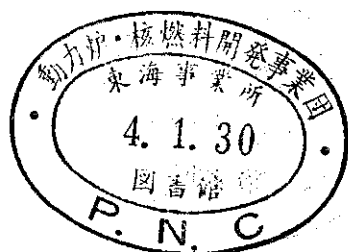


軽水炉燃料サイクルにおいて、原子炉及びそのバックエンド(再処理及び燃料加工など)より生ずる廃棄物の各種管理方法(第1巻)

Alternatives For Managing Waste From Reactors And
Post-Fission Operations In The LWR Fuel Cycle.

ERDA-76-43

1976年8月



動力炉・核燃料開発事業団

東海事業所

正 誤 表

P	段	誤	正
P 52	下より12行	埋める <u>3</u> CaF ₂	とる
P 69	下より3行	**** 集合体は、燃料要素を	**** 集合体は、燃料要素を
P 78	上から2行	MWe/年 [*]	MWe [*] 年
P 92	下より10行	種類オフガス	槽類
	下より13行	<u>カ</u> 焼	<u>仮</u> 焼
P 97	上より6行	(DOG・VDG)	(DOG・VOG)
P100	下より4行	~ <u>500</u> ℓ	<u>5000</u> ℓ
P145	下より12行	<u>19</u> C	<u>14</u> C

訳述のはじめに

化石燃料に対する核燃料の特徴的な相違は、前者は炉内で消費だけが行なわれて煙と灰が残るだけであるのに対し、後者は炉内で消費と生産が行なわれるという点である。

核燃料の炉内における消費をできるだけ効率よく使いやすいエネルギーの形態としての電気に変換しようという点に原子炉工学の進歩があり、さらに消費に対する生産の比率を高めようとするのが新型転換炉や高速増殖炉開発の目的ではある。天然資源であるウランの中のわずかな部分であるU-235の分裂エネルギーを粗末に消費しているだけでは限られた資源量では石炭の数百分の一のエネルギーしか取り出すことができない。世界が挙げて原子力に期待している理由は現段階で一応経済的である原子炉の建設運転を行ないながら、さらに熱効率を高め、ウランの消費の間に生産されるプルトニウムを再利用し、あるいは消費に対する生産の割合を飛躍的に高めることのできる新型動力炉の開発に供し、ここ十年または二十年の開発努力の暁には既知の天然ウラン資源によって拡大する世界のエネルギー需要に対し、百年以上の供給を保証する、かなり確実な見通しがあるからである。

このためには核燃料の炉内における消費と生産の結果を再利用に供するための核燃料サイクルの確立が必要である。近い将来には狭義の核燃料サイクルとして自己リサイクルを行なって天然ウラン資源および濃縮作業量を節約し、やがて軽水炉系から新型動力炉系へのクロスリサイクルを行ない、将来は高速増殖炉系の自己リサイクルが定着する筈である。

この核燃料サイクルの確立のために動燃はその前身原燃時代から数えて二十年、核燃料サイクルの各分野における技術開発に努めてきて、やっとその要である使用済燃料再処理のホットテスト開始を目前にするようになってきた。再処理の基本技術は低照射率の軍事目的生産炉の燃料処理や低燃焼率の天然ウラン-ガス冷却動力炉の使用済燃料の処理を通じて、世界は三十年以上の経験をもってきているわけであるが、高比出力、高燃焼率の商業用軽水炉の使用済燃料の再処理では核分裂生成物の量と分布、存在状況が異なるために局部技術ではなお問題が残されているから、操業を通じて経験とともに工程改善や機器の改良が行なわれなければならない。

核燃料サイクルの確立のために各段階における主プロセスの技術開発が必要であることはいうまでもないが、しかし主プロセスの開発だけで問題が終るわけでは決してない。

原子炉および核燃料サイクルの各分野で放射性廃棄物および放射能汚染廃棄物の多様なものを発生する。核燃料サイクル業務の遂行に伴う環境影響はそれぞれの施設について国際的な基準から各国で国内規制が行なわれている。しかし原子力開発の拡大に伴って核燃料サイクル各事業の規模および数も増大するので環境影響をさらに小さくする技術の開発が必要である。

各施設で発生する放射性廃棄物は当面施設内保管とする策が各国で採られているが、累増する廃棄物の安全な中長期保管のために減容および安定化が必要であり、さらに生物環境に影響の少ない恒久処分の方策が必要である。

核燃料サイクルの各分野で発生する放射性廃棄物のうち総放射能および容積当り比放射能の最も大きいものが再処理工場から発生する。ここでは高放射性のプロセス廃棄物のほかに廃棄物処理に伴う二次廃棄物も発生し、また汚染廃棄物も生ずる。

プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料加工施設では本質的なプロセス廃棄物は施設内処理され、放出廃液や排気は国際基準以下に保てることが動燃の十年余の実績でも実証されているが回収処理のほとんど不可能な汚染廃棄物は保管管理されている。同様な汚染廃棄物はプルトニウム燃料を用いる新型炉の照射前後の燃料取扱施設でも発生する。比放射能汚染レベルは低いウラン燃料取扱施設でも同様な汚染廃棄物が存在する。これらの廃棄物処理および処分も問題であるが、最大の問題は再処理工場に係わるものである。

動燃として再処理に係わる放射性廃棄物の放出低減化および中間処理技術について、かねてから調査を進め、部分的な基礎研究を行なうとともに、部分的な処理の工業的試験について海外技術を利用して施設の建設を行なうべく努力しているわけであるが、再処理工場の運転を目前にしてさらに中間処理から長期保管、将来の処分まで検討しなければならない時期に達した。

特記しなければならないことは、放射性廃棄物の処理は急がなければならない問題ではあるが、時間とともに放射能が減衰し、短半減期のものはやがて消滅する。したがって中間処理を無方針のまま急ぐと、放射能レベルが高いために取扱技術が一段と困難であるし、将来の二次処理や恒久処分に不適なものとしてしまうおそれもある。世界的にみて廃棄物処理に関する技術はなお開発途上であって、恒久処分についてもやっと試験的行為が始められた段階である。過去十年、二十年の一般技術の進歩の急速さから考えて、世界中の真剣な努力が行なわれているから廃棄物処理技術に関して今後一段の進歩が見込めるであろう。したがって今日短兵急な方策に走るより、当面安全な施設内保管を行ない、技術開発努力を一層進め、長期にわたるシナリオと国内外の技術進歩に即応したシナリオ改訂のフレキシビリティをもつことが必要であると考えられる。

アメリカでは政府の再処理工場に相当量の廃棄物が蓄積しており、中間処理や長期処分の試験も始まりつつあり、民間再処理工場建設計画を促進させるためにも廃棄物処理の技術移転を考えざるを得ない段階になってきたようで、1975年来廃棄物管理に関する技術現状の展望と特殊の可能性を調査し、結果をERDAは発表した。

このERDA-76-43の資料は主としてアメリカ国内、一部ヨーロッパの技術にわたって調査展望したもので、わが国にあっても将来にわたる前述のシナリオ決定のために甚だ時宜に適した有用な資料であった。

レポートは大部のものであるが，社内における広い検討の必要があるので，担当技術者の勉強を兼ねて邦訳することとしたものである。

理事 中 村 康 治

目 次 (第一卷)

はじめに	1
緒言および管理者用要約	14
1.0 軽水炉燃料サイクルのバックエンドに関する技術的諸方法	29
1.1 燃料サイクルの選択	29
1.2 各種の燃料サイクルにおける廃棄物管理	30
1.2.1 各燃料サイクル法に対する廃棄物管理システム	30
1.2.2 廃棄物の発生に対する燃料サイクルの諸方法の影響	36
2.0 軽水炉燃料サイクル廃棄物	45
2.1 軽水炉燃料サイクルについて	45
2.1.1 採 鋳	45
2.1.2 製 錬	47
2.1.3 UF ₆ 製造とU濃縮	48
2.1.4 燃料の加工	50
2.1.5 原子炉内の照射	52
2.1.6 使用済燃料の再処理	53
2.1.7 輸 送	53
2.1.8 各種の燃料サイクル	53
2.2 原子炉からの廃棄物	56
2.2.1 軽水炉の内部液流の管理と処理作業	57
2.2.2 一次冷却材の管理	57
2.2.3 典型的な廃棄物管理計画と固体廃棄物発生率	61
2.2.4 原子炉からの廃棄物量の要約	66
2.2.5 原子炉部品の廃棄物	67
2.3 使用済燃料貯蔵施設からの廃棄物	69
2.3.1 使用済燃料について	69
2.3.2 使用済燃料の特性	73
2.3.3 使用済燃料の数量	78
2.3.4 原子炉側プールの特性と作業	79
2.3.5 再処理工場のプールおよび独立プールの特性と作業	79

2.3.6	廃棄物を生ずる作業と廃棄物量	81
2.4	再処理工場における廃棄物	85
2.4.1	工程概要及び廃棄物の発生源	85
2.4.2	廃棄物の構成と特徴	97
2.4.3	燃料サイクルの選択	116
2.4.4	要約	125
2.5	混合酸化物燃料加工工場からの廃棄物	127
2.5.1	工程	127
2.5.2	含超U元素可燃性固体廃棄物	128
2.5.3	含超U元素不燃性固体廃棄物	128
2.5.4	含超U元素液体廃棄物	129
2.5.5	HEPAフィルター廃棄物	130
2.6	燃料サイクル施設の閉鎖による廃棄物	138
3.0	軽水炉燃料サイクルに於ける廃棄物発生量の推察	141
3.1	推察の前提	141
3.1.1	全発電能力と全原子力発電能力	141
3.1.2	軽水炉燃料サイクルに於ける発電能力，諸物質の流れ，および廃棄物発生量 予測の前提	141
3.2	見通しについて	146
4.0	特殊用語解説	164

LIST OF FIGURES

1 Process Operations and Wastes in the LWR Fuel Cycle20

1.1 Origin, Treatment and Disposition of Radioactive Wastes31
from a Power Reactor (Mode I)

1.2 Origin, Treatment and Disposition of Radioactive Wastes33
from a Power Reactor (Modes II and III)

1.3 Origin, Treatment and Disposition of Radioactive Wastes34
from a Reprocessing Plant (Mode II)

1.4 Origin, Treatment and Disposition of Radioactive Wastes35
from a Reprocessing Plant (Mode III)

1.5 Origin, Treatment and Disposition of Radioactive Wastes36
from a MOX Fuel Fabrication Plant (Mode III)

1.6 Mode I - 10 Year Spent Fuel Cooling, Then Engineered39
Storage

1.7 Mode II - 5 Year Spent Fuel Cooling, 1 Year HLLW Cooling -40
U Recycle Only

1.8 Mode III - 5 Year Spent Fuel Cooling, 1 Year HLLW41
Cooling

1.9 Modes Compared in Terms of Materials Processed in the.....43
Year 2000

2.1 The LWR Fuel Cycle 46

2.2 Alternative Fuel Cycles..... 54

2.3 Waste Sources from Alternative Fuel Cycles 54

2.4 Typical Flow Pattern of Radioactive Wastes in the BWR..... 58
System

2.5 Typical Flow Pattern of Radioactive Wastes in the 59
PWR System

2.6 General Scheme for Management of Liquid Wastes at 60
Reactors

2.7 Sources and Characteristics of Non-Gaseous Wastes from..... 62
1-GWe BWR with Deep-Bed Condensate Cleanup

2.8 Sources and Characteristics of Non-Gaseous Wastes from..... 63
1-GWe BWR with Powdered Resin Condensate Cleanup

2.9 Sources and Characteristics of Non-Gaseous Wastes from..... 64
1-GWe PWR with Powdered Resin Condensate Cleanup

2.10 Sources and Characteristics of Non-Gaseous Wastes from..... 65
1-GWe PWR with Deep-Bed Condensate Cleanup

2.11 Typical PWR Fuel Element..... 71

2.12 BWR Fuel Assembly 71

2.13	PWR Fuel Assembly.....	72
2.14	Fuel Storage Canister	80
2.15	Operations and Waste Generation Involving Reactor Fuel Storage Pools.....	82
2.16	Operations and Waste Generation Involving Fuel Storage Pools at Reprocessing Plants and Independent Locations.....	83
2.17	Reprocessing of LWR Fuel	86
2.18	Waste Generation Flow Sheet for Fuel Reprocessing I. Head-End	88
2.19	Waste Generation Flow Sheet for Fuel Reprocessing II. Solvent Extraction	89
2.20	Waste Generation Flow Sheet for Fuel Reprocessing III. Uranium Purification and Product Formation	91
2.21	Waste Generation Flow Sheet for Fuel Reprocessing IV. Plutonium Purification and Product Formation	94
2.22	Waste Generation Flow Sheet for Fuel Reprocessing V. Process Support	96
2.23	Waste Generated in Fuel Reprocessing Operations I. High Level, Intermediate Level, and Low Level Liquid Waste.....	98
2.24	Waste Generated in Fuel Reprocessing Operations II. Gaseous and Solid Waste.....	99
2.25	Distribution of Tritium in Fuel Reprocessing Wastes	107
2.26	Plutonium Combustible Solid Waste from the Mixed-Oxide Fuel Fabrication Plant	133
2.27	Plutonium Noncombustible Solid Waste from the Mixed-Oxide Fuel Fabrication Plant	134
2.28	Plutonium Liquid Waste from the Mixed-Oxide Fuel Fabrication Plant	135
2.29	Plutonium Ventilation-Filter Waste from the Mixed-Oxide Fuel Fabrication Plant	136

LIST OF TABLES

1.1	Reference Interim Storage Periods for the Three Fuel Cycle Modes	37
1.2	Distribution of Fissile Plutonium, MT - By 2000	42
1.3	Gases Released During Reprocessing Mode III	44
2.1	Summary of Non-Gaseous Reactor Waste Volumes	66
2.2	Characteristics of Unirradiated LWR Fuel Assemblies	74
2.3	Chemical Composition of the Reference LWR Fuel Assembly	75
2.4	Chemical, Radiochemical, and Thermal Properties of Irradiated Reference LWR Assembly at Three Cooling Times	76, 77
2.5	Reference LWR Fuel Assembly Weight Distributions at Various Appearance Rates	78
2.6	Summary of Solid Wastes Volumes from Spent Fuel Basins	84
2.7	Typical Plutonium Nitrate Specifications	93
2.8	Composition of Liquid High Level Waste Basis: 378 Liter/ MTHM, 25 GWd/MTHM, 35 MW/MTHM, SGR = 1.0 for MOX Content; No Xe, Kr, 0.1% I, Br, 8% ³ H, 0.5% Pu, 0.5% U, All Np, Am, Cm	101
2.9	Composition of High Level Waste Basis: 25 GWd/MTHM, 35 MW/ MTHM, SGR = 1.0 for MO Content No Xe, Kr, 0.1% I, Br, 8% ³ H, 0.5% Pu, U, All Np, Am, Cm	102
2.10	Properties of Intermediate Level Waste Solution After Neutralization	105
2.11	Estimated Composition of Low Level Liquid Wastes	106
2.12	Noble Gas Fission Products Available in Fuel Reprocessing	109
2.13	Solid Wastes From Fuel Reprocessing Operations	111, 112
2.14	Summary of Solid Waste from Fuel Reprocessing	113
2.15	Properties of Metals and Selected Elements Contained in Fuel Assembly Wastes	114
2.16	Radioactivity Content in Reference Fuel-Assembly Metal Waste as a Function of Long-Term Cooling	115, 116
2.17	Fission Product and Actinide Content of LWR Fuel for a "Throwaway" Fuel Cycle	118, 119
2.18	Properties of High-Level Waste from Processing of LWR Reference Fuel Compared with Properties of "Throwaway" Fuel	120
2.19	Radiation from High Level Waste Generated by Processing of Spent UO ₂ -Bearing LWR Fuel	121
2.20	Actinide Content of High Level Waste from Processing of UO ₂ Fuel and of LWR Reference Fuel	122

2.21	Properties of Plutonium from LWR-UO ₂ Fuel.....	123
2.22	Isotopic Content and Radiations from LWR Plutonium	124
2.23	Mixed Oxide Fabrication Plant Plutonium Feed.....	131
2.24	Amounts and Activities of Plutonium-Contaminated Waste	132
	from Mixed-Oxide Fuel Fabrication	
2.25	Volumes and Contamination Categories of Residues from.....	139
	Decommissioning of Light Water Reactors	
2.26	Contaminated Waste from Dismantling a 1500 MTU/year Fuel.....	139
	Reprocessing Facility	
2.27	Contaminated Waste from Dismantling a 300 MTHM/year Mixed-	140
	Oxide Fabrication Facility	
3.1	Characteristics of the Mod-Low Energy Growth Case	142
3.2	Projected Nuclear LWR Operating Capacity	146
3.3	Projected Accumulation of Uranium Ore Tailings	147
3.4	Materials Consumed, Produced, and Stockpiled for LWR Power	148
3.5	LWR Fuel Fabricated	148
3.6	Shipments of Plutonium by Truck to Fabrication Plants for.....	149
	LWR Pu-Recycle Fuel	
3.7	Fresh Fuel Shipments by Truck to LWRs	149
3.8	Predicted Distribution of LWR Spent Fuel Reprocessing Among	150
	U.S. Facilities in the Near Term	
3.9	Comparison of Reprocessing Requirements and Activities	150
3.10	Shipments of Spent LWR Fuel to Reprocessing Plants.....	151
3.11	Projected Accumulation of Solidified LWR High-Level Wastes	152
	at Fuel Reprocessing Plants Before Shipment	
3.12	Containers of 10-yr-Old LWR High-Level Waste Shipped	153
3.13	Projected Accumulation of Solidified LWR High-Level Wastes.....	154
	at a Federal Repository	
3.14	Projected Accumulation of LWR Cladding Wastes at a Federal	155
	Repository	
3.15	Projected Accumulation of Fission Product Tritium from	156
	LWR Fuel	
3.16	Projected Accumulation of Fission Product Iodine from LWR Fuel...157	
3.17	Projected Accumulation of Noble Gas Fission Products from	158
	LWR Fuel	
3.18	Projected Accumulation of ¹⁴ C from Spent LWR Fuel.....	159
3.19	Projected Accumulation of Beta-Gamma Wastes at Surface Burial.....	160
	Grounds	

3.20	Projected Accumulation of Plutonium Alpha Wastes at a Federal Repository	161
3.21	Projected Accumulation of Alpha-Beta-Gamma Wastes	162

序 文

この報告書は、商業用軽水炉燃料サイクルのバックエンドから発生する廃棄物の技術的な管理の諸方法について、廃棄物の種類及びその管理に利用できる各種の技術ならびにこれら技術の利用の可能性を記述したものである。

この報告書の目的は、将来の決定、評価及び環境へのインパクト陳述書の根拠に役立つと考えられる技術情報を包括的に要約することであり、従って、ある特定の廃棄物管理技術を取りあげたり、比較評価することはさけた。技術は発達過程にあつて、この報告書は将来見直しが必要であるが、その場合は、この内容は今後の補遺、改訂の基準となるらう。

廃棄物の管理は、処理、暫定貯蔵、輸送及び最終貯蔵あるいは処分の4段階に大別されるが、この報告書はこれをうけて下記のように5巻に分割した。

第1巻：軽水炉燃料サイクルにおいて、原子炉及びそのバックエンド（再処理及び燃料加工など）より生ずる廃棄物の各種管理方法

第2巻：廃棄物の各種処理方法

第3巻：暫定貯蔵と輸送

第4巻：最終貯蔵及び処分

第5巻：付録、特に今後最終貯蔵あるいは処分に利用できる地質構造の特性に重点をおいた補足情報

この報告書の作成は、ERDAのNuclear Fuel Cycle and Production部の指示を受けて、1975年8月に開始され、執筆には、ERDAの契約者、民間工業及び大学の専門家が当たり、調整はBattelles Pacific Northwest Laboratoriesが行った。完成したのは、1976年の3月であるが、各種技術の状況は、1975年9月1日現在について記述した。

緒言および管理者用要約

この書類は、商業用原子炉からの放射性廃棄物の管理技術を述べたもので、特に“軽水炉燃料サイクルのバックエンド(訳注, 4.0 参照)⁽¹⁾”に関連する廃棄物、すなわち軽水炉から生ずる使用済燃料の取扱いにともなう生ずる廃棄物を対象としている。軽水炉は、現在米国の商業的原子力工業において中心をなす原子炉型である。

この書類は技術の特徴をのべ、その有用性の状態を分類したもので、決して決定的あるいは計画的なものではない。内容は技術的なベースラインまたは参考書であって、放射性廃棄物管理技術についての情報の原典として役立つように企画されている。これは、放射性廃棄物の管理技術の開発活動の過去と将来とをつなぐ掛け橋でもあって、技術の現状をのべ、また将来の行動の基準を示している。ここに採用される技術は、適用される放射線安全規制以内で作業できることを、前提とした。

本書の由来と目的

この書類は、放射性廃棄物の管理に関し、環境陳述書作成のための各種の方法に対する要求と Joint Committee on Atomic Energy (JCAE) からの各種選択についての包括的な報告の要求に答えて生れたものである。また、これは商業的な放射性廃棄物の管理技術開発に関する責任を果すための ERDA の戦略の一ステップでもある。この書類は、選択討論のための JCAE の要求に答えるものでもあり、同時に ERDA プログラム計画および環境インパクト陳述書の作成のための基本情報とデータを与えるものでもある。R&D 計画及び環境インパクトについては、今後別の書類を提出することとなる。

この書類の基本目的は、政府、工業界および公衆に対して、たとえば環境インパクト陳述書の作成、商業用軽水炉燃料サイクルのバックエンドからの廃棄物管理に関する ERDA プログラムの選定などを行う場合に、考慮すべき便利で包括的かつ評価断定を加えない技術の詳細を提供することである。この型式の書類は、放射性廃棄物管理の各局面について実際に数多くの各種技術があるので必要であった。この情報の編集方法は、すべての技術的方法が考慮されており、選択を行なう者は誰れもが共通の情報ベースをもつことになるので非常に有益である。原典としての役割を保つため、この報告書では勧告及び比較評価を行なっていないが、プログラムの選択は、この書類の内容と各種方法に関する公衆討議によって将来引き出されるべきものである。

提出した技術の背景

使用済軽水炉燃料は、潜在的に商業的な関心が持たれる濃度の核分裂性のウラン及びプルト

ニウムをふくんでいる。これらの物質を利用するため、この燃料を処理してウランおよびプルトニウムを回収し、これらを混合酸化物の燃料要素（MOX燃料要素）に加工して原子炉にリサイクルする。

ウランとプルトニウムを回収し、これをリサイクルしてはじめて軽水炉燃料サイクルのバックエンドが閉じられた（closed）といえる。燃料サイクルのバックエンドの作業のこのモードに対する一つの方法は、使用済燃料を永久に貯蔵あるいは廃棄すべき物質とみなすことで、これは“使い捨て（throwaway）”燃料サイクルとして知られている。その他の方法に、燃料物質のいずれか一方のみをリサイクルするもの、たとえばウランをリサイクルし、プルトニウムを貯蔵するものがある。

燃料サイクルのバックエンドにおける放射性物質は、捨てられるべきものが廃棄物となる。発生時の廃棄物の形態は、各種の固体、液体および気体であり、これらを“1次”廃棄物という。

1次廃棄物は最終処分に先立って処理（treatment；訳注 4.0 参照）される。たとえば、液体は固体に変換し、可燃物質は減容のために焼却することができる。一般的に、この種の作業は“処理技術”として知られ、処理型式に応じて数多くの選択的な特有の概念（concept；訳注 4.0 参照）がある。

1次廃棄物を処理すると、処理された1次廃棄物と処理プロセスそれ自体から生ずるそのほかの廃棄物とからなる“2次”廃棄物を生ずる。たとえば、焼却ではろ過して放出すべきオフガスを生じ、1次廃棄物の燃焼残渣に加えて使用済フィルターが2次廃棄物の一部となる。

一般的に、処理作業は多種多様の1次廃棄物質についておこなわれ、これらを輸送、取扱いおよび最終処分に適した少数の2次廃棄物形態に変える。2次廃棄物の量と特性は、用いられる処理技術および燃料サイクルモード（たとえば、throwawayまたはclosed fuel cycle）ならびに処理開始前の保持時間のような要素によって変わる。

したがって、商業的放射性廃棄物管理について単一の独特な特徴づけはできない。特定の燃料サイクル条件と廃棄物管理技術は、各種の技術的方法の中から定めなければならない。この書類は、廃棄物管理技術の諸方法を調査し特徴づけるもので、あたかも完全な廃棄物管理システムを組立てることができる選択的な“積木”ともいえよう。

処理のほか、さらに次の3つの基本となる廃棄物管理の作業がある。暫定貯蔵、輸送および最終隔離あるいは処分である。これらのおのおのについての各種方法は、この書類で論じられている。本書では、用語をつぎのように定義する（訳注、4.0“特殊用語解説”参照）。

- 廃棄物を処理あるいは輸送などのその後の管理を予想して保留する場合の貯蔵は暫定的（interim）である。たとえば、固化する前の液体廃棄物のタンク貯蔵は暫定貯蔵である。
- 輸送（transportation）は1つのサイトから他のサイトへの物質の移動である。

一最終隔離または処分 (final isolation or disposal) は、廃棄物の最終処分 (final disposition) のための各種方法に対して用いられる用語である。“処分”は可逆性が殆んどないか、全くない廃棄物の管理方法を特にいう。“最終隔離”は、廃棄物を安定な地質媒体 (stable geologic media) 中に置くことによって、人類や生物的環境から廃棄物を隔離する方法をいう。

隔離方法のあるものは処分の概念を持つ。すなわち、廃棄物が可逆性を持たないような設置技術を用いて地質的隔離 (geologic isolation) をすることである。ほかに、最終貯蔵 (final storage) の概念を持つ隔離方法がある。この場合、廃棄物は可逆性の機会のある設置技術を用いて生物的環境から隔離される。

地質的隔離貯蔵の2つの型式はつぎのように区別される。すなわち、設置に用いられたのと実質的に同じ方法と速度で再取出し (retrieve) を可能とするような設置技術及びモニタリング作業を用いる“一時的な地質的貯蔵”と、掘削および採鉱技術を用いて廃棄物の再取出しが可能となる“恒久的な地質的貯蔵”とである。一時的な (provisional) 貯蔵に運用されている貯蔵場は、埋め戻しと密封によって恒久的な貯蔵に変えることができる。

この書類では、貯蔵または処分のための地質的隔離に用いられる媒体の4種の基本型式を論じる。すなわち、浅い大陸地質構造 (geologic formation)、深い大陸地質構造、海洋底および氷床がこれである。また、下記の2つの不可逆的な処分方法をも論じる。一つは、廃棄物の宇宙への廃棄であり、他の一つは、核粒子または放射線で廃棄物を衝撃して他の同位体に変換する核反応による変換 (transmutation; 訳注、消滅処理ともいわれる) である。これらの2つの方法は、廃棄物から分離しなければならない特定の廃棄物成分についてのみ適用することができる。

要約すると、軽水炉燃料サイクルのバックエンドの各種の方法は、燃料サイクルモードの選択、処理、暫定貯蔵、輸送および廃棄物の最終隔離または処分に用いられる技術の選択とからなる。この書類は、各種の廃棄物管理技術とその現状を述べる。これは、将来計画、公衆討論および環境インパクト陳述書に対する技術的基準である。

本書の記述範囲

本書は、軽水炉燃料サイクルのバックエンドからのすべての廃棄物の管理の全段階に関する各種技術を記述するが、これには原子炉からの廃棄物ならびに燃料サイクルおよび廃棄物管理施設の閉鎖 (decommissioning, 訳注 4.0 参照) にともなって生ずる廃棄物も含まれる。また、外国で開発中または使用中の技術も含まれている。

軽水炉燃料サイクルの諸方法、廃棄物の種類及び量についても本書では論じているが、実際には、廃棄物の量と型式ならびに特性は下記の多くの事項によって変わってくる。すなわち、

①原子炉の運転履歴，②使用済燃料の貯蔵期間，③燃料サイクルのバックエンドの運転モード（例えば“throwaway”か“closed”か），④用いられる使用済燃料の再処理技術，⑤適用する廃棄物管理技術および⑥廃棄物の暫定貯蔵期間などである。ここでのべた廃棄物の種類と量の予測とは，既知の技術特性と工業的に予想される運転法をもとにして推定した。

廃棄物の量と性質に及ぼす技術および燃料サイクルモードの影響を説明するため，本書では下記の3つの燃料サイクルモードを展望した。すなわち，①使用済燃料を再処理しない場合，②プルトニウムを貯蔵しウランをリサイクルする場合，および③ウランとプルトニウムの両方をリサイクルする場合である。この3つのケースのいずれにも現在の廃棄物管理技術の利用を仮定した。

本書でのべた廃棄物管理技術の説明は職業的な専門家向けに高度に圧縮されている。したがって，細部に興味をもつ読者は文献あるいは著者に相談されたい。文献は広汎に用いたが，廃棄物管理文献を余すところなく編集する企図はなく，必要なその他の文献や情報が入手可能なように選んだものである。

技術の現状

本報告書のおもな目的は，廃棄物管理技術をその商業的利用度の難易に応じて分類することであった。そのほかの目的は，必要な廃棄物管理技術がない分野，すなわち現在利用不可能あるいは開発中である分野が存在すればこれを明らかにすることであった。各種技術の状況の特性調査は1975年9月1日現在で行なった。

技術の状況は，それぞれ商業化されたもの（commercialized），利用可能なもの（available）および開発中のものと特徴づけて分類した。商業化された技術とは，産業目的をもって経済的規模で放射性物質を日常的に利用しているものである。その現状が，設計確認テストが必要であるとしても，フルスケールの商業的施設の設計や建設が始められる段階であれば，その技術は“利用可能”である。開発中の技術の状況は，研究室での初期の概念的試験から利用可能に近いまでの範囲のものがある。

本書に含まれている情報は，商業的軽水炉燃料サイクルのバックエンドからの放射性廃棄物の管理に必要なすべての技術が，それぞれ商業化，利用可能または開発中の段階にあってギャップがないことを示している。軽水炉燃料サイクルのバックエンドのすべての選択技術から発生する放射性廃棄物の管理は，上に定義した商業化段階または利用可能段階の技術を用いて達成することができる。軽水炉からの廃棄物管理の技術は十分商業化されている。再処理のような燃料サイクル作業からの廃棄物の処理，暫定貯蔵および輸送は，商業化段階か，商業規模設計および実証試験に応じうるか，または非放射性廃棄物の商業的管理方法の適応によって容易に満されうるかのいずれかの段階にある。

廃棄物の最終処分に利用可能な技術は、地中埋没と深い大陸地質構造中の暫定貯蔵である。深い地質的隔離に適していると予想される安定地質は既知であり、サイトの探査及び選定の技術は利用可能であり、廃棄物貯蔵所の設計原則も知られている。貯蔵所の設計と適格審査の手順は対象となるサイトによって固有なものであり、候補サイトが決まると必要に応じて開発することができる。

開発中の技術は既存技術とは別なものとなる。開発中の技術が完成すれば、既存技術に比較して、環境インパクトの減少、単純化した方法およびコスト減少などの利益ができると期待される。既存および開発中の技術の比較評価は、開発研究からの情報がこのような評価に足る程に蓄積されれば可能である。

書類の構成

この書類は処理、暫定貯蔵、輸送および最終隔離または処分という4つの基本的廃棄物管理技術を説明するように構成されている。

第1巻では緒言(管理者用要約)及び技術的要約のほか、軽水炉燃料サイクルの各種の方法についての背景情報、廃棄物型式の説明および廃棄物量の予測などをのべる。また、選択的軽水炉燃料サイクルモードの展望も行なった。

第2巻では各種廃棄物管理技術を述べる。第3巻では暫定貯蔵と輸送の各方法を、第4巻では最終隔離と処分の各方法をそれぞれ述べる。付録の第5巻は、大陸および海洋底地質に重点を置いて補助情報を与えている。

技術的要約

本節は、軽水炉燃料サイクルにおける原子炉、使用済燃料貯蔵プール、再処理工場および混合酸化物燃料加工工場からの放射性廃棄物管理のための各方法をのべた本書の技術的な要約である。一般的に用いられている術語によって商業的軽水炉燃料サイクルのバックエンドの廃棄物管理の各方法をのべる。

本書は各種の技術の特性を記述して、その状況を分類するものであって、決定または評価を意図していない。これは将来の決定、評価及び環境インパクト陳述書の基礎として役立つと予想される廃棄物管理の各方法についての技術情報のダイジェストである。採用される技術は、適用される放射線安全規制の範囲内で作業可能でなければならないと仮定した。商業的軽水炉燃料サイクルのバックエンドに重点を置き、参考書類としての役割のため、本書ではつぎの事項にはふれていない。

- 核分裂以前の廃棄物管理の説明
- 非商業的(たとえば国防用)な廃棄物管理の説明

- 環境インパクト論争の説明
- 望ましい商業的廃棄物管理システムの選択
- コストの推定と比較
- 安全性とリスクの推定と比較

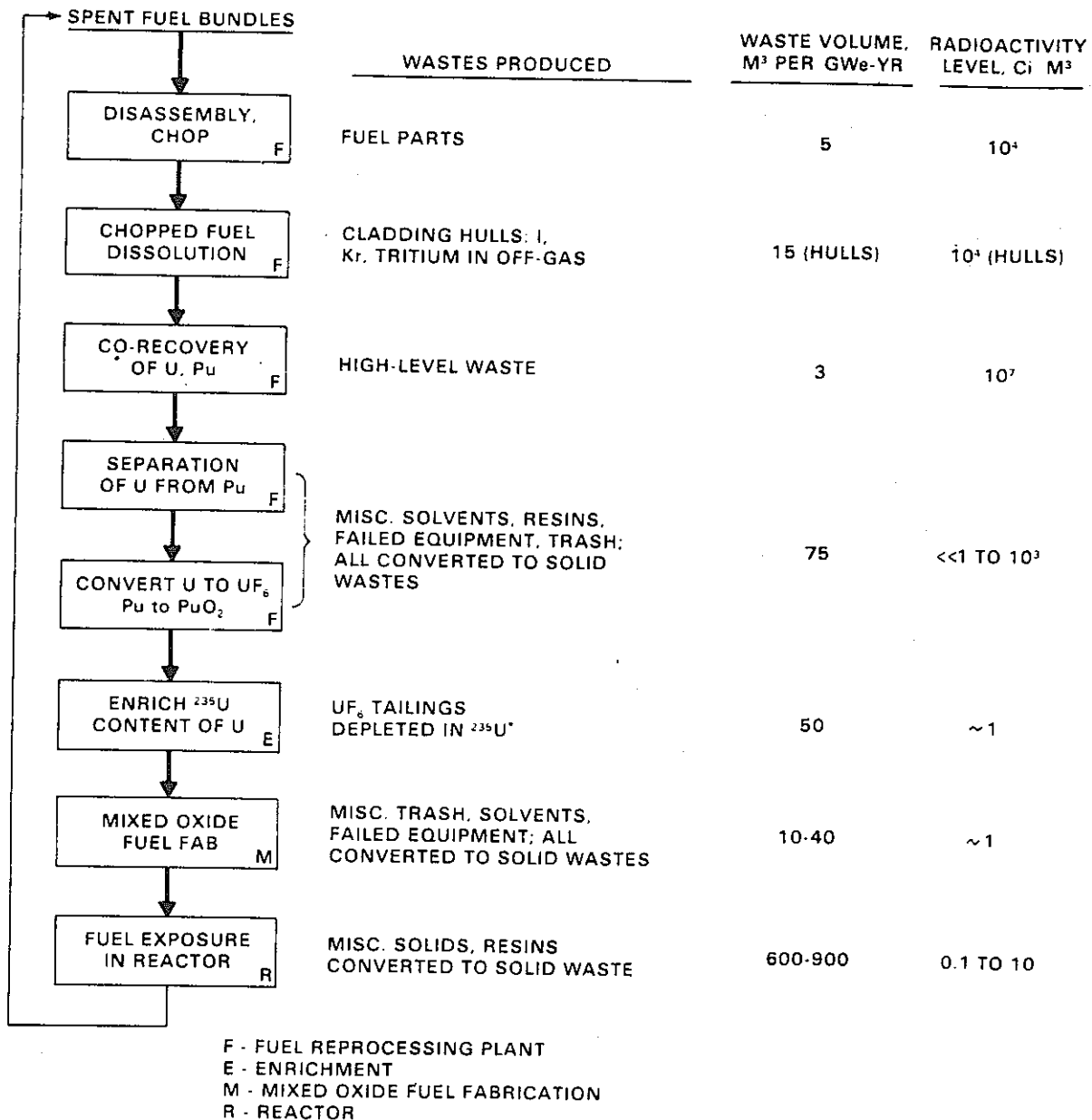
下記の事項は本書の範囲にふくまれている。

- 商業的軽水炉燃料サイクルのバックエンドからの廃棄物の類別と特性化
 - 廃棄物の量の予測
 - 廃棄物の処理，暫定貯蔵および輸送の各種の方法とその説明
 - 最終貯蔵と処分の各種の方法とその説明
 - 3種の燃料サイクル方法とその廃棄物管理システムの特徴づけの展望
 - 燃料の再処理なしの作業（“throwaway” fuel cycle）
 - ウランのリサイクル及びプルトニウムの貯蔵ならびに利用可能な廃棄物管理技術の使用
 - ウランおよびプルトニウムのリサイクルならびに利用可能な廃棄物管理技術の使用
- これらの特徴づけは，同じ廃棄物管理技術で作業される各種の軽水炉燃料サイクルモードを比較説明することになる。今日直ちに利用可能ではないが，経済性，環境インパクトまたは運転上の利益が約束される技術は研究開発の候補であり，またその燃料サイクル，廃棄物管理特性およびインパクトに対する効果についても詳細な評価を行うに値する。

各種の廃棄物管理技術は，以下の4つの基本的廃棄物管理作業について論ずる。

- 処理，廃棄物を発生時の形から取扱い，輸送および最終処分に必要な形に変えることで，生成時の廃棄物は“1次廃棄物”，処理作業から生ずる廃棄物は“2次廃棄物”と呼ばれる。
- 暫定貯蔵，1次および2次廃棄物が人間環境にある間の保持を称し，さらに処理や輸送などの管理作業が必要である。
- 輸送，サイト間の廃棄物の移動を称する。
- 最終隔離または処分，廃棄物の最終処分であり，基本的な方法は地質的媒体中に隔離するかまたは地球上から除外することである。

商業的軽水炉燃料サイクルで予想される廃棄物の型式，量および特性はFig. 1に要約されている。実際の廃棄物の量は，燃料サイクル作業および廃棄物管理に用いられる特定の技術に依存している。Fig. 1に示した数値は現行法での代表的なものである。また，同図の廃棄物型式と放射能特性は，商業的軽水炉燃料サイクルより発生する1次廃棄物の一般的な代表例であると考えられる。



*NOT DISCUSSED IN THIS DOCUMENT

FIGURE 1. Process Operations and Wastes in the LWR Fuel Cycle

燃料サイクルと廃棄物管理に対する各方法はつぎのように要約される。

燃料サイクル作業

軽水炉燃料サイクルのバックエンドで発生する廃棄物の特性と量とは、燃料サイクルと廃棄物管理作業に用いられる技術と整備・補給・貯蔵などの支援業務(logistics)の如何による。それぞれに利用可能な廃棄物管理技術を使うと仮定して、3つの基本的な方法について展望的な特性づけを行なった。

- ウランおよびプルトニウムのリサイクルなし
- ウランのみリサイクル（プルトニウムは貯蔵）
- ウランおよびプルトニウムのリサイクル

これらの方法に対する廃棄物管理の必要条件は詳細な点では異なっている。用いられた仮定の枠内では、後の2つのリサイクル方法の廃棄物管理に対する影響は同様である。すなわち、両方とも再処理が必要であって、廃棄物の量と特性に比較的強い影響がある。ウランに加えてプルトニウムをリサイクルすれば、燃料サイクルに混合酸化物燃料加工工場が必要となるが、この種の作業は廃棄物の量に小さい影響しか与えない。“使い捨て”燃料サイクル（ウランおよびプルトニウムのリサイクルなし）は、廃棄物の量を最少にするが、廃棄物中の長寿命のアルファ放射性核種のインベントリーを最大にする。これら代替法の詳細な比較は行なわなかったが、これは本書の範囲外である。

使用済燃料

使用済軽水炉燃料の暫定貯蔵と輸送の技術は、利用可能であって使用中である。もし使用済燃料が廃棄物となるならば、すなわち使用済燃料中のウランおよびプルトニウムを燃料サイクルにリサイクルしなければ、燃料集合体は廃棄物として貯蔵し管理することができる。たとえば、コンテナに入れ空間を金属で埋めてこの種の管理が行なわれる。このような技術は利用可能であるが、今まで使用されていない。

せん断燃料片の溶解浸出残渣

せん断浸出溶解した燃料片の残渣は、燃料被覆、燃料束支持棒、中性子毒棒、塊状の端部取付金具、燃料支持グリッド、各種のスプリングおよびスペーサーエレメントの短寸のものからなる固体廃棄物である。もとの燃料物質の0.05から0.5%が不溶解性残渣としてこれらの廃棄物とともに残る。利用可能な技術は、これらの廃棄物を処理せずに貯蔵するものである。今日までに米国のNFSプラントで発生した少量のせん断・浸出溶解残渣は、鋼製コンテナに封入して浅い地質的隔離（地下埋没場）におかれている。

これらの廃棄物の除染および機械的圧縮またはいずれか一つの方法、溶融あるいは化学反応により固化する進歩した技術が開発されつつある。

高放射性液体廃棄物

高放射性液体廃棄物（HLLW）は、再処理施設の第1溶媒抽出サイクルで生ずる。HLLWは、燃料サイクルのバックエンドの廃棄物中の99.9%以上の非揮発性核分裂生成物と50%以上のアクチニド放射能を含んでいるから、かなりの量の研究・開発および工業的手段がこの

廃棄物に適用されてきている。

軽水炉燃料サイクルのHLLWは、1966～1972年の間においてニューヨーク州のWest ValleyのNFSプラントで発生した少量を除いて、まだ米国内では生じていない。この廃棄物は現在貯蔵中である。現在の規制では、もっと多くの商業的HLLWが米国内で生じたときには、再処理後5年以内に安定な乾いた固体に変換しなければならないことが要求されている。

HLLWを仮焼した粉末またはガラスに変換する技術はある。軽水炉燃料サイクル廃棄物と化学的に異なり、放射線レベルの低いERDAの廃棄物は、1963年以来Idaho National Engineering Laboratoryで定期的に仮焼されてきている。フランスのMarcouleで建設中の生産規模のHLLWのガラス固化施設は、1977年に運転開始の計画である。米国ではHLLWのガラス固化処理法がいくつかERDAで開発中である。

非高放射性液体廃棄物 (Non-high-level liquid wastes)

これには各種の形の廃棄物がある。洗濯廃液や除染廃液などは一般的なものである。しかし、このカテゴリーには混合酸化物燃料加工工場からの酸性エッチング溶液とか、再処理工場からのアルカリ性溶媒洗浄廃液などのプラント固有の廃棄物も含まれる。このように非高放射性液体廃棄物のカテゴリーには、化学組成および放射性物質含有量が大幅に異なる広い範囲の放射性液体廃棄物がふくまれる。

非高放射性液体廃棄物の種類が広範囲にわたることと、プラント排液として水を放出できるように大容量のものを清浄化しなければならないために、一連の処理プロセスが普通必要である。処理には比較的普通の技術が使われる。最も普通に用いられるのは蒸発処理であるが、そのほかに逆浸透法、フロキュレーション法、沈澱法、ろ過法およびイオン交換法などがある。これらの技術はすべて利用可能で、大部分は現在原子力工業で使用されている。

再処理施設からの廃溶媒のようなある種の非高放射性液体廃棄物は可燃性であり、これらの焼却技術も利用可能である。

非高放射性廃棄物の固定化

ほとんどすべての核燃料サイクル作業は、輸送や貯蔵に先だって固定化 (immobilization) しなければならない液体または固体廃棄物を生ずる。これらの廃棄物を固定化するために多くの技術が現在使用中である。これには吸収剤の使用やコンクリート、アスファルトまたは尿素フォルムアルデヒド樹脂内に廃棄物を混和する方法などがある。吸収剤は、輸送や処分のために液体を固定化する目的で、化学工業界や原子力工業界で広く用いられてきた。典型的な粒状または粉末吸収剤にはひる石 (vermiculite)、シリカゲル、焼き石膏および各種粘土などが

ある。吸収法は適切に用いれば、処理生成物中にフリーの液体が存在しないように廃棄液体を閉じこめることができる。

セメントまたはコンクリート中に放射性廃棄物を混和する方法は多年にわたって一般的な手段であった。セメントと廃棄物の最適混合比率は固化される廃棄物の種類によって変わり、固化したプロダクト中の最大廃棄物含有量は固体廃棄物に対して75w/o、水溶液またはスラリーに対し33w/oが典型的なものである。

広い範囲の廃棄物をアスファルトあるいは瀝青中に固定化する商業化された技術は利用可能であり、固定化対象廃棄物には蒸発濃縮物、スラッジ、イオン交換体および焼却灰などがある。バッチ処理および連続処理の両方法がとくにヨーロッパで使用されている。

尿素フォルムアルデヒド樹脂中に廃棄物を固定化するシステムは、1972年以来商業的に市場化されている。

可燃性固体廃棄物

可燃性放射性固体廃棄物には、たとえば紙、ボロ、プラスチックシート、防護衣、グローブ、ゴム靴、木、有機イオン交換樹脂、フィルター助材などの多種多様なものがある。これらの多くは普通可燃性のものと不燃性のものの混合物からなる一般廃棄物として集められる。したがって、一般に処理法は廃棄物の仕分けをふくむ。

廃棄物の組成はそこでおこなわれる作業によって変わる。一般廃棄物あるいはグローブボックス作業以外からの廃棄物は、おもに紙、木材、ボール紙、吸収用木綿、木綿衣類およびボロ切れなどのセルローズ物質を含んでいる。普通は、これらの物質は水蒸気と二酸化炭素を放出して簡単に燃える。一方グローブボックスから生ずる廃棄物は、上記のセルローズ物質が大部分グローブボックス作業から除外されているので、主としてゴムやプラスチック物質を含む。

各種の処理技術が可燃性廃棄物に利用可能である。これには箱または鋼製ドラムに単に貯蔵するものから、圧縮、コンクリート封入および焼却までの広い範囲にわたっている。

圧縮または圧縮包装(baling)は、廃棄物の減容のための機械的作業であり、典型的な可燃性廃棄物に対して5~10倍の減容が期待される。細断してから圧縮する方法は、減容比を増すために時に利用される。

可燃性廃棄物の中にはコンクリートと混合して固定化されているものもあり、この種の作業例には脱水したイオン交換樹脂のセメント中への混和がある。

可燃性廃棄物の焼却の原理は単純であるが、放射性物質に適用するときは特別な考慮が要求される。これらのうち最も重要なものはオフガス清浄システムに関するものである。焼却システムの多くの方法が米国内で開発され、評価されている。これらのシステムには簡単な単室ユニット、流動床、移動火格子(moving grates)およびロータリーキルンがある。運転モード

には過剰空気焼却，制限空気焼却および酸性消化法 (acid-digestion) などがある。

不燃性固体廃棄物

これらの廃棄物の主な構成物は金属であるが，またガラスやコンクリートのような不燃性物もある。グリース，プラスチックおよび床の掃き出しくずのような可燃性物質が時に不燃性廃棄物と共存することもある。

不燃性廃棄物となる品物の例はポンプ，プロセス容器，配管および研究室用またはプロセス用グローブボックスなどの運転不能あるいは旧式化したプロセス機器である。これらの大きな品物は，その寸法と時によっては高放射線レベルのため，特異な廃棄物管理問題を起す。また，この廃棄物カテゴリーの中の小さい品物はフィルター，壊れたガラス器具およびしゃへい材料などである。

より小さな不燃性固体廃棄物は可燃性物質にしばしば随伴する。たとえばプロセスバルブの交換のようなプラント保守作業はプラスチック，ポロおよびその他の可燃性物を汚染し，したがって包装前の仕分けまたは分別作業が必要となる。

大型不燃性廃棄物の管理の手段は除染，解体および包装である。商業的な技術がこれらに利用可能である。除染は普通数種の薬剤を用いる化学的フラッシングによるが，また機械的作業も行なわれる。解体は金鋸や機械的切断，引き裂きおよびトーチや電気アークを用いる切断によって行なわれよう。梱包は粉碎や機械的圧縮を用いるか，または用いないで行なわれる。

将来用に開発中の進歩した方法はこれらの廃棄物の最終容積を減らし，その処理に必要な個々の機械的作業を減らす方向にある。

気体廃棄物

気体廃棄物は放射性希ガス，ヨウ素，トリチウムおよび ^{14}C を含む。処理技術は希ガスおよびヨウ素については利用可能で，トリチウムと ^{14}C については開発中である。トリチウムと ^{14}C 用に開発中の技術は将来の必要に対処するため，これらの放出割合の現状は現在の規制によれば処理を必要としない。

オフガス排気から希ガスを捕集する2つの技術が利用可能である。1つは全オフガス流を極低温処理し，つづいてえられた液化空気を希ガス成分を純化するために分留する方法である。この技術は現在 Idaho Chemical Processing Plant (ICPP) で用いられている。第2の技術は液体炭化フッ素吸収剤による捕集である。この技術は現在軽水炉から放出される希ガスの捕集用に商業的に提案されている。

現在，捕集された希ガスは加圧したガスシリンダーに貯蔵されている。方ソーダ石ゼオライト媒体中に希ガスをカプセル詰めする技術開発が現在進行中である。ゼオライトカプセル詰め

の利点は、希ガスの長期貯蔵が圧力容器の健全性と関係なくなることである。

ヨウ素はアルカリ洗浄、金属混入吸着剤による化学吸着、硝酸第2水銀-硝酸溶液洗浄および Iodox 洗浄（訳注：高濃度硝酸による洗浄捕集法）などの多くの利用可能な技術の1つを用いてオフガス中から除去できる。技術の選択は、処理するオフガス流の性質と捕集したヨウ素の望まれる最終プロダクト形態によってきまる。

廃業する施設の除染と閉鎖

燃料サイクル作業で汚染した施設は廃業時に多量の廃棄物を生ずる。汚染した施設の閉鎖（decommissioning）に対して3つの方法が Nuclear Regulatory Commission (NRC) の規制ガイド 1.8.6 に示されている。その方法は保護的貯蔵（protective storage）、埋葬（entombment）および解体（dismantling）である。

保護的貯蔵はしばしば mothballing（虫よけ玉あるいは船の機械などを耐気性のプラスチックカバーでおおうこと）といわれる。この閉鎖法では、施設は数十年から2～3世紀の長期にわたり安全にその場所に残しておかれるように準備される。潜在的に動きやすい放射性物質はサイトから取除かれ、すべての運転システムと支援ユーティリティーは運転しない状態のままに置かれ、連続的な監視計画が樹立される。

埋葬は、すべての保護的貯蔵のステップをふむが、さらにすべての汚染した施設部材を欠陥のない構造中に閉じこめる。このような汚染した部材には、軽水炉の圧力容器や内容物または再処理施設の主要プロセス容器などが含まれよう。

解体法では、放出の非規制基準を越えるすべての放射性部材や物質の施設サイトからの除去を含む。放射能がすべてなくなると、サイトに対するすべての制限が解除される。このモードの閉鎖は施設の廃業の直後に適用されるか、または短寿命の放射性核種を壊変させるためである期間保護的貯蔵した後に行なわれる。

閉鎖の3方法はすべて用いられている。たとえば、Hanford の4原子炉やミンガンの Fermi 炉は保護貯蔵され、現在もこの状態にある。ネブラスカの Hallam 近くの Hallam 原子炉施設は埋葬された。ミネソタの Elk River の原子炉は、1968年に運転停止後解体され、原子炉サイトは非制限区域に戻った。その他の施設にもまたこれらの閉鎖技術が用いられている。

廃棄物の暫定貯蔵

総合的な廃棄物管理プログラムの一連の作業の間に、各種の廃棄物に対し暫定貯蔵をしなければならないいくつかの時点がある。暫定貯蔵は、高放射性および中放射性廃棄物の中間的液体貯蔵のように、作業間の保持または中間タンク貯蔵ともいえる。また、最終隔離または処分

に先立つ最終固体廃棄物プロダクトの貯蔵も暫定貯蔵である。

暫定貯蔵施設は、人に対する放射線被曝を最少にし、必要なかぎり長く廃棄物を封じ込めるように設計する。廃棄物コンテナは、固体廃棄物の暫定貯蔵期間の終りで再取出しし、その後の処理または貯蔵サイトへ輸送できるものでなければならない。このさい、再梱包の必要がないことが望ましい。また偶発的な侵入や破壊行為およびその他の有害な行為に対して、廃棄物を保護するような考慮を払わなければならない。

暫定貯蔵は、商業的にも E R D A の施設でも、軽水炉燃料サイクルのバックエンドからのすべての代表的な廃棄物に用いられてきた。貯蔵技術には液体廃棄物のタンク貯蔵、使用済燃料のプール貯蔵および固体廃棄物の倉庫またはその他の工学的地表貯蔵などがある。固化した高放射性廃棄物の取出し可能な地表貯蔵は、研究されているが、実行されてはいない。

輸 送

核物質の輸送は核燃料サイクルの運転施設間で必要である。これらの輸送ステップには、使用済燃料の原子炉から再処理施設への移動、再処理工場から連邦政府貯蔵所への廃棄物の移動および回収されたプルトニウムの移動などがあり、これらのすべては Department of Transportation の規制の範囲内で行なわれなければならない。

使用済燃料の輸送

使用済軽水炉燃料を輸送する技術とハードウェアは使用中である。トラックキャスクおよび列車キャスクが現在利用可能である。これらのキャスクの大部分は、キャスク内装物を若干変更すれば、PWRまたはBWRの使用済燃料が受入れられる。

輸送する廃棄物の種類

輸送を必要とする廃棄物の種類は、固化した高放射性廃棄物、せん断-浸出溶解した燃料片の残渣および非高放射性固体廃棄物などである。

今日まで固化した高放射性廃棄物は産業界の商業部門で発生したことがなく、したがって出荷されたものもない。この種の廃棄物の輸送に重しをかけた輸送キャスクの概念設計は利用可能である。これらのキャスクは、現在使用済燃料キャスクに利用されているものに似ている。

また今日まで、せん断-浸出溶解した燃料片残渣もサイト外輸送が必要となったものはない。したがって、これらの廃棄物用として特別に設計された輸送容器は現在利用可能でない。しかしながら、この廃棄物は通常の放射性輸送容器技術を用いて輸送することができる。

非高放射性廃棄物は、すべての燃料サイクルのバックエンドの施設で発生する。このカテゴリーの各種廃棄物に即応するために、いくつかの廃棄物輸送容器とキャスクが今日開発され、

許可され、商業的に利用可能である。新しいキャスクを必要とするような特別な型の非高放射性廃棄物が生成されることもあろうが、これらのキャスクは既存技術で開発することができる。

プルトニウムは再処理施設で使用済燃料から分離され、燃料加工工場に出荷される。規制により、1978年6月以降出荷されるプルトニウムはすべて固体の形である。少量のプルトニウムは現在定常的に輸送されている。産業界が十分発達して大量輸送が必要となるときにそなえて、進歩したプルトニウム・キャスク設計が現在開発中である。これらの開発は、プルトニウムを含む廃棄物にも利用可能であろう。

最終隔離と処分

商業的軽水炉燃料サイクルで発生した廃棄物の究極的管理には2つの基本的な方法がある。すなわち、(1)地質的隔離と、(2)地球上から除去する方法である。地質構造中に置くという地質的隔離には2つの選択がある。設置後の廃棄物の再取出しを考慮する貯蔵と、再取出しされないという予測に基づき設置技術を用いる処分とである。

地球上よりの除去法は、ロケットによる宇宙射出と核反応による変換である。後者ではより早く壊変するか、より危険の少ない放射線を放出する新しい核種に有効に変換するために、廃棄物中の核種を核粒子または放射線で照射する。

地球上よりの除去法は特定の廃棄物成分のみに適用可能であるが、必要な分離技術はまだ開発されていない。

地質的隔離の基礎概念は、必要な期間隔離状態を維持できると考えられる安定な地質媒体中に廃棄物を置くことである。もし地質媒体が核種の移動を妨げる能力があれば、地質的隔離は今後増大すると考えられる。

4種の地質的環境が放射性廃棄物隔離用の候補として知られている。すなわち、海洋底、氷床、生物環境から隔離された深さにある大陸下の地質構造および埋設用に用いる浅い大陸の地質構造である。

現在の技術では、これらの地質的隔離法を用いる機会はずぎのように要約される。

- 氷床に対しては、さらに地質学的および気象学的データが必要である。
- 海洋底の地質構造への処分は現在調査中である。現在技術情報の基礎は不十分であるが、今日までにえられた情報はすべてこの概念を支持している。
- 地中埋設場すなわち浅い地質構造への設置は、過去に用いられてきたし将来も予想される。過去のこの概念の使用では、浅い地質構造での隔離に対しシステム的なアプローチが十分に用いられなかったが、現在は実施法は改善されつつある。
- 深い地質構造中への処分については、数多くの概念がある。大部分の概念は現在の技術でも可能であるが、設置後の長期安定性は評価されていない。

○処分または永久貯蔵用に適した深い大陸地質構造が知られている。特定の貯蔵所サイト選定の手順と技術は利用可能であり、通常の工学的手法を貯蔵所システム設計に用いることができる。

この地質的貯蔵または処分は、廃棄物を隔離して保持する安定な障壁として役立つ地質的媒体に依存している。地質的障壁は、そのシステムの安定性に寄与する廃棄物の型式や工学的構造を選ぶことによって増大し、また貯蔵システムにおいては廃棄物の再取出しの可能性を与える。

地質的隔離貯蔵所の設計は、そのサイト、地質媒体および置かれるべき廃棄物の特性について固有のものである。廃棄物取扱施設と設置の配列の設計において考察すべき要素は、廃棄物容器の寸法と形、廃棄物からの熱と放射線放出、廃棄物と地質媒体の間の化学的、熱的、機械的および放射線的相互作用および運転安全性への要求である。貯蔵所は通常の鉱山技術で掘削することができる。

貯蔵所は始め“暫定的”地質貯蔵すなわち廃棄物設置に用いられたのと本質的に同じ方法と速度で廃棄物が取出されるように設計することができる。このような貯蔵所は、データをとり長期安定性について試験評価するためある期間作業を行なった後、埋戻して密封することにより“恒久的”地質貯蔵に変えることができる。

1.0 軽水炉燃料サイクルのバックエンドに関する技術的諸方法

軽水炉燃料サイクルでは、使用済燃料中のUおよびPuを回収し、これらのエネルギー原料を新燃料に成形加工して動力炉にリサイクルする方法がある。また燃料サイクルのバックエンドには、UとPuのどちらも回収およびリサイクルしない方法と、それらのうちのどちらか一方を回収してリサイクルする方法もある。そのほかの技術的選択は、燃料サイクル作業および廃棄物管理のための技術が考慮される時点で決定される。

従って、軽水炉燃料サイクルのバックエンドには多数の技術的方法がある。利用する技術と選択したU、Puのリサイクル方法によって、発生する廃棄物の量と性状が変わる。またホールドアップ期間（例えば、再処理前の使用済燃料の貯蔵期間）も、常に管理すべき廃棄物量と廃棄物貯蔵施設的能力などの支援業務因子（logistic factor）に影響する。したがって廃棄物管理の必要条件は、燃料サイクルのバックエンドの作業方法に大いに関係する。

この節では代表的な3つの燃料サイクル方法に対する廃棄物管理の特徴を概説するが、各々の場合利用可能な廃棄物管理技術を用いるものとする。これらの例で用いたのと異なった技術と作業モードを利用すれば廃棄物量と廃棄物管理の面で違いが生ずると考えられる。

1.1 燃料サイクルの選択

考えられる3種の基本的な燃料サイクルの作業（operating）モードは次のとおりである。

モードⅠ UおよびPuをリサイクルしない場合

この燃料サイクルは使い捨て（throwaway）燃料サイクルとして、しばしば引き合いに出される。この方法ではUもPuもリサイクルしないで、使用済燃料を廃棄物として管理する。

モードⅡ Uのみリサイクルする場合

この燃料サイクルの場合、使用済燃料は再処理して核分裂生成物（FP）からUとPuを分離するが、リサイクルするのはUだけであって生ずるPuO₂は貯蔵する。再処理作業で得られたUF₆製品は濃縮工場へ送り、濃縮UはUO₂燃料に加工して軽水炉にリサイクルする。

モードⅢ PuとUをリサイクルする場合

UとPuの両方もリサイクルするこの燃料サイクルの場合、使用済燃料は原子炉で短期間暫定貯蔵したのち、再処理工場へ輸送する。ここで使用済燃料は処理され大別して高放射性廃棄物、U製品およびPu製品となる。U製品はUF₆に転換しPu製品はPuO₂に転換する。UF₆はU濃縮工場へ輸送し、一方、PuO₂は加工工場天然Uと混合してPuとUの混合酸化物燃料に加工する。U濃縮工場濃縮したUは加工工場UO₂燃料に加工する。その

後、混合酸化物燃料、 UO_2 燃料ともに軽水炉にリサイクルする。高放射性廃棄物は再処理業者によって固化処理され、連邦政府貯蔵所に引渡される。

1.2 各種の燃料サイクルにおける廃棄物管理

上述の3つの燃料サイクル作業モードで生ずる廃棄物の一部は同じような物となる。特に原子力発電所の作業には違いがないので、原子炉側で発生する廃棄物はおのおのの燃料サイクルモードで本質的に同種のものとなると考えられる。しかしながら、それ以外の燃料サイクル廃棄物は放射線的組成、物理的特性および発生量に違いが生じよう。

モードIの使い捨て(throwaway)燃料サイクルの場合、UおよびPuの全てが廃棄物になるため放射線的組成に違いが生ずる。この場合は、燃料サイクルモードIII(UとPuの両方をリサイクル)で高放射性廃棄物中に通常含まれる量の約200倍のUとPuが使用済燃料集合体とともに捨てられる。一方、モードIIIの廃棄物中のPu以外の超ウラン元素の含有量はPuをリサイクルしないモードの場合よりも高濃度になる。例えばこの事は、モードIIIの高放射性廃棄物の中性子放出率がモードIIの高放射性廃棄物のそれより高いことを意味する。3種の燃料サイクル作業モードより発生する廃棄物の放射線的組成の違いを2.4.3節のTable 2.17からTable 2.22に詳細に示す。

1.2.1. 各燃料サイクル法に対する廃棄物管理システム

3種の燃料サイクル作業モードの各々に対し、本書で述べる利用可能な技術を用いて確立しうる廃棄物管理システムをFig 1.1からFig 1.5に示す。すでに述べたように、これらのシステムは例であり、また、現在の技術で実行できる代表的なものではあるが、これらのシステムが上述の燃料サイクルに対して最適なシステムであると暗示するつもりはない。

モードI Fig 1.1にモードI、すなわち使い捨て(throwaway)燃料サイクルに対するモデル的(reference)廃棄物管理システムを示す。この作業モードの場合は、燃料サイクルのバックエンドにおける作業構成要素は、使用済燃料集合体の暫定貯蔵所だけである。プールと梱包設備ならびにできれば最終貯蔵あるいは処分施設で構成されている1つの貯蔵所が多数の原子炉に対処することとなる。原子炉運転者は、使用済燃料を再処理工場の代わりにこれらの施設へ直接輸送する。

使用済燃料は貯蔵所のプール中で数年間貯蔵し、その後の最終貯蔵あるいは処分の際の熱除去の問題を最小にするよう崩壊熱生成率を十分に小さくしておく。プール貯蔵施設の

作業より生ずる廃棄物は 2.3 節で、使用済燃料要素の梱包技術は 1.7.3 節でそれぞれ述べる。この特性記述に当たっては、使用済燃料温度を可能な限り低く保つために使用済燃料集合体を軟鋼製容器内で 4 グループに分けて収納し、その周囲に高熱伝導度の金属を充填するものと仮定した。

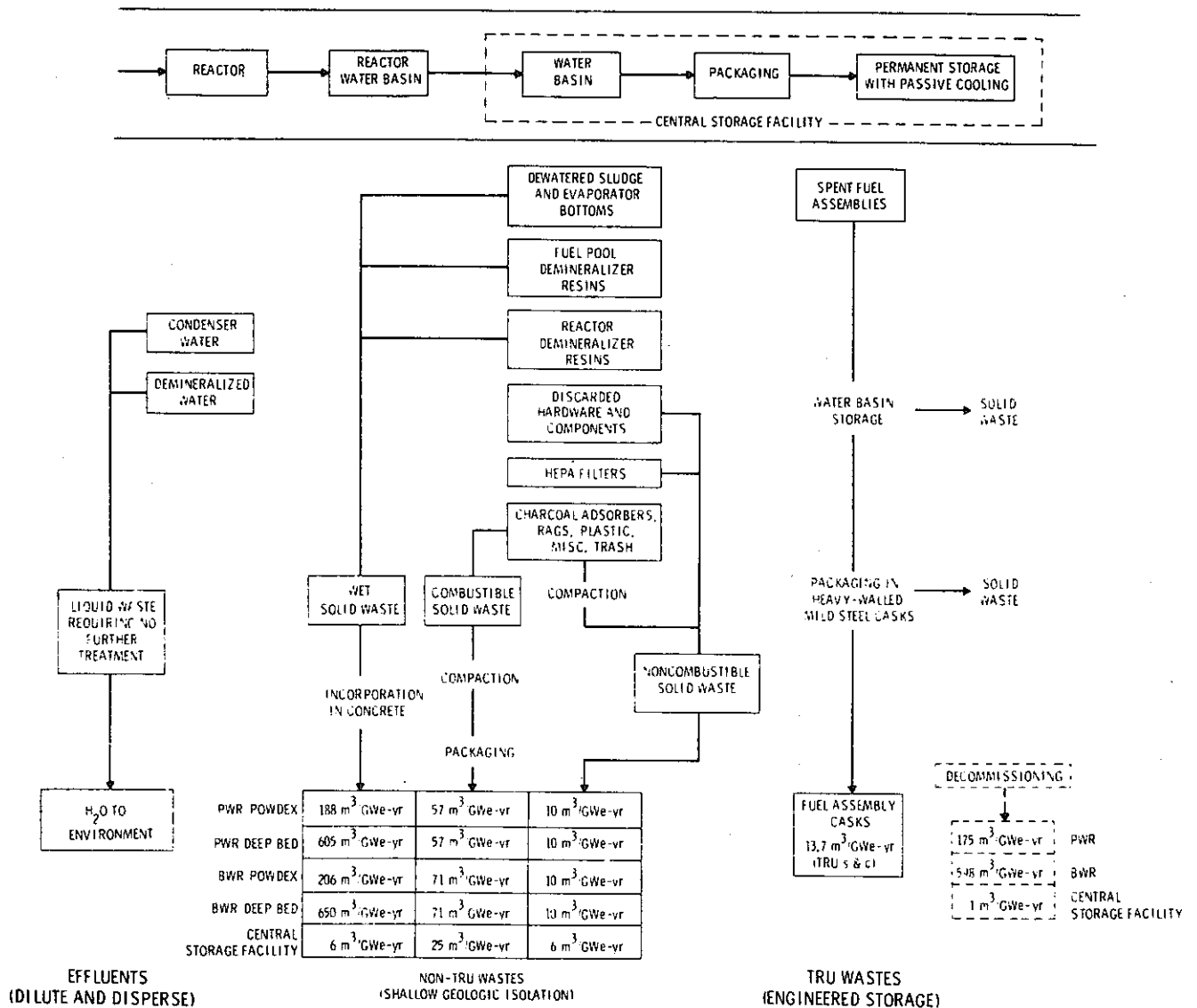


FIGURE 1.1. Origin, Treatment and Disposition of Radioactive Wastes from a Power Reactor (Mode I)

また、使用済燃料は、積極的な冷却をしない地表あるいは地表下の工学的貯蔵施設に貯蔵されると仮定した。この種の貯蔵手順を 1.7.4 節に述べる。その後、使用済燃料容器は深層の地質構造中の貯蔵庫に移送されよう。

原子炉作業で発生する廃棄物は、Fig 1.1 に示す普通の方法で処理する。ぬれたスラッシュや樹脂等はコンクリート固化し、乾燥した廃棄物は圧縮・梱包したのち浅い地質に隔離（地下埋没場）する。廃棄物の発生容量は、原子炉の炉型と凝縮液の処理方法によって非常に異なる。原子力発電所から発生する廃棄物については、2.2 節に詳細を述べる。

モードⅡ モードⅡの燃料サイクル作業の場合、使用済燃料は再処理し、Uは濃縮して燃料に加工後リサイクルする。この作業モードでは廃棄物あるいは副産物と考える Pu は、PuO₂ に転換して貯蔵施設に送る。モードⅡの燃料サイクルのバックエンドの2つの構成要素、すなわち原子炉と再処理工場のモデル的廃棄物管理システムを Fig 1.2 と 1.3 に示す。

原子炉から生ずる廃棄物は、モードⅠで述べたのと同様な方法で管理されよう。

再処理工場より Fig 1.3 に示す種々の廃棄物が発生する。この図に、各種のカテゴリーの廃棄物の再処理工場における主要な発生源とこれらの廃棄物の処理方法を示す。これらの廃棄物の詳細と組成は 2.4 節に述べる。廃棄物の処理によって、2次廃棄物が生ずる場合は（例えば、高放射性廃棄物をガラス固化する場合）、この2次廃棄物の容量を全体の廃棄物容量に織込んである。再処理工場で発生する廃棄物の容量のうちの70%が超ウラン元素で汚染したものであり、これらの廃棄物は究極的には深層の地質構造中の貯蔵所に貯蔵するものとした。

Iは捕集されてオフガスから除去されるが、希ガス、³H、¹⁴Cは現在と同様に放射性気体廃棄物として放出されると仮定した。プロセス水は蒸発し放射性気体廃棄物の一部として放出されると仮定した。

Puは臨界形状の鋼鉄製の容器に1バッチ約5Kgで貯蔵し、使用済燃料の場合と同様に適用可能ならば深層の地質構造中で工学的暫定貯蔵するものと仮定した。

モードⅢ Fig 1.4 に示す様に、モードⅢの場合に再処理工場から発生する廃棄物は、PuO₂製品を梱包して連邦政府貯蔵所へ輸送する代わりに酸化物燃料加工工場へ輸送するというものを除けば、モードⅡの作業の場合と同様である。モードⅢの作業の場合は、混合酸化物燃料加工工場から付加的な廃棄物が発生する。

Fig 1.5 に混合酸化物燃料加工工場での廃棄物の主要な発生源を示したが、これらの廃棄物の詳細な情報は 2.5 節に示す。混合酸化物燃料加工工場から発生する廃棄物の全てが超ウラン元素で汚染している可能性があることを考慮しなければならない。従って、究極的にはこれらの廃棄物は深層の地質的隔離あるいはそれと同様の処分をうける。

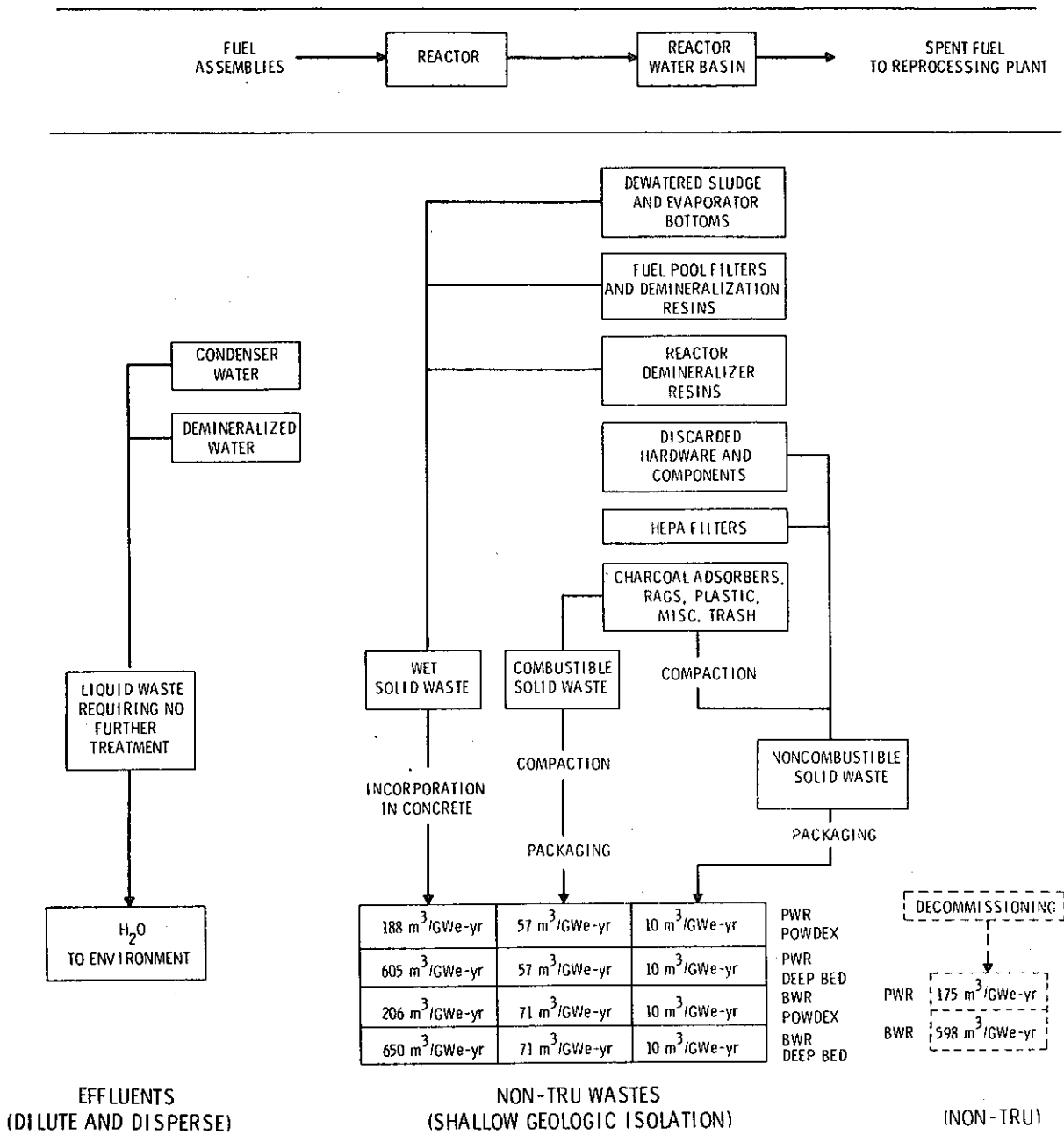


FIGURE 1.2. Origin, Treatment and Disposition of Radioactive Wastes from a Power Reactor (Modes II and III)

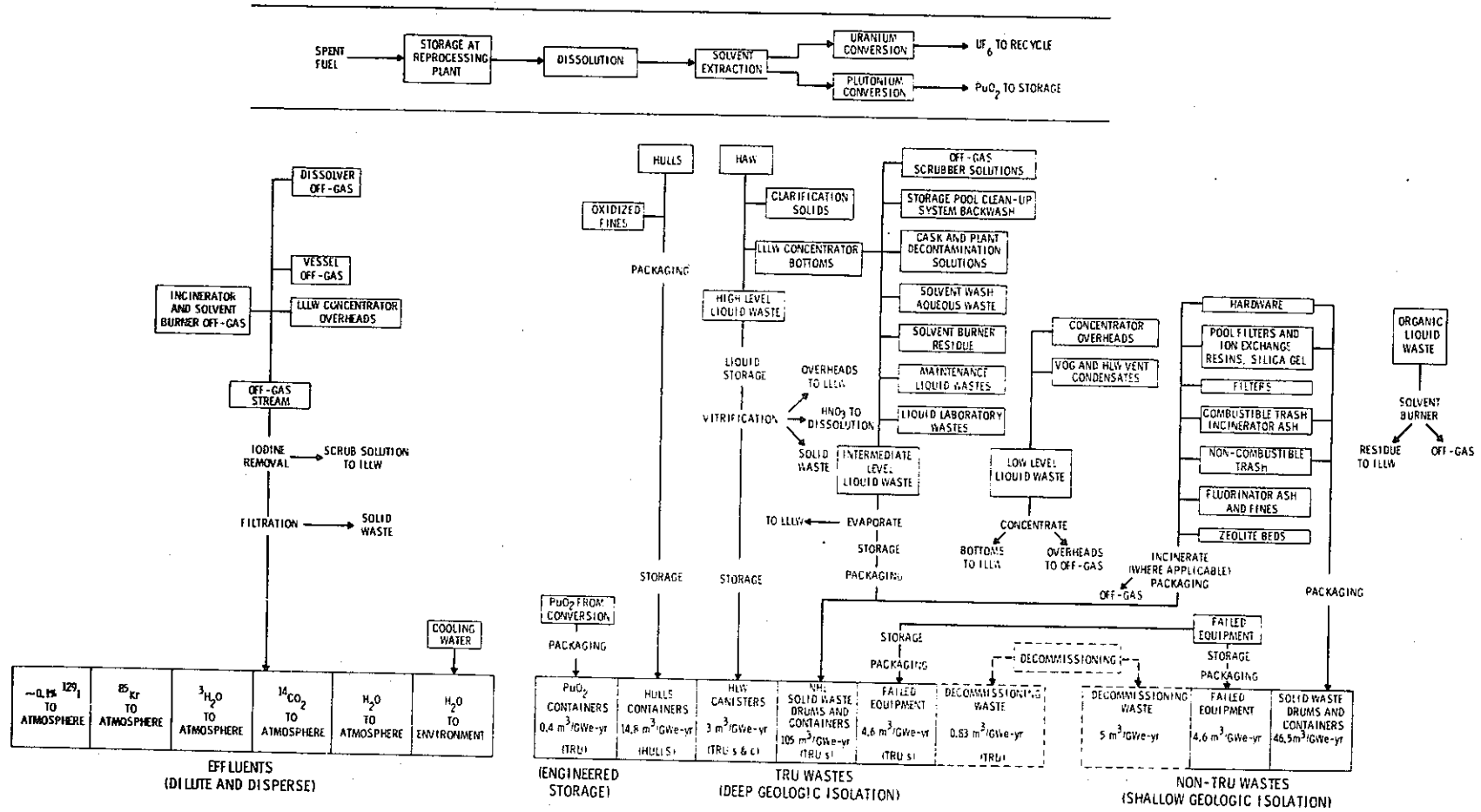


FIGURE 1.3. Origin, Treatment and Disposition of Radioactive Wastes from a Reprocessing Plant (Mode II)

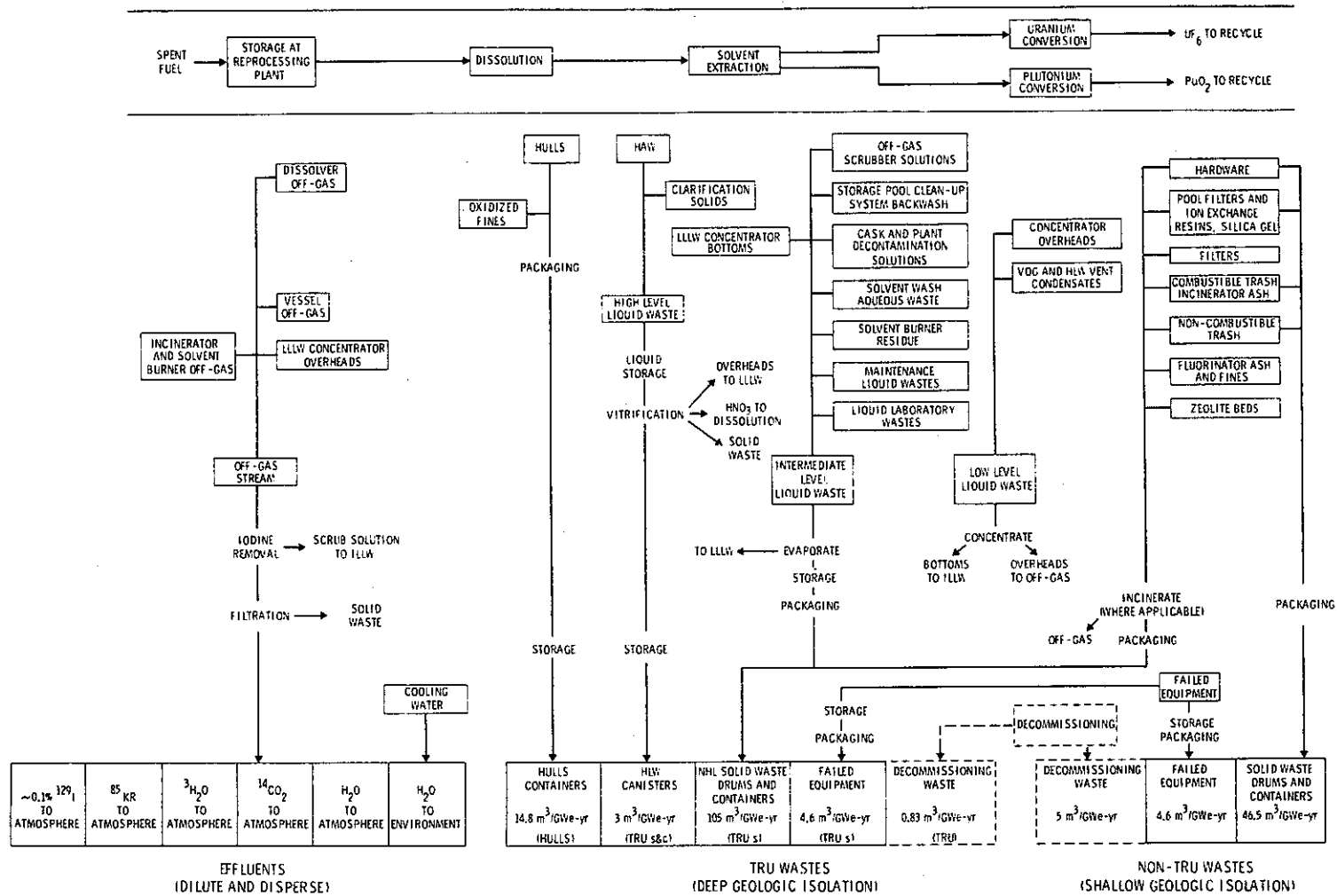


FIGURE 1.4. Origin, Treatment and Disposition of Radioactive Wastes from a Reprocessing Plant (Mode III)

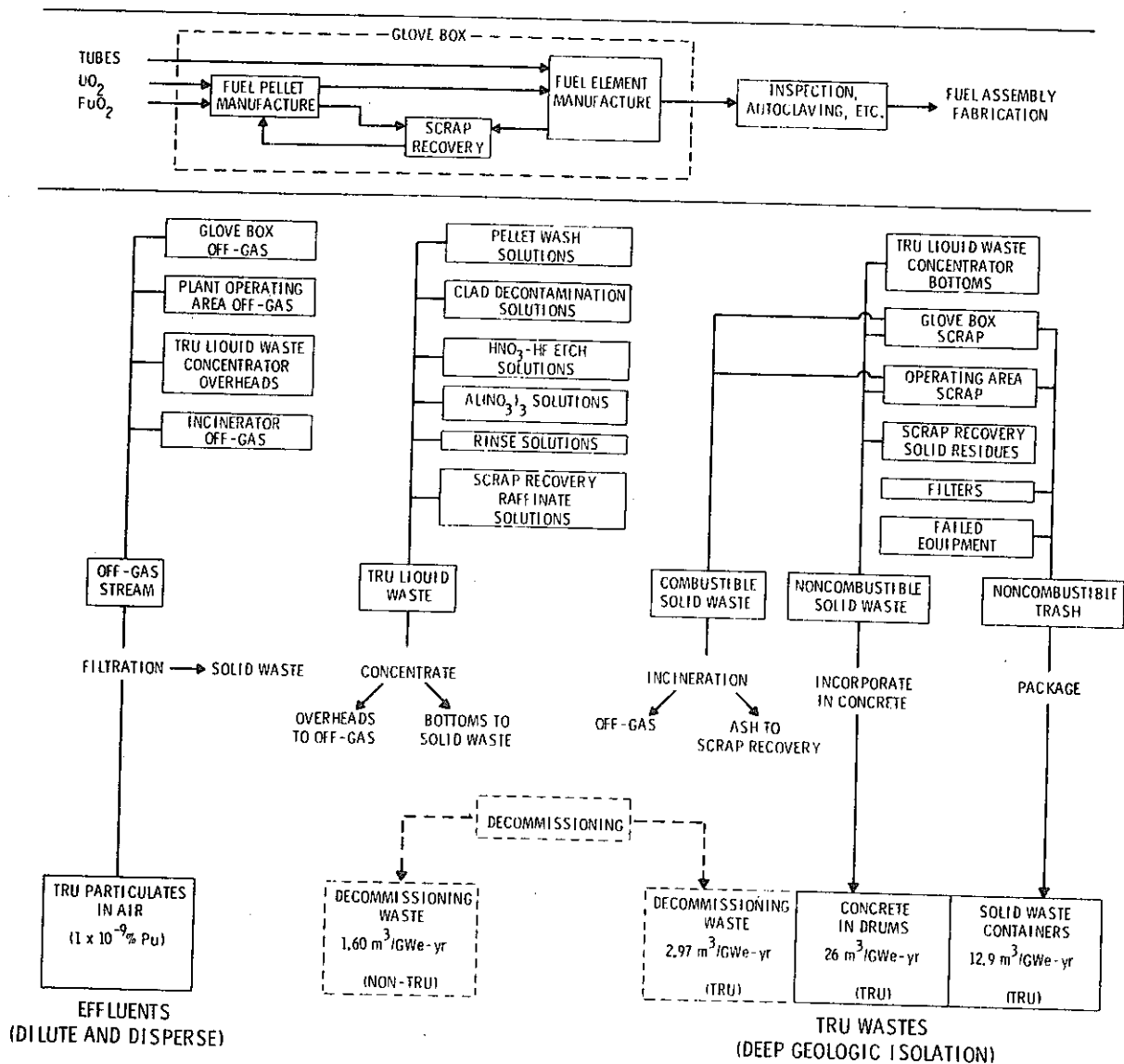


FIGURE 1.5. Origin, Treatment and Disposition of Radioactive Wastes from a MOX Fuel Fabrication Plant (Mode III)

1.2.2. 廃棄物の発生に対する燃料サイクル法の影響

軽水炉燃料サイクルのバックエンドで発生する廃棄物の量や組成は、前に記述したように、燃料サイクルの技術および輸送、貯蔵等の方法と密接な関係がある。ここでは、廃棄物の量や組成に対する燃料サイクルモードの影響を概説する。

軽水炉燃料サイクルのバックエンドについての諸方法を比較するために、1.2.1で述べた3つの燃料サイクルモードを使用した。また、作業モードを完全に記述するためにも燃料サイクルの種々の段階での冷却時間、すなわち暫定貯蔵期間を決める必要がある。実際

に、冷却時間は多少変わると考えられるが、これらの変化が廃棄物の組成に重要な影響を与えることができる。適用する冷却期間によって、特定の廃棄物管理技術の選択も変わってくる。

冷却時間は重要な輸送・貯蔵等の支援業務のパラメーター (logistics parameter) であるが、可能な組合せの影響を完全に解析することは本書の範囲をこえる。各々の作業モードに対する代表的な冷却時間の一例を Table 1.1 に示す。

TABLE 1.1 Reference Interim Storage Periods for the Three Fuel Cycle Modes

Case	Spent Fuel Cooling Period, years	Extent of Recycle	HLLW Cooling Period, years	Interim Solid Waste Cooling Period, years	Interim Hulls Cooling Period, years
Mode I		None	--	--	--
Mode II	5	U	1	5	6
Mode III	5	U, Pu	1	5	6

使用済燃料の冷却時間、リサイクル形態、廃棄物管理技術は経験と商業的再処理及び廃棄物処理技術の発達とともに変化するので、Table 1.1 に示すケースが究極的な軽水炉燃料サイクルを必ずしも記述するものではない。このケーススタディ方法を選定したのは、廃棄物発生率、施設の設計及び最終貯蔵あるいは処分概念に対する影響を調べるための主要な要因の分離ができるからである。

検討の方法 これらの特性づけは電力節減 (moderate electrical, WASH-1139- (75) の報告書の原子力低成長計画) に基づいている。廃棄物の発生量の見通しは、仮定した使用済燃料の燃焼度が異なるため、この報告書の3節に述べる廃棄物の発生量とはもともと同じにはならない。この節と3節で述べる見通しの範囲は、各種の軽水炉燃料サイクル作業の範囲にまたがると予想される。すなわち、これらの解析に3節の値を利用すると、廃棄物の量と組成に関して予想した範囲に影響を与えるだろう。

コンピューターコードNUFUEL⁽¹⁾を用いて、1975年から2000年の間の軽水炉燃料サイクルの物質流量と在庫量を求めた。NUFUELによる物質流れと燃料サイクル構成要素図 (Fig 1.1 から 1.5) の廃棄物発生率を用いて、1999年までの廃棄物の累計在庫量と2000年の廃棄物の流れを計算した。各種の廃棄物の流れは次のように分類した。すなわち、遮蔽と冷却を必要とする含超ウラン元素廃棄物 (高放射性廃棄物)、遮蔽のみを必要とする含超ウラン元素廃棄物、含超ウラン元素廃棄物 (遮蔽も冷却も不必要)、ハルおよび超ウラン元素を含まない (Non-TRU) 廃棄物に分類した。これらの分類は、各々の構成要素図のかわりに示す。Non-TRU 廃棄物は浅い地質に隔離 (地中埋設場) さ

れ、含超ウラン元素廃棄物はすべて深層の地質構造中に隔離貯蔵されると考えられる。

コンピューターコードORIGEN⁽²⁾を用いて、各々の燃料サイクル法の廃棄物（使用済燃料、高放射性廃棄物およびハル）の放射線特性を算定した。軽水炉成長期間の使用済燃料組成を正確に定量化するため、低照射の第1、第2排出燃料は原子炉ごとに解明した。最初にリサイクルするPuは軽水炉の混合酸化物燃料に用いたが、これは物質流量から見て高速増殖炉システムが軽水炉のPuを充分利用するので、2000年以前にこのPuを軽水炉に多数回リサイクルすることが相当妨げられるからである。

ORIGENファイルは、1999年までの使用済燃料の放射線特性と廃棄物の在庫量、および2000年のこれらの物質の流れを表現するためにまとめて整理した。このようにして計算した使用済燃料廃棄物の在庫量と特性は、今後の各ケースの比較に用いた。

リサイクル方法の影響

モードI、II、IIIの場合、燃料サイクルの遅滞時間は同じであるが、核物質のリサイクルは異なる。これらの違いを調べて、軽水炉燃料サイクルより発生する廃棄物の形状や量におよぼすリサイクル燃料の影響を決めた。

リサイクルを限定した場合の影響

モードIIとIIIの場合、軽水炉経済に補給する新しいU量を減らすために使用済燃料は再処理し、UとPu（モードIII）又はUのみ（モードII）がリサイクルされる。モードIではU、Puのリサイクルは行なわない。ウランの需要の影響はFig 1.6～1.8に示したが、これは1999年までと2000年の物質の流量を予測している。2000年までのU₃O₈の全需要量はモードI、II、IIIについて、それぞれ 1.95×10^6 ショート・トン（ST）、 1.79×10^6 ST、 1.54×10^6 STである。モードIの場合は分離したPuを供給しないから高速増殖炉の開発を阻害する。

廃棄物の容量

各々のリサイクルモードについての廃棄物在庫量をFig 1.6, 1.7, 1.8に示す。モードIIとIIIの場合の廃棄物量には大きい違いはないが、モードIの場合は、いくつかの影響が見られる。梱包した使用済燃料要素の工学的貯蔵が深層の地質構造中に隔離する前に必要である。梱包した使用済燃料の容量は、再処理工場や混合酸化物燃料加工工場から発生する含超ウラン元素廃棄物の容量よりかなり少ない。しかしながら、Non-TRU廃棄物は、原子力発電所が主要な発生源であるため、モードIIとIIIの場合より、わずかに少ないだけである。

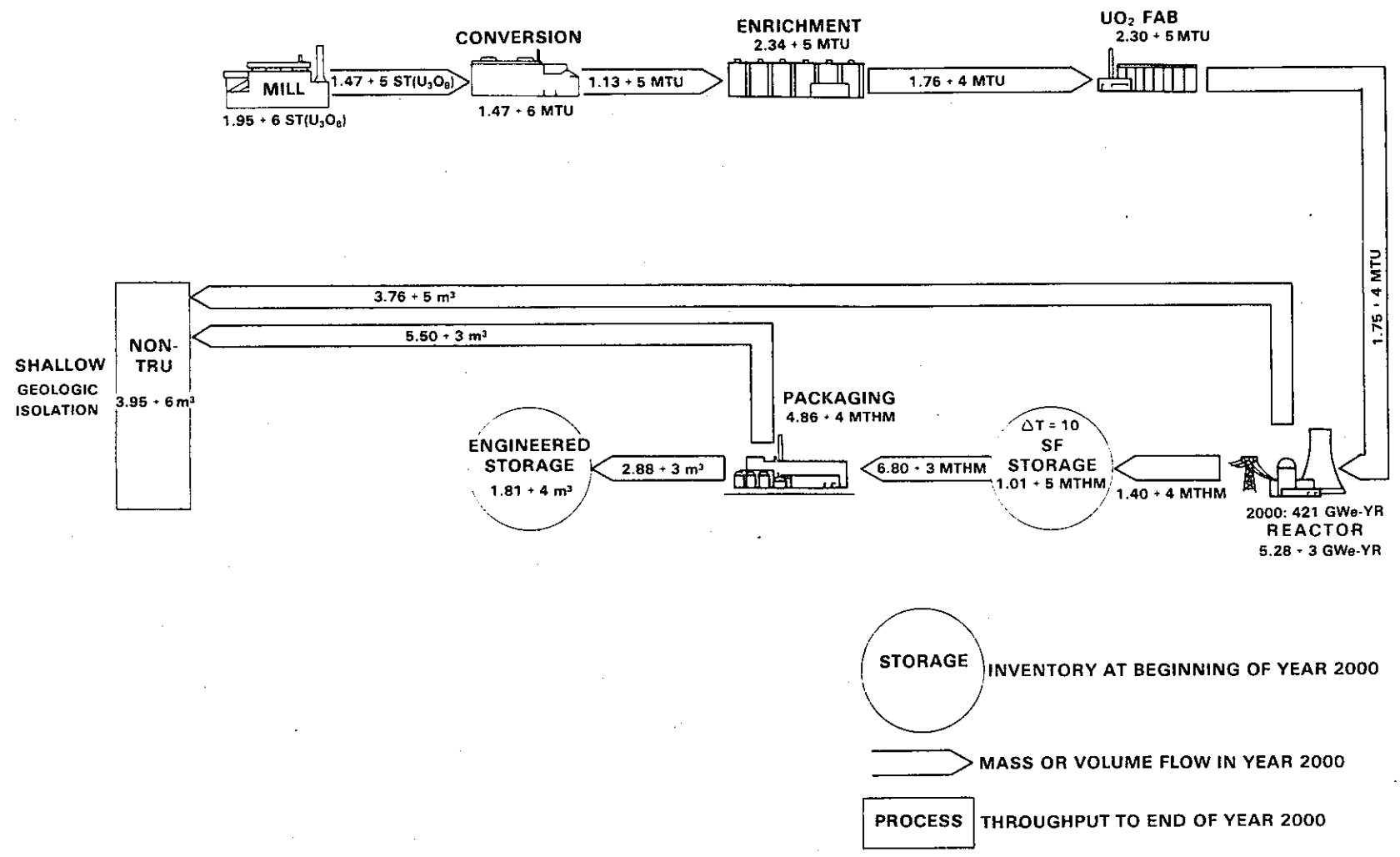


FIGURE 1.6. Mode I - 10 Year Spent Fuel Cooling, Then Engineered Storage

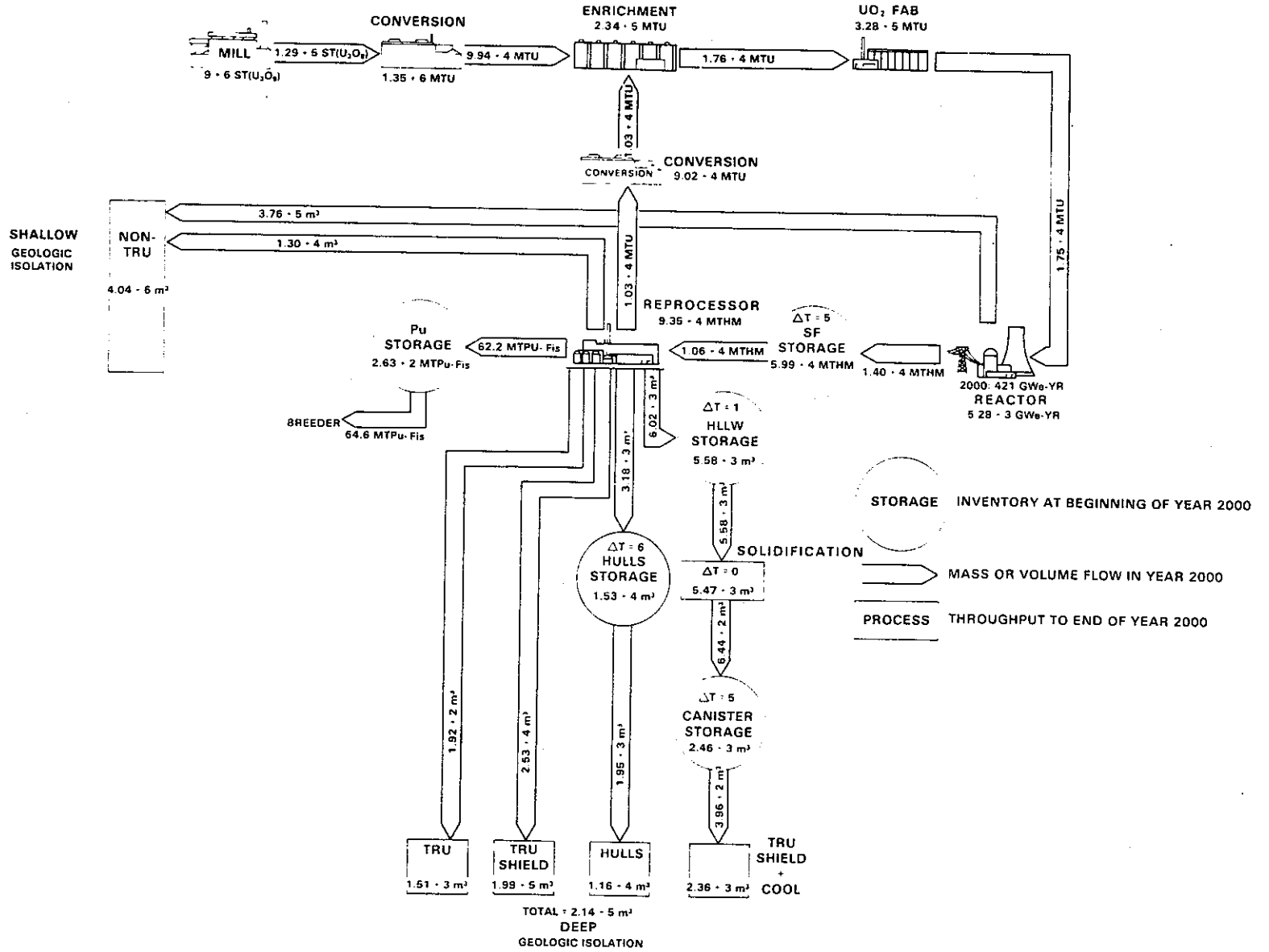


FIGURE 1.7. Mode II - 5 Year Spent Fuel Cooling, 1 Year HLLW Cooling - U Recycle Only

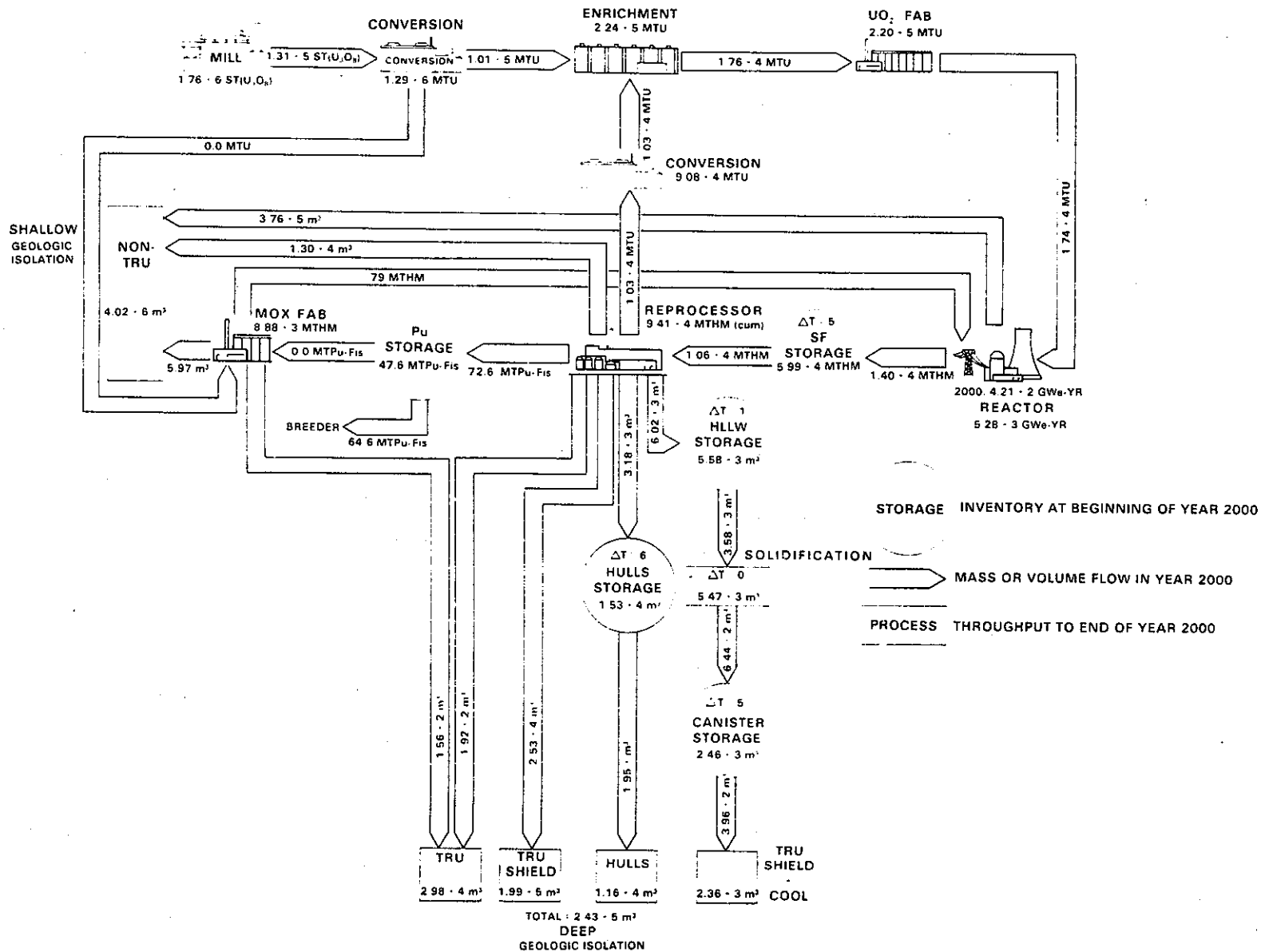


FIGURE 1.8. Mode III - 5 Year Spent Fuel Cooling, 1 Year HLLW Cooling

2000年に処理される物質

燃料リサイクルモードの違いを強調するために、2000年中に再処理される使用済燃料と固化処理される高放射性廃液を特色づけるある種の指数を選んだ。すなわち、比放射能（Ci/生産単位）と中性子線源強度（n/s/生産単位）は輸送および処理段階の必要な遮蔽を、熱負荷（W/生産単位）は冷却の必要条件をそれぞれ比較するために選んだ。また、生産単位に対する毒性指数は、これらの物質の取扱いや輸送中の相対的危険度の1次指標として選択した。モードIの燃料サイクル法では再処理も固化処理も行なわないので、比較のためにこの場合の梱包した使用済燃料について同様な指数を計算した。

2000年に処理される物質によって、モードI、II、IIIをFig 1.9に比較する。モードIIとIIIの違いは、PuをリサイクルしたモードIIIの混合酸化物燃料中の超ウラン元素の濃度が高いことである。モードIでは梱包前に10年間冷却するので、再処理前に5年間しか冷却しないモードII、IIIと比較して大きい相違がある。

Puの利用

2000年初期の核分裂性Puの分布を、モードI、II、IIIについてTable 1.2に示す。モードIの場合、全てのPuは使用済燃料の冷却施設（すなわち工学的貯蔵廃棄物）の中に使用済燃料形態のまま残る。モードIIの場合、再処理から回収されるPuの約半分が、Pu貯蔵庫に貯蔵され、残りのPuは高速増殖炉に利用される。モードIIにくらべてPuをリサイクルするモードIIIの場合は、約111.6MT（12.7%）多いPuが軽水炉システムで究極的に利用される。軽水炉の混合酸化物燃料加工は、再処理の高放射性廃棄物よりもより多量のPuを含む地質構造中に貯蔵すべき廃棄物を発生する。液体金属冷却高速増殖炉（LMFBR）燃料加工工場および再処理工場から発生する含Pu廃棄物は、この比較表には示していない。

TABLE 1.2 Distribution of Fissile Plutonium, MT - By^(a) 2000

	Mode I	Mode II	Mode III
In Spent Fuel Inventories	625.9	373.1	431.7
To LWR	0	0	273.2
To FBR	0	242.5	242.5
In Pu Storage	--	260.9	36.5
In HLLW	--	0.3	0.3
In Solidified HLW	253.0 ^(b)	2.3	2.4
In TRU Wastes from LWR MOX Fab.	--	0	4.1

a. Beginning-of-year

b. Packaged Spent Fuel in Engineered Storage

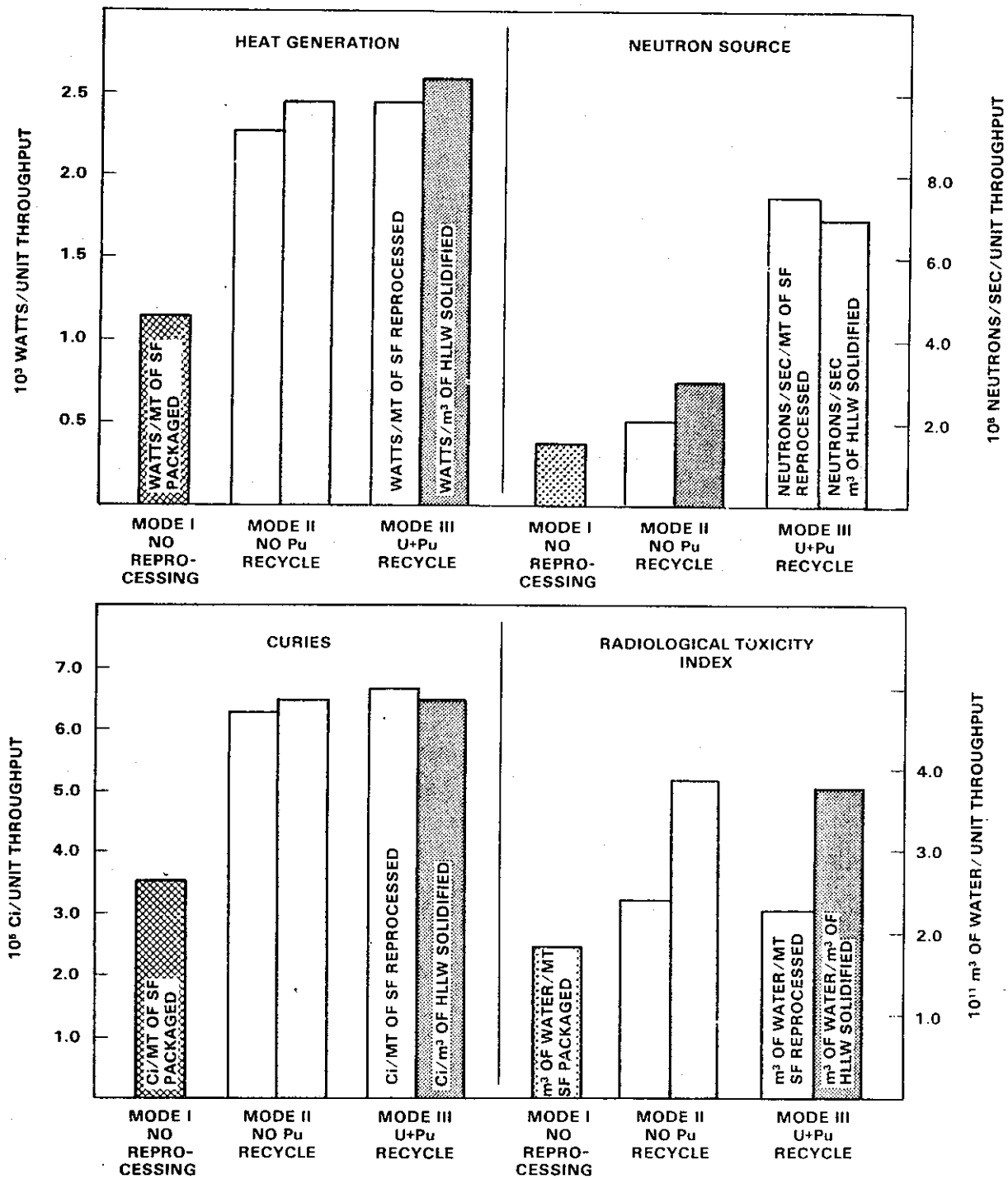


FIGURE 1.9. Modes Compared in Terms of Materials Processed in the Year 2000

放射性気体廃棄物の放出

原子炉からの放射性気体廃棄物の放出は、どの燃料サイクルモードでも同様である。しかしながら、再処理工場からは相当量の放射性気体廃棄物の放出があるため、モード I はモード II および III と比較すると大きな違いがある。モード III の再処理からの放射性気体廃棄物を Table 1.3 に示す。これらの気体は核分裂と放射化によって生ずるから、モード II の放射性気体廃棄物の発生量はモード III の場合とおおよそ同程度であると考えられる。これに反して、モード I の場合は再処理を行なわないので、これらの放射性気体廃棄物は単に使用済燃料とともに封入され、工学的貯蔵施設へ送られる。

TABLE 1.3 Gases Released During Reprocessing - Mode III

	Mass, grams	Ci	Toxicity Index, m ³ of water
Tritium	2.24×10^3	2.18×10^7	7.27×10^9
Carbon	6.09×10^6	2.71×10^5	3.39×10^8
Krypton	2.35×10^7	5.38×10^8	--
Iodine ^(a)	2.06×10^3	2.86	4.76×10^7
Xenon	4.09×10^8	--	--

a. Assumes Iodine decontamination factor of 10^{-3} .

REFERENCES

1. Computer Program NUFUEL for Forecasting Nuclear Fuel Requirements and Related Quantities, WASH-1348, USAEC, October, 1974.
2. M. J. Bell, ORIGEN--The ORNL Isotope Generation and Depletion Code, ORNL-4628, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, May 1973.

2.0 軽水炉燃料サイクル廃棄物

この章は軽水炉燃料サイクルとそこで発生する廃棄物について述べる。燃料サイクルの選択には数種類あり、使用済燃料中のUとPuのリサイクルのないものから、これら両者の燃料物質資源を最大限にリサイクルするものまでいろいろある。廃棄物の発生は實際上、リサイクルの様式、燃料サイクル作業技術および支援業務ならびに廃棄物によって変る。この章では燃料サイクルと廃棄物の種類について述べたが、これは軽水炉燃料サイクルのバックエンドで予期される広い範囲の作業条件とそれにとりもなう廃棄物管理を包含している。

2.1 軽水炉燃料サイクルについて(1)

軽水炉燃料サイクルは、軽水炉燃料の調製、利用、再構成のための作業と施設のシステムである。主な作業は、1) 鉱石の採鉱、2) 製錬、すなわち鉱石の選鉱と精製、3) U_3O_8 から UF_6 への転換、4) 濃縮、5) 濃縮 UF_6 から UO_2 への転換、6) 燃料製造、7) 炉内での照射および8) 再処理がある。これらの作業が行なわれる施設間の物質輸送、廃棄物の収集および貯蔵もまた燃料サイクルの一部と考えられる。燃料サイクルは Fig 2.1 に図示した。燃料サイクルをとじること、すなわち再処理して、PuをPuとUの混合酸化物として軽水炉燃料へリサイクルすると、未使用の核分裂性の ^{235}U と ^{238}U から生成する核分裂性のPuの回収によってUの利用が増加する。

2.1.1. 採 鉱

国内のU鉱石の大部分は、New Mexico, Wyoming, Colorado および Utah で発見されている。国内のUの鉱山は年間約 800 万トン (MT)* の鉱石の生産能力がある。U鉱石の品位は平均約 0.2%, すなわち鉱石 MT 当り 2 Kg U_3O_8 である。露天採鉱と地下採鉱の二方法によって、大部分のUが米国では産出されている。

典型的な地下採鉱には補助建屋、ホイストおよびトラックの荷積施設、鉱滓の堆積場、地下水の地表への排水ポンプ設備、作業場、倉庫、着替所ならびに事務所が必要である。地下坑道は横に 1 マイル程度延びている。固体廃棄物 (元来非放射性) は処理する鉱石の体積に等しい体積が堆積する。

一方典型的な露天採鉱では、大きい掘削口、掘削で生ずる土と石の大きい堆積場、作業場をつなぐ道路網、鉱内水の地表排水へのポンプ設備、作業場、倉庫、事務所、着替所な

* MT (metric ton) = 1000 Kg

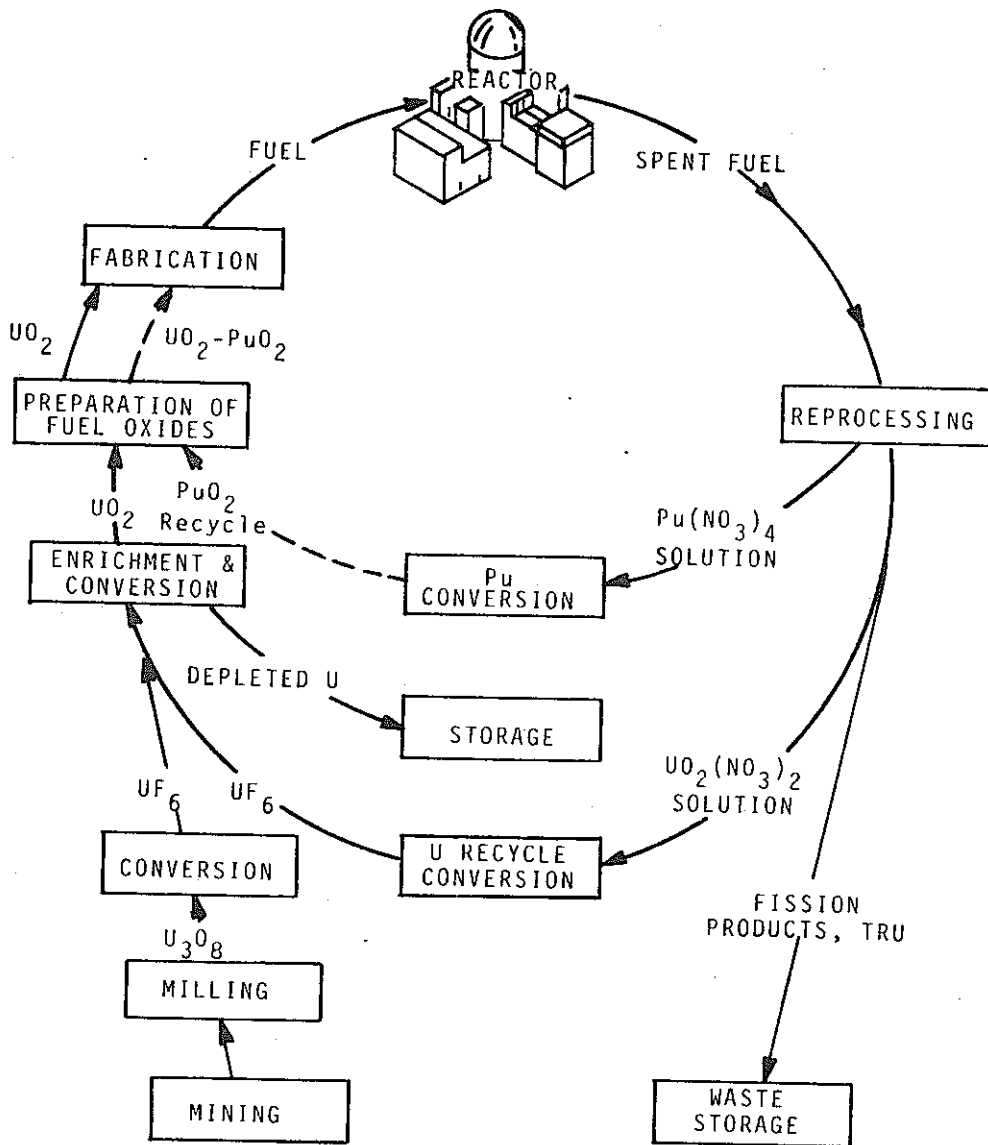


FIGURE 2.1. The LWR Fuel Cycle (4)

らびに重土木機械が必要である。鈾体はたやすく砕けやすい岩層として、地表下 30~140 m の種々のレベルに存在する。掘削物の体積と鈾体の体積比で表わされる抽出率 (stripping ratio) は平均約 30:1 である。採鈾によって生ずる廃棄物は気体、固体、液体物質に分類される。

たとえば U をふくむダストおよび Rn とその崩壊生成物などの空気中の放射性廃棄物は採鈾作業で鈾体が露出し、粉碎される時に発生する。放出地点から少なくとも 600 m はある非制限地域での空気中の放射性核種の濃度は、検出限界以下と予想される。

採鈾によって生ずる一次固体廃棄物は無用な石と土の積上げで、その大部分は埋め戻しとして最終的に処分される。堆積物中にもともと含まれている微量の U およびその崩壊生

成物は埋め戻し物質の一部として大地に戻される。

露天掘作業の最大の流体廃棄物流は鉍山排水である。鉍山排水はしばしば浮遊固体、シリケートおよびピットからの微量のU鉍石をふくむ。1,000 MWe^{*}年当り数 Ci に相当する溶解・浮遊したUおよびその崩壊生成物は鉍山排水に溶解および浮遊している。廃水は浸透と蒸発による沈澱池作業で処理して水圏へリサイクルされる。

米国の軽水炉のために採鉍される鉍石と尾鉍の予測量は3.2節で表に示す。

2.1.2. 製 錬 (1-3, 5)

U製錬では、鉍物を機械的および化学的に処理して、鉍石からUを抽出し、普通“イエローケーキ”と呼ばれる70~90%の U_3O_8 を含有する半精製品にする。約20の製錬工場が米国で操業しており、その一年の総能力は17,000 MT U_3O_8 である。U製錬工場は普通鉍山の近くに位置するが、典型的なU製錬工場は西部諸州の乾燥し、孤立した地域にある。

米国ではU製錬作業に二つの方法が用いられている。すなわち、酸および炭酸ナトリウム浸出法であり、これらは処理される鉍石の特性によって選択される。大部分の鉍石には酸浸出法が適しており、この方法で全イエローケーキの約80%を生産している。酸浸出法の基本段階は以下の項目からなる。

1. 鉍石を粗砕し混合したのちロットミルあるいはボールミルで湿式粉碎し、浸出槽にスラリーとして送る。
2. 鉍石に硫酸溶液と酸化剤を加えてUを浸出する。残渣(尾鉍)は水洗し、製品の液体を溶媒抽出ユニットへポンプで送る。
3. 溶媒抽出でUを精製し、濃縮する。
4. Uはアンモニアで沈澱させ、スラリーとして送る。
5. 沈澱は遠心分離して濃くし、沈澱母液から分離する。
6. 沈澱物は仮焼し、粉末にする。
7. 粉末化されたイエローケーキは200ℓドラム缶に入れて出荷する。

製錬作業では気体、液体、固体状の廃棄物が生ずる。

気体廃棄物は放射性気体と作業によって生ずる微粒の放射性固体である。UおよびUの崩壊生成物(^{230}Th と ^{226}Ra)は、鉍石の堆積物、尾鉍の貯蔵系ならびに鉍石の粗砕-粉碎の換気系からダストの形で放出される。天然Uは随伴する固体として、イエローケーキ

* 1,000 MWe-Year とは1,000 MWe の容量の原子炉が歴年間の運転で発生する動力である。実際には原子炉は連続に運転されないから、1,000 MWe 年の動力を得るには1,000 MWe 容量の原子炉で1.25~1.55年必要であろう。

の乾燥および梱包作業から放出される。Rnガスは浸出槽の換気、鉍石堆積物、尾鉍貯蔵系および粉末化の換気系より放出される。処理作業から環境へ放出される空気中の放射性微粒固体濃度は収塵系によって制限される。

製錬工場からの液体廃棄物は粗砕、浸出、洗浄作業からの使用済の化学薬品を含む溶液から成っている。 ^{226}Ra と ^{230}Th の濃度は規制値を上まわっているため、この物質を環境へ廃棄することはできない。中和した廃液は尾鉍貯留池に貯蔵し、地表水系への放出を防止するとともに地下への浸透を最低減に抑える。

製錬工場からの固体廃棄物（尾鉍）は大部分砂岩と粘土粒子よりなり、微量の使用済化学薬品と鉍山廃棄物を含む。これらの固体廃棄物の尾鉍は、最初に鉍石中にあった放射性物質の約85%を含有する。これら尾鉍堆積物の管理は、 ^{226}Ra の崩壊生成物である ^{222}Rn ガスの局所的な吸入を制限し、この尾鉍の微粒子が大気中で運ばれるのを防止し、さらに尾鉍の地表水への流出を予防するという観点からますます注意をひきつつある。

2.1.3. UF_6 製造とU濃縮 (1, 3, 6)

鉍石から抽出した U_3O_8 の濃縮物は、ガス拡散法で濃縮するために揮発性化合物6フッ化ウラン(UF_6)に転換しなければならない。前処理段階だけが異なる2つの方法が UF_6 製造のために用いられ、ほぼ同量の濃縮工場への UF_6 の原料が各々の方法によって生産されている。乾式フッ化法では揮発性化合物あるいは固体灰のどちらかに不純物が残る。湿式溶媒抽出法では、ウランは溶媒中に抽出されて、他の成分が水相中に残るので不純物が分離される。

乾式フッ化法は以下の典型的作業からなっている。

1. 処理前の操作、計量、サンプリングおよび貯蔵
2. 分解アンモニアによる U_3O_8 の UO_2 への流動床還元
3. 粗 UF_4 の生成のための無水 HF による流動床フッ化
4. 粗 UF_6 の生成のための元素状フッ素による流動床フッ化
5. 分留による精製 UF_6 の生成

この処理で、不純物は相対的な揮発性の違いを利用して製品から分離される。

湿式溶媒抽出法は以下の作業から成っている。

1. 処理前の操作、計量、サンプリングおよび貯蔵
2. 熱硝酸による溶解
3. 希釈剤にヘキサンをもちいたトリブチルホスヘイト(TBP)による向流溶媒抽出
4. 硝酸ウラニルとして水溶液中へのUの逆抽出
5. UO_3 への仮焼

6. 分解アンモニアによる UO_2 への流動床還元
7. 無水 HF を使用した 2 段向流反応器による UF_4 へのフッ化
8. 元素状フッ素による UF_6 へのフッ化

2 つの方法はおもに次の点で異なる。すなわち湿式法がフッ化する前にイエローケーキを精製するための溶媒抽出で始まるのに対して、乾式法は流動床反応段階でイエローケーキを UF_6 へ転換し、最終段階で UF_6 を分留により精製する点が異なる。

UF_6 製造の 2 つの方法からの廃棄物は本質的に異なる。フッ化法の廃棄物が気体と固体状の両者であるのに対して湿式溶媒抽出法の廃棄物は主として液体である。

より汚染した液体廃棄物、すなわち溶媒抽出工程からの抽出廃液は洩れない池に貯留され、処理済の冷却水と希薄なスクラバー溶液のみが他の清浄な排水と一緒にして放出される。抽出廃液の放射性物質の 12 ヶ月平均測定濃度は、非制限区域へ放出される排水中の天然ウランと $^{226}Ra^*$ の規制値の約 10% であろう。抽出廃液は池の中で無期限に保持されて直接環境へは放出されないが、1,000 MWe・年当たり約 1.4×10^7 l の水がこの種の池から環境へ蒸発すると見込まれる。

抽出廃液の放射性成分である ^{226}Ra 、 ^{230}Th および U の同位元素は不揮発性の形であるので池の中に蓄積すると予想される。

フッ化法からの固体廃棄物は鉄、カルシウム、マグネシウム、銅およびその他の不揮発性フッ化物から成る不揮発性の灰である。フッ化反応によってできる灰の量は 1,000 MWe 年当たり約 40 MT である⁽¹⁾。灰は連続的に工程から取出し、U を回収するために新しいフッ素と反応させて、廃棄物中の U 濃度を最小にする。Th と Pa の微量を含む最終の灰残渣は、梱包したのち許可された商用の廃棄物埋没地へ送る。含まれる総放射能は約 0.28 Ci / 1,000 MWe・年である。湿式溶媒抽出フッ化法からはこのような量の固体状灰廃棄物は生じない。

フッ化法と湿式溶媒抽出法のおのおのをを用いる商用工場は、一工場で少なくとも 5,000 MTU/年の UF_6 の処理能力で建設され、操業されている。国内需要に合わせるため、産業界は現在年間で約 20,000 MT の UF_6 を生産している。

上述した方法で得られた UF_6 は、同位体の濃縮を行って U 中の核分裂性 ^{235}U 同位元素の濃度を増大する。U 同位体の濃縮は軽水減速原子炉用の燃料の供給に必要である。天然 U 中の ^{235}U の濃度は約 0.7% で現在の原子炉で必要な含有量は 2~4% である。1,000 MWe・年の発電用の U を準備するには、分離作業単位 (SWU) 約 116,000 Kg が必要である。分離作業単位は与えられた組成の多量の U を 2 つの成分、すなわち ^{235}U の比率のより高いものとより低いもの (テール) の 2 成分に分離するために費やされる仕事を質量、例えば

* $\sim 3 \times 10^{-6} \mu Ci$ $^{226}Ra/l$ および $3 \times 10^{-3} \mu Ci$ 天然 U / l (7)

Kg, で表わした測定単位である。

ガス拡散法は米国における濃縮作業の実施のため発達した技術である。ガス拡散法はガスが小さな穴を通過する速度がガス分子の速度, したがってその質量と関係するという原理に基づいている。Uの濃縮はこの原理を適用したガス分子が通過拡散する多孔性の膜を使用して行なわれる。この効力は多数の連続した膜, すなわち段数(カスケードと呼ばれる)を用いて増倍される。

濃縮されたUF₆製品に加えて, ガス拡散工場は²³⁵Uの劣化したテールと呼ばれるUF₆の流れを生成する。テールの組成すなわち²³⁵Uの含有量を選定すれば分離作業を含めた濃縮工場の作業方法が決まり, 結局は一定の発電スケジュールを維持するために採鉱する鉱石の量が決まる。濃縮作業のテールの劣化U含有量は0.2~0.3%²³⁵Uであるが, この物質は将来の使用にそなえて濃縮工場でシリンダー中に固体UF₆としてあるいはドラム缶中にUF₄として貯蔵される。

濃縮作業からの気体廃棄物中の放射性成分はUで約0.7 Kg/1,000MWe・年と推定されるが, 現在の基準のもとでは除去あるいは貯蔵の必要はない。

濃縮からの放射性液体廃棄物はUを含み, これには工程の洗浄作業の液体廃棄物(フッ化物, 硝酸塩, 鉄を含む)と補助生産施設からの液体廃棄物(フッ化物, 硝酸塩, 塩化物, 鉄, アンモニアを含む)とがある。発電量1,000MWe・年当り発生する液体廃棄物中のU量は約10 Kgと推定されている。

濃縮で発生する固体廃棄物は工程の洗浄作業の廃液から生じ, これらは貯留池中に収集される。この方式で収集されたスラッジには地下水から流出した土, 少量の沈澱した金属, 種々の浮遊固体あるいは検出可能の放射性物質が含まれているが, 工場の作業に起因する固体の量は1 MT/1,000MWe・年以下であり, これらは非高放射性的の超ウラン核種を含まない固体廃棄物に分類され, 地下埋没場に処分される。金属製装置やスクラップもまた発生する。

2.1.4. 燃料の加工 (1, 3, 9-11)

燃料加工工場では以下の主な作業が行なわれる。

- ・ UF₆のUO₂への転換
- ・ UO₂ペレットの製造と所定の密度への焼結
- ・ ペレットのジルカロイチューブへの充填
- ・ チューブへの端栓取付けと熔接
- ・ チューブ(燃料要素)を燃料集合体にするため一定配置への組立て

追加作業として, スクラップと仕様に合わなかった物質からのUの回収がある。混合酸化物(UO₂-PuO₂)燃料加工工場の特性は2.5節で述べる。

AEC（現在は原子力規制委員会，NRC）によって許可された10の商用工場が，現在燃料加工作業の全部あるいは一部分を実施することができる。このうち，3工場は原料物質として濃縮UF₆を用い，軽水炉燃料集合体完成品を製造する。ほかの4工場は原料物質として濃縮UF₆を用い，UO₂粉末あるいはUO₂ペレットを製造する。他の3工場は原料物質としてUO₂粉末あるいはUO₂ペレットを用い，燃料集合体完成品を製造する。

工場の原料物質がガス拡散工場からのシリンダー入りの濃縮UF₆とすると，現在主として採用されている重ウラン酸アンモニウム（ADU）法の工程は以下の様である。

1. UF₆を加熱してガスとしての加水分解反応器への移送
2. ガス状UF₆との加水分解によるUO₂F₂溶液の生成
3. 水酸化アンモニウムの添加によるADU沈澱の生成
4. ADUスラリーの遠心分離あるいはろ過による濃縮
5. ADUの加熱乾燥
6. 乾燥ADUの還元雰囲気（水素と窒素）でのUO₂粉末への仮焼

機械的作業には以下の主な工程がある。

1. 所定の密度にするための粉碎，圧縮，粒状化などのUO₂粉末の前処理
2. ペレット化
3. ペレットの焼結
4. 最終寸法への研磨
5. ペレットの水洗および洗浄
6. ペレットの金属チューブへの充填と端栓の熔接
7. 製品燃料要素の燃料集合体完成品への組立て

繰返しておこなう試験と検査の手順により発見された仕様外れの物質の大部分は，製造ラインに戻すことができる。しかしながら，この物質のいくらかは以下の基本的な工程を含むスクラップ回収サイクルで処理しなければならない。

1. 硝酸中でのUの溶解による硝酸ウラニルの生成
2. 溶媒抽出によるUの精製
3. 水酸化アンモニウムおよび過酸化水素による水和酸化ウランの沈澱
4. 乾燥によるU₃O₈への転換
5. UO₂粉末への還元

回収Uはスクラップ回収サイクルの4あるいは5の工程をへて粉末-ペレット製造系の主工程に戻される。

液体と気体の両廃棄物を洗浄すると，管理作業を必要とする固体廃棄物を発生する。

UF₆への転換とスクラップ回収溶解作業からの工程オフガスは洗浄溶液，デミスターおよ

び高性能微粒子空気フィルター（HEPA）を通したのち大気へ放出する。隔離密封区域（enclosure），装置および UO_2 粉末を取扱う場所からの排気はHEPAフィルターを通して放出される。種々の可燃性廃棄物の焼却によるオフガスはスクラバーとデミスターあるいはバックフィルターによって処理され，次いでHEPAフィルターによって処理される。

Uの崩壊生成物Thは製錬工場でU製品から分離されるが， ^{238}U の崩壊生成物 ^{234}Th （24日の半減期）は再び生成する。抽出廃液貯留池から放出される放射能は，Uから約 $20\text{ mCi}/1,000\text{ MWe}\cdot\text{年}$ ， ^{234}Th から $10\text{ mCi}/1,000\text{ MWe}\cdot\text{年}$ ， ^{234}Pa から $10\text{ mCi}/1,000\text{ MWe}\cdot\text{年}$ と推定される。

加工工場の固体放射性廃棄物は主として汚染した CaF_2 であり，廃気洗浄システムからの水は大部分作業中に放出されたフッ化物から成っている。 UF_6 から UO_2 への転換工程とスクラップ回収作業からの合流した液体廃棄物は，石灰で処理して CaF_2 を沈澱させる。 CaF_2 はろ過し，ろ過水は貯留池あるいは排水池（lagoon）に放出される。液体廃棄物からろ別した CaF_2 の沈澱は敷地内のトレンチに埋めて，表土をおおふ。発生する CaF_2 の総量は約 $26\text{ MT}/1,000\text{ MWe}\cdot\text{年}$ と推定され，これは容積にして約 8.4 m^3 である。敷地に埋める 3 CaF_2 は約 $0.06\text{ Ci U}/1,000\text{ MWe}\cdot\text{年}$ を含む。

2.1.5. 原子炉内の照射（12, 13）

新しい燃料集合体は原子炉でしばらく貯蔵し，検査および試験したのち使用される。集合体は原子炉の炉心に設置され，総合的な経済最適化を目的とする複雑な決定過程をへた集合体ごとの比出力と全燃焼度^{*}で燃やされる。決定過程には取替え炉心の割合（典型的には年間 $\frac{1}{3}$ から $\frac{2}{3}$ ），燃料組成と設計，ウラン濃縮度，集合体の物理的再配置および次回の操作サイクルの長さなどの要因⁽¹²⁾を含んでいる。炉心から取出した直後の集合体は炉心領域外で10日間貯蔵されて，原子炉の燃料プールへ運ばれ，搬出に先だって120～180日間貯蔵される。原子炉で発生する廃棄物は，原子炉の液体の清浄化にもなる固体，2.2節でのべる種々の固体および2.3節でのべる使用済燃料の貯蔵にもなるものがある。廃棄する原子炉構成物も廃棄物となるが，これについては2.2節でのべる。

* 比出力；一般的にはUのトン当りの熱出力メガワット（MW/MTU）の単位で示され，燃料から取り出されるエネルギーの割合を表わす。燃焼度；Uのトン当りの熱出力メガワット日（MWD/MTU）の単位で示され，取り出される全エネルギーを表わす。MOX燃料では，燃料の単位は重金属1トン（MTHM），例えば（U+Pu）1トンとなる。

2.1.6. 使用済燃料の再処理

使用済燃料の再処理は燃料要素から有用な核分裂物質を回収する。原子炉の操業にもなつてFPが蓄積し、核分裂性物質が減少するので、運転者は年間に $\frac{1}{5}$ から $\frac{1}{3}$ の燃料集合体を交換しその他の部分的に使用した燃料を炉心内で再配置しなければならない。取出された燃料要素は照射前の燃料中に存在した ^{235}U の約 $\frac{1}{3}$ を含み、また照射中に ^{238}U から生成される核分裂性のPuを含む。回収Uは使用分の補給のため ^{235}U を添加した後、原子炉の再装荷燃料にリサイクルすることができ、Puは貯蔵するか、軽水炉再装荷燃料あるいは高速増殖炉燃料として使用することができる。再処理の詳細は2.4節で述べ、再処理の負荷および処理される燃料の予測は3章に示す。

2.1.7. 輸 送

燃料サイクル施設間の物質の流れはFig 2.1に示し、完全な軽水炉燃料サイクルで生ずる種々の様式の物質輸送の状況を簡単に表わす。これらの輸送活動は2.2節で詳述する。輸送の計画は3.2節に示したが、これには新しい燃料の原子炉へのトラックによる運搬、Puの加工工場へのトラックに運搬、使用済燃料の再処理工場への運搬ならびにすでに5～10年間保管した容器中に収めた10年たった高放射性廃棄物および超ウラン核種で汚染した物質の運搬などが含まれている。

2.1.8. 各種の燃料サイクル

すでにFig 2.1に示した軽水炉燃料サイクルは数種類の方法で変更することができるがその結果廃棄物管理の必要条件に相当な違いが生ずる。原子炉の使用済燃料は多少の濃度の核分裂性同位元素(^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu)と相当量の ^{239}Pu の親物質(^{238}U)を含有している。Fig 2.1に示す様に、使用済燃料は再処理工場に運び、核分裂性物質は抽出、精製して再使用する。別の方法として、使用済燃料を廃棄物として取扱って直接廃棄物貯蔵所すなわち連邦政府貯蔵所へ運ぶこともできる(例えば使い捨て燃料サイクル)。さらに使用済軽水炉燃料の再処理で分離したPuは、軽水炉用の混合酸化物(MOX)燃料として加工するか、他の用途(例えば高速炉燃料)のために貯蔵するか、あるいは廃棄物として処理することができる。これら各種の燃料サイクルをFig 2.2に示す。

燃料サイクル法が廃棄物管理におよぼす影響はFig 2.3に示す。燃料サイクルの選択が原子炉廃棄物におよぼす影響は最小であり詳述しない。しかしながら、使用済燃料の組成は燃料サイクルの様式に影響される。“使い捨て”燃料サイクルでは再処理しないので再処理工場からの高放射性廃棄物中に普通含まれる量の約200倍のUとPuが使用済燃料集合体として捨てられる。一方、この燃料サイクルではPu燃料がないので、使用済燃料

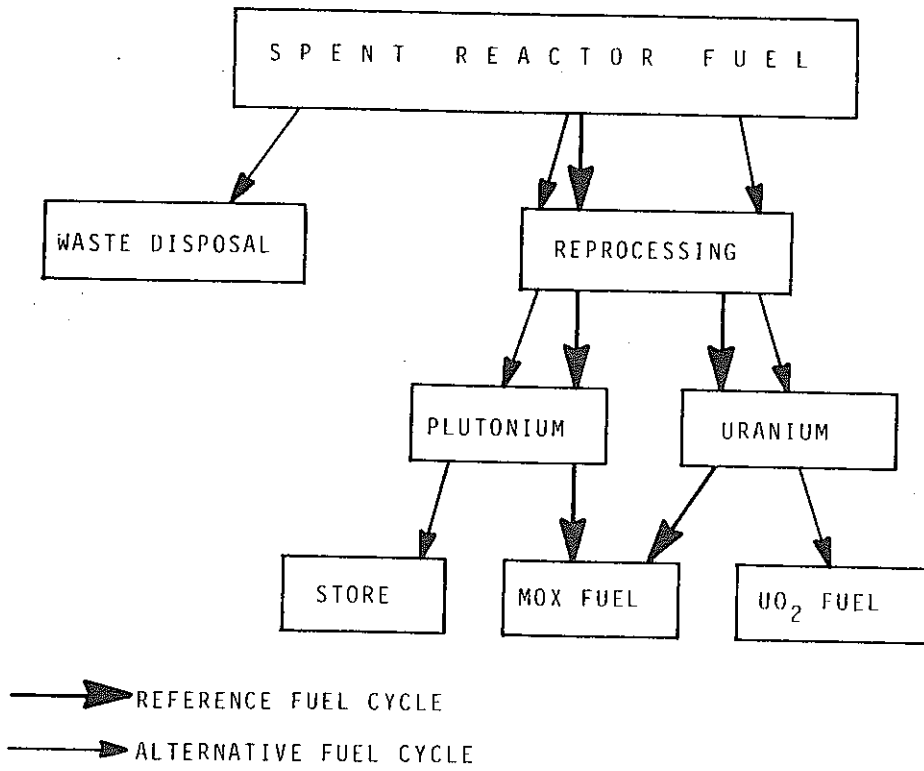


FIGURE 2.2. Alternative Fuel Cycles

OPTION	REACTOR WASTES	HIGH-LEVEL WASTE	REPROCESSING WASTE	MOX PLANT WASTE
"THROWAWAY"	X	X ^(a)		
URANIUM RECYCLE	X	X	X ^(b)	
U-Pu RECYCLE (REFERENCE)	X	X	X	X

a. As intact fuel assemblies.
 b. Includes plutonium.

FIGURE 2.3. Waste Sources from Alternative Fuel Cycles

中の超ウラン元素^{*}の含有量が著るしく減少する。未使用の²³⁵Uを回収し、貯蔵のためにPuを分離(MOXとしてリサイクルしないで)する再処理方法は高放射性廃棄物およびその他の再処理工場の廃棄物を生ずるが、MOX燃料加工工場の廃棄物は生じない燃料サイクル法である。この燃料サイクル法で発生する高放射性廃液は、超ウラン元素の含有量がより低く、それに相当して中性子放出率が減少することを除き、UO₂とMOXの混合物燃料処理によって発生する廃棄物と同様である。各種の燃料サイクル法についてはさらに2.3節と2.4節で述べる。

REFERENCES

1. U. S. Atomic Energy Commission, Directorate of Licensing, Fuels and Materials, Environmental Survey of the Uranium Fuel Cycle, WASH-1248, April 1974.
2. E. A. Youngberg, "Uranium Exploration, Mining, and Milling," Education and Research in the Nuclear Fuel Cycle, D. M. Elliott and L. E. Weaver, editors, University of Oklahoma Press, Norman, OK, 1972.
3. U. S. Environmental Protection Agency, Office of Radiation Programs, Field Operations Division, Environmental Analysis of the Uranium Fuel Cycle, Part I - Fuel Supply, EPA-520/9-003-B, October 1973.
4. Adapted from U. S. Atomic Energy Commission, Division of Reactor Development and Technology, Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program Plan, Element 8 Fuel Recycle, Second Edition, WASH-1108, December 1972.
5. M. B. Sears, R. E. Blanco, R. C. Dahlman, G. S. Hill, A. D. Ryon, and J. P. Witherspoon, Correlation of Radioactive Waste Treatment Costs and the Environmental Impact of Waste Effluents in the Nuclear Fuel Cycle for Use in Establishing "As Low As Practicable" Guides - Milling of Uranium Ores, ORNL-TM-4903, Vol. 1, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, May 1975.
6. R. W. Levin, "Conversion and Enrichment in the Nuclear Fuel Cycle," Education and Research in the Nuclear Fuel Cycle, D. M. Elliott and L. E. Weaver, editors, University of Oklahoma Press, Norman, OK, 1972.
7. Code of Federal Regulations, Title 10-Atomic Energy-Part 20, Appendix B.
8. U. S. Atomic Energy Commission, Office of Industry Relations, The Nuclear Industry 1974, WASH-1174-74, U. S. Government Printing Office, 1974.
9. I. Thomas, "Fuel Fabrication," Education and Research in the Nuclear Fuel Cycle, D. M. Elliott and L. E. Weaver, editors, University of Oklahoma Press, Norman, OK, 1972.
10. W. H. Pechin, R. E. Blanco, R. C. Dahlman, B. C. Finney, R. B. Lindauer, and J. P. Witherspoon, Correlation of Radioactive Waste Treatment Costs and the Environmental Impact of Waste Effluents in the Nuclear Fuel Cycle for Use in Establishing "As Low As Practicable" Guides - Fabrication of Light-Water Reactor Fuel from Enriched Uranium Dioxide, ORNL-TM-4902, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, May 1975.

11. W. S. Groenier, R. E. Blanco, R. C. Dahlman, B. C. Finney, A. H. Kibbey, and J. P. Witherspoon, Correlation of Radioactive Waste Treatment Costs and the Environmental Impact of Waste Effluents in the Nuclear Fuel Cycle for Use in Establishing "As Low As Practicable" Guides - Fabrication of Light-Water Reactor Fuels Containing Plutonium, ORNL-TM-4904, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, May 1975.
12. L. W. Lau, Elements of Nuclear Reactor Engineering, Gordon and Breach Science Publishers, New York, NY, 1974.
13. A. F. Veras, "In-Core Fuel Management at Commonwealth Edison Company," Education and Research in the Nuclear Fuel Cycle, D. M. Elliott and L. E. Weaver, editors, University of Oklahoma Press, Norman, OK, 1972.
14. 39 FR 32921, published September 12, 1974.

2.2 原子炉からの廃棄物

技術開発、商業的な建設活動および建設計画の状況から考えて、沸騰水型（BWR）と加圧水型（PWR）の軽水炉は少くとも2000年までに米国で稼動する全動力炉の主流を占めるものと予想される。軽水炉による発電で生ずる放射性廃棄物の大部分は、使用済燃料の中に残り（原子炉サイトではなくて）、再処理工場のせん断・浸出溶解工程で使用済燃料を解体する時に集められる。しかし、小部分は原子炉サイトで放出される可能性が常にある。この放射能は、炉心附近の構造材、腐食生成物および化学添加物が中性子により放射化されたもの、燃料被覆の表面に付着したU（Tramp U）の分裂によるもの、燃料被覆のわずかな（0.25%）破損により照射された燃料の成分が一次冷却系へ放出されたものからなる。^{**} 軽水炉サイトで放出される可能性のあるすべての可溶性放射能は、元来、一次冷却材又は燃料貯蔵プール冷却材のどちらかにまじる。これらの液体の小部分は、軽水炉プラントの各部に漏れ拡がるので、軽水炉プラントのいろいろな液体廃棄物に放射能が含まれる。

当面ここでの議論は液体廃棄物に限定する。すべての液体廃棄物は、放射能ならびに溶存

* 超ウラン元素は規制で示されるところによると原子番号が92より大きい全ての元素で、例えばNp, Pu, Am Cmである。(14)

** 主にガス状と揮発性の成分；酸化物燃料の極く小部分が水に可溶であり、また、破損した燃料要素への水の浸透は、炉の停止中以外は起りそうもない。

および懸濁固体の除去作業を行なったのち、工場内へ再循環するか、又は放出される。この液体廃棄物処理作業で生ずる2次廃棄物は、軽水炉サイトからの放射能のほとんどを含んでおり、輸送、貯蔵などの廃棄物管理作業が必要である。この2次廃棄物は、湿った固体の形である。また、軽水炉サイトからの放射能のうちの一部は、さまざまな形や組成の乾いた固体廃棄物に混入している。

希ガス、トリチウム (^3H) およびその他の少量の同位体などの原子炉サイトからの放射能は、現在の規制の制限量と濃度の範囲内で環境に放出される。これらの廃棄物は今の所、これ以上の廃棄物管理作業を必要としないので、ここでは考慮しない。BWRとPWRの一般的な放射性廃棄物の流れのパターンをFig 2.4とFig 2.5に図示する。

要約すると、さまざまな乾いた固体廃棄物の蓄積の他に、原子炉から出る廃棄物の発生原因や性質の主要な決定要因は、内部廃棄物の流れの管理およびその処理作業ならびにその作業から出てくる湿った固体である。そこで、内部液流の管理および処理作業について以下に述べる。

2.2.1. 軽水炉の内部液流の管理と処理作業

原子炉の液流に適用され、湿った固体廃棄物を発生する処理方法は、ろ過、脱鉍（イオン交換）、蒸発および（より一般的ではないが）遠心分離と逆浸透である。⁽¹⁻⁵⁾ この処理に先立って、軽水炉のさまざまな液体廃棄物は放射能と溶存固体の含有率に従って仕分け分類あるいは合体され、同じ性質にして同じ方法で処理できるようにする。低固体含有率の液流（きれいな廃棄物）は直接イオン交換で処理出来る。一方、高固体含有率の液流（きたない廃棄物）はイオン交換には適さないので、蒸発で処理するが、固体含有量の多いスラリー状の缶残液と、精製された凝縮液が生ずる。後者はさらにイオン交換で精製する。逆浸透は洗たく廃液中の溶存固体の含有率を下げるために、放出前に用いることが提案されている。⁽¹⁾ 逆浸透からの廃液は、溶存および懸濁固体の含有量が共に高い。これらの湿った固体を脱水するための遠心分離法は、より単純な沈降・傾斜法に比べてあまり多くは用いられていないが、恐らく将来は広く用いられるようになるだろう。一般的な管理図式の概要をFig 2.6に図示する。これらの作業については10章で詳細に述べる。

2.2.2. 一次冷却材の管理

湿った廃棄物に入る放射能は、一次冷却材又はさまざまな液移送方法や漏れのために一次冷却材を含む他の液流の直接処理によるものである。したがって、湿った廃棄物の放射能レベルおよび管理での配慮は、普通これと接触している一次冷却材の含有率に従って、一般的には増加する。この廃棄物の特性のうちいくつかのもの由来は、以下に述べるP

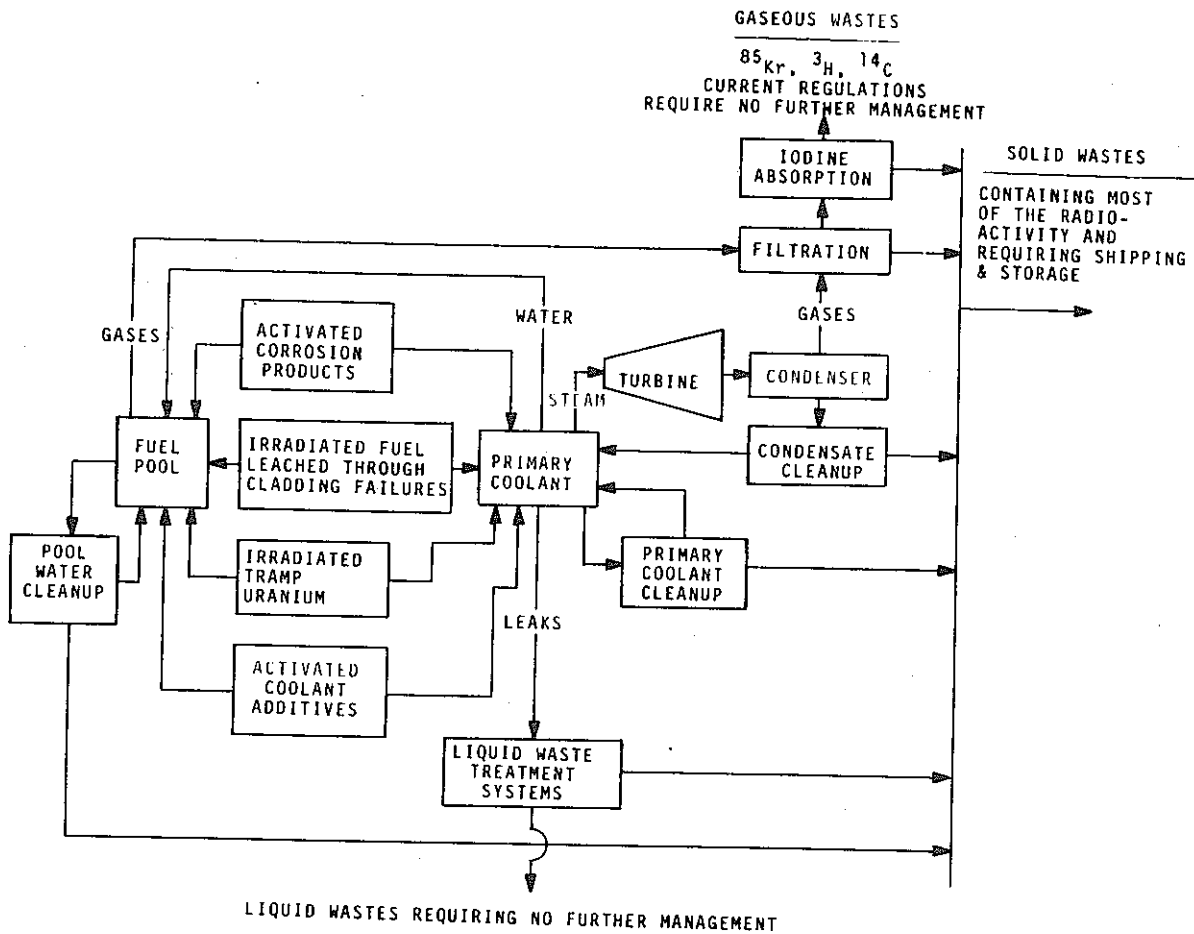


FIGURE 2.4. Typical Flow Pattern of Radioactive Wastes in the BWR System

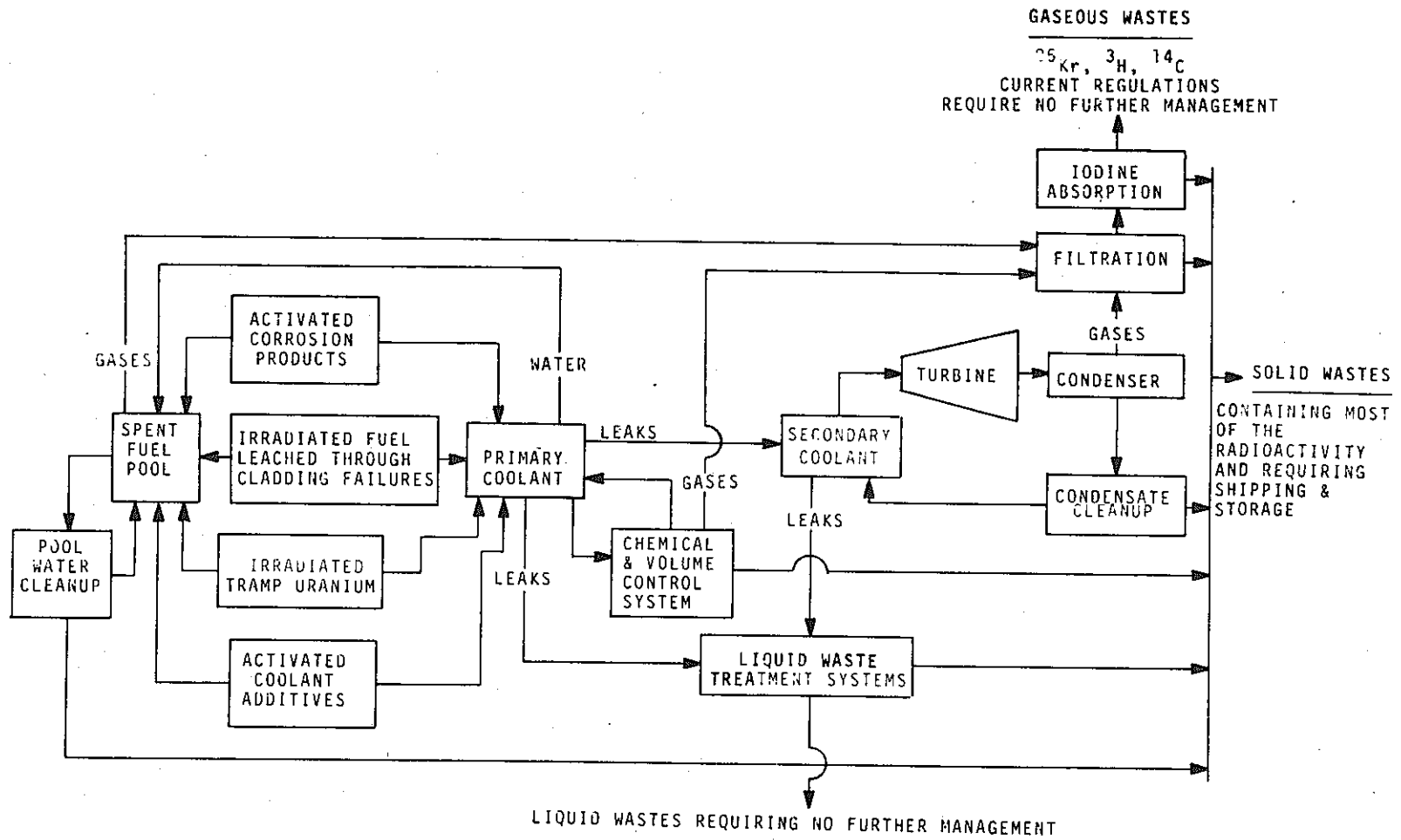


FIGURE 2.5. Typical Flow Pattern of Radioactive Wastes in the PWR System

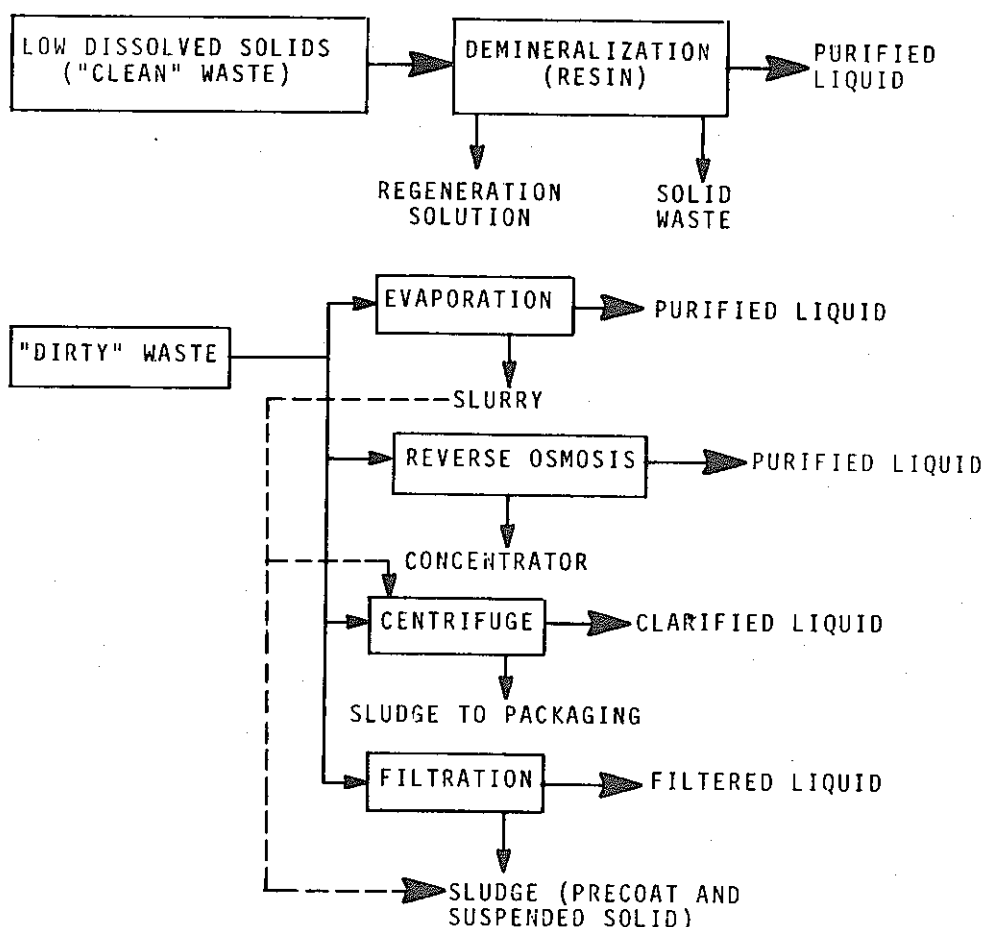


FIGURE 2.6. General Scheme for Management of Liquid Wastes at Reactors

WRとBWRの一次冷却材管理の一般論から類推出来る。

BWRでは、一次冷却水は炉心の燃料要素の熱で蒸気になる。蒸気はタービンを通して膨張し、そして凝縮する。凝縮した蒸気は凝縮液の精製系で処理し、集めて再使用のために原子炉にもどす。一次冷却材の分岐流 (side stream) は連続的に抜き出し、原子炉精製系 (イオン交換) で処理して原子炉容器にもどす。2つの精製系は共に一次冷却材から懸濁した固体とイオン状の不純物を除去する。イオン交換で集めた物質は、定期的な化学的再生又は樹脂の交換により除去する。液体廃棄物は液体廃棄物処理系で処理し、イオン交換樹脂は固体廃棄物処理系に送ってサイト外への輸送のために処理する。

バルブの軸、ポンプのシールおよびフランジ接合部よりの液体の漏れは、排水系に集めて適当な液体廃棄物処理系へ送る。この他の液体廃棄物の発生源は、洗い流し (移送) ・逆洗・再生および水洗などのイオン交換樹脂系よりの液流、洗濯・シャワー・実験室排水系および除染区域からの廃水ならびに機器および床の排水系に集められた水である。

PWRでは、一次冷却水は炉心を通して循環し、炉心で燃料要素から熱を除去する。加圧された一次冷却水は炉心から蒸気発生器へ流れ、ここで熱は一次冷却水から二次冷却水に伝わり蒸気を作る。蒸気はタービンを通して膨張し、そして凝縮され、蒸気発生器へもどる。一次冷却水は炉心へもどる。

一次冷却材は、その分岐流を化学的組織および体積制御系のろ過器とイオン交換系を通して、連続的に精製する。一次冷却材はその純度を維持して腐食を減らし、伝熱表面の汚れを防ぎ、そして環境への放出を低いレベルにおさえる必要がある。

腐食防止と燃料経済改善のため又はそのどちらかのために、一次冷却材に化学薬品を添加する。LiOHは腐食を減らすPH制御のために添加し、Bは一次冷却材に中性子吸収剤として添加する（シム制御）。後の段階で、濃度の調整が必要になった場合には、Bは化学的組織および体積制御ループを通して一次冷却材から除去する（シム放出）。シム放出は蒸発缶で処理し、蒸発缶濃縮液中のBは再使用するか又は固体廃棄物として梱包する。蒸発缶の蒸留液は調整水として原子炉に再循環するか又は環境に放出する。

バルブの軸とポンプ軸のシールからの漏れによって、いくらかの一次冷却材は格納容器と補助建屋へ漏れる。漏れの一部は蒸発し、残りは排水系で集めて液体廃棄物処理系で処理する。

蒸気発生器中での二次冷却材への一次冷却材の漏れが、二次冷却系中の放射能の唯一の発生源である。二次系からの水又は蒸気の漏れは、処理すべき液体および気体放射性廃棄物を相当量増加させる。ブローダウン^{*}で維持される二次系の場合、この系に入る放射能は結局二次系からの漏れを集めた廃液の処理に用いた固体の中に捕集される。しかし、イオン交換で維持される二次系では、この系に入る放射能は結局イオン交換樹脂に吸着除去される。

2.2.3. 典型的な廃棄物管理計画と固体廃棄物発生率

LWRの液体廃棄物管理のフローシートは標準化されていない。廃棄物発生率を考慮すると、LWRを次の4つの主要型式に分類するのが便利である。⁽⁷⁾すなわち、ディープベッドイオン交換で凝縮液を処理するBWRおよびPWRならびに粉末状樹脂のフィルターイオン交換で凝縮液を処理するBWRおよびPWRである。Fig 2.7からFig 2.10にこれら4型式について予想される液体廃棄物管理および固体廃棄物発生率の単純化した計画を図示する。放射能レベルは0.25%^{**}の被覆破損の仮定に基づいている。

* ブローダウンとは、溶存塩の増加を防ぐため濃縮した溶存塩を含む再循環冷却水の一部を除去することである。

** この被覆破損率は、原子炉の全熱発生量の0.25%が被覆欠陥のある燃料棒から発生することを示す。照射された燃料の全FPに対する一次冷却材へ漏れるFPの割合はこれより数桁小さいと考えられる。



FIGURE 2.7. Sources and Characteristics of Non-Gaseous Wastes from 1-GWe BWR with Deep-Bed Condensate Cleanup

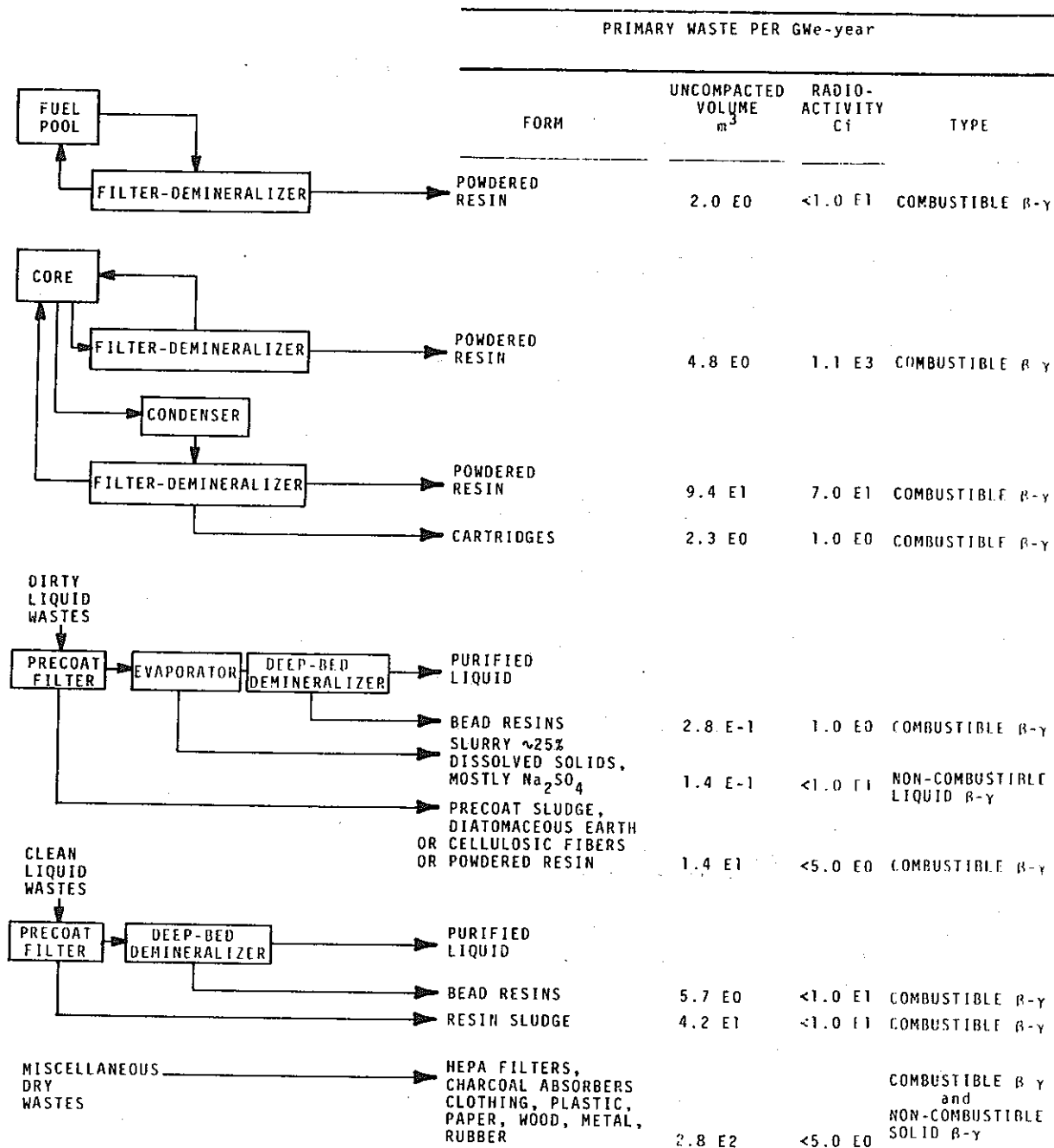


FIGURE 2.8. Sources and Characteristics of Non-Gaseous Wastes from 1-GWe BWR with Powdered Resin Condensate Cleanup

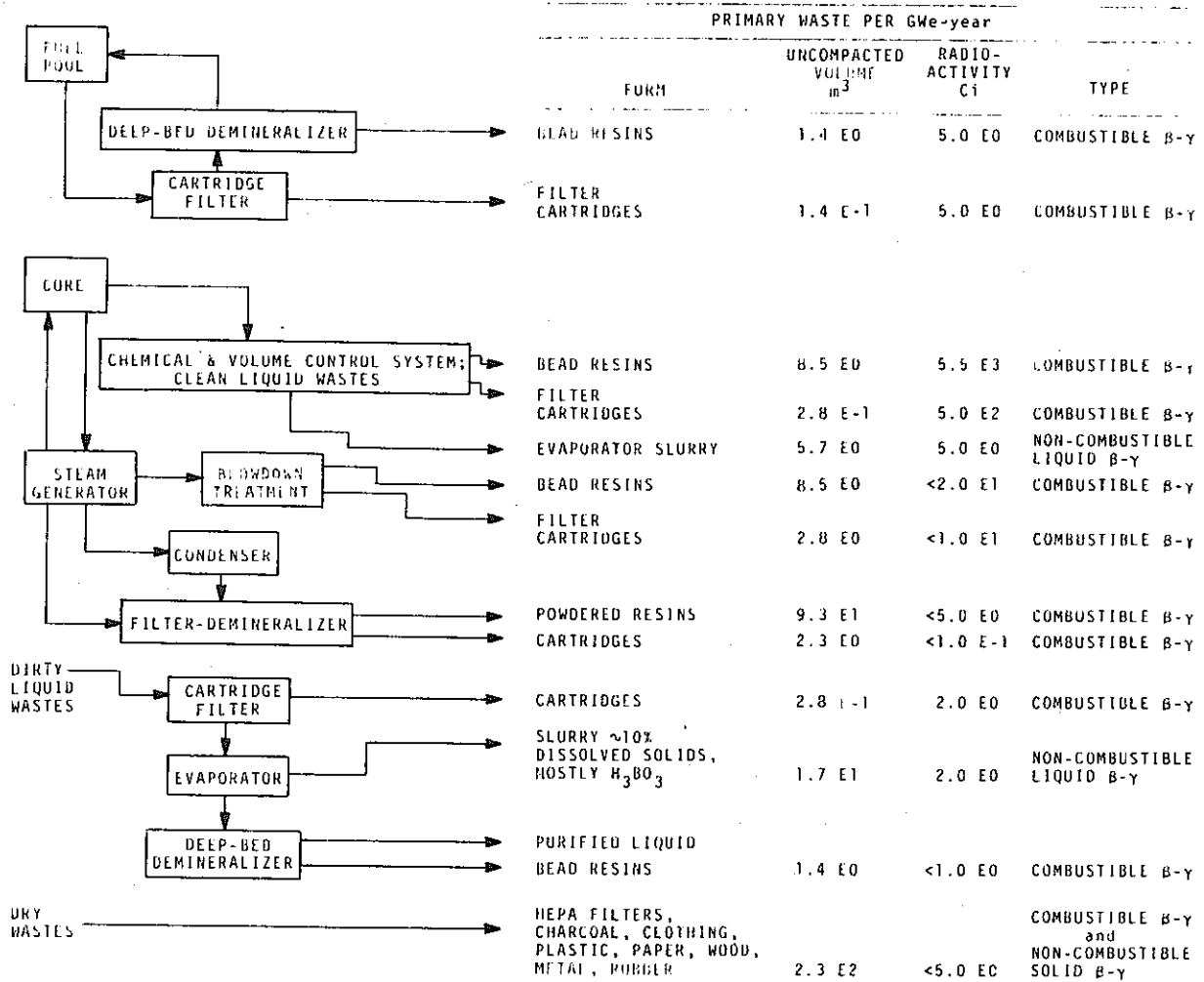


FIGURE 2.9. Sources and Characteristics of Non-Gaseous Wastes from 1-GWe PWR with Powdered Resin Condensate Cleanup

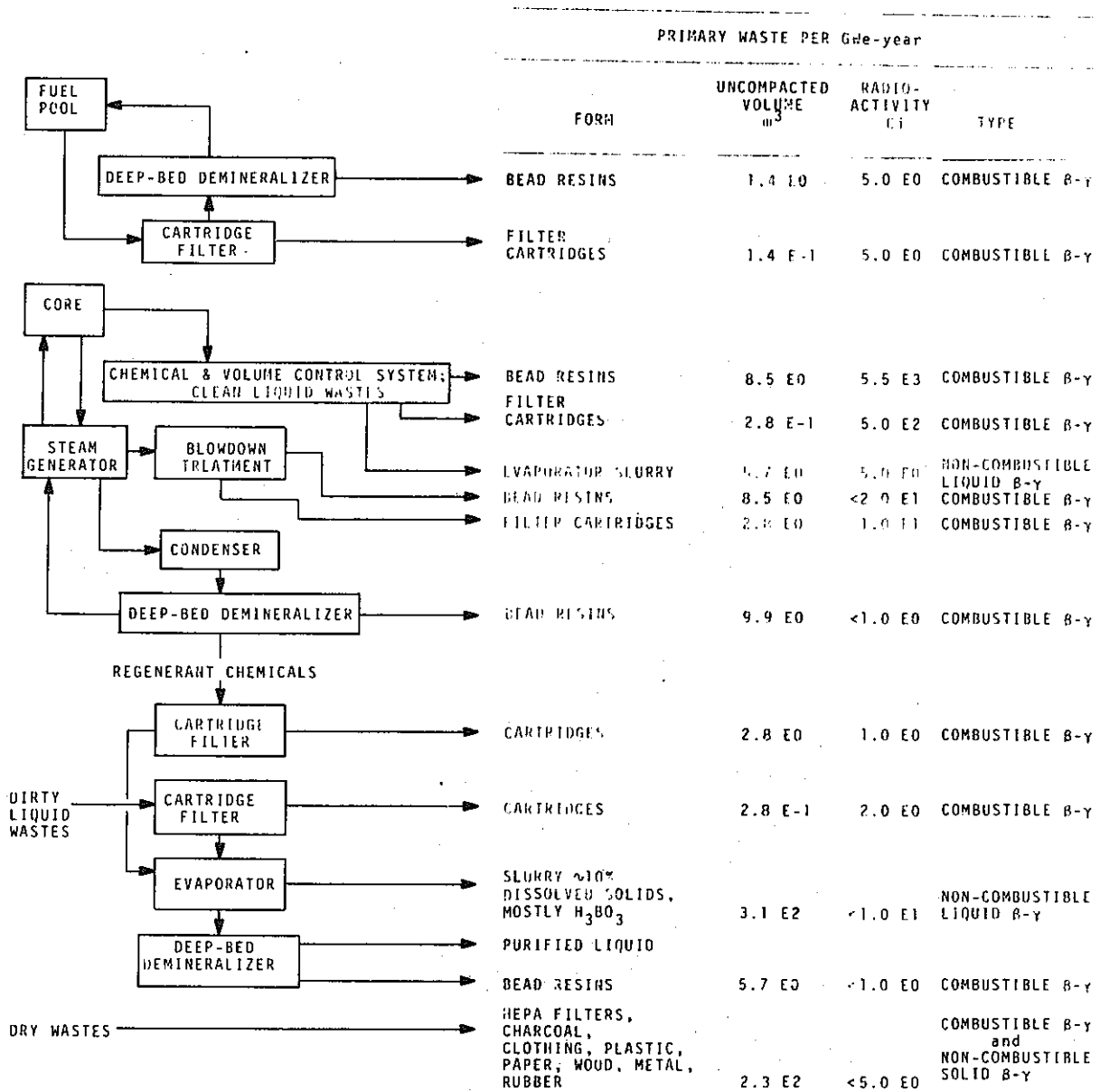


FIGURE 2.10. Sources and Characteristics of Non-Gaseous Wastes from 1 GWe PWR with Deep-Bed Condensate Cleanup

2.2.4. 原子炉からの廃棄物量の要約

Fig 2.7 から Fig 2.10 に示した原子炉からの廃棄物量は、一次廃棄物の型式別に総計して Table 2.1 に示す。

TABLE 2.1. Summary of Non-Gaseous Reactor Waste Volumes (a)

Primary Waste Type	Amounts in ³ m/1000 MWe-year			
	BWR Deep-Bed (b)	BWR Powdered Resin (c)	PWR Deep-Bed	PWR Powdered Resin
Combustible β-γ	351 (d)	392 (e)	223 (f)	301 (f)
Non-Combustible Solid β-γ (g)	57	57	46	46
Non-Combustible Liquid β-γ (h)	280	0.14	317	23

- a. Derived from Reference 7; all volumes on uncompact basis.
- b. Deep-bed demineralizer used for condensate cleanup.
- c. Powdered resin filter-demineralizer used for condensate cleanup.
- d. Resins + aqueous filter sludges (assumes combustible precoats) + 80% of miscellaneous dry wastes.
- e. Resins + aqueous filter cartridges + filter sludges + 80% of miscellaneous dry wastes.
- f. Resins + aqueous filter cartridges + 80% of miscellaneous dry wastes.
- g. 20% of miscellaneous dry wastes.
- h. Evaporator slurries.

2.2.5. 原子炉部品の廃棄物

原子炉部品（例えば、制御棒ガイド、計測器、制御棒、支板等）の交換や保守によって、これらが炉内の高中性子束領域にあった期間中に生じた放射化生成物のために、放射性廃棄物を生ずる。放射化生成物は、固体金属構造固有の成分の一部が変化したものなので、高耐腐食性の金属が劣化した場合のみ問題のある汚染となる。金属部品は普通、処分に際してしゃへいを必要とする程度に放射性であり、適当な大きさの容器に入れるためには切断又は圧縮する必要があるかも知れない。商用施設内での埋没は、この廃棄物が超U元素を含まず、ほとんど、あるいは全く移動しない中放射性 β - γ 汚染の廃棄物から構成されているので可能性のある処分法である。1,000MWeの原子炉について見積られた定量的あるいは定性的データは入手出来ない。

REFERENCES

1. U. S. Atomic Energy Commission, Directorate of Regulatory Standards, Final Environmental Statement Concerning Proposed Rule Making Action: Numerical Guides for Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to Meet the Criterion "As Low As Practicable" for Radioactive Material in Light-Water-Cooled Nuclear Power Reactor Effluents, Vol. 1, WASH-1258, July 1973.
2. A. H. Kibbey and H. W. Godbee, A Critical Review of Solid Radioactive Waste Practices at Nuclear Power Plants, ORNL-4924, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, March 1974.
3. U. S. Environmental Protection Agency, Office of Radiation Programs, Technology Assessment Division, Environmental Analysis of the Uranium Fuel Cycle, Part II - Nuclear Power Reactors, EPA-520/9-73-003-C, November 1973.
4. K. H. Lin, Use of Ion Exchange for the Treatment of Liquids in Nuclear Power Plants, ORNL-4792, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, December 1973.
5. J. O. Blomeke and F. E. Harrington, Management of Radioactive Wastes at Nuclear Power Stations, ORNL-4070, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, January 1968.
6. H. W. Godbee, Use of Evaporation for the Treatment of Liquids in the Nuclear Industry, ORNL-4790, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, September 1973.
7. C. R. Cooley, compiler, Commercial Alpha Waste Program Quarterly Progress Report January-March, 1975, HEDL-TME-75-87, Hanford Engineering Development Laboratory, Richland, WA, October 1975.

2.3 使用済燃料貯蔵施設からの廃棄物

使用済燃料貯蔵施設（貯蔵プール）には種々の役割が在り、貯蔵、冷却（通常、二次冷却系と蒸発冷却塔などの熱交換器を通じ、外気に放熱する方法をとる）、しゃへい、検査、そして、正常、破損いずれの燃料からも放出される放射性物質の管理がその中に含まれる。^(1,2) 貯蔵プールは湿潤、乾燥、両固体廃棄物の発生源となり、これらの廃棄物については、輸送、貯蔵およびそれに伴う管理作業が必要である。これらの廃棄物は、主に、正常および破損燃料によりプール水へ混入する放射性物質を除去する作業の結果発生するものである。

現在、貯蔵プールは Savannah River Plant, Idaho National Engineering Laboratory および Hanford Plant などのアメリカ連邦原子施設に設置されている。これらのプールは、政府所有の原子炉および再処理工場に付随している。他のプールは原子力発電所および民間再処理工場に設置されている。現在、民間再処理工場は、操業運転してはいないが、Nuclear Fuel Services(NFS) Plant* および Midwest Fuel Reprocessing Plant(MFRP)** 両者の燃料プールは、すでに、使用済燃料集合体を貯蔵しており、Barnwell Nuclear Fuels Plant(BNFP)*** のプールは、再処理の操業開始に先立ち、燃料貯蔵を開始する予定である。上記所在地に加えて、原子力施設に付随しない独立プールの設置が、現在運転中の原子力発電所から排出されつつある使用済燃料の貯蔵スペースの不足を緩和するため提案されているが、その貯蔵能力は急激に減少しつつある。更に、現存するプールの貯蔵能力を大巾に増強しようという設計研究がいくつか進行中である。

次節では、使用済燃料の特性、燃料プールに於ける作業、そして最後にこれら作業で生ずる廃棄物について論ずる。

2.3.1 使用済燃料について

軽水炉燃料集合体*** は、燃料要素**** を幾何学的な集合体に組立てた構成単位であり、エンドピースと多数のエレメントスペーサによって結合されている。BWR 燃料集合体とPWR 燃料集合体とでは相当に相違があるが、それぞれの基本的な構成単位は燃料要素である。どちらの

* West Vally, NY.

** General Electric Co., Morris, IL.

*** Allied-General Nuclear Services, Barnwell, SC.

**** 燃料集合体；燃料の炉心への装荷および炉心からの取出しの際、ばらばらにならない燃料要素の最小の集合。燃料要素；核燃料を主構成要素とする原子炉または燃料集合体の最小構成部分。”⁽⁷⁾

タイプの燃料要素も、二酸化ウランまたはウランとプルトニウムの混合二酸化物のセラミックペレットが充填されており、両端が閉じてある長い金属管でできている (Fig. 2.11 参照)。PWR 燃料要素に比べて、BWR 燃料⁽⁴⁾の被覆管は一般的に太く (直径約 1.4 cm)、また、出来上った燃料要素は長い (約 400 cm)。代表的な BWR の燃料装荷量は、燃料要素一本当たり、酸化物の形の重金属で約 3 Kg である。一方、PWR 燃料要素⁽⁵⁾は直径約 1 cm、長さ約 380 cm の被覆管でできている。代表的な PWR 燃料の装荷量は燃料要素一本当たり、重金属で約 2 Kg である。

完成した BWR 燃料集合体と PWR 燃料集合体との相違は一層顕著である。BWR 集合体 (Fig. 2.12) では、燃料要素は 7×7 の正方形に配列されているが、新型の集合体では直径 1.25 cm の燃料要素で 8×8 正方となる。^(4, 6) 通常の 64 本の燃料要素の BWR 集合体の総燃料装荷量は重金属で約 200 Kg である。個々の燃料要素は、上部と下部のタイプレートおよび長さに沿って一定の間隔ごとに設けてあるスペーサグリッドによって固定されており、集合体全体はチャンネルボックスと称する薄いジルカロイ製の箱でおおわれている。チャンネルボックスは通常集合体を引抜いて再使用される。典型的な BWR 燃料集合体の全重量は約 280 Kg (チャンネルボックスを除いて) であり、その断面は 14×14 cm、長さは 4.5 m である。

PWR 燃料集合体 (Fig. 2.13) は 17×17 の正方形配列で 264 本の燃料要素があり、配列中の何本かは、反応度制御棒*、炉心計装* およびバーナブルポイズン要素である。^(5, 9) 一体の PWR 集合体の標準燃料装荷量は重金属で約 460 Kg である。PWR 集合体はカバーとか冷却材チャンネルを有していないが、頂部ノズルおよび底部ノズル構造物ならびに長さに沿って一定の間隔ごとに設けてあるスプリング・クリップ型グリッドによって固定されている。一体の PWR 燃料集合の全重量は約 670 Kg であり、断面は 22×22 cm、長さは約 4 m である。

* 制御棒と炉心計装は PWR 集合体の一部ではなく、集合体を炉心より取出す前に、集合体より取除かれる。

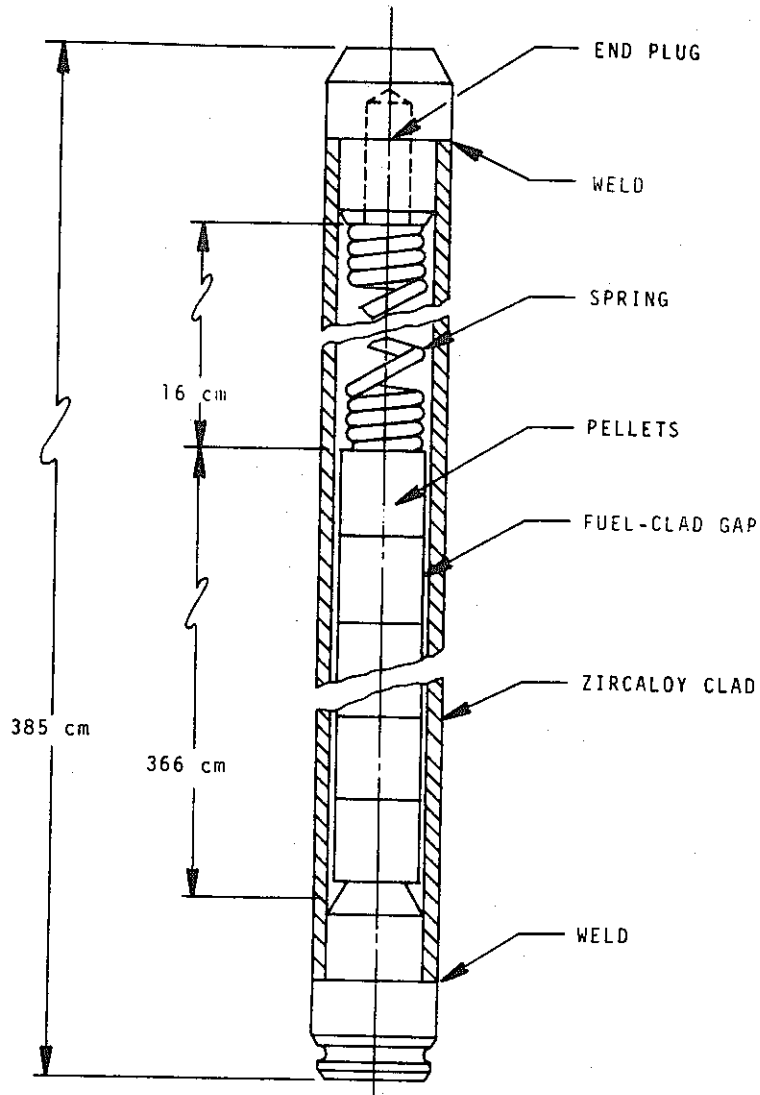


FIGURE 2.11. Typical PWR Fuel Element

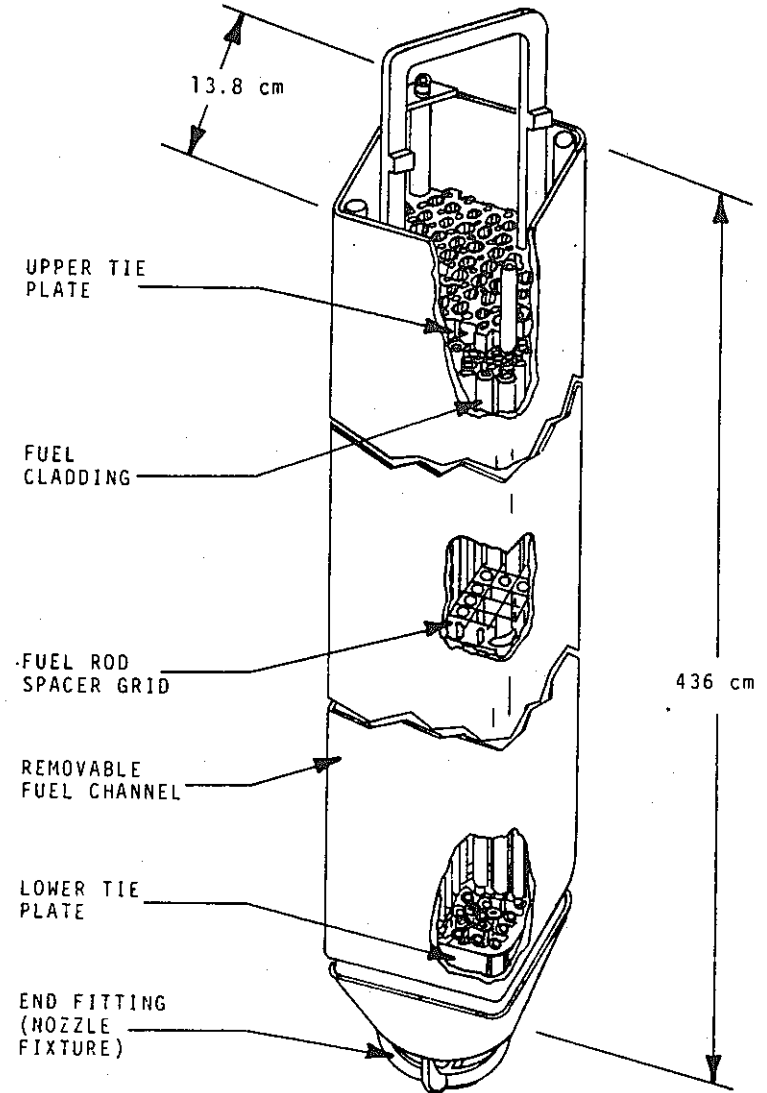


FIGURE 2.12. BWR Fuel Assembly⁽⁴⁾

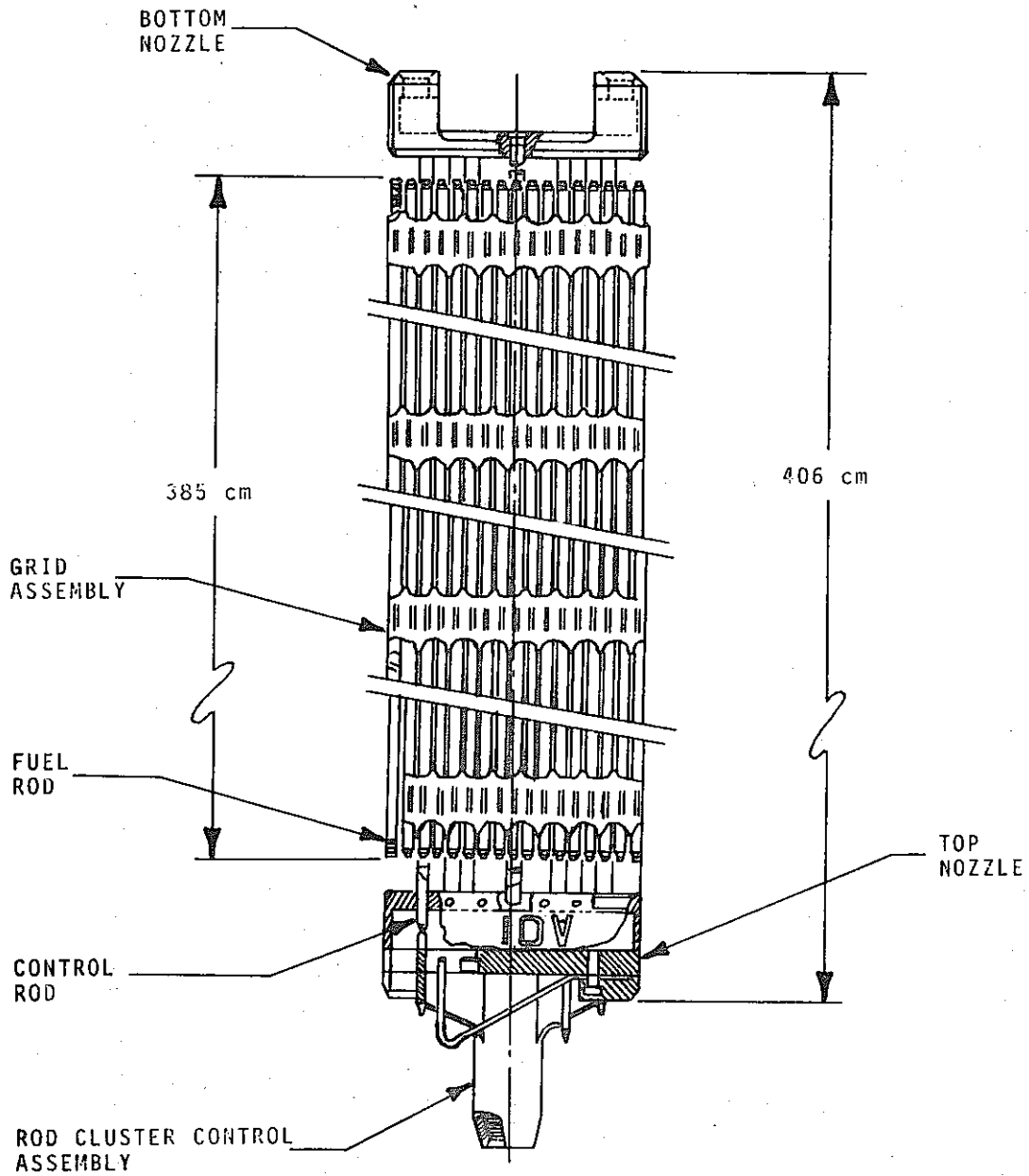


FIGURE 2.13. PWR Fuel Assembly⁽⁵⁾

2.3.2 使用済燃料の特性

本論における廃棄物の流れの構成を説明する目的から言って、BWR 燃料集合体と PWR 燃料集合体の物理的な相違および産業界における二つのタイプの原子炉数の不均衡状態を総合斟酌して、仮定的な“モデル的軽水炉 (reference LWR)”燃料集合体というものを考える。Table 2.2 にはモデル的軽水炉燃料集合体の仕様を、Table 2.3 にはその化学組成の詳細を示した。この燃料集合体は正方形配列で、燃料要素一本当たり 2.57Kg (金属換算)の酸化物燃料を含む。このモデル的軽水炉燃料集合体の全重量は 454 Kg とする。モデル的軽水炉燃料集合体の被覆管は、エンドプラグ (ジルカロイ製) 付きのジルカロイ製であり、集合体頂部と底部のタイプレートまたはノズル構造物は SUS304 製、燃料要素のスペーサはインコネル製である。また、燃料ペレットは UO_2 または $(U, Pu)O_2$ である。

軽水炉の炉心で、比出力 35MW/MTHM、燃焼度 25,000MWd/MTHM で照射すれば、使用済燃料一本当たりの全発熱量は 640KW になる。120 日冷却すれば、これが 84KW に減衰する。これらのデータは Table 2.4 に示したが、Table 2.4 にはその他、FP、アクチノイドおよび金属構造材中元素の詳細なリストが各冷却期間ごとの推定放射能と共に示されている。炉より取出した時点での使用済燃料集合体は、最も放射化された表面で、 $10^6 R/hr$ 以上のベータ・ガンマ放射線量率をもつと推定される。

本論の目的から言って、この軽水炉使用済燃料はリークのある燃料要素もしくは破損燃料要素または両者共含まず、したがって、熱および放射線の発生を除いて、集合体は製造時の状態から物理的に変化していないと仮定する。実際には、集合体の極く一部にリークする要素があり、これらには、特別な取扱いが必要であるが、以下に述べる総合的な廃棄物管理プロセスへの影響は小さいとみなされる。

TABLE 2.2. Characteristics of Unirradiated LWR Fuel Assemblies

	PWR ⁽⁵⁾	BWR ⁽⁴⁾	"Reference" LWR ^(g)
Overall assembly length, m	4.059	4.470	-----
Cross section, cm	21.4 x 21.4	13.9 x 13.9	-----
Fuel element length, m	3.851	4.064	-----
Active fuel height, m	3.658	3.759	3.70 ^(e)
Fuel element OD, cm	0.950	1.252	1.16 ^(e)
Fuel element array	17 x 17	8 x 8	121 ^(e)
Assembly total weight, kg	668.6	279	454.32
Uranium/Assembly, kg	461.4	188.7	311.4 ^(h)
MO ₂ /Assembly, kg	523.4	214.1	353.28
Zircaloy/Assembly, kg	129.7 ^(a)	56.7 ^(b)	89.55
Hardware/Assembly, kg	15.5 ^(c)	8.2 ^(d)	11.485 ^(f)
Total metal/Assembly, kg	145.2	64.9	101.03

- a. Includes Zircaloy control-rod guide thimbles.
- b. Includes Zircaloy fuel-element spacers.
- c. Includes 10 kg SS nozzles, 5.5 kg Inconel-718 grids.
- d. Includes SS tie-plates, negligible amount of Inconel springs.
- e. Specified only to estimate fuel content of each element of 2.57 kg heavy metal.
- f. Includes 9 kg SS end pieces, 2.5 kg Inconel-718 spacers.
- g. Based on discharges of fuel from PWR and BWR reactors with installed capacity ratio of 2 PWR:1 BWR, using the same burn-up and fuel assemblies of advanced GE and Westinghouse design (Reference 4,5). The reference fuel assembly produces a metallic stream comparable to processing of a mix of PWR and BWR fuel.
- h. kg of heavy metal (U + Pu).

TABLE 2.3. Chemical Composition of the Reference LWR Fuel Assembly (As Fabricated)

Values in kg/Assembly (kg/MTHM) ^(a)	
Heavy Metal Oxide Fuel^(b)	
	353.3 (1,134)
PuO ₂	5.27 (16.9)
UO ₂	348.03 (1,120)
Zircaloy-4	
	89.55 (287.5)
Sn	1.43 (4.59)
Fe	0.202 (.648)
Cr	0.112 (.360)
Zr	87.85 (282)
Stainless Steel Type 304	
	9.01 (28.9)
Cr	1.71 (5.49)
Ni	0.811 (2.60)
Mn	0.180 (.578)
Si	0.090 (.289)
P	0.018 (.0578)
C	0.014 (.0449)
Se	0.014 (.0449)
S	0.005 (.0161)
Fe	6.16 (19.8)
Inconel-718	
	2.475 (7.96)
Ni	1.31 (4.21)
Cr	0.470 (1.51)
Fe	0.446 (1.43)
Nb/Ta	0.124 (.398)
Mo	0.074 (.238)
Co	0.020 (.0642)
Ti	0.020 (.0642)
Al	0.015 (.0482)
C	0.001 (.00321)

a. MTHM = metric ton of heavy metal (U, Pu).

b. Data calculated from fuel charge amounts in Reference 8.

TABLE 2.4. Chemical, Radiochemical, and Thermal Properties of Irradiated Reference LWR Assembly at Three Cooling Times(a,b)

Element	Grams/ Assembly ^(c)	Curies/Spent-Fuel Assembly		
		120-days	1-year	10-year
<u>Fission products^(d)</u>				
H ^(e)	4.2 E-2	1.7 E2	1.6 E2	9.7 E1
Ge	9.0 E-2	---	---	---
As	3.0 E-2	---	---	---
Se	1.3 E1	9.0 E-2	9.0 E-2	9.0 E-2
Br	5.3 E0	---	---	---
Kr	7.8 E1	2.1 E3	2.0 E3	1.1 E3
Rb	7.5 E1	1.6 E0	1.8 E-4	4.7 E-6
Sr	1.9 E2	7.0 E4	1.9 E4	1.3 E4
Y	1.0 E2	1.0 E5	2.1 E4	1.3 E4
Zr	8.1 E2	1.4 E5	1.0 E4	6.0 E-1
Nb	5.6 E-1	2.5 E5	2.2 E4	2.9 E-2
Mo	8.1 E2	---	---	---
Tc	2.0 E2	3.4 E0	3.4 E0	3.4 E0
Ru	5.6 E2	2.0 E5	8.7 E4	1.8 E1
Rh	1.3 E1	2.0 E5	8.7 E4	1.8 E1
Pd	3.4 E2	3.1 E-2	3.1 E-2	3.1 E-2
Ag	2.1 E1	1.8 E4	9.3 E3	1.1 E0
Cd	1.9 E1	6.5 E1	9.3 E0	5.0 E-1
In	4.0 E-1	5.0 E-1	1.5 E-2	---
Sn	1.2 E1	8.0 E2	2.2 E2	1.9 E-1
Sb	4.3 E0	2.6 E3	2.2 E3	2.2 E2
Te	1.2 E2	9.0 E3	1.5 E3	5.6 E1
I	6.2 E1	1.0 E1	8.5 E-3	8.4 E-3
Xe	1.3 E3	6.0 E1	4.0 E-6	---
Cs	6.8 E2	6.8 E4	6.0 E4	2.2 E4
Ba	3.4 E2	2.5 E4	2.4 E4	2.0 E-4
La	2.9 E2	9.0 E2	1.5 E-3	---
Ce	5.9 E2	2.9 E5	1.4 E5	4.7 E1
Pr	2.7 E2	2.6 E5	1.4 E5	4.7 E1
Nd	1.2 E3	1.0 E2	2.0 E-3	---
Pm	3.0 E1	3.4 E4	2.8 E4	2.6 E3
Sm	1.9 E2	3.4 E1	3.4 E1	3.1 E1
Eu	3.7 E1	3.0 E3	2.6 E3	1.2 E3
Gd	1.8 E1	2.7 E0	1.9 E0	---
Tb	5.3 E-1	1.1 E2	7.1 E0	---
Grams/Assembly	<u>6.8 E3</u>	---	---	---
Curies/Assembly		<u>1.7 E6</u>	<u>6.5 E5</u>	<u>7.4 E4</u>
<u>Light elements^(f)</u>				
C	1.7 E1	2.5 E-1	2.5 E-1	2.5 E-1
Al	1.5 E1	---	---	---
Si	9.1 E1	---	---	---
Ti	2.0 E1	---	---	---
Cr	2.3 E3	4.9 E2	1.1 E0	---
Mn	1.8 E2	1.7 E3	9.9 E1	5.4 E-2
Fe	6.9 E3	2.2 E3	1.8 E3	1.6 E2
Co	2.0 E1	2.8 E3	1.6 E3	4.5 E2
Ni	2.1 E3	7.9 E1	7.9 E1	7.4 E1
Zr	8.8 E4	2.8 E3	2.0 E2	2.4 E-2
Nb	1.2 E2	1.8 E3	1.5 E2	4.2 E-3

TABLE 2.4. (contd)

Element	Grams/ Assembly ^(b)	Curies/Spent-Fuel Assembly		
		120-days	1-year	10-year
<u>Light elements^(f)</u>				
Mo	7.6 E1	1.5 E-3	1.5 E-3	3.6 E-3
Tc	1.2 E-1	2.0 E-3	2.0 E-3	2.0 E-3
Sn	1.3 E3	7.4 E3	1.9 E3	7.9 E-2
Sb	8.5 E1	5.8 E3	3.5 E3	3.3 E2
Te	4.9 E0	1.6 E3	1.4 E3	1.4 E2
Grams/Assembly	<u>1.0 E5</u>	---	---	---
Curies/Assembly		<u>2.7 E4</u>	<u>1.1 E4</u>	<u>1.2 E3</u>
<u>Transuranics^(d)</u>				
Np	7.9 E1	4.3 E1	4.3 E1	4.3 E1
Pu	5.0 E3	8.2 E4	7.9 E4	5.2 E4
Am	2.9 E2	2.3 E2	3.2 E2	1.2 E3
Cm	1.1 E2	3.1 E4	1.6 E4	5.5 E3
Grams/Assembly	<u>5.5 E3</u>	---	---	---
Curies/Assembly		<u>1.1 E5</u>	<u>9.5 E4</u>	<u>5.9 E4</u>
Total grams/Assembly ^(g)	<u>1.1 E5</u>	---	---	---
Total curies/Assembly		<u>1.8 E6</u>	<u>7.6 E5</u>	<u>1.3 E5</u>
<u>Thermal watts/Assembly</u>				
Fission products		7.1 E3	2.9 E3	2.2 E2
Light elements		1.5 E2	5.9 E1	8.7 E0
Transuranics		<u>1.2 E3</u>	<u>6.6 E2</u>	<u>3.1 E2</u>
Total		<u>8.4 E3</u>	<u>3.6 E3</u>	<u>5.4 E2</u>
<u>Total neutrons</u>				
n/sec-Assembly		1.3 E9	1.2 E9	8.0 E8

a. Based on recycle core loading of 70% UO₂ fuel and 30% MOX fuel, 25,000 MWd/MTHM burnup and 35 MW/MTHM specific power.

b. For 8.4 E3 read 8.4 x 10³ or 8400; for 4.0 E-1 read 4.0 x 10⁻¹ or 0.40.

c. Load at 1-year cooling.

d. Contained in oxide fuel.

e. As tritium assuming 170.3 Ci/assembly at discharge.

f. Contained in metallic assembly components.

g. Excludes 3.38 E5 g UO₂ and 6.7 E2 g oxygen from PuO₂. See Table 2.2 for mass summaries.

2.3.3 使用済燃料の数量

軽水炉では、出力 1,000 MWe /年^{*}につき使用済燃料が 45.6 MTHM 発生すると考えられる。重金属 311.4 Kg を含むモデル的軽水炉燃料集合体について考えると、出力 1,000 MWe /年につき 147 体の使用済燃料が発生する。処理能力 1,500 MTHM /年の再処理工場では、年間 4,800 体のモデル的軽水炉燃料集合体、すなわち、300 日稼働の工場で 1 日当たり 16 体の燃料集合体を処理できる。この処理量は、出力 3,300 MWe /年の軽水炉から発生する使用済燃料の量に相当する。Table 2.5 はモデル的軽水炉燃料集合体の各種単位ごとの重量分布を示している。

TABLE 2.5. Reference LWR Fuel Assembly Weight Distributions at Various Appearance Rates

	All Weights in Metric Tons Per			
	Assembly	1 MTHM	GWe-year	1500 MTHM
Assemblies, No.	-1-	-3.21-	-147-	-4817-
U-Pu weight	0.3114	1	45.6	1500
Oxide fuel weight	0.3533	1.13	51.9	1702
Zircaloy weight	0.0896	0.288	13.2	432
Hardware weight	0.0115	0.037	1.69	55.4
Total weight	0.4544	1.46	66.8	2189

* 使用済燃料の最近の一般的な値である燃焼度 25,000 MWd / MTHM、効率 0.32 MWe / MWth に基づく。

2.3.4 原子炉側プールの特性と作業

典型的な出力約 1000MWe の原子炉のプールは炉心燃料の $1\frac{1}{3}$ 倍分、すなわち、100～250MTHM の燃料* を貯蔵できる。貯蔵中に短寿命同位体の放射する放射能の多くは減衰する。短寿命放射能の存在が、再処理工場のプールおよび独立プールと原子炉のプールとの大きな違いである。いくつかの原子炉では、集合体は炉心とプールを結ぶカナル（水路）を經由して炉心からプールへ運ばれるが、この輸送中に、一次冷却材がプール水にまざって、プール水が汚染することになる。放射能は、前述のような一次冷却材との混合、破損被覆のある燃料集合体からのもれおよび集合体表面からの沈でん物の剝離により、原子炉プールへ導入される。

2.3.5 再処理工場のプールおよび独立プールの特性と作業

再処理工場の貯蔵プールの容量は、Midwest Plant の 90MTHM から Barnwell Plant の概算 360MTHM までいろいろある。⁽³⁾ “典型的な” 1500MTHM/年の再処理工場では、“モデル的軽水炉” 燃料集合体 800 体を考えて貯蔵量は約 250MTHM とした。

再処理工場プールおよび独立プールで行なわれる一般的な一連の作業は、プールに放射能を導入し、結局は、輸送および貯蔵を必要とする廃棄物を発生するが、その概要は以下のようである。受入れの際、使用済燃料輸送カスクの外表面放射能を検査・モニタする。汚染していないカスクはプラント外で洗浄するが、汚染している場合は、プラント内で洗浄し、洗浄汚染液は液体廃棄物処理系へ送る。次ぎに、カスクを除染ピットへ送って、ガス抜きをし、排気ガスはフィルタを通して排気系へ送る。もし、カスク内冷却材**が汚染しておれば、これは液体廃棄物処理系へ送り、カスク内部はフラッシングする。次ぎに、カスクを別の燃料取出しプールへ送り、そこで、燃料集合体を貯蔵容器へ移す（Fig. 2.14）。燃料は、集合体自体に応力がかからぬようにするため、集合体個々ではなく貯蔵容器ごと移動して、貯蔵位置へ運ぶ。燃料を収納した貯蔵容器は貯蔵架台へおく。

燃料を取出したカスクには再び蓋をし、燃料取出しプールから取出して水で洗浄する。もし、カスクがドライ・キャビティ型ならば、カスク内の水を抜く。次ぎに、カスクは、除染ピットへ戻し検査と除染を行なう。最後に、カスクを輸送車輛に移し、プラント外へ送出す。

民間再処理工場のプールでは、原子炉の一次冷却材との接触はなく、燃料がプールへ導入される前に短寿命同位体は減衰してしまうので、放射能汚染が生ずる機会は原子炉プールよ

* PWR 炉心では 89MTHM, BWR 炉心では 138MTHM。^(4,5)

** Alleid-General Nuclear Services (AGNS) の使用済燃料輸送カスクは内部冷却材なしで使用できるように設計されている； R. Keely (AGNS) から M. Steindler (ANL) への私信による。

りも少ない。多分、再処理工場でのもっと重要な汚染源は、燃料要素の表面に付着する放射性物質の剝離であると思われる。これらの付着物は放射化腐食生成物と破損燃料からリークした核分裂生成物とから成る。主な腐食生成物は ^{58}Co , ^{60}Co および ^{54}Mn であり、リークする主な核分裂生成物は ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{106}Ru - ^{106}Rh , ^{95}Zr - ^{95}Nb , ^{104}Sb , ^{144}Ce - ^{144}Pr , ^{129}I および ^{131}I である。これらプールのもう一つの汚染源は輸送カスク内の汚染冷却水である。

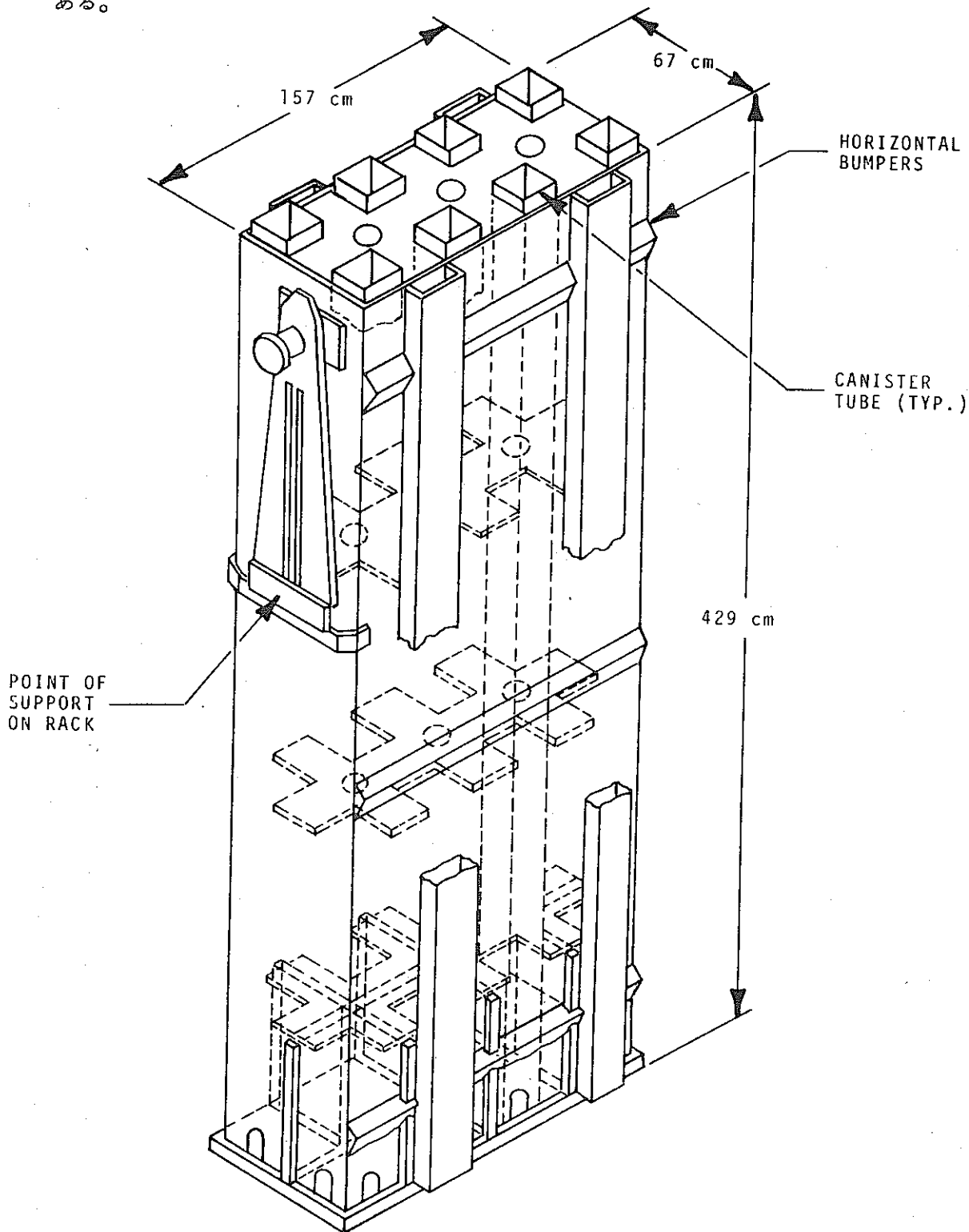


FIGURE 2.14. Fuel Storage Canister

2.3.6 廃棄物を生ずる作業と廃棄物量

輸送および貯蔵が必要な廃棄物が発生する作業の主なものはろ過とイオン交換である。これらの作業は、水中作業と水中の貯蔵状態を観察するための清澄度の維持ならびに操作員の過度の被曝防止のために放射線レベルを十分低く保つことを目的として行なわれ、プール水からゴミ、腐食生成物、放射性物質が除去される。ろ過はステンレス鋼製の箱の中に多孔性ステンレス鋼フィルタを納めたものを利用して行なわれる。典型的なイオン交換塔は陰イオンおよび陽イオン混合樹脂ならびに酸・アルカリの再生系から構成されている。

プール系の換気は一般的に $2.8 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{min}$ の能力をもつ空気調節系によって調整されている。また、輸送カスクのベント用およびリークのある燃料集合体の上部におかれているフードのための排気系は $2.8 \text{ m}^3/\text{min}$ (100 cfm) の能力をもち、HEPAフィルタとヨウ素吸着材を整備している。

これらクリーンアップ作業から生ずる廃棄物は、プール水用のフィルタ、イオン交換樹脂およびヨウ素吸着材の交換と装荷ならびに廃棄物の処理と梱包によるものである。したがって、これらの廃棄物は、使用済樹脂およびフィルタスラッジのような湿潤固体および HEPAフィルタ、活性炭もしくは銀ゼオライト（原子炉プールの場合）、衣類、プラスチック紙、木材、金属、ゴムのような雑多な乾燥固体から成っている。(Fig. 2.15, 2.16 参照) 燃料貯蔵プールから生ずる廃棄物の推定量(容量)は Table 2.6 に示してある。

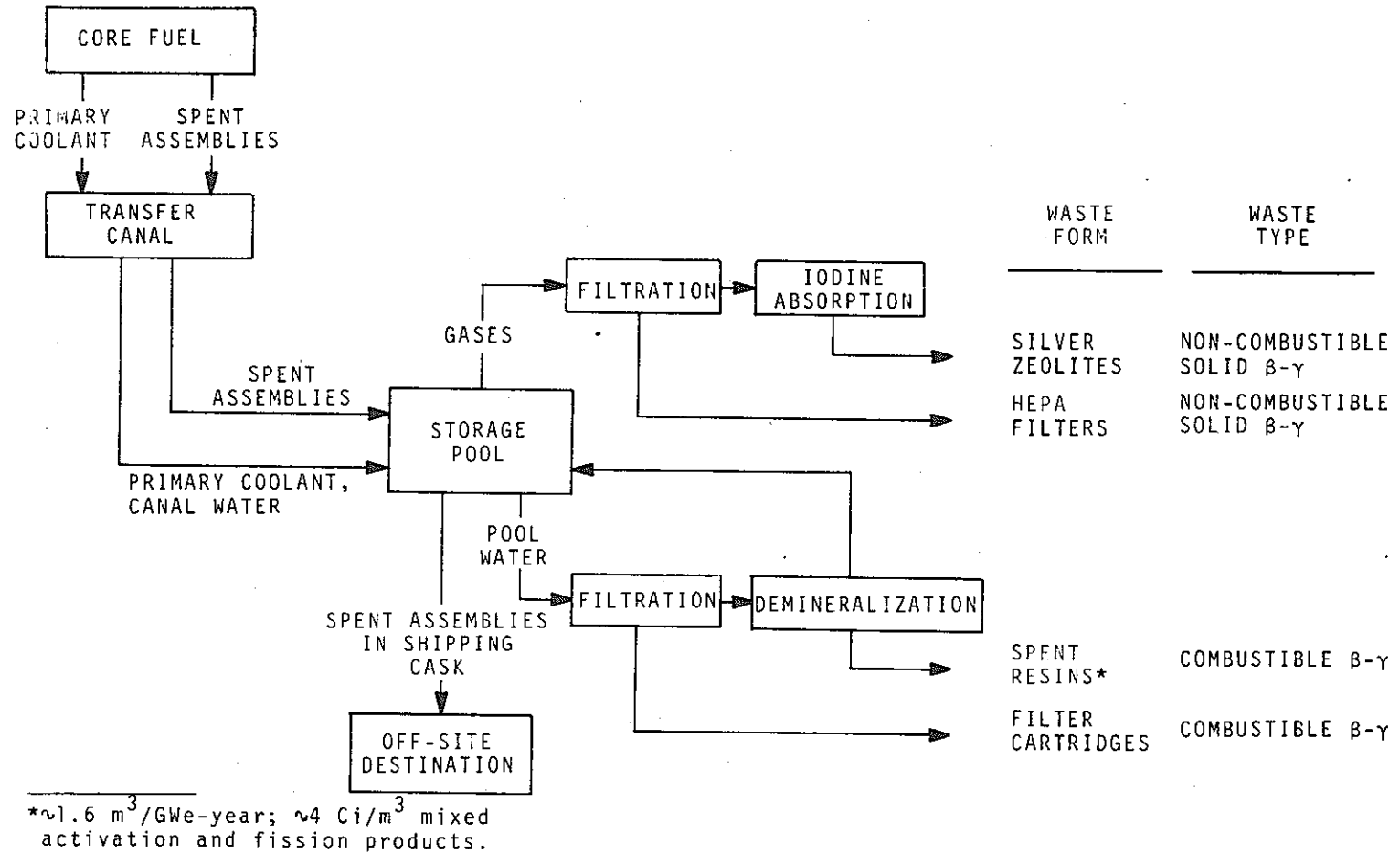


FIGURE 2.15. Operations and Waste Generation Involving Reactor Fuel Storage Pools

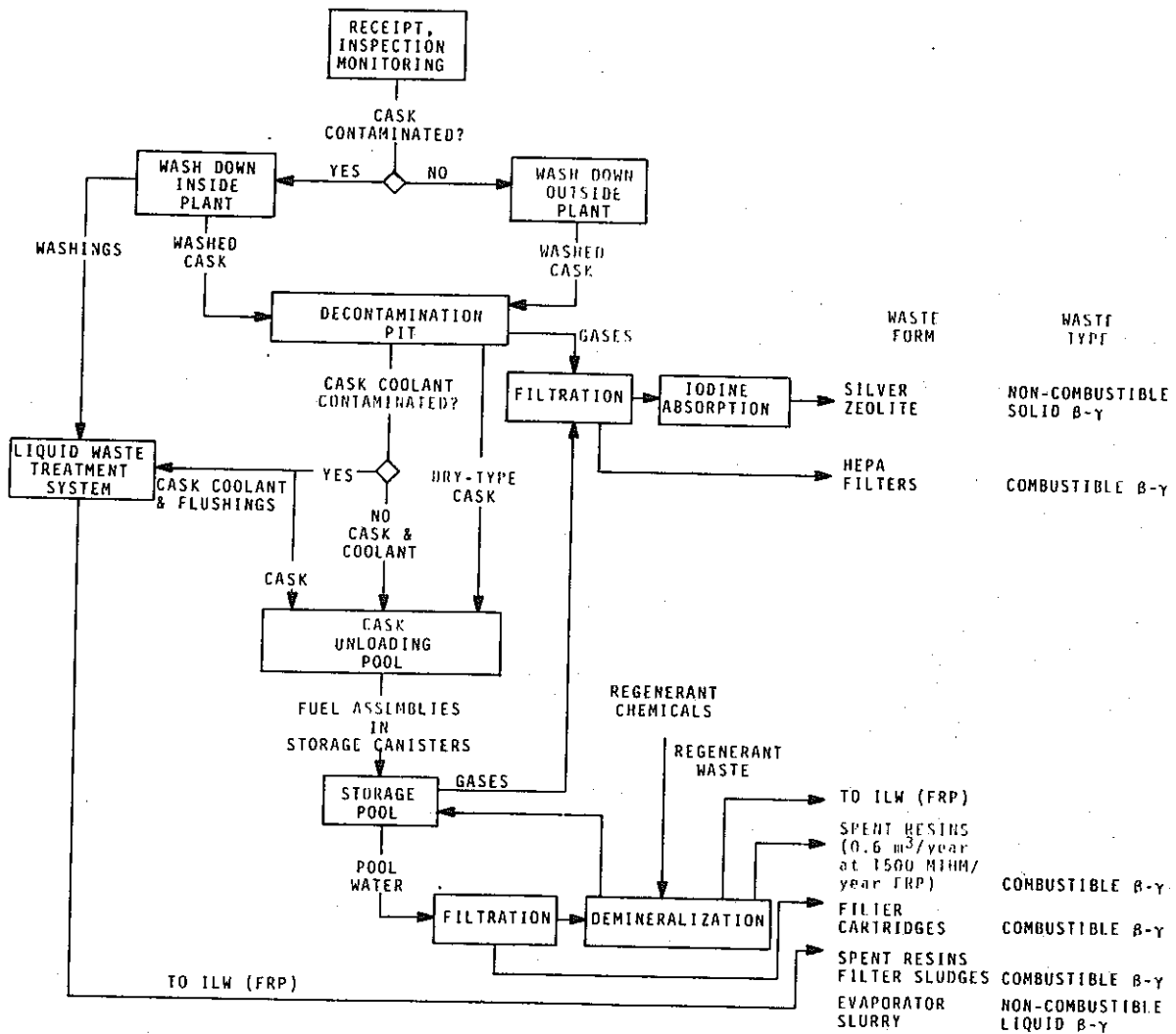


FIGURE 2.16. Operations and Waste Generation Involving Fuel Storage Pools at Reprocessing Plants and Independent Locations

TABLE 2.6. Summary of Solid Wastes Volumes from Spent Fuel Basins(a)

Facility	Resin Volume m ³ /year	Waste Type
1000 MWe Reactor	~1.6(b)	Combustible, β-γ(c)
Reprocessing plant(d) (1500 MTU/year)	~0.6(e)	Combustible, β-γ(c)

- a. Volumes of silver zeolites, ventilation (HEPA) filters, and aqueous filters specifically identified with only the operation of the spent fuel basin are not available.
- b. Weighted average of values listed in Figures 2.7 through 2.10.
- c. Containing mixed fission products, activation products, and actinides. Activity levels in reactor-generated resins may be ~4 Ci/m³.
- d. With a storage pool containing about 800 "reference" LWR assemblies.
- e. Personal communication, November 1975, R. B. Keely (Allied-General Nuclear Services) to L. E. Trevorow (Argonne National Laboratory).

REFERENCES

1. Allied-General Nuclear Services, Barnwell Nuclear Fuel Plant, Final Safety Analysis, DOCKET 50-332, pp. 4-11.
2. United States Atomic Energy Commission, The Safety of Nuclear Power Reactors and Related Facilities, WASH-1250, pp. 1-39, July 1973.
3. United States Energy Research and Development Administration, LWR Spent Fuel Disposition Capabilities, 1975-1984, ERDA-25, March 1975.
4. General Electric Co., Standard Safety Analysis Report, Vol. 2, BWR/6.
5. Westinghouse Corp., Reference Safety Analysis Report, Vol. II, RESAR-3S, July 1975.
6. F. Judge, H. Williamson, and D. Weiss, "General Electric Fuel Performance Update," Trans. Amer. Nucl. Soc., Vol. 20, pp. 249-250, April 1975.
7. USA Standard Glossary of Terms in Nuclear Science and Technology, United States of America Standards Institute, New York, NY, 1967.
8. C. W. Kee, ORIGLN Code, PWR-U Equilibrium and Pu-Recycle Fuel, 25,000 MWd/MTHM Burnup, 35 MW/MTHM Specific Power; Program Output, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, October 1975, private communication from J. O. Biomeke (ORNL) to M. J. Steindler (ANL), 1975.
9. W. P. Tiler and L. R. Katz, "Evolution of Westinghouse PWR Leading Up to the 3000-MW(th) Reactor Model," Trans. Amer. Nucl. Soc., Vol. 20, pp. 13-17, April 1975.

2.4 再処理工場における廃棄物

原子力に関連した大部分の放射性廃棄物は、燃料の解体工程及びU、Pu、FPの分離工程で発生する。Pu及びUは燃料サイクルに再使用するため分離回収し、廃棄物は隔離し長期間安全に貯蔵保管する。

この報告書の目的にそって、工場での使用済燃料の受け入れに始まり、PuO₂及びUF₆の梱包、出荷に終わる再処理工場の作業について述べる。ここでは簡単に一般的なモデル的工程について述べる。この工程説明では製品の挙動・移送に関してよりも廃棄物の挙動・生成について詳述する。現存のあるいは開発中の工場の再処理技術は、良く知られているピューレックス法による湿式再処理法に基づいている。よって、処理量1,500MTHM/年の再処理工場の⁽¹⁻³⁾モデル的ピューレックスフローシートについて考えてみる。

2.4.1 工程概要及び廃棄物の発生源

“ヘッドエンド”工程は次の工程から成っている。すなわち、1) 工場でのカスクからの燃料の受入れ、2) 再処理作業の基準としている放射能レベルへの減衰を行なわせるための十分な期間の燃料貯蔵、3) 燃料集合体の解体及び適当な寸法の小片にする燃料要素のせん断、4) 硝酸による被ふく材からの燃料の浸出溶解ならびに5) 溶媒抽出分離工程への酸性溶液の調整である。

ピューレックス処理法は次の工程から成っている。すなわち、1) FPの分離及びUとPuとの分配を行なう溶媒抽出、2) これらの製品中にわずかに残存するFPの分離を行なうU及びPuの精製ならびに3) UのUF₆への転換及びPuのPuO₂への転換である。さらに、保守、除染及び分析作業ならびに一般的な溶液及び試薬のリサイクル・調整作業及びその他の業務などの一般工場運転により生ずる廃棄物処理作業がある。Fig. 2.17にモデル的方法の各工程を示す。

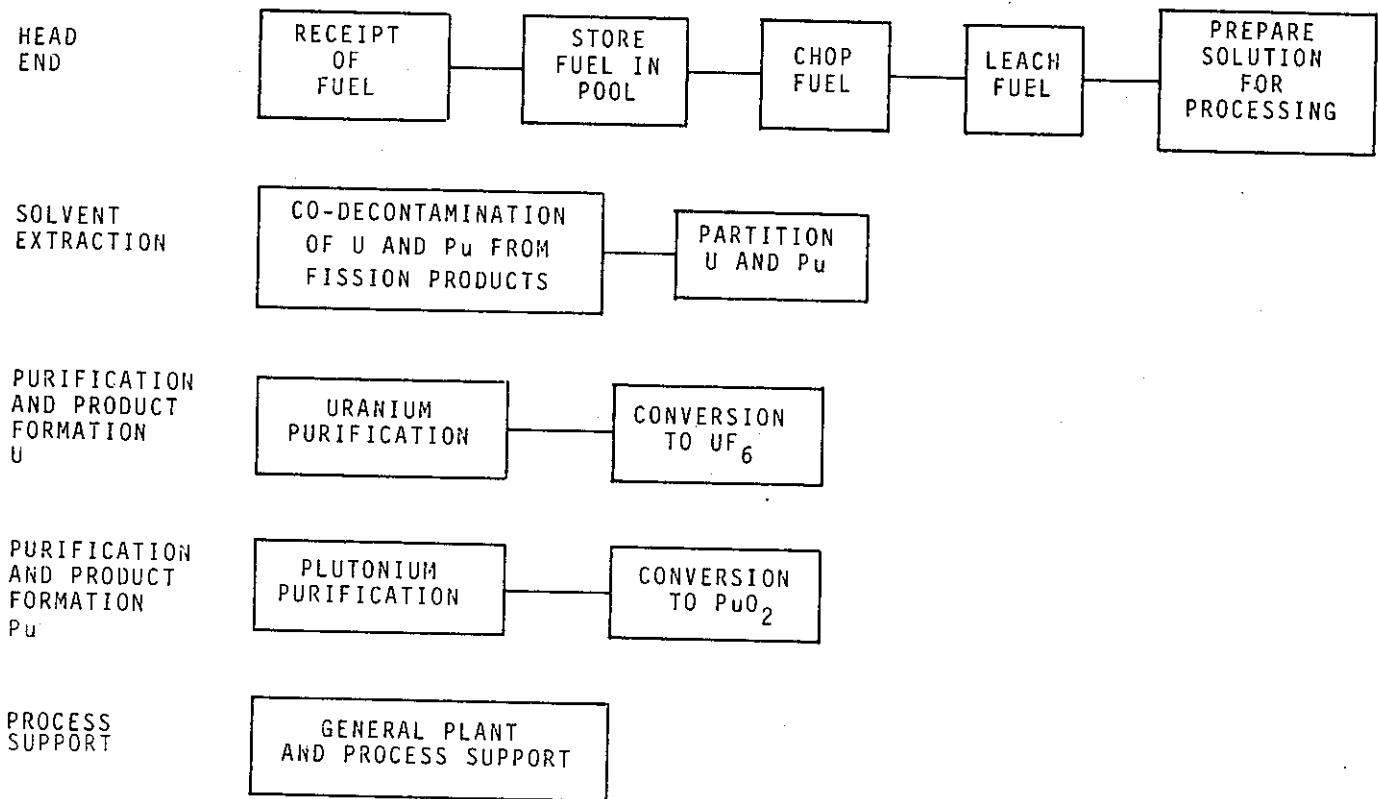


FIGURE 2.17. Reprocessing of LWR Fuel

2.4.1.1 ヘッドエンド作業 (Fig. 2.18 (1-3))

再処理工場のヘッドエンド作業には、カスク表面の除染及びカスクからの燃料集合体の貯蔵ゾール架台への運搬がある。カスク除染溶液、ゾール水のろ過器逆洗液及びイオン交換樹脂の再生溶液ならびに廃棄するゾール水ろ材及びイオン交換樹脂はヘッドエンドからの廃棄物の一部となる。燃料集合体は十分な冷却後せん断され、燃料小片は硝酸により処

理されて、使用済燃料の溶液、ハル及びその他の金属燃料構造材の廃棄物を生ずる。溶解オフガスはFPである希ガス、 ^3H 及びIを含んでいる。溶媒抽出工程への供給溶液は溶解溶液中に懸濁している固体類を除去するため清澄化工程を経る。この固体類は不溶性放射性物質のスラッジ状で存在し、ヘッドエンド工程で発生する廃棄物の一部である。

このモデル処理法では、原子炉側でカスクに収容され、鉄道又はトラックで輸送されて来る燃料を受け入れる。受入れ作業は主としてカスクの検査であり、必要ならば、カスク表面の除染を行なう。つづいて、カスクを燃料プールに運び、蓋を外し、使用済燃料集合体を一つずつカスクから引き抜いて貯蔵架台に置く。これらの操作は水中で行なわれる。

2.3節で燃料貯蔵プール廃棄物について述べた。

放射能の減衰を待った後、燃料集合体を再処理工場の主要部へ運び、解体を行なう。シュラウド (shroud) 除去のような解体は原子炉側でのプール中で又は、せん断前に行なわれる。ボルト外し、鋸切り、又はせん断によって先端部構造材を除去すれば、金属廃棄物量の10~15%が減少する。^(2,3)別の方法として、廃棄物の型式の種類及び単一作業の数を減らすため、集合体全体をせん断することが出来る。¹⁾ここで述べる場合は、燃料集合体の全金属構造材はハル及び金物の単一な廃棄物となると仮定する。

機械的せん断後、燃料小片を溶解槽へ落す。溶解槽において、燃料せん断小片(1~8cm長さ)は濃硝酸^{*}で処理すると酸化物燃料の大部分が溶解するが、ジルカロイ、ステンレス鋼及びインコネルはほとんど侵食されないで残る。溶解中、希ガスFP、ヨウ素FPの一部及びトリチウム(^3H)^{**}の一部は、溶解槽上部の気相空間を経てオフガス処理工程(DOG)へ導かれる。

燃料溶解につづいて、溶解溶液を一般には遠心分離器により清澄化し、次の溶媒抽出工程への供給液とする。溶解溶液の清澄作業で少量の不溶性高放射性スラッジが発生するが、このスラッジはFPを含み、Pu及びアクチニド元素がまじっている。

* Gd, B又はCd塩のような可溶性中性子毒を含んでいることもある。

** トリチウムの分布はFig. 2.25に示す。

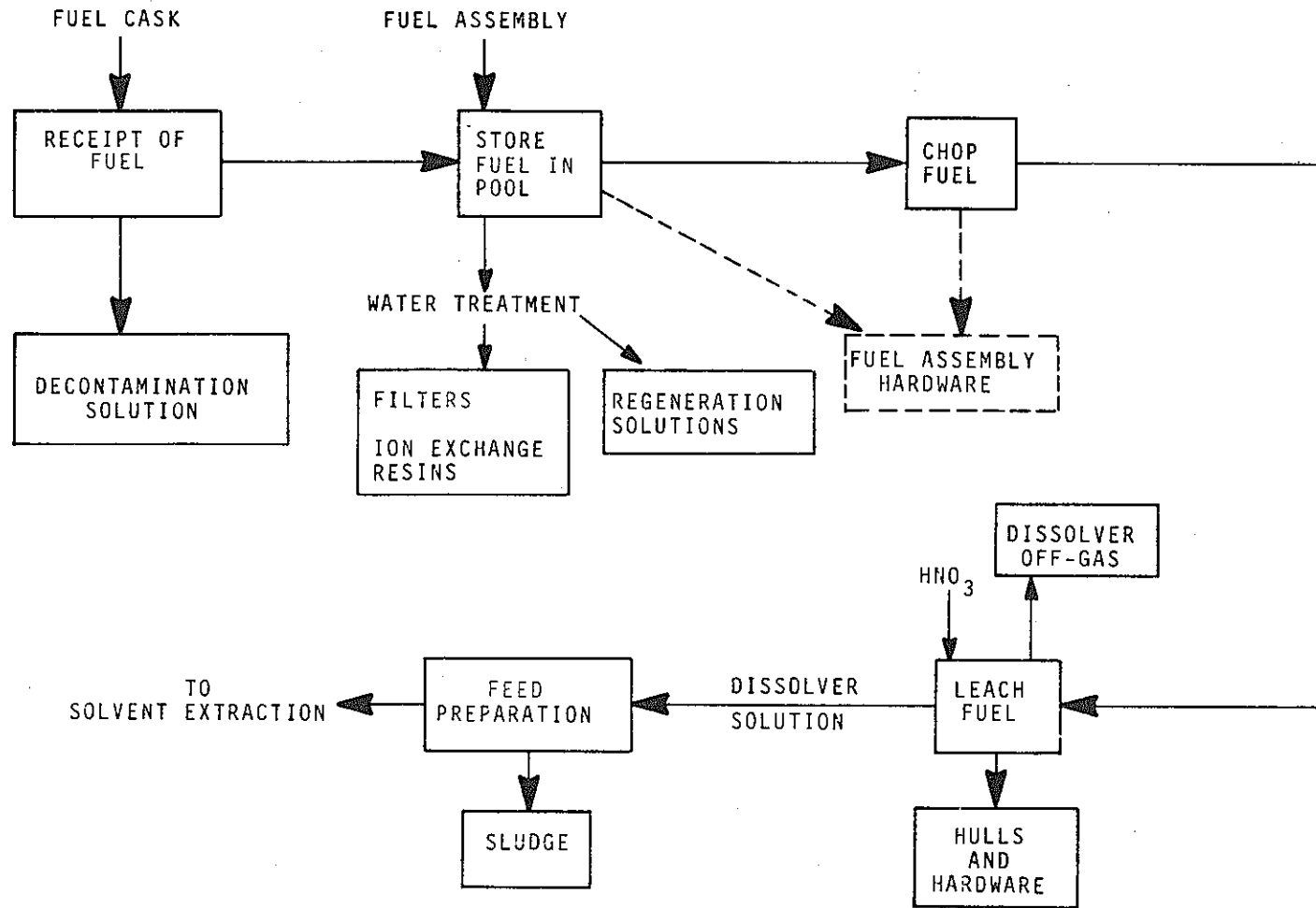


FIGURE 2.18. Waste Generation Flow Sheet for Fuel Reprocessing I. Head-End

2.4.1.2 溶媒抽出分離 (Fig. 2.19)^(1, 4, 5)

溶媒抽出法の共除染工程及び分配工程において、まずU及びPuは有機相に移り少量のU及びPuと大部分のFPは硝酸溶媒中に残る。この溶液が高放射性廃棄物である。フローシートの分配工程では、Puを選択的に硝酸溶液中に移行させて、UとPuを分離し次いでUを硝酸溶液中に移行させる。従って、ここでは、硝酸溶液の高放射性廃棄物、Pu硝酸溶液、U硝酸溶液の3種類の流れを生ずることになる。再処理作業のうち、この部分の作業で生ずる廃棄物は、高放射性廃棄物、槽類換気系オフガス、溶媒洗浄廃液及び廃溶媒である。

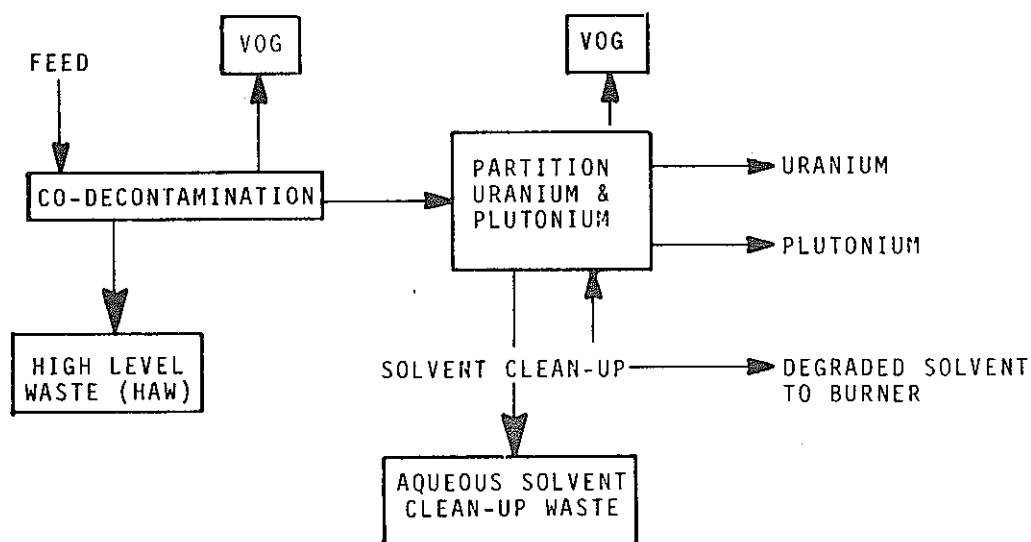


FIGURE 2.19. Waste Generation Flow Sheet for Fuel Reprocessing II. Solvent Extraction

給液清澄工程を経た硝酸溶液をTBP-n・ドデカン有機溶媒と接触させる。ここでは遠心抽出器又はパルスカラムが使われる。FPの抽出は最小に押え、U及びPuを有機相に抽出するように溶媒抽出条件を調整する。水相と有機相を分離してはじめて、UとPuがFPから分離される。この共除染工程で供給溶液中のFPの99%以上はU及びPuと分離され、高放射性廃液(HLLW)となる。これらの作業中、槽類換気系オフガス処理工程(VOG)で処理が必要な相当量の放射性物質が捕集される。

共除染工程につづいて、U及びPuを抽出した有機相と、Puを選択的に水相へ逆抽出す試薬を含んだ硝酸溶液とを接触させ、Uを有機相に残したまま、Puを水相に逆抽出する。ここで有機相と水相とを分離して、Pu含有硝酸溶液とU含有有機相とする。分配工程

の最終段階でUを有機相から硝酸溶液中へ逆抽出する。

有機溶媒の洗浄が次の理由で必要である。すなわち、特に共除染工程において、FPから高い放射線の照射を受けて有機溶媒の分解生成物が生じ、抽出操作の障害となるからである。溶媒洗浄工程では、有機相を交互に希薄な Na_2CO_3 溶液及び硝酸溶液で処理し、分解生成物の除去を行なう。この工程で発生する廃棄物は、次に述べる中放射性廃液の一部となる。また、溶媒を繰返えしてリサイクル使用すれば、一部の溶媒は抽出作業で使用できなくなり、これらは固体に吸着させるか又は焼却する。このモデルフローシートでは廃溶媒の焼却法を採用しているが、この焼却によって生ずるオフガスの処理で発生する残渣もまた以下に述べる廃棄物の一部となる。

2.4.1.3 U精製及び転換 (Fig. 2.20^(1,2))

U精製工程は共除染及び分配工程に適用したと同じ方法による溶媒抽出法を適用している。これらの作業により発生する廃棄物は、大部分溶媒洗浄廃液及び槽類オフガス処理廃液である。最終U精製工程では、U溶液をシリカゲルと接触させて精製するが、この工程からの廃棄物はシリカゲル充てん塔の再生廃液と非定常な使用済シリカゲルとである。U硝酸溶液から UF_6 への転換工程は、脱水、脱硝、還元各工程及び酸化物から揮発性の UF_6 への転換工程から成り立っている。これらの作業より発生する廃棄物は、大部分が非放射性的のオフガス、オフガス洗浄塔からの固体、放射性物質汚染がみられるふっ化装置の残渣及び微粒子から成る固体、ならびに微粒子用フィルターである。

分配工程で得られたU硝酸溶液はUのみならずFPをも含んでおり、 UF_6 への転換前にさらに除染が必要である。Uは共除染及び分配工程の項で述べた溶媒抽出操作を繰り返し、さらに精製する。U硝酸溶液を適当な条件の下にTBP-n・ドデカン溶媒と接触させ、Uを水相から有機相に抽出する。一方、大部分のFP不純物は水相に残る。従って、水相はFPを含んだ廃液であり、FPを含んでいる他の工程廃液に合流する。ついで適当な条件の下に、Uを再び逆抽出する。硝酸溶液とTBP有機溶媒間でUの抽出、逆抽出を繰り返して残存するFPを除去し、U溶液を UF_6 転換工程に給液可能なまでに十分精製する。U溶液をシリカゲルと接触させるU溶液の最終精製は、残存する特定のFPを除去するために、溶媒抽出工程に代わって使用し得る。

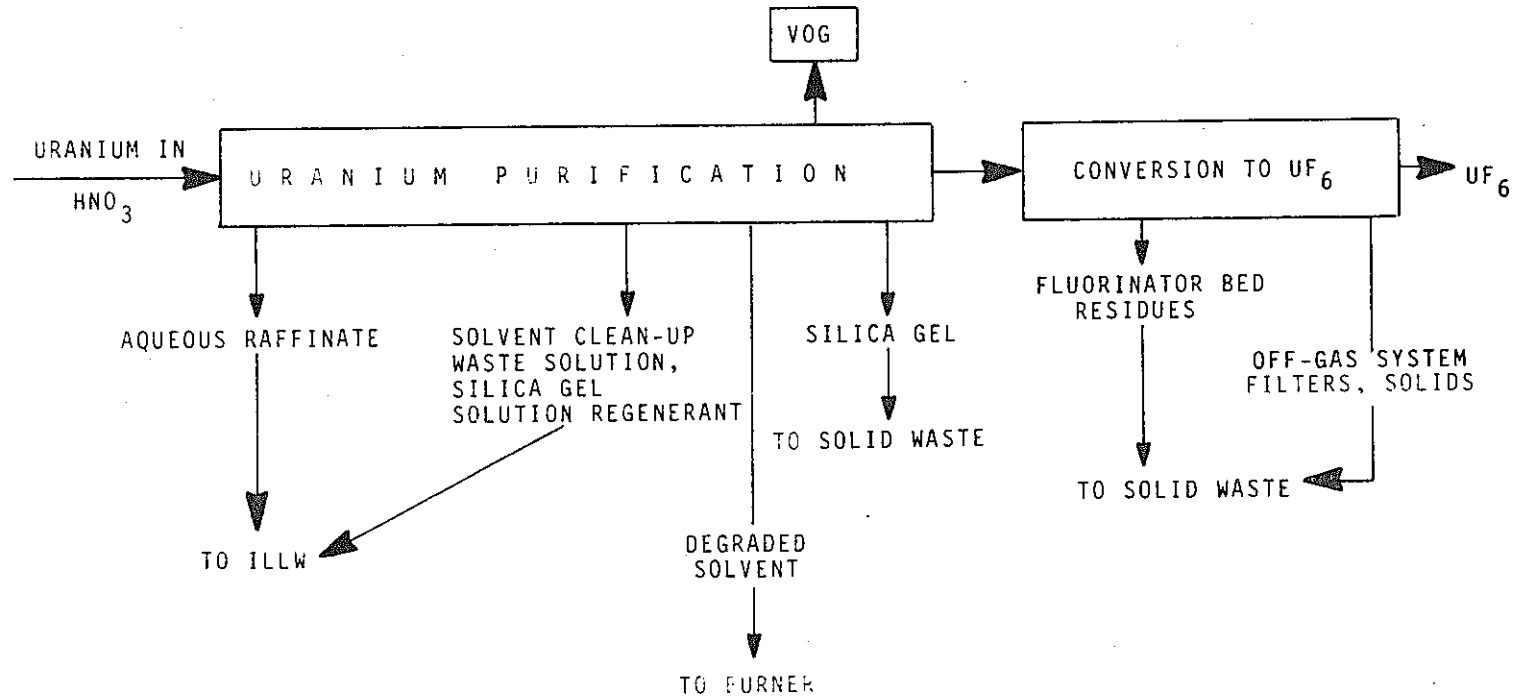


FIGURE 2.20. Waste Generation Flow Sheet for Fuel Reprocessing III. Uranium Purification and Product Formation

精製U製品は硝酸Uの濃縮溶液である。この溶液は水分を除去するために脱水し、ついで $UO_2(NO_3)_2$ を UO_3 に転換するために加熱し、さらに UO_3 を H_2 により UO_2 に還元する。 UO_2 は HF ガスにより UF_4 に転換し、最終的に UF_4 を F_2 ガスを用いて揮発性の UF_6 に転換する。これらのうち、いくつかの工程は、ガスが粒子状の固体と容易に接触出来る流動床で大規模に行なわれている。これらの作業より発生する廃棄物は通常、主に供給Uが十分に精製されているため、わずかな放射能しかない。しかしながら、オフガス、オフガス洗浄廃液、ふっ化工程で発生する非揮発性残渣及びフィルターや流動床不活性物質などの雑多な固体廃棄物がある。

2.4.1.4 Pu 精製及び転換 (Fig. 2.21 ^(1, 2))

Pu 精製及び転換は先づ、 $Pu(NO_3)_4$ 溶液の溶媒抽出により残存する FP の除去を行ない、ついで $Pu(NO_3)_4$ を不溶性のシュウ酸塩に変え、さらに力焼して PuO_2 に転換する。これらの作業より発生する廃棄物は、比較的少量の FP しか含まない。溶媒抽出工程の廃棄物はたとえば溶媒洗浄作業からの廃液があり、転換工程からは廃液を沈殿処理した少量の固体廃棄物がある。Pu 精製工程の種類オフガス系及び転換工程の作業にはる過及び洗浄処理が必要であり、フィルター廃棄物及び洗浄残渣が発生する。

分配作業からの Pu 硝酸溶液は直接 PuO_2 転換工程に供給できるほど精製されていない。したがって、さらに2段の溶媒抽出工程により残存する FP を除去する。溶媒抽出系は前述したものと同様で、Pu 溶液を TBP-n・ドデカン溶媒と接触させる。Pu を有機相に抽出することにより、Pu と FP を分離する。ついで、適当な条件の下に有機溶媒を洗浄し有機相中の Pu をさらに精製する。さらに、抽出条件を変更して Pu を有機相から水相へ逆抽出するが、この逆抽出によってもまた FP を分離し精製することになる。Pu 第3サイクルではこの操作を繰り返し、 PuO_2 転換工程に供給するのに十分なまでに Pu 硝酸溶液 (Table 2.7) を精製する。

TABLE 2.7. Typical Plutonium Nitrate Specifications⁽¹⁾

Property or Impurity	Value
Plutonium concentration, g/liter	100-300
Nitric acid concentration, <u>M</u>	2-10
Entrained organic solvent, vol% max	0.3
Insoluble residue, ^(a) ppm Pu, max	5000
Uranium, ppm Pu, max	5000
Americium, ppm Pu, max	2800 ^(b)
Other metals, ppm Pu, max (total)	5000
Sulfur (as sulfate), ppm Pu, max	1000
Fluorine + chlorine, ppm Pu, max (total)	150
Equivalent boron content, ppm Pu, max (excluding uranium and americium)	10
Fission products	
Gamma-emitting, ^(c) $\mu\text{Ci/gPu}$	40
Zirconium-niobium-95, $\mu\text{Ci/gPu}$	5

- a. The insoluble residue after filtering the plutonium nitrate solution through a 100 micron filter and washing with 8 M nitric acid for one hour at 25°C.
- b. As determined within 120 days from time of separation.
- c. Gamma-emitting fission products whose parent isotopes have a half-life of 30 days or greater.

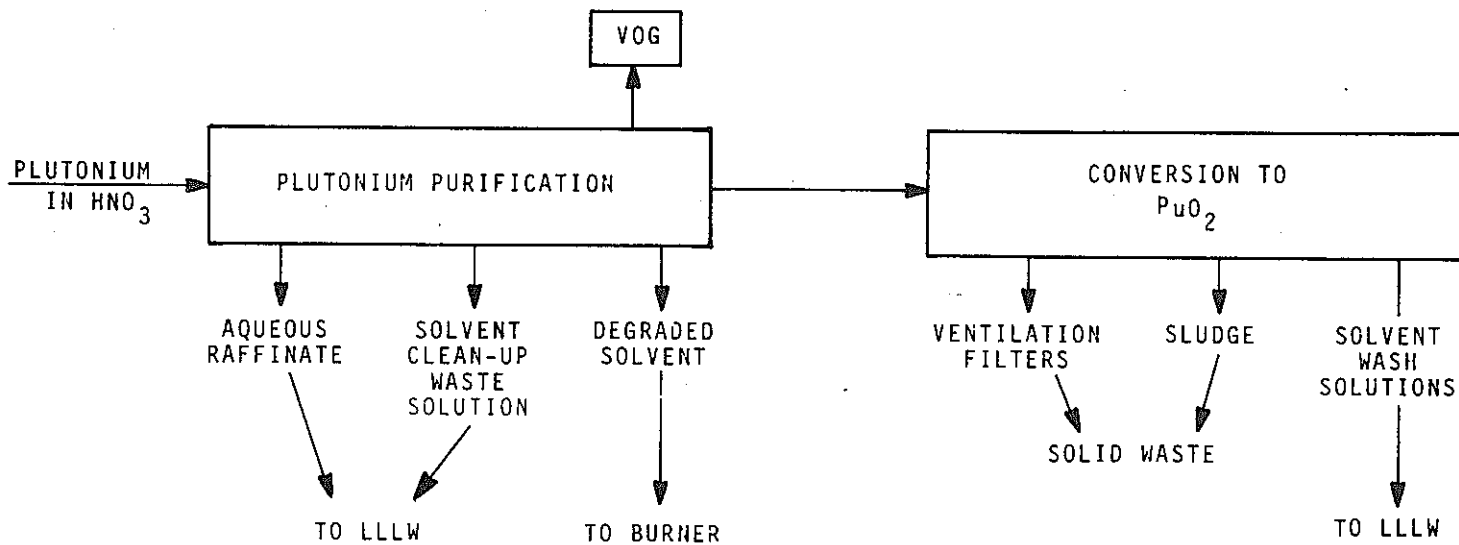


FIGURE 2.21. Waste Generation Flow Sheet for Fuel Reprocessing IV. Plutonium Purification and Product Formation

$\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 溶液は、不溶性のシュウ酸プルトニウム生成、このシュウ酸プルトニウムのろ過及び酸化物へのか焼工程を経て固体の PuO_2 に転換する。 $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ から PuO_2 への転換工程では廃棄物の発生量は比較的少ない。というのは、この工程においては有用な核分裂性 Pu の損失を極力おさえるため、通常大量の廃液をリサイクルしているからである。スクラップ回収工程では PuO_2 の溶解にふっ化物を使用するが、この Pu 溶液をリサイクルするにはさらに精製が必要である。スクラップリサイクル用の溶媒抽出精製工程では比較的少量の主に水溶液である廃棄物が生ずる。その他の不純物もまたこの廃液中に存在するが、アルカリで沈澱させて除去する。再処理工場の作業と関連させて実施する場合、 $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ から PuO_2 への転換により発生する大部分の廃棄物は、不純物をアルカリで沈澱処理したろ過残渣である。水溶液の大部分は転換工程内又は再処理工場の溶媒抽出工程へリサイクルする。槽類オフガスは洗浄するが、この時少量の固体を含む洗浄廃液が生ずる。

2.4.1.5 一般的工程作業 (Fig. 2.22^(1, 2, 5))

再処理工場内の作業には、簡単にどの工程にも属させられないものがある。この種の作業は、一般保守、特殊な機器部品の保守、区域及び装置の除染、分析業務ならびに試薬及び溶液の再使用・調整などである。廃液中の放射性物質を減らすための施設の保守・試験・交換によっても廃棄物が生ずる。保守は広範な工程全体の作業を含んでおり、フィルター、不燃性くず、及び多少の液体を含む廃棄物を生ずる。分析廃棄物は液体及び固体であり、除染溶液は大部分が水溶液であるが、いく分有機物が混入したものもある。可燃性くず、標準型の 55-gal (0.2 m³) ドラム に都合よく貯蔵するか又は処分するには大型すぎるような使用済機器及び濃縮作業で発生する蒸気のような物質は、工場全体の作業より発生する廃棄物の一部である。これらの廃棄物については次節で述べる。

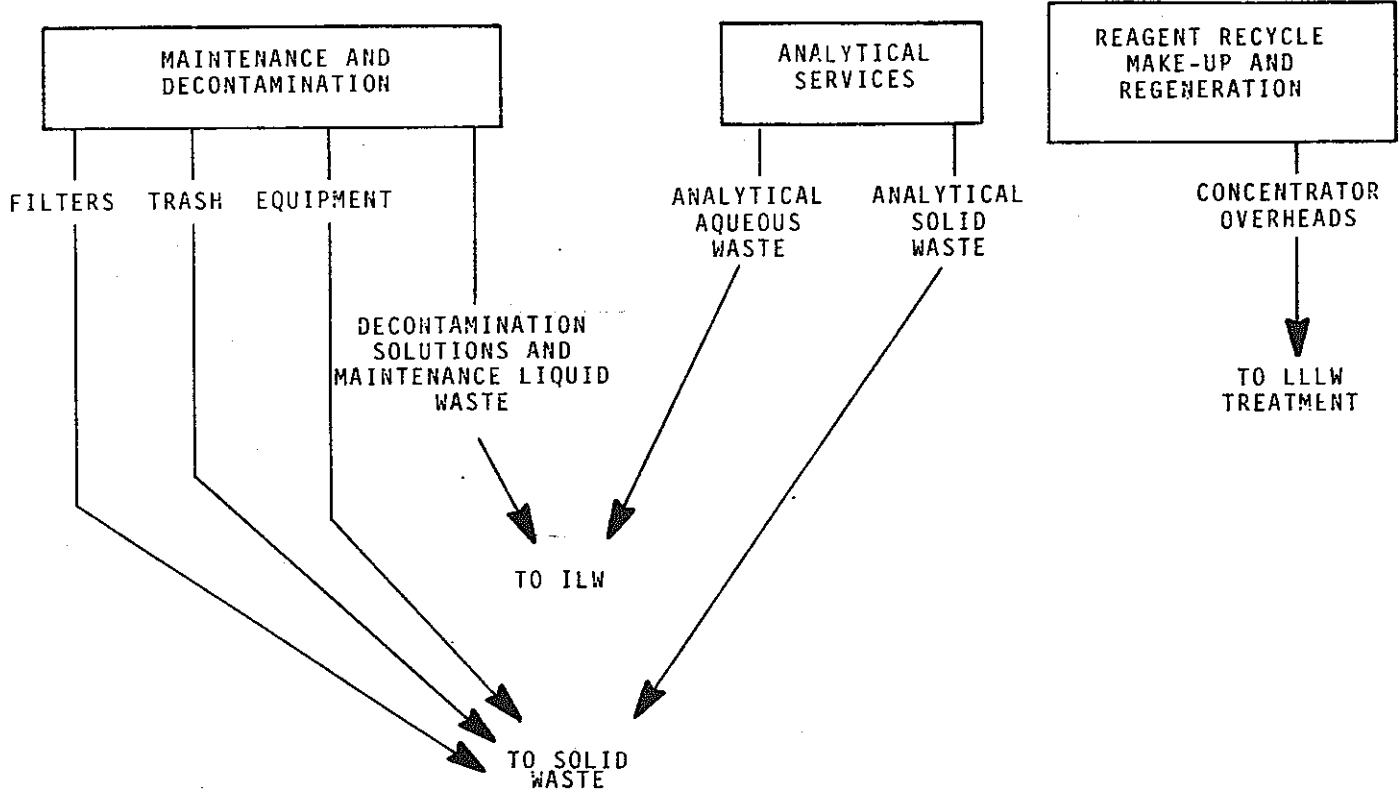


FIGURE 2.22. Waste Generation Flow Sheet for Fuel Reprocessing V. Process Support

2.4.2 廃棄物の構成と特徴 (Fig. 2.23, Fig. 2.24)^(1,2,5)

再処理工場からの廃棄物は任意に5つのカテゴリーに分類した。Code of Federal Regulation⁽⁷⁾に規定してあるように、高放射性廃棄物は第1溶媒抽出サイクルからの抽出廃液から成っている。通常、低放射性廃液蒸発缶の缶残液及び給液清澄化工程で発生した固体類は高放射性廃棄物に加える。

第2の廃棄物は、中放射性廃液と称し、オフガス処理工程 (DOG・VDG) の洗浄廃液を含んでいる。中放射性廃液にはまたプール水ろ過器逆洗廃液及びイオン交換樹脂再生廃液、カスク及び工場除染溶液、溶媒洗浄廃液、保守作業よりの廃液、実験室からの廃液が含まれる。これらの廃液は全て中放射性廃液処理系へ供給する。

第3の廃棄物は、低放射性廃液と称し、第2及び第3 U・Pu サイクルの廃液、濃縮蒸発からの凝縮液、槽類オフガス系及び高放射性廃棄物換気オフガス系からの凝縮液、転換工程からの凝縮液ならびに転換工程の Pu 精製からの廃液から成っている。これらの廃液は後述する低放射性廃液処理系へ供給する。

第4の廃棄物は、オフガス処理工程から放出される気体廃棄物である。オフガス処理工程へは、溶解槽オフガス、一般槽類オフガス及び一連のオフガス処理系の化学的及び物理的保持工程を経た換気排気を送られる。

最後のカテゴリーは固体廃棄物である。これには、ハル、集合体金属構造材、フィルター、破損機器、ゼオライト、シリカゲル、樹脂、ふっ化装置の灰、洗浄塔からの微粒固体及び不燃性くずなどがある。モデル工場の工程においては全ての可燃性含超ウラン元素廃棄物は灰化してしまうが、焼却しないくずの量は次の表に示す。ハルは別のカテゴリーで扱う。

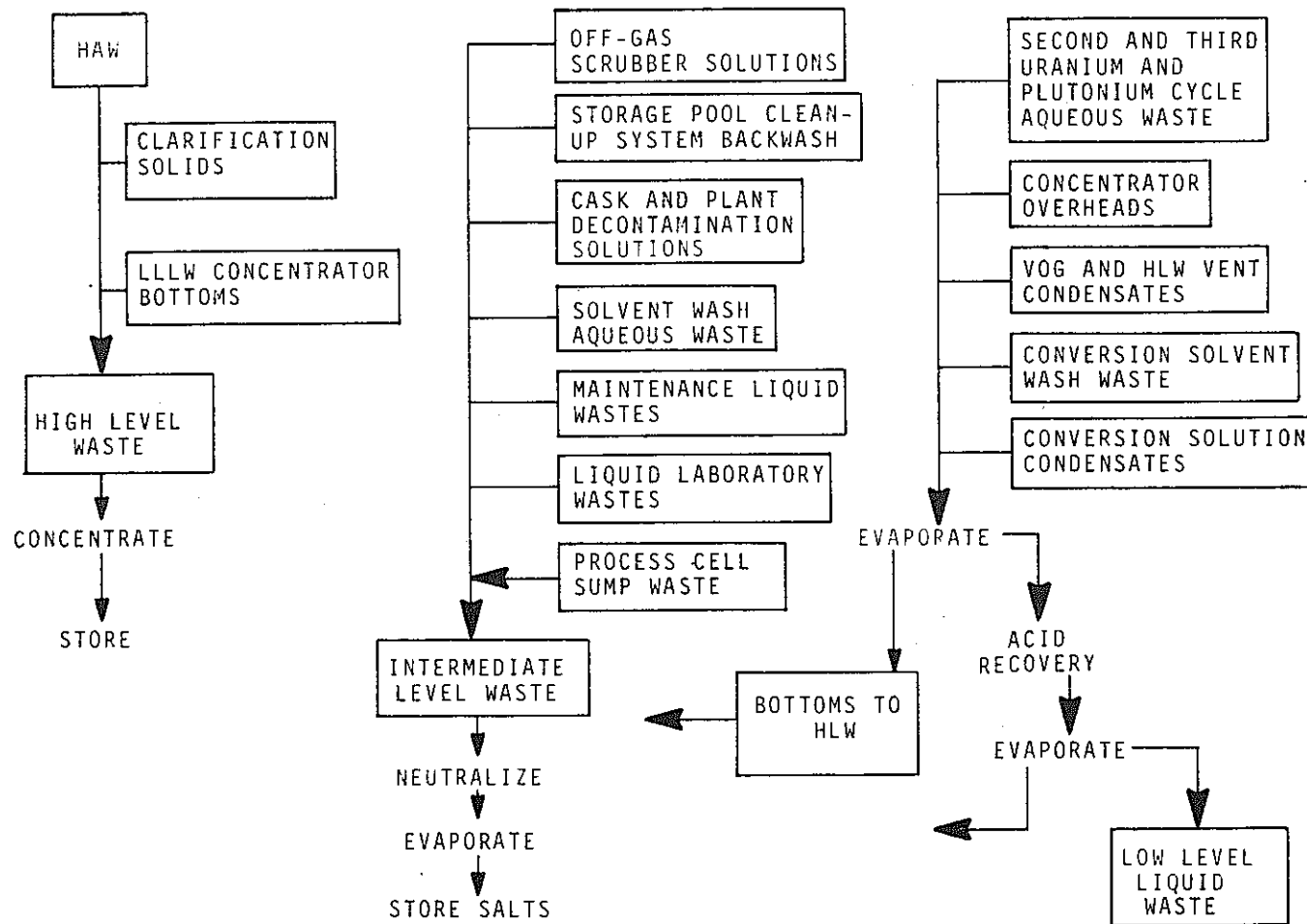


FIGURE 2.23. Waste Generated in Fuel Reprocessing Operations I. High Level, Intermediate Level, and Low Level Liquid Waste

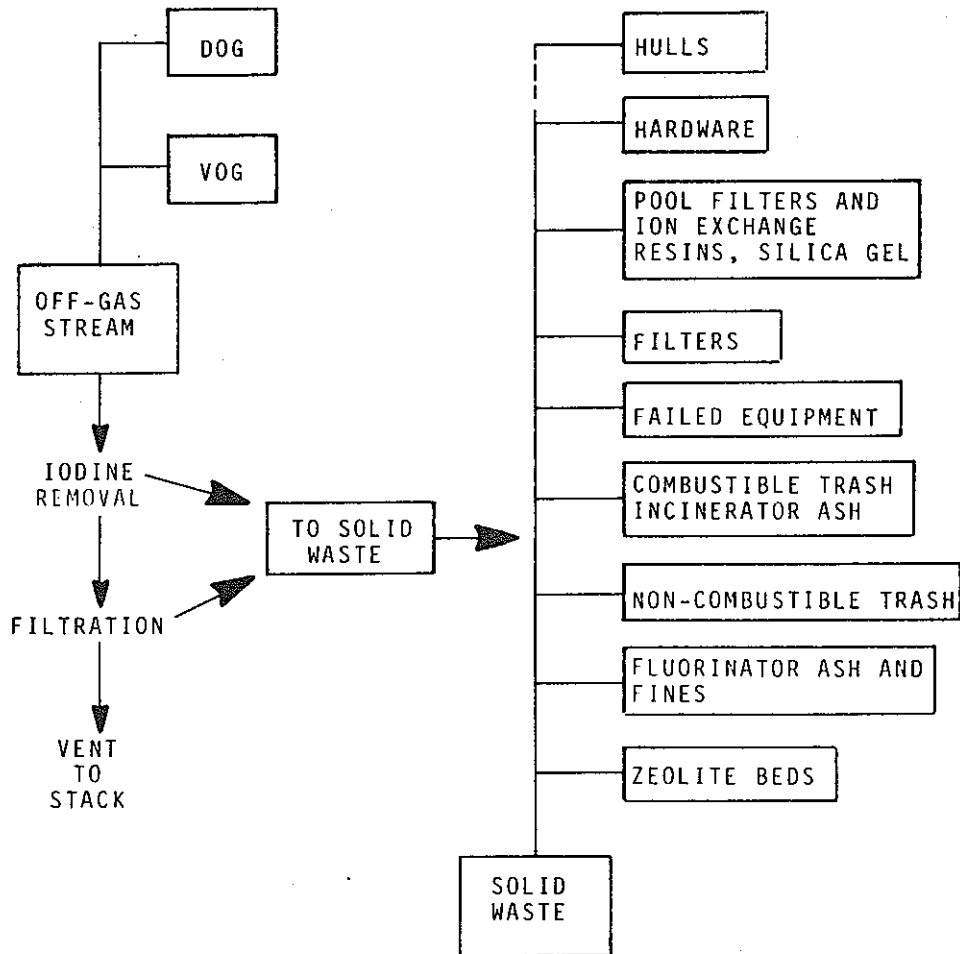


FIGURE 2.24. Waste Generated in Fuel Reprocessing Operations II. Gaseous and Solid Waste

2.4.2.1 高放射性廃棄物⁽¹⁻³⁾

高放射性廃棄物 (HLW) 系には、まず溶解溶液中に含まれる FP と U 及び Pu の分離を行なう共除染サイクルからの高放射性廃液がある。FP の 99% 以上がこの廃液中に存在するが、共除染溶媒抽出工程から発生したときは FP の濃度は比較的低い。この共除染抽出器からの高放射性廃液は蒸発濃縮して FP の濃度を上げ、水及び硝酸は凝縮液として回収する。濃縮した硝酸含有の高放射性廃液は冷却した貯槽に送って貯蔵する。この貯槽に給液清澄化工程からの遠心分離スラッジや低放射性廃液濃縮蒸発缶からの残渣などのスラリーが送られる。高放射性廃液は崩壊熱及び放射線が強いため冷却設備及びしゃへいを施した貯槽に貯蔵する。

Table 2.8 及び Table 2.9 に貯蔵した高放射性廃液の組成を示す。このデータ⁽⁶⁾は FP の 99% 以上が高放射性廃液に入り、希ガスの FP は無く、I の 0.1%、³H の 8%、Pu の 0.5%、U の 0.5% (炉心から取出し後、160日冷却で) が含まれることを基礎としている。燃料燃焼度は比出力 35 MW/MTHM で 25,000 MWD/MTHM と仮定している。このデータは廃液発生量の割合が 100 gal (378ℓ)^{*}/MTHM である場合について示す。高放射性廃液は～500ℓ/MTHM の割合で発生するが、それは再処理工場フローシートの細部により大きく異なる。濃縮した状態での貯蔵は、硝酸及び水をより多くリサイクルするという経済的理由により考えられたものである。この貯槽には一部の成分が懸濁した固体の形態で存在する可能性がある。

* 600-1,000 liters/MTHM の割合で暫定貯蔵するのが実際的にも知れない
(6章参照)。

TABLE 2.8. Composition of Liquid High Level Waste^(a).

Basis: 378 Liter/MTHM, 25 GWd/MTHM, 35

MW/MTHM, SGR = 1.0 for MOX Content;^(b)

No Xe, Kr, 0.1% I, Br, 8% ³H,^(c) 0.5% Pu,

0.5% U, All Np, Am, Cm

Fission Products ^(d)	g/Liter	Ci/Liter		Thermal W/Liter	
	[5 year] ^(e)	1 year ^(f)	10 year ^(f)	1 year ^(f)	10 year ^(f)
³ H ^{(c)(g)}	8 E-6 ^(h)	0.10	0.06	----	----
Rb	0.8	----	----	----	----
Sr	1.5	140	110	0.16	0.13
Y	0.86	150	110	0.80	0.62
Zr	7.0	17	----	0.08	----
Nb	----	38	----	0.18	----
Mo	6.9	----	----	----	----
Tc	1.7	0.03	0.03	----	----
Ru	4.5	540	1.1	0.03	----
Rh	1.1	540	1.1	5.30	0.01
Pd	3.1	----	----	----	----
Ag	0.16	52	----	0.38	----
Cd	0.18	0.07	0.04	----	----
Sn	0.11	0.83	----	----	----
Sb	0.03	16.8	1.7	0.05	----
Te	1	7.2	0.42	----	----
Cs	5.4	470	190	2.80	0.31
Ba	3.3	200	160	0.80	0.65
La	2.5	----	----	----	----
Ce	4.8	820	0.3	0.54	----
Pr	2.3	830	0.3	6.29	----
Nd	8.0	----	----	----	----
Pm	0.02	210	19.5	0.08	----
Sm	1.8	2.9	2.7	----	----
Eu	0.3	21.7	9.7	0.16	0.08
Gd	0.2	----	----	----	----
Total F.P. ⁽ⁱ⁾	57.75	4074	614.6	17.7	1.81
<u>Actinides</u>					
U	12.65	----	----	----	----
Np	0.674	0.36	0.36	----	----
Pu	0.4	3.96	3.03	0.03	0.03
Am	2.3	2.07	2.07	0.06	0.06
Cm	0.65	99.7	45.8	3.56	1.60
Total Act. ⁽ⁱ⁾	16.79	106.2	51.3	3.65	1.69
Total	74.5	4180	664	21.35	3.50
<u>Chemicals</u>					
HNO ₃ ^(k)	126	----	----	----	----
Gd ^(k)	23.8	----	----	----	----
PO ₄ ^{---(m)}	4	----	----	----	----
Fe	3	----	----	----	----
Cr	0.5	----	----	----	----
Ni	0.2	----	----	----	----
Na ^(m)	0.1	----	----	----	----

Footnotes follow after next page.

TABLE 2.9. Composition of High Level Waste^(a)

Basis: 25 Gwd/MTHM, 35 MW/MTHM,
 SGR = 1.0 for MO Content^(b) No Xe,
 Kr, 0.1% I, Br, 8% ³H,^(c) 0.5% Pu,
 U, All Np, Am, Cm

Fission products ^(d)	g/MTHM	Ci/MTHM		Thermal W/MTHM	
	[5 year] ^(e)	1 year ^(f)	10 year ^(f)	1 year ^(f)	10 year ^(f)
³ H ^{(c)(g)}	3 E-3 ^(h)	4.0 E1	2.4 E1	----	----
Rb	3.1 E2	----	----	----	----
Sr	5.8 E2	5.4 E4	4.3 E4	6.2 E1	5 E1
Y	3.2 E2	5.5 E4	4.3 E4	3.0 E2	2.3 E2
Zr	2.6 E3	6.4 E3	2.1	3.2 E1	----
Nb	----	1.4 E4	----	6.8 E1	----
Mo	2.6 E3	----	----	----	----
Tc	6.5 E3	1.1 E1	1.1 E1	----	----
Ru	1.7 E3	2.05 E5	4.2 E2	1.3 E1	----
Rh	4.3 E2	2.05 E5	4.2 E2	2 E3	4.1
Pd	1.2 E3	----	----	----	----
Ag	6.2 E1	2 E4	----	1.4 E2	----
Cd	6.8 E1	2.5 E1	1.6 E1	----	----
Sn	4.1 E1	3.2 E2	----	----	----
Sb	1.1 E1	6.4 E3	6.5 E2	2 E2	----
Te	3.8 E2	2.7 E3	1.6 E2	----	----
Cs	2.0 E3	1.8 E5	7.1 E4	1.1 E3	1.2 E2
Ba	1.2 E3	7.7 E4	6.2 E4	3.0 E2	2.4 E2
La	9.4 E2	----	----	----	----
Ce	1.8 E3	3.1 E5	1.0 E2	2.1 E2	----
Pr	8.7 E2	3.1 E5	1.0 E2	2.4 E3	----
Nd	3.0 E3	----	----	----	----
Pm	3 E1	8.0 E4	7.4 E3	3 E1	2
Sm	6.9 E2	1.1 E3	1.0 E3	----	----
Eu	1.1 E2	8.2 E3	3.7 E3	6.1 E1	2.9 E1
Gd	6.6 E1	----	----	----	----
Total F.P. ⁽ⁱ⁾	2.18 E4	1.54 E6	2.32 E5	6.69 E3	6.85 E2
<u>Actinides</u>					
U	4.8 E3	4 E-2	3 E-2	2 E-4	4 E-4
Np	2.5 E2	1.4 E2	1.4 E2	1.9 E-1	1.9 E-1
Pu	1.5 E2	1.5 E3	1.1 E3	9.7	1.2 E1
Am	8.7 E2	7.8 E2	7.8 E2	2.3 E1	2.3 E1
Cm	2.4 E2	3.8 E4	1.7 E4	1.3 E3	6.1 E2
Total Act. ⁽ⁱ⁾	6.25 E3	4.02 E4	1.94 E4	1.38 E3	6.4 E2
Total	2.82 E4	1.58 E6	2.51 E5	8.07 E3	1.32 E3
S.F. n/sec MTHM ^(j)		3.64 E9	2.49 E9	----	----
<u>Chemicals</u>					
HNO ₃ ^(k)	4.76 E4	----	----	----	----
Gd ^(k)	9 E3	----	----	----	----
PO ₄ ^(l)	1.5 E3	----	----	----	----
Fe ^(l)	1.13 E3	----	----	----	----
Cr	1.89 E2	----	----	----	----
Ni ^(j)	7.6 E1	----	----	----	----
Na	3.8 E1	----	----	----	----

Footnotes follow on next page.

2.4.2.2 中放射性廃棄物^(1-3, 5)

中放射性廃棄物 (ILW) 処理工程 (Fig. 2.23) には溶解槽及び槽類オフガス系からの $\text{Hg}(\text{NO}_3)_2$ 洗浄溶液, 焼却炉洗浄溶液, プール水処理洗浄溶液, カスク及び工場除染作業の廃液, 溶媒洗浄廃液, 高放射性廃棄物デミスター洗浄溶液, 洗濯及び実験室からの廃液, プロセスセル内の液だめ廃液 (sump) などを受け入れる。この種の廃液は中和後蒸発缶で濃縮し, 濃縮液は貯槽に送液する。ここで塩類は徐々に溶液から晶出し, 一方上澄液はさらに煮つめるために蒸発缶へ戻す。中放射性廃棄物はケーキ状の塩類として, しゃへい貯槽中に貯蔵する。ここでは述べないが, 塩類ケーキを固化処理する前の高放射性廃棄物に混ぜる貯蔵法がある。

中和した中放射性廃液の組成を Table 2.10 に示した。

2.4.2.3 低放射性廃棄物^(1-3, 5)

再処理工場の低放射性廃棄物処理工程は, 第2及び第3 U・Pu 精製サイクルからの廃液, 濃縮蒸発缶及び槽類オフガス系からの凝縮液, 転換工程からの比較的放射性的の廃液ならびに転換工程において Pu 回収サイクルに使用している溶媒の洗浄廃液などを受け入れる。この廃液は, 多目的濃縮蒸発缶又は低放射性廃液濃縮蒸発缶で濃縮する。この操作による塔頂部留出物は蒸気のまま通常は直接排気筒へ排気する。Table 2.11 は, この廃液中の放射性物質濃度が非常に低いことを示しており, この廃液中の放射性物質は大部分 ^3H であり, H_2O 中に薄いトリチウム化水 (HTO) として存在する。

種々の再処理廃棄物中の ^3H の分布は, Fig. 2.25 に図示した仮定に基づいている。使用済軽水炉燃料及び再処理廃棄物中の ^3H の分布に関するデータは比較的不十分である。⁽⁵⁾ ここで仮定した分布では大部分の ^3H が低放射性廃液に行くように示したが, このことは運転経験とも一致する。Fig. 2.25に示したデータにはモデル燃料の取出し後の崩壊 (冷却) 期間は考慮していない。

蒸発缶中に残った残渣は, 貯蔵のため高放射性廃棄物貯槽へ送液する。この残渣のそれ以上の処理については高放射性廃棄物の項で述べたので, ここでは述べない。

Footnotes to Tables 2.8 and 2.9

- a. Data from Reference 6 unless otherwise indicated.
- b. Data from Reference 9. See Description of Fuel Assembly in Section 2.3; SGR = Self-Generating Ratio. Percentages apply to nuclide composition of fuel at 160 days after removal from core.
- c. Reference 5.
- d. Selected fission products with significant mass, activity, or thermal power.
- e. Based on mass of element after 5 year, 160 days cooling of waste after discharge from reactor core.
- f. After cooling for indicated period following processing at 160 days, 1 year cooling corresponds to 1.4 year elapsed time from discharge from core.
- g. Modified, for greater yield from ^{239}Pu fission, to 547 Ci/MTHM at discharge.
- h. 11 E-6 read as 11×10^{-6} , 5.8 E2 read as 5.8×10^2 , etc.
- i. Total for all elements in the category, listed or not.
- j. Spontaneous fission neutrons only; >99% due to Cm and Cf.
- k. From Reference 10, waste category PW-7; HNO_3 is 2 M free acid. Gd added as a neutron poison.
- u. based on Reference 1 flow sheet.

TABLE 2.10. Properties of Intermediate Level Waste Solution After Neutralization

Chemical Composition	g/liter ^(a)	Ci/year	kg/year ^(a)
NO ₃ ⁻	400	--	66,000
Na	150	--	24,750
Hg	15	--	2,475
Ca, Mn, SO ₄ ²⁻ , Cl	1 each	--	165 each
K, Fe, Ag, F	0.5 each	--	82 each
Misc. Chem. ^(b)	minor	--	----
<u>Radioactivity</u>			
U	20	--	3,300
Pu	0.05	--	8.25
I ^(b)	1.8	2300	297
Fission Products ^(d)	trace	3300	----
<u>Physical Properties</u>			
Volume, liter/year ^(e,f)		165,000	
Solids ^(a)			97,000
Density (estimate)	1400		
Heat Generation (W/l)		0.01-0.1	

- a. Based on ~42% dissolved solids.
- b. Oxalate, citrate, phosphate, acetate, ammonium, chromate, surfactants, detergents, etc.
- c. Based on ~100% of iodine in this stream, 79% ¹²⁹I, 21% ¹²⁷I by weight, and 98% ¹³¹I, 2% ¹²⁹I by activity, at 320 days following discharge from reactor core.
- d. Based on 2.2 Ci/MTHM. These values may be low by a factor of 10 or more, compared to values based on other estimates. Activity contributed primarily by fission product Ru, Rh, Zr, and Nb.
- e. Based on 110 liters per MTHM, 1500 MTHM per year.
- f. It is estimated that spent, combustible solvents will be generated at a FRP at the rate of 0.01 m³/MTU or 15 m³/1500 MTU-year,⁽⁸⁾ but the reference process includes combustion of the solvent.

TABLE 2.11. Estimated Composition of Low Level
Liquid Waste^(a)

Radionuclides	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	Chemicals	ppm (wt)
^3H	10	Na	1 E-7
^{90}Sr	6 E-7	Fe	3 E-6
^{106}Ru	3 E-6	Cr	1 E-7
^{131}I	5 E-6	PO_4^{3-}	1 E-6
^{129}I	6 E-7	U	1 E-6
^{137}Cs	8 E-7		
^{144}Ce	6 E-6		
Pu (α)	3 E-8		
^{241}Pu	1 E-6		
^{241}Am	2 E-9		

a. Bases: LLLW after evaporation; nuclide and chemical content $\sim 1.0 \text{ E-10}$ of HLW, Volume is 3.8 E4 liter per MTHM; nitric acid is 0.01 M (600 ppm); tritium content $\sim 72\%$ of charge; about 180 days cooled.

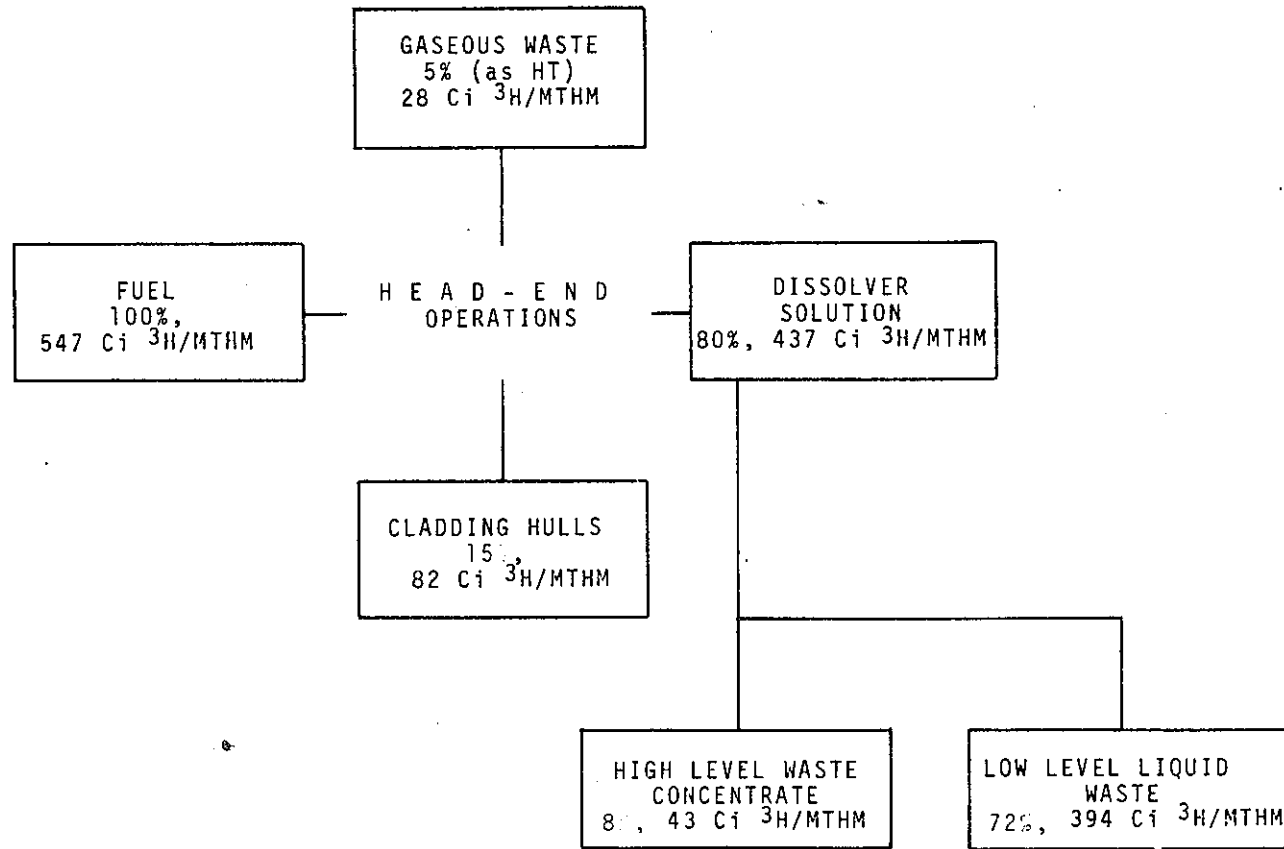


FIGURE 2.25. Distribution of Tritium in Fuel Reprocessing Wastes
(100% ³H Assumes No Cooling of Reference Fuel)

2.4.2.4 気体廃棄物^(1-3, 5)

溶解槽オフガス系及び槽類オフガス系からの蒸気を $\text{Hg}(\text{NO}_3)_2$ 洗浄塔に通し、オフガス中の I^* を除去する。ついで、銀ゼオライト充填塔に通してさらに I を除去し、最終段で HEPA フィルターでろ過する。処理済の廃気は排気筒へ排気する。オフガス処理工程では貯留しなければならない気体廃棄物は生じない。Kr 及び Xe の全ての FP はこの工程を経て排出する。Table 2.12 に希ガス FP の予想量を示した。フィルターや固体ヨウ素吸着材は固体廃棄物として処理し、 I を含んだ洗浄廃液は中放射性廃液処理工程^{**}で処理する。

軽水炉燃料中の ^{14}C は、燃料中の N 不純物による $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ 反応によって生成する。又、わずかではあるが、燃料酸化物中の O による $^{17}\text{O}(n, \alpha)^{14}\text{C}$ 反応によっても生成する。燃料中の C 不純物による ^{14}C の生成量は、 $^{13}\text{C}(n, \alpha)^{14}\text{C}$ 反応の反応断面積が小さいため無視出来る量である。軽水炉燃料での ^{14}C 推定生成量はかなりバラツキがあり、最終的な評価法はまだ報告されていない。⁽¹⁵⁾ さらに燃料サイクルにおける ^{14}C の挙動も確定していない。この場での議論では、25 ppm の N 不純物が 20 Ci/1,000 MWe 年の割合で ^{14}C を生じ、全ての ^{14}C は CO_2 として気体廃棄物中に存在すると仮定する。^{***} この値は 0.4 Ci ^{14}C /MTHM に相当し、1,500 MTHM/年処理の再処理工場からは 660 Ci ^{14}C /年発生することになる。

* 長寿命の ^{129}I は $2 \times 10^2 \text{g} (3 \times 10^{-2} \text{Ci})/\text{MTHM}$ 又は $3 \times 10^5 \text{g} (50 \text{Ci})/1,500 \text{MTHM} \cdot \text{年}$ と見積もられている。

** ILW を HLW とを合体してか焼する場合は、水銀を含む洗浄廃液は固体に溶液を吸着させた廃液として別途処理しなければならない。

*** ^{14}C についての化学予見又は CO_2 の挙動によれば上記のような簡単な結果は得られないと認識されている。

TABLE 2.12. Noble Gas Fission Products Available in Fuel Reprocessing (a)

	Kr (d)	Xe
g/MTHM (b)	250	4061
kg/year (a)	375	6091
m ³ (STP)/MTHM (c)	0.066	0.678
m ³ (STP)/year	99	1017
Ci/MTHM		
90 days cooled	6860	127
120 days cooled	6827	20
1 year cooled	6543	10 ⁻⁵
10 years cooled	3652	----
MCi/1500 MTHM		
1 year cooled	9.81	----
10 years cooled	5.48	----
W/MTHM		
90 days cooled	10.3	0.11
120 days cooled	10.2	0.02
1 year cooled	9.8	----
10 years cooled	5.5	----
kW/1500 MTHM		
1 year cooled	14.7	----
10 years cooled	8.2	----

- a. Based on 25,000 MWd/MTHM, 35 MW/MTHM; MOX mixture based on self-generating ratio = 1.0 using 30 wt % MOX at 4.98 wt % Pu in natural uranium and 70% 3.3% ²³⁵U in uranium; plant throughput 1500 MTHM/year. 1 year cooled off-gas will also contain 26 Ci tritium per MTHM (5% of contained tritium in fuel) as HT, and 0.4 Ci ¹⁴C/MTHM as CO₂.
- b. Estimated at 5 years cooled after processing 160 days following discharge from core.
- c. Atomic weight of Kr = 84.8, Xe = 134.2.
- d. Krypton will contain ~6% ⁸⁵Kr. The total krypton will be ~120 ppm of the total dissolver off-gas.

2.4.2.5 固体廃棄物^(1-3, 17, 18)

燃料再処理から発生する固体廃棄物には数種類のものがある。ヘッドエンド工程からはハルや燃料集合体金属構造材があるがこれらについては次で述べる。湿潤固体から成る固体廃棄物は、ブール水ろ過に使用したろ材、ブール水の精製に使用したイオン交換樹脂、U精製工程の最終段階で使用したシリカゲル、 $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ から PuO_2 への転換工程で用いた廃液処理工程からのろ過ケーキがあげられる。転換工程洗浄塔からの CaF_2 スラッジは非放射性である。その他の固体廃棄物として種々の形状の破損プロセス機器があるが、これらは普通はプロセスから取外す前に少なくとも部分的に除染する。大型の汚染機器は特殊な容器又は破損機器用地下セルに貯蔵する。固体廃棄物のもうひとつの発生源には不燃性くず、Uのふっ化工程からの灰、HEPA フィルターなどの換気系フィルター及び焼却炉からの灰があげられる。^{*}

その他の固体廃棄物として、オフガス処理工程でI吸着に使用したゼオライト及び焼却炉からの灰がある。これら大部分の固体廃棄物は、特にかかなりの量の超ウラン元素を含んでいる場合は、比較的もれのない容器に貯蔵する。

Table 2.13に、現在最も妥当と思われる資料を用いて推定した再処理作業よりの固体廃棄物を示す。容積、重量及び汚染度はプロセス、工場運転フィロソフィ、その他の要因の細部に密に関係している。Table 2.13 で示した値は、1.500MTHM/年のモデル的処理工場を対象にして、Table 2.14 に要約のかたちで再現してある。廃棄物の汚染の分類は、中放射性的の β - α 汚染物は普通含超ウラン元素汚染物と一緒にする仮定に基づいている。さらに、廃溶媒は約 $8 \text{ Kg/hr}^{(14)}$ の割合で焼却すると見積り、これより生ずる廃棄物は中放射性廃液の塩類と混合して貯蔵するものとする。一方、可燃性低放射性的の超ウラン元素を含まない廃棄物の一部分は焼却して乾燥した固体灰とする。

* 再処理工場は、その他の可燃性廃棄物だけではなく廃溶媒も焼却するように設計される。

TABLE 2.13. Solid Wastes From Fuel Reprocessing Operations

Category	Type	Contents	Class ^(a)	Quantities			
				per MTHM ^(c)		Annual ^(b)	
				Mass	Volume (m ³)	Mass	Volume (m ³)
WET SOLIDS	K ₂ UO ₄ mud	K ₂ UO ₄ (1 kg U/MTHM), KOH, H ₂ O	LL, non-TRU	80 kg	0.05	120 MT	75
	Ion exchange resins, silica gel	Organic resins, silica gel, 100 Ci/m ³ mixed f.p., Pu, up to 15%.	IL, non-TRU	25 kg	0.05	37.5 MT	75
	Filter aid, sludge	Free H ₂ O, sand, diatom., earth, floccs, etc.		IL, TRU	5 kg	0.01	7.5 MT
DRY SOLIDS	Fluorinator fines Fluorinator ash	CaF ₂ , UF ₄ (6 g U/MTHM), PuF ₄ (10 mg Pu/MTHM), fission product fluorides (0.6 Ci/MTHM).	LL, TRU	50 kg	0.1	75 MT	150
	Combustor ash		Mixed fission products.	LL, TRU	----	0.01	----
	Ag zeolite	Zeolite, fission product iodine.	IL, TRU	5 kg	0.005	7.5 MT	7.5
	COMBUSTIBLE TRASH	Cellulosic, clothes, rubber, sorbents, etc.	Misc. organic; mixed f.p.; actinides: (IL-TRU 80 mg Pu/m ³).	IL, TRU ^(d)	----	0.7	----
LL, TRU ^(d)				----	0.3	----	450
LL, non-TRU ^(d)				----	0.7	----	1050

TABLE 2.13. (contd)

Category	Type	Contents	Class (a)	Quantities			
				per MTHM ^(c)		Annual ^(b)	
				Mass	Volume (m ³)	Mass	Volume (m ³)
NON-COMBUSTIBLE TRASH	Small equipment, tools, glass	Metals, ceramics.	IL, TRU	----	0.7	----	1050
			LL, TRU	----	0.2	----	300
			LL, non-TRU	----	0.1	----	150
EQUIPMENT	Process vessels, apparatus	Metals, inorganic, materials.	IL, TRU	----	0.1	----	150
			LL, non-TRU	----	0.1	----	150
FILTERS	HEPA, roughing filters	Metal, glass, organics.	IL, TRU	----	0.06	----	90
			LL, TRU	----	0.1	----	150
			LL, on-TRU	----	0.01	----	15

- a. Class designation based on "200 mr/hr" cut-off for LL/IL and 10 nCi Pu/g for non-TRU/TRU. Class IL usually contains mixed fission products and, except for storage pool resins, will also be a TRU waste.
- b. Based on 1500 MTHM/year plant capacity.
- c. MTHM = metric ton of heavy metal (U + Pu).
- d. Uncompacted, noncombusted form.

TABLE 2.14. Summary of Solid Waste from Fuel Reprocessing

	Annual Rate for 1500 MTHM/year, in m ³	
	TRU	non-TRU
Combustible (trash) ^(a)	1500	1050
Noncombustible solids	1660	315
Slurries, sludges, resins	15	150
Filters	240	15
	~3400	~1500

a. Uncompacted, noncombusted form.

2.4.2.6 ハル及び燃料集合体金属構造材^(1-3, 11-13, 19)

せん断ハルは硝酸による酸化燃料の溶解後、洗浄して溶解槽から取り出す。塊状先端部、中間部金属構造材はこの廃棄物の一部である。鋸引き及びせん断で発生するジルカロイ微粒子はハル廃棄物と混合する前に酸化させる。ハル廃棄物中の金属廃棄物の特性を Table 2.15 及び Table 2.16 に要約する。この Table のデータは脚注に示した変換係数を用いて他の単位（例えば、GWe・年当り、燃料集合体当り）に変えることが出来る。金属廃棄物は、初期燃料の 0.05% を含み、* その大部分はハル中に未溶解酸化燃料の形で存在すると仮定する。さらに、ハルは燃料中で生成した³H の 15% を含んでいると仮定する。金属廃棄物の容積は、圧縮しないハル及び金属構造材の平均かさ密度を 1 g/cm^3 として試算してある。酸化したジルカロイ微粒子のこの廃棄物の重量又は容積への寄与は少ない。金属廃棄物は過大な量の未溶解燃料のないことをモニターした後、信頼性の高い密封容器に梱包する。Table 2.15 及び Table 2.16 のデータには燃料集合体チャンネルボックスは含まれていないが、これらは原子炉側において再使用するか、再使用出来なくなれば原子炉側で固体廃棄物として廃棄するものと仮定する。燃料チャンネルボックス廃棄物の量は、 100 Kg ジルカロイ / MTHM 又は約 3.3 MT ジルカロイ / $1,000 \text{ MWe} \cdot \text{年}$ に相当すると試算⁽¹⁶⁾されている。この廃棄物はハルよりも密度が大きく、容積は $1 \text{ m}^3 / 1,000 \text{ MWe} \cdot \text{年}$ となる。

* 初期の経験ではこの値は 0.1% に達することもあり得ることを暗示している。⁽¹²⁾

TABLE 2.15. Properties of Metals and Selected Elements Contained in Fuel Assembly Waste^(a)
per 1000 kg of hulls and hardware

	Mass (g)	Activity, Ci ^(b)			Heat Generation, W ^(b)		
		120 day	1 year	10 year	120 day	1 year	10 year
Metal	1 E6	2.7 E5	1.1 E5	1.2 E4	1.5 E3	5.8 E2	8.6 E1
Zircaloy ^(g)	8.9 E5 ^(f)	----	----	----	----	----	----
Stainless Steel	8.9 E4	----	----	----	----	----	----
Inconel	2.5 E4	----	----	----	----	----	----
Mn ^(d)	1.8 E3	1.7 E4	9.8 E2	5.0 E-1	1.4 E2	7.9 E0	4.1 E-3
Fe ^(d)	6.8 E4	2.2 E4	1.8 E4	1.6 E3	2.9 E1	2.3 E1	2.1 E0
Co ^(d)	2.0 E2	2.8 E4	1.6 E4	4.4 E3	4.3 E2	2.5 E2	6.8 E1
Ni ^(d)	2.1 E4	7.8 E2	7.8 E2	7.3 E2	1.6 E-1	1.6 E-1	1.5 E-1
Sb ^(d)	8.4 E2	5.7 E4	3.5 E4	3.3 E3	2.5 E2	1.5 E2	1.4 E1
Te ^(d)	4.8 E1	1.6 E4	1.4 E4	1.4 E3	1.4 E1	1.3 E1	1.3 E0
Fission products ^(c)	3.4 E1	8.4 E3	3.2 E2	3.7 E2	3.5 E1	1.4 E1	1.1 E0
TRU Elements ^(c)	2.7 E1	5.4 E2	4.7 E2	2.9 E2	6.0 E0	3.0 E0	1.5 E0
n/sec		6.4 E6	5.9 E6	3.9 E6	----	----	----
Totals/MTHM	3.3 E5	9.1 E4	3.6 E4	4.2 E3	5.0 E2	2.0 E2	2.9 E1
Totals/MT hulls-hardware	1.0 E6	2.8 E5	1.1 E5	1.3 E4	1.5 E3	6.0 E2	8.9 E1

- a. Based on data in Table 2.2 for the reference LWR fuel assembly, 25,000 MWd/MTHM burnup and 35 MW/MTHM specific power.^(g)
- b. For cooling times indicated.
- c. Based on residual fuel in cladding of 0.05%.
- d. Selected on the basis of significant activity fraction after more than
- e. 1000 kg of metallic waste \cong 9.898 fuel assemblies \cong 3.08 MTHM. A 1500 MTHM/year plant generates 487 MT of this metallic waste, or 14.8 MT of waste/1000 MWe-year. At an average density of 1 g/cm³, the metallic waste from one day operation of the 1500 MTHM/year plant has a volume of \sim 1.6 m³.
- f. Includes from 90 to 900 g zirconium fines (0.01 to 0.1% of Zircaloy).
- g. Includes 15% of the tritium, corresponding to \sim 77 Ci/MTHM (239 Ci³H/1000 kg hulls) at 1-year cooling.

TABLE 2.16. Radioactivity Content in Reference Fuel-Assembly Metal Waste as a Function of Long-Term Cooling^(a)

Fission products ^(b)	Cooling Periods				
	10 year	100 year	1000 year	3000 year	10,000 year
Ci/MT (metal waste)	3.7 E2	2.0 E1	2.7 E-2	2.6 E-2	2.6 E-2
Ci/MTHM (fuel)	1.2 E2	1.3 E1	8.9 E-3	8.5 E-3	8.3 E-3
Ci/GWe-year	5.5 E3	6.0 E2	4.0 E-1	3.9 E-1	3.8 E-1
Predominant fission products					
Ci/MT (metal waste) ^(c)					
Se	----	----	4.5 E-4	4.4 E-4	4.1 E-4
Zr	----	----	3.3 E-3	3.3 E-3	3.3 E-3
Nb	----	----	3.1 E-3	3.1 E-3	3.1 E-3
Tc	----	----	1.7 E-2	1.7 E-2	1.7 E-2
Pd	----	----	1.6 E-4	1.6 E-4	1.6 E-4
Sn	----	----	7.5 E-4	7.4 E-4	7.1 E-4
Sb	----	----	8.6 E-4	8.5 E-4	8.1 E-4
Cs	----	----	5.3 E-4	5.3 E-4	5.3 E-4
Activation products					
Ci/MT (metal waste)	1.2 E4	3.8 E2	7.9 E0	6.9 E0	5.6 E0
Ci/MTHM (fuel)	3.9 E3	1.2 E2	2.6 E0	2.2 E0	1.8 E0
Ci/GWe-year	1.8 E5	5.7 E3	1.2 E2	1.0 E2	8.3 E1
Predominant activation products					
Ci/MT (metal waste) ^(c)					
Ni	----	----	5.3 E0	4.8 E0	4.5 E0
Zr	----	----	2.3 E-1	2.3 E-1	2.3 E-1
Nb	----	----	9.7 E-2	9.5 E-2	9.1 E-2
Mo	----	----	1.4 E-2	1.2 E-2	7.0 E-3
Tc	----	----	1.9 E-2	1.9 E-2	1.9 E-2

TABLE 2.16. (contd)

Actinides ^(b)	Cooling Periods				
	10 year	100 year	1000 year	3000 year	10,000 year
Ci/MT (metal waste)	2.9 E2	2.4 E1	5.4 E0	2.3 E0	1.3 E0
Ci/MTHM (fuel)	9.5 E1	7.9 E0	1.8 E0	7.4 E-1	4.3 E-1
Ci/GWe-year	4.3 E3	3.6 E2	8.0 E1	3.4 E1	2.0 E1
Predominant actinides					
Ci/MT (metal waste) ^(c)					
Pa	----	----	3.0 E-3	3.6 E-3	3.6 E-3
U	----	----	5.9 E-3	5.9 E-3	6.1 E-3
Np	----	----	1.9 E-1	1.7 E-1	8.9 E-2
Pu	----	----	2.1 E0	1.8 E0	1.1 E0
Am	----	----	3.2 E0	2.9 E-1	8.9 E-2
Gross totals (fission products, activation products, and actinides)					
Ci/MT (metal waste)	1.3 E4	4.4 E2	1.3 E1	9.2 E0	6.9 E0
Ci/MTHM (fuel)	4.1 E3	1.4 E2	4.4 E0	3.0 E0	2.2 E0
Ci/GWe-year	1.9 E5	6.7 E3	2.0 E2	1.3 E2	1.0 E2

a. Based on reference fuel assembly (Tables 2.2, 2.3, 2.4, and 2.5) and reactor performance of 25,000 MWd/MTHM burnup and 35 MW/MTHM specific power.

b. Based on 0.05% residual fuel with cladding.

c. Values for Ci/MT (metal waste) convertible by applying the following factors:

 X 0.324 = amount/MTHM (fuel)

 X 14.8 = amount/GWe-year

 X 487 = amount/1500 MTHM (fuel).

2.4.3 燃料サイクルの選択

2.1節で述べたように、燃料サイクルの選択は再処理作業より生ずる廃棄物の特性に影響を及ぼす。“使い捨て”(throwaway)の燃料サイクルでは燃料集合体そのものが廃棄物となる。Table 2.17 に示すように、集合体中のFP及びアクチニド元素の量は、混合酸化物モデル燃料の再処理により発生する高放射性廃棄物と大きく異なる。というのは、“使い捨て”燃料中には初めPuは存在せず、使用済燃料から大部分のU及びPuを回収する工程がないからである。従って、“使い捨て”燃料サイクルからの廃棄物中には、970 Kg U/MT HM(1.22% ^{235}U の減損Uで)及び7.8 Kg Pu/MTHMが含まれている。Table 2.18 に、モデル軽水炉燃料再処理及び“使い捨て”燃料サイクルからの廃棄物組成を比較して示す。

他の燃料サイクル法では、U、Pu及びFPを分離するために UO_2 燃料の再処理が必要であろうが、Puは混合酸化物燃料へ利用するよりもむしろ貯蔵することになっている。この方法ではモデルにした燃料サイクルにみられる全ての種類の再処理廃棄物を生ずる。しかし、廃棄物組成はモデルにしたケースにみられる廃棄物組成とは若干異なる。Table 2.19 に、 UO_2 燃料の再処理より生ずる高放射性廃棄物からの放射能に関するデータの要約を示す。モデル軽水炉燃料の再処理からの高放射性廃棄物(Table 2.9)と UO_2 燃料の再処理からの高放射性廃棄物との差異は、主に前者の廃棄物中のアクチニド元素の含有量の差異による。

Table 2.19 に示したデータは、種々の冷却期間の UO_2 燃料の再処理より生ずる高放射性廃棄物の放射性物質、崩壊熱及び中性子放射体の例示である。これらのデータは、99.5%のU及びPuを分離している点を除けば、Table 2.17のデータと同様である。モデルの軽水炉燃料サイクルとの比較データをTable 2.9に示す。Table 2.20のデータは、 UO_2 燃料再処理からの廃棄物中のアクチニド元素の含有量が特に減少することを例証している。

わずかなアクチニド同位元素の分布の差異は、再処理作業より生ずる全ての含超ウラン元素廃棄物で明らかになる。非高放射性廃棄物の超ウラン元素の汚染濃度は、処理技術について新しい項で説明する程高くはない。一定質量の汚染レベルに対しては、 UO_2 燃料のみの処理より生ずる含超ウラン元素廃棄物のキュリーレベルは、燃料又は高放射性廃棄物中のキュリーレベルに比例して、減少するであろう。いずれの場合もFPのスペクトルはよく似ていて、 UO_2 燃料の処理より生ずる廃棄物とあまり差異はない。

$\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ から PuO_2 への転換は、モデル的軽水炉燃料サイクル及びウランのみリサイクルする(PuO_2 は貯蔵する)燃料サイクルに共通である。長期間 PuO_2 を貯蔵するには、揮発性及び分解性物質をか焼して PuO_2 から除去するよう注意する必要がある。転換方法に大きい技術的な差異があるとは考えられない。 PuO_2 の貯蔵は、臨界及び放射線安全上小バッチ単位(例えば5 Kg PuO_2^*)で適切に梱包し間隔が置かれよう。5 Kg バッチでは約40 W

* $4.4 \times 10^3 \text{ } \beta \text{ Pu}$

TABLE 2.17. Fission Product and Actinide Content of LWR Fuel
for a "Throwaway" Fuel Cycle^(a)

Fission Products	g/MTHM ^(c)	Ci/MTHM ^(b)						
		90 day	160 day	1 year	10 year	100 year	1000 year	3000 year
³ H ^(d)	5.1 E-2	5.2 E2	5.1 E2	4.9 E2	3.0 E2	1.8 E0	----	----
Ge	3.3 E-1	----	----	----	----	----	----	----
As	9.5 E-2	----	----	----	----	----	----	----
Se	4.4 E1	3.0 E-1	3.0 E-1	3.0 E-1	3.0 E-1	3.0 E-1	3.0 E-1	3.0 E-1
Br	1.7 E1	----	----	----	----	----	----	----
Kr	2.9 E2	7.7 E3	7.6 E3	7.4 E3	4.1 E3	1.2 E1	1 E-6	1 E-6
Rb	2.8 E2	1.9 E1	1.4 E1	7 E-4	2 E-5	2 E-5	2 E-5	2 E-5
Sr	7.2 E2	3.5 E5	1.7 E5	7 E4	5 E4	5 E3	1 E-6	----
Y	3.8 E2	4.9 E5	2.5 E5	7.9 E4	5 E4	5 E3	1 E-6	----
Zr	2.8 E3	6.4 E5	3.1 E5	3.5 E4	2.3 E0	2.3 E0	2.3 E0	2.3 E0
Nb	1.9 E0	1.1 E6	5.8 E5	7.5 E4	1.0 E0	2.2 E0	2.2 E0	2.2 E0
Mo	2.6 E3	----	----	----	----	----	----	----
Tc	6.5 E2	1.1 E1	1.1 E1	1.1 E1	1.1 E1	1.1 E1	1.1 E1	1.1 E1
Ru	1.6 E3	6.7 E5	4 E5	2 E5	4.4 E2	----	----	----
Rh	3.7 E2	6.7 E5	4 E5	2 E5	4.4 E2	----	----	----
Pd	8.4 E2	7 E-2	7 E-2	7 E-2	7 E-2	7 E-2	7 E-2	7 E-2
Ag	4.7 E1	4.4 E4	3.6 E4	2 E4	2.4 E0	1 E-5	----	----
Cd	4.4 E1	2.8 E2	1.1 E2	2.3 E1	1.3 E1	0.2 E0	----	----
In	1.0 E0	1.7 E0	0.6 E0	4 E-2	----	----	----	----
Sn	3.4 E1	2.8 E3	1.9 E3	6.4 E2	0.5 E0	0.4 E0	0.4 E0	0.4 E0
Sb	1.1 E1	7 E3	6.6 E3	5.7 E3	8.8 E2	0.5 E0	0.5 E0	0.4 E0
Te	3.4 E2	3.8 E4	1.6 E4	4.2 E3	1.4 E2	----	----	----
I	1.7 E2	4.2 E2	1.0 E0	2.4 E-2	2.4 E-2	2.4 E-2	2.4 E-2	2.4 E-2
Xe	4.1 E3	1.2 E2	1.9 E0	1 E-5	----	----	----	----
Cs	2.1 E3	2.3 E5	2.2 E5	2 E5	7.2 E4	8.3 E3	0.3 E0	0.3 E0
Ba	1.1 E3	9.1 E4	7.8 E4	7.7 E4	6.2 E4	7.9 E3	8 E-6	----
La	9.6 E2	1.5 E4	3.4 E2	5 E-3	----	----	----	----
Ce	2.0 E3	1.2 E6	8.5 E5	4.8 E5	1.6 E2	2 E-5	2 E-5	2 E-5
Pr	8.9 E2	9.7 E5	8 E5	4.9 E5	1.6 E2	2 E-5	2 E-5	2 E-5
Nd	3.0 E3	2.3 E3	2.8 E1	7 E-5	----	----	----	----
Pm	9.4 E1	1.2 E5	1 E5	8.7 E4	8.1 E3	----	----	----
Sm	6.1 E2	9.8 E2	9.8 E2	9.8 E2	9.1 E2	4.7 E2	0.6 E0	----
Eu	1.1 E2	1 E4	8.3 E3	7.8 E3	3.8 E3	2.2 E0	----	----

TABLE 2.17. (contd)

	g/MTHM ^(c)	Ci/MTHM ^(b)						
		90 day	160 day	1 year	10 year	100 year	1000 year	3000 year
<u>Fission products (contd)</u>								
Gd	5.1 E1	1.1 E1	9.1 E0	5.0 E0	----	----	----	----
Tb	1.2 E0	3.6 E2	1.8 E2	2.5 E1	----	----	----	----
<u>Actinides</u>								
U	9.7 E5	8.3 E1	3.3 E0	3.2 E0	2.7 E0	1.8 E0	2.0 E0	2.1 E0
Np	3.3 E2	6.5 E0	6.5 E0	6.5 E0	6.5 E0	6.5 E0	6.3 E0	5.5 E0
Pu	7.8 E3	7.4 E4	7.3 E4	7.1 E4	4.7 E4	2.0 E3	6.6 E2	5.8 E2
Am	7.9 E1	8.7 E1	1.1 E2	1.7 E2	9.7 E2	2.2 E3	5.3 E2	2.6 E1
Cm	8.2 E0	9.9 E3	7.5 E3	3.5 E3	4 E2	1.5 E1	1.0 E-1	6 E-2
Bk	5 E-8	1.5 E-4	1 E-4	8 E-5	----	----	----	----
Cf	9 E-8	2.9 E-6	2.8 E-6	2.7 E-6	1.5 E-6	4 E-7	----	----
Total fission products	2.6 E4	6.6 E6	4.2 E6	2.1 E6	2.5 E5	2.7 E4	1.8 E1	1.7 E1
Total actinides	9.7 E5	8.4 E4	8.1 E4	7.5 E4	4.8 E4	4.2 E3	1.2 E3	6.1 E2
Total thermal watts/MTHM	2.7 E4	1.9 E4	9.2 E3	8.6 E2	1.9 E2	3.8 E1	1.9 E1	
Total neutrons/sec-MTHM ^(e)	1.7 E8	1.5 E8	1.1 E8	6.4 E7	1.1 E7	4.2 E6	2.7 E6	

a. Basis: 25,000 MWd/MTHM, 35 MW/MTHM, initial ²³⁵U enrichment 3.3%. Data from Reference 6.

b. Curies of activity from the indicated elements, per metric ton of heavy metal in discharged fuel cooled for the times stated at column headings.

c. Based on element present after 1 year cooling.

d. Based on 523 Ci ³H/MTHM at discharge in fuel of 25,000 MWd/MTHM burnup and T_{1/2} = 12.262 year.

e. Includes (α,n) and spontaneous fission neutrons.

TABLE 2.18. Properties of High-Level Waste from Processing of LWR Reference Fuel Compared with Properties of "Throw-away" Fuel^(a)

Property	"Throwaway" Fuel ^(b)	HLW from LWR Reference Fuel ^(c) Processing
Total g/MTHM	1.46 E6 ^(d)	2.3 E4
U g/MTHM	9.65 E5	4.8 E3
Pu g/MTHM	7.8 E3	1.5 E2
Ci/MTHM		
1 year cooled	2.2 E6	1.6 E6
10 year cooled	3.5 E5	2.5 E5
W/MTHM		
1 year cooled	9.4 E3	8 E3
10 year cooled	8.8 E2	1.3 E3
S.F. n/sec-MTHM		
1 year cooled	9.8 E7	3.6 E9
10 year cooled	5.8 E7	2.5 E9

- a. Both fuels at 25,000 MWd/MTHM, 35 MW/MTHM.⁽⁶⁾
- b. Fuel fabricated from only enriched uranium.
- c. Fuel fabricated from MOX (uranium and plutonium).
- d. Includes metallic component of reference fuel.

の発熱量があり、大量を配列するときは強制冷却が必要かも知れない。軽水炉燃料から分離した Pu の同位体組成及び放射線データを Table 2.21 に示す。5 kg PuO₂ 当り 2.2 × 10⁶ n/sec, 1 × 10⁴ Ci/r の放射線量のため多少のしゃへいが必要となる。Table 2.22 に種々の Pu に関するデータを要約しておく。

TABLE 2.19. Radiation from High Level Waste Generated by Processing of Spent UO₂-Bearing LWR Fuel^(a)

Source	Cooling Time					
	160 d	1.4 y	10.4 y	100 y	1000 y	3000 y
Fission Products:						
Ci/MTHM	4.2 E6	1.5 E5	2.4 E5	2.7 E4	1.8 E1	1.7 E1
W/MTHM	1.8 E4	6.4 E3	7.3 E2	7.5 E1	1.44 E-2	1.42 E-2
Actinides:						
Ci/MTHM	8 E3	2.5 E3	7.7 E2	1.5 E2	3.9 E1	1.5 E1
W/MTHM	2.8 E2	7.8 E1	1.9 E1	4.6 E0	1.1 E0	4.0 E-1
n/sec-MTHM ^(b)	1.4 E8	9.2 E7	5.6 E7	2.3 E6	3.1 E5	2.0 E5
Total:						
Ci/MTHM	4.2 E6	1.5 E6	2.4 E5	2.7 E4	5.7 E1	3.2 E1
W/MTHM	1.8 E4	6.4 E3	7.4 E2	8.0 E1	1.1 E0	4.0 E-1

a. Based on 25,000 MWD/MTHM, 35 MW/MTHM, initial U-235 content is 3.3%. The waste contains 0.5% of initial U and Pu, no tritium, Xe, Kr, and 0.1% of I and Br. These percentages are applied to fuel at 160 days after removal from the reactor core.

b. Spontaneous fission neutrons only.

TABLE 2.20. Actinide Content of High Level Waste from Processing of UO₂ Fuel and of LWR Reference Fuel^(a)

	"Uranium-Only" Fuel Cycle			LWR Reference MOX Fuel Cycle		
	g/MTHM	Cooling Time		g/MTHM	Cooling Time	
		1.4 year (Ci/MTHM)	10.4 year (Ci/MTHM)		1.4 year (Ci/MTHM)	10.4 year (Ci/MTHM)
U	4.8 E3	1.6 E-2	1.4 E-2	4.8 E3	4 E-2	3 E-2
Np	3.3 E2	6.5 E0	6.5 E0	1.5 E2	1.4 E2	1.4 E2
Pu	4.2 E1	3.8 E2	2.6 E2	1.5 E2	1.5 E3	1.1 E3
Am	6.1 E1	1.1 E2	1.1 E2	8.7 E2	7.8 E2	7.8 E2
Cm	6.2 E0	2.0 E3	3.9 E2	2.4 E2	3.8 E4	1.7 E4
Bk	1 E-9	6 E-5	4 E-8	----	----	----
Cf	1 E-7	3 E-6	1 E-6	----	----	----
Total	5.3 E3	2.5 E3	7.7 E2	6.2 E3	4.0 E4	1.9 E4

a. 25,000 MWd/MTHM; 35 MW/MTHM, 0.5% of initial U and Pu, 100% of all other transuranic elements. The percentages apply at 160 days after discharge from reactor core.

TABLE 2.21. Properties of Plutonium from LWR-UO₂ Fuel (a)

	<u>238_{Pu}</u>	<u>239_{Pu}</u>	<u>240_{Pu}</u>	<u>241_{Pu}</u>	<u>242_{Pu}</u>	<u>Total (f)</u>
wt %	1.03	65.30	22.49	9.01	2.17	100
αCi/g	17.4	6.15 E-2	0.227	2.58 E-3	3.9 E-3	0.27
βCi/g	---	---	---	1.124 E2	---	10.13
γCi/g (b)	2 E-4	4.7 E-6	---	2 E-4	---	2.5 E-5
n/sec-g (c)	2.8 E3	2.2 E-2	1.02 E3	2.3 E-2	1.73 E3	3 E2
n/sec-g (d)	1.4 E4	45	1.7 E2	~10	~10	2 E2
Total n/sec-g	1.7 E4	45	1.2 E3	~10	1.7 E3	5 E2
W/g (e)	0.577	1.91 E-3	7.07 E-3	α7.99 E-5 β4.64 E-3	1.15 E-4	9.2 E-3

a. 25,000 MWD/MTHM, 35 MW/MTHM, 7.826 kg Pu discharged/MTHM. Initial ²³⁵U = 3.3%.

b. At E >100 kev, α decay gamma only.

c. Spontaneous fission.

d. (α,n) on oxygen in PuO₂.

e. Based on Q_α and Q_β.

f. Totals are sums of isotopic contribution in relation to their wt % of elemental plutonium.

TABLE 2.22. Isotopic Content and Radiations from LWR Plutonium

	Charge to Reference LWR ^(a)	LWR-U Discharge ^(b)	LWR-Pu Charge ^(c)	LWR-Pu Discharge ^(c)
Pu-238, wt %	2.44	1.03	2.69	3.04
Pu-239, wt %	47.02	65.03	44.57	37.75
Pu-240, wt %	26.04	22.49	25.70	27.94
Pu-241, wt %	15.51	9.01	16.67	18.90
Pu-242, wt %	8.99	2.17	10.38	12.53
α Ci/gPu ^(d)	0.51	0.27	0.55	0.62
β Ci/gPu ^(e)	17.43	10.13	18.74	21.24
γ Ci/gPu ^(f)	38 E-6	25 E-6	41 E-6	46 E-6
W/gPu ^(g)	17.5 E-3	9.2 E-3	19 E-3	21.1 E-3
n/sec-gPu ^(h)	4.9 E2	3.0 E2	5.2 E2	5.9 E2
kg/MTHM	15.0	7.826	49.8	35.5

- a. Based on 30 wt % LWR fuel is MOX at ~5 wt % PuO₂ in UO₂, 70 wt % LWR fuel is 3.3% enriched UO₂. Assumed to be the equilibrium composition, i.e., reprocessing plant product and MOX fabrication plant feed.
- b. Based on 3.3% enriched feed, 25,000 MWd/MTHM and 35 MW/MTHM irradiation.
- c. From Reference 6.
- d. Includes no contribution of Am.
- e. Includes only Pu-241.
- f. For E >100 kev. Includes only α or β decay gammas.
- g. Based on Q _{α} and 1/3 Q _{β} .
- h. From spontaneous fission only. (α ,n) on oxygen about doubles the emission rate.

2.4.4 要約

使用済燃料の再処理より発生する種々の廃棄物について述べてきた。モデルにした工場は、使用済燃料を受入れて PuO_2 及び UF_6 を生産する。燃料の再処理及び最終製品の精製で種々の型の廃棄物が発生する。高放射性廃棄物は液体で敷地内の貯槽に貯蔵する。固体は容器に貯蔵するか又は地下埋没する。中放射性廃液は処理し、結晶質の固体に濃縮し貯槽に貯蔵する。低放射性廃液はまとめて蒸発濃縮し、直接大気中に放出する蒸気と貯蔵する高放射性廃棄物にまぜる濃縮残渣にする。モデルにした再処理工場では液体廃棄物の放出はない。オフガス処理工程ではオフガス中の I のような反応性の高い FP を洗浄除去する。希ガス（例えば Kr）、水蒸気及び CO_2 の形で存在する ^3H 及び ^{14}C は排気筒に全量排気する。

REFERENCES

1. Allied-General Nuclear Services, Barnwell Nuclear Fuel Plant: Final Safety Analysis, DOCKET 50-332, October 10, 1973.
2. General Electric Co., Midwest Fuel Recovery Plant, Final Safety Analysis Report, DOCKET 50-268, December 1970.
3. Nuclear Fuel Services, Inc., Final Safety Analysis Report, West Valley Reprocessing Plant, DOCKET 50-201, 1969.
4. E. R. Irish, Description of Purex Plant Process, United States Atomic Energy Commission Report, HW-60116, May 19, 1959.
5. B. J. Kullen, L. E. Trevorow, and M. J. Steindler, Tritium and Noble Gas Fission Products in the Nuclear Fuel Cycle. II. Fuel Reprocessing Plants, United States Atomic Energy Commission Report ANL-8135, March 1975.
6. C. W. Kee, ORIGEN Code, PWR U-Equilibrium and Pu-Recycle Fuel, 25,000 MWd/MTHM Burnup, 35 MW/MTHM Specific Power; Program Output, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, October 1975.
7. United States Nuclear Regulatory Commission, Title 10, Chapter 1, Code of Federal Regulations - Energy, Part 50 - Licensing of Production and Utilization Facilities, Appendix F - Policy Relating to the Siting of Fuel Reprocessing Plants and Related Waste Management Facilities, p. 50-28, April 20, 1975.
8. C. R. Cooley, compiler, Commercial Alpha Waste Program Quarterly Progress Report July-December 1975, HEDL-TME 76-22, Hanford Engineering Development Laboratory, Richland, WA, to be published March 1976.
9. United States Atomic Energy Commission Directorate of Licensing, GESMO, Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in LWR's, United States Atomic Energy Commission Report, WASH-1327, Vol 1-4 (drafts), August 1974.

10. J. L. McElroy, K. J. Schneider, J. N. Hartley, J. E. Mendel, G. L. Richardson, R. W. McKee, and A. G. Blasewitz, Waste Solidification Program Summary Report. Vol. II. Evaluation of WSEP High Level Waste Solidification Processes, United States Atomic Energy Commission Report, BNWL-1667, June 1972.
11. N. M. Levitz, B. J. Kullen, and M. J. Steindler, Management of Waste Cladding Hulls. Part I. Pyrophoricity and Compaction, United States Atomic Energy Commission Report, ANL-8139, February 1975.
12. B. Griggs, Feasibility Studies for Decontamination and Densification of Chop-Leach Cladding Residues, United States Atomic Energy Commission Report, BNWL-1820, July 1974.
13. J. O. Blomeke and J. J. Perona, Storage, Shipment, and Disposal of Spent Fuel Cladding, United States Atomic Energy Commission Report, ORNL-TM-3650, November 1972.
14. United States Atomic Energy Commission Directorate of Licensing, Environmental Statement-Barnwell Nuclear Fuel Plant, DOCKET 50-332, January 1974.
15. P. J. Magno, C. B. Nelson, and W. H. Ellett, "A Consideration of the Significance of Carbon-14 Discharges from the Nuclear Power Industry," CONF-740807, p. 1047, 13th Air Cleaning Conference, August 1974.
16. R. Dillon, Battelle Northwest Laboratories, Private Communication, 1975.
17. E. D. North, Solid Waste Generation in Reprocessing Nuclear Fuels, Paper presented at the Fall AIChE meeting, Boston, MA, 1975.
18. R. B. Keely, "Description of Solid Wastes Expected from a Large Commercial Reprocessing Plant," Allied-General Nuclear Services, Private Communication, 1975.
19. R. B. Keely, Allied-General Nuclear Services, Private Communication, 1975.

2.5 混合酸化物燃料加工工場からの廃棄物

2.5.1 エ 程

再処理工場からの Pu は、加工工場で天然 U と混合し、混合酸化物、すなわち軽水炉用混合酸化物燃料 (MOX) を製造する。Pu は、密封した包装容器 (22 章参照) で乾燥酸化物 (Table 2.23 放射線の性質参照) として加工工場に輸送する。密封容器は、常時、工場雰囲気およびその周辺から隔離されているグローブボックス内に入れ、U 酸化物も同様にパッチでボックス内に入れる。グローブボックス内では、次の操作が行なわれる。

1. PuO_2 と UO_2 粉末のブレンド。
2. 混合酸化物ブレンド (MOX) 粉末のケーキプレス。
3. ケーキ状 MOX の粒状化および再ブレンド。
4. MOX 粒の "グリーン" ペレット化。
5. グリーンペレットの高温焼結。
6. 焼結ペレットの最終研磨。
7. 最終ペレットの洗浄と検査。
8. 最終ペレットの燃料被覆管への装荷。
9. 燃料被覆管の除染と端栓溶接。

この時点で、燃料中の Pu は、グローブボックス外の密封金属管に収納されている。ついで、燃料要素は次に述べる直接取扱い作業によって定常的に処理する。

1. 脱脂。
2. 燃料被覆管のエッチングと洗浄。
3. 燃料ペレットの管内状態の X 線検査。
4. 燃料要素のオートクレーブ処理。
5. 燃料被覆管のもれ試験と寸法検査。
6. 梱包、貯蔵および輸送。

これら二つの作業区域からの汚染廃棄物は、主として Pu を含む超 U 元素 (TRU) 廃棄物であり、多量の TRU を含むものから TRU の含有が疑わしいものまでいろいろある。後者の廃棄物は、TRU 施設の制限区域から発生してくるため、10CFR20 で決められている規則によって区分けされる。⁽¹⁾ Table 2.24 に、廃棄物の流れの特徴をまとめて示す。これら廃棄物は、以下に述べるよう種類別に区分けする。

2.5.2 含超U元素可燃性固体廃棄物

超U元素で汚染されていると考えられる可燃性固体廃棄物は、MOX加工工場 (Fig. 2.26) の二つの特定区域で発生する。第1の可燃性廃棄物は、制限区域内の作業場で生ずるものであるが、グローブボックスの内部雰囲気および廃液の一方あるいはどちらにもさらされていないものである。⁽⁴⁾ この可燃性物質⁽⁵⁾は、ネオブレンおよびラテックス、ポリビニール塩化物 (PVC) およびポリエチレンプラスチック*、さまざまな布ならびにさまざまな紙 (繊維質) からなっている。このカテゴリーの廃棄物は、廃棄物1g当り超U核種の放射能にして、 α で7 μCi 、 α と β で0.3 mCiである (14 $\mu\text{gPu/g}$ 廃棄物) と推定されている。^(3, 4)

グローブボックス雰囲気および廃液の一方あるいはどちらにもさらされている可燃性物質は、第二のカテゴリーの廃棄物である。この廃棄物も、ネオブレン、ラテックス、PVC、ポリエチレン、さまざまな布および紙を含んでいる。この廃棄物のTRU含有量は、廃棄物1g当り α で0.2 mCi、 α と β で5.4 mCi (0.3 mgPu/g 廃棄物) と推定される。^(3, 4)

1,500 MTHM・年の場合のPuリサイクル率 (450 MTのMOX, 22.4 MTのPu) では、混合酸化物燃料加工工場から、可燃性固体廃棄物が、 $2 \times 10^3 \text{ m}^3$ (4 m^3/MTHM) 発生すると推定されている。^(4, 6) 1,000 MWe・年ベースでは、13.7 MTのMOX (45.6 MTHM \times 30%) の製造により、この種の廃棄物が約60 m^3 生ずると予想される。可燃性TRU固体廃棄物は m^3 当り45 Ci (α) ないし540 Ci (α, β) と予想される。^{**}

したがって、1,000 MWe・年ベースでは850 Ci (α) ないし $1.7 \times 10^3 \text{ g}$ のPuがこれら廃棄物中に含まれると推定され、これは0.25%のPuの損失となる。

2.5.3 含超U元素不燃性固体廃棄物

TRU元素を含む不燃性廃棄物も、加工工場の双方の区域 (Fig. 2.27) から生ずる。グローブボックス雰囲気ないし廃液にさらされていない不燃物は、金属、ガラスおよび無機質の絶縁体である。^(4, 5) この区分に属する廃棄物のTRU放射能は、この区域からの可燃物と同様

* ポリエチレンおよびPVCプラスチックは、難燃性にもかかわらず、可燃性固体に包含されてきた。この種の廃棄物の推定発生量は、グローブボックス外から68 kg/MTHM、グローブボックス内から950 kg/MTHMである。この推定は、全固体廃棄物中のプラスチック量がグローブボックス外で20%を占め、グローブボックス内で36%を占めてるとい調査結果⁽⁵⁾にもとづいている。

** 他の報告書のデータによる評価は、10 Ci (α)/ m^3 ⁽³⁾、8 Ci (α)/ m^3 ⁽⁷⁾ および300 Ci/ m^3 ⁽⁴⁾ (みかけのPu比放射能として6.8 Ci/g) となっている。

であり、例えば、廃棄物1g当り $1.5 \mu\text{Ci}(\alpha)$ ないし $54 \mu\text{Ci}(\alpha, \beta)$ である ($3 \mu\text{gPu/g}$ 廃棄物)。

グローブボックス雰囲気ないしその廃液にさらされている不燃物は、金属の輸送容器、金属製装置、金属ダクト管および不合格品の燃料被覆管である。^(4,5) 推定される TRU 汚染レベルは、おおむねグローブボックス内可燃物と同レベルであり、例えば廃棄物1g当り $0.1 \text{mCi}(\alpha)$ ないし $3.6 \text{mCi}(\alpha, \beta)$ である (0.2mgPu/g 廃棄物)。^(3,4)

もう一つの不燃性のボックス内廃棄物は、 PuO_2 あるいは $(\text{U, Pu})\text{O}_2$ のスクラップないし残留物である。この廃棄物は大抵リサイクルされるが、TRU 放射能として、混合酸化物1g当り約 $0.5 \text{Ci}(\alpha, \beta)$ から PuO_2 の1g当り約 12Ci であり、⁽³⁾ 2%のPu損失の可能性がある。⁽⁸⁾

廃棄物で重要な部分を占めるTRUは、グローブボックスの排気系で用いられて廃棄される高性能特殊フィルター(HEPA)中に存在するものであろう。この不燃性固体廃棄物については別にあとで述べる。

燃料スクラップおよび HEPA フィルターを除いて、不燃性固体廃棄物の推定発生量は、 $360 \text{m}^3/1.500 \text{MTHM} \cdot \text{年}$ ないし、 $11 \text{m}^3/1.000 \text{MWe} \cdot \text{年}$ である。1.000 MWe・年についていえば、廃棄物は $160 \text{Ci}(\alpha)$ ないし約 360g のPuを含み、これは0.05%のPuの損失となる。

2.5.4 含超U元素液体廃棄物

MOX 加工工程は、本質的には乾式作業であるが、洗浄および除染のために4段階で液体の使用が必要である。Fig 2.28 は、これら液の流れを示している。最終研磨後、MOX 燃料ペレットは水で洗浄される。超U酸化物が不溶性であるため、汚染は洗浄水中に懸濁している微粒子によってのみ生ずる。

ペレットを燃料被覆管に装荷後、要素は除染され(端栓溶接の前ないし後)、つづいて脱脂される。除染および脱脂廃液は TRU が含まれていると思われる。⁽¹⁾

オートクレーブ処理に先だって、要素はエッチングされるがこの段階で発生する廃液は HNO_3 - HF エッチング溶液、 $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$ 防腐溶液および洗浄水であり、すべて TRU 含有可能性のあるものである。年間1.500 MTHM 再処理能力におけるPuリサイクルベースでは、TRU 廃液の発生量は、 $2.7 \times 10^4 \text{l}$ と評価されており、1.000 MWe・年では800 lの液体廃棄物が予想される。1 l当り $0.4 \text{Ci}(\alpha)$ ないし $14 \text{Ci}(\alpha, \beta)$ の推測値を用いれば、TRU 廃液には1.000 MWe・年につき $315 \text{Ci}(\alpha)$ または $10^4 \text{Ci}(\alpha, \beta)$ が含まれよう。⁽³⁾ これは、約 $620 \text{gPu}/1.000 \text{MWe} \cdot \text{年}$ の量であり、0.09%のPu損失にあたる。

加工工場のフローシートにスクラップ回収系を付加して PuO_2 および $(\text{U, Pu})\text{O}_2$ のスク

ラップをリサイクルすれば、さらに TRU 廃液が生ずる。⁽⁶⁾ この廃液は、溶媒抽出工程からの酸性廃液として生ずる。プルトニウム損失を減らすために広範にリサイクルすることは実際的であろう。

本書でモデルとした加工工場では、液体廃棄物を除くため蒸発法を用いている。その結果生ずる固体残渣は乾燥し、不燃性 TRU 廃棄物として除去されるか、湿式回収および精製作業にもどされる。したがって、加工工場から排出される TRU (Pu) 廃棄物の量は、ある程度実用される特定のリサイクルおよび回収作業に依存すると考えられる。

2.5.5 HEPA フィルター廃棄物

グローブボックス内で行われる混合酸化物の加工工程から PuO_2 および $(\text{U, Pu})\text{O}_2$ 粉末粒子が生ずる。これら粒子の一部分は排気中へ同伴されるが、高性能エアフィルター (HEPA) を用いてこの空気の流れを清浄化したのち大気に放出する。したがって、フィルター素材は TRU 物質にて汚染され、交換した HEPA フィルターは MOX 加工工場では比較的容量の大きい固体廃棄物となる。類似の MOX 加工施設では、使用済フィルター中の平均 TRU 濃度を $1.25 \text{ Ci}(\alpha)$ ないし $4.5 \times 10^3 \text{ Ci}(\alpha, \beta)/\text{m}^3$ と評価している。⁽³⁾

グローブボックスの外側の作業区域の排気用フィルターもまた TRU 汚染の固体廃棄物となるが、ここで用いるフィルター中の TRU 濃度はグローブボックスの排気フィルターの TRU 濃度よりかなり少ないと予想される。

1,500 MTHM・年ベースの加工工場では、HEPA フィルター廃棄物は $140 \text{ m}^3/\text{年}$ または $4 \text{ m}^3/1,000 \text{ MWe} \cdot \text{年}$ の割で発生する。^(3,4) この廃棄物中の TRU 含有量は $9 \times 10^3 \text{ Ci}(\alpha)/1,500 \text{ MTHM} \cdot \text{年}$ あるいは $260 \text{ Ci}(\alpha)/1,000 \text{ MWe} \cdot \text{年}$ となる。1,000 MWe・年では、これらの放射能は 520 g Pu に相当し、Pu 損失は 0.08% となる。

TABLE 2.23. Mixed Oxide Fabrication Plant Plutonium Feed^(a)

	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	Total
wt %	2.44	47.02	26.04	15.51	8.99	100
$\alpha\text{Ci/g}^{(b)}$	17.4	6.15 E-2	0.227	2.58 E-3	3.9 E-3	0.51
$\beta\text{Ci/g}^{(c)}$	---	---	---	1.124 E2	---	17.43
$\gamma\text{Ci/g}^{(d)}$	2 E-4	.4.7 E-6	---	2 E-4	---	38 E-6
n/sec-g ^(e)	1.68 E4	45.02	1.19 E3	~ 10	1.74 E3	9 E2
W/g ^(f)	0.577	1.91 E-3	7.07 E-7	4.64 E-3 ^(g)	1.15 E-4	17.5 E-3

a. Derived from data of Reference 2 and based on discharge from the reference LWR with 30 wt % MOX fuel and 70 wt % 3.3% enriched UO_2 fuel, 25,000 MWd/MTHM, 35 MW/MTHM, and an approximate self generation ratio² (SGR) ~ 1.0 .

b. No Am included.

c. Only ^{241}Pu included.

d. at E > 100 keV, decay gammas.

e. Spontaneous fission and (α, n) on oxygen in PuO_2 .

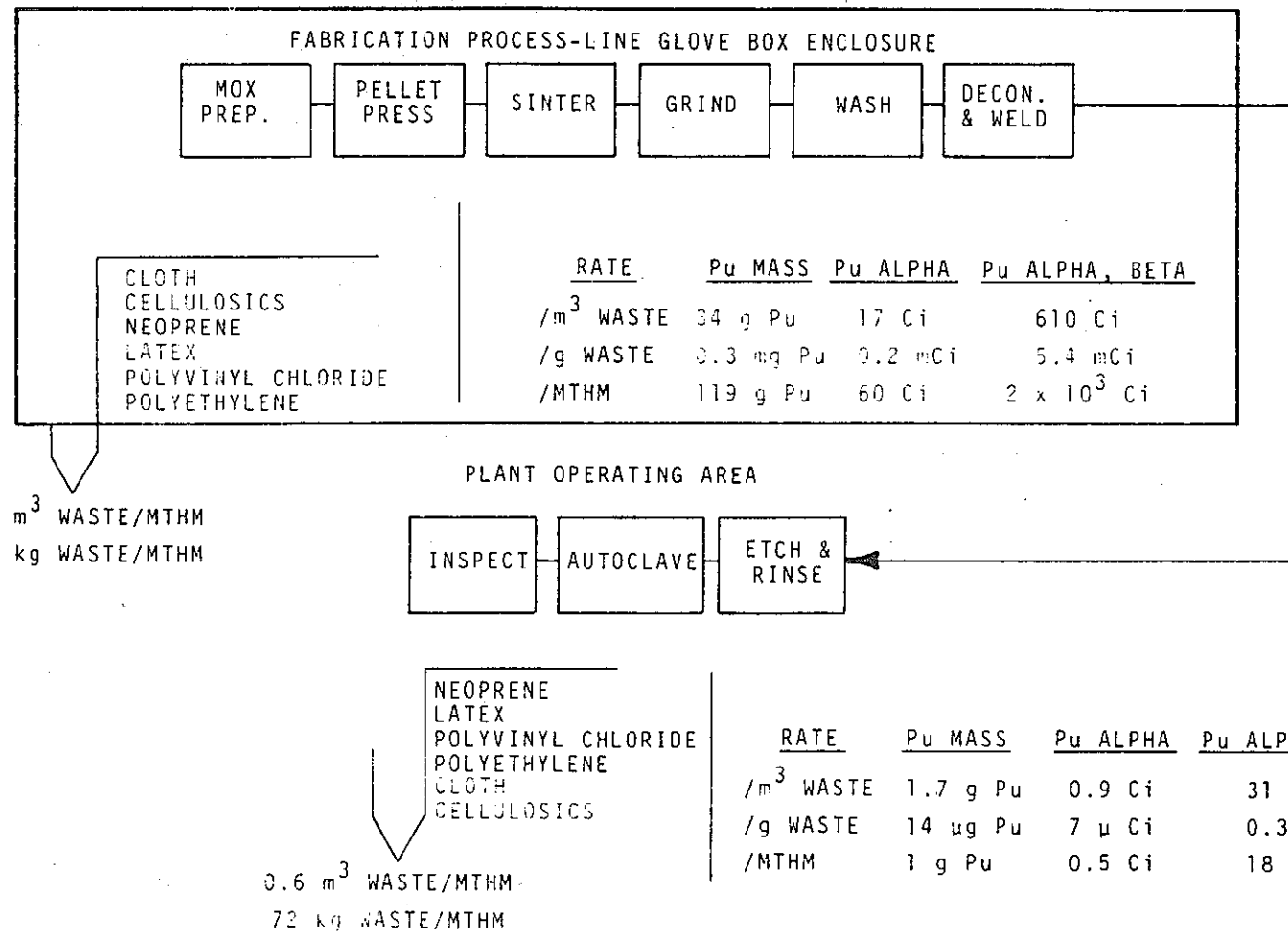
f. Based on Q_α and $1/3 Q_\beta$.

g. Beta power only.

TABLE 2.24. Amounts and Activities of Plutonium-Contaminated Waste from Mixed-Oxide Fuel Fabrication

	Combustible Solid ^(a)	Non- Combustible Solid ^(a)	HEPA Filters ^(a)	Liquid ^(b)
<u>Waste Volumes</u>				
m ³ /MTHM in MOX	4.1	0.8	0.3	0.06
m ³ /13.7 MTHM in MOX ^(c)	56	11	4	0.8
m ³ /450 MTHM in MOX ^(d)	1.9 E3	360	140	27
<u>Plutonium Mass</u>				
g/m ³ of waste	30	28	130	750
g/MTHM in MOX	120	22	39	45
g/13.7 MTHM in MOX	1.7 E3	300	530	620
g/450 MTHM in MOX	5.7 E4	E4	1.7 E4	2 E4
<u>Pu Alpha Activity^(e)</u>				
Ci/m ³ of waste	15	14	70	380
Ci/MTHM in MOX	60	11	20	23
Ci/13.7 MTHM in MOX	850	150	260	310
Ci/450 MTHM in MOX	2.9 E4	5 E3	9 E3	E4
<u>Pu Alpha-Beta Activity^(e)</u>				
Ci/m ³ of waste	540	500	2.3 E3	E4
Ci/MTHM in MOX	2.2 E3	400	700	810
Ci/13.7 MTHM in MOX	3.1 E4	5.4 E3	9.4 E3	E4
Ci/450 MTHM in MOX	E6	1.8 E5	3.2 E5	4 E5

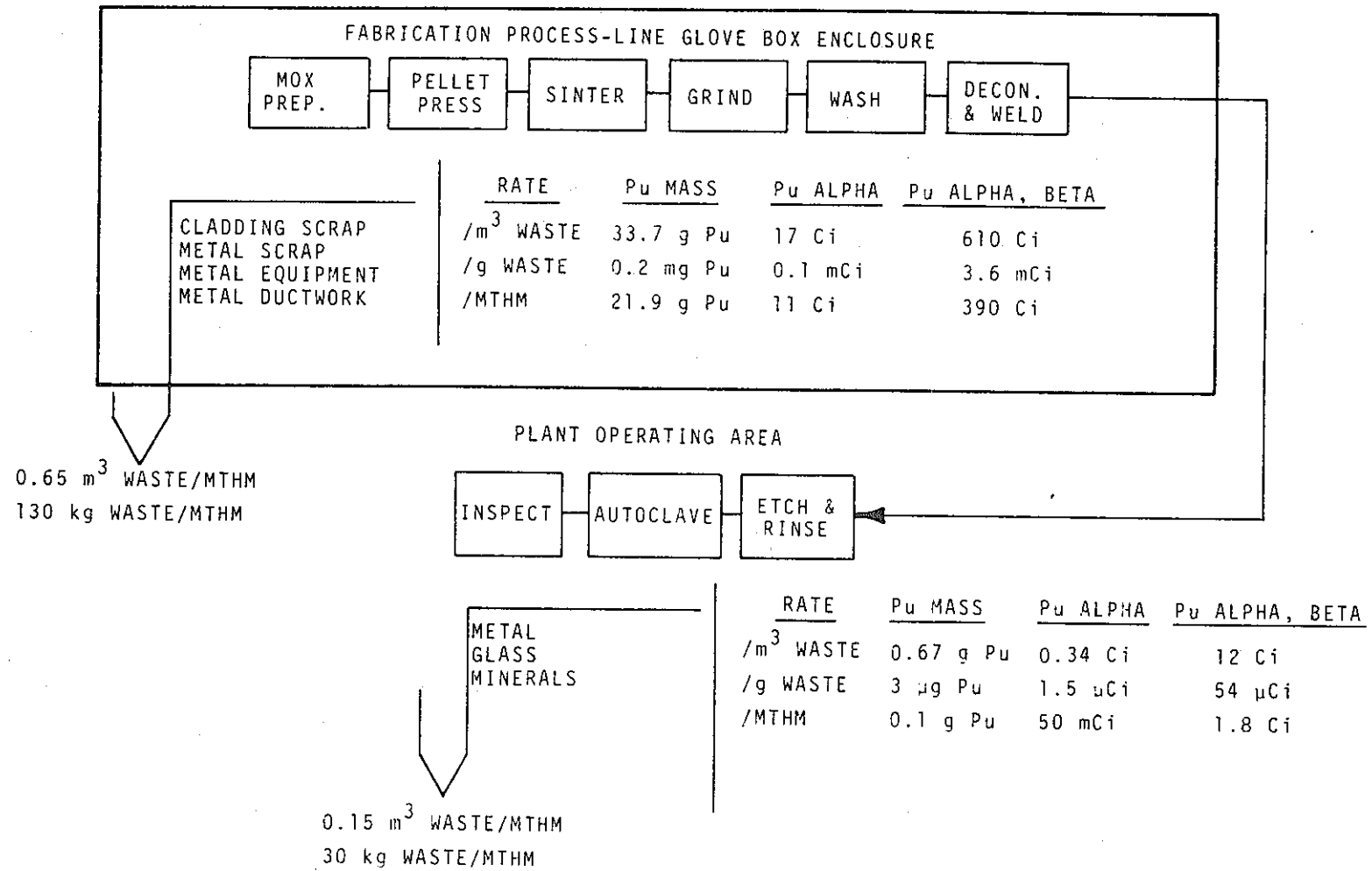
- a. Values based on simple average of predictions found in References 3 and 4.
- b. Calculated from Reference 3.
- c. Represents MOX fraction of fuel for a GWe-year; 30% of a total 45.6 MTHM in enriched-U plus MOX fuels.
- d. Represents MOX fraction of fuel for the 1500 MTHM-year case; 30% of a total 1500 MTHM in enriched-U plus MOX fuels.
- e. Data based on "Reference" Pu activity of 0.5 Ci/g alpha and 18 Ci/g alpha plus beta.



-133-

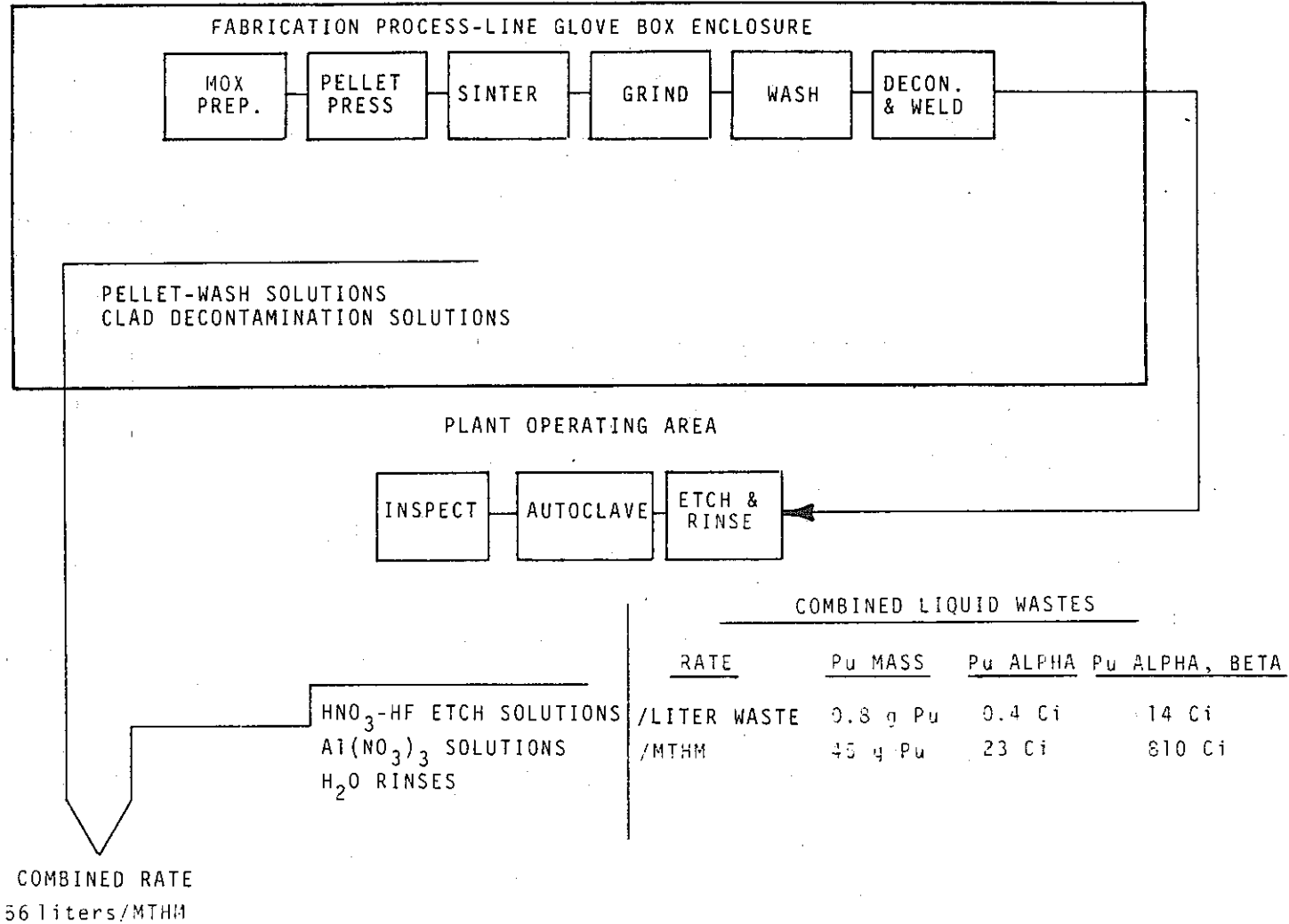
a. Data on m³ and g Pu/MTHM from Table 2.24, ratios for waste categories from Reference 3, and ratio of glove box/operating-area waste amounts and Pu content from Reference 4.

FIGURE 2.26. Plutonium Combustible Solid Waste from the Mixed-Oxide Fuel Fabrication Plant^(a)



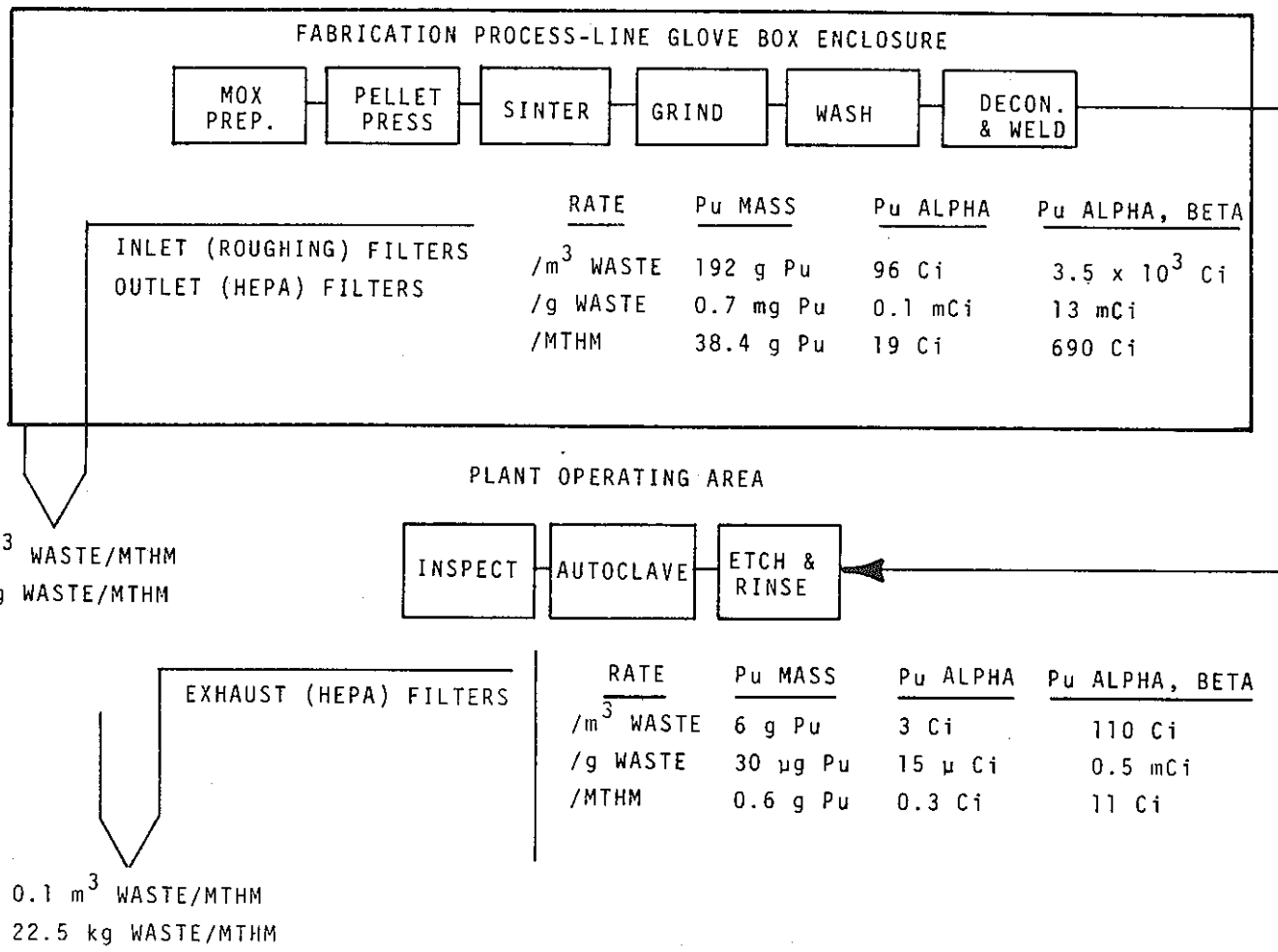
a. Data on m³ and g Pu/MTHM from Table 2.24, ratios for waste categories from Reference 3, and ratio of glove box/operating-area waste amounts and Pu content from Reference 4.

FIGURE 2.27. Plutonium Noncombustible Solid Waste from the Mixed-Oxide Fuel Fabrication Plant^(a)



a. Based on data from Reference 3.

FIGURE 2.28. Plutonium Liquid Waste from the Mixed-Oxide Fuel Fabrication Plant^(a)



-136-

a. Data on m³ and g Pu/MTHM from Table 2.24, ratios for waste categories from Reference 3, and ratio of glove box/operating-area waste amounts and Pu content from Reference 4.

FIGURE 2.29. Plutonium Ventilation-Filter Waste from the Mixed-Oxide Fuel Fabrication Plant^(a)

REFERENCES

1. Transuranic Waste Disposal, Federal Register, Vol. 39, No. 178, pp. 32921-32923, September 12, 1974.
2. C. W. Kee, ORIGEN Code, PWR U-Equilibrium and Pu-Recycle Fuel, 25,000 MWd/MTU Burnup, 35 MW/MTU Specific Power, Oak Ridge National Laboratory, Private Communication, October 1975.
3. C. R. Cooley, Commercial Alpha Waste Program Progress Report July-December 1975, HEDL-TME 76-22, Hanford Engineering Development Laboratory, Richland, WA, to be published March 1976.
4. DOCKET 70-1257, Final Environmental Statement-Mixed Oxide Fabrication Plant, Exxon Nuclear Company, June 1974.
5. E. B. Fowler et al., Transuranic Waste Research and Development Program, Los Alamos Scientific Laboratory, United States Atomic Energy Commission Report, LA-5281-MS, May 1973.
6. DOCKET 70-1432, Recycle Fuels Plant-License Application, Westinghouse Nuclear Fuel Division, July 1973.
7. H. H. Van Tuyl et al., A Survey of Alpha Waste Generation and Disposal as Solids in the U. S. Nuclear Fuel Industry, Battelle Pacific Northwest Laboratories, United States Atomic Energy Commission Report, BNWL-B-34, December 1970.
8. W. S. Groenier et al., Correlation of Radioactive Waste Treatment Costs and the Environmental Impact of Waste Effluents in the Nuclear Fuel Cycle for Use in Establishing "as Low as Practicable" Guides-Fabrication of Light-Water-Reactor Fuels Containing Plutonium, Oak Ridge National Laboratory, United States Atomic Energy Commission Report, ORNL-TM-4904, May 1975.

2.6 燃料サイクル施設の閉鎖による廃棄物

燃料サイクル施設の除染および閉鎖(D&D)の結果生ずる物質は、燃料サイクルのすべての総合的な廃棄物管理計画に組み込まなければならない。さらに、D&Dは原子力経済を完全に評価する上で重要であるため、注目を集めつつある。D&D作業とその結果については、本書の15章に詳細に述べる。施設の閉鎖によって生ずる物質の特性、すなわち物質の性状、量、およびそれに伴う汚染レベルについてここで述べる。

D&D廃棄物を生ずると予想される商業用燃料サイクル施設としては、再処理工場、混合酸化物加工工場、原子炉、燃料貯蔵プールおよび含超U元素廃棄物の暫定貯蔵施設がある。初代の原子炉⁽¹⁾や多くの汚染されたERDA施設⁽¹⁾のD&Dによって得た経験から、一般的な技術は入手可能であるが、商業用燃料サイクルを代表する施設でのD&Dの経験はない。D&Dに関する最近の会議⁽¹⁾で現在までの経験が要約されている。

一般的には、統一された名称として使用されていないが、現在のところどちらかといえば施設の閉鎖に関して三つのモードが原子力業界で考慮されている。これらの三つのモードは15章で述べる。モードおよび除染作業は、施設の型式、汚染状態および汚染レベル、施設の位置ならびに個々の施設について各種のモードを通用する場合の経費/危険度の比などの要素をベースに選択されよう。すべてのモードは、表面付着放射性物質を除去するための液体処理による除染を伴ない、その結果、廃棄物の処理作業(例えば、廃液の濃縮)が必要な汚染廃液が発生する。残存物質を貯蔵のために輸送しなければならないモード(例えば解体)の場合は、後につづく廃棄物管理計画の立案がもっとも必要となる。

現代の商業用燃料サイクル施設でのD&Dの経験が入手できないので、モデル工場の閉鎖に関する概念的な研究のみが、現在のところ、物質の形状、量、およびそれらの汚染レベルを論ずる基礎である。多くのこの種の概念的な研究は進行中であり、その結果は1976年に発表の予定である。軽水炉に関するD&Dの一つの研究結果は、まもなく発表される予定であり、⁽²⁾ 入手した未発表データを前もってTable 2.25に示す。また、軽水炉の施設の閉鎖についての単独研究もまもなく着手される予定である。⁽³⁾ 含超U元素廃棄物の暫定貯蔵施設の閉鎖に伴ういくつかの要素は20章で述べるが、定量的な評価は現時点ではできない。

混合酸化物加工工場の閉鎖に関する基準は発表されており、⁽⁴⁾ また、再処理工場の閉鎖も基準について検討されている。^(5,6) 混合酸化物加工工場、および再処理工場の閉鎖に関する概念的な研究の結果も、1976年には入手できる予定であり、未発表のデータをTable 2.26およびTable 2.27にまとめた。

結局、D&Dによって発生する廃棄物は、金属製プロセス部材、建築材料および除染液あるいは廃液処理(減容)よりの残渣などの一般的な分類になるものと予想される。

TABLE 2.25. Volumes and Contamination Categories of Residues from Decommissioning of Light Water Reactors^(a,b)
Volume (m³)^(c)

Reactor Type	Non-radioactive Materials	Radioactive Materials
BWR	36,700	23,900
PWR	29,800	7,000

- a. 1000 MWe capacity.
- b. Reference 2, data to be published in a study of decommissioning by the Atomic Industrial Forum.
- c. Includes plant components, building materials, and a relatively small contribution from decommissioning wastes probably in the form of evaporator bottoms.

TABLE 2.26. Contaminated Waste from Dismantling a 1500 MTU/year Fuel Reprocessing Facility^(a)

	Process Building and Waste Tank Galleries	Liquid Waste Storage Tanks
Equipment		
Volume (m ³)	2,000	1100
Weight (MT)	1,600	910
Avg fission product contamination (Ci/m ³)	0.04	1.4
% >10 nCi/g TRU ^(b)	20	0
Stainless steel liners		
Volume (m ³)	31	130
Weight (MT)	245	1000
Avg fission product contamination (Ci/m ³)	3	3.2
% >10 nCi/g TRU ^(b)	7	0
Concrete		
Volume (m ³)	594	--
Weight (MT)	1,400	--
Avg fission product contamination (Ci/m ³)	14	--
% >10 nCi/g TRU ^(b)	43	--
Total shipping volume	6,510 m ³ ; 1,090 m ³ = >10 nCi/g TRU	

- a. Reference 3.
- b. Nanocuries per gram of transuranic waste, essentially plutonium.

TABLE 2.27. Contaminated Waste from Dismantling a
300 MTHM/year Mixed-Oxide Fabrication
Facility^(a)

	Volume (m ³)	Weight (MT)
Equipment	1,500	1,300
Structural material	350	1,300
Miscellaneous	550	300
Total	2,400	2,900
% >10 nCi/g TRU ^(b)	62.7	
Total shipping volume 4,000 m ³ ; 2,600 m ³ = >10 nCi/g TRU		

a. Reference 3.

b. Transuranic waste-essentially plutonium.

REFERENCES

1. U. S. Energy Research and Development Administration and Aerojet Nuclear Company Waste Management Program Division, Proceedings of the Conference on Decontamination and Decommissioning (D&D) of ERDA Facilities, CONF-750827, September 1975.
2. Personal Communication, November 1975, from J. Davis, Atomic Industrial Forum to L. Trevorow, Argonne National Laboratory.
3. Personal Communication, November 1975, from L. D. Williams and C. E. Jenkins, Battelle Northwest Laboratories to L. Trevorow, Argonne National Laboratory.
4. D. A. Waite and C. E. Jenkins, "Development of Disposition Criteria Derivation Methodology for Commercial Fuel Cycle Facilities," in Proceedings of the First Conference on Decontamination and Decommissioning (D&D) of ERDA Facilities, CONF-750827, p. 47, September 1975.
5. R. B. Chitwood, "Decontamination and Decommissioning of Licensed Fuel Reprocessing Plants," in Proceedings of the First Conference on Decontamination and Decommissioning of ERDA Facilities, CONF-750827, p. 59, September 1975.
6. H. B. Graham, "Status of ANSI Standards on Decommissioning of Nuclear Reprocessing Facilities," in Proceedings of the First Conference on Decontamination and Decommissioning of ERDA Facilities, CONF-750827, p. 23, September 1975.

3.0 軽水炉燃料サイクルに於ける廃棄物発生量の推察

3.1 推察の前提

本節では、軽水炉燃料サイクルに於ける廃棄物の発生量とその管理の動勢を展望し、国及び産業組織が準備すべき廃棄物管理施設、事業に対する将来の要求を示すことにする。

軽水炉燃料サイクルからの廃棄物の発生量、特徴、およびそれらの管理上の必要条件は、総エネルギー量とその伸び、電力エネルギーの総エネルギー中への浸透度、および軽水炉による電力量の比率、に依存すると考えられる。E.R.D.AのPlanning and Analysis Officeでは、動力炉の運転、建設及び計画の最近の傾向を外押することにより、起り得る諸条件の動向あるいは参考となる諸ケース⁽¹⁾の形で定期的に将来予測を行なっている。最近、将来見通しの頻ばんな改訂を余儀なくされたのは、総体的なエネルギー需要、ならびに特に原子力の伸びに影響を与える周辺状況に不確定な諸要素、諸傾向が存在することによるものである。

従って、本節で述べる将来見通しは、1974年⁽²⁾に発行された詳細調査とは、多少相異がある。さらに、もっとも可能性が高く、参考となるケースを、1975年初めのやや高い伸びのケースから1975年終りのやや低い伸びのケースへ改訂した。本節では後者のケースを予測の前提としている。

3.1.1 全発電能力と全原子力発電能力

本節で用いるエネルギーの伸びは、電力エネルギーはやや低い伸び(Moderately low-energy growth)をし、使用済燃料の再処理は、1978年終りまで遅延し、Puのリサイクルは1981年まで遅延するものとして仮定した。

このケースに於ける発電量(KWH)は、1985年までは年6.0%で伸び、2000年までは年5.4%に下向する。Table 3.1は、年毎の全発電能力と全原子力発電能力の見通しを表わしたものである。

3.1.2 軽水炉燃料サイクルに於ける発電能力、諸物質の流れ及び廃棄物発生量予測の前提

パラメーターの予測は、1975年から2000年に至る軽水炉燃料サイクルを特徴づけるように選定した。ここでは、これらの予測の前提をまとめて述べるが、予測についてのTableは、3.2節に掲げた。これらのパラメーターには、軽水炉の発電能力(Table 3.2)、1次廃棄物の発生量と蓄積量、及び完結した軽水炉燃料サイクルに必要なその他種々の物質が含まれている。

TABLE 3.1. Characteristics of the Mod-Low Energy Growth Case

Year	Total Electric Generating Capacity,	Total Installed Nuclear Capacity, ^(a)
	GWe	GWe
1973	436	18.4
1980	620	76.0
1985	800	185.0
1990	1040	340.0
2000	1750	800.0

a. Includes all types of reactors. See Table 3.2 for projections of operating capacity for LWRs only.

見通しの前提は、既に述べたので⁽²⁾ここでは要約する。PWRとBWRの基数比は2:1、稼働率については、燃料装荷から操業に至る間の予備操業期間は、40%、操業開始後2年間は65%、3年目から15年目までは70%、16年目以降は年率2%ずつ低下し最低40%とする。

Uは、通常の燃料サイクルタイミングを通して回収すると同時にリサイクルするものとする。

Puは、1981年から、全炉の25%にリサイクルし、1982年には50%、1983年には75%、それ以降については、FBR用として留保する以外は無制限とする。

燃料取出し時の燃焼度は、廃棄物管理上、重要ないくつかの要素を決定するが、これには高放射性廃棄物の核種組成、発熱量及び γ 放射能がある。燃料取出時の平均燃焼度と照射期間中の出力レベルはBWRとPWRとでは多少異なり、また1975年から2000年の間に幾分高くなると考えられる。軽水炉燃料サイクル計画の大半は、燃焼度:33,000 MWd/MTHMをベースとして作成されている。この燃焼度水準は、将来の軽水炉燃料の特徴と見なされるものであるが、現在までに取出し貯蔵されており1975年から2000年の間に処理する予定の燃料の平均燃焼度は、これに比して低いと考えられる。この予想に従って、2.3節及び2.4節に掲げた高放射性廃棄物、ハルの同位体組成、発熱量及び γ 放射能データは、燃焼度25,000 MWd/MTHM、比出力35 MW/MTHMを基にしたものである。しかしながら現在のところ、予測の計算は、燃焼度33,000 MWd/MTHMについてしか利用できないので、それらの数字を3.2節にのべる予測の根拠としている。

より高い燃焼度では、廃棄物中の長寿命の放射性同位元素の量が増加するから、廃棄物の放射能の推定値が高くなる傾向のこれらの予測は控え目なものと考えられる。

PWRへのPuのリサイクルは、濃縮U (PWR-U) 又は天然Uを混合したPu (PWR-Pu)の両集合体の混成によるセルフサステイニングリサイクルを前提としている。

これらの両集合体は、一緒に輸送され再処理されて、それぞれの生成Pu及び廃棄物は混合するものと仮定する。定常状態では、

1) Pu燃料集合体中では、核分裂性Puの1.2原子が ^{235}U の1原子に担当し、2) 炉内の集合体の3.2.4%がPu装荷燃料であり、3) Pu装荷燃料集合体中の核分裂性Puの含有率は装荷時に61.3%、取出時に55.4%となる。濃縮U燃料要素中に生成するPu(うち70.64%が核分裂性)は、Pu燃料要素中の生成Pu(うち55.4%が核分裂性)と混合して、再装荷燃料(61.3%が核分裂性)のPuとする。軽水炉燃料は、照射后150日を経て再処理するものと仮定する。

U鉱石の粗精錬から生ずる、尾鉱の蓄積量(Table 3.3)は、0.2%品位のU鉱石から95%のUを抽出し、5%の未回収Uと、全ての放射性娘核種は尾鉱に残留すると仮定した。

尾鉱の量は、 U_3O_8 を1Kg回収するのに0.246m³が生ずるものとして評価した。

必要なU採鉱量は、濃縮工場よりのテールの品位を0.2% ^{235}U とし、再濃縮には0.4% ^{235}U 以上の品位のものをリサイクルするものとして求めた。

核分裂性物質の年間生成量(Table 3.4)は再処理を経た場合の年間備蓄量として表わした。“Used”の欄は、この備蓄量から差引かれる年間使用量である。

燃料加工工場の生産量見通し、(Table 3.5)には、U、Puを合せた量も併せて表わした。一方、Puを軽水炉へリサイクルするための輸送量(Table 3.6, 3.7)は、混合酸化物燃料集合体についてのみ表わしたものである。

燃料再処理の見通し(Table 3.8-3.10)については、1978年ではなく、1977年に小規模ながら開始されるという点で、やや低い伸び(Moderately-low growth)のケースと多少異なっている。

高放射性廃棄物(Table 3.11-3.13)とは、使用済燃料再処理施設の溶媒抽出第1サイクルから生ずる廃液、或いはそれに類するもの及び第2サイクル以降の抽出サイクルからの濃縮廃液である。これらの廃棄物中には、実質的には全ての不揮発性のFP、使用済燃料中の当初存在量の数十分の1wt%のU及びPuならびに炉内でのU及びPuの核反応によって生成したその他すべてのアクチニドが含まれている。

現在の規制では、これらの廃棄物は発生后5年以内に固化し、その固化物を廃液発生后10年以内に連邦所管の貯蔵・処分場へ運搬することが義務づけられている。⁽³⁾

これらの廃棄物の特徴をあらわすに当たっては、後続する廃棄物管理作業で特に問題になると考えられる化学物質、特にナトリウム及び硫酸塩イオン類の添加を、可能な限

り最低に抑えるような再処理フローシートを前提とした。製品のロスは、Puの0.05 wt%が軽水炉被覆材へ、Pu及びUの0.1 wt%が水相廃液中*へ、そしてPu及びUの0.01 wt%が逆抽出操作に於ける有機溶媒中へ（これは、最終的には溶媒再生廃液に入る。）ゆくものとした。

高放射性廃棄物の実際の量は、実際の運転経験を通じて解決すべき多くの要素によるものと考えられる。

経済的廃棄物管理を行なう為に、最終廃棄物容量は低減化の方向にあるが、誤操作、機器の除染等によって発生する付加的廃棄物は、その量を増やす方向にある。同様に、将来はより高品質の廃棄物固化体（不溶性、耐放射性にすぐれる）が要求される為、やはり、処理燃料トン当たりの廃棄物容量が増大する可能性があると考えられる。これらの可能性を考へて、高放射廃棄物固化体体積の上限値を $0.06 \text{ m}^3/\text{処理MTHM}$ 、（廃棄物はいくつかの成分の揮発を防ぐ為に微量のNaOHあるいは、 B_2O_3 を添加した酸化物の形を基準とした）とし、高放射性廃棄物固化体量の算出に用いた。

民間に於ける高放射性廃棄物の固化は、未だ実施されてはいないが、直径： $\sim 0.3 \text{ m}$ 、高さ： $\sim 3 \text{ m}$ の鋼鉄性の容器を使用する収納容器の概念がある。この様な収納容器12個（各々には、経年10年の廃棄物固化体 0.2 m^3 が収容されている）を1基の鋼製あるいは鉛製のしゃへいしたカスクで鉄道輸送できるとしている。

被覆材廃棄物の見通し（Table 3.14）は、燃料の溶解後に残留する燃料集合体のジルカロイ及びステンレスの被覆材と構造材の量を基にしている。この見通しを建てる為に用いた多くの仮定は、被覆材廃棄物についての初期の調査検討⁽⁶⁾に基づくものである。この廃棄物の主要放射能である放射化生成物に加えて、被覆材には、使用済燃料中の当初含有量の0.05 wt%のアクチニド、0.05 wt%のFPが残存すると仮定した。被覆材は圧縮して貯蔵されるかもしれないが、ここでは圧縮しないものとして量を出した。

再処理工場で、使用済燃料から分離されて1年経た後の ^3H の輸送と蓄積量（Table 3.15）は、 ^3H を $200 \text{ Ci}/\ell$ 濃度の水として回収したのち、 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ として固定化し、自動車により貯蔵・処分場へ輸送するという仮定に基づくものである。使用済燃料中に、FPとして含まれる ^3H は、再処理工場の低放射性液体廃棄物として蓄積するものと考えられる。（Table 2.10）。現在の規制では、この ^3H は低放射性廃液を地表水へ廃棄する方法で環境中へ放出することができ、サイトの条件によっては、或いは大気中に蒸気として放

* この残留水準は、 $33,000 \text{ MWd}/\text{MT}$ 相当の燃焼度の燃料に対しては、見通しをつける上では妥当なものである。2.4節の計算では、Uの0.5 wt%とPuの0.5 wt%が高放射廃棄物中へゆくと仮定している。

出すこともできる。しかしながら将来は、使用済燃料中の³Hは、燃料溶解前あるいは Purex 法による通常の工程を経て生ずる低放射性液体廃棄物のどちらかから除去することが要求される可能性がある。³Hの除去及び貯蔵の必要性和実用性は、目下論議されているところである。数多くの除去法が、調査され、その幾つかは技術開発が行なわれているが、捕集技術は未だ商業化されていない。従って、ここに述べたFPとして生ずる³Hの蓄積見通しは、現状よりむしろ将来可能性のある選択を説明したものである。

FPとして生ずるIの蓄積見通しは(Table 3.16), 前提として再処理工場に於いて99.9%が回収され、次いで最も可能性の高い方法というよりはむしろ一例としてKIへの転換を行ない、1年間貯蔵した後、貯蔵・処分場(repository)へ輸送するものとした。現在の規制では、再処理工場では希ガスの放出が認められているが、将来は希ガスを捕集・貯蔵すべきであるという要求が目下論議されている。

基礎的な捕集技術は、利用可能であるが、商業用再処理規模での定量的な捕集・貯蔵の実用性は実証されていない。従って、ここに掲げた希ガスの蓄積見通しは(Table 3.17) 単に捕集・貯蔵した場合を示した。又、前提としては、Kr及びXeの同位体を混合して、50ℓの標準ボンベに156Kg/cm²に加压圧縮して収納し、再処理工場で1年間貯蔵した後貯蔵・処分場へ鉄道輸送して長期貯蔵するものとした。なお、量は1回当たり6個のボンベを運搬するものとした。炭素-14(¹⁴C)は、軽水炉燃料で酸化物燃料中の窒素不純物中の¹⁴Nに中性子が当たって生ずる。

Table 3.18に示す蓄積見通しは、酸化物燃料中に窒素不純物が25ppm含まれるという仮定に基づいている。

³H及び希ガスの場合と同様に再処理工場で使用済燃料から出る¹⁴Cの捕集・貯蔵の必要性和実用性についての問題は未解決である。従って、¹⁹Cの蓄積見通しについても、ここでは、その管理の一例を選びその結果のみ掲げてある。

β-γ固体廃棄物の蓄積見通しについては、燃料製造工場、加工工場及び再処理工場の各工場、Pu取扱量1MT当たりそれぞれ1100m³、2300m³、450m³の廃棄物が発生するものとして行なった。更に、この蓄積量には運転中の軽水炉からの1000-MW当たり113m³/年の廃棄物が含まれている。

Table 3.19については、圧縮あるいは、その他の方法による廃棄物の減容処理は考慮していない。又、可燃、不燃両廃棄物を加えた量で表わした。

Table 3.20については、Puを含むα(超ウラン元素、低β-γは低レベルで存在)廃棄物の蓄積見通しを表わしたもので、発生後1年して貯蔵・処分場へ輸送するものとした。又、その量については、製造、加工及び再処理の各工場に於いて、Pu取扱量1トン当たり、それぞれ283m³、566m³、113m³の廃棄物が発生するものとして算出した。廃棄物中

のPuの平均濃度は、減容処理前で 9.9 g/m^3 (Puの同位体組成は、 $1\%^{238}\text{Pu}$, $5.9\%^{239}\text{Pu}$, $2.4\%^{240}\text{Pu}$, $1.2\%^{241}\text{Pu}$, $4\%^{242}\text{Pu}$ とする)とした。なお、量は可燃、不燃両廃棄物を合わせたものとして表わしてある。

$\alpha-\beta-\gamma$ (超ウラン元素, $\beta-\gamma$ は中レベルで存在)固体廃棄物の蓄積見通し(Table 3.2.1)は、再処理工場に於いて、使用済燃料からPuを1MT回収するたびに 283m^3 が発生するものとし、使用済燃料中のFPの 0.025% が存在すると仮定して算出した。量については、可燃、不燃両廃棄物を合わせたものとして表わしてある。

3.2 見通しについて

見通しについては、Table 3.2~3.2.1に、1975年から2000年に至る各年について年毎の量と、幾つかの要素については蓄積量も併せた形で表した。幾つかの要素についての表は1975-2000年の期間以降について触れているが、(再処理、Puリサイクル及び高放射性廃棄物の固化等)、これは、その作業が遅れて開始されるからである。

TABLE 3.2. Projected Nuclear LWR Operating Capacity (a)

Year	GWe
1975	33.0
1976	44.3
1977	51.3
1978	58.4
1979	65.5
1980	75.5
1981	92.3
1982	112.7
1983	133.9
1984	157.4
1985	179.4
1986	207.0
1987	225.6
1988	254.0
1989	284.0
1990	315.6
1991	348.7
1992	382.7
1993	416.6
1994	450.7
1995	483.9
1996	516.2
1997	547.6
1998	579.1
1999	609.7
2000	638.6

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.3. Projected Accumulation of Uranium Ore Tailings (a)

Year	Annual Addition				Accumulation Through End of Year			
	Volume (Millions of m ³)	Heavy Element (MT)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (kW)	Volume (Billions of m ³)	Heavy Element (MT)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (kW)
1975	2.77	448	0.03	0.71	0.012	1893	0.1	2.9
1976	3.15	510	0.04	0.80	0.015	2403	0.2	3.7
1977	3.50	566	0.04	0.89	0.018	2969	0.2	4.6
1978	3.77	609	0.04	0.96	0.022	3578	0.3	5.6
1979	4.54	734	0.05	1.16	0.027	4312	0.3	6.7
1980	5.77	933	0.07	1.47	0.032	5246	0.4	8.2
1981	6.78	1096	0.08	1.73	0.039	6341	0.4	9.9
1982	7.88	1274	0.09	2.01	0.047	7616	0.5	11.8
1983	9.20	1487	0.11	2.34	0.056	9102	0.6	14.1
1984	9.77	1579	0.11	2.49	0.066	10681	0.8	16.6
1985	10.78	1743	0.13	2.75	0.077	12424	0.9	19.3
1986	11.72	1895	0.14	2.99	0.089	14319	1.0	22.2
1987	13.36	2160	0.16	3.41	0.102	16479	1.2	25.6
1988	14.58	2357	0.17	3.72	0.117	18836	1.3	29.3
1989	16.03	2590	0.19	4.08	0.133	21426	1.5	33.3
1990	17.51	2830	0.20	4.46	0.150	24256	1.7	37.7
1991	18.87	3050	0.22	4.81	0.169	27306	1.9	42.4
1992	20.14	3255	0.24	5.13	0.189	30561	2.1	47.5
1993	21.63	3495	0.25	5.51	0.211	34056	2.4	52.9
1994	23.06	3726	0.27	5.88	0.234	37782	2.7	58.7
1995	24.39	3943	0.28	6.22	0.258	41725	2.9	64.8
1996	25.81	4171	0.30	6.58	0.284	45896	3.2	71.2
1997	27.36	4422	0.32	6.97	0.311	50318	3.5	78.1
1998	28.46	4600	0.33	7.25	0.340	54918	3.9	85.2
1999	29.84	4823	0.35	7.60	0.370	59740	4.2	92.7
2000	30.86	4987	0.36	7.86	0.400	64727	4.5	100.4

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.4. Materials Consumed, Produced, and Stockpiled for LWR Power (metric tons)^(a)

Year	Uranium Ore Mined	Fissile Plutonium		
		prod	Used	Net
1975	8941	2.65	0.0	7.13
1976	10171	3.95	0.0	11.09
1977	11296	5.31	0.0	16.39
1978	12155	6.46	0.0	22.85
1979	14660	7.72	0.0	30.57
1980	18630	8.88	4.40	35.05
1981	21871	10.08	12.90	32.23
1982	25430	13.11	18.90	26.43
1983	29673	18.18	14.30	30.32
1984	31522	23.02	16.20	37.14
1985	34790	24.69	20.90	40.93
1986	37815	28.92	22.40	47.45
1987	43107	34.20	28.30	53.35
1988	47048	38.41	34.20	57.56
1989	51701	44.29	38.20	63.65
1990	56492	50.52	41.10	73.07
1991	60876	56.44	43.40	86.12
1992	64971	62.26	48.70	99.68
1993	69763	68.16	51.50	116.34
1994	74377	75.25	51.00	140.59
1995	78694	81.60	49.40	172.79
1996	83255	86.93	45.50	214.22
1997	88260	91.54	40.50	265.27
1998	91814	95.35	36.10	324.52
1999	96260	98.61	38.60	384.53
2000	99538	102.08	31.60	455.01

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.5. LWR Fuel Fabricated (metric tons)^(a)

Year	LWR-U	LWR-PU	Total
1975	1278.9	0.0	1278.9
1976	1471.8	0.0	1471.8
1977	1683.9	0.0	1683.9
1978	1864.2	0.0	1864.2
1979	2176.5	0.0	2176.5
1980	2648.6	144.1	2792.7
1981	3073.4	422.3	3495.7
1982	3442.9	618.8	4061.7
1983	4221.0	468.2	4689.2
1984	4709.4	530.4	5239.8
1985	5091.4	684.3	5775.7
1986	5678.5	733.4	6411.9
1987	6310.9	926.5	7237.4
1988	7005.1	1119.7	8124.8
1989	7657.5	1250.7	8908.2
1990	8488.6	1345.6	9834.2
1991	9255.4	1420.9	10676.3
1992	9883.4	1594.4	11477.8
1993	10700.7	1686.1	12386.8
1994	11513.7	1669.7	13183.4
1995	12282.8	1617.4	13900.2
1996	13205.6	1489.7	14695.3
1997	14083.0	1326.0	15409.0
1998	14963.8	1181.9	16145.7
1999	15569.1	1263.8	16832.9
2000	16411.4	1034.6	17446.0

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.6. Shipments of Plutonium by Truck to Fabrication Plants for LWR Pu-Recycle Fuel^(a)

Year	MTHM per Year	Number of Shipments
1975	0.0	0.0
1976	0.0	0.0
1977	0.0	0.0
1978	0.0	0.0
1979	0.0	0.0
1980	6.11	12.2
1981	17.92	35.8
1982	26.25	52.5
1983	19.86	39.7
1984	22.50	45.0
1985	29.03	58.1
1986	31.11	62.2
1987	39.31	78.6
1988	47.50	95.0
1989	53.06	106.1
1990	57.08	114.2
1991	60.28	120.6
1992	67.64	135.3
1993	71.53	143.1
1994	70.83	141.7
1995	68.61	137.2
1996	63.19	126.4
1997	56.25	112.5
1998	50.14	100.3
1999	53.61	107.2
2000	43.89	87.8

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.7. Fresh Fuel Shipments by Truck to LWRs^(a)

Year	LWR-U		LWR-PU		Total	
	MTHM per Year	Number of Shipments	MTHM per Year	Number of Shipments	MTHM per Year	Number of Shipments
1975	1279	233	0	0	1279	233
1976	1472	268	0	0	1472	268
1977	1684	306	0	0	1684	306
1978	1864	339	0	0	1864	339
1979	2177	396	0	0	2177	396
1980	2649	482	144	26	2793	508
1981	3073	559	422	77	3496	636
1982	3443	626	619	113	4062	738
1983	4221	767	468	85	4689	853
1984	4709	856	530	96	5240	953
1985	5091	926	684	124	5776	1050
1986	5679	1032	733	133	6412	1166
1987	6311	1147	927	168	7237	1316
1988	7005	1274	1120	204	8125	1477
1989	7658	1392	1251	227	8908	1620
1990	8489	1543	1346	245	9834	1788
1991	9255	1683	1421	258	10676	1941
1992	9883	1797	1594	290	11478	2087
1993	10701	1946	1686	307	12387	2252
1994	11514	2093	1670	304	13183	2397
1995	12283	2233	1617	294	13900	2527
1996	13206	2401	1490	271	14695	2672
1997	14083	2561	1326	241	15409	2802
1998	14964	2721	1182	215	16146	2936
1999	15569	2831	1264	230	16833	3061
2000	16411	2984	1035	188	17446	3172

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.8. Predicted Distribution of LWR Spent Fuel Reprocessing Among U.S. Facilities in the Near Term^(a)

Year	MTHM/yr ^(b)				Total
	AGNS	NFS	EXXON	New Capacity	
1977	500				500
1978	1000				1000
1979	1500				1500
1980	1500	300			1800
1981	1500	600			2100
1982	1500	600			2100
1983	1500	600	500		2600
1984	1500	600	1000		3100
1985	1500	600	1500		3600
1986	1500	600	1500	1000	4600
1987	1500	600	1500	1000	4600

a. See Table 3.9 for projected reprocessing schedules to year 2000.

b. Reference 7.

TABLE 3.9. Comparison of Reprocessing Requirements and Activities^(a)

Year	Actual LWR Reprocessing Load (MTHM)	LWR Fuel Reprocessed (MTHM)
1975	494.7	
1976	712.9	
1977	900.3	500.0
1978	1075.2	1000.0
1979	1259.5	1500.0
1980	1435.2	1800.0
1981	1631.5	2100.0
1982	1910.0	2100.0
1983	2298.4	2600.0
1984	2762.0	3100.0
1985	3284.0	3100.0
1986	3840.2	4100.0
1987	4397.3	5027.5
1988	4965.4	4965.4
1989	5577.8	5577.8
1990	6250.3	6250.3
1991	6961.0	6961.0
1992	7719.4	7719.4
1993	8515.0	8515.0
1994	9314.4	9314.4
1995	10153.8	10153.8
1996	10975.9	10975.9
1997	11744.9	11744.9
1998	12515.3	12515.3
1999	13267.7	13267.7
2000	14044.8	14044.8

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.10. Shipments of Spent LWR Fuel to Reprocessing Plants^(a)

Year	LWR-U		LWR-PU		Total	
	Truck	Rail	Truck	Rail	Truck	Rail
1977	409	103	0	0	409	103
1978	795	210	0	0	795	210
1979	1160	319	0	0	1160	319
1980	1350	389	0	0	1350	389
1981	1527	461	0	0	1527	461
1982	1381	437	97	31	1478	468
1983	1499	496	276	91	1775	587
1984	1652	575	390	136	2042	710
1985	1747	608	295	103	2042	710
1986	2287	834	323	118	2610	952
1987	2686	1029	402	154	3088	1183
1988	2619	1004	431	165	3050	1169
1989	2770	1120	523	212	3293	1332
1990	2943	1253	608	259	3551	1512
1991	3276	1395	679	289	3955	1684
1992	3506	1578	701	315	4207	1893
1993	3900	1755	740	333	4641	2088
1994	4070	1935	796	379	4866	2314
1995	4463	2122	842	400	5305	2522
1996	4685	2361	797	402	5482	2762
1997	5094	2567	772	389	5867	2956
1998	5307	2825	681	363	5988	3187
1999	5730	3058	605	323	6335	3381
2000	5870	3333	514	292	6384	3624

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.11. Projected Accumulation of Solidified LWR High-Level Wastes at Fuel Reprocessing Plants Before Shipment^(a)

Year	Annual Addition				Accumulation Through End of Year			
	Volume (Thousands of m ³)	Actinide Mass (MT)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (MW)	Volume (Thousands of m ³)	Actinide Mass (MT)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (MW)
1977	0.03	2.7	959	5	0.03	2.7	959	5
1978	0.06	5.5	2031	10	0.08	8.2	2516	12
1979	0.08	8.2	3202	15	0.17	16.4	4540	22
1980	0.10	9.9	4004	19	0.27	26.3	6506	31
1981	0.12	11.5	4817	23	0.39	37.8	8539	40
1982	0.12	12.1	4963	25	0.51	49.9	9994	48
1983	0.15	16.1	6240	33	0.66	66.0	12342	61
1984	0.18	19.7	7429	40	0.83	85.7	15058	77
1985	0.18	19.0	7369	39	1.01	104.7	16787	86
1986	0.23	24.8	9772	51	1.24	129.4	20550	105
1987	0.28	30.5	11981	63	1.53	160.0	25138	129
1988	0.28	30.4	11999	63	1.81	190.3	28100	145
1989	0.32	34.6	13580	72	2.12	224.9	31947	165
1990	0.35	39.1	15268	82	2.48	264.0	36342	189
1991	0.39	43.6	17029	92	2.87	307.5	41173	216
1992	0.44	48.1	18906	101	3.31	355.7	46434	244
1993	0.48	52.8	20886	111	3.79	408.5	52118	274
1994	0.53	57.9	22948	123	4.32	466.5	58202	306
1995	0.58	62.9	25083	134	4.89	529.3	64675	340
1996	0.62	67.4	27135	143	5.51	596.7	71374	374
1997	0.67	71.4	29062	152	6.18	668.0	78177	408
1998	0.71	75.0	30968	161	6.89	743.1	85118	441
1999	0.75	78.4	32810	168	7.64	821.5	92159	473
2000	0.80	82.1	34714	176	8.43	903.6	99401	505

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.12. Containers of 10-yr-Old
LWR High-Level Waste
Shipped^(a)

<u>Year</u>	<u>Number of Containers</u>
1987	159
1988	318
1989	478
1990	573
1991	669
1992	669
1993	828
1994	987
1995	987
1996	1306
1997	1601
1998	1581
1999	1776
2000	1991
2001	2217
2002	2459
2003	2712
2004	2967
2005	3234
2006	3496
2007	3741
2008	3986
2009	4226
2010	4473

a. Reference 7, based on assumptions
summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.13. Projected Accumulation of Solidified LWR High-Level Wastes at a Federal Repository^(a)

Year	Annual Addition				Annual Number of Shipments	Accumulation Through End of Year			
	Volume (Thousands of m ³)	Actinide Mass ^(b) (MT)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (MW)		Volume (Thousands of m ³)	Actinide Mass ^(b) (MT)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (MW)
1987	0.03	2.7	115.29	0.4	13	0.03	2.7	115	0.4
1988	0.06	5.5	244.18	0.8	27	0.08	8.2	355	1.2
1989	0.08	8.2	385.05	1.3	40	0.17	16.4	728	2.5
1990	0.10	9.9	481.40	1.7	48	0.27	26.3	1184	4.1
1991	0.12	11.5	579.14	2.0	56	0.39	37.8	1724	5.9
1992	0.12	12.1	596.21	2.5	56	0.51	49.9	2264	8.2
1993	0.15	16.1	748.80	3.8	69	0.66	66.0	2940	11.6
1994	0.18	19.7	891.09	4.8	82	0.83	85.7	3739	16.0
1995	0.18	19.0	884.37	4.4	82	1.01	104.7	4507	19.8
1996	0.23	24.8	1173.11	5.5	109	1.24	129.4	5543	24.6
1997	0.28	30.5	1438.17	6.9	133	1.53	160.0	6812	30.7
1998	0.28	30.4	1440.14	7.0	132	1.81	190.3	8045	36.6
1999	0.32	34.6	1629.63	8.2	148	2.12	224.9	9432	43.6
2000	0.35	39.1	1831.86	9.5	166	2.48	264.0	10982	51.5
2001	0.39	43.6	2043.22	10.6	185	2.87	307.5	12699	60.3
2002	0.44	48.1	2268.51	11.6	205	3.31	355.7	14592	69.8
2003	0.48	52.8	2506.41	12.7	226	3.79	408.5	16669	80.1
2004	0.53	57.9	2753.65	14.0	247	4.32	466.4	18934	91.3
2005	0.58	62.9	3010.12	15.1	269	4.89	529.3	21391	103.4
2006	0.62	67.4	3256.91	16.0	291	5.51	596.7	24026	115.8
2007	0.67	71.4	3488.78	16.6	312	6.18	668.0	26819	128.5
2008	0.71	75.0	3718.36	17.1	332	6.89	743.1	29764	141.3
2009	0.75	78.4	3940.38	17.4	352	7.64	821.5	32850	153.9
2010	0.80	82.1	4169.76	17.8	373	8.43	903.6	36082	166.6

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

b. Note that uranium values are included in this group.

TABLE 3.14. Projected Accumulation of LWR Cladding Wastes at a Federal Repository (a)

Year	Annual Addition				Accumulation Through End of Year			
	Volume ^(b) (Thousands of m ³)	Actinide Mass ^(c) (MT)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (MW)	Volume ^(b) (Thousands of m ³)	Actinide Mass ^(c) (MT)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (MW)
1978	0.10	0.24	2.9	0.032	0.10	0.24	3	0.03
1979	0.24	0.48	6.2	0.068	0.35	0.72	9	0.10
1980	0.35	0.72	9.7	0.107	0.70	1.45	17	0.19
1981	0.42	0.87	12.1	0.133	1.1	2.32	26	0.30
1982	0.49	1.01	14.6	0.161	1.6	3.33	37	0.42
1983	0.49	1.01	14.5	0.160	2.1	4.35	46	0.52
1984	0.60	1.26	17.3	0.192	2.7	5.60	57	0.64
1985	0.70	1.50	20.2	0.224	3.4	7.10	69	0.78
1986	0.70	1.50	20.6	0.227	4.1	8.60	80	0.91
1987	0.94	1.98	27.6	0.305	5.0	10.58	97	1.09
1988	1.2	2.43	33.8	0.373	6.2	13.01	117	1.32
1989	1.1	2.40	33.6	0.371	7.3	15.40	135	1.52
1990	1.3	2.69	37.7	0.417	8.6	18.10	155	1.74
1991	1.4	3.02	42.1	0.465	10	21.12	176	1.98
1992	1.6	3.36	47.0	0.519	12	24.48	200	2.24
1993	1.8	3.73	52.3	0.578	13	28.21	226	2.52
1994	2.0	4.11	58.0	0.641	15	32.32	254	2.84
1995	2.1	4.50	63.6	0.703	18	36.82	285	3.17
1996	2.3	4.90	69.8	0.771	20	41.72	318	3.53
1997	2.5	5.30	76.0	0.840	22	47.03	353	3.91
1998	2.7	5.67	82.1	0.906	25	52.70	390	4.31
1999	2.9	6.04	88.3	0.974	28	58.74	428	4.73
2000	3.0	6.41	94.5	1.042	31	65.15	468	5.16

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

b. Uncompacted volumes.

c. Note that uranium values are included in this group.

TABLE 3.15. Projected Accumulation of Fission Product
Tritium from LWR Fuel^(a)

Year	Annual Addition			Accumulation Through End of Year		
	Volume (m ³)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (Watts)	Volume (m ³)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (Watts)
1978	4.8	0.25	9	4.8	0.25	9
1979	10.1	0.53	19	14.9	0.76	27
1980	15.9	0.83	30	30.8	1.55	55
1981	19.9	1.04	37	50.7	2.50	89
1982	24.0	1.25	44	74.7	3.62	129
1983	24.5	1.28	46	99.2	4.70	167
1984	30.6	1.60	57	129.8	6.03	215
1985	36.3	1.89	67	166.1	7.60	270
1986	36.2	1.89	67	202.3	9.06	323
1987	48.1	2.51	89	250.3	11.07	394
1988	58.9	3.07	109	309.2	13.53	482
1989	58.9	3.07	109	368.1	15.86	565
1990	66.6	3.47	124	434.7	18.46	657
1991	74.8	3.90	139	509.5	21.35	760
1992	83.4	4.35	155	592.9	24.52	873
1993	92.6	4.83	172	685.5	28.00	997
1994	102.4	5.34	190	787.9	31.80	1132
1995	112.5	5.87	209	900.4	35.92	1279
1996	123.0	6.41	228	1023.4	40.36	1437
1997	133.2	6.95	247	1156.6	45.09	1605
1998	142.9	7.45	265	1299.5	50.06	1782
1999	152.5	7.95	283	1452.0	55.26	1967
2000	161.8	8.44	300	1613.8	60.66	2160

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.16. Projected Accumulation of Fission Product Iodine from LWR Fuel (a)

Year	Annual Addition			Accumulation Through End of Year				
	Volume (m ³)	Iodine Mass (kg)	Radio- activity (Curies)	Thermal Power (Watts)	Volume (m ³)	Iodine Mass (kg)	Radio- activity (Curies)	Thermal Power (Watts)
1976	0.0	0	0.0	0.0	0.0	0	0	0.0
1977	0.0	0	0.0	0.0	0.0	0	0	0.0
1978	0.04	104	14.2	0.009	0.04	104	14	0.009
1979	0.08	221	30.2	0.020	0.12	325	44	0.029
1980	0.13	348	47.6	0.031	0.25	673	92	0.061
1981	0.16	435	59.5	0.039	0.41	1108	151	0.100
1982	0.20	523	71.6	0.047	0.61	1631	223	0.147
1983	0.20	536	73.2	0.048	0.81	2167	296	0.195
1984	0.25	669	91.3	0.060	1.06	2836	388	0.255
1985	0.30	793	108.3	0.071	1.36	3629	496	0.326
1986	0.30	790	107.9	0.071	1.65	4419	604	0.397
1987	0.39	1050	143.4	0.094	2.05	5469	747	0.491
1988	0.48	1287	175.7	0.116	2.53	6756	923	0.607
1989	0.48	1287	175.8	0.116	3.01	8043	1098	0.722
1990	0.54	1455	198.6	0.131	3.55	9498	1297	0.853
1991	0.61	1634	223.0	0.147	4.16	11132	1520	1.000
1992	0.68	1822	248.7	0.164	4.84	12954	1769	1.163
1993	0.76	2024	276.3	0.182	5.60	14979	2045	1.345
1994	0.84	2238	305.4	0.201	6.44	17216	2350	1.546
1995	0.92	2458	335.5	0.221	7.36	19674	2686	1.767
1996	1.01	2688	366.9	0.241	8.36	22362	3053	2.008
1997	1.09	2911	397.4	0.261	9.45	25273	3450	2.269
1998	1.17	3122	426.2	0.280	10.62	28395	3876	2.550
1999	1.25	3332	455.0	0.299	11.87	31726	4331	2.849
2000	1.32	3535	482.9	0.318	13.19	35262	4814	3.167

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.17. Projected Accumulation of Noble Gas Fission Products from LWR Fuel^(a)

Year	Annual Addition			Annual Number of Shipments	Accumulation Through End of Year		
	Number of Cylinders	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (kW)		Number of Cylinders	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (kW)
1978	25	3.9	6.4	4	25	4	6
1979	52	8.3	13.5	9	77	12	20
1980	82	13.1	21.4	14	159	24	40
1981	103	16.4	26.7	17	262	39	64
1982	124	19.7	32.1	21	386	57	92
1983	126	19.9	32.4	21	512	73	119
1984	155	24.3	39.5	26	667	93	151
1985	183	28.6	46.5	30	849	116	188
1986	183	28.8	46.8	31	1033	137	223
1987	244	38.4	62.5	41	1277	167	272
1988	299	47.0	76.5	50	1576	204	332
1989	299	46.9	76.4	50	1875	238	387
1990	337	52.8	85.9	56	2212	276	449
1991	378	59.1	96.2	63	2590	318	518
1992	422	66.0	107.3	70	3012	364	593
1993	469	73.4	119.4	78	3481	415	676
1994	519	81.2	132.2	86	3999	471	766
1995	569	89.2	145.1	95	4569	531	864
1996	623	97.6	158.9	104	5192	596	969
1997	676	106.1	172.6	113	5868	665	1082
1998	726	114.2	185.7	121	6594	738	1200
1999	777	122.4	199.1	129	7371	814	1325
2000	826	130.4	212.2	138	8197	894	1455

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.18. Projected Accumulation of ^{14}C from Spent LWR Fuel (a)

Year	Annual Addition (Ci)	Accumulation Through End of Year (Ci)
1978	266	266
1979	564	830
1980	889	1719
1981	1112	2830
1982	1337	4167
1983	1360	5526
1984	1679	7205
1985	1984	9188
1986	1987	11174
1987	2646	13818
1988	3240	17056
1989	3238	20293
1990	3653	23943
1991	4097	28038
1992	4570	32604
1993	5079	37679
1994	5619	43293
1995	6169	49458
1996	6751	56203
1997	7323	63518
1998	7864	71375
1999	8409	79776
2000	8941	88707

a. Reference 7; based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.19. Projected Accumulation of Beta-Gamma Wastes at Surface Burial Grounds (a)

Year	Annual Addition			Accumulation Through End of Year		
	Uncompacted Volume (Millions of m ³)	Radio-activity (MCi)	Thermal Power (kW)	Uncompacted Volume (Millions of m ³)	Radio-activity (MCi)	Thermal Power (kW)
1975	0.014	0.04	0.49	0.035	0.09	1.1
1976	0.017	0.05	0.60	0.053	0.13	1.5
1977	0.021	0.06	0.70	0.073	0.17	2.0
1978	0.024	0.07	0.81	0.097	0.22	2.6
1979	0.028	0.08	0.92	0.125	0.27	3.2
1980	0.031	0.09	1.03	0.157	0.32	3.8
1981	0.051	0.10	1.19	0.208	0.38	4.5
1982	0.088	0.13	1.46	0.295	0.46	5.4
1983	0.118	0.15	1.78	0.413	0.55	6.5
1984	0.114	0.18	2.12	0.527	0.66	7.8
1985	0.132	0.21	2.49	0.659	0.79	9.2
1986	0.158	0.49	5.66	0.818	1.18	13.7
1987	0.175	0.55	6.37	0.993	1.57	18.3
1988	0.207	0.61	7.12	1.200	1.97	23.1
1989	0.242	0.69	8.02	1.442	2.40	28.1
1990	0.271	0.77	8.96	1.712	2.86	33.5
1991	0.297	1.28	14.93	2.009	3.77	44.1
1992	0.321	1.42	16.50	2.330	4.69	54.9
1993	0.356	1.56	18.11	2.686	5.64	66.0
1994	0.383	1.70	19.71	3.069	6.60	77.3
1995	0.399	1.83	21.32	3.468	7.58	88.7
1996	0.410	1.97	22.89	3.878	8.58	100.3
1997	0.413	2.10	24.41	4.291	9.58	111.9
1998	0.412	2.23	25.89	4.703	10.59	123.6
1999	0.412	2.35	27.38	5.115	11.62	135.2
2000	0.435	2.48	28.83	5.550	12.64	146.9

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

TABLE 3.20. Projected Accumulation of Plutonium Alpha (TRU, low level β - γ) Wastes at a Federal Repository^(a)

Year	Annual Addition				Accumulation Through End of Year			
	Uncompacted Volume (Thousands of m ³)	Actinide Mass ^(b) (MT)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (kW)	Uncompacted Volume (Millions of m ³)	Actinide Mass ^(b) (MT)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (kW)
1975	0.3	0.003	0.0	0.0	0.001	0.01	0.1	0.1
1976	0.4	0.004	0.0	0.0	0.001	0.01	0.1	0.1
1977	0.6	0.005	0.1	0.1	0.002	0.02	0.2	0.2
1978	0.8	0.007	0.1	0.1	0.003	0.02	0.2	0.2
1979	1.0	0.009	0.1	0.1	0.004	0.03	0.3	0.3
1980	1.2	0.011	0.1	0.1	0.005	0.04	0.5	0.5
1981	6.6	0.058	0.7	0.6	0.011	0.10	1.1	1.0
1982	16.8	0.148	1.7	1.4	0.028	0.25	2.8	2.5
1983	24.4	0.215	2.5	2.1	0.053	0.46	5.2	4.7
1984	19.7	0.174	2.0	1.7	0.072	0.64	7.0	6.7
1985	22.7	0.201	2.3	2.0	0.095	0.84	9.0	8.9
1986	28.5	0.252	2.9	2.4	0.124	1.09	11.5	11.8
1987	31.0	0.273	3.2	2.7	0.155	1.36	14.2	15.0
1988	38.8	0.342	4.0	3.3	0.193	1.71	17.6	18.9
1989	46.4	0.410	4.8	4.0	0.240	2.12	21.6	23.7
1990	52.0	0.459	5.3	4.5	0.292	2.58	26.0	29.1
1991	56.4	0.498	5.8	4.8	0.348	3.07	30.7	35.1
1992	60.1	0.530	6.2	5.2	0.408	3.60	35.5	41.6
1993	67.3	0.594	6.9	5.8	0.476	4.20	40.9	48.9
1994	71.5	0.631	7.3	6.1	0.547	4.83	46.5	56.8
1995	72.0	0.636	7.4	6.2	0.619	5.47	51.9	65.0
1996	71.1	0.628	7.3	6.1	0.690	6.09	56.9	73.4
1997	67.4	0.595	6.9	5.8	0.758	6.69	61.4	81.6
1998	62.2	0.549	6.4	5.3	0.820	7.24	65.1	89.6
1999	57.6	0.508	5.9	4.9	0.877	7.75	68.2	97.3
2000	61.1	0.539	6.3	5.2	0.938	8.28	71.6	105.5

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.
 b. Note that uranium values are included in this group.

TABLE 3.21. Projected Accumulation of Alpha-Beta-Gamma (TRU, intermediate level β - γ) Wastes (a)

Year	Annual Addition				Accumulation Through End of Year			
	Uncompacted Volume (Thousands of m ³)	Actinide Mass ^(b) (kg)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (kW)	Uncompacted Volume (Thousands of m ³)	Actinide Mass ^(b) (kg)	Radio- activity (MCi)	Thermal Power (kW)
1975	0.7	0.6	0.0	0.0	1.8	2	0.0	0.0
1976	1.0	0.9	0.0	0.0	2.8	2	0.0	0.0
1977	1.6	1.4	0.0	0.0	4.4	4	0.0	0.0
1978	2.1	1.8	0.1	0.6	6.4	6	0.11	0.6
1979	2.5	2.2	0.3	1.2	9.0	8	0.36	1.6
1980	3.0	2.7	0.4	2.0	12.0	11	0.69	3.0
1981	3.5	3.1	0.5	2.5	15.5	14	1.03	4.4
1982	4.0	3.5	0.7	3.0	19.5	17	1.40	5.9
1983	5.2	4.6	0.7	3.0	24.6	22	1.70	7.1
1984	7.2	6.3	0.8	3.7	31.8	28	2.11	8.7
1985	9.1	8.0	1.0	4.4	40.8	36	2.59	10.7
1986	9.7	8.6	1.0	4.4	50.6	45	2.98	12.1
1987	11.4	10.0	1.3	5.8	61.9	55	3.64	14.8
1988	13.4	11.9	1.6	7.2	75.4	67	4.45	18.0
1989	15.1	13.3	1.6	7.2	90.5	80	5.10	20.5
1990	17.4	15.4	1.8	8.1	107.9	95	5.85	23.4
1991	19.9	17.5	2.0	9.1	127.8	111	6.70	26.6
1992	22.2	19.6	2.2	10.1	150.0	132	7.64	30.3
1993	24.5	21.6	2.5	11.2	174.5	154	8.67	34.2
1994	26.8	23.7	2.8	12.4	201.3	178	9.80	38.6
1995	29.6	26.1	3.0	13.6	230.9	204	11.02	43.2
1996	32.1	28.3	3.3	14.9	263.0	232	12.33	48.2
1997	34.2	30.2	3.6	16.2	297.1	262	13.71	53.5
1998	36.0	31.8	3.9	17.4	333.1	294	15.15	59.0
1999	37.5	33.1	4.1	18.6	370.6	327	16.65	64.6
2000	38.8	34.2	4.4	19.8	409.4	361	18.21	70.4

a. Reference 7, based on assumptions summarized in Section 3.1.2.

b. Note that uranium values are included in this group.

REFERENCES

1. United States Atomic Energy Commission, Office of Planning and Analysis, Nuclear Power Growth 1974-2000, WASH-1139 (74), U. S. Government Printing Office, Washington, D. C., February 1974.
2. J. O. Blomeke, C. W. Kee, and J. P. Nichols, Projections of Radioactive Wastes to be Generated by the U. S. Nuclear Power Industry, ORNL-TM-3965, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, February 1974.
3. "Siting of Fuel Reprocessing Plants and Related Waste Management Facilities," Federal Register, Vol. 35, No. 222, p. 17530, November 14, 1970.
4. J. J. Perona and J. O. Blomeke, A Parametric Study of Shipping Casks for Solid Radioactive Wastes, ORNL-TM-3651, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, February 1972.
5. J. J. Perona, R. S. Dillon, and J. O. Blomeke, Design and Safety Considerations of Shipping Solidified High-Level Radioactive Wastes, ORNL-TM-2971, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, December 1970.
6. J. O. Blomeke and J. J. Perona, Storage, Shipment and Disposal of Spent Fuel Cladding, ORNL-TM-3650, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, January 1972.
7. J. O. Blomeke, personal communication (Waste Projections, "Moderate Low Growth" case), J. O. Blomeke, Oak Ridge National Laboratory to M. J. Steindler, Argonne National Laboratory, October 1975, December 1975.

4.0 特殊用語解説

燃料サイクルのバックエンド (Back end of the fuel cycle)

原子炉，使用済燃料の貯蔵及び再処理，混合酸化物燃料の加工ならびに廃棄物の管理をまとめている。

地下埋没場 (Burial grounds)

処理した放射性廃棄物の容器を，地表近くの地層中に埋没するための特定の区域をいう。

概念 (Concepts)

廃棄物の管理作業を遂行する基本的な方法。例えば，高放射性液体廃棄物の固化は，廃棄物処理の概念の一例である。

施設の閉鎖 (Decommissioning)

損耗するかまたは，旧式となった原子力施設を廃止するための準備。

閉鎖操作では，再処理工場及び埋没場などの施設の操業をやめ，放射性汚染を減少させるかまたは固定する。この概念には下記の事項が含まれる。

- 解体と修復によって管理が不必要となる最初の状態にもどす。
- 部分的に解体し，残りはそのままとする。
- 解体は最少限にとどめ，残りは隔離して管理する。

深大陸地質構造 (Deep continental geologic formations)

大陸地下にあり，生物種と生物学的事象から隔離された地質媒体であり，氷床及び海底地質媒体は含まれない。

処分 (Disposal)

廃棄物を地球上から除くかあるいは定置後に再び人類及びその環境に絶対にもどらないように永久に隔離する操作をいう。隔離の概念には下記事項が含まれる。

- 技術的手法により，現実的な回収の方法がないように地表化の地質構造中に収納する。
- 海底あるいは海底下に置く。
- 氷床中に置く。
- 分散させる。

地球上から除く概念には，大気圏外処分と核反応による転換処理がある。

最終貯蔵 (Final storage)

もはや廃棄物処理あるいは輸送作業が不要と推定され、処分へ切換えることが可能と考えられる (すなわちモニタリングと人の管理は不要となる) 貯蔵をいう。

最終貯蔵の現在の概念は、廃棄物の地質構造中への定置である。

地表近くの地質構造は工学技術によって増加し (例、埋設場)、地表化の地質構造は工学技術につれて拡大すると思われる。

燃料サイクルの前段階 (Head end of the fuel cycle)

採鉱、製錬、濃縮ならびに UO_2 燃料の加工を含めたもの。

高放射性廃棄物 (High-level waste)

使用済燃料再処理において、UとPuとを分離したのちに生ずるFP廃棄物をいう。

固定化 (Immobilization)

廃棄物の処理と定置あるいはこれらを併用して、その移動を阻止することをいう。

暫定貯蔵 (Interim storage)

モニタリングと人の管理が必要であり、さらに処理、輸送あるいは最終的な処分などの追加措置が必要と考えられる貯蔵をいう。

暫定貯蔵の概念には、固体、液体及び気体廃棄物を大量に貯蔵する場合と単位容積に分けて貯蔵する場合とが含まれる。

暫定貯蔵技術の方法には下記のものがある。

- 液体のタンク貯蔵。
- 空冷された地下室での金属製容器による貯蔵。
- プール中での使用済燃料の貯蔵。

中放射性廃棄物 (Intermediate-level waste)

ある程度の被ばく防止対策が必要な廃棄物をいう。

隔離 (Isolation)

地質構造中での最終貯蔵及び処分またはどちらかの一方法をいう。

長寿命核種 (Long-lived nuclides)

半減期が約 30 年以上の放射性同位体をいう。廃棄物管理で重要な核種の大部分は数千年から数百万年の半減期を有する。(Pu-239, 24,400 年 ; Tc-99, 2.1×10^5 年 ; I-129, 1.6×10^7 年)

低放射性廃棄物 (Low-level waste)

放射性物質を含むが、その種類と濃度から、被ばく防止用のしゃへいが不必要な廃棄物をいう。

非高放射性廃棄物 (Non-high-level waste)

中及び低放射性廃棄物をいう。

作業 (Operations)

基本的な役割による廃棄物管理活動の総括的な分類で、例えば廃棄物の貯蔵、処理、輸送あるいは処分の作業がある。

二重パック (Overpack)

包装した廃棄物を外部から封じ込めること。

一次廃棄物 (Primary wastes)

何等操作を加えない発生したままの性状及び量の廃棄物をいう。

貯蔵処分場 (Repository)

廃棄物の貯蔵あるいは処分場をいう。

再取出し性 (Retrievability)

最終貯蔵において廃棄物をもとの位置から移動させる可能性をいう。廃棄物の移動の方法及び速度ならびにその後の位置は、この復帰、回収性の基準を満足する必要がある。

二次廃棄物 (Secondary wastes)

一次廃棄物を処理した結果生ずる性状及び量の廃棄物をいう。

短寿命核種 (Short-lived nuclides)

半減期が約 30 年以下の, Cs-137 及び Sr-90 のような放射性同位体をいう。

固 化 (Solidification)

放射性廃棄物を, 乾燥した安定な固体に転換すること。

科学技術 (Technologies)

概念を履行する特定の方法をいう。一例をあげれば, 固化の概念に対して噴霧仮焼炉による高放射性廃液の仮焼固化法がある。

核反応による転換 (Transportation)

放射性原子核と, 放射線あるいは原子核粒子で衝撃して別の同位体に転換すること。

(釈注) これを利用した処理は消滅処理ともいわれている。

輸 送 (Transportation)

物質のサイト間の移動をいい, サイト内の移動は考えていない。そして, 廃棄物及び Pu 化合物の各種の包装, 取扱い及び輸送方法が包含される。該当する概念には, 廃棄物管理システムに必要なすべての在来の陸上及び水上輸送方法が含まれる。

超ウラン元素 (Transuranic elements)

質量数が 92 以上の元素で, Np, U, Am 及び Cm などがある。

超ウラン廃棄物 (Transuranic waste)

超ウラン元素を一定濃度 (例えば, 現在 α 放射体について 10×10^{-9} Ci/g 廃棄物が提案されている) 以上含むかまたは含む可能性がある廃棄物をいう。

処 理 (Treatment)

安全上または経済上の利益を意図して, 廃棄物の特性を変える作業。

下記の処理概念が明確になっている。

- 容積の低減化
- 放射能の固定
- 組成の転換
- 廃棄物中の放射能の除去

監 修 者	市 川 倫 夫	再処理建設所
	山 村 修	〃
	岩 永 雅 之	〃
翻 訳 者	岩 田 昇	〃
(アイウエオ順)	片 山 正一郎	〃
	川 口 昭 夫	〃
	小 部 昭	〃
	沢 田 稔	〃
	根 本 剛	〃
	柳 原 隆 夫	〃
	権 田 浩 三	〃