

リサイクル機器試験施設(REF)の 設置後における再処理施設からの 放出放射エネルギーについて

1992年1月

動力炉・核燃料開発事業団

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒319-11 茨城県那珂郡東海村大字村松 4-33

動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所

技術開発推進部・技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technology Management Section Tokai Works Power Reactor and Nuclear
Fuel Development Corporation 4-33, Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun,
Ibaraki-ken 319-11, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development
Corporation) 1992

目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 基本的考え方	2
3. R E T F の設備構成及び既設再処理施設との取合い	6
4. R E T F における放射性核種の移行評価	7
4.1 放射性核種の移行評価に用いる使用済燃料の内蔵放射エネルギー	7
4.2 使用済燃料の年間取扱量	7
4.3 R E T F における放射性核種の移行評価	8
5. R E T F 設置後の再処理施設からの大気及び海洋への年間放出放射エネルギー	10
5.1 海洋への年間放出放射エネルギー	10
5.2 大気への年間放出放射エネルギー	13
6. R E T F 設置後の再処理施設からの年間放出放射エネルギーと既設再処理施設の線量当量評価に用いている年間放出放射エネルギーとの比較	14
6.1 海洋への年間放出放射エネルギーの比較	14
6.2 大気への年間放出放射エネルギーの比較	14
7. まとめ	15
添付資料－1 R E T F における放射性核種移行評価用の燃料集合体内蔵放射エネルギー	
添付資料－2 R E T F における放射性核種の移行の考え方	
添付資料－3 R E T F からの大気及び海洋へ放出されるアクチノイド核種(Am, Cm) の線量当量の試算について	

1. はじめに

リサイクル機器試験施設（以下、R E T Fという）における高速炉使用済燃料を用いた新型機器の試験の結果、ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液、高放射性の廃液、低放射性の廃液、廃溶媒及び廃気が発生する。これらのうち、ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液、高放射性の廃液については、既設再処理施設の分離精製工場等に送って処理し、低放射性の廃液及び廃溶媒については既設再処理施設の廃棄物処理場等へ送って処理し、せん断・溶解オフガス等の廃気については既設再処理施設の主排気筒から排出する設計としている。

本書は、R E T Fを設置後の再処理施設からの大気及び海洋への主要な放射性核種の年間放出放射エネルギーを求め、これと既設再処理施設の線量当量評価に用いている大気及び海洋への主要な放射性核種の年間放出放射エネルギーとを比較し、R E T F設置後においても、線量当量評価に用いている大気及び海洋への主要な放射性核種の年間放出放射エネルギーを変更する必要がないことを述べるものである。

2. 基本的考え方

R E T F 設置後の再処理施設からの大気及び海洋への主要な放射性核種の年間放出放射エネルギーは、以下の考え方に基づいて求める。

- (1) R E T F における放射性核種の移行を評価し、これにより R E T F からせん断・溶解オフガス及び槽類オフガス（解体試験時に発生する廃気を含む）として大気へ放出される主要な放射性核種の年間放出放射エネルギーを算出する。また、R E T F における放射性核種の移行を評価した結果を基に、R E T F から既設再処理施設へ1日あたりに送る試験済溶液等について、既設再処理施設内の各取合点となる槽における各溶液中の主要な放射性核種の放射エネルギーを求める。

なお、既設再処理施設と取り合う廃気及び溶液としては、以下のものがある。

- ① R E T F からの廃気（主排気筒より排出）
 - (a) せん断・溶解オフガス
 - (b) 試験セルからのオフガス（解体試験時に発生するオフガス等）
 - (c) 上記(b)以外の槽類オフガス
- ② R E T F からの溶液
 - (a) ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液（溶解施設の調整槽へ送液）
 - (b) 高放射性の廃液（分離施設の高放射性廃液中間貯槽または高放射性廃液貯蔵場の高放射性廃液中間貯槽に送液）
 - (c) 低放射性の廃液（廃棄物処理場の中間受槽、低放射性廃液貯槽等へ送液）
 - (d) 廃溶媒（廃棄物処理場の廃溶媒・廃希釈剤貯槽へ送液）

R E T F と既設再処理施設との取合いの概要を図-2に示す。

- (2) R E T F の解体、せん断及び溶解の各試験は、既設再処理施設での軽水型原子炉使用済燃料（以下、「軽水炉使用済燃料」という）のせん断または溶解時には同時に行わないこと、また、R E T F からのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液の既設再処理施設での処理は、軽水炉

使用済燃料の処理と同時に行わないことから、R E T Fからの試験済溶液を既設再処理施設で処理している期間は、R E T Fの試験で取り扱う高速炉使用済燃料に相当する軽水炉使用済燃料再処理量分（表-1参照）だけ、既設再処理施設の軽水炉使用済燃料の再処理量が減少し、その分の大気及び海洋への放出放射エネルギーが減少することになる。

よって、R E T F設置後の再処理施設からの大気及び海洋への年間放出放射エネルギーは、以下のものから構成される。

なお、(d)及び(e)は、(1)において求めたものである。

〔大気への年間放出放射エネルギー〕

- (a)既設再処理施設からせん断・溶解ガスとして放出される放射エネルギー（相当軽水炉使用済燃料分を減じた軽水炉使用済燃料再処理時）
- (b)既設再処理施設から槽類ガスとして放出される放射エネルギー（相当軽水炉使用済燃料分を減じた軽水炉使用済燃料再処理時）
- (c)既設再処理施設から槽類ガスとして放出される放射エネルギー（R E T Fからの試験済溶液等の溶液処理時）
- (d)R E T Fからせん断・溶解ガス及び槽類ガス（解体試験時に発生する廃気）として放出される放射エネルギー
- (e)R E T Fから槽類ガス（解体試験時に発生する廃気を除く）として放出される放射エネルギー

〔海洋への年間放出放射エネルギー〕

- (f)海洋への放出放射エネルギー（相当軽水炉使用済燃料分を減じた軽水炉使用済燃料再処理時）
- (g)海洋への放出放射エネルギー（R E T Fからの低放射性の廃液を除く試験済溶液等処理時）
- (h)海洋への放出放射エネルギー（R E T Fからの低放射性の廃液処理時）

- (3) (2)項で述べたうち、(b)及び(c)、(f)及び(g)については、R E T Fからの試験済溶液等の溶液の各取合点となる槽において、(1)で求めたR E T F

から1日あたりに発生する溶液中の主要な放射性核種の放射エネルギーと、1日あたり0.7トンで軽水炉使用済燃料を再処理する場合の溶液中の主要な放射性核種の放射エネルギーを比較し、R E T Fからの試験済溶液等の溶液中の放射エネルギーが、軽水炉使用済燃料再処理時の溶液中の放射エネルギーを上回らないことを確認する。その上で、(b)と(c)を合計した年間放出放射エネルギーを、既設再処理施設で軽水炉使用済燃料を年間210トン再処理した場合に、槽類オフガスとして大気へ放出される年間放出放射エネルギーで置き換える。また、(f)と(g)を合計した年間放出放射エネルギーを、既設再処理施設で軽水炉使用済燃料を年間210トン再処理した場合に、海洋へ放出される年間放出放射エネルギー（既設再処理施設の線量当量評価に用いている海洋への年間放出放射エネルギー）で置き換える。

- (4) (2)項で述べたうち、R E T Fからの低放射性の廃液を処理する場合の海洋への年間放出放射エネルギー (h) については、廃棄物処理場内での放射性核種の移行を評価することにより求める。
- (5) (2)項で述べたうち、(a)については、以下の考え方により算出することとする。
- ① 使用済炉心燃料1.3トン（炉装荷時金属ウラン・プルトニウム換算）分のウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液を、既設再処理施設での1日あたりの最大処理量22kg（炉装荷時金属ウラン・プルトニウム換算）で処理するとして必要な期間を求める。
 - ② 使用済炉心燃料1トン（炉装荷時金属ウラン・プルトニウム換算）分のウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液を、既設再処理施設での1日あたりの最大処理量22kg（炉装荷時金属ウラン・プルトニウム換算）で処理するとして必要な期間を求める。また、使用済ブランケット燃料5トン（炉装荷時金属ウラン換算）分のウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液を、既設再処理施設での1日あたりの最大処理量0.24トン（炉装荷時金属ウラン換算）で処理するとして必要な

期間を求める。

- ③ ①, ②より使用済炉心燃料1.3トン分を処理するのに必要な期間は59日, また, 使用済炉心燃料1トン及び使用済ブランケット燃料5トン分を処理するのに必要な期間は67日となり, これらの期間分だけ軽水炉使用済燃料再処理量が減少することになる。よって, RETF設置後の再処理施設における軽水炉使用済燃料再処理時にせん断・溶解オフガスとして放出される年間放出放射エネルギーは, 以下の手順で求める。
- (a) 年間の再処理日数より上記期間を減じた日数と1日あたりの軽水炉使用済燃料再処理量(0.7トン/日)とを乗じることにより, RETF設置後の軽水炉使用済燃料再処理量を求める。
- (b) (a)の再処理量の軽水炉使用済燃料年間最大再処理量である210トンに対する割合を求め, この割合に軽水炉使用済燃料を210トン/年で再処理する場合のせん断・溶解オフガスとして放出される年間放出放射エネルギーを乗じることにより年間放出放射エネルギーを算出する。
- (6) (1)~(5)項より, RETF設置後の再処理施設からの大気及び海洋への年間放出放射エネルギーを求める。さらに, これらの放出放射エネルギーと, 既設再処理施設の線量当量評価に用いている大気及び海洋への年間放出放射エネルギーを比較し, RETF設置後における年間放出放射エネルギーが, 既設再処理施設の線量当量評価に用いている年間放出放射エネルギーを上回らないことを確認するものである。

3. R E T F の設備構成及び既設再処理施設との取合い（図-1,2 参照）

R E T F の設備構成は、試験機器とその試験機器を含む試験設備並びに試験の支援設備である付帯設備から構成される。

試験では、燃料一時保管架台より使用済燃料を取り出し、解体試験機において解体試験を実施する。解体試験の際に発生する廃気は、試験セル換気設備を経て、槽類オフガス処理設備で処理した後、主排気筒より排出する。解体試験済の使用済燃料はせん断試験機に送り、せん断試験を行い、燃料せん断片は溶解試験機に送り、溶解試験を行う。せん断試験機及び溶解試験機等からの廃気はせん断・溶解オフガス処理設備で処理した後、主排気筒より排出する。

溶解試験機からの溶解試験済溶液は、清澄試験機に送り、清澄試験を行い、清澄試験済溶液は抽出試験設備へ送る。

抽出試験設備では抽出試験器・希釈剤洗浄試験器等を用いた抽出・分配試験及び希釈剤洗浄試験等を行い、試験の結果発生するウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液は、既設再処理施設の分離精製工場の溶解施設にある調整槽に送る。抽出試験設備からの高放射性の廃液は、清澄試験機からの固体粒子類（不溶解性残渣）と共に、既設再処理施設の分離精製工場の分離施設にある高放射性廃液中間貯槽に送るか、または高放射性廃液貯蔵場へ送る。また、各設備から発生する低放射性の廃液(MAW, LAW, VLAW)は、既設再処理施設の廃棄物処理場の中間受槽、低放射性廃液貯槽へ送るか、または第三低放射性廃液蒸発処理施設へ送る。

溶媒洗浄試験設備から発生する廃溶媒は、既設再処理施設の廃棄物処理場の廃溶媒・廃希釈剤貯槽へ送る。

せん断試験機、溶解試験機以外の槽类等から発生する廃気は槽類オフガス処理設備で処理した後、主排気筒より放出する。

4. RETFにおける放射性核種の移行評価

4.1 放射性核種の移行評価に用いる使用済燃料の内蔵放射能量

RETFにおける放射性核種の移行評価に用いる使用済燃料中の内蔵放射能量は、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」の使用済炉心燃料と使用済ブランケット燃料のそれぞれについて設定する。なお、高速実験炉「常陽」の使用済ブランケット燃料は、その内蔵する放射性物質量が「もんじゅ」の使用済ブランケット燃料に比べ小さいことから、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」の使用済ブランケット燃料で代表させる。

表-2に、ORIGEN-2^{(1)・(2)}を用いて算出した高速増殖炉原型炉「もんじゅ」の使用済炉心燃料及び使用済ブランケット燃料の評価用燃料組成を示す。

4.2 使用済燃料の年間取扱量

RETFにおける高速炉使用済燃料の年間最大取扱量は、下記に示す2ケースがある。

(a)使用済炉心燃料のみを試験に用いる場合

1.3トン* /年

[52.43 kg* /集合体×24集合体/年]

(b)使用済炉心燃料と使用済ブランケット燃料を試験に用いる場合

6トン** /年

[52.43 kg* /集合体×18集合体/年 (使用済炉心燃料)]

+

[73.56 kg*** /集合体×68集合体/年 (使用済ブランケット燃料)]

* : 炉装荷時金属ウラン・プルトニウム換算

** : 炉装荷時金属ウラン換算又は金属ウラン・プルトニウム換算

*** : 炉装荷時金属ウラン換算

上記2ケースについて、RETF内における放射性核種の移行、R

E T F から大気への主要な放射性核種の年間放出放射エネルギー及び R E T F から分離精製工場へ送る試験済溶液等の溶液中に含まれる主要な放射性核種の年間放射エネルギーを評価することとする。

4.3 R E T F における放射性核種の移行評価

R E T F における放射性核種の移行評価については、使用済燃料中に含まれる核種を分類して評価することとする。

他の核種と異なる挙動を示す核種であるトリチウム (^3H)、炭素-14 (^{14}C)、クリプトン-85 (^{85}Kr) 及びヨウ素 (^{129}I , ^{131}I) については個別に評価することとし、核燃料物質であるウラン (U) 及びプルトニウム (Pu) についても個別に評価することとする (以上を主要核種とする)。

主要核種以外の核種については、「主要核種以外の核分裂生成物 (FP) 核種」、「主要核種以外のアクチノイド (AC) 核種」及び「放射化生成物 (AP) 核種」に分類して評価することとする。なお、「主要核種以外の FP 核種」及び「主要核種以外の AC 核種」については、不溶性残渣への移行率等の工程内の挙動の違い等を考慮してさらに分類することとし、「主要核種以外の FP 核種」は、ルテニウム+ロジウム (Ru+Rh) とこれ以外の核種 (以下、「その他 FP 核種」という) に、また、「主要核種以外の AC 核種」は、アメリシウム (Am)、キュリウム (Cm) とこれら以外の核種 (以下、「その他 AC 核種」という) に分類して評価することとする。

また、放射性核種の移行を評価するにあたって設定する各放射性核種毎の廃気中又は溶液中への移行率、各機器の除染係数 (D F) は以下の考え方に基づき決定する。

- (イ) 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所の高レベル放射性物質研究施設 (C P F)、応用試験棟及び第二応用試験棟等における試験結果に基づく移行率を参考にする。^{(11) - (13)}
- (ロ) (イ)の試験結果によって得られていない移行率等については文献等を参考にする。

使用済炉心燃料1.3トンを対象にした試験の場合、使用済炉心燃料1トンを対象にした試験の場合及び使用済ブランケット燃料5トンを対象にした試験の場合について、R E T Fにおける放射性核種の移行評価結果を、それぞれ図-3～5に示す。

また、図-3～5に示したR E T Fにおける放射性核種の移行評価に用いた移行率をまとめたものを、表-3, 4に、また、オフガス処理設備における機器のD Fをまとめたものを表-5に示す。なお、表-3, 4に示すストリームNo.は、図-3～5中のストリームNo.に対応している。

表-6に、R E T Fから大気への主要な放射性核種の年間放出放射エネルギー及びR E T Fから既設再処理施設へ送るウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中、高放射性の廃液中、低放射性の廃液(MAW, LAW, V LAW)中及び廃溶媒中の主要な放射性核種の年間放射エネルギーをまとめて示す。

5. R E T F 設置後の再処理施設からの大気及び海洋への年間放出放射能量

5.1 海洋への年間放出放射能量

5.1.1 R E T F / 既設再処理施設取合点における液組成比較

表-7に、R E T F と既設再処理施設の各取合点における、R E T F からのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中、高放射性的の廃液中、廃溶媒中の1日あたりの放射能量と、既設再処理施設で軽水炉使用済燃料を再処理する場合の各溶液中の1日あたりの放射能量とを比較したものを示す。なお、比較する放射性核種は、既設再処理施設で線量当量評価に用いている主要な放射性核種としている。

また、R E T F からの各溶液中の1日あたりの放射能量の算出にあたっては、2.(2)項で述べた使用済炉心燃料1.3トン分のウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液並びに使用済炉心燃料1トンと使用済ブランケット燃料5トン分のウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液を既設再処理施設で処理するのに必要な期間で、表-6に示す年間放射能量を除して求める。

(1)ウラン及びプルトニウムを含む溶液中の放射能量の比較

表-7に示すように、R E T F からのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中の放射能量と、軽水炉使用済燃料再処理時の溶液中の放射能量を比較すると、既設再処理施設の線量当量評価に用いている主要な放射性核種について、R E T F からのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中の放射能量は、軽水炉使用済燃料再処理時の溶液中の放射能量を上回らない。

(2)高放射性的の廃液中の放射能量の比較

表-7に示すように、R E T F からの高放射性的の廃液中の放射能量と、軽水炉使用済燃料再処理時の高放射性的の廃液中の放射能量を比較すると、既設再処理施設の線量当量評価に用いている主要な放射性核種について、R E T F からの高放射性的の廃液中の放

射エネルギーは、軽水炉使用済燃料再処理時の高放射性の廃液中の放射エネルギーを上回らない。

(3)廃溶媒中の放射エネルギーの比較

表-7に示すように、R E T Fからの廃溶媒中の放射エネルギーと、軽水炉使用済燃料再処理時の廃溶媒中の放射エネルギーを比較すると、既設再処理施設の線量当量評価に用いている主要な放射性核種について、R E T Fからの廃溶媒中の放射エネルギーは、軽水炉使用済燃料再処理時の廃溶媒中の放射エネルギーを上回らない。

5.1.2 既設再処理施設における処理による年間放出放射エネルギー

5.1.1項で述べたとおり、各取合点における放射エネルギーは、既設再処理施設の線量当量評価に用いている主要な放射性核種について、R E T Fからの溶液中の放射エネルギーは、軽水炉使用済燃料再処理時の溶液中の放射エネルギーを上回らない。従って、R E T Fからの試験済溶液等の溶液を既設再処理施設で処理する場合と、相当軽水炉使用済燃料分を減じた軽水炉使用済燃料の再処理を既設再処理施設で行う場合の年間放出放射エネルギーとを合わせた放射エネルギーを、既設再処理施設で軽水炉使用済燃料を年間210トン再処理する場合の海洋への年間放出放射エネルギー（既設再処理施設の線量当量評価に用いている海洋への年間放出放射エネルギー）で置き換える。

表-8に、R E T F設置後の再処理施設からの海洋への年間放出放射エネルギーを示す。なお、表-8の①欄の値は、既設再処理施設の線量当量評価に用いている年間放出放射エネルギーを示している。また、表-8の②欄及び③欄の値は、R E T Fからの低放射性の廃液を廃棄物処理場で処理したときの海洋への年間放出放射エネルギーを示している。

5.2 大気への年間放出放射エネルギー

5.1.1項で述べたとおり、各取合点における放射エネルギーは、既設再処理施設の線量当量評価に用いている主要な放射性核種について、R E T Fからの溶液中の放射エネルギーは、軽水炉使用済燃料再処理時の溶液中の放射エネルギーを上回らない。従って、R E T Fからの試験済溶液等の溶液を既設再処理施設で処理する場合と、相当軽水炉使用済燃料分を減じた軽水炉使用済燃料の再処理を既設再処理施設で行う場合に槽類オフガスとして放出される年間放出放射エネルギーとを合わせた放射エネルギーを、既設再処理施設で軽水炉使用済燃料を年間210トン再処理する場合に槽類オフガスとして放出される年間放出放射エネルギーで置き換える。

表-9に、R E T F設置後の再処理施設からの大気への年間放出放射エネルギーを示す。なお、表-9の②欄の値は、既設再処理施設で軽水炉使用済燃料を年間210トン再処理する場合に、槽類オフガスとして放出される年間放出放射エネルギーを示している。

また、表-9の①欄の値は、相当軽水炉使用済燃料分を減じた軽水炉使用済燃料を再処理する場合に、せん断・溶解オフガスとして放出される年間放出放射エネルギーを示し、表-9の③欄及び④欄は、それぞれR E T Fからのせん断・溶解オフガス（解体試験時に発生する廃気を含む）及び槽類オフガス（解体試験時に発生する廃気を除く）として放出される年間放出放射エネルギーを示している。

6. R E T F 設置後の再処理施設からの年間放出放射エネルギーと既設再処理施設の線量当量評価に用いている年間放出放射エネルギーの比較

6.1 海洋への年間放出放射エネルギーの比較

表-8に示したR E T F 設置後における海洋への年間放出放射エネルギーを、既設再処理施設で線量当量評価に用いている海洋への年間放出放射エネルギーと比較すると、表-10に示すとおりとなり、既設再処理施設の線量当量評価に用いている海洋への年間放出放射エネルギーを上回らないことがわかる。

6.2 大気への年間放出放射エネルギーの比較

表-9に示したR E T F 設置後における大気への年間放出放射エネルギーを、既設再処理施設で線量当量評価に用いている大気への年間放出放射エネルギーと比較すると、表-11に示すとおりとなり、既設再処理施設の線量当量評価に用いている大気への年間放出放射エネルギーを上回らないことがわかる。

7. まとめ

R E T F 設置後の再処理施設からの大気及び海洋への主要な放射性核種の年間放出放射エネルギーの評価を行った。

その結果、R E T F 設置後の大気及び海洋への主要な放射性核種の年間放出放射エネルギーは、既設再処理施設の線量当量評価に用いている年間放出放射エネルギーを上回るものではなく、表-12, 13に示すとおり、既設再処理施設の線量当量評価に用いている大気及び海洋への主要な放射性核種の年間放出放射エネルギーを変更する必要のないことを確認した。

以 上

参 考 文 献

- (1)OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, "Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD", CCC-371(1980) - 1986年改訂版
- (2)A. G. Croff, et. al., "LMFBR MODELS FOR THE ORIGEN2 COMPUTER CODE", ORNL/TM/7176/R1(1983)
- (3)H. BONKA, "PRODUCTION AND EMISSION OF TRITIUM FROM NUCLEAR FACILITIES, AND THE RESULTING PROBLEMS"(IAEA-SM-232/12) (1979)
- (4)杉山, 岡部, 他, "液リサイクル法の工程機器基礎試験", 日本原子力学会「昭和61年分科会」H8 (1986)
- (5)E. Henrich, "Control of Volatile Fission Products in Spent Breeder Fuel Reprocessing Plants", Nukleare Entsorgung(Nuclear Fuel Cycle) Band2 (1983)
- (6)D. O. Campbell & S. R. Buxton, "Hot Cell Study of Light Water Reactor Fuel Reprocessing", ANS Meeting CONF-761103 (1976)
- (7)A. Lendent, P. Miquel, P. J. Goumondy, G. Charrier, "BALANCE AND BEHAVIOR OF GASEOUS RADIONUCLIDES RELEASED DURING INITIAL PWR FUEL REPROCESSING OPERATION", 17th DOE NUCLEAR AIR CLEANING CONFERENCE
- (8)E. Henrich, et. al., "IMPROVED PROCEDURES FOR EFFICIENT IODINE REMOVAL FROM FUEL SOLUTIONS IN REPROCESSING PLANTS", IAEA-SM-245/16 (1980)
- (9)T. Sakurai, et. al., "BEHAVIOR OF IODINE IN THE DISSOLUTION OF SPENT PWR-FUEL PELLETS", RECOD' 91(1991)
- (10)P. Auchapt, et. al., "DEVELOPMENT OF A CONTINUOUS DISSOLUTION PROCESS FOR THE NEW REPROCESSING PLANTS AT LA HAGUE", FUEL REPROCESSING AND WASTE MANAGEMENT(1984)
- (11)河田東海夫, 上田吉徳, 中川林司, "解体機, せん断機, 溶解槽及び澄清機等に係わる試験結果について", 動力炉・核燃料開発事業団(1992)
- (12)富樫昭夫, 滑川卓志, "主要核分裂生成物及びアクチニド核種の溶解挙動 - 不溶解性残渣への移行率のまとめ -", 動力炉・核燃料開発事業団(1992)

- (13) 富樫昭夫, 滑川卓志, 菊池憲治, “主要核分裂生成物及びアクチニド核種の抽出分離挙動 - 高速炉燃料再処理試験における移行率のまとめ -”, 動力炉・核燃料開発事業団 (1992)
- (14) G. Lefort, et. al., “Etude et Experimentation du schema des extractions de l'usine Japonaise”, Energie Nucleaire Vol.10 No.3 (1968)
- (15) Eh. V. Renard, et. al., “HOT LABORATORY EXPERIMENTS ON FAST REACTOR SPENT FUEL LIQUID EXTRACTION REPROCESSING IN USSR”, State Committee for Utilization of Atomic Energy, USSR
- (16) T. D. Reilly, “The Measurement of Leached Hulls”, LA-7784-MS (1979)
- (17) Z. Kolarik, et. al., “Separation of Fission Products from U and Pu in the Highly Radioactive Cycle of the Purex Process”, ISEC86 I-333 (1986)
- (18) H. Schmieder, et. al., “R & D Activities in the FRG for Simplification of Reprocessing”, ENC' 86 TRANSACTION (1986)
- (19) A. S. Wilson, “Ruthenium Volatilization in Distillation of Nitric Acid, Journal of Chemical and Engineering Data, Vol.5, No.4 (1960)
- (20) Staff of the Oak Ridge National Laboratory, “SITING OF FUEL RE-PROCESSING PLANTS AND WASTE MANAGEMENT FACILITIES”, ORNL-4451(1970)
- (21) F. J. Herrmann, et. al., “SOME ASPECTS OF AEROSOL PRODUCTION AND REMOVAL DURING SPENT FUEL PROCESSING STEPS”, 16th DOE AIR CLEANING CONFERENCE (1981)
- (22) J. Furrer, et. al., “Aerosol Source Term and Aerosol Removal in the Vessel Offgases”, RECOD' 87 (1987)
- (23) S. Hattori, et. al., “Removal of Iodine from Off-gas of Nuclear Fuel Reprocessing Plants with Silver Impregnated Adsorbents”, 18th DOE NUCLEAR AIRBORNE WASTE MANAGEMENT AND AIR CLEANING CONFERENCE
- (24) K. D. Kuhn, et. al., “NEW FINDINGS IN DESIGNING AN OFFGAS SYSTEM FOR THE WACKERSDORF REPROCESSING PLANT”, RECOD' 87 (1987)
- (25) Y. Kobayashi et. al., “Removal Characteristic of Some Organic Iodine Forms by Silver Impregnated Adsorbents”, 21th DOE NUCLEAR AIR

CLEANING CONFERENCE (1990)

- (26) C. A. Berchsted, et. al., "NUCLEAR AIR CLEANING HANDBOOK - DESIGN, CONSTRUCTION, AND TESTING OF HIGH-EFFICIENCY AIR CLEANING SYSTEMS FOR NUCLEAR APPLICATION"
- (27) J. D. Christian, et. al., "CRITICAL ASSESSMENT OF METHODS FOR TREATING AIRBORNE EFFLUENTS FROM HIGH-LEVEL WASTE SOLIDIFICATION PROCESSES", PNL-2486(1977)
- (28) 近藤賀計, 他, "再処理プラント溶解オフガス系からの ^{129}I 除去試験", 日立(社)原子力学会「1992春の大会」発表予定

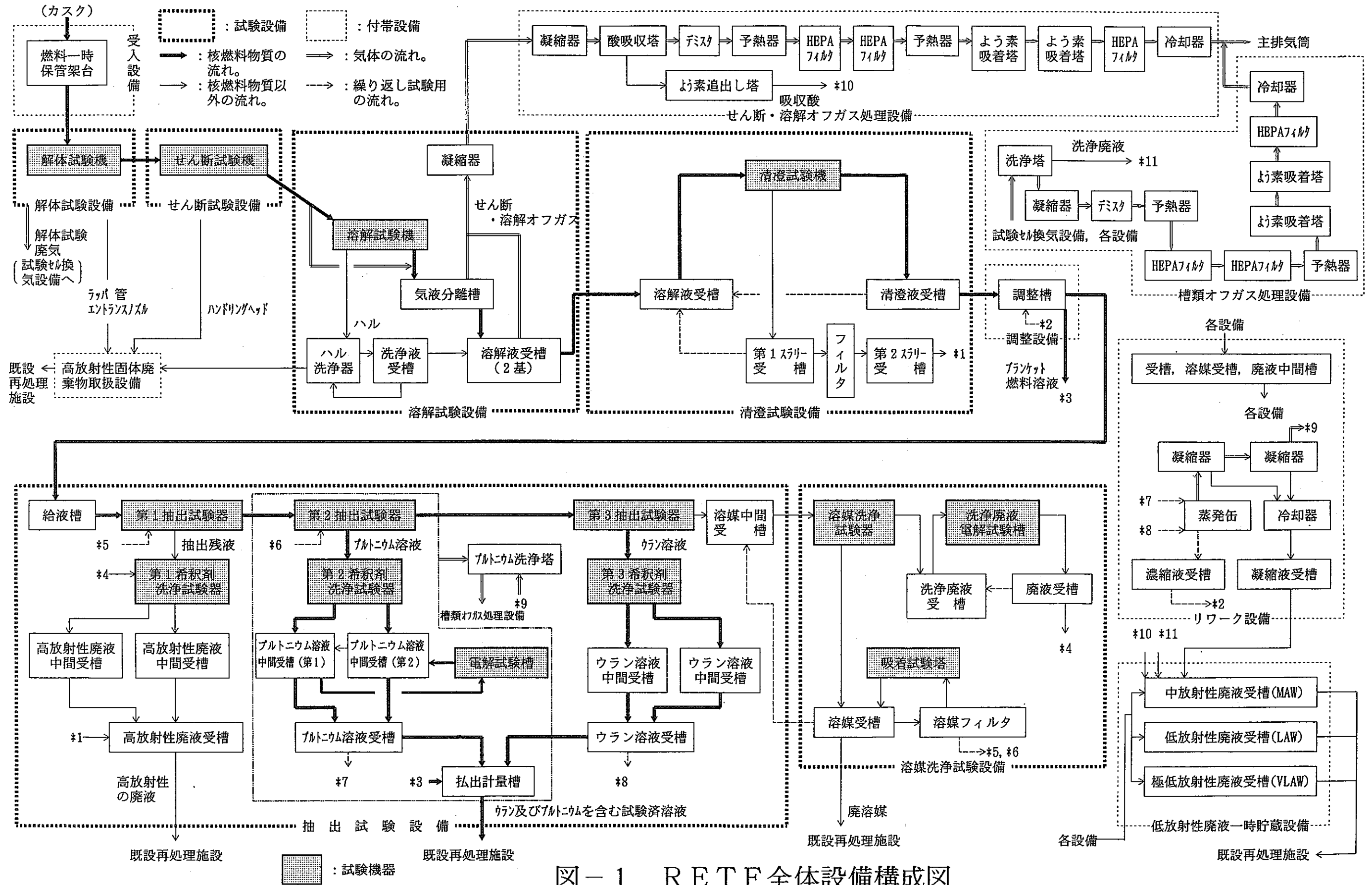


図-1 RETF全体設備構成図

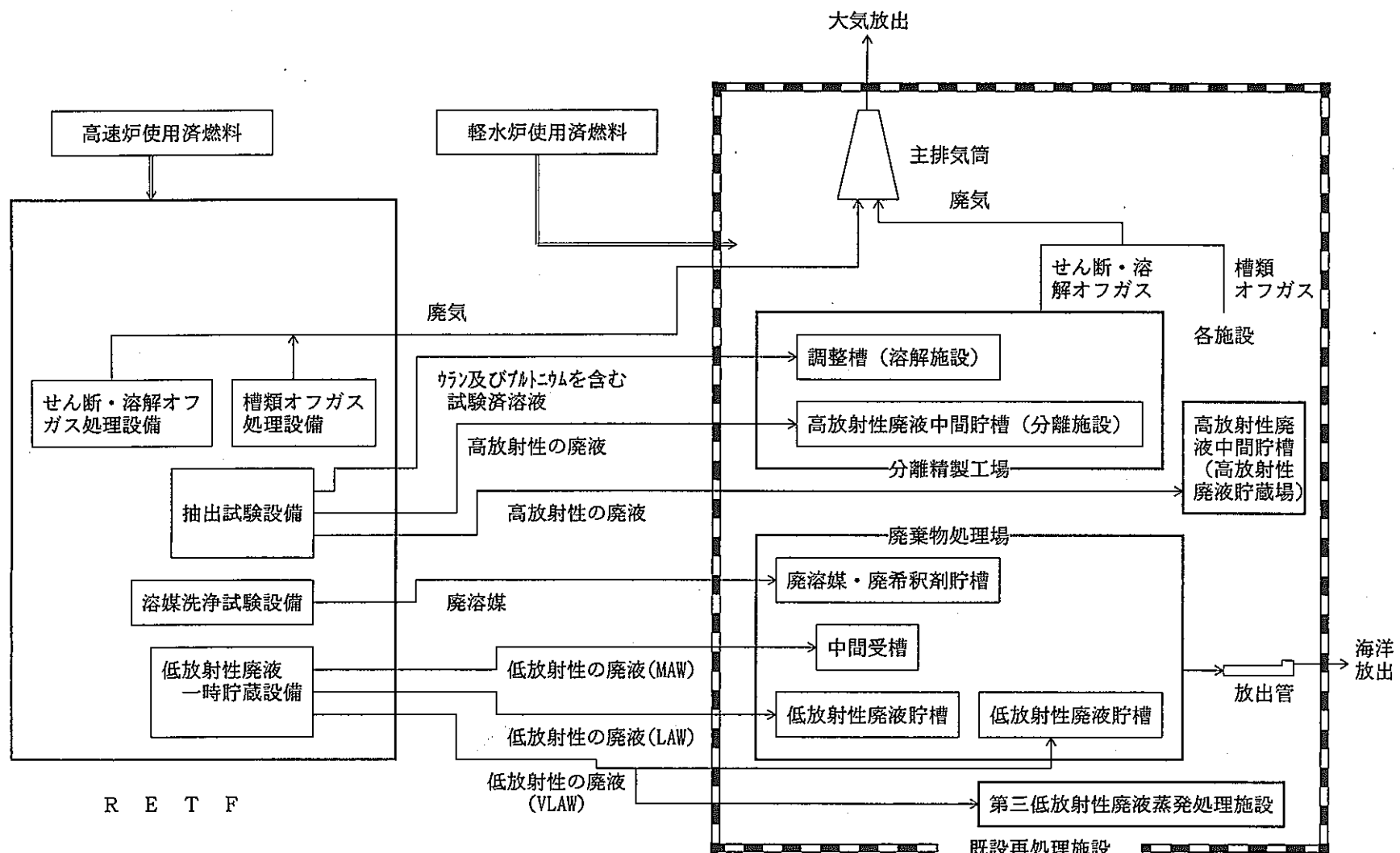


図-2 RETFと既設再処理施設の取合い概要図

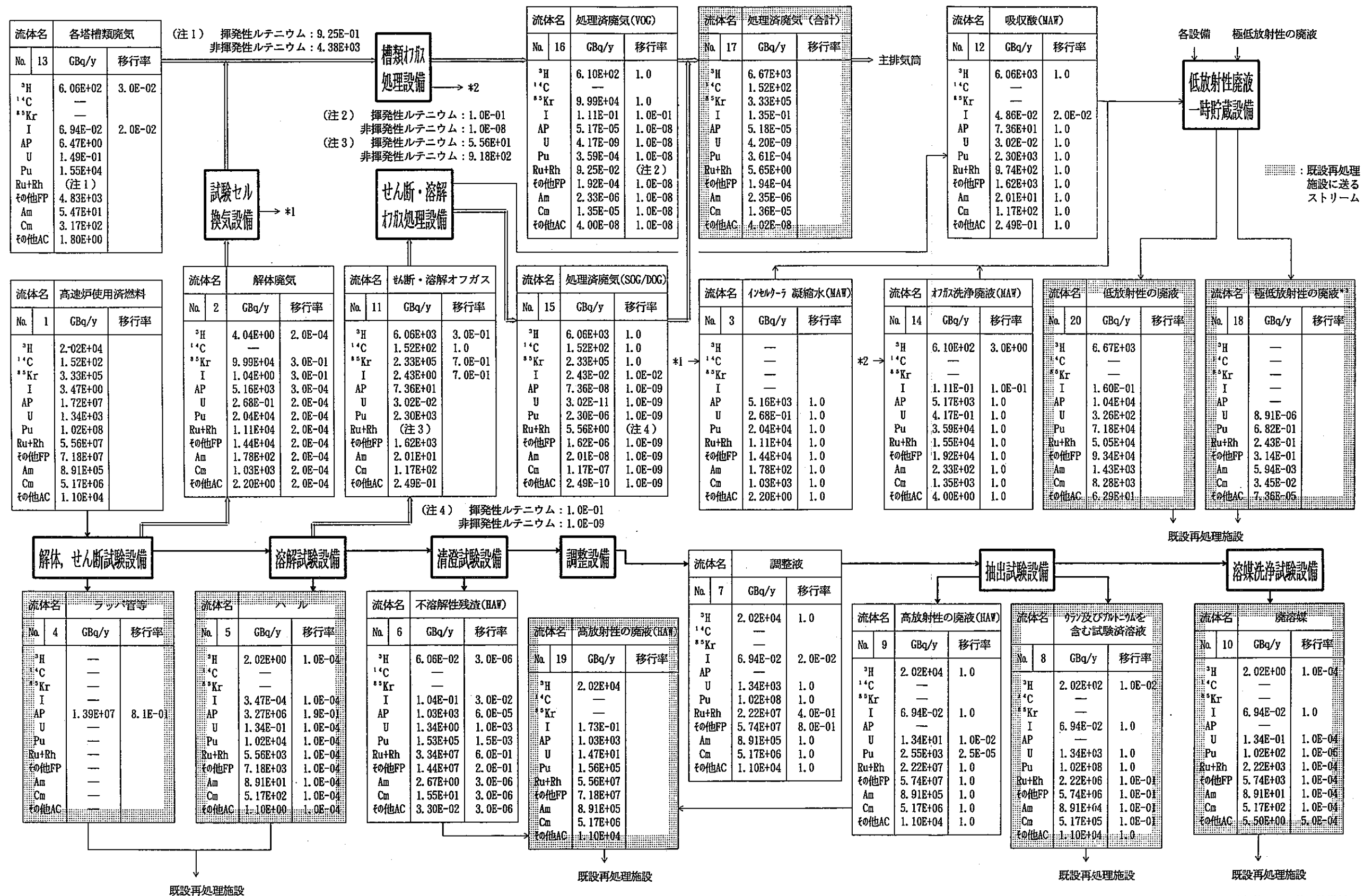


図-4 RETFにおける放射性核種の移行 (使用済炉心燃料1トンを対象にした試験の場合)

*3: 極低放射性の廃液中の放射能量は、使用済燃料の種類及び取扱量に依存しないものとした。また、低放射性廃液一時貯蔵設備への入量全量が既設再処理施設に送られるものとする。

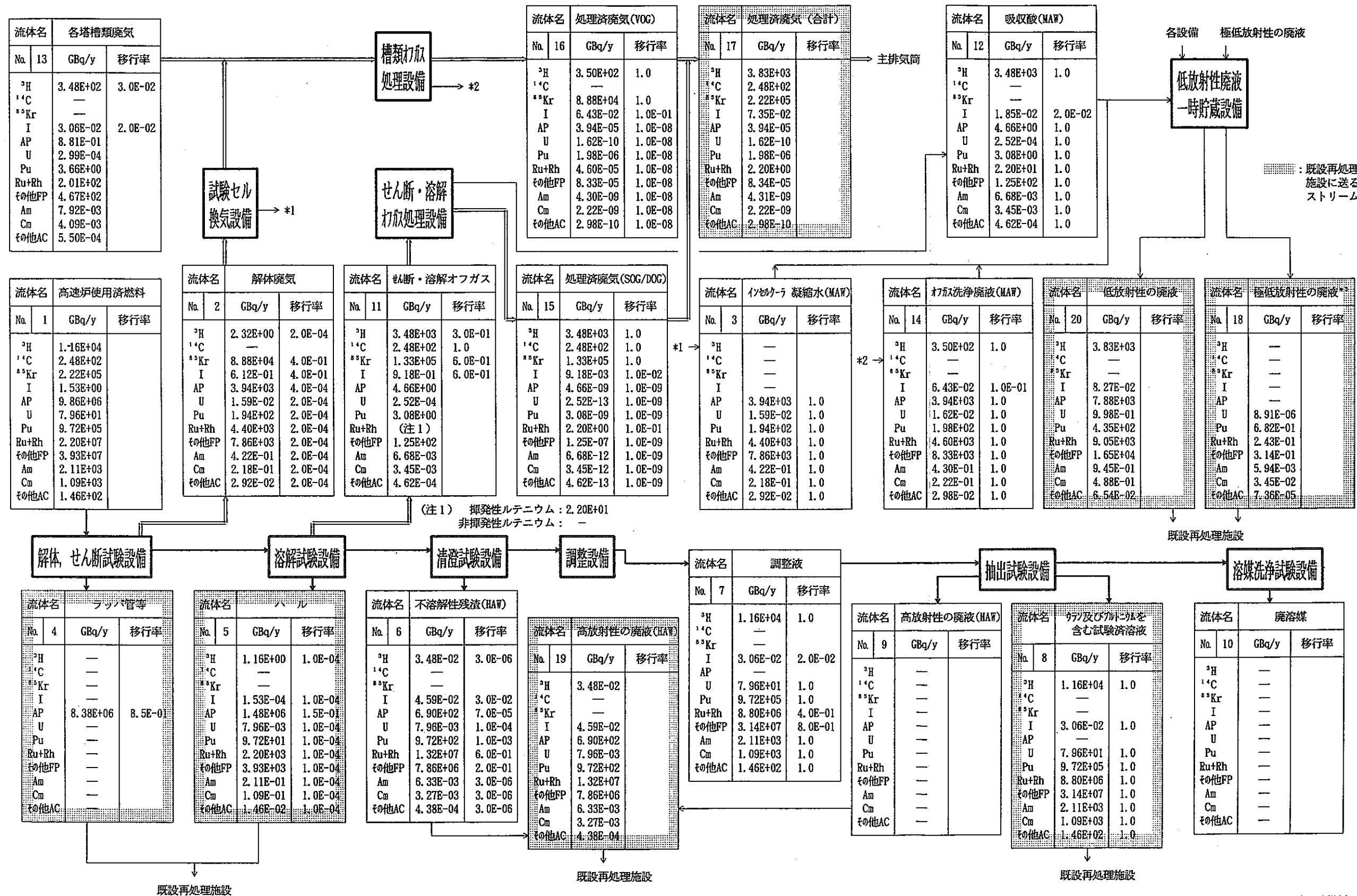


図-5 RETFにおける放射性核種の移行 (使用済ブランケット燃料5トンを対象にした試験の場合)

*3: 極低放射性の廃液中の放射能量は、使用済燃料の種類及び取扱量に依存しないものとした。また、低放射性廃液一時貯蔵設備への入量全量が既設再処理施設に送られるものとする。

表-1 リサイクル機器試験施設からの試験済溶液の相当低濃縮ウラン燃料再処理量*

	相当低濃縮ウラン燃料再処理量	
	高速増殖炉原型炉使用済炉心燃料 1トンの場合	高速増殖炉原型炉及び高速実験 炉使用済ブランケット燃料1ト ンの場合
溶解施設の濃縮ウラン 溶解槽が2基の場合	3.2トン (金属ウラン換算)	3トン (金属ウラン換算)
溶解施設の濃縮ウラン 溶解槽が1基の場合	1.8トン (金属ウラン換算)	2トン (金属ウラン換算)

*：RETFからの試験済溶液を既設再処理施設で再処理する場合、その必要な期間に再処理できる低濃縮ウラン燃料の再処理量。

表-2 放射性核種移行率評価用の内蔵放射能量

	使用済炉心燃料 (GBq/集合体)			使用済ブランケット燃料 (GBq/集合体)
	炉心燃料部	軸方向ブランケット燃料部	合計	
$^3\text{H}^*$	1.08×10^3	4.17×10^1	1.12×10^3	1.71×10^2
^{14}C	7.55	9.19×10^{-1}	8.47	3.65
^{85}Kr	1.77×10^4	8.03×10^2	1.85×10^4	3.26×10^3
I	1.88×10^{-1}	5.45×10^{-3}	1.93×10^{-1}	2.25×10^{-2}
U	7.39×10^1	3.33×10^{-1}	7.42×10^1	1.17
Pu	5.68×10^6	3.51×10^3	5.68×10^6	1.43×10^4
放射化 生成物	9.55×10^5	—	9.55×10^5	1.45×10^5
Ru+Rh	3.01×10^6	7.74×10^4	3.09×10^6	3.23×10^5
その他FP核種	3.85×10^6	1.41×10^5	3.99×10^6	5.78×10^5
Am	4.95×10^4	6.73	4.95×10^4	3.11×10^1
Cm	2.87×10^5	3.00	2.87×10^5	1.60×10^1
その他AC核種	6.12×10^2	6.25×10^{-1}	6.13×10^2	2.15

* : 文献(3)より生成した ^3H の約50%が燃料中に残存するものとして、計算値の50%を基にした値。

注 : 使用済炉心燃料の炉心燃料部については、燃焼度94,000MWD/t, 比出力130MW/t, 初期Pu富化度30wt%, 初期 ^{235}U 含有率0.3wt%, 初期 ^{241}Am 含有率($^{241}\text{Am}/\text{Pu}$)3wt%, 冷却日数550日の条件に基づき計算した結果に、以下の補正係数を乗じている。

FP : 1.1 Np : 1.9 その他アクチノイド : 1.5

U : 1.1 Am, Cm : 1.1 ^{14}C , 構造材 : 1.5

また、炉心燃料部のPuについては、初期Pu富化度30wt%に相当するPu量に、以下のPu組成と、各同位体の比放射能を乗じることにより算出している。

^{238}Pu : ^{239}Pu : ^{240}Pu : ^{241}Pu : ^{242}Pu (wt%) = 3 : 49 : 32 : 16 : 0

表-3 RETFにおける放射性核種の移行率
(使用済炉心燃料を対象にした試験の場合)

No	ストリーム	³ H	¹⁴ C	⁸⁵ Kr	I	放射化生成物	U	Pu	Ru+Rh	その他FP核種	Am, Cm	その他AC核種
2	解体試験設備からの廃気	2×10 ⁻⁴	—	3×10 ⁻¹	3×10 ⁻¹	3×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁴
		(11)	—	—	—	(11)	(11)	(11)	(11)	(11)	(11)	(11)
3	試験セル換気設備からのインセルクーラ凝縮水	—	—	—	—	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
4	解体、せん断試験設備からのラップ管、エンタンスル等	—	—	—	—	8.1×10 ⁻¹	—	—	—	—	—	—
5	溶解試験設備からのハル	1×10 ⁻⁴	—	—	1×10 ⁻⁴	1.9×10 ⁻¹	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴
		(10)	—	—	(10)	—	(10)	(10)	(10)	(10)	(10)	(10)
6	清澄試験設備からの不溶性残渣	3×10 ⁻⁶	—	—	3×10 ⁻²	6×10 ⁻⁵	1×10 ⁻³	1.5×10 ⁻³	6×10 ⁻¹	2×10 ⁻¹	3×10 ⁻⁶	3×10 ⁻⁶
		(11)	—	—	(9)	(11)	(11), (12)	(11), (12)	(11), (12), (16)	(11), (12)	(11)	(11)
7	抽出試験設備に供給する溶液	1.0	—	—	2×10 ⁻²	—	1.0	1.0	4×10 ⁻¹	8×10 ⁻¹	1.0	1.0
		(5)	—	—	(8)	—	—	—	—	—	—	—
8	抽出試験設備からのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液	1×10 ⁻²	—	—	1.0	—	1.0	1.0	1×10 ⁻¹	1×10 ⁻¹	1×10 ⁻¹	1.0
		(4)	—	—	—	—	—	—	(13)~(15), (17), (18)	(13)~(15), (17), (18)	(13)	—
9	抽出試験設備からの高放射性の廃液	1.0	—	—	1.0	—	1×10 ⁻²	2.5×10 ⁻⁵	1.0	1.0	1.0	1.0
		(4)	—	—	—	—	(13)~(15)	(13)~(15)	—	—	—	—
10	溶媒洗浄試験設備からの廃溶媒	1×10 ⁻⁴	—	—	1.0	—	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁶	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴	5×10 ⁻⁴
		(4)	—	—	—	—	(11), (13), (15)	(11), (13), (15)	(11), (15)	(11), (15)	(11), (15)	(11), (15)
11	せん断、溶解試験設備からの廃気	3×10 ⁻¹	1.0	7×10 ⁻¹	7×10 ⁻¹	(*1)	(*1)	(*1)	(*2)	(*1)	(*1)	(*1)
		—	(5)~(7)	—	—	(20)~(21)	(20)~(22)	(20)~(22)	(19)~(22), (27)	(20)~(22)	(20)~(22)	(20)~(22)
12	せん断・溶解オフガス処理設備からの吸収酸	1.0	—	—	2×10 ⁻²	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
		—	—	—	(8)	—	—	—	—	—	—	—
13	槽類オフガス処理設備へ移行する廃気	3×10 ⁻²	—	—	2×10 ⁻²	(*1)	(*1)	(*1)	(*1)	(*1)	(*1)	(*1)
		—	—	—	—	(20)~(21)	(20)~(22)	(20)~(22)	(20)~(22)	(20)~(22)	(20)~(22)	(20)~(22)
14	槽類オフガス処理設備からの洗浄廃液	1.0	—	—	1×10 ⁻¹	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
		—	—	—	(8)	—	—	—	—	—	—	—
15	せん断・溶解オフガス処理設備からの処理済廃気	1.0	1.0	1.0	1×10 ⁻²	1×10 ⁻⁹	1×10 ⁻⁹	1×10 ⁻⁹	(*3)	1×10 ⁻⁹	1×10 ⁻⁹	1×10 ⁻⁹
		—	—	—	(23)~(25), (28)	(21), (24), (26)	(21), (24), (26)	(21), (24), (26)	(21), (24)	(21), (24), (26)	(21), (24), (26)	(21), (24), (26)
16	槽類オフガス処理設備からの処理済廃気	1.0	—	1.0	1×10 ⁻¹	1×10 ⁻⁹	1×10 ⁻⁹	1×10 ⁻⁹	(*4)	1×10 ⁻⁹	1×10 ⁻⁹	1×10 ⁻⁹
		—	—	—	(23)~(25), (28)	(24), (26)	(24), (26)	(24), (26)	(24), (26), (27)	(24), (26)	(24), (26)	(24), (26)

注1. 表中のカッコ内の数値は、参考文献Noを表す。

注2. 表中の移行率は、以下の式で定義する。

$$\text{移行率} = \frac{\text{各設備からの出量放射エネルギー}}{\text{各設備への入量放射エネルギー}}$$

注3. *1の移行率は、以下の放射性エアロゾル濃度を用いて算出する。

- ①バブリング攪拌の場合 : 10 mg/m³
- ②圧空による掃気を行う場合 : 1 mg/m³
- ③パルセータによる攪拌を行う場合 : 0.1 mg/m³
- ④エアリフトを用いる場合 : 8 mg/m³ (空気流量 ≤ 2 m³)
2.5 mg/m³ (空気流量 ≤ 2 m³)

注4. *2 揮発性ルテニウムの場合1×10⁻⁶。非揮発性ルテニウムの場合は、注3.で述べた放射性エアロゾル濃度を用いて算出する。

注5. *3 Ruの移行率は以下の通り。
揮発性ルテニウム: 1×10⁻¹, 非揮発性ルテニウム: 1×10⁻⁸

注6. *4 Ruの移行率は以下の通り。
揮発性ルテニウム: 1×10⁻¹, 非揮発性ルテニウム: 1×10⁻⁸

表-4 RETFにおける放射性核種の移行率
(使用済ブランケット燃料を対象にした試験の場合)

No.	ストリーム	³ H	¹⁴ C	⁸⁵ Kr	I	放射化生成物	U	Pu	Ru+Rh	その他FP核種	Am, Cm	その他AC核種
2	解体試験設備からの廃気	2×10 ⁻⁴	—	4×10 ⁻¹	4×10 ⁻¹	4×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁴
		(11)	—	—	—	(11)	(11)	(11)	(11)	(11)	(11)	(11)
3	試験セル換気設備からのインセルクーラ凝縮水	—	—	—	—	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
4	解体、せん断試験設備からのラップ管、イントラス/ス等	—	—	—	—	8.5×10 ⁻¹	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
5	溶解試験設備からのハル	1×10 ⁻⁴	—	—	1×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻¹	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁴
		(10)	—	—	(10)	—	(10)	(10)	(10)	(10)	(10)	(10)
6	清澄試験設備からの不溶性残渣	3×10 ⁻⁶	—	—	3×10 ⁻²	7×10 ⁻⁵	1×10 ⁻⁴	1×10 ⁻³	6×10 ⁻¹	2×10 ⁻¹	3×10 ⁻⁶	3×10 ⁻⁶
		(11)	—	—	(9)	(11)	(11), (12)	(11), (12)	(11), (12), (16)	(11), (12)	(11)	(11)
7	払出計量槽に送るウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液	1.0	—	—	2×10 ⁻²	—	1.0	1.0	4×10 ⁻¹	8×10 ⁻¹	1.0	1.0
		(5)	—	—	(8)	—	—	—	—	—	—	—
8	払出計量槽からのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液	1.0	—	—	1.0	—	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
11	せん断、溶解試験設備からの廃気	3×10 ⁻¹	1.0	6×10 ⁻¹	6×10 ⁻¹	(*1)	(*1)	(*1)	(*2)	(*1)	(*1)	(*1)
		—	(5)~(7)	—	—	(20)~(22)	(20)~(22)	(20)~(22)	(19), (27)	(20)~(22)	(20)~(22)	(20)~(22)
12	せん断・溶解オフガス処理設備からの吸収酸	1.0	—	—	2×10 ⁻²	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
		—	—	—	(8)	—	—	—	—	—	—	—
13	槽類オフガス処理設備へ移行する廃気	3×10 ⁻²	—	—	2×10 ⁻²	(*1)	(*1)	(*1)	(*1)	(*1)	(*1)	(*1)
		—	—	—	—	(20)~(22)	(20)~(22)	(20)~(22)	(20)~(22)	(20)~(22)	(20)~(22)	(20)~(22)
14	槽類オフガス処理設備からの洗浄廃液	1.0	—	—	1×10 ⁻¹	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
		—	—	—	(8)	—	—	—	—	—	—	—
15	せん断・溶解オフガス処理設備からの処理済廃気	1.0	1.0	1.0	1×10 ⁻²	1×10 ⁻⁶	1×10 ⁻⁶	1×10 ⁻⁶	(*3)	1×10 ⁻⁶	1×10 ⁻⁶	1×10 ⁻⁶
		—	—	—	(23)~(25), (28)	(21), (24), (26)	(21), (24), (26)	(21), (24), (26)	(27)	(21), (24), (26)	(21), (24), (26)	(21), (24), (26)
16	槽類オフガス処理設備からの処理済廃気	1.0	—	1.0	1×10 ⁻¹	1×10 ⁻⁸	1×10 ⁻⁸	1×10 ⁻⁸	1×10 ⁻⁸	1×10 ⁻⁸	1×10 ⁻⁸	1×10 ⁻⁸
		—	—	—	(23)~(25), (28)	(24), (26)	(24), (26)	(24), (26)	(24), (26)	(24), (26)	(24), (26)	(24), (26)

注1. 表中のカッコ内の数値は、参考文献Noを表す。

注2. 注2. 表中の移行率は、以下の式で定義する。

$$\text{移行率} = \frac{\text{各設備からの出量放射エネルギー}}{\text{各設備への入量放射エネルギー}}$$

注3. *1の移行率は、以下の放射性エアロゾル濃度を用いて算出する。

- ①バブリング攪拌の場合 : 1.0 mg/m³
- ②圧空による掃気を行う場合 : 1 mg/m³
- ③パルセータによる攪拌を行う場合 : 0.1 mg/m³
- ④エアリフトを用いる場合 : 8 mg/m³ (空気流量 > 2 m³)
2.5 mg/m³ (空気流量 ≤ 2 m³)

注4. *2 揮発性ルテニウムの場合1×10⁻⁶。非揮発性ルテニウムの場合は、注3.で述べた放射性エアロゾル濃度を用いて算出する。

注5. *3 Ruの移行率は以下の通り。
揮発性ルテニウム: 1×10⁻¹、非揮発性ルテニウム: 1×10⁻⁹

表-5 オフガス処理設備における機器の除染係数

	^3H , ^{14}C , ^{85}Kr	I	揮発性R u	その他核種 (放射 性エアロゾル)
せん断・溶解 オフガス処理 設備	1	○より素吸着塔 1 段目 10^2 (23) - (25), (28)	○凝縮器 (溶解 試験設備) 10^2 ○酸吸収塔 1 0 (27)	○凝縮器 (溶解 試験設備) $10^{(21)}$ ○酸吸収塔 $10^{(21)}$ ○デミスタ $10^{(24)}$ ○HEPAフィルタ 1 段目 10^3 2 段目 10^2 3 段目 10^2 (26)
槽類オフガス 処理設備	1	○より素吸着塔 1 段目 10 (23) - (25), (28)	○洗浄塔 10 ○凝縮器 (リワ ーク設備) 1 段目 10^2 (27)	○デミスタ $10^{(24)}$ ○HEPAフィルタ 1 段目 10^3 2 段目 10^2 3 段目 10^2 (26)

注：表中のカッコ内添字は、文献No.を示す。

表-6 RETFから大気への主要な放射性核種の年間放出放射エネルギー及びRETFから既設再処理施設に送る試験済溶液等の溶液中の主要な放射性核種の年間放射エネルギー(GBq/年)

	RETFから大気中への年間放出放射エネルギー		RETFから既設再処理施設に送るウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中の年間放射エネルギー		RETFから既設再処理施設に送る高放射性の廃液中の年間放射エネルギー		RETFから既設再処理施設に送る低放射性の廃液(MAW, LAW)中の年間放射エネルギー		RETFから既設再処理施設に送る低放射性の廃液(VLAW)中の年間放射エネルギー	RETFから既設再処理施設に送る廃液媒中の年間放射エネルギー	
	使用済炉心燃料1.3トンのケース	使用済炉心燃料1トン+使用済燃料5トンのケース	使用済炉心燃料1.3トンのケース	使用済炉心燃料1トン+使用済燃料5トンのケース	使用済炉心燃料1.3トンのケース	使用済炉心燃料1トン+使用済燃料5トンのケース	使用済炉心燃料1.3トンのケース	使用済炉心燃料1トン+使用済燃料5トンのケース	使用済炉心燃料1.3トン及び使用済炉心燃料1トン+使用済燃料5トンのケース	使用済炉心燃料1.3トンのケース	使用済炉心燃料1トン+使用済燃料5トンのケース
³ H	8.88×10 ³	1.05×10 ⁴	2.69×10 ²	1.18×10 ⁴	2.69×10 ⁴	2.02×10 ⁴	8.88×10 ³	1.05×10 ⁴	0	2.69	2.02
¹⁴ C	2.03×10 ²	4.00×10 ²	0	0	0	0	0	0	0	0	0
⁸⁵ Kr	4.44×10 ⁵	5.55×10 ⁵	0	0	0	0	0	0	0	0	0
I	1.80×10 ⁻¹	2.09×10 ⁻¹	9.26×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	2.32×10 ⁻¹	2.19×10 ⁻¹	2.13×10 ⁻¹	2.43×10 ⁻¹	0	9.26×10 ⁻²	6.94×10 ⁻²
U	5.43×10 ⁻⁶	4.36×10 ⁻⁶	1.78×10 ³	1.42×10 ³	1.96×10 ¹	1.48×10 ¹	4.35×10 ²	3.27×10 ²	8.91×10 ⁻⁶	1.78×10 ⁻¹	1.34×10 ⁻¹
Pu	4.66×10 ⁻⁴	3.63×10 ⁻⁴	1.36×10 ³	1.03×10 ³	2.07×10 ⁵	1.57×10 ⁵	9.36×10 ⁴	7.22×10 ⁴	6.82×10 ⁻¹	1.36×10 ²	1.02×10 ²
Ru+Rh	7.51	7.85	2.97×10 ⁶	1.10×10 ⁷	7.42×10 ⁷	6.88×10 ⁷	6.65×10 ⁴	5.96×10 ⁴	2.43×10 ⁻¹	2.97×10 ³	2.22×10 ³
その他FP核種	2.54×10 ⁻⁴	2.77×10 ⁻⁴	7.66×10 ⁶	3.71×10 ⁷	9.58×10 ⁷	7.97×10 ⁷	1.24×10 ⁵	1.10×10 ⁵	3.14×10 ⁻¹	7.66×10 ³	5.74×10 ³
Am	3.08×10 ⁻⁵	2.35×10 ⁻⁵	1.19×10 ⁵	9.12×10 ⁴	1.19×10 ⁶	8.91×10 ⁵	1.89×10 ³	1.43×10 ³	5.94×10 ⁻³	1.19×10 ²	8.91×10 ¹
Cm	1.79×10 ⁻⁵	1.36×10 ⁻⁵	6.89×10 ⁵	5.18×10 ⁵	6.89×10 ⁶	5.17×10 ⁶	1.10×10 ⁴	8.28×10 ³	3.45×10 ⁻²	6.89×10 ²	5.17×10 ²

表-7 既設再処理施設の各取合点におけるRETFからの各溶液中の1日あたりの放射エネルギー及び既設再処理施設で軽水炉使用済燃料を再処理する場合の各溶液中の1日あたりの放射エネルギーの比較 (GBq/日)

	軽水炉使用済燃料 再処理時の溶液	RETFからのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液		軽水炉使用済燃料 再処理時の高放射 性の廃液	RETFからの高放射性の廃液		軽水炉使用済燃料 再処理時の廃溶媒	RETFからの廃溶媒	
		使用済炉心燃料 1.3トンを試験に 用いたケース	使用済炉心燃料 1トン+使用済 燃料5トン を試験に用いた ケース		使用済炉心燃料 1.3トンを試験に 用いたケース	使用済炉心燃料 1トン+使用済 燃料5トン を試験に用いた ケース		使用済炉心燃料 1.3トンを試験に 用いたケース	使用済炉心燃料 1トン+使用済 燃料5トン を試験に用いた ケース
³ H	4.1×10^3	4.6	1.8×10^2	4.1×10^3	4.6×10^2	3.0×10^2	—	4.6×10^{-2}	3.0×10^{-2}
I	5.1×10^{-2}	1.6×10^{-3}	1.5×10^{-3}	2.6×10^{-2}	3.9×10^{-3}	3.3×10^{-3}	—	1.6×10^{-3}	1.0×10^{-3}
U (α)	2.6×10^1	3.4×10^{-1}	1.2	1.6×10^{-1}	3.8×10^{-3}	2.6×10^{-3}	3.9×10^{-3}	3.4×10^{-5}	2.3×10^{-5}
Pu (α)	8.4×10^4	8.4×10^4	6.5×10^4	1.8×10^2	1.7×10^2	9.6×10^1	1.1×10^1	8.4×10^{-2}	5.5×10^{-2}
Ru+Rh	2.2×10^7	5.0×10^4	1.6×10^5	2.2×10^7	1.3×10^6	1.0×10^6	9.0×10^2	5.0×10^1	3.3×10^1
その他FP核種	9.8×10^7	1.3×10^5	5.5×10^5	9.8×10^7	1.6×10^6	1.2×10^6	1.4×10^3	1.3×10^2	8.6×10^1

表-8 RETF設置後の再処理施設からの海洋への年間放出放射エネルギー (GBq/年)

	既設再処理施設の線量当量評価に用いている年間放出放射エネルギー ①	RETFからの低放射性の廃液を廃棄物処理場で処理したときの海洋への年間放出放射エネルギー		RETF設置後の海洋への年間放出放射エネルギー	
		使用済炉心燃料1.3ト/年試験のケース ②	使用済炉心燃料1ト/年+使用済ウラニウム燃料5ト/年試験のケース ③	①+②	①+③
^3H	1.9×10^6	8.9×10^3	1.1×10^4	1.9×10^6	1.9×10^6
I	1.4×10^2	2.1×10^{-1}	2.4×10^{-1}	1.4×10^2	1.4×10^2
Pu (α)	2.3	1.9×10^{-2}	1.5×10^{-2}	2.3	2.3
Ru+Rh	5.7×10^2	7.6×10^{-1}	6.9×10^{-1}	5.7×10^2	5.7×10^2
その他FP核種	3.3×10^2	8.0×10^{-1}	7.3×10^{-1}	3.3×10^2	3.3×10^2

表-9 RETF設置後の再処理施設からの大気への年間放出放射エネルギー (GBq/年) (1/2)

{ RETFにおいて使用済炉心燃料1.3トンを対象に試験を行い、
その試験済溶液等を既設再処理施設で処理するケース }

	既設再処理施設から大気へ放出される年間放出放射エネルギー		RETFから大気へ放出される年間放出放射エネルギー		RETF設置後の大気への年間放出放射エネルギー ①+②+③+④
	軽水炉使用済燃料再処理時にせん断・溶解オフガスとして放出される年間放出放射エネルギー*1 ①	槽類オフガスとして放出される年間放出放射エネルギー (軽水炉使用済燃料を年間210トン再処理する場合に、槽類オフガスとして放出される年間放出放射エネルギー) ②	せん断・溶解オフガス(解体試験時に発生する廃気を含む)として放出される年間放出放射エネルギー ③	槽類オフガス(解体試験時に発生する廃気を除く)として放出される年間放出放射エネルギー ④	
³ H	4.4 × 10 ⁵	—	8.1 × 10 ³	8.1 × 10 ²	4.5 × 10 ⁵
¹⁴ C	7.8 × 10 ³	—	2.0 × 10 ²	—	8.0 × 10 ³
⁸⁵ Kr	7.1 × 10 ⁷	—	4.4 × 10 ⁵	—	7.1 × 10 ⁷
I	1.4 × 10 ¹	7.7 × 10 ⁻¹	1.7 × 10 ⁻¹	9.3 × 10 ⁻³	1.5 × 10 ¹
Pu	6.2 × 10 ⁻¹	7.7 × 10 ⁻⁴	2.7 × 10 ⁻⁴	1.9 × 10 ⁻⁴	6.2 × 10 ⁻¹
Ru+Rh	5.7 × 10 ¹	6.5	7.4	9.3 × 10 ⁻²	7.1 × 10 ¹
その他PP核種	2.4 × 10 ¹	3.0 × 10 ⁻²	1.9 × 10 ⁻⁴	6.0 × 10 ⁻⁵	2.4 × 10 ¹

*1: 相当軽水炉使用済燃料分を減じた軽水炉使用済燃料を再処理する場合の年間放出放射エネルギー。

表-9 RETF設置後の再処理施設からの大気への年間放出放射エネルギー (GBq/年) (2/2)

(RETFにおいて使用済炉心燃料1トン及び使用済ブランケット燃料5トンを対象に試験を行い、その試験済溶液等を既設再処理施設で処理するケース)

	東海再処理施設から大気へ放出される年間放出放射エネルギー		RETFから大気へ放出される年間放出放射エネルギー		RETF設置後の大気への年間放出放射エネルギー ①+②+③+④
	軽水炉使用済燃料再処理時にせん断・溶解オフガスとして放出される年間放出放射エネルギー*1 ①	槽類オフガスとして放出される年間放出放射エネルギー (軽水炉使用済燃料を年間210トン再処理する場合に槽類オフガスとして放出される年間放出放射エネルギー) ②	せん断・溶解オフガス(解体試験時に発生する廃気を含む)として放出される年間放出放射エネルギー ③	槽類オフガス(解体試験時に発生する廃気を除く)として放出される年間放出放射エネルギー ④	
³ H	4.2 × 10 ⁵	—	9.5 × 10 ³	9.5 × 10 ²	4.3 × 10 ⁵
¹⁴ C	7.5 × 10 ³	—	4.0 × 10 ²	—	7.9 × 10 ³
⁸⁵ Kr	6.9 × 10 ⁷	—	5.6 × 10 ⁵	—	7.0 × 10 ⁷
I	1.3 × 10 ¹	7.7 × 10 ⁻¹	2.0 × 10 ⁻¹	1.0 × 10 ⁻²	1.4 × 10 ¹
Pu	6.0 × 10 ⁻¹	7.7 × 10 ⁻⁴	2.1 × 10 ⁻⁴	1.6 × 10 ⁻⁴	6.0 × 10 ⁻¹
Ru+Rh	5.5 × 10 ¹	6.5	7.8	9.3 × 10 ⁻²	6.9 × 10 ¹
その他PP核種	2.4 × 10 ¹	3.0 × 10 ⁻²	2.2 × 10 ⁻⁴	5.3 × 10 ⁻⁵	2.4 × 10 ¹

*1: 相当軽水炉使用済燃料分を減じた軽水炉使用済燃料を再処理した場合の放出放射エネルギー。

表-10 RETF設置後の再処理施設からの海洋への年間放出放射エネルギーと既設再処理施設の線量当量評価に用いている海洋への年間放出放射エネルギーの比較(GBq/年)

	既設再処理施設の線量当量評価に用いている海洋への年間放出放射エネルギー	RETF設置後の海洋への年間放出放射エネルギー(使用済炉心燃料1.3トン/年試験時及び試験済溶液等処理のケース)	RETF設置後の海洋への年間放出放射エネルギー(使用済炉心燃料1トン/年+使用済燃料5トン/年試験及び試験済溶液等処理のケース)
${}^3\text{H}$	1.9×10^6	1.9×10^6	1.9×10^6
I	1.4×10^2	1.4×10^2	1.4×10^2
Pu (α)	2.3	2.3	2.3
Ru+Rh	5.7×10^2	5.7×10^2	5.7×10^2
その他PP核種	3.3×10^2	3.3×10^2	3.3×10^2

表-11 RETF設置後の再処理施設からの大気への年間放出放射エネルギーと既設再処理施設の線量当量評価に用いている大気への年間放出放射エネルギーの比較(GBq/年)

	既設再処理施設の線量当量評価に用いている大気への年間放出放射エネルギー	RETF設置後の大気への年間放出放射エネルギー(使用済炉心燃料1.3トン/年試験時及び試験済溶液等処理のケース)	RETF設置後の大気への年間放出放射エネルギー(使用済炉心燃料1トン/年+使用済プルトニウム燃料5トン/年試験時及び試験済溶液等処理のケース)
^3H	5.6×10^5	4.5×10^5	4.3×10^5
^{14}C	9.7×10^3	8.0×10^3	7.9×10^3
^{85}Kr	8.9×10^7	7.1×10^7	7.0×10^7
I	1.8×10^1	1.5×10^1	1.4×10^1
Pu	8.1×10^{-1}	6.2×10^{-1}	6.0×10^{-1}
Ru+Rh	9.5×10^1	7.1×10^1	6.9×10^1
その他FP核種	3.5×10^1	2.4×10^1	2.4×10^1

表-12 RETF設置後の海洋への主要な放射性核種の年間放出放射エネルギー

	RETF設置後の海洋への 主要な放射性核種の年 間放出放射エネルギー (GBq/年)
^3H	1.9×10^6
I	1.4×10^2
Pu	2.3 (a)
Ru+Rh	5.7×10^2
その他FP核種	3.3×10^2

表-13 RETF設置後の大気への主要な放射性核種の年間放出放射エネルギー

	RETF設置後の大気への 主要な放射性核種の年 間放出放射エネルギー (GBq/年)
^3H	5.6×10^5
^{14}C	9.7×10^3
^{86}Kr	8.9×10^7
I	1.8×10^1
Pu	8.1×10^{-1}
Ru+Rh	9.5×10^1
その他FP核種	3.5×10^1

R E T Fにおける放射性核種移行評価用の燃料集合体内蔵放射能量

1. はじめに

本書においては、リサイクル機器試験施設（以下、R E T Fという）における放射性核種の移行評価に用いる、高速増殖炉原型炉使用済燃料中の核分裂生成物（F P）核種、アクチノイド（A C）核種及び放射化生成物（A P）核種の内蔵放射能量の算出方法について述べる。

2. 内蔵放射能量の算出にあたっての考え方

高速増殖炉原型炉の炉心燃料集合体の燃料部は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（M O X燃料）である炉心燃料部と、ウラン酸化物燃料である軸方向ブランケット燃料部から構成される。またブランケット燃料集合体は、ウラン酸化物燃料で構成される。

このうち、炉心燃料集合体の炉心燃料部は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料であるため、照射前燃料中の初期P u富化度及びP u組成の違いにより、照射後のF P、A C及びA Pの内蔵放射能量が変動することが考えられる。

一方、炉心燃料集合体の軸方向ブランケット燃料部及びブランケット燃料集合体はウラン酸化物燃料であるため、照射前燃料中の初期プルトニウム富化度及びプルトニウム組成の違いによる炉心燃料部のような照射後の内蔵放射能量の変動はないものと考えられる。

よって、放射性核種の移行評価用のF P、A C及びA Pの内蔵放射能量は以下のような手順で算出する。

- (1) 炉心燃料集合体の炉心燃料部及び軸方向ブランケット燃料部、ブランケット燃料集合体それぞれについて、燃焼計算の基準とする燃料仕様を設定し、その基準燃料仕様での燃焼後の内蔵放射能量を計算する。（基準内蔵放射能量）

基準内蔵放射エネルギーの計算に用いる燃料仕様（燃料仕様及び燃焼条件）を表-1-1に示す。

- (2) 次に、炉心燃料集合体の照射前炉心燃料部の初期Pu富化度及びPu組成の違いによる、照射後の内蔵放射エネルギー（FP, AC（Puを除く）及びAP）の変動範囲を検討する。その変動範囲の最大値を上記(1)で求めた基準内蔵放射エネルギーで除することにより得た値から、移行評価用の内蔵放射エネルギーを定めるための補正係数を求める。
- (3) Pu組成については、炉心燃料部の照射前及び照射後の各同位体組成の変動範囲を検討し、各同位体の線量当量に及ぼす寄与の違いを考慮して、その寄与が最大となるように評価用の組成を定める。
- (4) FP, AC（Puを除く）及びAPについては、照射後炉心燃料部の基準内蔵放射エネルギーに(2)で求めた補正係数を乗じたものと、照射後軸方向ブランケット燃料部の基準内蔵放射エネルギーとを足し合わせたものを、放射性核種移行評価の内蔵放射エネルギーとする。

Puについては、炉心燃料部の評価用の組成に、照射前炉心燃料部のPu含有量（初期Pu富化度に相当する量）と各同位体の比放射能とを乗じて炉心燃料部のPu内蔵放射エネルギーを求め、これに、照射後軸方向ブランケット燃料部の基準Pu内蔵放射エネルギーとを足し合わせたものを、放射性核種移行評価の内蔵放射エネルギーとする。なお、炉心燃料部のPu含有量に照射前の値を用いるのは、照射前と照射後とで比較すると照射前の方が大きくなるためである（図-1-1参照）。

3. 内蔵放射エネルギーの変動範囲の検討及び補正係数等の設定

- (1) FP, AC（Puを除く）, APの内蔵放射エネルギーの変動範囲及び補正係数の設定

燃焼度を一定とした場合、初期Pu富化度が小さく、また、Puフィ

ッサイル率($[^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu}]/\text{Pu}$)が小さいと、所定の出力を得るために中性子束が大きくなり、そのために、APの内蔵放射エネルギーが大きくなる。

また、初期Pu組成の違いにより、核分裂収率が変化するため、燃焼後のFPの内蔵放射エネルギーが変動し、また、ACの内蔵放射エネルギーも変動する。

このため、まず、軽水型原子炉使用済燃料から得られるPu組成の変動範囲を、燃焼度、比出力、ウラン濃縮度をパラメータにしてORIGEN-2コードにより求めた(表-1-2, 1-3参照)。

次に、表-1-3に示した軽水型原子炉使用済燃料から得られるPu組成に基づき、炉心燃料部のFP, AC(Puを除く)及びAPの内蔵放射エネルギーを、ORIGEN-2コードにより求めることにより内蔵放射エネルギーの変動範囲を検討した。なお、炉心燃料部の内蔵放射エネルギーの変動範囲を検討するにあたっては、初期Pu富化度30wt%の場合に加えて20wt%の場合も検討した。

検討した結果、FPの基準内蔵放射エネルギーに対する内蔵放射エネルギーの変動範囲の最大値の割合は、最も変動範囲が大きい核種で約1.07倍となる。よって、補正係数を1.1に設定する。

ACの基準内蔵放射エネルギーに対する内蔵放射エネルギーの変動範囲の最大値の割合は、U, Cmについては約1.09倍、Amについては約1.04倍、Npについては約1.87倍、その他ACについては約1.50となる。よって、補正係数を、U, Am, Cmについては1.1, Npについては1.9, その他ACについては1.5に設定する。

また、APの基準内蔵放射エネルギーに対する内蔵放射エネルギーの変動範囲の最大値の割合は、炭素-14については約1.45倍、その他APについては約1.44倍となる。よって、補正係数を1.5に設定する。

(2) Pu組成の変動範囲及び評価用組成の設定

表-1-3に示した軽水型原子炉使用済燃料から得られるPu組成に基づき、照射後炉心燃料部から得られるPu組成の変動範囲を検討した(表-1-4参照)。表-1-3, 1-4より、炉心燃料部の照射前か

ら照射後までにおけるP u組成の変動範囲は、表-1-5に示すとおりとなる。

よって、評価用のP u組成は、表-1-5に示したP u組成の変動範囲と、各同位体の線量当量への寄与を考慮して設定する。

すなわち、実効線量当量に及ぼす寄与が最も大きい ^{238}Pu については、その変動幅の最大値が、表-1-5より約2.7wt%なので、3wt%に設定する。

皮膚の組織線量当量に及ぼす寄与が最も大きい ^{241}Pu については、その変動幅の最大値が、表-1-5より約15.8wt%なので、16wt%に設定する。

実効線量当量及び皮膚の組織線量当量に及ぼす寄与が、 ^{238}Pu または ^{241}Pu に次いで大きい ^{240}Pu については、その変動幅の最大値が表-1-5より約31.7wt%なので、32wt%に設定する。

実効線量当量及び皮膚の組織線量当量に及ぼす寄与が、 ^{238}Pu または ^{241}Pu 、 ^{240}Pu に次いで大きい ^{239}Pu については、 ^{242}Pu の割合を考慮せずに(^{242}Pu :0wt%)、残りの49wt%全てを ^{239}Pu とする。

以上の結果より、評価用のP u組成としては、以下のとおりに設定する。

$$^{238}\text{Pu}:^{239}\text{Pu}:^{240}\text{Pu}:^{241}\text{Pu}:^{242}\text{Pu}(\text{wt}\%) = 3 : 49 : 32 : 16 : 0$$

4. 放射性核種移行評価に用いる内蔵放射能量

放射性核種移行評価に用いる炉心燃料集合体のF Pの内蔵放射能量は、炉心燃料部の基準F P内蔵放射能量に補正係数1.1を乗じた放射能量と、軸方向ブランケット燃料部の基準F P内蔵放射能量放射能量とを足し合わせたものとする。

放射性核種移行評価に用いる炉心燃料集合体のA C (P uを除く)の内蔵放射能量は、炉心燃料部の基準内蔵放射能量に対して、U, A m, C mについては補正係数1.1を、また、N pについては補正係数1.9を、また、その他A Cについては、補正係数1.5を乗じた放射能量と、軸方向ブラン

ケット燃料部のそれぞれの基準内蔵放射エネルギーとを足し合わせたものとする。

放射性核種移行評価に用いる炉心燃料集合体のA Pの内蔵放射エネルギーは、炉心燃料部の基準A P内蔵放射エネルギーに補正係数1.5を乗じた放射エネルギーと、軸方向ブランケット燃料部の基準A P内蔵放射エネルギーとを足し合わせたものとする。

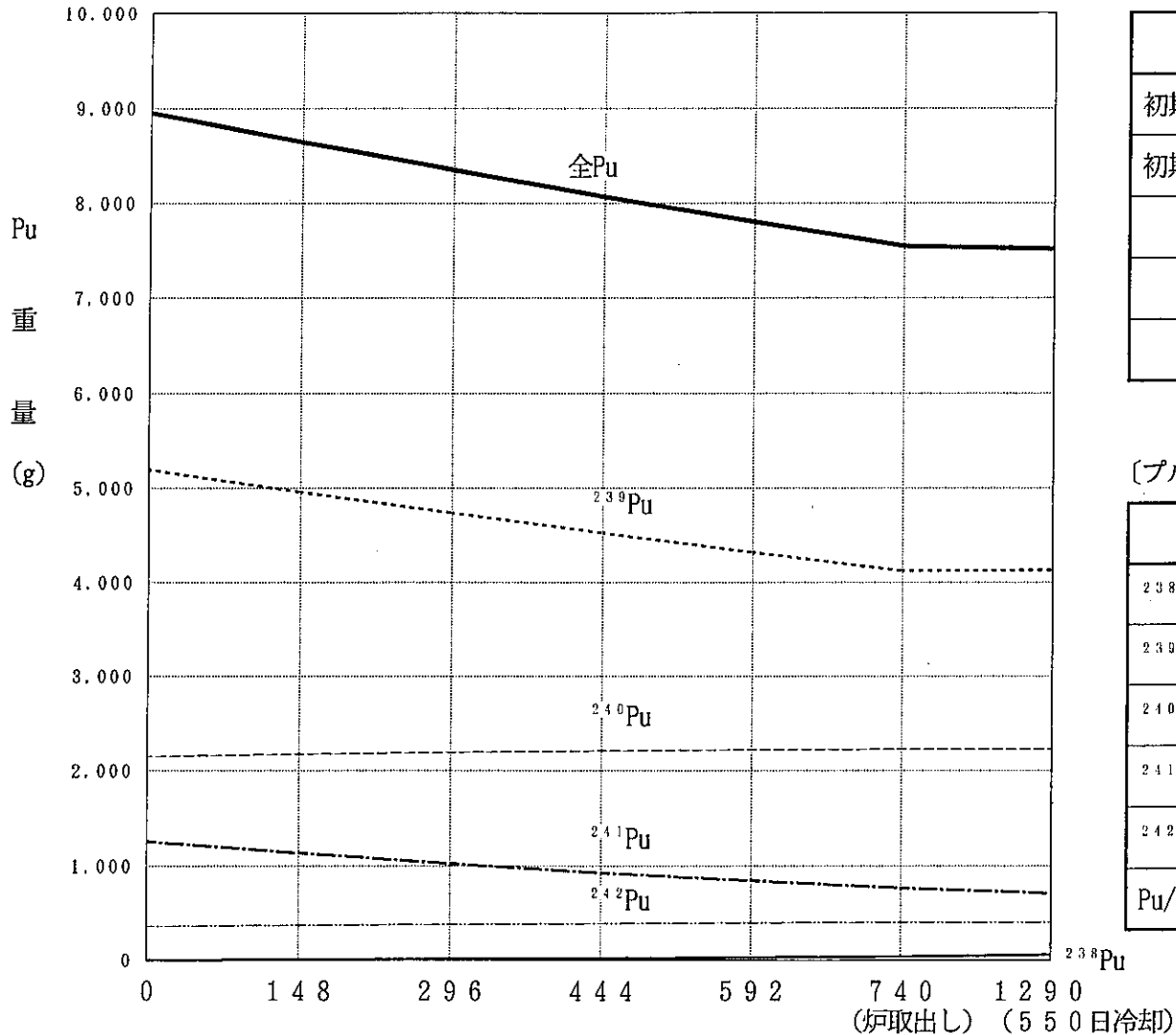
放射性核種移行評価に用いる炉心燃料集合体のP uの内蔵放射エネルギーは、炉心燃料部については、初期P u富化度に相当するP u含有量に、3項で述べた評価用のP u組成及びP u各同位体の比放射能を乗じることにより求め、これに、軸方向ブランケット燃料部の基準P u内蔵放射エネルギーとを足し合わせたものとする。

放射性核種移行評価に用いるブランケット燃料集合体のF P, A C, A Pの内蔵放射エネルギーとしては、基準内蔵放射エネルギーをそのまま用いる。

なお、放射性核種の移行を評価するにあたっては、N pは、その他A C核種に含めて評価する。

以上

〔プルトニウム含有量の変化〕



〔計算条件 (標準燃料仕様) 〕

	炉心燃料部
初期Pu富化度	30wt%
初期 ²³⁵ U含有率	0.3wt%
燃焼度	94,000MWD/t
比出力	130MW/t
冷却日数	550日

〔プルトニウム組成の変化〕

	燃焼前(wt%)	燃焼, 550日冷却後(wt%)
²³⁸ Pu	0	0.7
²³⁹ Pu	5.8	54.9
²⁴⁰ Pu	2.4	29.5
²⁴¹ Pu	1.4	9.5
²⁴² Pu	4	5.3
Pu/[Pu+U]	3.0	27.9

燃焼・冷却日数 (日) [740日燃焼, 550日冷却]

図-1-1 炉心燃料部におけるプルトニウム含有量及び組成の燃焼に伴う変化

表-1-1 基準燃料仕様 (装荷燃料条件及び燃焼条件)

		高速増殖炉原型炉 「もんじゅ」 使用済炉心燃料	高速増殖炉原型炉 「もんじゅ」 使用済フランケット燃料	備 考
装 荷 燃 料 条 件	初期 ^{235}U 含有率	0.3wt%	0.3wt%	初期 ^{235}U 含有率の 内蔵放射エネルギーに対す る影響は小さい。
	初期ガリウム富化度	30wt%(炉心燃料部)	—	外側炉心燃料の値。
	初期 ^{241}Am 含有率 ($^{241}\text{Am}/\text{Pu}$)	3wt%(炉心燃料部)	—	装荷時の最大値。大 きい方がAC放射エネルギー が多くなる。
	窒素含有率	N:200ppm	N:200ppm	装荷時の最大値。大 きい方が ^{14}C 放射エ ネルギーが多くなる。
燃 焼 条 件	燃 焼 度	94,000MW/t (炉心燃料部) 4,500MW/t (軸方向フランケット燃料部)	5,800MW/t	最高燃焼度。高い方 が内蔵放射エネルギーは多 くなる。
	比 出 力	130MW/t (炉心燃料部) 6.1MW/t (軸方向フランケット燃料部)	7.8MW/t	高い方が内蔵放射エ ネルギーは多くなる。
	冷 却 日 数	550日	550日	必要冷却日数。短い 方が内蔵放射エネルギーは 多くなる。

表-1-2 軽水型原子炉の照射前燃料条件及び燃焼条件

	PWR		BWR	
	^{235}U 濃縮度 (wt%)	3.0 ~3.5	4.0~4.5	2.5~3.5
燃焼度 (MWD/t)	30,000~ 35,000	40,000~ 45,000	25,000~ 35,000	35,000~ 40,000
比出力(MW/t)	25~40		20~30	

表-1-3 軽水型原子炉使用済燃料から得られるプルトニウム組成の変動範囲

	PWR (wt%)	BWR (wt%)
Pu-238	1.12 ~2.59	0.80 ~ 2.57
Pu-239	52.2 ~61.3	49.2 ~ 65.2
Pu-240	22.4 ~26.1	23.4 ~ 27.3
Pu-241	7.87 ~15.8	6.93 ~ 15.2
Pu-242	3.77 ~7.08	2.67 ~ 7.98

表 - 1 - 4 照射後炉心燃料部の P u 組成の変動範囲

	同位体組成比 (wt%)
Pu-238	1.30 ~ 2.66
Pu-239	48.3 ~ 62.3
Pu-240	26.7 ~ 31.7
Pu-241	5.08 ~ 10.3
Pu-242	3.32 ~ 8.92

表 - 1 - 5 照射前及び照射後の炉心燃料部の P u 組成の変動範囲

	同位体組成比 (wt%)
Pu-238	0.80 ~ 2.66
Pu-239	48.3 ~ 65.2
Pu-240	22.4 ~ 31.7
Pu-241	5.08 ~ 15.8
Pu-242	2.67 ~ 8.92

R E T Fにおける放射性核種の移行の考え方

本書では、R E T Fにおける放射性核種の移行の考え方を述べる。

1. 放射性核種の各設備への移行

1.1 トリチウム

使用済燃料中に含まれるトリチウムは、溶解試験機からの溶解試験済溶液中に使用済燃料中に含まれるトリチウムの全量が水として⁽¹⁾移行するものと仮定する。また、使用済燃料中に含まれるトリチウムの一部が気体として解体試験時の解体廃気中及びせん断・溶解オフガス中にも移行するものと仮定する。

使用済炉心燃料を対象にした試験の場合は、トリチウム水全量が澄清試験設備及び調整設備をへて抽出試験設備へ移行し、抽出試験設備からの高放射性の廃液中に移行するものと仮定する。また、トリチウムの一部がハル中、不溶性残渣中、ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中及び廃溶媒中にも移行するものと仮定する。

使用済ブランケット燃料を対象にした試験の場合は、抽出試験及び溶媒洗浄試験を行わないため、調整設備に移行した全量が、抽出試験設備（払出計量槽）に移行し、さらにウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中に移行するものと仮定する。

1.2 炭素－14

使用済燃料中に含まれる炭素－14は、全量がせん断・溶解オフガス処理設備にCO₂の形態で気体として移行するものと仮定し⁽¹⁾、⁽²⁾、⁽³⁾、その全量が大気中に排出されるものと仮定する。

1.3 クリプトン－85

使用済燃料中に含まれるクリプトン－85は、解体試験時にその一

部が解体廃気中に気体として移行し、試験セル廃気として槽類オフガス処理設備へ移行するものとし、残りがせん断・溶解オフガス試験設備へ気体として移行するものと仮定する。

せん断・溶解オフガス処理設備及び槽類オフガス処理設備へ移行したクリプトン-85は、全量が主排気筒より大気中に排出されるものと仮定する。

1.4 よう素

使用済燃料中に含まれるよう素は、解体試験時にその一部が解体廃気中に気体として移行して、槽類オフガス処理設備へ移行するものとし、残りがせん断・溶解オフガス処理設備へ気体として移行するものと仮定する。

それぞれのオフガス処理設備に移行したよう素は、酸吸収塔、洗浄塔、よう素吸着塔において洗浄及び吸着後、大気中に排出され、オフガス処理設備に移行したよう素の一部が、洗浄廃液中に移行するものと仮定する。

また、溶解試験済溶液中及びハル中にもそれぞれ一部が移行するものと仮定する。試験済溶解液の清澄試験後の溶液中及び不溶解性残渣中にもそれぞれ移行するものと仮定する。

使用済炉心燃料を対象にした試験の場合は、清澄試験後の溶液に移行した全量が、ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中、高放射性の廃液中、廃溶媒中にそれぞれ全量が移行するものと仮定する。

使用済ブランケット燃料を対象にした試験の場合は、抽出試験及び溶媒洗浄試験を行わないため、清澄試験後の溶液に移行した全量が、ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中に移行するものと仮定する。

なお、リワーク設備の蒸発缶からの凝縮水へも一部が移行するものと仮定する。

1.5 放射化生成物

使用済燃料中の放射化生成物は、その一部（ラッパ管等）が解体試験設備及びせん断試験設備から高放射性固体廃棄物として高放射性固体廃棄物取扱設備に移行し、残りが溶解試験設備に移行するものと仮定する。

溶解試験設備に移行した放射化生成物は、ハルとしてその全量が高放射性固体廃棄物取扱設備に移行するものと仮定する。

また、放射化生成物の一部が、解体試験時の解体廃気中、せん断・溶解オフガス中及び不溶性残渣中にも移行するものと仮定する。

1.6 ウラン，プルトニウム

使用済燃料中のウラン，プルトニウムは、試験済清澄液中に全量が行移し、調整設備へ移行するものと仮定する。また、使用済燃料中のウラン，プルトニウムの一部が解体試験時の解体廃気中、不溶性残渣中及びハル中にも移行するものと仮定する。

使用済炉心燃料を対象にした試験の場合は、調整設備に移行したウラン，プルトニウム全量が抽出試験設備へ移行するものとし、その全量がウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中に移行するものと仮定する。また、抽出試験設備に移行したウラン，プルトニウムの一部が高放射性の廃液中及び廃溶媒中にも移行するものと仮定する。

使用済ブランケット燃料を対象にした試験の場合は、抽出試験及び溶媒洗浄試験を行わないため、調整設備に移行したウラン，プルトニウム全量が、ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中に移行するものと仮定する。

なお、リワーク設備の蒸発缶からの凝縮水へも一部が移行するものと仮定する。

1.7 ルテニウム＋ロジウム

使用済燃料中のルテニウム＋ロジウムは、その一部が解体廃気中、不溶性残渣中及びハル中に移行するものとし、その残りが調整設備

へ移行するものと仮定する。

使用済炉心燃料を対象にした試験の場合は、調整設備に移行したルテニウム+ロジウム全量が抽出試験設備に移行するものとし、その全量が高放射性の廃液中に移行するものと仮定する。また、調整液中の一部がウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中及び廃溶媒中にも移行するものと仮定する。

使用済ブランケット燃料を対象にした試験の場合は、抽出試験及び溶媒洗浄試験を行わないため、調整設備に移行したルテニウム+ロジウム全量が、ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中に移行するものと仮定する。

また、一部がリワーク設備の蒸発缶からの凝縮水に移行するものと仮定する。

なお、せん断・溶解オフガス処理設備へ移行する割合及び蒸発缶からの凝縮水及び廃気中に移行する割合には、放射性エアロゾルとして移行する分に加えて、揮発性ルテニウムの移行する割合を含むものとする。

1.8 その他F P核種

使用済燃料中のその他F P核種は、その一部が解体廃気中、不溶性残渣中及びハル中に移行するものと仮定し、その残りが調整設備へ移行するものと仮定する。

使用済炉心燃料を対象にした試験の場合は、調整設備に移行したその他F P核種全量が抽出試験設備に移行するものとし、その全量が高放射性の廃液中に移行するものと仮定する。また、抽出試験設備に移行したものの一部が、ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中及び廃溶媒中にも移行するものと仮定する。

使用済ブランケット燃料を対象にした試験の場合は、抽出試験及び溶媒洗浄試験を行わないため、調整設備に移行したその他F P核種全量が、ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中に移行するものと仮定する。

また、リワーク設備の蒸発缶からの凝縮水へも一部が移行するものと仮定する。

1.9 アメリシウム，キュリウム

使用済燃料中のアメリシウム，キュリウムは，試験済清澄液中に全量移行し，調整設備に移行するものと仮定する。また，使用済燃料中のアメリシウム，キュリウムの一部が解体廃気中，不溶解性残渣中及びハル中にも移行するものと仮定する。

使用済炉心燃料を対象にした試験の場合，調整設備に移行したアメリシウム，キュリウム全量が抽出試験設備に移行するものとし，その全量が抽出試験設備からの高放射性の廃液中に移行するものと仮定する。また，抽出試験設備に移行したものの一部が，ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中及び廃溶媒中にも移行するものと仮定する。

使用済ブランケット燃料を対象にした試験の場合は，抽出試験及び溶媒洗浄試験を行わないため，調整設備に移行したアメリシウム，キュリウム全量が，ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中に移行するものと仮定する。

また，リワーク設備の蒸発缶からの凝縮水へも一部が移行するものと仮定する。

1.10 その他 A C 核種

使用済燃料中のその他 A C 核種は，試験済清澄液中に全量移行し，調整設備に移行するものと仮定する。また，使用済燃料中のその他 A C 核種の一部が解体廃気中，不溶解性残渣中及びハル中にも移行するものと仮定する。

使用済炉心燃料を対象にした試験の場合，調整設備からのその他 A C 核種全量が抽出試験設備に移行するものとし，その全量が抽出試験設備からの高放射性の廃液中及びウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中に移行するものと仮定する。また，抽出試験設備に移行したものの一部が廃溶媒中に移行するものと仮定する。

使用済ブランケット燃料を対象にした試験の場合は、抽出試験及び溶媒洗浄試験を行わないため、調整設備に移行したその他A C核種全量が、ウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液中に移行するものと仮定する。

また、リワーク設備の蒸発缶からの凝縮水へも一部が移行するものと仮定する。

2. 放射性核種の廃気中及び廃液中への移行

各設備から廃気中に移行する形態としては、気体として移行するものと放射性エアロゾルとして移行するものに分類される。気体として移行する核種は、トリチウム、炭素-14、クリプトン-85、よう素であり、放射性エアロゾルとして移行するものは、これらを除く核種である（溶解試験設備及びリワーク設備の蒸発缶においては、ルテニウム+ロジウムの一部は揮発性ルテニウムとなり、気体として挙動する）。

気体として移行する核種のうち、トリチウムを除く核種の廃気中に移行する割合は、1.項で述べたとおりである。

よって、以下においては、気体として移行する核種のうちトリチウムと放射性エアロゾルとして移行する核種について述べる。

2.1 トリチウム

(1)せん断・溶解オフガス処理設備へ移行する割合

溶解試験設備からの移行率は、飽和水蒸気圧を基に槽から出る蒸気中水分量と溶液中の水分量の比を算出することにより求める。

せん断・溶解オフガス処理設備においては、酸吸収塔における希釈及び凝縮器による凝縮が行われるが、酸吸収塔において、吸収酸中にせん断・溶解オフガス処理設備への移行量の全量が移行すると仮定するとともに、酸吸収塔出口廃気中にも全量が移行し、大気中に排出されるものと仮定する。

(2)槽類オフガス処理設備

各塔槽類からの移行率は、飽和水蒸気圧を基に槽から出る蒸気中水分量と溶液中の水分量の比を算出することにより求める。

槽類オフガス処理設備においては、洗浄塔における希釈及び凝縮器による凝縮が行われるが、洗浄塔において、洗浄廃液中に槽類オフガス処理設備への移行量の全量に移行すると仮定するとともに、洗浄塔出口廃気中にも全量に移行し、大気中に排出されるものと仮定する。

2.2 放射性エアロゾルとして移行する核種

放射性エアロゾルとして各塔槽類からの廃気中へ移行する量は、以下のようにして算出することとする。

(1)設備区分

放射性エアロゾルとして移行する核種の、廃気中への移行量を算出するにあたっては、各塔槽類を以下のような区分に分類し、各区分における代表放射能濃度を含む溶液条件を求め、この溶液が各区分に属する塔槽類全てに含まれていると仮定する。

- (a)試験済溶解液を含む区分
- (b)不溶解性残渣を含む区分
- (c)試験済清澄液を含む区分
- (d)抽出試験設備からの高放射性の廃液を含む区分
- (e)プルトニウム溶液を含む区分
- (f)ウラン溶液を含む区分
- (g)使用済溶媒を含む区分
- (h)リワーク設備のうち廃液類を含む区分
- (i)リワーク設備のうちウラン及びプルトニウム溶液を含む区分

表-2-1に各区分毎にその区分に属する機器名を示す。また、代表放射能濃度を含む溶液条件として選定する塔槽類を○で示す。

(2) 廃気中への移行量

各塔槽類からの廃気への移行は、各塔槽類へ供給されている攪拌用ガス、掃気用ガス等への放射性エアロゾルの同伴により起こる。その移行率は、各塔槽類へのガスの吹き込み状態により放射性エアロゾル濃度が異なるため、以下のように各塔槽類から廃気中へ移行する放射性エアロゾル濃度を区分した⁽⁴⁾⁻⁽⁶⁾。この放射性エアロゾル濃度、各塔槽類への吹き込みガス量から、廃気中への移行量を算出する。

- | | |
|----------------------------------|---|
| (a)空気を吹き込みバブリングさせるような
攪拌を行う場合 | : 10 mg/m ³ |
| (b)圧空による掃気を行う場合 | : 1 mg/m ³ |
| (c)パルセータによる攪拌を行う場合 | : 0.1 mg/m ³ |
| (d)エアリフトを用いる場合 (i) | : 8 mg/m ³
(エア流量 > 2 m ³) |
| (e)エアリフトを用いる場合 (ii) | : 2.5 mg/m ³
(エア流量 ≤ 2 m ³) |

(3) オフガス処理設備における挙動

せん断・溶解オフガス処理設備に移行した核種は、酸吸収塔において洗浄されるが、酸吸収塔において、吸収酸中にせん断・溶解オフガス処理設備への移行量の全量移行すると仮定するとともに、酸吸収塔出口廃気中にも全量移行すると仮定する。この廃気は、H E P A フィルタ等でろ過した後、大気中に排出されるものと仮定する。

また、槽類オフガス処理設備に移行した核種は、洗浄塔において洗浄されるが、洗浄塔において、洗浄廃液中に槽類オフガス処理設備への移行量の全量移行すると仮定するとともに、洗浄塔出口廃気中にも全量移行すると仮定する。この廃気は、H E P A フィルタ等でろ過した後、大気中に排出されるものと仮定する。

3. 主排気筒に送る廃気中の放射性核種の放射能量

炭素-14, クリプトン-85の放出放射能量については, 使用済燃料中に含まれる全量が, 主排気筒を通して大気中に排出されるものとする。トリチウム, よう素及びその他の核種の放出放射能量については, 2項で述べた移行量と除染係数を用いて算出することとする。

ただし, 上記以外の核種の放出放射能量については, 以下に示す年間の試験日数に基づく試験期間中の放出放射能量に加えて, 試験期間外の放出放射能量(試験期間中の10%に設定)も考慮することとする。

(1)使用済炉心燃料1.3トンを用いて試験を行う場合

- ①解体試験, せん断試験, 溶解試験 : 約16日/年
- ②清澄試験, 調整, 抽出試験, 溶媒洗浄試験等 : 約80日/年

(2)使用済炉心燃料1トンと使用済ブランケット燃料5トンを用いて試験を行う場合

(a)使用済炉心燃料1トンの場合

- ①解体試験, せん断試験, 溶解試験 : 約12日/年
- ②清澄試験, 調整, 抽出試験, 溶媒洗浄試験等 : 約60日/年

(b)使用済ブランケット燃料5トンの場合

- ①解体試験, せん断試験, 溶解試験 : 約22日/年
- ②清澄試験, 調整等 : 約22日/年

以上

参 考 文 献

- (1)E. Henrich, "Control of Volatile Fission Products in Spent Breeder Fuel Reprocessing Plants", Nukleare Entsorgung(Nuclear Fuel Cycle) Band2 (1983)
- (2)D. O. Campbell & S. R. Buxton, "Hot Cell Study of Light Water Reactor Fuel Reprocessing", ANS Meeting CONF-761103 (1976)
- (3)A. Lendent, P. Miquel, P. J. Goumondy, G. Charrier, "BALANCE AND BEHAVIOROF GASEOUS RADIONUCLIDES RELEASED DURING INITIAL PWR FUEL REPROCESSING OPERATION", 17th DOE NUCLEAR AIR CLEANING CONFERENCE
- (4)Staff of the Oak Ridge National Laboratory, "SITING OF FUEL REPROCESSING PLANTS AND WASTE MANAGEMENT FACILITIES", ORNL-4451 (1970)
- (5)F. J. Herrmann, et. al. , "SOME ASPECTS OF AEROSOL PRODUCTION AND REMOVAL DURING SPENT FUEL PROCESSING STEPS", 16th DOE AIR CLEANING CONFERENCE (1981)
- (6)J. Furrer, et. al. , "Aerosol Source Term and Aerosol Removal in the Vessel Offgases, RECOD' 87 (1987)

表-2-1 オフガス処理設備への入量放射能算出のための設備区分

No	区 分	各区分に属する設備	主な機器, 塔槽類*
(a)	溶解試験済溶液を含む区分	溶解試験設備	溶解試験機 ○気液分離槽 溶解液受槽 (2基) ハル洗浄器 凝縮器
		清澄試験設備	溶解液受槽 清澄試験機
(b)	不溶性残渣を含む区分	清澄試験設備	○第1スラリー受槽 第2スラリー受槽
(c)	清澄試験済溶液を含む区分	清澄試験設備	○清澄液受槽
		調整設備	調整槽
		抽出試験設備	給液槽 第1抽出試験器 第1希釈剤洗浄試験器
(d)	抽出試験設備からの高放射性の廃液を含む区分	抽出試験設備	高放射性廃液中間受槽 (2基) ○高放射性廃液受槽
(e)	プルトニウム溶液を含む区分	抽出試験設備	第2抽出試験器 第2希釈剤洗浄試験器 ○プルトニウム溶液中間受槽 (2基) 電解試験槽 プルトニウム溶液受槽 払出計量槽
(f)	ウラン溶液を含む区分	抽出試験設備	第3抽出試験器 第3希釈剤洗浄試験器 ○ウラン溶液中間受槽 (2基) ウラン溶液受槽
(g)	使用済溶媒を含む区分	溶媒洗浄試験設備	○溶媒洗浄試験器 溶媒受槽 洗浄廃液受槽 廃液受槽 洗浄廃液電解試験槽
(h)	リワーク設備のうち廃液類を含む区分	リワーク設備	○受槽 溶媒受槽 廃液中間槽
(i)	リワーク設備のうちウラン及びプルトニウム溶液を含む区分	リワーク設備	○蒸発缶 凝縮器 (2基) 冷却器 濃縮液受槽 凝縮液受槽

* : 最大放射能を含む溶液条件として選定した塔槽類を○で示す。

RETFからの大気及び海洋へ放出されるアクチノイド核種(Am, Cm)の線量当量の試算について

1. はじめに

本書においては、RETFにおいて試験を行うとともに、RETFからのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液等の溶液を既設再処理施設において処理することにより、大気及び海洋へ放出されるアクチノイド核種の放射エネルギーを算出し、その放出放射エネルギーに基づき線量当量の試算を試みることにし、その試算値が、既設再処理施設の線量当量評価に有意な寄与を与えないことを述べる。

なお、RETFで取り扱う高速増殖炉原型炉使用済燃料中のウラン、プルトニウム以外のアクチノイド核種の放射エネルギーのうち大部分を占める核種は、アメリシウム（以下、Amと記す）及びキュリウム（以下、Cmと記す）であるため（高速増殖炉原型炉使用済炉心燃料の場合で約99.8%、高速増殖炉原型炉使用済ブランケット燃料の場合で約95.6%）、線量当量の試算は、Am, Cmについて行うこととする。

2. 線量当量の試算に用いるAm, Cmの放出放射エネルギー

線量当量の試算に用いるAm, Cmの放出放射エネルギーは、使用済炉心燃料1.3トンを用いた試験の場合について、RETFにおいて試験を行うとともに、RETFからのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液等の溶液を既設再処理施設において処理する場合について算出することとし、評価核種は、全Am放射エネルギーの約100%を占める ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{242}Am , ^{243}Am , 全Cm放射エネルギーの約100%を占める ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm を対象とする。

2.1 大気への放出放射エネルギー

Am, Cmの大気への放出放射エネルギーは、以下に示す放射エネルギーの合計とす

る。

- (1) R E T F から直接主排気筒を通して大気へ放出されるAm, Cmの放射エネルギー
- (2) R E T F からのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液等の溶液を既設再処理施設において処理することにより, 大気へ放出されるAm, Cmの放射エネルギー

表-3-1に, 線量当量の試算に用いるAm, Cmの大気への放出放射エネルギーを示す。

2.2 海洋への放出放射エネルギー

Am, Cmの海洋への放出放射エネルギーは, 以下に示す放射エネルギーの合計とする。

- (1) R E T F において発生する低放射性の廃液を, 既設再処理施設の廃棄物処理場に送り処理することにより海洋へ放出されるAm, Cmの放射エネルギー
- (2) R E T F からのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液等の溶液を既設再処理施設において処理することにより, 海洋へ放出されるAm, Cmの放射エネルギー

表-3-2に, 線量当量の試算に用いるAm, Cmの海洋への放出放射エネルギーを示す。

3. 線量当量の試算

2.項で述べたAm, Cmの放出放射エネルギーに基づき, 線量当量の試算を行う。

大気へのAm, Cmの放出に起因する線量当量の試算は, 実効線量当量の場合は, 放射性雲からの外部被ばく, 呼吸摂取による内部被ばく, 地表に沈着する放射性物質による外部被ばく及び農・畜産物摂取による内部被ばく

について行うこととし、組織線量当量の場合は、放射性雲からの外部被ばく、地表に沈着する放射性物質による外部被ばくについて行うこととする。

海洋へのAm, Cmの放出に起因する線量当量の試算は、実効線量当量の場合は、海産物摂取による内部被ばく、漁業活動及び海浜利用による外部被ばく（海岸砂からの外部被ばく、漁網からの外部被ばく、海面からの外部被ばく、海水中での外部被ばく、船体からの外部被ばく）について行うこととし、組織線量当量の場合は、漁業活動及び海浜利用による外部被ばくについて行うこととする。

実効線量当量に係る被ばく経路の合算に当たっては、放射性雲からの外部被ばく、呼吸摂取による内部被ばく及び地表に沈着する放射性物質による外部被ばくは、同一地点において同時に被ばくするものとして実効線量当量を加算する。さらに、この値に、農・畜産物摂取による内部被ばく、海産物摂取による内部被ばく、漁業活動及び海浜利用による外部被ばくによる実効線量当量を加算する。組織線量当量に係る被ばく経路の合算に当たっては、放射性雲からの外部被ばく及び地表に沈着する放射性物質による外部被ばくは、同一地点において同時に被ばくするものとして加算し、この値に、漁業活動及び海浜利用による外部被ばくによる組織線量当量を加算する。

なお、線量当量の試算にあたっては、空气中及び海水中の放射性物質の濃度の計算方法、実効線量当量の計算方法、組織線量当量の計算方法等は、既設再処理施設の線量当量評価方法と同様な方法とする。また、計算に用いるパラメータのうち、濃縮係数はフィールドデータから得られたAm, Cmについての幾何平均値⁽¹⁾・⁽²⁾の下1桁を切上げ、有効数字1桁とした値を使用することとし、また、線量当量換算係数、乳牛が1日あたりに摂取した核種の牛乳へ移行する割合、直接沈着による可食部への移行率、土壌からの可食部への移行率、海岸砂の汚染係数等については文献⁽³⁾ - ⁽⁷⁾を参考にして設定することとする。

4. 線量当量試算結果

表-3-3に、表-3-1、3-2に示すAm, Cmの放出放射エネルギーを用いて線量当量の試算を行った結果を示す。また、表-3-3には、既設再処理施設の線量当量評価値も合わせて示す。

表-3-3より、R E T Fにおいて試験を行うとともに、R E T Fからのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液等の溶液を既設再処理施設において処理することに伴う、大気及び海洋へのAm, Cmの放出に起因する線量当量は、既設再処理施設の線量当量評価値に比べて十分小さく、線量当量評価に有意な寄与を与えないことがわかった。

以 上

参 考 文 献

- (1)N, Hayashi, et. al., "Concentration Factors of Plutonium and Americium for Marine Products", Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 138, No. 2(1990)
- (2)N, Hayashi, et. al., "STUDY ON THE BEHAVIOR OF RADIONUCLIDES IN MARINE ENVIRONMENT UNDER THE MONITORING PROGRAM OF THE TOKAI REPROCESSING PLANT", The Third International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management RECOD '91(1991)
- (3)D. C. Kocher, "Dose Rate Conversion Factors for External Exposure to Photons and Electrons", Health Physics Vol. 45, No. 3, September 1983
- (4)D. C. Kocher, "Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure to Photons and Electrons", NUREG/CR-1981, ORNL/NUREG-79, August 1981
- (5)U. S. NRC, "Calculation of Annual Doses to Man from Routine Release of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50, Appendix I", Regulatory Guide 1.109 (For Comment), March 1976
- (6)International Commission on Radiological Protection, "Data for Use in Protection against External Radiation", ICRP Publication 51, March 1987
- (7)森澤, 渡辺, 圓尾, 篠原, "環境中P u及びA mの挙動に関する研究", 動燃技報(1992) (予定)

表-3-1 線量当量の試算に用いるAm, Cmの大気への放出放射能量

	RETFから直接主排気筒を通して放出される放射能量(GBq/y) ①	RETFからの試験済溶液等の既設再処理施設における処理に伴い、主排気筒を通して放出される放射能量(GBq/y) ②	合計 (GBq/y) ①+②
^{241}Am	2.61×10^{-6}	1.11×10^{-6}	3.73×10^{-6}
^{242m}Am	2.27×10^{-7}	9.67×10^{-8}	3.24×10^{-7}
^{242}Am	2.26×10^{-7}	9.62×10^{-8}	3.22×10^{-7}
^{243}Am	2.07×10^{-8}	8.80×10^{-9}	2.95×10^{-8}
Am合計	3.08×10^{-6}	1.31×10^{-6}	4.39×10^{-6}
^{242}Cm	1.70×10^{-5}	7.20×10^{-6}	2.42×10^{-5}
^{243}Cm	9.97×10^{-8}	4.23×10^{-8}	1.42×10^{-7}
^{244}Cm	8.28×10^{-7}	3.51×10^{-7}	1.18×10^{-6}
Cm合計	1.79×10^{-5}	7.59×10^{-6}	2.55×10^{-5}

表-3-2 線量当量の試算に用いるAm, Cmの海洋への放出放射エネルギー

	RETFからの低放射性の廃液を廃棄物処理場で処理することによる海洋への放出放射エネルギー(GBq/y) ①	RETFからのウラン及びプルトニウムを含む試験済溶液等の溶液を既設再処理施設において処理することによる海洋への放出放射エネルギー(GBq/y) ②	合計 (GBq/y) ①+②
^{241}Am	8.37×10^{-3}	3.70×10^{-6}	8.37×10^{-3}
$^{242\text{m}}\text{Am}$	7.30×10^{-4}	3.23×10^{-7}	7.30×10^{-4}
^{242}Am	7.27×10^{-4}	3.21×10^{-7}	7.27×10^{-4}
^{243}Am	6.65×10^{-5}	2.94×10^{-8}	6.65×10^{-5}
Am合計	9.89×10^{-3}	4.37×10^{-6}	9.89×10^{-3}
^{242}Cm	5.45×10^{-2}	2.40×10^{-5}	5.45×10^{-2}
^{243}Cm	3.20×10^{-4}	1.41×10^{-7}	3.20×10^{-4}
^{244}Cm	2.66×10^{-3}	1.17×10^{-6}	2.66×10^{-3}
Cm合計	5.75×10^{-2}	2.53×10^{-5}	5.75×10^{-2}

表-3-3 線量当量試算結果

	実効線量当量(mSv/y)			皮膚の組織線量当量 (mSv/y)*		
	大気放出	海洋放出	合計	大気放出	海洋放出	合計
^{241}Am	1.3×10^{-8}	5.7×10^{-6}	5.7×10^{-6}	1.5×10^{-10}	5.6×10^{-10}	7.1×10^{-10}
$^{242\text{m}}\text{Am}$	1.1×10^{-9}	4.8×10^{-7}	4.8×10^{-7}	6.0×10^{-11}	3.6×10^{-9}	3.7×10^{-9}
^{242}Am	7.3×10^{-14}	4.1×10^{-10}	4.1×10^{-10}	8.0×10^{-15}	1.1×10^{-8}	1.1×10^{-8}
^{243}Am	1.0×10^{-10}	4.5×10^{-8}	4.5×10^{-8}	7.4×10^{-12}	5.7×10^{-10}	5.8×10^{-10}
Am小計	1.4×10^{-8}	6.2×10^{-6}	6.2×10^{-6}	2.2×10^{-10}	1.6×10^{-8}	1.6×10^{-8}
^{242}Cm	2.8×10^{-9}	1.1×10^{-6}	1.1×10^{-6}	3.6×10^{-12}	1.0×10^{-9}	1.0×10^{-9}
^{243}Cm	3.4×10^{-10}	1.5×10^{-7}	1.5×10^{-7}	1.5×10^{-11}	1.0×10^{-9}	1.0×10^{-9}
^{244}Cm	2.3×10^{-8}	9.9×10^{-7}	9.9×10^{-7}	3.4×10^{-12}	4.4×10^{-11}	4.7×10^{-11}
Cm小計	5.4×10^{-9}	2.2×10^{-6}	2.2×10^{-6}	2.2×10^{-11}	2.0×10^{-9}	2.0×10^{-9}
合計	1.9×10^{-8}	8.4×10^{-6}	8.4×10^{-6}	2.4×10^{-10}	1.8×10^{-8}	1.8×10^{-8}
既設再処理施設の線量当量評価値	1.4×10^{-2}	7.1×10^{-3}	2.1×10^{-2}	2.3×10^{-1}	9.1×10^{-3}	2.4×10^{-1}

* : 眼の水晶体の組織線量当量は、皮膚の組織線量当量と同程度である。