

高レベル放射性廃液固化プロセスによる放射線被曝

(Radiation Exposures From Solidification Processes For High-Level Radioactive
Liquid Wastes-EPA-520/3-80-007 May 1980の翻訳)

1982年11月

動力炉・核燃料開発事業団
東海事業所

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 - 3 3

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

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

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

高レベル放射性廃液固化プロセスによる放射線被曝

(Radiation Exposures From Solidification Processes For High-Level Radioactive
Liquid Wastes-EPA-520/3-80-007 May 1980の翻訳)

技術部高レベル廃棄物処理処分技術開発室

実施責任者 永木 裕

実施担当者 萬代新一^(*), 黄田知仁, 岡本弘信

期 間 1982年10月～11月

要 旨 使用済燃料の再処理によって発生する高レベル廃液の固化パイロットプラントの設計においては、信頼性及び安全性の高いプロセスのシステム化を図ると同時に、プラントの安全性評価の一環として、環境への影響評価を進めている。1980年5月米国環境保護庁(EPA)が、高レベル放射性廃棄物環境基準に技術的論拠を与える目的で、大気中に放出される気体廃棄物による、環境への影響を評価し、それを報告書にまとめ公表した。本報告書は、プラントの設計担当者のみならず、プラント技術開発担当者、安全性評価担当者、並びにそれらの関係者に有用であると考え、ここに訳出した。

(*) 石川島播磨重工業株式会社 エネルギー事業本部エネルギー開発室

ま え が き

米国環境保護庁の放射線計画室 (The Office of Radiation Programs, U. S. Environmental Protection Agency:ORP/EPA) は、電離・非電離放射線による個人及び集団の被曝線量を評価し、公衆の健康と環境とを保護するための管理手段の開発を促進するための国家的計画を推進している。

本報告書は、EPAの高レベル放射性廃棄物環境基準に技術的論拠を与えるためのものであり、高レベル放射性廃液の固化の潜在的な環境への影響を評価するものである。

放射線計画室は、読者に対し、不行届きの点、誤りの指摘、コメントの提出、追加的情報の要求を懇請する次第である。

米国環境保護庁 放射線計画室

目 次

表リスト	III
図リスト	V
要 約	1
用 語	2
1. 緒 言	6
2. 高レベル放射性廃液の固化	7
3. 一般的固化プラント	9
4. 一般的固化プラントにおけるオフガス処理, 除染係数, 放射能放出率	11
4.1 オフガス処理	11
4.2 除染係数	11
A トリチウム除去	12
B ヨウ素-129除去	12
C ルテニウム-106除去	12
D 粉塵除去	12
4.3 一般的固化プラントの放射能放出率	13
5. 年間線量当量の評価	17
5.1 コンピュータコードのインプットパラメータ	17
5.2 結 果	18
6. 考察と結論	21
7. 参考文献	24
Appendix A : 廃棄物仮焼及びガラス化プロセス	31
A.1 仮 焼	31
A.2 廃棄物のガラス化	31
Appendix B : DOE及びNRCの一般的固化プラントの研究	38
B.1 NRC委託研究	38
B.2 DOE委託研究	38
Appendix C : コンピュータプログラムAIRDOS-EPAからの抜粋表	41

表 リ ス ト

表 3.1	再処理・固化処理前の使用済燃料の放射性核種インベントリ	10
表 3.2	一般的固化プラントに供給するHLLWの放射性核種インベントリ	10
表 4.1	ヨウ素-129除去技術の概略DF値	14
表 4.2	ルテニウム-106除去技術の概略DF値	14
表 4.3	粉塵除去技術の概略DF値	14
表 4.4	一般的固化プラントの放射能放出率及びDF値	15
表 5.1	一般的固化プラントからの放出による年間個人線量	19
表 5.2	一般的固化プラントからの放出による年間集団線量	20
表 6.1	一般的固化プラントの年間線量当量とUFC規準の年間線量制限値との比較	23
表 6.2	一般的固化プラントからの放出量とUFC規準の放出制限値との比較	23
表 B.1	HLLWの仮焼・ガラス化時の推定除染係数	39
表 B.2	一般的HLLW固化施設からの気体廃棄物放出による個人の最大年間線量当量	39
表 B.3	HLLW固化プラントからの気体廃棄物放出による敷地境界における個人の最大年間線量当量	39
表 B.4	固化プロセスに対する推定除染係数一覧	40
表 B.5	仮焼・ガラス化施設からの気体廃棄物放出による個人の最大年間線量当量	40
表 C.1	放射性核種の種類と無関係な変数のインプット値リスト	42
表 C.2	都市及び郊外地域に関する計算値	44
表 C.3	核種H-3に関するインプットデータリスト	45
表 C.4	核種Sr-90に関するインプットデータリスト	46
表 C.5	核種Ru-106に関するインプットデータリスト	47
表 C.6	核種I-129に関するインプットデータリスト	48
表 C.7	核種Cs-134に関するインプットデータリスト	49
表 C.8	核種Cs-137に関するインプットデータリスト	50
表 C.9	核種Pu-239に関するインプットデータリスト	51
表 C.10	1年冷却の使用済燃料による郊外の個人の最大年間線量	52
表 C.11	" 郊外の集団の年間線量	53
表 C.12	" 都市の個人の最大年間線量	54

表 C. 13	1年冷却の使用済燃料による都市の集団の年間線量5 5
表 C. 14	5年冷却の使用済燃料による郊外の個人の最大年間線量5 6
表 C. 15	" 郊外の集団の年間線量5 7
表 C. 16	" 都市の個人の最大年間線量5 8
表 C. 17	" 都市の集団の年間線量5 9
表 C. 18	10年冷却の使用済燃料による郊外の個人の最大年間線量6 0
表 C. 19	" 郊外の集団の年間線量6 1
表 C. 20	" 都市の個人の最大年間線量6 2
表 C. 21	" 都市の集団の年間線量6 3

図 リ ス ト

図 4.1	廃棄物仮焼・ガラス化プロセスにおけるオフガス処理システムの除染係数 (DF)	16
図 A.1	流動床仮焼炉	34
図 A.2	スプレー仮焼炉	35
図 A.3	インキャン溶融炉	36
図 A.4	連続溶融炉	37

要 約

米国環境保護庁放射線計画室 (The Office of Radiation Programs, U. S. Environmental Protection Agency: ORP/EPA) は、高レベル放射性廃棄物の管理及び処分に関して EPA が提案した環境放射線防護規準 40 CFR 191 に対する技術的論拠を与えるため本解析を行った。EPA は、40 CFR 190 の適用範囲を、40 CFR 191 のサブパート A (廃棄物の管理及び貯蔵の運転) にまで拡張しようとしている。

ORP/EPA は、一般的に高レベル廃液固化プラントを設定し、4種類の固化プロセス (流動床仮焼、スプレー仮焼、インキヤン溶融及び連続溶融によるガラス固化) の通常運転時に大気中に放出される気体廃棄物による潜在的な環境への影響を評価した。評価には、新しく開発したコンピュータコード AIRDOS-EPA を使用した。

我々の評価では、固化プラントの放出線量の 88% を占める 7 つの放射性核種 (H-3, I-129, Ru-106, Cs-134, Cs-137, Sr-90, Pu-239) をとりあげ、これらの核種を除去するための代表的オフガス処理装置の除染係数並びに全体のオフガス処理システムの除染係数を評価した。

比較のために、人口、食糧源、気候の全く異なる 2 つの仮想プラントサイトを設定し、評価を行った。一方は、都市立地であるミズーリ州セントルイス、もう一方は南東部アメリカの郊外立地である。後者は、連邦政府のサバンナリバープラント及び民間のバーンウェル核燃料工場の位置するサウス・カロライナ州に代表されるものである。

我々は、一般的固化プラントの通常運転時のオフガス放出量並びにそれによる年間の個人及び集団の線量当量を評価した。個人の被曝線量及び放射性物質放出量をウラン燃料サイクル (UFC) に対する EPA の規準 40 CFR 190 における制限値と比較した。

我々の評価によれば、冷却期間 1 年の燃料の場合、固化施設からの放出による個人の最大年間線量は、郊外立地では、40 CFR 190 の基準より低く、都市立地ではそれを越える。5 年かそれ以上長く冷却した放射性廃棄物の場合は、いずれのサイトにおける個人最大年間被曝量も 40 CFR 190 の基準を下回る。固化施設で、さらにオフガス処理を行うことにより、最大年間被曝量を下げることが可能である。

用 語

略 語

A E C	米国原子力委員会
40CFR.190	連邦政府規制コード, タイトル40, パート190
C i	キュリー
D F	除染係数
D O E	米国エネルギー省
E R D A	米国エネルギー研究開発局
E P A	米国環境保護庁
G W e	ギガワット(電気出力): ギガ = 10^9
H E P A	高性能粉塵除去フィルター
H L L W	高レベル廃液
I N E L	アイダホ国立工学研究所
L L I	大腸下部
L W R	軽水炉
M W d	メガワット日: メガ = 10^6
M T H M	重金属(U, Pu)のメートルトン
M T U	ウランのメートルトン数
N R C	米国原子力規制委員会
O R N L	オークリッジ国立研究所
O R P	E P A の放射線計画室
P N L	パシフィック・ノースウェスト研究所
U F C	ウラン燃料サイクル
W C F	廃棄物仮焼施設

専門用語

<p>アクチノイド (Actinides)</p>	<p>原子番号89, アクチニウムから原子番号104までの一連の元素</p>
<p>年間線量 (Annual Dose)</p>	<p>個人又は集団が, 1年間の放射能放出により受ける放射線被曝線量。1年間の外部被曝線量と内部吸収放射性物質から70年間にうける線量預託の和。</p>
<p>燃焼度 (Burn up)</p>	<p>原子炉燃料消費の単位。一般的には, (a)核分裂したウラン原子のパーセンテージ又は(b)単位核燃料あたりに生成される熱エネルギー(メガワット・日/メトリック・トン)で表示される。</p>
<p>仮焼 (Calcination)</p>	<p>溶液中の固体物質を固体としてとり出す方法。溶液を噴霧し, 小さな粒子へコーティングし, 加熱することにより水分をとり除く。</p>
<p>仮焼物 (Calcine)</p>	<p>仮焼により生成される固体粒子</p>
<p>キュリー (Curie)</p>	<p>物質の放射能強度を表わす基本単位</p>
<p>崩壊 (Decay (Radio-active))</p>	<p>ある核種のお他核種への自然転換又は, 同核種の異なるエネルギー準位への自然転換で通常電離放射線の放出を伴う。この過程では, 元の放射性原子の数が時間とともに減少することになる。</p>
<p>除染係数 (Decontamination Factor)</p>	<p>ある種の放射性物質のプロセス (or プロセスステップ) に入る量とプロセス (プロセスステップ) から出る量の比</p>
<p>沈着速度 (Deposition Velocity)</p>	<p>沈着率と地表濃度との比</p>

<p>線量預託 (Dose Commitment)</p>	<p>食物摂取又は呼吸を通じて体内に入る放射性核種は、生物学的、物理学的因子によって定められる期間、連続的に被曝の線源として体内にとどまる。 線量は累積的なもので、本書では70年間に対して評価しており、年間線量に含められる。</p>
<p>線量当量 (Dose Equivalent)</p>	<p>修正係数が線質係数、分布係数として考慮される場合の有効放射線の量を表わすために用いられる単位</p>
<p>E±00 フォーマット (E±00 Format)</p>	<p>本書を通じて数字は、しばしば、修正されたフォーマットで表わされる。例えば、$0.00456 = 4.56 \times 10^{-3}$ は、$4.56 E-03$、$78900 = 7.89 \times 10^4$ は $7.89 E+04$ で表わされる。</p>
<p>核分裂生成物 (Fission Products)</p>	<p>重元素の核分裂によって生成する放射性核種及びその娘核種</p>
<p>濃縮燃料 (Fuel Enrichment)</p>	<p>特定の同位元素の割合を人工的に増やしたウランのような物質で、そのために、自然界の存在割合よりも多くなっている。</p>
<p>燃料再処理 (Fuel Reprocessing)</p>	<p>未使用の核分裂性ウラン、プルトニウムを回収するために使用済原子炉燃料を処理すること。</p>
<p>流動床 (Fluidized Bed)</p>	<p>容器の底部の多孔平板を通して流す空気又はホットガスのクッションであり、溶液中の物質を乾燥、加熱、仮焼させる手段として、粉状物質を浮遊させるために用いられる。</p>
<p>一般的 (Generic)</p>	<p>全体の中の典型的なもの</p>
<p>ガラスフリット (Glass Frit)</p>	<p>ガラス原料になる仮焼物又は、部分的に溶解した物質</p>
<p>ガラス化 (Glassification)</p>	<p>廃棄物のガラス・マトリックスへのとり込み</p>

<p>高レベル廃液 (High-level Liquid Waste)</p>	<p>使用済核燃料を処理する施設において、化学抽出工程の運転によって生ずる廃液</p>
<p>高レベル廃棄物 (High-level Waste)</p>	<p>高レベル廃液、高レベル廃液の固化によって生じたもの、未処理で廃棄する場合の使用済燃料要素</p>
<p>オフガス (Off-Gas)</p>	<p>プロセスの塔槽類又は、機器からの通常時の気体状放出物</p>
<p>洗浄係数 (Scavenging Coefficient)</p>	<p>粉塵、ガスが、雲又は降雨の小滴によって集められ、単位時間に地表に到達する割合</p>
<p>使用済燃料 (Spent Fuel)</p>	<p>照射後原子炉から放出された燃料で、通常これ以上有効な連鎖反応をおこしえない程度のものをいう。</p>

1. 緒 言

米国環境保護庁（EPA）の放射線計画室（ORP）は、使用済燃料、高レベル及び超ウラン放射性廃棄物の管理・処分全般にわたって適用可能な環境放射線防護規準を提案している(1)。これらの規準は、連邦規制コード(Code of Federal Regulation) タイトル 40 のパート 191 (40 CFR 191) となる予定である。

提案した規準のサブパート A は、貯蔵又は処分に対する前処理（高レベル廃液の固化、使用済燃料のパッケージ化）、貯蔵、処分場への処分から成る通常の廃棄物管理に適用される。

UFC 規準は、廃棄物管理を対象外としているので、ORP/EPA では、EPA の提案した規準 40 CFR 191 の技術的裏づけとして、気体廃棄物放出による放射線被曝解析を実施した。実際的な目的のために本解析で用いた基本的仮定としては、固化施設から一般環境へ放出される放射性物質は、大気中への気体廃棄物のみとし、液体放出や事故時の放出は考慮しないものとした。提案中の規準のサブパート A に対して EPA は、40 CFR 190 の適用範囲を廃棄物管理にまで拡張することを考えている。

2. 高レベル放射性廃液の固化

高レベル廃液(HLLW)は、ウラン、プルトニウムを回収するために、使用済核燃料を化学的に再処理する際に発生する。1977年の時点で、連邦政府が使用済燃料を再処理して発生したHLLWは約30万 m^3 、約4~6億Ciである。これらの多くは、塩ケーキ、クリスタル、スラッジ、仮焼体の形で固体又は準液体に減容されている。しかし政府は、年間数千 m^3 のペースで廃液を発生させつづけると思われる。エネルギー省(DOE)では、ワシントン州ハンフォード保留区(Hanford Reservation)の連邦政府再処理工場、サウスカロライナ州のサバンナリバープラント、アイダホ州のアイダホ国立工学研究所(INEL)から発生する廃液を貯蔵している(2~6)。

ハンフォードでは、DOEがそこで発生するHLLWを塩ケーキに転換し、地下のタンクに残留スラッジ、液とともに暫定的に保管している。Cs-137、Sr-90は分離され、地上の施設に貯蔵されている。サバンナリバープラントでは、Cs、Srを分離することなく、HLLWを塩ケーキに転換している。INELのDOEの施設では、HLLWを粒状の仮焼体に転換し、特別に設計された地下の貯蔵庫に貯蔵している(2~6)。

現在の政府の政策は、原子力産業からの使用済燃料の民間再処理を延期しようとしている(7)。そのため商用原子炉からの使用済燃料の多くは未処理のまま暫定貯蔵されている。1976年の時点で貯蔵中の商業用使用済燃料は、ウラン換算で約2343MTである(8)。もし、連邦政府が、将来再処理を許可すれば1MTあたり約5 m^3 のHLLWが発生すると考えられる(9)。

使用済燃料の民間再処理から発生する少量のHLLW(約4000万Ciの放射能を含む約1万7千 m^3)は、ニューヨーク州ウェストバレー近くのニュークリア・フェエルサービス核燃料再処理工場に貯蔵されている(10)。原子力規制委員会(NRC)の規制は、民間再処理で発生したHLLWは、発生後5年以内に安定な固体へ変換し、永久処分のため連邦政府へ引渡すよう要求している(11)。廃液は環境から隔離するために固化し安定化される。又、これにより貯蔵に要する廃棄物の体積は80~90%減少する。

世界中で多くの固化プロセスが開発されてきた。多くのものはパイロットプラント又は、プラントスケールの運転によって実証されている(表B.4)。多くの技術の中で、仮焼とガラス化の2つが最もよく知られている。

DOEは、連邦政府の廃棄物管理計画の一環として、商用及び政府のHLLWの代替固化法を開発した。固化プロセスの中で、DOEがとりあげたのは、仮焼（HLLWを粉粒に転換する）及びガラス化（粉粒を固体マトリックスに混合する。固体マトリックスは、放射性核種が環境へ移行するのを妨げ、遅らせる工学的バリアの役割をはたす。）である（12～18）。

固化プラントの通常運転時に、廃棄物中のいくつかの放射性核種は、揮発性ガスや粉塵としてオフガス中に放出される。これらのオフガスは、放射性核種を除去する処理システムを経て、大気に放出される。プラントの排気筒から放出される放射性核種の量、濃度はプラントに供給されたHLLW中の放射性核種の量、濃度及びオフガス処理システムの除去効率に依存する。

放出の結果としての個人及び集団の潜在的放射線被曝線量は、プラントへの近接度、放射性物質の移行経路、放射性物質が人体に悪影響を及ぼしつづける期間、崩壊時間、気象条件、プラント規模、オフガス処理等の主要な要因によって影響をうける。再処理前の燃料貯蔵中及び固化前の廃液中でのFP、アクチノイドの崩壊によって、放射性物質の量は大きく減少する。

3. 一般的固化プラント

本解析を行うために、EPAでは、HLLWの仮焼、ガラス化を行う一般的固化プラントを設定した。実際の固化プラントの経験に基づくデータは、アイダホ州の連邦政府のWCFから引用し、仮想のHLLWに関するデータは、計画中の商用再処理プラントに基づいた。本解析は、政府、商用廃棄物（同じ主要核種を含む）いずれにも適合する。しかし、政府の廃棄物は、FPの崩壊時間、濃縮度、燃焼度、原子炉の運転特性が異なり放射能、発熱量ともに低い（3, 13~15）。

我々は、最も有望かつ開発の進んだ4つの固化プロセスとして、流動床仮焼、スプレー仮焼、インキャン溶融ガラス化、連続溶融ガラス化を選んだ。（Appendix A）

数百のFP、アクチノイド核種のなかから解析用にトリチウム（H-3）、ヨウ素129（I-129）、ルテニウム106（Ru-106）、セシウム134（Cs-134）、セシウム137（Cs-137）、ストロンチウム90（Sr-90）、プルトニウム239（Pu-239）の7つを選んだ。選定理由は健康への悪影響、線量当量変換係数が高いこと、半減期、高放出率、環境への放出割合である。これらの7核種は、HLLWの固化時の放出による成人の主要器官の最大被曝線量の88%以上を占めると考えられる（19）。

一般的固化プラントへのHLLW供給量は年間1500MTHMの軽水炉使用済燃料の再処理によって生ずる廃液量である。

このHLLW中の放射性核種インベントリーは、使用済燃料中の放射能インベントリー、使用済燃料の再処理までの冷却期間、HLLW及びFPの固化前の貯蔵期間、再処理による放射性核種の残留率によってきまる。

再処理前の使用済燃料中の放射性核種の初期インベントリーは、商用PWRの平均燃焼度33000MWD/MTHM、一定出力38.4MW/MTHMに基づいている。燃料の初期濃縮度は、平均3.3%である。表3.1に、使用済燃料中の7つの放射性核種インベントリー計算値を冷却期間1, 5, 10年に対して示す（3, 30）。

HLLW中に残留する放射性核種は、トリチウム5%、ヨウ素5%、非揮発性FP99%以上、プルトニウム1%である（21）。表3.2に一般的固化プラントに供給されるHLLWの放射性核種インベントリー計算値を示す。

表 3.1 再処理・固化処理前の使用済燃料の放射性核種インベントリ

RADIONUCLIDE	HALF-LIFE (years)	DECAY PERIOD (curies per MTHM)		
		1 YEAR	5 YEARS	10 YEARS
H-3	12.3	6.91 E+02	5.5 E+02	4.16 E+02
I-129	1.7 E+07	3.77 E-02	3.77 E-02	3.77 E-02
Ru-106	1.01	3.23 E+05	2.12 E+04	6.50 E+02
Cs-137	30.0	1.06 E+05	9.70 E+04	8.64 E+04
Cs-134	2.05	1.92 E+05	4.98 E+04	9.18 E+03
Sr-90	28.1	7.49 E+04	6.78 E+04	6.00 E+04
Pu-239	2.40 E+04	3.31 E+02	3.31 E+02	3.31 E+02

表 3.2 一般的固化プラントに供給する HLLW の放射性核種インベントリ

RADIONUCLIDE	DECAY PERIOD (curies per year*)		
	1 YEAR	5 YEARS	10 YEARS
H-3	5.19 E+04	4.13 E+04	3.12 E+04
I-129	2.84 E+00	2.84 E+00	2.84 E+00
Ru-106	4.80 E+08	3.18 E+07	9.75 E+05
Cs-137	1.59 E+08	1.46 E+08	1.30 E+08
Cs-134	2.88 E+08	7.39 E+07	1.36 E+07
Sr-90	1.12 E+08	1.02 E+08	9.00 E+07
Pu-239	5.00 E+03	5.00 E+03	5.00 E+03

(再処理プラントの処理能力として、年間使用済燃料 1500 MTHM を仮定)

4. 一般的固化プラントにおけるオフガス処理，除染係数，放射能放出率

固化プロセスからの放出率は，オフガス処理，オフガス処理システムの除染係数，使用済燃料の原子炉取出し後の冷却期間という3つの要因によって減少する。

4.1 オフガス処理

オフガス処理によって，環境へ放出される気体状放射性物質の量は減少する。4.1，4.2節では，オフガス処理装置，システムに関する技術の現状について概観を行う。装置に関するより詳細な情報は，参考文献9，23，53に記されている。

HLLWの仮焼及びガラス化中に，トリチウム，ヨウ素及び一部のルテニウムが揮発する。セシウム，ストロンチウム，プルトニウム及び少量のルテニウムは，プロセスオフガス中に粉塵として同伴され，プラントオフガス処理系へと導かれる。オフガス処理技術は，すぐに利用でき，多くの機器，システムの運転に関する情報もある。

ガス状の放射性核種は，通常，吸収技術，触媒反応，蒸留のような化学処理システムによって除去される。粉塵は，通常慣性分離（サイクロン又は重力沈降），フィルトレーション（ファイバー，ガラスファイバー，サンドベッド，HEPA），沈殿（電気的，熱的）音波凝集，液体洗浄によって除去される。最終のフィルトレーションは，厚いサンドベッド，ファイバークラスフィルター又は，コンパクトなHEPAフィルターによって行う。

オフガス処理システムは，原子炉，使用済燃料再処理施設，燃料加工施設，INELのWCFにおいても用いられている。WCFのオフガス処理システムは，粉塵及びトリチウム以外のガス状物質を除去し，洗浄，フィルタリング，吸収操作を行っている（9，22～28）。

4.2 除染係数

プラントのオフガス流から特定の放射性核種を除去するオフガス処理機器，システムの有効性は除染係数（DF）で評価される。DFは，処理前と処理後の放射性核種の濃度比である。処理システム全体のDFは個々の機器，システムのDFを包含する。

オフガス処理技術として，最も利用されるものを選択した。DF値は，利用可能な文献から引用した。EPAの一般的固化プラントの全体DFを設定するうえで，仮焼とガラス化が結合されたプロセスであること並びにオフガスは，種々の放射性核種を

選択的に除去するいくつかのシステムを通過することを仮定した。現状の技術では、放射性核種除去システムをほぼ任意に設計することが可能である。いくつかのケースでは、データソースの違い、運転条件の相違、EPAの保守的設定のため、DF値の巾を示している。

A. トリチウム

トリチウム管理の技術的、経済的有効性は、未だ研究段階にある。従って、仮焼、ガラス化プロセスにおけるトリチウムのDFは1と仮定する(9, 23, 29)。

B. ヨウ素-129 除去

放射性ヨウ素の除去プロセスには、水洗浄(反応性スプレー、塔、湿式フィルタ)及び吸着(チャコール、活性炭、銀及び他の金属ゼオライト吸着剤)がある。

表4.1に、種々のヨウ素-129除去技術に対する既知のDF値を示す(9, 23, 29~33)。ヨウ素除去に対して、一般的固化プラントのオフガスシステムは水銀硝酸塩スクラバー、銀添加吸着塔から成る。全体DFは 10^3 と評価される。

C. ルテニウム-106 除去

高温の固化プロセスでは、ルテニウムはオフガス中にガス及び粉塵の状態で存在する。ICPP(Idaho Chemical Processing Plant)のWCF(Waste Calcining Facility)では、揮発性ルテニウムに対する全オフガス処理システムのDFは約 1.0×10^7 と評価している(9, 22, 23, 25~32, 34~36)。

表4.2に種々のルテニウム-106除去技術に対する既知のDF値を示す。ルテニウム除去に対して、一般的固化プラントのオフガスシステムは、プロセスサイクロン、クウェンチタンク・ベンチュリスクラバー、シリカゲル吸着塔、HEPAフィルターから成る。粉塵状ルテニウムに対する全体DFは 10^{10} と評価されている。

D. 粉塵除去

固化プロセスにおける主要な放射性粉塵は、セシウム-134、セシウム-137、ストロンチウム-90、ルテニウム106及びプルトニウム239などのアクチニドである。

表4.3に、種々の除去装置の概略DF値を示す(9, 22~25, 27, 32, 34, 36~39)。粉塵除去に対して、一般的固化プラントのオフガスシステムは、プロセスサイクロン、湿式スクラバシステム、吸着塔を用いている。最終のフィルトレ

ーション, 粉塵除去は, HEPAフィルター並びに, 深層グラスフィルターシステム又は焼結金属フィルターに期待している。粉塵除去, 全体DFは 10^{10} と評価されている。

4.3 一般的固化プラントの放射能放出率

7つの主要放射性核種に対するオフガス処理システムのDFを決定した後, 一般的固化プラントの通常運転時の大気中への放射能放出率を評価した。

表4.4にDF値及び, 冷却期間1, 5, 10年に対する放出率を示す。

図4.1にHLLWの仮焼, ガラス化プロセスに対するオフガス処理システムのDFを図式化する。

表 4.1 ヨウ素 129 除去技術の概略 D F 値

<u>TECHNOLOGY</u>	<u>DECONTAMINATION FACTORS</u>
Caustic Scrubbing	2 E+00 to 1 E+01
Silver-Impregnated Adsorbents	1 E+02 to 1 E+05
Metallic Zeolite Adsorbents (non-silver)	1 E+01
Mercuric Nitrate-Nitric Acid Scrubbing	1 E+01 to 1 E+02
Iodox Process	1 E+04 to 1 E+06
Charcoal Filters	1 E+01 to 1 E+02

表 4.2 ルテニウム-106 除去技術の概略 D F 値

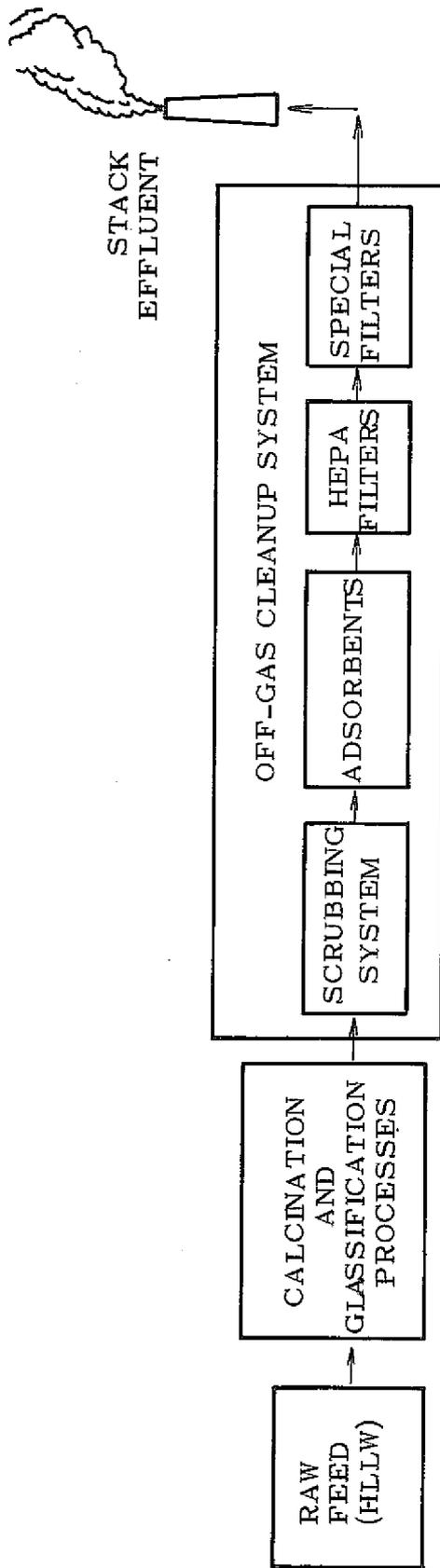
<u>TECHNOLOGY AND COMPONENTS</u>	<u>DECONTAMINATION FACTORS</u>	
	<u>PARTICULATE RU</u>	<u>VOLATILIZED RU</u>
Calciner and Cyclone	1 E+01 to 4 E+01	1 E+03 to 1 E+04
Scrubbing System	4 E+01 to 6 E+02	1 E+01 to 2 E+01
Silica Gel Adsorbents	3 E+00 to 8 E+00	8 E+02 to 1 E+03
HEPA Filters	1 E+03	1 E+00

表 4.3 粉塵除去技術の概略 D F 値

<u>COMPONENT</u>	<u>DECONTAMINATION FACTOR</u>
Prefilters	6 E+00 to 1 E+01
Sand Bed Filters	1 E+01 to 1 E+02
Deep Bed Glass Filters	1 E+02 to 1 E+04
HEPA Filters	1 E+03
Sintered Metal Filters	1 E+03 to 1 E+05
Scrubbing Systems	1 E+01 to 1 E+02

表 4.4 一般的固化プラントの放射能放出率及びDF値

RADIONUCLIDE	DF	1 YEAR	DECAY PERIOD	
			5 YEARS	10 YEARS
(curies per year)				
H-3	1 E+00	5.19 E+04	4.13 E+04	3.12 E+04
I-129	1 E+03	2.84 E-03	2.84 E-03	2.84 E-03
Ru-106	1 E+07	4.80 E+01	3.19 E+00	9.75 E-02
Cs-137	1 E+10	1.59 E-02	1.46 E-02	1.30 E-02
Cs-134	1 E+10	2.88 E-02	7.39 E-03	1.36 E-03
Sr-90	1 E+10	1.12 E-02	1.02 E-02	9.00 E-03
Pu-239	1 E+10	5.00 E-07	5.00 E-07	5.00 E-07



SPECIES	COMPONENT DFs				TOTAL DF
	SCRUBBING SYSTEM	ADSORBENTS	HEPA FILTERS	SPECIAL FILTERS	
TRITIUM	1	1	1	1	1
IODINE-129	10	10^2	1	10^3	10^3
RUTHENIUM-106	10	3.2×10^2	1	1	10^7
PARTICULATES: e.g. CS-134/137 Sr-90 Ru-106 Pu-239	10^2	10	10^3	10^3	10^{10}

図 4.1 廃棄物仮焼・ガラス化プロセスにおけるオフガス処理システムの除染係数 (DF)

5. 年間線量当量の評価

一般的固化プラントからの放射能放出によって個人及び集団が受ける年間線量当量（以下単に年間線量と記す）を評価した。比較のために、人口統計的、気象的、農業的特性の全く異なる2つの仮想サイトを評価上仮定した。一つは、ミズーリ州セントルイスの中西部都市立地、もう一つは、民間のバーンウェル核燃料プラント及び連邦政府のサバンナリバープラントに隣接する南東部アメリカの郊外立地である（5, 12, 40）。

表4.4に示す放出量を仮定して、各サイトのプラントから80km以内の個人及び集団が受ける年間線量を評価した。全身、甲状腺、赤色骨髄、肺、骨内膜細胞、胃壁、下部大腸壁、肝臓、腎臓、睪丸、卵巣に対して線量評価した。使用したコンピュータプログラムでは、7つの被曝経路として、放射性核種を含む空気からの被曝、汚染した土壌表面からの被曝、汚染水からの被曝、空気中の放射性核種の吸入、肉、牛乳及び付近の土壌で栽培した葉菜、新鮮な作物の摂取を考慮している（41）。

都市立地、郊外立地として、特定の場所を指定したのは、そこを放射性廃棄物処理施設立地用の特定地域とみなしているのではなく、むしろ、放射線被曝の立地依存性を調べるための手段として考えるべきである。

5.1 コンピュータコードのインプットパラメータ

新しく開発されたコンピュータコードAIRDOS-EPAによって計算を行った（41）。AIRDOS-EPAコードのインプットデータ及び個人、集団の年間線量に関するプリントアウトをAppendix Cに示す。

郊外立地に対する気象インプットデータ及び他の特性は、バーンウェル核燃料プラント及びサバンナリバープラントの最終環境影響評価報告書（the final environmental impact statements）を引用した（5, 24）。都市立地の気象インプットデータは、ノースカロライナ州アッシュビルの国立気象センターのものによった。

一般的固化プラントからの放出は、すべて高さ62mのスタックから行われるとされている。重力落下速度はすべてのケースで0、沈着速度はトリチウムの0を除いて0.01m/s、洗浄係数は $1.19 \times 10^{-5}/s$ とした。

NRCは、農業に関するインプットデータに使用される情報をまとめた（43）。一般的都市立地の特性及び両サイトの人口データは、EPAのまとめた情報から引用し

た(44)。AIRDOS-EPAコードで計算される個人及び集団線量は、年間外部被曝線量と、1年間の放射能放出による70年間の内部線量預託である。ORNLでは、各放射性核種及び器官のインプットデータとして、7つの被曝経路に対する線量変換係数を作成した。これらの係数は計算コードで使用され、1年間の放出による線量預託を計算する(41)。

5.2 結 果

最も重要な器官と、被曝線量に最も大きく寄与する放射性核種に対する年間個人線量を表5.1に示す。プラントから80km以内の集団がうける年間線量を都市、郊外立地について、表5.2に示す。線量値は、再処理、固化処理前の使用済燃料をそれぞれ1, 5, 10年冷却した場合の放射性廃棄物による被曝を示している。

個人がうける線量には、気象パターン、被曝時の放射能、重要な被曝経路、放出源への近接度といった多くの要因が影響する。個人の年間線量が最大となるのは、都市立地では放出点から約1000mの地点、郊外立地では約3000mの地点である。都市立地の方が郊外立地に比べ線量が高くなる主な原因は、プラントにより近いことである。集団線量についても、都市立地の方が、プラントの近くにより多くの人間がいることから高くなっている。

Appendix Cの表C.10~C.21に、11の身体器官、7つの放射性核種に対する年間個人集団線量を示す。使用済燃料を再処理、固化処理前に1年又は5年冷却した場合、線量に最も寄与するのは、Ru-106による被曝であり、トリチウムがそれに次ぐ。器官では、下部大腸壁が最大線量となる。

使用済燃料を再処理、固化処理前に、10年冷却した場合トリチウムによる線量が最大である。器官では、トリチウム、I-129による被曝のため、甲状腺が最大線量をうける。

どの被曝経路が線量に最も寄与するかは、都市立地、郊外立地や、個人、集団を問わず同じような一般傾向を示す。1年冷却の燃料の場合、地木表面から及び食物摂取経路が主である。冷却期間が長い場合は、地表面の被曝経路の寄与は全線量の10%未満と非常に少なくなり、一方食物摂取経路の寄与が重要となる(10年冷却の場合70~80%)。又、吸入摂取経路の寄与も増加し、最大15~25%となる。

表 5.1 一般的固化プラントからの放出による年間個人線量*

NUCLIDE	TOTAL BODY			LLI WALL			THYROID
	1 YR DECAY	5 YR DECAY	10 YR DECAY	1 YR DECAY	5 YR DECAY	10 YR DECAY	10 YR DECAY
	(millirem per year)			(millirem per year)			
<u>RURAL SITE</u>							
H-3	0.5	0.4	0.3	0.5	0.4	0.3	0.3
Ru-106	1.5	0.1	0.0	23.1	1.5	0.05	---
I-129	---	---	---	---	---	---	0.2
All	2.1	0.6	0.3	23.7	1.9	0.4	0.5
<u>URBAND SITE</u>							
H-3**	1.6	2.5	1.9	1.5	1.3	1.9	1.9
Ru-106	12.5	0.6	0.02	190	12.2	0.3	---
I-129	---	---	---	---	---	---	1.0
All	14.5	3.3	2.1	192	13.7	2.3	3

* 線量結果に最も高い寄与を示す放射性核種による最も重要な内臓器官線量のみ

** H-3は、AIRDOS-EPAで用いている手法のため、予想する程、線量が減少しない。この計算コードは、注目する器官に対する最大線量を選び出し、各核種の線量への寄与を算出する。従って、リストされる線量は、必ずしも、その核種による最大個人線量とは限らず、むしろ、すべての核種からの最大器官線量をうける器官の線量寄与である。H-3の場合異なる器官は、各崩壊期間に含まれている。

---:無視できる。

表 5.2 一般的固化プラントからの放出による年間集団線量*

NUCLIDE	TOTAL BODY			LLI WALL			THYROID
	1 YR DECAY	5 YR DECAY	10 YR DECAY	1 YR DECAY	5 YR DECAY	10 YR DECAY	10 YR DECAY
	(man-rem per year)			(man-rem per year)			
<u>RURAL SITE</u>							
H-3	8.6	6.8	5.1	8.6	6.9	5.2	5.2
Ru-106	19.6	1.2	0.04	135	8.7	0.3	--
I-129	--	--	--	--	--	--	1.5
All	28.9	8.6	5.6	144	16	5.8	7.0
<u>URBAN SITE</u>							
H-3	66.9	53.3	40.2	67.6	54	40.9	40
Ru-106	195	42.6	0.4	1072	69	2.2	--
I-129	--	--	--	--	--	--	10.5
All	269	71	44.8	1146	127	46	54

* 線量に最も寄与する放射性核種からの最も重要な器官の線量のみ。

-- : 無視できる。

6. 考察と結論

ウラン燃料サイクル(UFC)に対するEPAの環境基準(40CFR190)に基づいて、通常運転時は、次のことを合理的に保証できるような方法で、行われるべきである。

- (a) ウラン燃料サイクル運転による放射性物質の一般環境への計画的放出及びこれらの運転からの放射線による被曝の結果、いかなる公衆に対しても年間線量当量が、全身25mrem、甲状腺75mrem、他の器官に対して25mremを越えないこと。
- (b) 全ウラン燃料サイクルに対して、生産される電力1GW・yrあたり一般環境へ放出される放射性物質の全量が、クリプトン85で50000Ci未満、ヨウ素-129で5mCi未満、プルトニウム-239と半減期1年以上の他の α 線放出TRU核種合わせて0.5mCi未満となること(45)。

UFC規準は、廃棄物処理運転を含んでいないため、ORP/EPAは高レベル放射性廃棄物の処理、処分に関するEPAの環境放射線防護基準(案)(40CFR191)を技術的にサポートするより本解析を行った。40CFR191のサブパートA(廃棄物の処理、及び貯蔵の運転)に対して、EPAは40CFR190の適用範囲をこれらの運転に対して拡張するよう提案する。

我々は、2つのプラントサイトにおける個人の推定最大年間線量をUFC基準の年間線量制限値と比較した(表6.1)。我々は又一般的な固化プラントからの推定放射能放出量を、UFC基準の放出制限値と比較した。(表6.2)

1年間崩壊させた放射性廃棄物の場合、我々の評価によると、郊外立地の固化施設からの放出による個人の最大年間線量は、40CFR190の基準を下回るが、都市立地の施設からのそれはUFC基準をこえる恐れがある。しかし、5年又はそれ以上冷却させた廃棄物の場合、個人の最大年間線量はいずれのサイトにおいても、15mrem以下であろう。

1年冷却の廃棄物の放出評価によると、クリプトン-85、ヨウ素-129、プルトニウム-239の放出は、UFCの許容放出限度に比べ、少なくとも1/100以下である。

固化プラントからの放出物中の放射性核種の量は主として、放射能除去システムのDFによって支配される。オフガス機器の追加は、プラントのDFを変え、環境に放出される放射性核種の量を低減させる。都市サイトと郊外サイトからの放出による線量の比較に示されるように、プラント立地条件は、重要なファクターである。都市の特性(例えば、人口、その地方で消費のため生産、輸入する食用農作物、肉、酪農動物)は、より大きく線

量に寄与する。使用済燃料中の放射性廃棄物の再処理，固化処理前の冷却期間も重要なファクターである。例えば，冷却期間が1年から5年に増加することは，下部大腸壁への線量をオーダーの大きさを低減させる。(Table 5.1, 6.1)

最終的廃棄物の形態（結晶，セメント，金属マトリックス）と同様，多くの固化プロセスが，世界中で開発中であるため，改善は可能である。すべての制限値が必ずしも確定されたわけではない。

表 6.1 一般的固化プラントの年間線量とUFC
基準の年間線量当量制限値との比較

ORGAN	DOSE LIMIT	ESTIMATED ANNUAL DOSES TO MAXIMALLY EXPOSED INDIVIDUAL (one-year-decayed fuel)	
		RURAL SITE	URBAN SITE
	(millirem/yr)	(millirem/yr)	(millirem/yr)
Total body	25	2.1	14.5
Thyroid	75	2.2	15.7
Other organs			
lungs	25	3.5	21.3
liver	25	2.1	14.8
bone	25	2.4	17.3
endosteal cells	25	2.7	19.6
stomach wall	25	2.1	14.2
kidneys	25	2.1	14.9
lower large intestine wall	25	23.7	191.9
testes	25	2.3	16.3
ovaries	25	1.8	11.8

表 6.2 一般的固化プラントからの放出量とUFC基準の放出制限値との比較

RADIONUCLIDE	UFC STANDARDS RELEASE LIMIT	UFC STANDARDS LIMIT RELEASE EQUIVALENT(a)	ESTIMATED GENERIC SOLIDIFICATION PLANT RELEASE (One-Year decay)
	(Ci/GWe-yr)	(Ci/yr)	(Ci/yr)
Krypton-85	5 E+04	2.27 E+06	0
Iodine-129	5 E-03	2.27 E-01	2.94 E-03
Alpha (Pu-239)	5 E-04	2.27 E-02	5.02 E-07
H-3	(b)	--	5.21 E+04
Ru-106	(b)	--	4.80 E+01
Cs-137	(b)	--	1.59 E-02
Cs-134	(b)	--	2.88 E-02
Sr-90	(b)	--	1.12 E-02

(a) Ci/GWe-yr から Ci/y への変換は、LWR の熱効率 33%、33000MWD/MTHM の燃焼度で約 33MTHM の使用済燃料生成される仮定による。すべての放出は 1500MTHH/y の再処理プラント運転によると仮定。

(b) UFC基準に含まれない。

7. 参 考 文 献

1. "Environmental Radiation Protection Standards for High-Level Radioactive Waste," Federal Register, Vol. 41, No. 235, Monday, December 6, 1976, page 53363.
2. Report to the President by the Interagency Review Group on Nuclear Waste Management, U.S. DOE Report TID-29442, U.S. Department of Energy, Washington, D.C., March 1979.
3. Technical Support of Standards for High-Level Radioactive Waste Management, Volume A: Source Term Characterization, Report No. EPA-520/4-79-007A, Office of Radiation Programs, U.S. Environmental Protection Agency, Washington, D.C., 1979.
4. Final Environmental Impact Statement, Waste Management Operations, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho, Report ERDA-1536, U.S. Energy Research and Development Administration, Washington, D.C., September 1977.
5. Environmental Statement, Waste Management Operations, Savannah River Plant, Aiken, South Carolina, Report ERDA-1537, U.S. Energy Research and Development Administration, Washington, D.C., September 1977.
6. Final Environmental Statement, Waste Management Operations, Hanford Reservation, Richland, Washington, Report ERDA-1538, U.S. Energy Research and Development Administration, Washington, D.C., December 1975.
7. Statement by President J.E. Carter on "Nuclear Power Policy," April 7, 1977, White House, Washington, D.C., (see also Nucleonics Week, Vol. 18, No. 15, April 14, 1977).
8. LWR Spent Fuel Disposition Capabilities 1977-1986, Report ERDA-77-25, U.S. Energy Research and Development Administration, Washington, D.C., May 1977.
9. Alternatives For Managing Wastes From Reactors and Post-Fission Operations In The LWR Fuel Cycle, Volume 2: Alternatives For Waste

- Treatment, Report No. ERDA-76-43, Vol. 2 of 5, U.S. Energy Research and Development Administration, Washington, D.C. May 1976.
10. Alternative Processes for Managing Existing Commercial High-level Radioactive Wastes, Report NUREG-0043, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., April 1976.
 11. "Licensing of Production and Utilization Facilities — Policy Relating to the Siting of Fuel Reprocessing Plants and Related Waste Management Facilities, "Code of Federal Regulations, Title 10, Chap. I, Part 50, Appendix F, U.S. Government Printing Office, Washington, D.C., 1977.
 12. Alternatives for Long-Term Management of Defense High-Level Radioactive Waste, Savannah River Plant, Volume 2, Report ERDA-77-42, U.S. Energy Research and Development Administration, Washington, D.C., May 1977.
 13. Alternatives for Long-Term Management of Defense High-Level Radioactive Waste, Idaho Chemical Processing Plant. Report ERDA-77-43, U.S. Energy Research and Development Administration. Washington, D.C., September 1977.
 14. Alternatives for Long-Term Management of Defense High-Level Radioactive Waste, Hanford Reservation, Report ERDA-77-44, U.S. Energy Research and Development Administration, Washington, D.C., September 1977.
 15. J.M. Lukacs, et al., Compatibility of Two Idaho Chemical Processing Plant Glasses with Electric Melting Processes, U.S. DOE Report PNL-2751, Battelle Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, December 1978.
 16. C.C. Chapman et al., Vitrification of Hanford Wastes in a Joule-Heated Ceramic Melter and Evaluation of Resultant Canisterized Product, U.S. DOE Report PNL-2904, Battelle Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, August 1979.
 17. E.J. Wheelwright et al., Technical Summary Nuclear Waste Vitrification Project, U.S. DOE Report PNL-3038, Battelle Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, May 1979.

18. Immobilization of Defense High-Level Waste: An Assessment of Technological Strategies and Potential Regulatory Goals, U.S. DOE Report SAND-79-0531 (2 volumes), Sandia Laboratories, Albuquerque, New Mexico, June 1979.
19. A.H. Kibbey, H.W. Godbee and G.S. Hill, "Estimated Radiological Doses from the Gaseous Effluents of a Model High-Level Waste Solidification Facility", Back End of the LWR Fuel Cycle Proceedings of the American Nuclear Society Topical Meeting, Savannah, Georgia, March 19-23, 1978, Report No. CONF-780304, American-Nuclear Society, Inc., La Grange Park, Illinois.
20. M.J. Bell, ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code, Report No. ORNL-4628, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, May 1973.
21. H.W. Godbee and A.H. Kibbey, Source Terms for Radioactive Gaseous Effluents from a Model High-Level Waste Solidification Facility, Report No. ORNL/NUREG/TM-67, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, November 1976.
22. Technical Support of Standards for High-Level Radioactive Waste Management, Volume B: Engineering Controls, Report No. EPA-520/4-79-007B, Office of Radiation Programs, U.S. Environmental Protection Agency, Washington, D.C., 1979.
23. Technology for Commercial Radioactive Waste Management, 5 Volumes, Report DOE/ET-0028, U.S. Department of Energy, Washington, D.C., May 1979.
24. W.F. Holcomb, A Survey of the Available Methods of Solidification for Radioactive Wastes, Report Technical Note ORP/TAD-78-1, U.S. Environmental Protection Agency, Washington, D.C., November 1978.
25. L.T. Lakey and B.R. Wheeler, "Solidification of High-Level Radioactive Wastes at the Idaho Chemical Processing Plant, Management of Radioactive Wastes from Reprocessing, Proceedings of Symposium by ENEA/IAEA, Paris, France, November 27-December 1, 1972.
26. J.A. Wielang and W.A. Freeby, The Fifth Processing Campaign In The

- Waste Calcining Facility FY-1972, USAEC Report No. ICP-1021, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho Falls, Idaho, June 1973.
27. J.A. Wielang et al., The Fourth Processing Campaign In The Waste Calcining Facility FY-1971, USAEC Report No. ICP-1004, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho, March 1972.
 28. W.F. Holcomb, "Uses of the Fluidization Bed Process," Combustion, Vol. 48, No. 10, page 31, April 1977.
 29. Environmental Analysis of the Uranium Fuel Cycle: Part III - Nuclear Fuel Reprocessing, Report No. EPA-520/9-73-003-D, U.S. Environmental Protection Agency, Office of Radiation Programs, Washington, D.C., October 1973.
 30. Environmental Analysis of the Uranium Fuel Cycle: Part IV - Supplementary Analysis - 1976, Report No. EPA-520/4-76-017, U.S. Environmental Protection Agency, Office of Radiation Programs, Washington, D.C., July 1976.
 31. R.B. Hower et al., Radioactive Airborne Effluent Measurement and Monitoring Survey of Reprocessing and Waste Treatment Facilities, Report C00-3049-9, Science Applications, Inc., Prepared for the Harvard Air Cleaning Laboratory (USERDA), September 1977.
 32. J.D. Christian and D.W. Rhodes, Ruthenium Containment During Fluid-Bed Calcination of High-Level Waste From Commercial Nuclear Fuel Reprocessing Plants, USERDA Report ICP-1091, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho Falls, Idaho, January 1977.
 33. R.A. Brown et al., (Ed), Reference Facility Description for the Recovery of Iodine, Carbon and Krypton From Gaseous Wastes, U.S. DOE Report ICP-1126, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho Falls, Idaho, April 1978.
 34. B.J. Newby and D.W. Rhodes, Ruthenium Behavior During Calcination, U.S. DOE Report ICP-1164, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho Falls, Idaho, September 1978.
 35. B.J. Newby and V.H. Barnes, Volatile Ruthenium Removal From Calciner Off-Gas Using Solid Sorbents, U.S. ERDA Report ICP-1078,

- Idaho National Engineering Laboratory, Idaho Falls, Idaho, July 1975 .
36. W.A. Freeby, Off-Gas Cleanup System Considerations For Fluidized-Bed Radioactive Waste Calcination at the ICPP, U.S. DOE Report ICP-1162, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho Falls, Idaho, August 1978 .
 37. W.F. Bonner et al., Spray Solidification of Nuclear Waste, USERDA Report No. BNWL-2059, Battelle Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington, August 1976 .
 38. W.J. Bjorklund, Development and Use of Sintered Metal Filters with Fluidized Bed and Spray Calcination of Simulated High-Level Waste, US ERDA Report BNWL-2074, Battelle Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington, July 1976 .
 39. R. E. Schindler, Removal of Particulate Solids From the Off-Gas of the WCF and NWCF, U.S. DOE Report ICP-1157, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho Falls, Idaho, June 1978 .
 40. Environmental Monitoring at Major U.S. Energy Research and Development Administration Contractor Sites, Report ERDA-77-104/2. U.S. Energy Research and Development Administration, Washington, D.C., 1976 .
 41. R.E. Moore, et al., AIRDOS-EPA: A Computerized Methodology for Estimating Environmental Concentrations and Dose to Man from Airborne Releases of Radionuclides, Report EPA-520/1-79-009, U.S. Environmental Protection Agency, Office of Radiation Programs, Washington, D.C., December 1979 .
 42. Final Environmental Impact Statement on the Barnwell Nuclear Fuel Plant of Allied-Gulf Nuclear Services, Docket No. 50-332, U.S. Atomic Energy Commission, Washington, D.C., January 1974 .
 43. Memo from Eckerman, K.E., Dayem, N., Emch, R., Radiological Assessment Branch, Division of Technical Review, Nuclear Regulatory Commission, "Code Input Data for Man-Rem Estimates," October 15, 1975 .

44. Radiological Impact Caused by Emissions of Radionuclides into Air in the United States, Preliminary Report, Report No. EPA 520/7-79-006, U.S. Environmental Protection Agency, Office of Radiation Programs, Washington, D.C., August 1979.
45. "Environmental Radiation Protection Standards for Nuclear Power," Code of Federal Regulations, Title 40, Chap. I, SubChapter F, Part 190, U.S. Government Printing Office, Washington, D.C., 1978.
46. R.B. Keely and W.F. Bonner, "Technology Status of Spray/Vitrification of High-Level Liquid Waste for Full-Scale Application", Presented at 70th Annual Meeting of the American Institute of Chemical Engineers, New York, New York, November 13-17, 1977.
47. Annual Report on the Characteristics of High-Level Waste Glasses, USERDA Report No. BNWL-2252, Battelle Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington, June 1977.
48. D.W. Readey and C.R. Cooley (Eds), Ceramic and Glass Radioactive Waste Forms, Report No. CONF-770102, U.S. Energy Research and Development Administration, Washington, D.C., January 4-5, 1977.
49. C.C. Chapman et al., "Experience with Waste Vitrification Systems At Battelle-Northwest," Radioactive Wastes From the Nuclear Fuel Cycle, Symposium Series No. 154, Vol. 72, American Institute of Chemical Engineers, New York, New York, 1976.
50. J.L. Buelt and C.C. Chapman, Liquid-Fed Ceramic Melter: A General Description Report, U.S. DOE Report PNL-2735, Battelle Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, October 1973.
51. H.T. Blair, Vitrification of Nuclear Waste Calcines by In-Can Melting, USERDA Report No. BNWL-2061, Battelle Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington, May 1976.
52. W.P. Bishop and F.J. Miraglia, Jr., (Ed), Environmental Survey of the Reprocessing and Waste Management Portions of the LWR Fuel Cycle, Report NUREG-0116 (Supp. 1 to WASH-1248), U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., October 1976.

53. J.D. Christian and D.T. Pence (Scientific Advances, Inc.), Critical Assessment of Methods for Treating Airborne Effluents from High-Level Waste Solidification Processes, Report No. PN1-2486 (SAI-77-571-LJ), Battelle Pacific Northwest Laboratories, Richland, Washington, June 1977.
54. Environmental Aspects of Commercial Radioactive Waste Management, 3 Volumes, Report DOE/ET-0029, U.S. Department of Energy, Washington, D.C., May 1979.
55. Draft Environmental Impact Statement, Management of Commercially Generated Radioactive Waste, Report DOE/EIS-0046-D, 2 volumes, U.S. Department of Energy, Washington, D.C., April 1979.

Appendix A 廃棄物仮焼及びガラス化プロセス

A.1 仮焼

仮焼（HLLWの仮焼粉末への転換）は固化プロセスにおいて最も有望な第一のステップである。本節は2つの最も有望かつ開発進んでいる仮焼プロセスについて述べる（9, 22～24）。

A.1.1 流動床仮焼

流動床仮焼は、放射性廃液を固化するために開発された最初の技術である。原子力委員会（AEC）は、1955年にこれの開発を援助し、アイダホ国立技術研究所に、連邦政府アイダホ化学処理プラントの一部として廃棄物仮焼施設（WCF）を建設した（4）。

流動床仮焼は、HLLWを、廃液の空気のアトマイジングによって固化し流動化固体粒のベッドにする。流動床では灯油と酸素の燃焼により500℃の温度になる。廃液は、加熱した流動床に噴霧され、水蒸気、揮発性ガスが、スプレー滴からフラッシュし、廃液中の金属塩の酸化物を流動床粒に沈澱させる。平衡状態では、粒子成長効果は、新しい粒子生成及び仮焼物除去によってバランスする。粒状の固体粒は、連続的にカルサイナーから除去され集中化された施設内貯蔵所へ空気輸送される。本プロセスからのオフガスは、主として、流動化空気、輸送ガス、気体状反応生成物から成る（9, 22～28）。図A.1は、アイダホ国立工学研究所で使用されている流動床カルサイナーの型式を示している。

A.1.2 スプレー仮焼

本プロセスはDOEのHanford Reservationで、15年以上にわたって開発されてきた。BatteleのPNLでは、模擬廃液を用いて、試験中である。

廃液は、空気にアトマイズされ、円筒状カルサイナー・チャンバーの頭部にスプレーされる。壁温は700℃である。アトマイズされた廃液は、落下する間に、蒸発、乾燥、仮焼された後、チャンバーの底部の円錐部から取出される（9, 22～24, 37, 46）。図A.2はHanfordで使用されているスプレー仮焼システムの型式を示している。

A.2 廃棄物のガラス化

ガラス化は、高レベル廃棄物を固体マトリックスに納める固化プロセスである。廃

棄物とガラスフリットは混合され、溶融、封缶される。溶融物は、冷却し、固化する。20年以上にわたって、多くの国が、種々のガラス化プロセスを開発してきている。アメリカで商用として、最も有望視される候補プロセスは、インキャン溶融及び連続溶融である(9, 22~24, 47~51)。

仮焼とガラス化プロセスは結合することができる。ガラス化はバッチプロセスであり、仮焼は連続プロセスである。しかし、変換バルブと多重溶融炉キャニスターによって、結合したシステムは、半連続となる。Battele PNLは、スプレー仮焼とインキャン溶融を結合したタンデムユニットを開発中である。フランス及び西独は、スプレーカルサイナーやロータリキルンと呼ばれる仮焼プロセスを連続溶融システムと結合している。

A.2.1 インキャン溶融

Battele PNLは、DOEに対してインキャン溶融バッチプロセスを開発中である。本プロセスにおいては、仮焼粉末及び特別に調整されたガラスフリットは、密封結合したメルターキャニスターに直接落とされる。フリットと仮焼物は多重溶融炉内の金属製キャニスターで、一緒に溶融される。(処理温度1000~1100℃) インキャン溶融は次のような利点を有する。

- (a) プロセス・ステップ及び機器が単純
- (b) 溶融物の移送がない
- (c) メルターに入るすべてのガラスを完全に固定できる(いくつかの揮発性物質は除く)
- (d) メルターキャニスターの処分ができる。
- (e) 広い範囲のプロセスからの仮焼生成物を受入れられる十分なフレキシビリティがある(スプレー、流動床仮焼等)(9, 22~24, 48, 51)

図A.3にインキャン溶融プロセスを示す。

A.2.2 連続溶融

Battele PNLは、商用電気ガラス溶融炉プロセスと同様の連続(ジュール加熱)メルタープロセスも、開発中である。これは、種々の廃棄物仮焼炉と結合可能であるし、廃液さえ直接受入れ可能である(4, 9, 13)。プロセスは、耐火レンガで包んだメルター(内部電極付き)中で1000~1200℃の温度で運転される。溶融ガラスは、自身が電気抵抗加熱要素としてふるまう。ガラス組成の

フレキシビリティ、メルターからのガラス・廃棄物混合体の制御ドレンによって最終的な廃棄物固化パッケージを変更することが可能である(9, 22, 24, 47, 48, 50)。図A.4に連続メルターを示す。

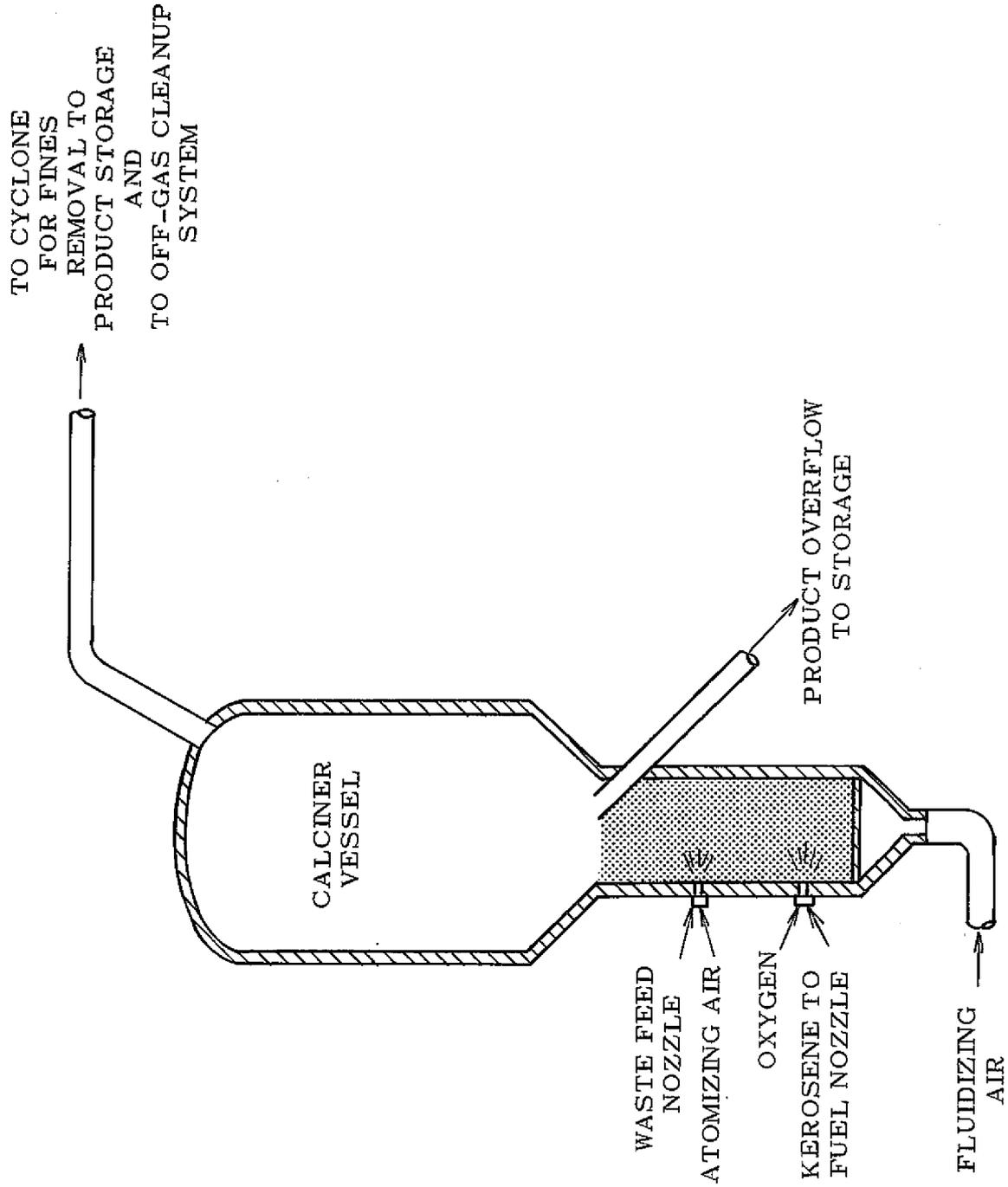


図 A. 1 流動床仮焼炉

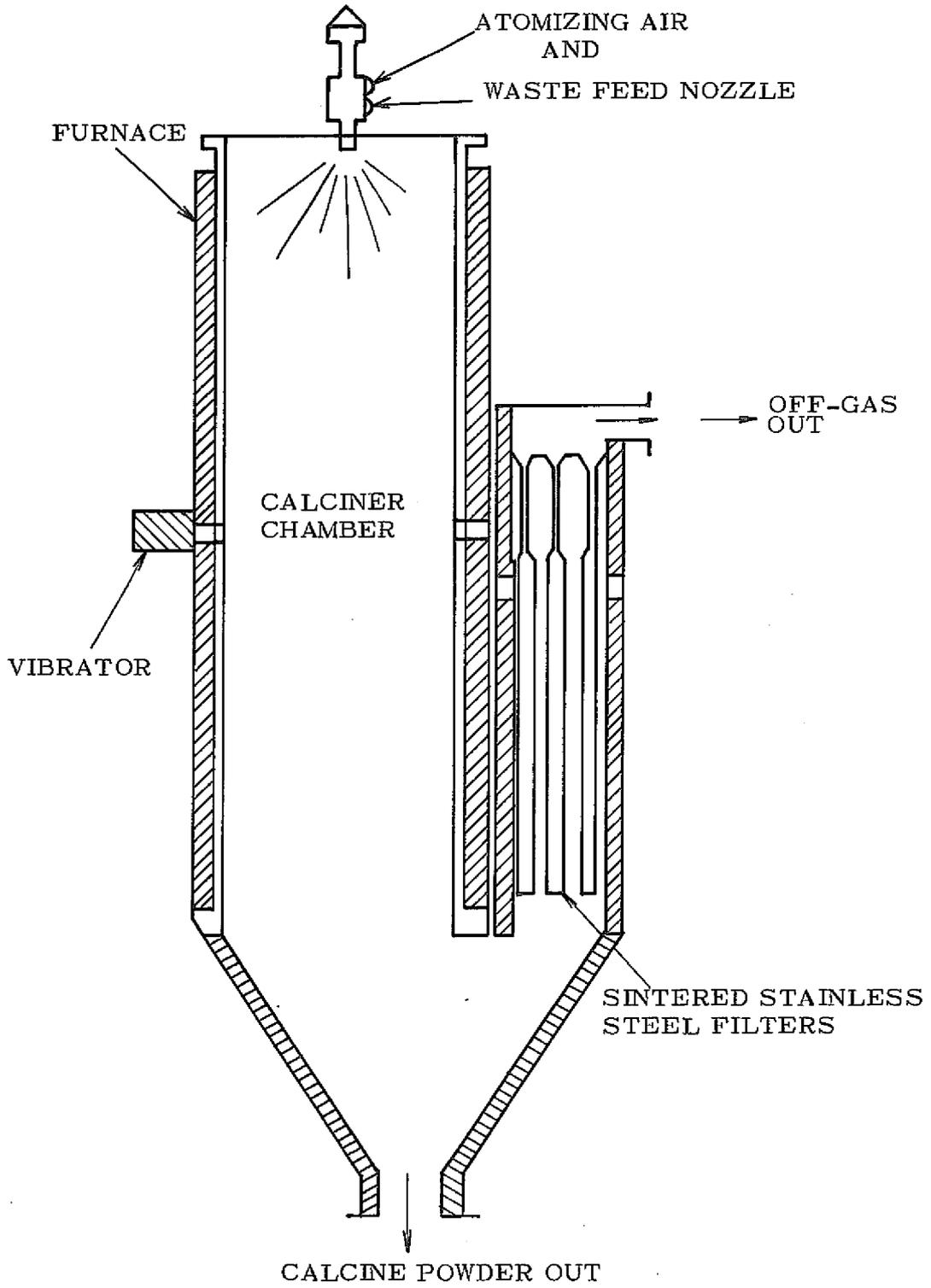


図 A. 2 スプレー仮焼炉

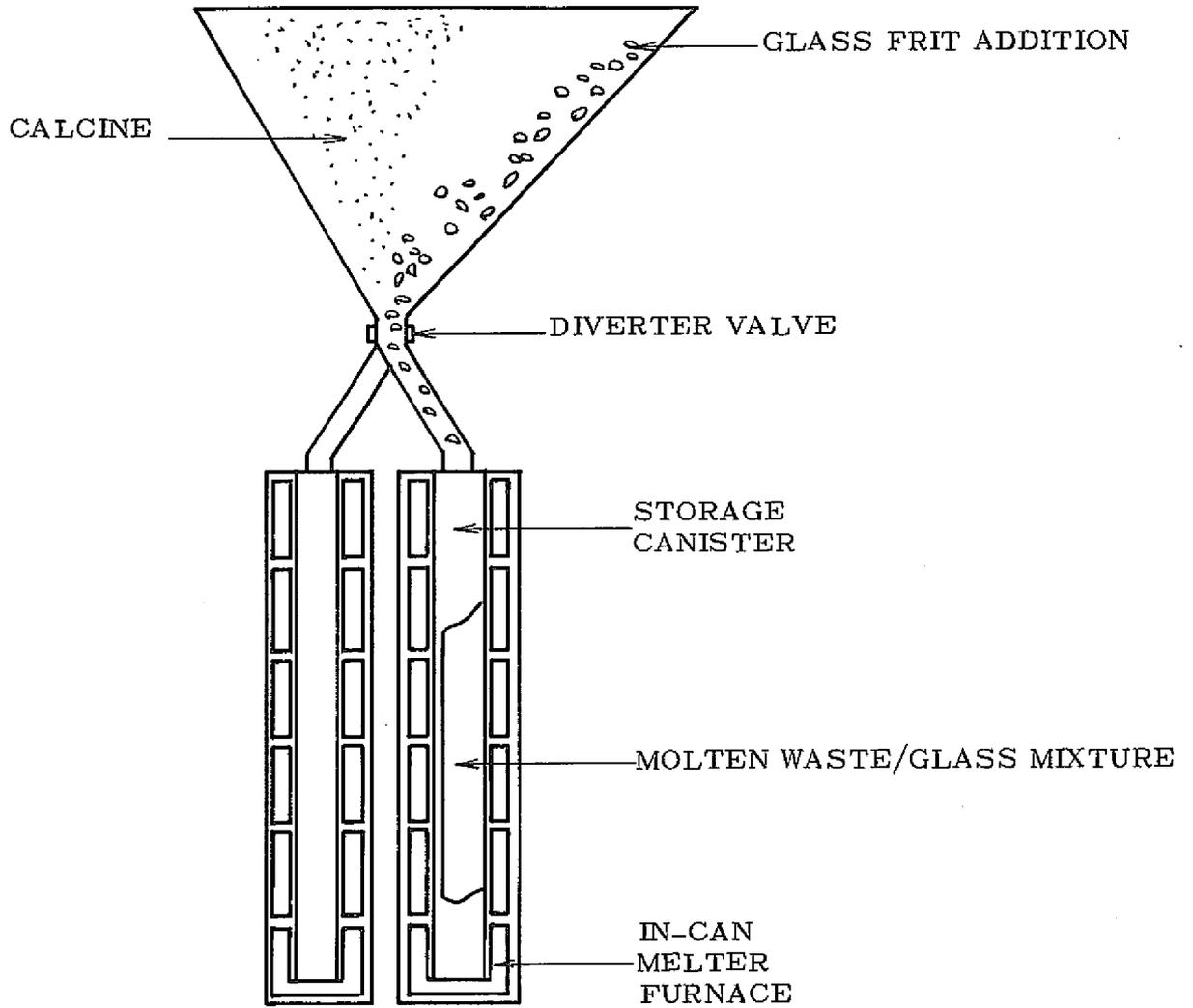


図 A. 3 インキャン溶融炉

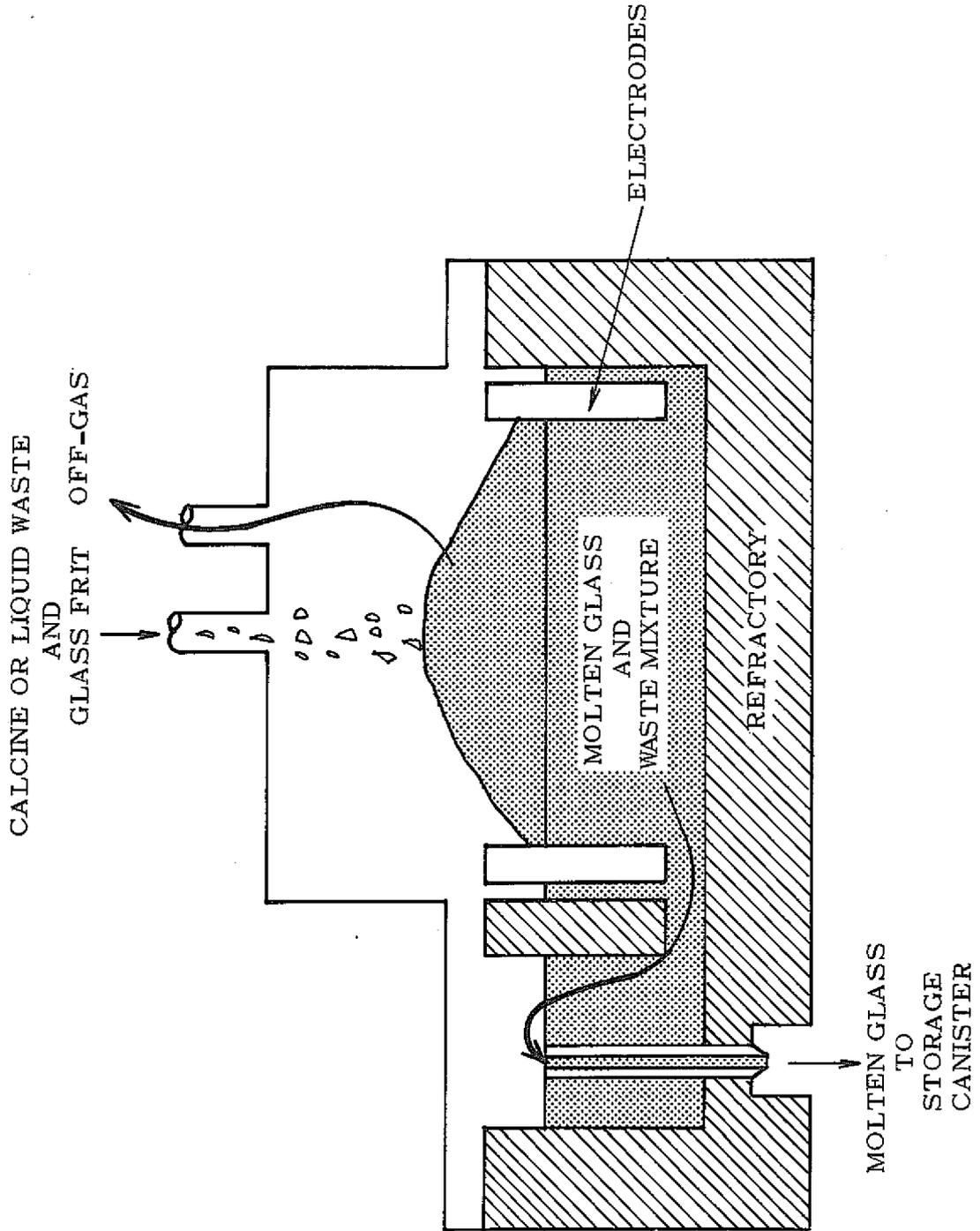


図 A. 4 連続溶融炉

Appendix B DOE及びNRCの一般的固化プラントの研究

NRC及びDOEはHLW固化プロセスからの気体状放出物を含む研究を委託した(19, 21, 23, 52, 53, 54)。

B.1 NRC委託研究

ORNLはNRCの委託研究を行い、アイダホ国立工学研究所のNWCFと同様の一般的HLW固化施設からの気体状放出物を評価した。この施設も仮焼物をガラス化する。推定DFはH-3:1, 1:100, Ru: 5×10^8 , その他の放射性核種: $5 \times 10^9 \sim 1 \times 10^{10}$ である。

表B.1に予想される放射性核種のソース及び、仮焼・ガラス化過程での推定DFを示す。この施設は、燃焼度29000MWD/MTU, 冷却日数213日の使用済燃料を1日に5MTU/day処理する再処理プラントからのHLLWを扱う。

放射能のソース及び、被曝線量低減のための放出管理手段を評価した後、ORNLは、この施設から放出される気体状放出物による個人の最大年間被曝線量(全身及び内臓器官)の表を作成した。(表B.2)

Battelle PNLは、一般的なHLLW固化施設(燃焼度33000MWD/MT, 冷却日数160日の使用済燃料を1年間に2000MT再処理することにより生ずるHLLWを処理する)の運転中に放出される放射性核種の環境への影響評価の中で、NRCに対し表B.3に示す線量結果を示した(52)。

B.2 DOE委託研究

DOEの委託研究は、主に、固化プロセスからの気体状放出物を放出管理する技の評価を目的としていた。本研究は、世界中で開発されたプロセスを含んでいる(表B.4)。さらにオフガス系のDF及びいくつかの年間被曝線量も評価している。表B.5に線量評価結果を示す。

表 B.1 HLLW の仮焼・ガラス化時の推定除染係数 (19)

Decontamination Factor			
<u>Radionuclides</u>	<u>Calcination</u>	<u>Glassification</u>	<u>Overall(a)</u>
Tritium	1.0 E+00	(b)	1.0 E+00
Iodine	1.0 E+02	(b)	1.0 E+02
Particulates	1.0 E+10	1.0 E+12	9.9 E+09
Ruthenium	5.0 E+08	3.8 E+11	5.0 E+08
Cesium	1.0 E+10	7.7 E+09	4.4 E+09

(a) 全プロセスは、廃液の仮焼（約 500℃）、仮焼物のガラスフリットとの混合、混合物のガラス化（約 1000℃まで加熱）

(b) すべての H-3, I は仮焼工程で揮発する。

表 B.2 一般的 HLLW 固化施設からの気体廃棄物放出による個人(b)の最大年間線量当量(a), (c) (19)

Adult Organ	Dose (millirem)	Major Nuclides Causing Dose (% of Total Dose)				
		H-3	Sr-90	Ru-106	I-129	Cs-134 & -137
Total Body	3.9 E-01	58				30
G.I. Tract	1.3 E+00	18		75		
Bone	5.0 E-01	45	10			28
Thyroid	8.0 E-01	29			52	
Lungs	3.8 E-01	60		10		27
Liver	3.8 E-01	60				30
Kidney	3.9 E-01	58		13		26
Testes	4.0 E-01	56				32
Ovaries	3.0 E-01	75				18

(a) 1年間の被曝に対する50年間の線量預託

(b) 個人の線量は敷地境界（放出点から2319m）及び風下でのもの。

(c) 食物摂取は、主な被曝経路である。

表 B.3 HLLW 固化プラントからの気体廃棄物放出による敷地境界における個人の最大年間線量当量 (52)

<u>Adult Organ</u>	<u>Dose (millirem)</u>
G.I. Tract	1.7
Bone	0.7
Thyroid	1.1
Lung	0.5
Total Body	0.52

表 B.4 固化プロセスの推定除染係数一覧 (53)

Process	Feed-to-Atmospheric Release DF	
	Particulates	Volatilized Ru
USA ICPP Fluid-Bed ^(a)	2 E+10	2 E+11
USA PNL Fluid-Bed ^(b)	1 E+10	1 E+06
Eurochemic LOTES	6 E+08	1 E+07
USA PNL Spray	1 E+12	1 E+10 ^(c)
German VERA	1 E+12 ^(d)	1 E+13
PNL Pot	1 E+12	1 E+10
British FINGAL	1 E+15	1 E+13
British HARVEST	1 E+13	1 E+08 to E+09
French PIVER ^(e)	1 E+13 to E+14	1 E+10 to E+11
Italian Pot		
Phosphate Glass ^(e)	1 E+14 to E+15	1 E+10
Borosilicate	1 E+14 to E+15	1 E+09
USA PNL Phosphate Glass	1 E+12	1 E+10
French Rotary Kiln	1 E+10 to E+11	1 E+06 to E+07
German FIPS ^(e)	1 E+11 to E+12	1 E+05
German PAMELA ^(e)	1 E+13 to E+14	1 E+09
USA PNL Proposed System ^(e,i)	1 E+12 to E+14	1 E+10

(a) 二段目のHEPAフィルター付き

(b) 最終HEPAフィルター含む

(c) データは、全Ruに対するものであるが、全RuのDFは全CeのDFに0.01倍したものであるため、放出されるRuの大部分は、揮発的形態と仮定してよい。

(d) 最終HEPAフィルターが、換気系に含まれているならば、粉塵に対するDFは、約 10^2 増加するだろう。

(e) 廃液蒸発缶(濃縮器)は、統合システムに含まれる。

(f) USA PNLスプレーカルサイナはイン・ポットメルターを仮定。ヨウ素に対するDFは 10^3 。

表 B.5 仮焼，ガラス化施設からの気体廃棄物放出による個人の最大年間線量当量(a) (23, 54, 55)

Adult Organ	DOSE (millirem)	
	Calcinaton	Classification
Total Body	2.8 E-01	2.4 E-01
Thyroid	2.4 E-01	2.5 E-01
Lung	2.4 E-01	2.4 E-01
Bone	8.7 E-06	1.4 E-05

(a) 線量は、空気沈降，投入，食物摂取という付加的経路を用いたU-Puリサイクルシナリオに基づく。

Appendix C コンピュータプログラム AIRDOS-EPA からの抜粋表

以下に示す表は AIRDOS-EPA により個人及び集団の年間線量当量を計算する過程でのデータを抜粋している(41, 44)。

表 C.1, C.2 は都市, 郊外立地各々に対するインプットデータを示している。C.3 ~ C.10 は, 各放射性核種計算のインプットデータを示す。

表 C.10 ~ C.22 は, 都市立地サイト, 郊外サイトに対する1年, 5年, 10年間の個人並びに集団被曝線量当量を示す。本表は, 内蔵器官線量に対する各核種の寄与を%で示している。

Table C.1

LIST OF INPUT VALUES FOR RADIONUCLIDE-INDEPENDENT VARIABLES

	7
NUMBER OF NUCLIDES CONSIDERED	
TIME DELAY-INGESTION OF PASTURE GRASS BY ANIMALS (HR)	0.0
TIME DELAY-INGESTION OF STORED FEED BY ANIMALS (HR)	0.2160E+04
TIME DELAY-INGESTION OF LEAFY VEGETABLES BY MAN (HR)	0.3360E+03
TIME DELAY-INGESTION OF PRODUCE BY MAN (HR)	0.3360E+03
REMOVAL RATE CONSTANT FOR PHYSICAL LOSS BY WEATHERING (PER HOUR)	0.2100E-02
PERIOD OF EXPOSURE DURING GROWING SEASON--PASTURE GRASS (HR)	0.7200E+03
PERIOD OF EXPOSURE DURING GROWING SEASON--CROPS OF LEAFY VEGETABLES (HR)	0.1440E+04
AGRICULTURAL PRODUCTIVITY BY UNIT AREA (GRASS-COW-MILK-MAN PATHWAY (KG/SQ. METER))	0.2800E+00
AGRICULTURAL PRODUCTIVITY BY UNIT AREA (PRODUCE OR LEAFY VEC INGESTED BY MAN (KG/SQ. METER))	0.7160E+00
FRACTION OF YEAR ANIMALS GRAZE ON PASTURE	0.4000E+00
FRACTION OF DAILY FEED THAT IS PASTURE GRASS WHEN ANIMAL GRAZES ON PASTURE	0.4300E+00
CONSUMPTION RATE OF CONTAMINATED FEED OR FORAGE BY AN ANIMAL IN KG/DAY (NET WEIGHT)	0.1560E+02
TRANSPORT TIME FROM ANIMAL FEED-MILK-MAN (DAY)	0.4000E+01
RATE OF INGESTION OF PRODUCE BY MAN (KG/YR)	0.1760E+03
RATE OF INGESTION OF MILK BY MAN (LITERS/YR)	0.1120E+03
RATE OF INGESTION OF MEAT BY MAN (KG/YR)	0.9400E+02
RATE OF INGESTION OF LEAFY VEGETABLES BY MAN (KG/YR)	0.1800E+02
AVERAGE TIME FROM SLAUGHTER OF MEAT ANIMAL TO CONSUMPTION (DAY)	0.2000E+02
FRACTION OF PRODUCE INGESTED GROWN IN GARDEN OF INTEREST	0.1000E+01
FRACTION OF LEAFY VEGETABLES GROWN IN GARDEN OF INTEREST	0.1000E+01
PERIOD OF LONG-TERM BUILD UP FOR ACTIVITY IN SOIL (YEARS)	0.1000E+03
EFFECTIVE SURFACE DENSITY OF SOIL (KG/SQ. M, DRY WEIGHT) (ASSUMES 15 CM PLOW LAYER)	0.2150E+03
VEGETABLE INGESTION RATIO-IMMEDIATE SURROUNDING AREA/TOTAL WITHIN AREA	0.1000E+01
MEAT INGESTION RATIO-IMMEDIATE SURROUNDING AREA/TOTAL WITHIN AREA	0.5000E+00
MILK INGESTION RATIO-IMMEDIATE SURROUNDING AREA/TOTAL WITHIN AREA	0.1000E+01
	0.5000E+00

Table C.1 continued

MINIMUM FRACTIONS OF FOOD TYPES FROM OUTSIDE AREA LISTED BELOW ARE ACTUAL FIXED VALUES	
MINIMUM FRACTION VEGETABLES INGESTED FROM OUTSIDE AREA	0.0
MINIMUM FRACTION MEAT INGESTED FROM OUTSIDE AREA	0.2000E+00
MINIMUM FRACTION MILK INGESTED FROM OUTSIDE AREA	0.0
INHALATION RATE OF MAN (CUBICK CENTMETERS/HR)	0.2000E+00
BUILDUP TIME FOR RADIONUCLIDES DEPOSITED ON GROUND AND WATER (DAYS)	0.9167E+00
DILUTION FACTOR FOR WATER FOR SWIMMING (CM)	0.3650E+05
FRACTION OF TIME SPENT SWIMMING	0.1524E+03
MUSCLE MASS OF ANIMAL AT SLAUGHTER (KG)	0.1000E-01
FRACTION OF ANIMAL HERD SLAUGHTERED PER DAY	0.2000E+01
MILK PRODUCTION OF COW (LITERS/DAY)	0.3810E-02
FALLOUT INTERCEPTION FRACTION-VEGETABLES	0.1100E+02
FALLOUT INTERCEPTION FRACTION-PASTURE	0.2000E+00
FRACTION OF RADIOACTIVITY RETAINED ON LEAFY VEGETABLES AND PRODUCE AFTER WASHING	0.5700E+00
	0.1000E+01

*Indented values were used for the population dose assessment; all other values were used for both individual and population assessments.

Table C.2
COMPUTED VALUES FOR THE AREA (Rural)

TOTAL POPULATION	477127.0
TOTAL NUMBER OF MEAT ANIMALS	202801
TOTAL NUMBER OF MILK CATTLE	14404
TOTAL AREA OF VEGETABLE FOOD CROPS (SQUARE METERS)	0.3740E+00
TOTAL MEAT CONSUMPTION (KG PER YEAR)	0.4485E+08
TOTAL MEAT PRODUCTION (KG PER YEAR)	0.5641E+08
TOTAL MILK CONSUMPTION (LITERS/YEAR)	0.5344E+08
TOTAL MILK PRODUCTION (LITERS/YEAR)	0.5783E+08
TOTAL VEGETABLE FOOD CONSUMPTION (KG PER YEAR)	0.9256E+08
TOTAL VEGETABLE FOOD PRODUCED (KG PER YEAR)	0.2678E+08

COMPUTED VALUES FOR THE AREA (Urban)

TOTAL POPULATION	2486049.0
TOTAL NUMBER OF MEAT ANIMALS	689632
TOTAL NUMBER OF MILK CATTLE	38000
TOTAL AREA OF VEGETABLE FOOD CROPS (SQUARE METERS)	0.1638E+09
TOTAL MEAT CONSUMPTION (KG PER YEAR)	0.2337E+09
TOTAL MEAT PRODUCTION (KG PER YEAR)	0.1918E+09
TOTAL MILK CONSUMPTION (LITERS/YEAR)	0.2784E+09
TOTAL MILK PRODUCTION (LITERS/YEAR)	0.1526E+09
TOTAL VEGETABLE FOOD CONSUMPTION (KG PER YEAR)	0.4823E+09
TOTAL VEGETABLE FOOD PRODUCED (KG PER YEAR)	0.1173E+09

Table C.3
LIST OF INPUT DATA FOR NUCLIDE H-3

RADIOACTIVE DECAY CONSTANT (PER DAY)	0.1540E-03
ENVIRONMENTAL DECAY CONSTANT--SURFACE (PER DAY)	0.0
ENVIRONMENTAL DECAY CONSTANT--WATER (PER DAY)	0.0
DOSE CONVERSION FACTOR FOR FOOD INGESTION (REM-CC/PCI-YEAR)	0.6180E+01
DOSE CONVERSION FACTOR FOR WATER INGESTION (REM-CC/PCI-YEAR)	0.5700E-01

DOSE CONVERSION FACTORS

ORGAN	INHALATION (REMS/MICROCURIE)	INGESTION (REMS/MICROCURIE)	SUBMERSION IN AIR (REMS-CUBIC CM/ MICROCURIE-HR)	SURFACE EXPOSURE (REMS-SQUARE CM/ MICROCURIE-HR)	SUBMERSION IN WATER (REMS-CUBIC CM/ MICROCURIE-HR)
TOT.BODY	0.125E-03	0.830E-04	0.0	0.0	0.0
S WALL	0.125E-03	0.108E-03	0.0	0.0	0.0
LI WALL	0.133E-03	0.143E-03	0.0	0.0	0.0
LUNGS	0.125E-03	0.836E-04	0.0	0.0	0.0
KIDNEYS	0.129E-03	0.856E-04	0.0	0.0	0.0
LIVER	0.124E-03	0.828E-04	0.0	0.0	0.0
OVARIES	0.124E-03	0.829E-04	0.0	0.0	0.0
R MAR	0.124E-03	0.826E-04	0.0	0.0	0.0
ENDOST	0.985E-04	0.656E-04	0.0	0.0	0.0
TESTES	0.125E-03	0.830E-04	0.0	0.0	0.0
THYROID	0.124E-03	0.828E-04	0.0	0.0	0.0

Table C.4
LIST OF INPUT DATA FOR NUCLIDE SR-90

PARAMETER	VALUE
RADIOACTIVE DECAY CONSTANT (PER DAY)	0.6540E-04
ENVIRONMENTAL DECAY CONSTANT--SURFACE (PER DAY)	0.0
ENVIRONMENTAL DECAY CONSTANT--WATER (PER DAY)	0.0
AVERAGE FRACTION OF ANIMAL'S DAILY INTAKE OF NUCLIDE WHICH APPEARS IN EACH OF MILK (DAYS/L)	0.2400E-02
FRACTION OF ANIMAL'S DAILY INTAKE OF NUCLIDE WHICH APPEARS IN EACH KG OF FLESH (DAYS/KG)	0.3000E-03
CONCENTRATION FACTOR FOR UPTAKE OF NUCLIDE FROM SOIL FOR PASTURE AND FORAGE (IN PCI/KG DRY WEIGHT PER PCI/KG DRY SOIL)	0.1200E+01
CONCENTRATION FACTOR FOR UPTAKE OF NUCLIDE FROM SOIL BY EDIBLE PARTS OF CROPS (IN PCI/KG WET WEIGHT PER PCI/KG DRY SOIL)	0.2900E+00
GI UPTAKE FRACTION (INHALATION)	0.2000E+00
GI UPTAKE FRACTION (INGESTION)	0.2000E+00
PARTICLE SIZE (MICRONS)	0.1000E+01
SOLUBILITY CLASS	D

ORGAN	DOSE CONVERSION FACTORS				
	INHALATION (REMS/MICROCURIE)	INGESTION (REMS/MICROCURIE)	SUBMERSION IN AIR (REMS-CUBIC CM/MICROCURIE-HR)	SURFACE EXPOSURE (REMS-SQUARE CM/MICROCURIE-HR)	SUBMERSION IN WATER (REMS-CUBIC CM/MICROCURIE-HR)
TOT. BODY	0.241E+00	0.945E-01	0.0	0.0	0.0
S WALL	0.197E-03	0.876E-03	0.0	0.0	0.0
LLI WALL	0.141E-01	0.778E-02	0.0	0.0	0.0
LUNGS	0.989E-02	0.594E-08	0.0	0.0	0.0
KIDNEYS	0.146E-01	0.599E-02	0.0	0.0	0.0
LIVER	0.146E-01	0.571E-02	0.0	0.0	0.0
OVARIES	0.146E-01	0.599E-02	0.0	0.0	0.0
R MAR	0.110E+01	0.430E+00	0.0	0.0	0.0
ENDOST	0.220E+01	0.859E+00	0.0	0.0	0.0
TESTES	0.146E-01	0.599E-02	0.0	0.0	0.0
THYROID	0.146E-01	0.599E-02	0.0	0.0	0.0

Table C.5
LIST OF INPUT DATA FOR NUCLIDE RU-106

RADIOACTIVE DECAY CONSTANT (PER DAY)	0.1882E-02
ENVIRONMENTAL DECAY CONSTANT--SURFACE (PER DAY)	0.0
ENVIRONMENTAL DECAY CONSTANT--WATER (PER DAY)	0.0
AVERAGE FRACTION OF ANIMAL'S DAILY INTAKE OF NUCLIDE WHICH APPEARS IN EACH OF MILK (DAYS/L)	0.6100E-06
FRACTION OF ANIMAL'S DAILY INTAKE OF NUCLIDE WHICH APPEARS IN EACH KG OF FLESH (DAYS/KG)	0.1800E-02
CONCENTRATION FACTOR FOR UPTAKE OF NUCLIDE FROM SOIL FOR PASTURE AND FORAGE (IN PCI/KG DRY WEIGHT PER PCI/KG DRY SOIL)	0.1700E+00
CONCENTRATION FACTOR FOR UPTAKE OF NUCLIDE FROM SOIL BY EDIBLE PARTS OF CROPS (IN PCI/KG WET WEIGHT PER PCI/KG DRY SOIL)	0.1600E-01
GI UPTAKE FRACTION (INHALATION)	0.4000E-01
GI UPTAKE FRACTION (INGESTION)	0.4000E-01
PARTICLE SIZE (MICRONS)	0.1000E+01
SOLUBILITY CLASS	Y

ORGAN	DOSE CONVERSION FACTORS				
	INHALATION (REMS/MICROCURIE)	INGESTION (REMS/MICROCURIE)	SUBMERSION IN AIR (REMS-CUBIC CM/MICROCURIE-HR)	SURFACE EXPOSURE (REMS-SQUARE CM/MICROCURIE-HR)	SUBMERSION IN WATER (REMS-CUBIC CM/MICROCURIE-HR)
TOT .BODY	0.618E-01	0.594E-02	0.129E+03	0.258E-02	0.276E+00
S WALL	0.696E-02	0.641E-02	0.123E+03	0.246E-01	0.264E+00
L11 WALL	0.137E+00	0.260E+00	0.921E+02	0.184E-02	0.197E+00
LUNGS	0.385E+01	0.217E-03	0.121E+03	0.242E-01	0.259E+00
KIDNEYS	0.895E-02	0.825E-02	0.113E+03	0.225E-01	0.241E+00
LIVER	0.115E-01	0.827E-02	0.110E+03	0.221E-01	0.236E+00
OVARIES	0.767E-02	0.896E-02	0.571E+02	0.114E-01	0.122E+00
R MAR	0.937E-02	0.831E-02	0.144E+03	0.288E-01	0.308E+00
ENDOST	0.100E-01	0.957E-02	0.160E+03	0.319E-01	0.341E+00
TESTES	0.697E-02	0.814E-02	0.136E+03	0.272E-01	0.291E+00
THYROID	0.919E-02	0.806E-02	0.105E+03	0.210E-01	0.224E+00

Table C.6
LIST OF INPUT DATA FOR NUCLIDE I-129

RADIOACTIVE DECAY CONSTANT (PER DAY)									0.1209E-09
ENVIRONMENTAL DECAY CONSTANT--SURFACE (PER DAY)									0.0
ENVIRONMENTAL DECAY CONSTANT--WATER (PER DAY)									0.0
AVERAGE FRACTION OF ANIMAL'S DAILY INTAKE OF NUCLIDE WHICH APPEARS IN EACH OF MILK (DAYS/L)									0.9900E-02
FRACTION OF ANIMAL'S DAILY INTAKE OF NUCLIDE WHICH APPEARS IN EACH KG OF FLESH (DAYS/KG)									0.7000E-02
CONCENTRATION FACTOR FOR UPTAKE OF NUCLIDE FROM SOIL FOR PASTURE AND FORAGE (IN PCI/KG DRY WEIGHT PER PCI/KG DRY SOIL)									0.2000E+00
CONCENTRATION FACTOR FOR UPTAKE OF NUCLIDE FROM SOIL BY EDIBLE PARTS OF CROPS (IN PCI/KG WET WEIGHT PER PCI/KG DRY SOIL)									0.5500E-01
GI UPTAKE FRACTION (INHALATION)									0.9500E+00
GI UPTAKE FRACTION (INGESTION)									0.9500E+00
PARTICLE SIZE (MICRONS)									0.1000E+01
SOLUBILITY CLASS									D
DOSE CONVERSION FACTORS									
ORGAN	INHALATION (REMS/MICROCURIE)	INGESTION (REMS/MICROCURIE)	SUBMERSION IN AIR (REMS-CUBIC CM/MICROCURIE-HR)	SURFACE EXPOSURE (REMS-SQUARE CM/MICROCURIE-HR)	SUBMERSION IN WATER (REMS-CUBIC CM/MICROCURIE-HR)				
TOT. BODY	0.205E-02	0.218E-02	0.554E+01	0.303E-02	0.131E-01				
S WALL	0.461E-04	0.784E-04	0.234E+01	0.127E-02	0.554E-02				
LI WALL	0.428E-04	0.670E-04	0.827E+00	0.449E-03	0.196E-02				
LUNGS	0.788E-03	0.179E-03	0.288E+01	0.156E-02	0.682E-02				
KIDNEYS	0.449E-03	0.702E-03	0.315E+01	0.171E-02	0.747E-02				
LIVER	0.466E-03	0.724E-03	0.239E+01	0.124E-02	0.543E-02				
OVARIES	0.378E-03	0.592E-03	0.217E+01	0.118E-02	0.514E-02				
R MAR	0.005E-03	0.942E-03	0.788E+01	0.428E-02	0.187E-01				
ENDOST	0.564E-03	0.879E-03	0.109E+02	0.590E-02	0.258E-01				
TESTES	0.357E-03	0.558E-03	0.724E+01	0.393E-02	0.172E-01				
THYROID	0.497E+01	0.778E+01	0.574E+01	0.312E-02	0.136E-01				

Table C.7
LIST OF INPUT DATA FOR NUCLIDE CS-134

RADIOACTIVE DECAY CONSTANT (PER DAY)	0.9208E-03
ENVIRONMENTAL DECAY CONSTANT--SURFACE (PER DAY)	0.0
ENVIRONMENTAL DECAY CONSTANT--WATER (PER DAY)	0.0
AVERAGE FRACTION OF ANIMAL'S DAILY INTAKE OF NUCLIDE WHICH APPEARS IN EACH OF MILK (DAYS/L)	0.5600E-02
FRACTION OF ANIMAL'S DAILY INTAKE OF NUCLIDE WHICH APPEARS IN EACH KG OF FLESH (DAYS/KG)	0.1400E-01
CONCENTRATION FACTOR FOR UPTAKE OF NUCLIDE FROM SOIL FOR PASTURE AND FORAGE (IN PCI/KG DRY WEIGHT PER PCI/KG DRY SOIL)	0.1400E+00
CONCENTRATION FACTOR FOR UPTAKE OF NUCLIDE FROM SOIL BY EDIBLE PARTS OF CROPS (IN PCI/KG WET WEIGHT PER PCI/KG DRY SOIL)	0.9100E-02
GI UPTAKE FRACTION (INHALATION)	0.9500E+00
GI UPTAKE FRACTION (INGESTION)	0.9500E+00
PARTICLE SIZE (MICRONS)	0.1000E+01
SOLUBILITY CLASS	D

DOSE CONVERSION FACTORS

ORGAN	INHALATION (REMS/MICROCURIE)	INGESTION (REMS/MICROCURIE)	SUBMERSION IN AIR (REMS-CUBIC CM/MICROCURIE-HR)	SURFACE EXPOSURE (REMS-SQUARE CM/MICROCURIE-HR)	SUBMERSION IN WATER (REMS-CUBIC CM/MICROCURIE-HR)
TOT.BODY	0.455E-01	0.684E-01	0.968E+03	0.192E+00	0.208E+01
S WALL	0.326E-01	0.499E-01	0.893E+03	0.177E+00	0.192E+01
LI WALL	0.371E-01	0.575E-01	0.670E+03	0.133E+00	0.144E+01
LUNGS	0.338E-01	0.468E-01	0.909E+03	0.180E+00	0.196E+01
KIDNEYS	0.677E-01	0.102E+00	0.870E+03	0.172E+00	0.187E+01
LIVER	0.699E-01	0.105E+00	0.827E+03	0.164E+00	0.178E+01
OVARIES	0.645E-01	0.974E-01	0.466E+03	0.923E-01	0.100E+01
R MAR	0.616E-01	0.926E-01	0.105E+04	0.208E+00	0.227E+01
ENDOST	0.589E-01	0.886E-01	0.119E+04	0.239E+00	0.255E+01
TESTES	0.513E-01	0.773E-01	0.980E+03	0.194E+00	0.211E+01
THYROID	0.519E-01	0.781E-01	0.765E+03	0.151E+00	0.165E+01

Table C.9

LIST OF INPUT DATA FOR NUCLIDE PU-239

RADIOACTIVE DECAY CONSTANT (PER DAY)	0.7790E-07
ENVIRONMENTAL DECAY CONSTANT--SURFACE (PER DAY)	0.0
ENVIRONMENTAL DECAY CONSTANT--WATER (PER DAY)	0.0
AVERAGE FRACTION OF ANIMAL'S DAILY INTAKE OF NUCLIDE WHICH APPEARS IN EACH OF MILK (DAYS/L)	0.4500E-07
FRACTION OF ANIMAL'S DAILY INTAKE OF NUCLIDE WHICH APPEARS IN EACH KG OF FLESH (DAYS/KG)	0.4100E-06
CONCENTRATION FACTOR FOR UPTAKE OF NUCLIDE FROM SOIL FOR PASTURE AND FORAGE (IN PCI/KG DRY WEIGHT PER PCI/KG DRY SOIL)	0.2200E-02
CONCENTRATION FACTOR FOR UPTAKE OF NUCLIDE FROM SOIL BY EDIBLE PARTS OF CROPS (IN PCI/KG WET WEIGHT PER PCI/KG DRY SOIL)	0.2000E-03
GI UPTAKE FRACTION (INHALATION)	0.3000E-04
GI UPTAKE FRACTION (INGESTION)	0.3000E-04
PARTICLE SIZE (MICRONS)	0.1000E+01
SOLUBILITY CLASS	Y

ORGAN	DOSE CONVERSION FACTORS			SUBMERSION IN WATER (REMS-CUBIC CM/MICROCURIE-HR)
	INHALATION (REMS/MICROCURIE)	INGESTION (REMS/MICROCURIE)	SUBMERSION IN AIR (REMS-CUBIC CM/MICROCURIE-HR)	
TOT.BODY	0.169E+03	0.951E-01	0.486E-01	0.959E-04
S WALL	0.272E-02	0.442E-02	0.238E-01	0.470E-04
LI WALL	0.115E+00	0.196E+00	0.209E-01	0.413E-04
LUNGS	0.580E+03	0.935E-07	0.317E-01	0.625E-04
KIDNEYS	0.103E+03	0.633E-01	0.255E-01	0.504E-04
LIVER	0.797E+03	0.491E+00	0.267E-01	0.527E-04
OVARIES	0.363E+01	0.225E-02	0.161E-01	0.318E-04
R MAR	0.599E+03	0.372E+00	0.611E-01	0.121E-03
ENDOST	0.416E+04	0.258E+01	0.730E-01	0.144E-03
TESTES	0.114E+02	0.707E-02	0.442E-01	0.872E-04
THYROID	0.585E+01	0.363E-02	0.422E-01	0.834E-04

Table C.10 Maximum Individual Dose to a Rural Individual from One-Year-Decayed Spent Fuel

TOTAL DOSE TO EACH ORGAN THROUGH ALL PATHWAYS	
ORGAN	DOSE (REMS)
TOT.BODY	0.2106E-02
R MAR	0.2436E-02
LUNGS	0.3511E-02
ENDOST	0.2698E-02
S WALL	0.2057E-02
LLI WALL	0.2368E-01
THYROID	0.2237E-02
LIVER	0.2127E-02
KIDNEYS	0.2145E-02
TESTES	0.2313E-02
OVARIES	0.1760E-02

CONTRIBUTORS TO ORGAN DOSES

NUCLIDE	PERCENT										
	TOT.BODY	R MAR	LUNGS	ENDOST	S WALL	LLI WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES
H-3	24.6135	21.2492	14.7620	18.6414	25.1907	2.2083	23.1389	24.3355	24.2676	22.4056	29.4069
Pu-239	0.0000	0.0001	0.0001	0.0009	0.0000	0.0000	0.0000	0.0002	0.0000	0.0000	0.0000
I-129	0.0257	0.0283	0.0071	0.0349	0.0097	0.0003	7.9104	0.0099	0.0132	0.0271	0.0112
RU-106	72.8232	74.8595	84.1493	76.0782	72.9445	97.6280	67.1858	73.5411	73.5695	75.5113	68.8571
CS-137	1.3556	1.3433	0.7143	1.3525	1.2172	0.0815	1.0906	1.2590	1.2956	1.3204	0.9231
CS-134	0.7348	0.7611	0.2672	0.7199	0.6337	0.0493	0.6477	0.8275	0.8262	0.7099	0.7678
SR-90	0.4471	1.7584	0.000	3.1722	0.0042	0.0326	0.0267	0.0267	0.0278	0.0258	0.0339

Table C.11 Annual Dose to the Rural Population from One-Year-Decayed Spent Fuel

TOTAL DOSE TO EACH ORGAN THROUGH ALL PATHWAYS		CONTRIBUTORS TO ORGAN DOSES											
ORGAN	DOSE (REMS)	PERCENT											
		NUCLIDE	TOT. BODY	R MAR	LUNGS	ENDOST	S WALL	LLI WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES
TOT. BODY	0.2887E+02	H-3	29.8487	27.1834	14.5081	24.0343	31.0680	6.0630	31.1068	31.7777	31.6650	28.4828	42.0957
R MAR	0.3164E+02	Pu-239	0.0001	0.0002	0.0001	0.0012	0.0000	0.0000	0.0000	0.0003	0.0000	0.0000	0.0000
LUNGS	0.5940E+02	L-129	0.0286	0.0331	0.0068	0.0446	0.0117	0.0008	5.2765	0.0122	0.0164	0.0335	0.0153
ENDOST	0.3413E+02	RU-106	67.6867	69.6624	84.5110	72.0816	66.8374	93.5906	61.6153	65.9234	65.9826	69.2162	55.9950
S WALL	0.2774E+02	CS-137	1.5377	1.5832	0.6745	1.6397	1.4393	0.2105	1.3307	1.4838	1.5278	1.5485	1.1306
LLI WALL	0.1442E+03	CS-134	0.7095	0.7522	0.2994	0.7476	0.6418	0.1043	0.6582	0.7905	0.7955	0.7076	0.7465
THYROID	0.2765E+02	SR-90	0.1887	0.7835	0.0000	1.4511	0.0018	0.0308	0.0125	0.0122	0.0126	0.0114	0.0169
LIVER	0.2707E+02												
KIDNEYS	0.2741E+02												
TESTES	0.3025E+02												
OVARIES	0.2043E+02												

Table C.12 Maximum Annual Dose to an Urban Individual
from One-Year-Decayed Spent Fuel

TOTAL DOSE TO EACH ORGAN THROUGH ALL PATHWAYS

ORGAN	DOSE (REMS)
TOT.BODY	0.1447E-01
R MAR	0.1734E-01
LUNGS	0.2134E-01
ENDOST	0.1956E-01
S WALL	0.1422E-01
LLI WALL	0.1919E+00
THYROID	0.1570E-01
LIVER	0.1479E-01
KIDNEYS	0.1492E-01
TESTES	0.1633E-01
OVARIES	0.1177E-01

CONTRIBUTORS TO ORGAN DOSES

NUCLIDE	PERCENT										
	TOT.BODY	R MAR	LUNGS	ENDOST	S WALL	LLI WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES
H-3	10.8021	9.0060	14.8768	7.7523	10.9919	0.8217	9.9458	10.5589	10.5190	9.5739	13.2588
Pu-239	0.0000	0.0001	0.0001	0.0005	0.0000	0.0000	0.0000	0.0001	0.0000	0.0000	0.0000
I-129	0.0308	0.0328	0.0067	0.0397	0.0116	0.0003	9.2601	0.0117	0.0156	0.0316	0.0138
RU-106	86.1276	86.4952	84.0918	86.2594	86.7865	99.0120	78.7033	86.5265	86.9219	87.9962	84.6052
CS-137	1.6245	1.5545	0.6766	1.5358	1.4503	0.0828	1.2759	1.4915	1.5333	1.5405	1.1361
CS-134	0.8801	0.8803	0.3479	0.8170	0.7547	0.0500	0.7557	0.9797	0.9773	0.8278	0.9445
SR-90	0.5348	2.0312	0.0000	3.5954	0.0050	0.0332	0.0312	0.0316	0.0329	0.0300	0.0417

Table C.13 Annual Dose to the Urban Population
from One-Year-Decayed Spent Fuel
TOTAL DOSE TO EACH ORGAN THROUGH ALL PATHWAYS

NUCLIDE	TOT.BODY	R MAR	LUNGS	ENDOST	S WALL	LLI WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES
H-3	24.8642	22.6922	11.2872	19.7993	26.0336	5.9486	26.7657	26.9699	26.8883	23.8272	37.5340
Pu-239	0.0001	0.0002	0.0001	0.0013	0.0000	0.0000	0.0000	0.0003	0.0000	0.0000	0.0000
I-129	0.0312	0.0389	0.0070	0.0495	0.0131	0.0010	4.2620	0.0137	0.0184	0.0373	0.0180
RU-106	72.5373	74.1578	87.7147	76.4639	71.6748	93.5251	66.7795	70.5613	70.5815	73.6972	60.3727
CS-137	1.6844	1.7294	0.6961	1.7887	1.5987	0.2716	1.4906	1.6362	1.6849	1.6955	1.2848
CS-134	0.7370	0.7742	0.2949	0.7749	0.6784	0.1258	0.6922	0.8091	0.8170	0.7340	0.7765
SR-90	0.1459	0.6072	0.0000	1.1224	0.0014	0.0279	0.0100	0.0096	0.0099	0.0089	0.0140

CONTRIBUTORS TO ORGAN DOSES

NUCLIDE	PERCENT										
	TOT.BODY	R MAR	LUNGS	ENDOST	S WALL	LLI WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES
H-3	24.8642	22.6922	11.2872	19.7993	26.0336	5.9486	26.7657	26.9699	26.8883	23.8272	37.5340
Pu-239	0.0001	0.0002	0.0001	0.0013	0.0000	0.0000	0.0000	0.0003	0.0000	0.0000	0.0000
I-129	0.0312	0.0389	0.0070	0.0495	0.0131	0.0010	4.2620	0.0137	0.0184	0.0373	0.0180
RU-106	72.5373	74.1578	87.7147	76.4639	71.6748	93.5251	66.7795	70.5613	70.5815	73.6972	60.3727
CS-137	1.6844	1.7294	0.6961	1.7887	1.5987	0.2716	1.4906	1.6362	1.6849	1.6955	1.2848
CS-134	0.7370	0.7742	0.2949	0.7749	0.6784	0.1258	0.6922	0.8091	0.8170	0.7340	0.7765
SR-90	0.1459	0.6072	0.0000	1.1224	0.0014	0.0279	0.0100	0.0096	0.0099	0.0089	0.0140

Table C.14 Maximum Annual Dose to a Rural Individual from Five-Year-Decayed Spent Fuel

TOTAL DOSE TO EACH ORGAN THROUGH ALL PATHWAYS

ORGAN	DOSE (REMS)
TOT.BODY	0.5513E-03
R MAR	0.6044E-03
LUNGS	0.6300E-03
ENDOST	0.6498E-03
S WALL	0.5366E-03
LLI WALL	0.1931E-02
THYROID	0.7133E-03
LIVER	0.5434E-03
KIDNEYS	0.5477E-03
TESTES	0.5592E-03
OVARIES	0.5101E-03

CONTRIBUTORS TO ORGAN DOSES

NUCLIDE	TOT.BODY	R MAR	LUNGS	ENDOST	S WALL	LLI WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES	PERCENT				
												THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES
H-3	75.0285	68.3589	65.6495	61.7693	77.0806	21.6005	57.9194	76.0237	75.8568	73.9667	80.9870					
Pu-239	0.0002	0.0006	0.0005	0.0038	0.0000	0.0000	0.0000	0.0009	0.0001	0.0000	0.0000					
I-129	0.0983	0.1141	0.0394	0.1450	0.0373	0.0037	24.8104	0.0388	0.0517	0.1121	0.0387					
RU-106	17.8851	19.4030	30.1514	20.3106	17.9832	76.9615	13.5497	18.5101	18.5283	20.0845	15.2787					
CS-137	4.7219	4.0080	3.6298	5.1211	4.2559	0.9112	3.1196	4.4944	4.6278	4.9808	2.0048					
CS-134	0.7260	0.7936	0.5293	0.7732	0.6285	0.1563	0.5255	0.8379	0.8371	0.7596	0.6854					
SR-90	1.5401	6.3919	0.0002	11.8770	0.0146	0.3608	0.0754	0.0944	0.0982	0.0962	0.1055					

Table C.15 Annual Dose to the Rural Population from Five-Year-Decayed Spent Fuel

TOTAL DOSE TO EACH ORGAN THROUGH ALL PATHWAYS		CONTRIBUTORS TO ORGAN DOSES										
ORGAN	DOSE (MAN-REMS)	PERCENT										
		TOT .BODY	R MAR	LUNGS	ENDOST	S WALL	LLI WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES
TOT .BODY	0.8649E+01	79.5149	75.9769	65.3708	71.4140	81.0699	43.5757	70.0122	81.3348	81.1515	78.8709	87.3731
R MAR	0.9035E+01	0.0002	0.0006	0.0005	0.0044	0.0000	0.0000	0.0000	0.0009	0.0001	0.0000	0.0000
LUNGS	0.1052E+02	0.0956	0.1228	0.0382	0.1662	0.0384	0.0072	14.8805	0.0392	0.0527	0.1163	0.0397
ENDOST	0.9168E+01	14.5277	15.6872	30.6800	17.2563	14.0519	54.1952	11.1732	13.5945	13.6244	15.4423	9.3639
S WALL	0.8483E+01	4.6809	5.0565	3.4730	5.5672	4.2916	1.7206	3.4224	4.3396	4.4740	4.8997	2.6814
LLI WALL	0.1601E+02	0.6126	0.6815	0.4373	0.7201	0.5429	0.2429	0.4801	0.6558	0.6608	0.6351	0.5022
THYROID	0.9805E+01	0.5681	2.4745	0.4002	4.8719	0.0053	0.2504	0.0318	0.0352	0.0365	0.0357	0.0396
LIVER	0.8440E+01											
KIDNEYS	0.8536E+01											
TESTES	0.8720E+01											
OVARIES	0.7857E+01											

Table C.16 Maximum Annual Dose to an Urban Individual from Five-Year-Decayed Spent Fuel

TOTAL DOSE TO EACH ORGAN THROUGH ALL PATHWAYS

ORGAN	DOSE (REMS)
TOT.BODY	0.3327E-02
R MAR	0.3631E-02
LUNGS	0.3839E-02
ENDOST	0.3889E-02
S WALL	0.3241E-02
LLI WALL	0.1370E-01
THYROID	0.4259E-02
LIVER	0.3281E-02
KIDNEYS	0.3306E-02
TESTES	0.3371E-02
OVARIES	0.3089E-02

CONTRIBUTORS TO ORGAN DOSES

NUCLIDE	PERCENT										
	TOT.BODY	R MAR	LUNGS	ENDOST	S WALL	LLI WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES
H-3	76.1476	69.6780	65.9827	63.2152	78.1529	9.1833	59.4170	77.1291	76.9686	75.1381	81.9184
Pu-239	0.0002	0.0006	0.0005	0.0040	0.0000	0.0000	0.0000	0.0009	0.0001	0.0000	0.0000
I-129	0.0938	0.1093	0.0372	0.1395	0.0355	0.0043	23.9261	0.0370	0.0494	0.1071	0.0368
RU-106	17.0915	18.5945	30.0500	19.5426	17.1425	89.1549	13.0692	17.6577	17.6758	19.1814	14.5308
CS-137	4.5048	4.7313	3.4293	4.9265	4.0561	1.0575	3.0082	4.2862	4.4139	4.7562	2.7620
CS-134	0.6926	0.7605	0.5001	0.7438	0.5990	0.1813	0.5068	0.7991	0.7985	0.7254	0.6517
SR-90	1.4696	6.1258	0.0002	11.4284	0.0139	0.4188	0.0728	0.0900	0.0937	0.0919	0.1003

Table C.17 Annual Dose to the Urban Population from Five-Year-Decayed Spent Fuel

NUCLIDE	TOT .BODY	R MAR	LUNGS	ENDOST	S WALL	LLI WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES	TOTAL DOSE TO EACH ORGAN THROUGH ALL PATHWAYS	
												DOSE (MAN-REMS)	DOSE (MAN-REMS)
H-3	75.1727	71.7442	58.6218	66.9189	76.8563	42.8699	67.8895	77.4658	77.2664	74.4668	85.0025	0.7109E+02	0.7109E+02
Pu-239	0.0002	0.0008	0.0006	0.0056	0.0000	0.0000	0.0000	0.0012	0.0001	0.0000	0.0000	0.7433E+02	0.7433E+02
L-129	0.1182	0.1542	0.0457	0.2098	0.0485	0.0095	13.5456	0.0493	0.0664	0.1463	0.0511	0.9117E+02	0.9117E+02
RU-106	17.6692	18.8902	36.7039	20.8222	17.0483	54.3627	13.6470	16.3293	16.3414	18.3571	11.0158	0.7515E+02	0.7515E+02
CS-137	5.8190	6.2479	4.1313	6.9082	5.3931	2.2370	4.3203	5.3702	5.5325	6.0550	3.3249	0.6954E+02	0.6954E+02
CS-134	0.7223	0.7934	0.4964	0.8489	0.6492	0.2939	0.5691	0.7532	0.7610	0.7435	0.5700	0.1269E+03	0.1269E+03
SR-90	0.4984	2.1694	0.0002	4.2865	0.0047	0.2270	0.0286	0.0311	0.0322	0.0313	0.0358	0.7855E+02	0.7855E+02
												0.6884E+02	0.6884E+02
												0.6979E+02	0.6979E+02
												0.7177E+02	0.7177E+02
												0.6273E+02	0.6273E+02

CONTRIBUTORS TO ORGAN DOSES

PERCENT

Table C.18 Maximum Annual Dose to a Rural Individual from Ten-Year-Decayed Spent Fuel

TOTAL DOSE TO EACH ORGAN THROUGH ALL PATHWAYS

ORGAN	DOSE (REMS)
TOT.BODY	0.3463E-03
R MAR	0.3771E-03
LUNGS	0.3384E-03
ENDOST	0.4064E-03
S WALL	0.3354E-03
LLI WALL	0.3835E-03
THYROID	0.5118E-03
LIVER	0.3372E-03
KIDNEYS	0.3399E-03
TESTES	0.3414E-03
OVARIES	0.3277E-03

CONTRIBUTORS TO ORGAN DOSES

NUCLIDE	TOT.BODY	R MAR	LUNGS	ENDOST	S WALL	LLI WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES	PERCENT	
												THYROID	LIVER
H-3	99.8030	82.3773	91.9009	74.2560	92.7152	81.7985	80.6920	92.1098	91.8925	91.0865	94.7865	91.0865	91.0865
Pu-239	0.0003	0.0010	0.0009	0.0061	0.0000	0.0000	0.0000	0.0014	0.0002	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
I-129	0.1565	0.1829	0.0733	0.2319	0.0597	0.0187	34.5808	0.0625	0.0334	0.1836	0.0603	0.1836	0.1836
RU-106	0.9041	0.9876	1.7827	1.0316	0.9136	12.3067	0.5997	0.9472	0.5480	1.0446	0.7553	1.0446	1.0446
CS-137	6.7398	7.0903	6.0995	7.3416	4.1047	4.1139	3.8983	6.4938	6.6854	7.3146	4.0543	7.3146	7.3146
CS-134	0.2141	0.2356	0.1826	0.2290	0.1863	0.1458	0.1357	0.2501	0.2499	0.2305	0.1976	0.2305	0.2305
SR-90	2.1824	9.1196	0.0003	16.9043	0.0208	1.6174	0.0936	0.1354	0.1409	0.1403	0.1462	0.1403	0.1403

Table C.19 Annual Dose to the Rural Population from Ten-Year-Decayed Spent Fuel

TOTAL DOSE TO EACH ORGAN THROUGH ALL PATHWAYS

ORGAN	DOSE (MAN-REMS)
TOT.BODY	0.5635E+01
R MAR	0.5837E+01
LUNGS	0.5613E+01
ENDOST	0.5855E+01
S WALL	0.5547E+01
LLI WALL	0.5813E+01
THYROID	0.6967E+01
LIVER	0.5542E+01
KIDNEYS	0.5605E+01
TESTES	0.5619E+01
OVARIES	0.5386E+01

CONTRIBUTORS TO ORGAN DOSES

NUCLIDE	TOT.BODY	R MAR	LUNGS	ENDOST	S WALL	LLI WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES	PERCENT	
												THYROID	LIVER
H-3	91.7534	88.4160	92.1134	84.0616	93.2134	90.2337	74.0758	93.1237	92.9159	92.0103	95.8147	92.0103	92.0103
Pu-239	0.0003	0.0010	0.0010	0.0069	0.0000	0.0000	0.0000	0.0014	0.0002	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
I-129	0.1468	0.1901	0.0717	0.2602	0.0587	0.0199	20.9418	0.0597	0.0803	0.1805	0.0579	0.1805	0.1805
RU-106	0.7080	0.7710	1.8259	0.8579	0.6824	4.7399	0.4993	0.6574	0.6589	0.7609	0.4337	0.7609	0.4337
CS-137	6.4413	7.0172	5.8360	7.8148	5.8845	4.2687	4.3182	5.5251	6.1089	6.8165	3.5066	6.8165	3.5066
CS-134	0.1742	0.1954	0.1518	0.2088	0.1538	0.1235	0.1252	0.1850	0.1864	0.1826	0.1357	0.1826	0.1357
SR-90	0.7761	3.4093	0.0003	6.7897	0.0072	0.6140	0.0398	0.0477	0.0494	0.0493	0.0514	0.0493	0.0514

Table C.20 Maximum Annual Dose to an Urban Individual from Ten-Year-Decayed Spent Fuel

TOTAL DOSE TO EACH ORGAN THROUGH ALL PATHWAYS		CONTRIBUTORS TO ORGAN DOSES										
ORGAN	DOSE (REMS)	PERCENT										
TOT.BODY		TOT.BODY	R.MAR	LUNGS	ENDOST	S.WALL	L.I.WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES
R.MAR	0.2108E-02	90.3539	83.2555	92.2642	75.4174	93.1220	82.6993	62.1568	92.5474	92.3412	91.5760	95.0835
LUNGS	0.2285E-02	0.0003	0.0010	0.0010	0.0063	0.0000	0.0000	0.0000	0.0014	0.0002	0.0000	0.0000
ENDOST	0.2064E-02	0.1480	0.1737	0.0692	0.2214	0.0563	0.0178	33.2922	0.0590	0.0788	0.1736	0.0568
S.WALL	0.2450E-02	0.8566	0.9384	1.7747	0.9847	0.8627	11.6977	0.5774	0.8549	0.8957	0.9874	0.7124
L.I.WALL	0.2045E-02	6.3743	6.7417	5.7184	7.0090	5.7635	3.9096	3.7528	6.1332	6.3151	6.9127	3.8231
THYROID	0.2323E-02	0.2025	0.2239	0.1723	0.2186	0.1759	0.1385	0.1306	0.2363	0.2360	0.2178	0.1864
LIVER	0.3061E-02	2.0645	8.6659	0.0003	16.1424	0.0197	1.5371	0.0901	0.1279	0.1331	0.1326	0.1378
KIDNEYS	0.2072E-02											
TESTES	0.2080E-02											
OVARIES	0.2001E-02											

Table C.21 Annual Dose to the Urban Population from Ten-Year-Decayed Spent Fuel

TOTAL DOSE TO EACH ORGAN THROUGH ALL PATHWAYS

ORGAN	DOSE (MAN-REMS)
TOT.BODY	0.4478E+02
R MAR	0.4636E+02
LUNGS	0.4474E+02
ENDOST	0.4610E+02
S WALL	0.4404E+02
LLI WALL	0.4597E+02
THYROID	0.5421E+02
LIVER	0.4391E+02
KIDNEYS	0.4453E+02
TESTES	0.4472E+02
OVARIES	0.4230E+02

CONTRIBUTORS TO ORGAN DOSES

NUCLIDE	TOT.BODY	R MAR	LUNGS	ENDOST	S WALL	LLI WALL	THYROID	LIVER	KIDNEYS	TESTES	OVARIES	PERCENT	
												THYROID	LIVER
H-3	89.7222	86.4774	89.7966	82.0013	91.2373	88.9650	73.9462	91.2983	91.0427	89.8423	94.7805	THYROID	LIVER
Pu-239	0.0004	0.0013	0.0013	0.0091	0.0000	0.0000	0.0000	0.0018	0.0002	0.0000	0.0000	THYROID	LIVER
I-129	0.1876	0.2473	0.0931	0.3420	0.0766	0.0261	19.6248	0.0773	0.1040	0.2347	0.0757	THYROID	LIVER
RU-106	0.9807	0.9617	2.3747	1.0777	0.8548	4.7648	0.6278	0.8128	0.8133	0.9456	0.5188	THYROID	LIVER
CS-137	8.2825	8.9810	7.5467	10.0950	7.6349	5.5361	5.6117	7.5477	7.7741	8.7117	4.4212	THYROID	LIVER
CS-134	0.2124	0.2356	0.1873	0.2563	0.1899	0.1503	0.1527	0.2187	0.2209	0.2210	0.1566	THYROID	LIVER
SR-90	0.7043	3.0958	0.0004	6.2188	0.0066	0.5578	0.0369	0.0434	0.0449	0.0447	0.0472	THYROID	LIVER