設定する。燃料貯蔵プール（BWR燃料及びPWR燃料用）の崩壊熱は、冷却期間12年のPWR燃料及びBWR燃料をそれぞれ  $500\text{t} \cdot U_{\text{PWR}}$  貯蔵した場合の値として  $1,480\text{kW}$  を設定する。

なお、燃料仮置きピットに使用済燃料が仮置きされる場合、原子力発電所から受け入れた使用済燃料の仮置きを想定するため、冷却期間が4年のBWR燃料及びPWR燃料が仮置きされるが、それらの使用済燃料の崩壊熱は燃料貯蔵プール（PWR燃料用）に  $1,000 \text{ t} \cdot U_{\text{PR}}$  貯蔵した場合の崩壊熱に対して十分小さく、燃料仮置きピットの保有水量を考慮しても、燃料仮置きピットの水が沸騰に至るまでの時間が燃料貯蔵プール（PWR燃料用）より短くなることはない。また、燃料送出しピットに使用済燃料が仮置きされている場合、前処理建屋でせん断を実施する前の使用済燃料の仮置きを想定するため、冷却期間が15年のBWR燃料及びPWR燃料が仮置きされるが、それらの使用済燃料の崩壊熱は燃料貯蔵プール（PWR燃料用）に  $1,000 \text{ t} \cdot U_{\text{PR}}$  貯蔵した場合の崩壊熱に対して十分小さく、燃料送出しピットの保有水量を考慮しても、燃料送出しピットの水が沸騰に至るまでの時間が燃料貯蔵プール（PWR燃料用）より短くなることはない。

## 添付書類

## 目次

3. 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設

4.2 せん断処理施設

4.3 溶解施設

4.2.3 放出管理

4.3.3 放出管理

6.5 有効性評価における評価の条件設定の方針

7. 重大事故等に対する対策の有効性評価



### 3. 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設

#### 3.1 設計基準対象の施設

##### 3.1.1 概 要

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設は、使用済燃料の受入れ施設及び使用済燃料の貯蔵施設で構成する。

使用済燃料の受入れ施設は、キャスクの受入れ及びキャスクからの使用済燃料集合体の取出しを行う使用済燃料受入れ設備である。

使用済燃料の貯蔵施設は、使用済燃料集合体を再処理するまでの期間の貯蔵及びせん断処理施設への送出しを行う使用済燃料貯蔵設備である。

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設で受け入れる使用済燃料は、BWR及びPWRの使用済ウラン燃料集合体であって、以下の仕様を満たすものである。

照射前燃料最高濃縮度 : 5 wt%

使用済燃料集合体平均濃縮度 : 3.5wt%以下

使用済燃料最終取出し前の原子炉停止時から再処理施設に受け入れるまでの期間 : 4年以上

ただし、燃料貯蔵プールの容量 $3,000 \text{ t} \cdot U_{PR}$ 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 $600 \text{ t} \cdot U_{PR}$ 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。

使用済燃料集合体最高燃焼度 :  $55,000 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot U_{PR}$

ここでいう  $\text{t} \cdot U_{PR}$  は、照射前金属ウラン質量換算である。

使用済燃料の冷却期間は、旧申請書における設計条件を維持することとし、以下の条件とする。

再処理施設に受け入れるまでの冷却期間： 1年以上

## 4.2 せん断処理施設

### 4.2.1 概 要

せん断処理施設は、燃料供給設備及びせん断処理設備で構成する。

せん断処理施設で取り扱う使用済燃料は発電用の軽水減速，軽水冷却，沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）及び軽水減速，軽水冷却，加圧水型原子炉（以下「PWR」という。）の使用済ウラン燃料集合体であって，以下の仕様を満たすものである。

照射前燃料最高濃縮度 : 5 wt%

使用済燃料集合体平均濃縮度 : 3.5wt%以下

使用済燃料集合体最終取出し前の原子炉停止時からの期間 : 15年以上

使用済燃料集合体最高燃焼度 :  $55,000\text{MW d} / \text{t} \cdot U_{PR}$

なお，1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度は， $45,000\text{MW d} / \text{t} \cdot U_{PR}$ 以下とする。

使用済燃料の冷却期間は，旧申請書における設計条件を維持することとし，以下の条件とする。

せん断処理するまでの冷却期間 : 4年以上

## 4.3 溶解施設

### 4.3.1 設計基準対象の施設

#### 4.3.1.1 概要

溶解施設は、溶解設備及び清澄・計量設備で構成する。

溶解施設で取り扱う使用済燃料は、BWR及びPWRの使用済ウラン燃料集合体であって、以下の仕様を満たすものである。

照射前燃料最高濃縮度 : 5 wt%

使用済燃料集合体平均濃縮度 : 3.5 wt%以下

使用済燃料最終取出し前の原子炉停止時からの期間 : 15年以上

使用済燃料集合体最高燃焼度 :  $55,000 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot U_{PR}$

なお、1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度は、 $45,000 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot U_{PR}$ 以下とする。

使用済燃料の冷却期間は、旧申請書における設計条件を維持することとし、以下の条件とする。

せん断処理するまでの冷却期間 : 4年以上

#### 4.2.3 放出管理

気体廃棄物の放出に当たっては、主排気筒等、北換気筒及び低レベル廃棄物処理建屋換気筒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「線量告示」（第二条及び第八条）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下表のように設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値は、「三、再処理を行う使用済燃料の種類及び再処理能力」の「A. 再処理を行う使用済燃料の種類」に基づく使用済燃料の仕様のうち、冷却期間については、再処理施設に受け入れるまでの冷却期間を12年、せん断処理するまでの冷却期間を15年として設定する。

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

#### 4.3.3 放出管理

液体廃棄物の放出に際しては、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」（第八条）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下表のように設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値は、「三、再処理を行う使用済燃料の種類及び再処理能力」の「A. 再処理を行う使用済燃料の種類」に基づく使用済燃料の仕様のうち、冷却期間については、再処理施設に受け入れるまでの冷却期間を12年、せん断処理するまでの冷却期間を15年として設定する。

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

## 6.5 有効性評価における評価の条件設定の方針

### 6.5.2 共通的な条件

#### 6.5.2.1 使用済燃料の冷却期間

重大事故等への対処における時間余裕は、崩壊熱密度による影響が大きいため、冷却期間を現実的な期間に制限することにより、重大事故等への対処における対処の優先順位の設定をより現実的なものとすることができ、重大事故等への対処の確実性をより向上させることができる。

また、冷却期間を制限することで、崩壊熱密度の低減が図られ、重大事故等への対処における時間余裕が確保されることになり、大気中へ放射性物質を放出する事故に至ったとしても、溶液、廃液及び有機溶媒中の放射性物質の総量を制限することにより、その影響を一定程度以下に抑制することが可能である。特に、冷却機能の喪失による蒸発乾固において特徴的に放出される放射性ルテニウムは、再処理する使用済燃料の冷却期間を制限することにより大きく減衰するため抑制効果大きい。

以上より、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の容量 $3,000 \text{ t} \cdot U_{PR}$ 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 $600 \text{ t} \cdot U_{PR}$ 未満、それ以外は、冷却期間12年以上の使用済燃料となるように、新たに受け入れる使用済燃料の冷却期間を制限すること及び再処理する使用済燃料の冷却期間が15年以上となるように計画し管理することを前提とし、以下のとおり使用済燃料の冷却期間を設定する。

- (1) 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設において発生を想定する重大事故等に対する評価では、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で貯蔵する使用済燃料 $3,000 \text{ t} \cdot U_{PR}$ に対し、冷却期間12年の使用済燃料が $2,400 \text{ t} \cdot U_{PR}$ 及び冷却期間4年の使用済燃料が $600 \text{ t} \cdot U_{PR}$ 貯蔵された状態とする。

- (2) 使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設以外の施設において発生を想定する重大事故等に対する評価では、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年とする。

#### 6.5.2.2 崩壊熱

- (2) 燃料仕様

##### d. 冷却期間

使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設では、貯蔵する使用済燃料のうち、 $2,400 \text{ t} \cdot U_{PR}$ は冷却期間を12年、 $600 \text{ t} \cdot U_{PR}$ は冷却期間を4年とする。

また、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設以外の施設では冷却期間を15年とする。

#### 6.5.2.4 放射性物質量

大気中への放射性物質の放出量を算出し、これをセシウム-137換算した値（以下「大気中への放射性物質の放出量（セシウム-137換算）」という。）の評価に用いる放射性物質量は、機器の容量に放射性物質の濃度を乗じたものであり、以下に示すと通りの条件とする。

機器に内包する溶液、廃液、有機溶媒の放射性物質の濃度は、以下の標準燃料仕様（1年平均領域の使用済燃料のうち放射性物質量が大きいPWR燃料）を基に、ORIGEN2コードにより算出される核種組成を基準に、工程内での平常運転時の組成変化及び濃度変化を考慮し設定する。

燃料型式：PWR

使用済燃料集合体燃焼度： $45,000 \text{ MW d} / \text{ t} \cdot U_{PR}$

照射前燃料濃縮度：4.5w t %



比出力：38MW／t・U<sub>Pr</sub>

冷却期間：15年

放射性物質量は、施設内での分離、分配、精製等に伴う挙動が同様であるいくつかの元素グループごとに、燃料仕様の変動に伴う放射性物質の濃度の変動を包含できるように、放射性物質の濃度を補正する係数（以下「補正係数」という。）を設定し、機器に内包する溶液、廃液、有機溶媒の放射性物質の濃度に補正係数及び機器の容量を乗じて算出する。

## 7. 重大事故等に対する対策の有効性評価

### 7.1 臨界事故への対処

#### 7.1.1 臨界事故の拡大防止対策

##### 7.1.1.2 臨界事故の拡大防止対策の有効性評価

###### 7.1.1.2.1 有効性評価

(6) 事故の条件及び機器の条件

(c) エンドピース酸洗浄槽に内包する溶液の崩壊熱密度は、エンドピース酸洗浄槽に多量の燃料せん断片が装荷され、その一部分が溶解しているとして、再処理する使用済燃料の冷却期間を15年とし、これを基に算出される放射性物質の核種組成を基準に、溶解槽が内包する溶解液の崩壊熱密度の平常運転時の最大値とした $600\text{W}/\text{m}^3$ を用いる。

(8) 放出量評価に関連する事故の条件、機器の条件及び操作の条件の具体的な展開

a. 臨界事故が発生した機器に内包する放射性物質量

臨界事故が発生した機器に内包する放射性物質量は、臨界事故の発生を想定する機器に内包する溶液中の放射性物質量を設定する。

なお、臨界事故により発生し、溶液中に残留した臨界事故の核分裂による核分裂生成物については微小であることから無視する。

臨界事故の発生を想定する機器に内包する溶液中の放射性物質の濃度は、1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度 $45,000\text{MW d}/\text{t} \cdot U_{\text{PR}}$ 、照射前燃料濃縮度 $4.5\text{wt}\%$ 、

比出力 $38\text{MW} / \text{t} \cdot U_{\text{PR}}$ ，冷却期間15年を基に算出した第7一時貯留処理槽への移送元である精製建屋の第3一時貯留処理槽の平常運転時の最大値とし，崩壊熱密度の設定と同様に，再処理する使用済燃料の冷却期間を15年とした際の放射性物質濃度とする。

また，臨界事故の発生を想定する機器に内包する放射性物質質量は，上記において算出した放射性物質濃度に，臨界事故の発生を想定する機器に内包する溶液量を乗じて算出する。

#### 7.1.1.2.2 有効性評価の結果

##### (2) 不確かさの影響評価

##### b. 事象，事故の条件及び機器の条件の不確かさの影響

##### (b) 臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気

一般圧縮空気系からの水素掃気のための空気の供給により，溶液がかくはん状態となり，溶液中から機器の気相部への水素の移行量が増加することで，溶液由来の放射線分解水素に係る水素発生G値が上昇する可能性が考えられるが，一般圧縮空気系からの圧縮空気流量は水素濃度をドライ換算4vol%未満に希釈できるほど十分に大きいことから，判断基準を満足することに変わりはない。

また，廃ガス貯留槽への導出完了にともない，水素掃気のための空気の供給を停止することから，水素濃度平衡値がドライ換算4vol%を下回ることに変わりはない。

臨界事故により発生する放射線分解水素の掃気の評価に用いる崩壊熱密度は，再処理する使用済燃料の冷却期間を

15年として得られる放射性物質の核種組成を基に算出した、臨界事故時に機器が内包する溶液の平常運転時の最大値を設定しており、最確条件の場合は、水素濃度がさらに低下する。このため、判断基準を満足することには変わりはない。

また、臨界事故時における核分裂数については、供給完了までの時間に安全余裕を見込んでいること及び未臨界移行後の実効増倍率を0.95以下と評価していることから、評価時間より早期に未臨界状態に移行できると考えられ、核分裂数が少なくなることで水素発生量が減少し、機器内の水素濃度が低下することから判断基準を満足することには変わりはない。

## 7.2 冷却機能の喪失による蒸発乾固への対処

### 7.2.1 蒸発乾固の発生防止対策

#### 7.2.1.2 蒸発乾固の発生防止対策の有効性評価

##### 7.2.1.2.1 有効性評価

###### (6) 事故の条件及び機器の条件

###### b. 高レベル廃液等の核種組成，濃度及び崩壊熱密度

「6.5.2.1 使用済燃料の冷却期間」に記載したとおり，高レベル廃液等の核種組成は，再処理する使用済燃料の冷却期間を15年として得られる使用済燃料の核種組成を基に設定し，高レベル廃液等の濃度及び崩壊熱密度は，これを基準として，平常運転時における再処理する使用済燃料の核種組成の変動幅を考慮した最大値を設定する。

##### 7.2.1.2.2 有効性評価の結果

###### (2) 不確かさの影響評価

###### a. 事象，事故の条件及び機器の条件の不確かさの影響

###### (b) 実際の熱条件の影響

沸騰に至るまでの時間余裕の算出では，水及び高レベル廃液等の物性値の変動が影響を与えると考えられるものの，より厳しい結果を与えるように，高レベル廃液等の崩壊熱密度は，冷却期間15年を基に算出した平常運転時の最大値を設定した上で，貯槽等に内包する高レベル廃液等の液量は貯槽等の公称容量とし，貯槽等からセル雰囲気への放熱を考慮せず断熱評価で実施している。

これらのうち，高レベル廃液等の崩壊熱密度の最大値が有する安全余裕は，高レベル廃液等の崩壊熱密度の中央値に対して1.0倍から約1.2倍となる。

貯槽等に内包する高レベル廃液等の液量に着目すると、実際の運転時には、全ての貯槽等が公称容量の高レベル廃液等を内包しているわけではなく、公称容量よりも少ない液量を内包している状態が想定されるが、この場合、高レベル廃液等の崩壊熱は小さくなり、沸騰に至るまでの時間が延びることになる。

また、貯槽等の表面からセル雰囲気への放熱の効果は、貯槽等の表面温度及びセル雰囲気の温度差に依存し、温度差が20℃から80℃の範囲において鉛直平板を仮定した場合、貯槽等の表面及びセル雰囲気間の熱伝達率は約1.8W/(m<sup>2</sup>・K)～約3.3W/(m<sup>2</sup>・K)となる。

放熱の効果は、高レベル廃液等の崩壊熱密度に高レベル廃液等の体積を乗じて算出された崩壊熱を、放熱に寄与する貯槽等の表面積で除して算出される値に依存し、この値が大きい高レベル濃縮廃液及びプルトニウム濃縮液に対する放熱効果は、温度差を20℃と仮定した場合、数%となる。一方、高レベル廃液等の崩壊熱を放熱に寄与する貯槽等の表面積で除して算出される値が小さくなる溶解液、抽出廃液及びプルトニウム溶液に対する放熱効果は、温度差を20℃と仮定した場合、溶解液に対して約30%、抽出廃液に対して約40%、プルトニウム溶液に対して100%となる。

高レベル廃液等の崩壊熱を放熱に寄与する貯槽等の表面積で除して算出される値が大きい高レベル濃縮廃液及びプルトニウム濃縮液を内包する貯槽等は、沸騰に至るまでの時間が短いという特徴を有している。高レベル廃液等の崩壊熱を放熱に寄与する貯槽等の表面積で除して算出される値が小さい溶解液、抽出廃液及びプルトニウム溶液を内包する貯槽等は、沸騰に至るまでの時間が長いという特徴を有していることから、断熱条件においても沸騰に至るまでの時間が長い溶解液、

抽出廃液及びプルトニウム溶液を内包する貯槽等が沸騰に至るまでの時間は、断熱条件においても沸騰に至るまでの時間が短い高レベル濃縮廃液及びプルトニウム濃縮液を内包する貯槽等に比べてより長くなることになる。

以上より、実際の熱条件の下では、評価結果に示す沸騰に至るまでの時間は、全ての高レベル廃液等においてより長い時間となる可能性があるが、その効果は崩壊熱の小さな高レベル廃液等ほど顕著であり、高レベル廃液等の沸騰までの時間が逆転することはないことから、蒸発乾固への対処の作業の優先順位及び実施組織要員の操作の時間余裕に与える影響はない。

## 7.2.2 蒸発乾固の拡大防止対策

### 7.2.2.2 蒸発乾固の拡大防止対策の有効性評価

#### 7.2.2.2.1 有効性評価

(8) 放出量評価に関連する事故，機器及び操作の条件の具体的な展開

b. 高レベル廃液等の沸騰後の事態の収束までの主排気筒を介した大気中への放射性物質の放出量評価

(a) 貯槽等に内包する放射性物質質量

第7.2-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等の放射性物質の濃度は、1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度 $45,000\text{MW d} / \text{t} \cdot U_{PR}$ ，照射前燃料濃縮度 $4.5\text{wt}\%$ ，比出力 $38\text{MW} / \text{t} \cdot U_{PR}$ ，冷却期間15年を基に算出した平常運転時の最大値とする。

また、貯槽等に内包する放射性物質質量は、上記において算出した放射性物質の濃度に、第7.2-1表の貯槽等に内包する高レベル廃液等の体積を乗じて算出する。

## 7.3.1.2 水素爆発の発生防止対策の有効性評価

### 7.3.1.2.1 有効性評価

#### (6) 事故の条件及び機器の条件

##### e. 高レベル廃液等の核種組成，濃度，崩壊熱密度

「6.5.2.1 使用済燃料の冷却期間」に記載したとおり，高レベル廃液等の核種組成は，再処理する使用済燃料の冷却期間を15年として得られる使用済燃料の核種組成を基に設定し，高レベル廃液等の濃度及び崩壊熱密度は，これを基準として，平常運転時における再処理する使用済燃料の変動幅を考慮した最大値を設定する。



## 7.3.2.2 水素爆発の拡大防止対策の有効性評価

### 7.3.2.2.1 有効性評価

(8) 放出量評価に関連する事故，機器及び操作の条件の具体的な展開

a. 空気貯槽等から供給する圧縮空気に同伴する放射性物質の放出量評価

(a) 貯槽等に内包する放射性物質量

第7.3-1表に示す貯槽等に内包する高レベル廃液等の放射性物質の濃度は，1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度 $45,000\text{MW d} / \text{t} \cdot U_{PR}$ ，照射前燃料濃縮度 $4.5\text{wt}\%$ ，比出力 $38\text{MW} / \text{t} \cdot U_{PR}$ ，冷却期間15年を基に算出した平常運転時の最大値とする。また，貯槽等に内包する放射性物質の量は，上記において算出した放射性物質の濃度に，第7.3-1表の貯槽等に内包する高レベル廃液等の体積を乗じて算出する。

## 7.4 有機溶媒等による火災又は爆発への対処

### 7.4.1 TBP等の錯体の急激な分解反応の拡大防止対策

#### 7.4.1.2 TBP等の錯体の急激な分解反応の拡大防止対策の有効性評価

##### 7.4.1.2.1 有効性評価

###### (6) 事故の条件及び機器の条件

###### e. プルトニウム濃縮缶

プルトニウム濃縮缶は、プルトニウム濃縮缶供給槽ゲデオンにより供給液を供給され、蒸気発生器の加熱蒸気により加熱されることで、プルトニウム溶液を濃縮する。

プルトニウム濃縮缶に内包する硝酸プルトニウム溶液の放射性物質の濃度は、1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度  $45,000\text{MW d} / \text{t} \cdot \text{U}_{\text{PR}}$ 、照射前燃料濃縮度  $4.5\text{wt}\%$ 、比出力  $38\text{MW} / \text{t} \cdot \text{U}_{\text{PR}}$ 、冷却期間15年を基に算出した平常運転時の最大値に、TBP等の錯体の急激な分解反応が発生する温度が硝酸プルトニウム溶液の沸点となる濃縮倍率を乗じた値とする。

プルトニウム濃縮缶に内包する硝酸プルトニウム溶液の液量は、プルトニウム濃縮缶の公称容量とする。

###### (8) 放出量評価に関連する事故、機器及び操作の条件の具体的な展開

###### a. セル排気系からの放射性物質の放出量評価

###### (a) プルトニウム濃縮缶から廃ガスポットまでの廃ガスの放射性物質質量

プルトニウム濃縮缶気相部から塔槽類廃ガス処理系(プルトニウム系)の廃ガスポットまでの廃ガスの放射性物質の全量がセルへ導出されたことを想定し、セル排気系から大気中への放射性物質の放出量を評価する。

塔槽類廃ガス処理系（プルトニウム系）で平常運転時に処理する廃ガス中の放射性物質の濃度は、1日当たり処理する使用済燃料の平均燃焼度 $45,000\text{MW d} / \text{t} \cdot U_{Pr}$ ，照射前燃料濃縮度 $4.5\text{wt}\%$ ，比出力 $38\text{MW} / \text{t} \cdot U_{Pr}$ ，冷却期間15年を基に算出した値とする。

第 7.5-3 表 燃料貯蔵プール等の水位及び水温の推移評価に係る主要評価条件 (想定事故 1)

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
燃料貯蔵プール等の初期水温	65℃	運転上許容されるプール水冷却系 1 系列運転時の燃料貯蔵プール等の水の最高温度を設定。
燃料貯蔵プール等の初期水位	通常水位-0.05m	燃料貯蔵プール等の初期水位は、平常運転時の管理上の水位の変動範囲で最も厳しい、水位低警報設定値を設定。
燃料貯蔵プール等における使用済燃料の貯蔵量	3,000 t・U <sub>PR</sub>	使用済燃料受入れ・貯蔵建屋において貯蔵する最大貯蔵量を設定。
ピットゲート及びプールゲートの状態	設置しない	<p>平常運転時は使用しないことから、燃料貯蔵プール等は燃料移送水路を介して全て連結された状態と設定。</p> <p>ただし、燃料貯蔵プール等が燃料移送水路を介して全て連結された状態においても、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間における水の出入りに不確かさがあることから、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまで時間の算出においては、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間の水の出入りが無いものとし、個別の燃料貯蔵プールの保有水量のみを考慮する。</p> <p>一方、燃料貯蔵プール等の水の沸騰後の水位低下は、燃料貯蔵プール・ピット等全体の水位が均一に低下することから、水位低下量は燃料貯蔵プール・ピット等全体を考慮する。</p>
燃料貯蔵プールの保有水量	燃料貯蔵プール (PWR 燃料用) 約 2,453m <sup>3</sup> 燃料貯蔵プール (BWR 燃料用) 約 2,392m <sup>3</sup> 燃料貯蔵プール (BWR 燃料用及び PWR 燃料用) 約 2,457m <sup>3</sup>	「ピットゲート及びプールゲートの状態」に記載のとおり、個別の燃料貯蔵プールの保有水量のみを考慮する。

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
燃料貯蔵プール等の崩壊熱	燃料貯蔵プール (PWR燃料用) 2,450 kW 燃料貯蔵プール (BWR燃料用) 1,490 kW 燃料貯蔵プール (BWR燃料及び PWR燃料用) 1,480 kW	使用済燃料の核種組成は、再処理する使用済燃料の冷却期間を4年及び12年として て得られる核種組成を基に設定し、使用済燃料の崩壊熱は、これを基準として設定 した崩壊熱密度により、各燃料貯蔵プールに貯蔵しうる最大値を設定。また、燃料 貯蔵プール (PWR燃料用) の崩壊熱は、崩壊熱が大きい冷却期間4年のPWR燃 料を最大量 $600 \text{ t} \cdot U_{Pr}$ 及び冷却期間12年のPWR燃料を $400 \text{ t} \cdot U_{Pr}$ 貯蔵した場 合の値を設定。燃料貯蔵プール (BWR燃料用) の崩壊熱については、冷却期間12 年のBWR燃料を $1,000 \text{ t} \cdot U_{Pr}$ 貯蔵した場合の値を設定。燃料貯蔵プール (BW R燃料及びPWR燃料用) の崩壊熱については、冷却期間12年のPWR燃料及びB WR燃料をそれぞれ $500 \text{ t} \cdot U_{Pr}$ 貯蔵した場合の値を設定。

第 7.5-7 表 燃料貯蔵プール等の水位及び水温の推移評価に係る主要評価条件（想定事故 2）

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
燃料貯蔵プール等の初期水温	65℃	<p>運転上許容されるプール水冷却系 1 系列運転時の燃料貯蔵プール等の水の最高温度を設定。</p> <p>燃料貯蔵プール等の初期水位は、サイフォン効果等及びスロッシングによる燃料貯蔵プール・ピット等の水の漏えいの重量を考慮し設定。</p> <p>サイフォン効果等による燃料貯蔵プール等の水位の低下は、プール水冷却系配管に逆流防止のため設置されている逆止弁が異物の噛みこみにより開固着し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を想定すると、管理上の水位の変動範囲で最も厳しい水位低警報設定値である通常水位-0.05mを基準とし、サイフォンブレーカ位置（通常水位-0.45m）まで水位が低下する。</p> <p>その後、スロッシングにより燃料貯蔵プール・ピット等の水が漏えいし、水位低下が発生すると想定すると、燃料貯蔵プール・ピット等の周辺に設置する止水板の高さを越える溢水の燃料貯蔵プール・ピット等への戻りを考慮せず、スロッシングによる溢水を抑制する蓋の効果を検討しないとした場合の初期水位を設定。</p>
燃料貯蔵プール等における使用済燃料の貯蔵量	3,000 t・U <sub>PR</sub>	使用済燃料受入れ・貯蔵建屋において貯蔵する最大貯蔵量を設定。
ピットゲート及びプールの状態	設置しない	<p>平常運転時は使用しないことから、燃料貯蔵プール等は燃料移送水路を介して全て連結された状態と設定。</p> <p>ただし、燃料貯蔵プール等が燃料移送水路を介して全て連結された状態においても、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間における水の出入りに不確かさがあることから、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまで時間の算出においては、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間の水の出入りが無いものとし、個別の燃料貯蔵プールの保有水量のみを考慮する。</p> <p>一方、燃料貯蔵プール等の水の沸騰後の水位低下は、燃料貯蔵プール・ピット等全体の水位が均一に低下することから、水位低下量は燃料貯蔵プール・ピット等全体を考慮する。</p>

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
燃料貯蔵プールの保有水量	燃料貯蔵プール (PWR燃料用) 約 2,229m <sup>3</sup> 燃料貯蔵プール (BWR燃料用) 約 2,168m <sup>3</sup> 燃料貯蔵プール (BWR燃料及び PWR燃料用) 約 2,233m <sup>3</sup>	「ピットゲート及びプールの状態」に記載のとおり、個別の燃料貯蔵プールの保有水量のみを考慮する。
燃料貯蔵プールの崩壊熱	燃料貯蔵プール (PWR燃料用) 2,450 kW 燃料貯蔵プール (BWR燃料用) 1,490 kW 燃料貯蔵プール (BWR燃料及び PWR燃料用) 1,480 kW	使用済燃料の核種組成は、再処理する使用済燃料の冷却期間を4年及び12年として設定得られる核種組成を基に設定し、使用済燃料の崩壊熱は、これを基準として設定した崩壊熱密度により、各燃料貯蔵プールに貯蔵しうる最大値を設定。また、燃料貯蔵プール (PWR燃料用) の崩壊熱は、崩壊熱が大きい冷却期間4年のPWR燃料を最大量 600 t・U <sub>P<sub>r</sub></sub> 及び冷却期間12年のPWR燃料を 400 t・U <sub>P<sub>r</sub></sub> 貯蔵した場合の値を設定。燃料貯蔵プール (BWR燃料用) の崩壊熱については、冷却期間12年のBWR燃料を 1,000 t・U <sub>P<sub>r</sub></sub> 貯蔵した場合の値を設定。燃料貯蔵プール (BWR燃料及びPWR燃料用) の崩壊熱については、冷却期間12年のPWR燃料及びBWR燃料をそれぞれ 500 t・U <sub>P<sub>r</sub></sub> 貯蔵した場合の値を設定。

## 7.5 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷への対処

### 7.5.1 想定事故1の燃料損傷防止対策

#### 7.5.1.2 想定事故1の燃料損傷防止対策の有効性評価

##### 7.5.1.2.1 有効性評価

###### (6) 事故の条件及び設備の条件

###### g. 燃料貯蔵プールの崩壊熱

使用済燃料の核種組成は、再処理する使用済燃料の冷却期間を4年及び12年として得られる核種組成を基に設定し、使用済燃料の崩壊熱は、これを基準として設定した崩壊熱密度により、各燃料貯蔵プールに貯蔵しうる最大値を設定する。また、冷却期間4年のBWR燃料とPWR燃料の崩壊熱密度を比較した場合、PWR燃料の方が大きくなり、各燃料貯蔵プールの保有水量を考慮しても、燃料貯蔵プール（PWR燃料用）へ冷却期間4年のPWR燃料を配置することで、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまでの時間が最も短くなり、安全側の評価となる。このため、燃料貯蔵プール（PWR燃料用）の崩壊熱は、崩壊熱が大きい冷却期間4年のPWR燃料を最大量 $600 \text{ t} \cdot U_{\text{PR}}$ 及び冷却期間12年のPWR燃料を $400 \text{ t} \cdot U_{\text{PR}}$ 貯蔵した場合の値として $2,450 \text{ kW}$ を設定する。燃料貯蔵プール（BWR燃料用）の崩壊熱は、冷却期間12年のBWR燃料を $1,000 \text{ t} \cdot U_{\text{PR}}$ 貯蔵した場合の値として $1,490 \text{ kW}$ を設定する。燃料貯蔵プール（BWR燃料及びPWR燃料用）の崩壊熱は、冷却期間12年のPWR燃料及びBWR燃料をそれぞれ $500 \text{ t} \cdot U_{\text{PR}}$ 貯蔵した場合の値として $1,480 \text{ kW}$ を設定する。

燃料仮置きピットに使用済燃料を仮置きする場合、原子力発電所から受け入れた使用済燃料の仮置きを想定するため、冷却期間が4年のBWR燃料及びPWR燃料の仮置きを想定するが、それらの使用済燃料の崩



壊熱は燃料貯蔵プール（PWR燃料用）に1,000 t・U<sub>PR</sub>貯蔵した場合の崩壊熱に対して十分小さく、燃料仮置きピットの保有水量を考慮しても、燃料仮置きピットの水が沸騰に至るまでの時間が燃料貯蔵プール（PWR燃料用）より短くなることはない。また、燃料送出しピットに使用済燃料を仮置きする場合、前処理建屋でせん断を実施する前の使用済燃料の仮置きを想定するため、冷却期間が15年のBWR燃料及びPWR燃料の仮置きを想定するが、それらの使用済燃料の崩壊熱は燃料貯蔵プール（PWR燃料用）に1,000 t・U<sub>PR</sub>貯蔵した場合の崩壊熱に対して十分小さく、燃料送出しピットの保有水量を考慮しても、燃料送出しピットの水が沸騰に至るまでの時間が燃料貯蔵プール（PWR燃料用）より短くなることはない。

第 7.5-3 表 燃料貯蔵プール等の水位及び水温の推移評価に係る主要評価条件（想定事故 1）

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
燃料貯蔵プール等の初期水温	65℃	運転上許容されるプール水冷却系 1 系列運転時の燃料貯蔵プール等の水の最高温度を設定。
燃料貯蔵プール等の初期水位	通常水位-0.05m	燃料貯蔵プール等の初期水位は、平常運転時の管理上の水位の変動範囲で最も厳しい、水位低警報設定値を設定。
燃料貯蔵プール等における使用済燃料の貯蔵量	3,000 t・U <sub>PR</sub>	使用済燃料受入れ・貯蔵建屋において貯蔵する最大貯蔵量を設定。
ピットゲート及びプールゲートの状態	設置しない	平常運転時は使用しないことから、燃料貯蔵プール等は燃料移送水路を介して全て連結された状態と設定。 ただし、燃料貯蔵プール等が燃料移送水路を介して全て連結された状態においても、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間における水の出入りに不確かさがあることから、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまで時間の算出においては、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間の水の出入りが無いものとし、個別の燃料貯蔵プールの保有水量のみを考慮する。 一方、燃料貯蔵プール等の水の沸騰後の水位低下は、燃料貯蔵プール・ピット等全体の水位が均一に低下することから、水位低下量は燃料貯蔵プール・ピット等全体を考慮する。
燃料貯蔵プールの保有水量	燃料貯蔵プール（PWR 燃料用） 約 2,453m <sup>3</sup> 燃料貯蔵プール（BWR 燃料用） 約 2,392m <sup>3</sup> 燃料貯蔵プール（BWR 燃料用）及び PWR 燃料用） 約 2,457m <sup>3</sup>	「ピットゲート及びプールゲートの状態」に記載のとおり、個別の燃料貯蔵プールの保有水量のみを考慮する。

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
燃料貯蔵プール等の崩壊熱	燃料貯蔵プール (PWR燃料用) 2,450 kW 燃料貯蔵プール (BWR燃料用) 1,490 kW 燃料貯蔵プール (BWR燃料及び PWR燃料用) 1,480 kW	使用済燃料の核種組成は、再処理する使用済燃料の冷却期間を4年及び12年として て得られる核種組成を基に設定し、使用済燃料の崩壊熱は、これを基準として設定 した崩壊熱密度により、各燃料貯蔵プールに貯蔵しうる最大値を設定。また、燃料 貯蔵プール (PWR燃料用) の崩壊熱は、崩壊熱が大きい冷却期間4年のPWR燃 料を最大量 $600 \text{ t} \cdot U_{Pr}$ 及び冷却期間12年のPWR燃料を $400 \text{ t} \cdot U_{Pr}$ 貯蔵した場 合の値を設定。燃料貯蔵プール (BWR燃料用) の崩壊熱については、冷却期間12 年のBWR燃料を $1,000 \text{ t} \cdot U_{Pr}$ 貯蔵した場合の値を設定。燃料貯蔵プール (BW R燃料及びPWR燃料用) の崩壊熱については、冷却期間12年のPWR燃料及びB WR燃料をそれぞれ $500 \text{ t} \cdot U_{Pr}$ 貯蔵した場合の値を設定。

第 7.5-7 表 燃料貯蔵プール等の水位及び水温の推移評価に係る主要評価条件（想定事故 2）

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
燃料貯蔵プール等の初期水温	65℃	運転上許容されるプール水冷却系 1 系列運転時の燃料貯蔵プール等の水の最高温度を設定。
燃料貯蔵プール等の初期水位	通常水位-0.80m	<p>燃料貯蔵プール等の初期水位は、サイフォン効果等及びスロッシングによる燃料貯蔵プール・ピット等の水の漏えいの重量を考慮し設定。</p> <p>サイフォン効果等による燃料貯蔵プール等の水位の低下は、プール水冷却系配管に逆流防止のため設置されている逆止弁が異物の噛みこみにより開固着し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を想定すると、管理上の水位の変動範囲で最も厳しい水位低警報設定値である通常水位-0.05mを基準とし、サイフォンブレーカ位置（通常水位-0.45m）まで水位が低下する。</p> <p>その後、スロッシングにより燃料貯蔵プール・ピット等の水が漏えいし、水位低下が発生すると想定すると、燃料貯蔵プール・ピット等の周辺に設置する止水板の高さを越える溢水の燃料貯蔵プール・ピット等への戻りを考慮せず、スロッシングによる溢水を抑制する蓋の効果を検討しないとした場合の初期水位を設定。</p>
燃料貯蔵プール等における使用済燃料の貯蔵量	3,000 t・U <sub>PR</sub>	使用済燃料受入れ・貯蔵建屋において貯蔵する最大貯蔵量を設定。
ピットゲート及びプールの状態	設置しない	<p>平常運転時は使用しないことから、燃料貯蔵プール等は燃料移送水路を介して全てで連結された状態と設定。</p> <p>ただし、燃料貯蔵プール等が燃料移送水路を介して全て連結された状態においても、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間における水の出入りに不確かさがあることから、燃料貯蔵プール等の水が沸騰に至るまで時間の算出においては、燃料貯蔵プールと燃料移送水路の間の水の出入りが無いものとし、個別の燃料貯蔵プールの保有水量のみを考慮する。</p> <p>一方、燃料貯蔵プール等の水の沸騰後の水位低下は、燃料貯蔵プール・ピット等全体の水位が均一に低下することから、水位低下量は燃料貯蔵プール・ピット等全体を考慮する。</p>

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
燃料貯蔵プールの保有水量	燃料貯蔵プール (PWR燃料用) 約 2,229m <sup>3</sup> 燃料貯蔵プール (BWR燃料用) 約 2,168m <sup>3</sup> 燃料貯蔵プール (BWR燃料及び PWR燃料用) 約 2,233m <sup>3</sup>	「ピットゲート及びプールの状態」に記載のとおり、個別の燃料貯蔵プールの保有水量のみを考慮する。
燃料貯蔵プールの崩壊熱	燃料貯蔵プール (PWR燃料用) 2,450 kW 燃料貯蔵プール (BWR燃料用) 1,490 kW 燃料貯蔵プール (BWR燃料及び PWR燃料用) 1,480 kW	使用済燃料の核種組成は、再処理する使用済燃料の冷却期間を4年及び12年として得られる核種組成を基に設定し、使用済燃料の崩壊熱は、これを基準として設定した崩壊熱密度により、各燃料貯蔵プールに貯蔵しうる最大値を設定。また、燃料貯蔵プール (PWR燃料用) の崩壊熱は、崩壊熱が大きい冷却期間4年のPWR燃料を最大量 600 t・U <sub>P<sub>r</sub></sub> 及び冷却期間12年のPWR燃料を 400 t・U <sub>P<sub>r</sub></sub> 貯蔵した場合の値を設定。燃料貯蔵プール (BWR燃料用) の崩壊熱については、冷却期間12年のBWR燃料を 1,000 t・U <sub>P<sub>r</sub></sub> 貯蔵した場合の値を設定。燃料貯蔵プール (BWR燃料及びPWR燃料用) の崩壊熱については、冷却期間12年のPWR燃料及びBWR燃料をそれぞれ 500 t・U <sub>P<sub>r</sub></sub> 貯蔵した場合の値を設定。

## 第Ⅱ部

## 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<sub>Pr</sub>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<sub>Pr</sub>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）

### （1）放射性気体廃棄物の放出管理目標値

放射性気体廃棄物の放出に当たっては、主排気筒、北換気筒及び低レベル廃棄物処理建屋換気筒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、放射性気体廃棄物の放出管理目標値を以下のように設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値は、使用済燃料の仕様のうち、冷却期間については、再処理施設に受け入れるまでの冷却期間を 12 年、せん断処理するまでの冷却期間を 15 年として設定する。

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)
クリプトン-85	$1.6 \times 10^{17}$
トリチウム	$1.0 \times 10^{15}$
炭素-14	$5.1 \times 10^{13}$
よう素-129	$1.1 \times 10^{10}$
よう素-131	$1.0 \times 10^{10}$
その他核種のうち、	
アルファ線を放出する核種	$3.1 \times 10^8$
アルファ線を放出しない核種	$7.5 \times 10^{10}$

## (2) 放射性液体廃棄物の放出管理目標値

放射性液体廃棄物の放出に際しては、廃液中の放射性物質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、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を以下のように設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値は、使用済燃料の仕様のうち、冷却期間については、再処理施設に受け入れるまでの冷却期間を 12 年、せん断処理するまでの冷却期間を 15 年として設定する。

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)
トリチウム	$9.7 \times 10^{15}$
よう素-129	$4.3 \times 10^{10}$
よう素-131	$1.0 \times 10^{11}$
その他核種のうち、	
アルファ線を放出する核種	$3.6 \times 10^9$
アルファ線を放出しない核種	$9.5 \times 10^{10}$

【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」の放射性気体廃棄物の放出管理目標値及び放射性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ぬ。</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>(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ライン線による工場等周辺の線量が十分に低減できよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものでなければならぬ。</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ぬ。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 管理区域その他工場等内の人立ち入る場所における線量を低減できよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものとする。</li> <li>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。</li> </ul>	<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>【補足説明資料3】</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>【補足説明資料3】</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>【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)            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)            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。            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。  <b>【補足説明資料3】</b></p>
<p>(安全機能を有する施設の地盤)            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。）にあっては、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>	<p>(つづき)</p>
<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>	<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>(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ぬ。</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ぬ。</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ぬ。</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ぬ。</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の人に危害を与え、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ず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 (安全避難通路等)	規則適合性
<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> <ol style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> </ol>	<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ぬ。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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</li> </ol>	<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ぬ。</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ぬ。</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ぬ。</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ぬ。</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ぬ。</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>【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。</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。</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>【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。</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>	<p>(つづき)</p>
<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>	<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>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ものとすること。</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> <ol style="list-style-type: none"> <li>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こと。</li> <li>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こと。</li> <li>三 再処理施設の外の状態を把握する設備を有するものとすること。</li> </ol> <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> <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>(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>(つづき)</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変更する。</p> <p>【補足説明資料2】</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>【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>るものとすること。</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>(つづき)</p>
<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>	<p>本変更の影響を受ける規則要求はない。</p>
<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>	<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>(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ぬ。</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、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)            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)            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

資料No.	再処理施設 安全審査 整理資料 補足説明資料		備考
	名称	提出日 Rev	
補足説明資料1	使用済燃料の変更内容	4/13 5	
補足説明資料2	放出管理目標値の変更	4/13 3	
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	12/2 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、対処の手順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 <sup>3</sup>	600 W/m <sup>3</sup>
抽出廃液	790 W/m <sup>3</sup>	290 W/m <sup>3</sup>
Pu濃縮液	8800 W/m <sup>3</sup>	8600 W/m <sup>3</sup>
不溶解残渣廃液	6200 W/m <sup>3</sup>	4 W/m <sup>3</sup>
高レベル濃縮廃液	10 kW/m <sup>3</sup>	3600 W/m <sup>3</sup>

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  $3,000\text{t} \cdot U_{Pr}$  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。

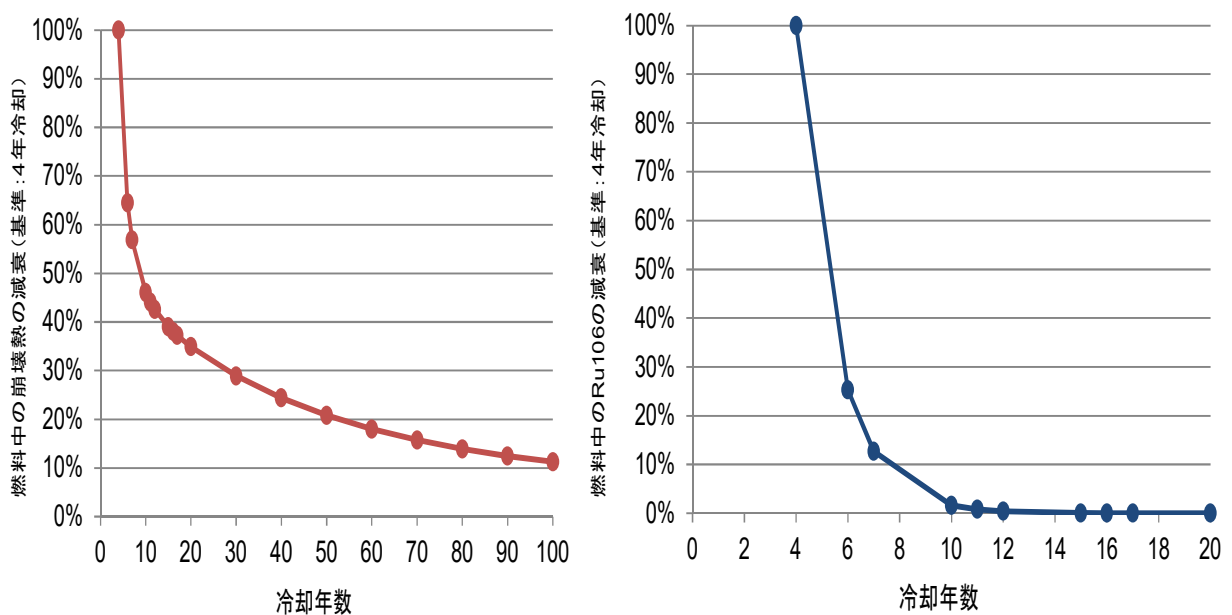


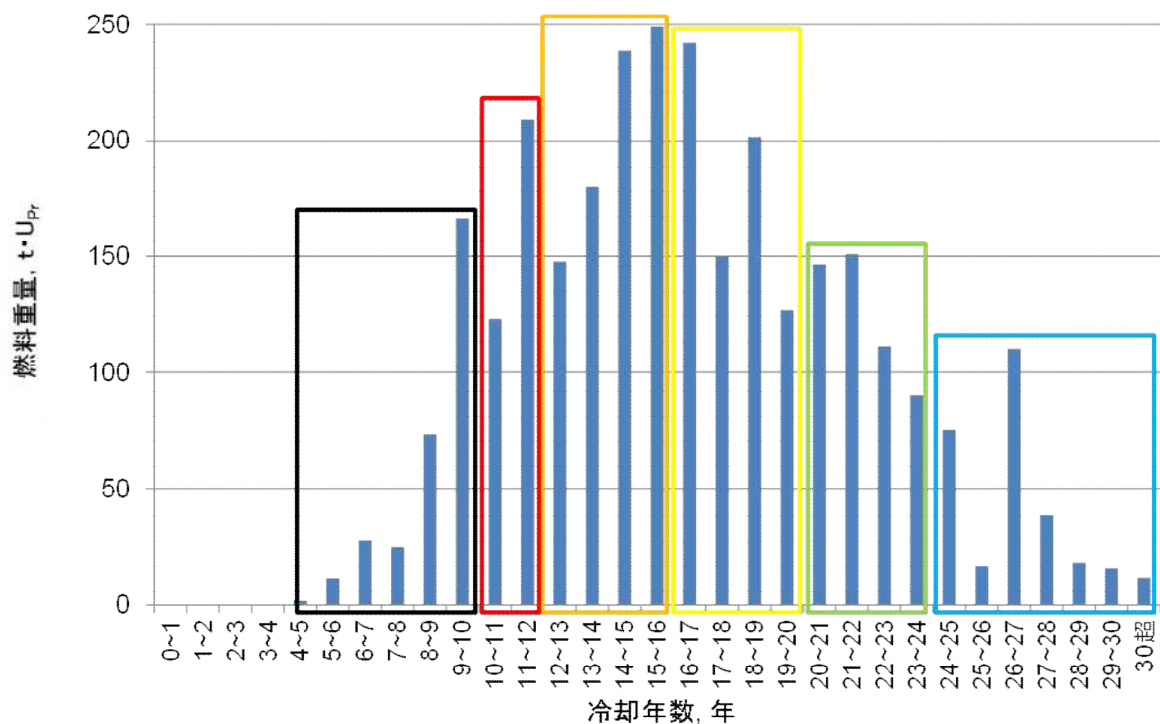
図 冷却年数における崩壊熱 (左) 及び Ru-106 の減衰 (右)

### 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  $3,000\text{t} \cdot U_{Pr}$  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  $320\text{t} \cdot U_{Pr}$
- : 2年目 処理量  $480\text{t} \cdot U_{Pr}$
- : 3年目 処理量  $640\text{t} \cdot U_{Pr}$
- : 4年目 処理量  $800\text{t} \cdot U_{Pr}$
- : 5年目 処理量  $800\text{t} \cdot U_{Pr}$
- : 5年目で冷却年数15年未満となる範囲(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 <sup>3</sup>	3.6 kW/m <sup>3</sup>
	時間余裕 <sup>※1</sup>	約 6 時間	約 23 時間
	不溶解残渣廃液	6.2/2.8 kW/m <sup>3</sup>	0.004/0.002 kW/m <sup>3</sup>
	時間余裕 <sup>※2</sup>	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 <sup>6</sup> TBq	1.5 × 10 <sup>3</sup> 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<sub>Pr</sub> に対し，冷却期間 12 年の燃料が 2,400t・U<sub>Pr</sub> 及び冷却期間 4 年の燃料が 600t・U<sub>Pr</sub> 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、北換気筒及び低レベル廃棄物処理建屋換気筒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4年12月24日付け4安（核規）第844号をもって事業の指定を受け、その後、平成9年7月29日付け9安（核規）第468号、平成14年4月18日付け平成14・04・03原第13号、平成17年9月29日付け平成17・09・13原第5号及び平成23年2月14日付け平成22・02・19原第11号で変更の許

可を受けた再処理事業指定申請書の本文及び添付書類（以下「旧申請書」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。

変更後の冷却期間については，より厳しい放出管理目標値を設定するため，再処理施設に受け入れるまでの冷却期間を12年，せん断処理するまでの冷却期間を15年とする。

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	$3.3 \times 10^{17}$
H - 3	$1.9 \times 10^{15}$
C - 14	$5.2 \times 10^{13}$
I - 129	$1.1 \times 10^{10}$
I - 131	$1.7 \times 10^{10}$
その他核種	
アルファ線を放出する核種	$3.3 \times 10^8$
アルファ線を放出しない核種	$9.4 \times 10^{10}$

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	$1.8 \times 10^{16}$
I - 129	$4.3 \times 10^{10}$
I - 131	$1.7 \times 10^{11}$
その他核種	
アルファ線を放出する核種	$3.8 \times 10^9$
アルファ線を放出しない核種	$2.1 \times 10^{11}$

## 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	$1.6 \times 10^{17}$
H - 3	$1.0 \times 10^{15}$
C - 14	$5.1 \times 10^{13}$
I - 129	$1.1 \times 10^{10}$
I - 131	$1.0 \times 10^{10}$
その他核種	
アルファ線を放出する核種	$3.1 \times 10^8$
アルファ線を放出しない核種	$7.5 \times 10^9$

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	$9.7 \times 10^{15}$
I - 129	$4.3 \times 10^{10}$
I - 131	$1.0 \times 10^{11}$
その他核種	
アルファ線を放出する核種	$3.6 \times 10^9$
アルファ線を放出しない核種	$9.5 \times 10^{10}$



### 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) により算出される燃料照射後の核種の組成について、せん断処理するまでの冷却期間である照射後4年に対する照射後15年の減衰比(係数)及び再処理施設に受け入れるまでの冷却期間である照射後1年に対する照射後12年の減衰比(係数)を求め、その係数を旧申請書に基づく放出管理目標値に乗じて、変更後の放出管理目標値を算出した。なお、変更前後の冷却期間の差は両者とも11年であるため、二つの係数は等しくなる。

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

変更前の放出管理目標値に、ORIGEN2で算出される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

変更前の使用済燃料中の Cm, Pu の自発核分裂からの I-131 生成量に, O R I G E N 2 で算出される 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, 変更後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

変更前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 で算出される 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, 変更後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。

#### 4. 放出管理目標値の変更に伴う実効線量評価

放出管理目標値の変更に伴う気体及び液体廃棄物の放出による実効線量については、変更前後の各核種の放出管理目標値の比より算出した。

算出の結果、気体廃棄物の放出に係る実効線量は、年間約  $1.9 \times 10^{-2}$  mSv から年間約  $1.2 \times 10^{-2}$  mSv となり、液体廃棄物の放出に係る実効線量は、年間約  $3.1 \times 10^{-3}$  mSv から年間約  $1.9 \times 10^{-3}$  mSv となる。

## 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  $\alpha$  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。

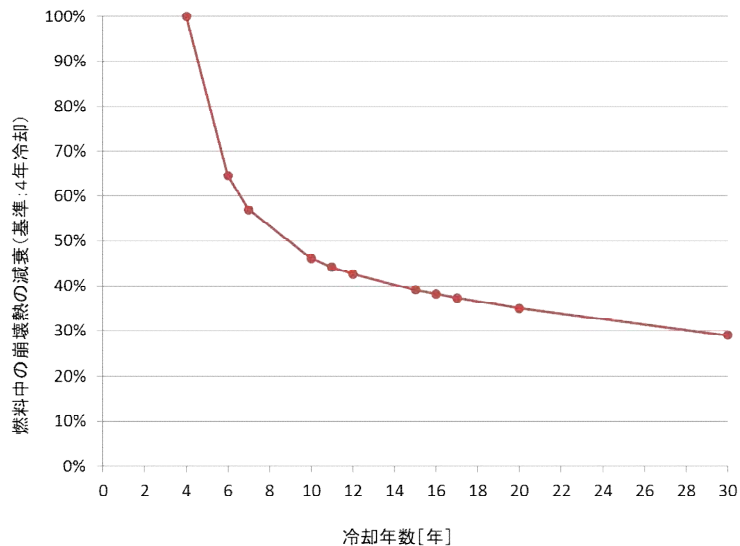


図 1 使用済燃料中の崩壊熱の減衰 (基準：冷却期間 4 年)

## 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。

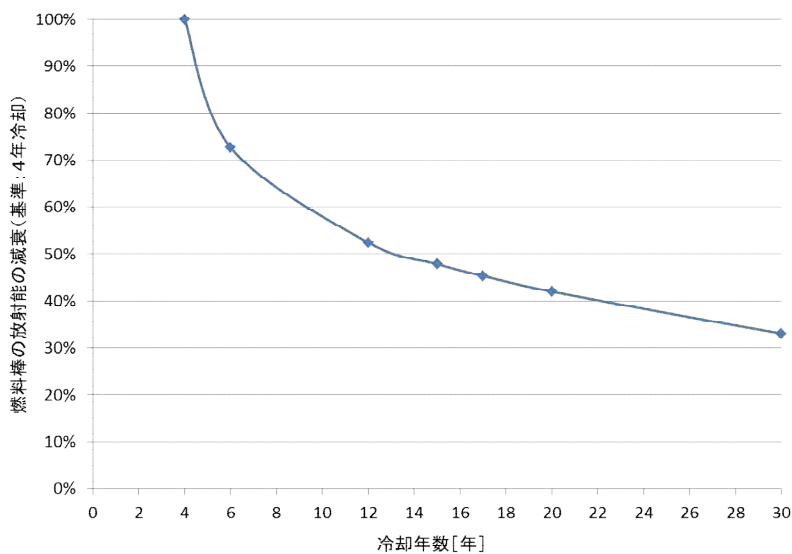


図2 使用済燃料中の放射能の減衰（基準：冷却期間4年）

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 $3.3 \times 10^{17}$	約 $1.6 \times 10^{17}$
H-3	約 $1.9 \times 10^{15}$	約 $1.0 \times 10^{15}$
C-14	約 $5.2 \times 10^{13}$	約 $5.1 \times 10^{13}$
I-129	約 $1.1 \times 10^{10}$	約 $1.1 \times 10^{10}$
I-131	約 $1.7 \times 10^{10}$	約 $1.0 \times 10^{10}$
その他よう素	約 $1.7 \times 10^{12}$	約 $1.0 \times 10^{12}$
その他希ガス	約 $1.9 \times 10^{14}$	約 $1.2 \times 10^{14}$
その他核種		
アルファ線を放出する核種	約 $3.3 \times 10^8$	約 $3.1 \times 10^8$
アルファ線を放出しない核種	約 $9.4 \times 10^{10}$	約 $7.5 \times 10^{10}$

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 $1.8 \times 10^{16}$	約 $9.7 \times 10^{15}$
I-129	約 $4.3 \times 10^{10}$	約 $4.3 \times 10^{10}$
I-131	約 $1.7 \times 10^{11}$	約 $1.0 \times 10^{11}$
その他核種		
アルファ線を放出する核種	約 $3.8 \times 10^9$	約 $3.6 \times 10^9$
アルファ線を放出しない核種	約 $2.1 \times 10^{11}$	約 $9.5 \times 10^{10}$

## 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

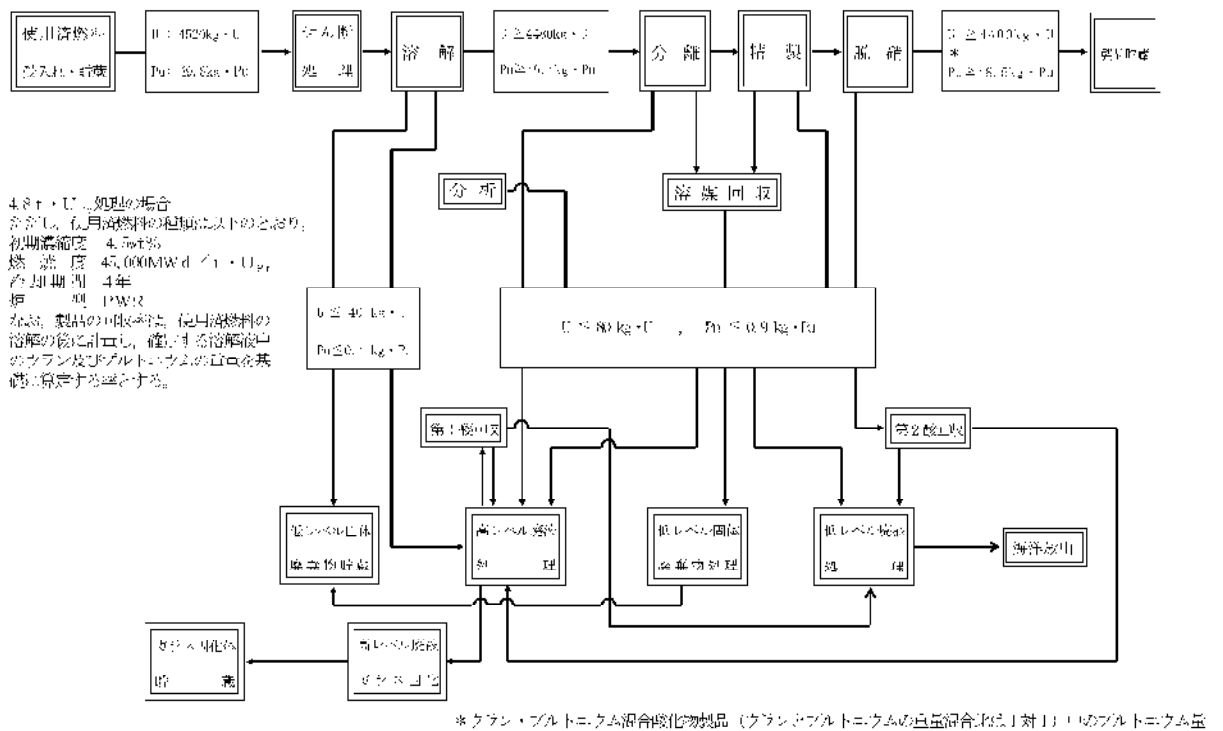


図3 再処理工程における核燃料物質収支図（現設計）



## 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

### 1. 目的

設計基準事故の評価のうち、「使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設での使用済燃料集合体落下」の評価においては、燃料棒内の核分裂生成物の量として使用済燃料の冷却期間1年を基に事故時の線量評価を、せん断処理以降の設計基準事故においては、放射性物質の濃度として使用済燃料の冷却期間4年を基に設計基準事故時の線量評価を行っている。

しかし、しゅん工後は、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の容量  $3,000 \text{ t} \cdot U_{PR}$  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  $600 \text{ t} \cdot U_{PR}$  未満であり、それ以外は冷却期間12年以上の使用済燃料となるように、新たに受け入れる使用済燃料の冷却期間を制限すること、及びせん断処理するまでの冷却期間が15年以上となるように計画し管理することとしている。

再処理事業指定申請書においては、より厳しい評価となるように、使用済燃料の冷却期間を1年または4年を基に設計基準事故時の線量評価を行っているが、上記を踏まえて、冷却期間の変更に伴い、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（以下、「事故等」という。）の選定及び公衆への線量評価結果に対する影響を確認する。具体的には、事故等の選定において、分類項目ごとに事象の内容と拡大防止対策又は影響緩和対策との関連で事故等の厳しさを比較検討し、最も厳しい事象について評価を行っていることから、事故等の選定及び評価結果が冷却期間の変更によって変わらないことを確認する。

## 2. 運転時の異常な過渡変化の評価に対する影響

運転時の異常な過渡変化においては、事象の分類項目ごとに最大許容限度に至るまでの時間余裕の有無又は事象が波及、拡大した場合の影響の大きさに着目して、運転時の異常な過渡変化を選定し評価を行っている。

運転時の異常な過渡変化の選定に対する冷却期間の変更の影響について分類項目ごとに以下に示す。

### (1) 火災への拡大

火災への拡大に属する事象は、事象が波及、拡大した場合の公衆の線量の観点から、機器の放射性物質の保有量によるものとし、機器の放射性物質の保有量事象中にプルトニウムを多量に含む機器があることから、プルトニウムの保有量で事象の厳しさを比較している。

有機溶媒中のプルトニウム濃度及び機器内の有機溶媒量は、プロセス上の値であり、冷却期間の変更の影響はなく、運転時の異常な過渡変化の選定結果の変更はない。

### (2) 爆発への拡大

この分類項目に属する事象は、水素濃度上昇及びT B P等の錯体の急激な分解反応に対する拡大防止対策の違いにより二つに分類する。

#### (a) 水素濃度上昇

類似事象がないため、運転時の異常な過渡変化の選定は変わらない。

#### (b) T B P等の錯体の急激な分解反応

T B P等の錯体の急激な分解反応に属する事象は、事象が波及、拡大した場合の公衆の線量の観点から、濃縮缶（又は蒸発缶）内の放射性物質の保有量により事象の厳しさを比較している。

冷却期間の変更を反映した場合においても事象の厳しさによる運転時の異常な過渡変化に選定された事象が変更にならないことを確認した。



### (3) 臨界への拡大

臨界への拡大に属する事象は、臨界安全管理の方法を考慮し、潜在的な臨界への拡大の観点から事象の厳しさを比較している。

臨界安全管理の方法は冷却期間の変更によらないことから、運転時の異常な過渡変化の選定結果の変更はない。

### (4) 機器の過加熱

機器の過加熱に属する事象は、ウラン・プルトニウム混合脱硝設備の焙焼・還元系の焙焼炉及び還元炉である。しかしながら、両機器に事象の厳しさに差異はなく、還元炉では可燃物である水素を扱うことから還元炉を運転時の異常な過渡変化として選定している。

選定において冷却期間は考慮していないことから、選定結果の変更はない。

### (5) 放射性物質の浄化機能の低下

放射性物質の浄化機能の低下に属する事象は、事象が波及、拡大した場合の公衆の線量の観点から、濃縮缶の蒸発率及び缶内液の放射性物質濃度により事象の厳しさを比較している。

冷却期間の変更を反映した場合においても事象の厳しさによる運転時の異常な過渡変化に選定された事象が変更にならないことを確認した。

### (6) 外部電源喪失

再処理施設全体を対象として評価するので運転時の異常な過渡変化の選定は変わらない。

以上の結果を第1表に示す。各分類項目の代表事象として運転時の異常な過渡変化に選定した事象を、表中において太字で示す。

第1表(1) 運転時の異常な過渡変化の選定の確認結果 (火災への拡大)

運転時の異常な過渡変化	事象	施設	設備	機器	事象の厳しさ (プルトリウム保有量) *	
					冷却年数4年	冷却年数15年
類似事象	逆抽出用液の供給流量低下による有機溶媒温度上昇	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	プルトリウム精製設備	逆抽出塔	1.8E+03 g	
類似事象	逆抽出用液の加熱水温度上昇による有機溶媒温度上昇	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	プルトリウム精製設備	ウラン逆抽出器	<4.8E+01 g	
類似事象	有機溶媒の供給流量低下による有機溶媒温度上昇	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	溶媒回収設備 溶媒再生系分離・分配系	第1洗浄器	<1.2E+01 g	
類似事象	加熱水温度上昇による有機溶媒温度上昇	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	溶媒回収設備 溶媒再生系分離・分配系	第3洗浄器	<8.6 g	有機溶媒中のプルトリウム濃度及び機器内の有機溶媒量は、プロセス上の値であり、冷却期間の変更の影響はなく、運転時の異常な過渡変化の選定結果の変更はない。
類似事象	有機溶媒の供給流量低下による有機溶媒温度上昇	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	溶媒回収設備 溶媒再生系ウラン精製系	第1洗浄器	<1.7E-02 g	
類似事象	加熱水温度上昇による有機溶媒温度上昇	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	溶媒回収設備 溶媒再生系ウラン精製系	第3洗浄器	<3.2E-04 g	
類似事象	有機溶媒の供給流量低下による有機溶媒温度上昇	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	溶媒回収設備 溶媒再生系プルトリウム精製系	第1洗浄器	<4.5E-02 g	
類似事象	加熱水温度上昇による有機溶媒温度上昇	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	溶媒回収設備 溶媒再生系プルトリウム精製系	第3洗浄器	<3.7E-03 g	

\*：事象中にプルトリウムを多量に含む機器があることから、プルトリウムの保有量で事象の厳しさを比較している。

第1表(2) 運転時の異常な過渡変化の選定の確認結果(爆発への拡大: TBP等の錯体の急激な分解反応)

運転時の異常な過渡変化	事象	施設	設備	機器	事象の厳しさ(放射性物質の保有量)*	
					冷却年数4年	冷却年数15年
運転時の異常な過渡変化	一次蒸気の流量増大による加熱蒸気温度上昇	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	高レベル廃液濃縮設備	高レベル廃液濃縮缶	1. 2E+18 Bq 2. 3E+16 αBq	5. 2E+17 Bq 1. 8E+16 αBq
類似事象	一次蒸気の流量増大による加熱蒸気温度上昇	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分配設備	ウラン濃縮缶	5. 3E+11 Bq 1. 7E+11 αBq	5. 2E+09 Bq 1. 8E+11 αBq
類似事象	一次蒸気の流量増大による加熱蒸気温度上昇	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	ウラン精製設備	ウラン濃縮缶	3. 1E+09 Bq 1. 3E+11 αBq	2. 9E+07 Bq 1. 4E+11 αBq
類似事象	一次蒸気の流量増大による加熱蒸気温度上昇	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	プルトニウム精製設備	プルトニウム濃縮缶	1. 2E+10 Bq 1. 4E+15 αBq	1. 2E+08 Bq 1. 5E+15 αBq
類似事象	一次蒸気の流量増大による加熱蒸気温度上昇	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	酸回収設備 第2酸回収系	蒸発缶	1. 3E+13 Bq 4. 9E+12 αBq	4. 4E+11 Bq 3. 9E+12 αBq

\*: 濃縮缶及び蒸発缶内の放射性物質の保有量で事象の厳しさを比較している。

第1表(3) 運転時の異常な過渡変化の選定の確認結果 (臨界への拡大)

	事象	施設	設備	機器	事象の厳しさ*	
					冷却年数 4年	冷却年数 15年
運転時の異常な過渡変化	還元剤流量(濃度)低下によるプルトニウム濃度上昇	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分配設備	プルトニウム洗浄器		
類似事象	溶解液流量増加による抽出不足	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分離設備	抽出塔		
類似事象	有機溶媒流量低下による抽出不足	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分離設備	抽出塔		
類似事象	洗浄用液酸濃度低下による抽出塔での抽出不足	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分離設備	第1洗浄塔		
類似事象	洗浄用液酸濃度低下による洗浄不良	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分離設備	第2洗浄塔		
類似事象	逆抽出用液の流量低下による分配不良	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分配設備	プルトニウム分配塔		
類似事象	還元剤流量(濃度)低下による分配不良	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分配設備	プルトニウム分配塔		
類似事象	ヒドラジン流量(濃度)低下による分配不良	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分配設備	プルトニウム分配塔		
類似事象	パルセーションガス供給低下による分配不良	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分配設備	プルトニウム分配塔		
類似事象	逆抽出用液酸濃度上昇によるプルトニウム濃度上昇	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分配設備	プルトニウム洗浄器		
類似事象	還元剤流量(濃度)低下によるプルトニウム濃度逆抽出不良	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	プルトニウム精製設備	逆抽出塔		
類似事象	パルセーションガス供給低下によるプルトニウム濃度逆抽出不良	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	プルトニウム精製設備	逆抽出塔		
類似事象	逆抽出用液の酸濃度の上昇によるプルトニウム濃度上昇	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	プルトニウム精製設備	プルトニウム洗浄器		
類似事象	還元剤流量(濃度)低下によるプルトニウム濃度逆抽出不良	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	プルトニウム精製設備	逆抽出塔		
類似事象	パルセーションガス供給低下によるプルトニウム濃度逆抽出不良	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	プルトニウム精製設備	逆抽出塔		

臨界安全管理の方法は冷却期間によらないことから、運転時の異常な過渡変化の選定結果の変更はない。

\*：臨界安全管理の方法を考慮し、潜在的な臨界への拡大の観点から事象の厳しさを比較している。

第1表(4) 運転時の異常な過渡変化の選定の確認結果 (機器の過加熱)

運転時の異常な過渡変化	類似事象	事象	施設	設備	機器	事象の厳しさ	
						冷却年数4年	冷却年数15年
ヒータ部の温度異常上昇		ヒータ部の温度異常上昇	「脱硝施設」並びに「製品貯蔵施設」	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備	還元炉		類似事象と事象の厳しさに差異はなく、還元炉では可燃物である水素を扱うことから還元炉を運転時の異常な過渡変化として選定している。選定において冷却期間は考慮していないことから、選定結果の変更はない。
類似事象		ヒータ部の温度異常上昇	「脱硝施設」並びに「製品貯蔵施設」	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備	焼焼炉		

第1表(5) 運転時の異常な過渡変化の選定の確認結果 (放射性物質の浄化機能の低下)

運転時の異常な過渡変化	類似事象	事象	施設	設備	機器	事象の厳しさ*	
						冷却年数4年	冷却年数15年
凝縮器での冷却能力の低下による廃ガス中蒸気量の増大		凝縮器での冷却能力の低下による廃ガス中蒸気量の増大	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	高レベル廃液濃縮設備	高レベル廃液濃縮缶凝縮器	2.4E+13 Bq 4.6E+11 α Bq	1.1E+13 Bq 3.6E+11 α Bq
類似事象		凝縮器での冷却能力の低下による廃ガス中蒸気量の増大	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分配設備	ウラン濃縮缶(凝縮器)	3.1E+07 Bq 9.9E+06 α Bq	3.0E+05 Bq 1.1E+07 α Bq
類似事象		凝縮器での冷却能力の低下による廃ガス中蒸気量の増大	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	ウラン精製設備	ウラン濃縮缶(凝縮器)	2.1E+05 Bq 8.5E+06 α Bq	2.0E+03 Bq 9.1E+06 α Bq
類似事象		凝縮器での冷却能力の低下による廃ガス中蒸気量の増大	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	プルトニウム精製設備	プルトニウム濃縮缶(凝縮器)	7.2E+05 Bq 8.5E+10 α Bq	7.2E+03 Bq 8.8E+10 α Bq
類似事象		凝縮器での冷却能力の低下による廃ガス中蒸気量の増大	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	酸回収設備 第1酸回収系	精留塔(凝縮器)	4.6E+09 Bq 1.2E+08 α Bq	5.2E+08 Bq 1.1E+08 α Bq
類似事象		凝縮器での冷却能力の低下による廃ガス中蒸気量の増大	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	酸回収設備 第2酸回収系	精留塔(凝縮器)	3.4E+07 Bq 3.2E+07 α Bq	6.4E+05 Bq 2.5E+07 α Bq
類似事象		凝縮器での冷却能力の低下による廃ガス中蒸気量の増大	「分離施設」、「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	高レベル廃液濃縮設備	アルカリ廃液濃縮缶凝縮器	4.4E+08 Bq 7.6E+06 α Bq	3.5E+07 Bq 7.3E+06 α Bq

\*：濃縮缶の蒸発率及び缶内液の放射性物質濃度により事象の厳しさを比較している。

### 3. 設計基準事故の評価に対する影響

設計基準事故については、いずれの分類項目に対しても公衆の線量（敷地境界外の実効線量）の大きさに着目して、設計基準事故を選定し評価を行っている。

冷却期間の変更に伴い、「使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設での使用済燃料集合体落下」の評価においては、燃料棒内の核分裂生成物の量として使用済燃料の冷却期間4年を基に事故時の線量評価を、その他の設計基準事故については、放射性物質の濃度として使用済燃料の冷却期間15年を基に事故時の線量評価を行った。

その結果、冷却期間の変更に反映した場合においても事象の厳しさによる設計基準事故に選定された事象が変更にならないこと及び選定された設計基準事故については判断基準をすべて満足することを確認した。

以上の結果を第2表に示す。各分類項目の代表事象として設計基準事故に選定した事象を、表中において太字で示す。

第2表 設計基準事故の選定の確認結果 (1/3)

①火災

	施設	設備	機器	実効線量 [mSv]	
				冷却年数 4年	冷却年数 15年
設計基準 事故	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	プルトニウム精製設備	抽出塔	2.1E-02	1.9E-02
類似事象	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分離設備	抽出塔	5.0E-04	4.3E-04
類似事象	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分配設備	プルトニウム分配塔	3.4E-03	2.9E-03
類似事象	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分離建屋一時貯留処理設備	第6一時貯留処理槽	3.2E-03	3.0E-03
類似事象	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	精製建屋一時貯留処理設備	第2一時貯留処理槽	7.5E-03	6.8E-03

②爆発

	施設	設備	機器	実効線量 [mSv]	
				冷却年数 4年	冷却年数 15年
設計基準 事故	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	プルトニウム精製設備	プルトニウム濃縮缶	3.0E-05	2.7E-05

③臨界

	施設	設備	機器	実効線量 [mSv]	
				冷却年数 4年	冷却年数 15年
設計基準 事故	「せん断処理施設」並びに「溶解施設」	溶解設備	溶解槽	5.3E-01	5.3E-01

第2表 設計基準事故の選定の確認結果 (2/3)

④漏えい (溶液の漏えい)

	施設	設備	機器	実効線量 [mSv]	
				冷却年数 4年	冷却年数 15年
設計基準 事故	「液体廃棄物の廃棄施設」	高レベル廃液貯蔵設備	高レベル濃縮廃液一時貯槽	4.7E-03	4.5E-03
類似事象	「せん断処理施設」並びに「溶解施設」	溶解設備	第1よう素追出し槽	3.2E-04	2.8E-04
類似事象	「せん断処理施設」並びに「溶解施設」	清澄設備	不溶解残渣回収槽	2.2E-05	1.4E-05
類似事象	「せん断処理施設」並びに「溶解施設」	計量設備	計量後中間貯槽	7.4E-04	6.5E-04
類似事象	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分離設備	溶解液中間貯槽	3.2E-04	2.8E-04
類似事象	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分配設備	プルトニウム溶液中間貯槽	8.4E-04	7.2E-04
類似事象	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	分離建屋一時貯留処理設備	第6一時貯留処理槽	9.1E-05	8.5E-05
類似事象	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	プルトニウム精製設備	プルトニウム濃縮液計量槽	2.0E-03	1.9E-03
類似事象	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	精製建屋一時貯留処理設備	第2一時貯留処理槽	2.5E-04	2.3E-04
類似事象	「脱硝施設」並びに「製品貯蔵施設」	ウラン・プルトニウム混合脱硝設備溶液系	硝酸プルトニウム貯槽	2.1E-05	1.9E-05
類似事象	「分離施設」, 「精製施設」並びに「酸及び溶媒の回収施設」	高レベル廃液濃縮設備 高レベル廃液濃縮系	高レベル廃液濃縮缶	8.9E-04	8.3E-04
類似事象	「固体廃棄物の廃棄施設」	高レベル廃液ガラス固化設備	高レベル廃液混合槽	9.4E-04	8.7E-04



第2表 設計基準事故の選定の確認結果 (3/3)

⑤漏えい (溶融ガラスの漏えい)

	施設	設備	機器	実効線量 [mSv]	
				冷却年数 4年	冷却年数 15年
設計基準 事故	「固体廃棄物の廃棄施設」	高レベル廃液ガラス 固化設備	ガラス溶融炉	2.6E-02	1.2E-02

⑥使用済燃料集合体等の破損

	施設	設備	機器	実効線量 [mSv]	
				冷却年数 1年	冷却年数 4年
設計基準 事故	使用済燃料の受入れ・貯蔵施設	使用済燃料貯蔵設備	-	1.9E-03	1.6E-03

	施設	設備	機器	実効線量 [mSv]	
				冷却年数 4年	冷却年数 15年
類似事象	「せん断処理施設」並びに「溶解施設」	燃料供給設備	燃料横転クレーン	3.9E-05	2.5E-05

⑦短時間の全交流動力電源の喪失

	施設	設備	機器	実効線量 [mSv]	
				冷却年数 4年	冷却年数 15年
設計基準 事故	「固体廃棄物の廃棄施設」	高レベル廃液ガラス 固化設備	-	2.5E-01	3.1E-04