

TN8440 87-194

PNC

~~18440 87-165~~

本資料は 年 月 日付けで登録区分、
変更する。 2001. 6. 20

[技術情報室]

東海再処理工場から発生する廃棄物の
処理と貯蔵における経験と今後の方針

(Experience and Projects for Treatment, Conditioning and
Storage of All Radioactive Wastes
from TokAI Reprocessing Plant)

1987年 8 月

動力炉・核燃料開発事業団

東 海 事 業 所

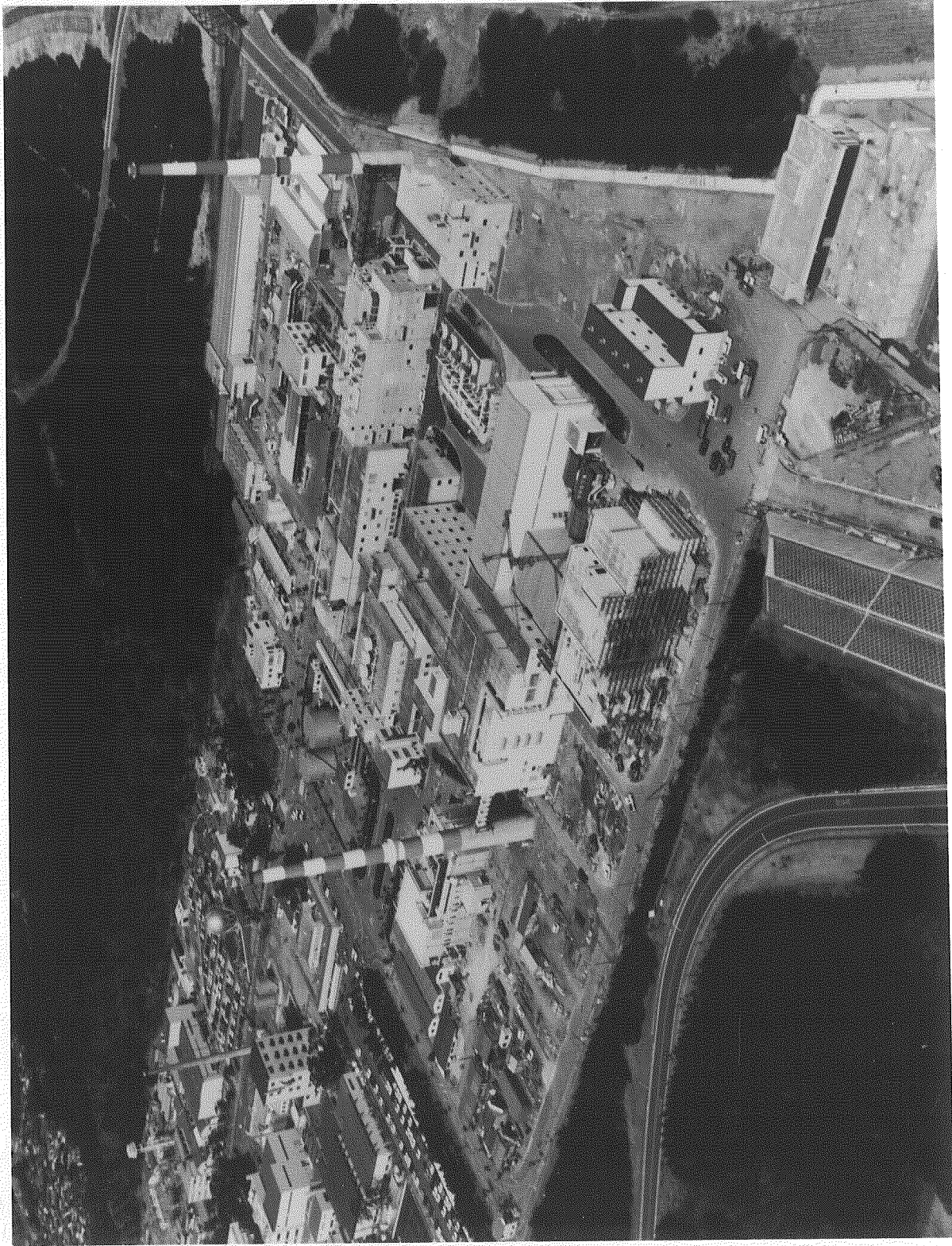
本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

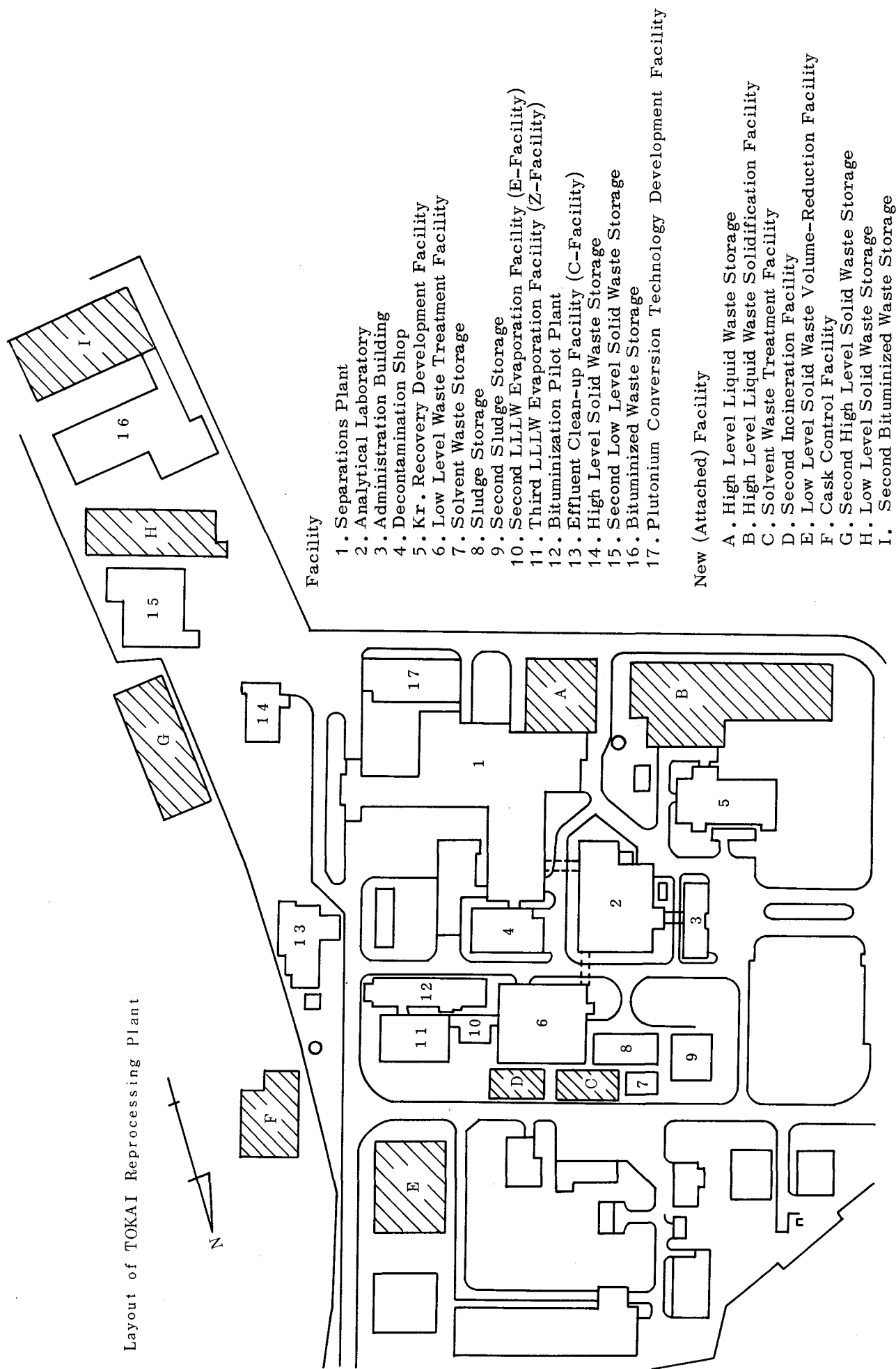
© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

IN 8440 87-194

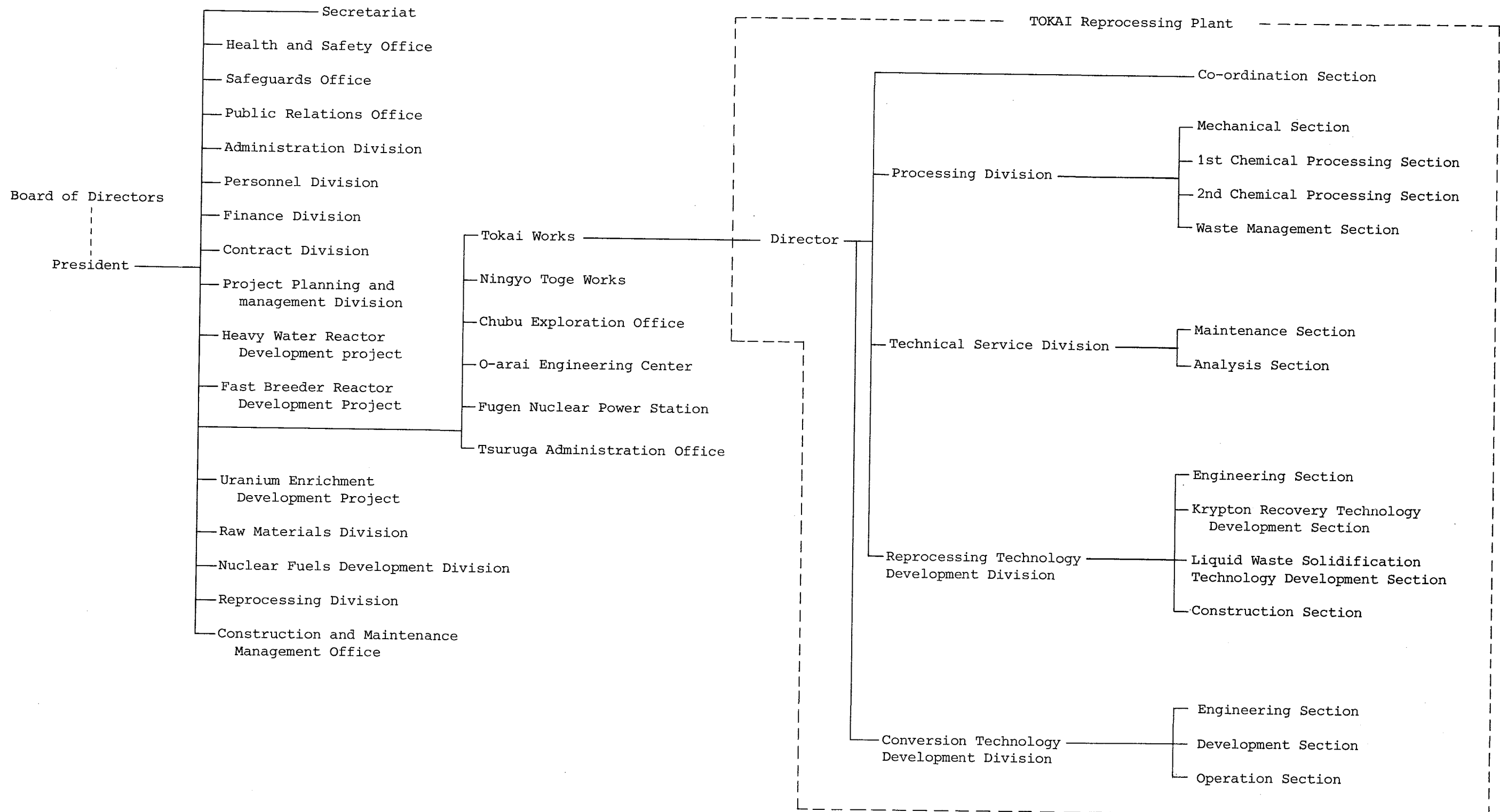


TOKAI Reprocessing Plant 1982 Autumn

Layout of TOKAI Reprocessing Plant



Organization of Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation



東海再処理工場から発生する廃棄物の 処理と貯蔵における経験と今後の方針

(Experience and Projects for Treatment, Conditioning
and Strage of All Radioactive Wastes
from TOKAI Reprocessing Plant)

実施責任者 松本 憲一* 宮原 顕治**

報 告 者 川口 昭夫** 浅妻新一郎***
福島 操** 庄司 賢二**
野島 康夫** 木村 憲二**
池田 整** 渋谷 淳****
宮尾 英彦** 飯村 勲**

目 的 IAEA廃棄物処理処分会議（1983年5月シアトル会議）における技術発表を行
なうにあたって、1982年12月までの東海再処理工場の廃棄物管理実績をまとめ、
今後の教育用課内資料又は、廃棄物処理全般に関する説明資料として使用する。

* 再処理工場処理部

** 再処理工場処理部廃棄物処理課

*** 技術部リサイクル技術開発室（再処理工場兼務）

**** 日本原燃サービス株式会社出向中

目 録

第1部 東海再処理工場から発生する廃棄物の処理と貯蔵における経験と今後の方針

第1章 東海再処理工場における廃棄物管理の運転経験

第2章 再処理関連廃棄物の処理技術の開発

第3章 東海再処理工場における将来の廃棄物管理計画

第2部 Experience and Projects for Treatment, Conditioning and Storage of All Radioactive Wastes from TOKAI Reprocessing Plant

第1章 Operational Experience Gained in Management of All Radioactive Wastes in TOKAI Reprocessing Plant

第2章 Development of Reprocessing-Related Waste Treatment Techniques

第3章 Future Waste Management Program in TOKAI Reprocessing Plant

第3部 表, 図, 写真, 参考資料及び参考文献

第 一 部

東海再処理工場から発生する廃棄物の
処理と貯蔵における経験と今後の方針

目 次

| | |
|-------------------------------------|----|
| 要 旨 | 1 |
| 概 要 | 2 |
| 第 1 章 東海再処理工場における廃棄物管理の運転経験 | 4 |
| 1.1 気体廃棄物における運転経験 | 4 |
| ○ 気体廃棄物の分類とその発生工程 | 4 |
| ○ 気体廃棄物の処理 | 4 |
| 1.2 液体廃棄物における運転経験 | 5 |
| ○ 液体廃棄物の分類とその発生工程 | 5 |
| ○ 液体廃棄物の処理と貯蔵 | 5 |
| 1.3 固体廃棄物における運転経験 | 7 |
| ○ 固体廃棄物の分類とその発生工程 | 7 |
| ○ 固体廃棄物の処理と貯蔵 | 7 |
| 第 2 章 再処理関連廃棄物の処理技術の開発 | 8 |
| 2.1 高レベル液体廃棄物のガラス固化技術 | 8 |
| 2.2 高レベル固体廃棄物の減容・固定化技術 | 8 |
| 2.3 低レベル液体廃棄物のアスファルト固化技術 | 9 |
| 2.4 廃溶媒処理技術 | 9 |
| 2.5 低レベル固体廃棄物の減容・固定化技術 | 9 |
| ○ T R U 廃棄物の減容・固定化技術 | 9 |
| ○ $\beta \gamma$ 廃棄物の減容・固定化技術 | 10 |
| 2.6 海洋放出放射能の低減化技術 | 11 |
| 2.7 低レベル液体廃棄物処理の運転管理システム | 11 |
| 2.8 クリプトン回収技術 | 12 |
| 第 3 章 東海再処理工場における将来の廃棄物管理計画 | 13 |

Contents

| | |
|---|----|
| Abstract | 14 |
| Introduction | 15 |
| 1. Operational Experience Gained in Management of All Radioactive Wastes in TOKAI Reprocessing Plant | 17 |
| 1.1. Operational experience on gaseous waste | 17 |
| Origin and classification of gaseous wastes | 17 |
| Treatment of gaseous wastes | 17 |
| 1.2. Operational experience on liquid waste | 18 |
| Origin and classification of liquid wastes | 18 |
| Treatment and storage of liquid wastes | 19 |
| 1.3. Operational experience on solid waste | 20 |
| Origin and classification of solid wastes | 20 |
| Treatment and storage of solid wastes | 21 |
| 2. Development of Reprocessing-Related Waste Treatment Techniques | 21 |
| 2.1. Vitrification of high-level liquid waste | 22 |
| 2.2. Conditioning of high-level solid waste | 22 |
| 2.3. Bituminization of low-level liquid waste | 23 |
| 2.4. Treatment of solvent waste | 24 |
| 2.5. Conditioning of low-level solid waste | 24 |
| Conditioning of TRU-waste | 24 |
| Conditioning of $\beta\gamma$ -waste | 24 |
| 2.6. Reduction of radioactivity discharged into the sea | 25 |
| 2.7. Operation management system for low-level liquid waste treatment | 25 |
| 2.8. Recovery of Krypton | 26 |
| 3. Future Waste Management Program in TOKAI Reprocessing Plant | 27 |

要

旨

1977年9月に東海再処理工場のホット試験開始以来、1982年12月現在までに約170 tの使用済燃料を再処理している。

この間、環境への放出放射能は低レベル廃棄物処理場において低減している。

液体廃棄物に関しては、蒸発処理を主体に処理し、海洋への放出放射能を極低レベルに維持している。低レベル可燃性固体廃棄物（低レベル可燃物と呼ぶ）と、TBP低含有廃溶媒（廃希釈剤と呼ぶ）については良好に焼却処理を行なっている。（低レベル可燃物約150 t，廃希釈剤約50 m³焼却）。

現在までに行なったR & D研究のほとんどは環境放出放射エネルギーの低減化に費やされた。現在のR & D研究は廃溶媒の処理，固体廃棄物の減容・固定化，低レベル廃液のアスファルト固化，及び高レベル廃液のガラス固定化技術に関して行なっている。

本文では，東海再処理工場から発生する多種多様な廃棄物の処理と貯蔵の現状，R & D研究，及び将来の動向について記述する。

概 要

動燃の東海再処理工場は、日本のPWR及びBWRから搬出される使用済燃料（燃焼度28,000 MWD/tU, 比出力35 MW/tU, 冷却期間180日）を金属ウラン換算で1日当たり平均0.7 t（1日最大1 t）処理できる能力を有しており、年間300日フル稼働したと仮定すれば、この施設の能力は700万kW（電気出力）の発電所から搬出される使用済燃料の処理量にほぼ相当する。現在日本で稼働中の原子力発電所は24基であり、その総発電量は約1,700万kW（電気出力）に達し、電源構成比としては約18%を占めるに至った。従って当工場の処理能力を上回る分については、当面は英国及び仏国の再処理工場に再処理を委託しているが、将来は1995年頃完成目途の日本原燃サービス株式会社運営による第二再処理工場で処理されることとなる。

東海再処理工場の設計は仏SGN（旧Saint-Gobain Techniques Nouvelles, 現Societe General pour les Techniques Nouvelles）社の手で行なわれた。表1に示した様に設計に3年、建設準備に1年半、建設と通水試験に3年半、化学試験とウラン試験に3年、最後のホット試験に5年と実運転までに17年要している。

この間、酸回収蒸発缶の交換工事が工場運転を停止し、約1年間掛けて実施された。一方では、国の使用前検査を実検する為の試運転も無事終了した。本格操業運転は、第一キャンペーン（81-1キャンペーン）を1981年1月17にスタートしたが、不幸にも、酸回収精留塔の故障で約3ヶ月間の運転中断を余儀なくされた。しかし、5月には運転を再開し、国の定期検査を受検しつつ1982年12月までに表2に示した様に、5ヶ所のBWRと4ヶ所のPWRから使用済燃料250 tを受入れ、図1と表3に示す様に総計約170 tの使用済燃料を処理した。

回収プルトニウム総量はホット試験開始以来1982年12月までに約1 tに達し、その内約460 kgのプルトニウムがプルトニウム燃料部に送られ、我が国独自の新型転換炉“ふげん”の取換燃料用に加工され、既に一部は“ふげん”に装荷された。図2に燃料サイクルのPuに関するマテリアルバランスを示す。

一方、ホット試験開始以来、現在までに発生した廃棄物については図3に示し、以下に述べる。

気体廃棄物については、オフガスの性状によって洗浄処理及び／又は汙過処理等を行なった後、放射性物質濃度をモニタリングしてから、主排気筒より大気へ排気される。ホット試験開始以来、現在までに排気中に含まれる放射性物質（ ^{129}I , ^3H , ^{85}Kr を除く）濃度は検出限界以下であった。しかしながら、ホット試験を開始した当時、環境への ^{129}I 放出量をどの様にコントロールするかという問題に我々は直面した。このため、オフガス中の ^{129}I の除去に関するR&D研究が工場運転と平行して行なわれ、結果的にはオフガス中の ^{129}I 除去についてはAg-Xフィルターが効果的であることが明らかとなった。

液体廃棄物については高レベル（HLLW）、中レベル（MLLW）、低レベル（LLLW）に分けて管理している。このうち高、中レベル廃液は、分離精製工場内で処理し、低レベル廃液及び廃溶

媒・廃希釈剤は廃棄物処理場内で各々処理している。

環境への放出放射エネルギーについては、主に蒸発処理によって実行可能な限りの低減化に努めている。又、可燃性液体廃棄物として発生する廃希釈剤については廃棄物処理場内で焼却処理を行ない、廃棄物の減容安定化を行なっているが、廃溶媒については、リン酸トリブチル（TBP）の濃度が高く、焼却困難である為、専用の貯槽に貯蔵管理している。

固体廃棄物については高レベル（HLSW）、及び低レベル（LLSW）に分け、各々専用の貯蔵庫に貯蔵管理している。

高レベル固体廃棄物として、剪断及び溶解工程から発生する燃料付属品、ハル等はその他の汚染度の高い機器類とともに専用の廃棄物容器に収納し、高放射性固体廃棄物貯蔵庫（HLSWS）に送り、貯蔵管理している。

低レベル固体廃棄物は廃棄物処理場に運び、焼却炉、圧縮機によってそれぞれ焼却処理、圧縮処理を行ない、廃棄物の減容・安定化を行なっている。この焼却処理や圧縮処理で生じた焼却灰、圧縮処理体、並びにアルファ汚染廃棄物（TRU廃棄物）やベータ・ガンマによる高濃度汚染廃棄物は未処理のまま200ℓドラムやマルチドラム缶に収納し、低放射性廃棄物貯蔵庫（LLSWS）に送り、貯蔵管理している。

これら東海再処理工場から発生する多種多様の廃棄物を処理する中で新たに生ずる技術的問題を解決すべく、技術の開発及び改善を実施してきた。その結果、本格操業運転開始前には海洋への放出放射エネルギー低減化のための技術開発施設であった蒸発処理施設をプロセスとして組み込み、これにより従来の放出放射エネルギーの放出基準値の約10分の1に低減することが可能となった。

又、低レベル濃縮廃液及び低レベルスラッジ廃液の安定固定化のためのアスファルト固化技術をはじめとして、高レベル濃縮廃液の安定化処理の為のガラス固化技術、気体廃棄物処理のためのクリプトン回収技術、低レベル固体廃棄物の減容化技術、廃溶媒処理技術、高レベル固体廃棄物の減容化技術等の技術開発を進めてきている。現在、アスファルト固化技術開発施設並びにクリプトン回収技術開発施設は試運転中であり、廃溶媒処理技術開発施設は建設中である。その他の廃棄物処理技術開発施設については、設計もしくは計画中であり、将来の再処理廃棄物管理体系を確立すべく着々と実施している。

第1章 東海再処理工場における廃棄物管理の運転経験

1.1 気体廃棄物における運転経験

○ 気体廃棄物の分類とその発生工程

再処理工場から発生する気体廃棄物は次の様に分類される。

剪断工程や溶解工程、精製工程、及びHLLWの濃縮工程から発生するオフガスや槽類換気、そしてセルや室内換気に分類され、それらの主な発生源と風量については表4に示す。

○ 気体廃棄物の処理

再処理工場内で発生する気体廃棄物については、オフガスの性状によって洗浄処理及び／又は汙過処理等を行なった後、放射性物質濃度をモニタリングしてから主排気筒より大気へ排気される。

種々のオフガス処理の方法について以下に述べる。図4と図5にオフガスの流れ図と処理工程を示す。

剪断オフガスについては、溶解槽を経た後、 UO_2 ダストなどの固形粒子を除去するために焼結金属フィルタとHEPAフィルタで汙過され、さらにアルカリスクラバーで中和、洗浄後、2段のHEPAフィルタとAg-Xフィルタで汙過処理される。

溶解槽とパルスフィルタからのオフガスについては、凝縮性ガスと NO_x を凝縮器と吸収塔で除去した後、前述した様なアルカリスクラバーで中和洗浄及びフィルタ類による汙過処理を行っている。

HLLWの濃縮液貯槽からのオフガスについても同様に、凝縮性ガスを凝縮器で除去した後、アルカリスクラバーとフィルタを用いて処理している。

抽出工程、酸回収工程、精製工程、及び濃縮工程の槽類や蒸発缶からのオフガスについても同様にアルカリスクラバーとフィルタ類を用いて処理している。

室内及びセルからのオフガスについては、HEPAフィルタによる汙過処理だけを行なっている。

ホット試験開始以来、現在まで主排気筒から大気中に排気されたオフガス中の放射性物質(^{129}I , ^3H , ^{85}Kr を除く)の濃度は、検出限界値(α -放射能で $4 \times 10^{-15} \mu\text{Ci}/\text{ml}$, $\beta\gamma$ -放射能で $4 \times 10^{-14} \mu\text{Ci}/\text{ml}$)以下である。

しかしながら、ホット試験を開始した当時、 ^{129}I の環境放出量をどの様にしてコントロールするかという問題に我々は直面した。この問題を解決すべく、気相中及び液相中のヨウ素測定を東海再処理工場のホット試験期間中を通して行なった。この測定結果より、使用済燃料中のヨウ素の99%以上が溶解時にオフガス中に放出されることが明らかとなった。オフガス中に放出したヨウ素の大部分が廃液に溶け込み、廃棄物処理場に移送され、ヨウ素の一部は槽類オ

フガス系に放出された。

再処理工場におけるヨウ素の分布に関する研究を通して溶解オフガス（DOG）、及び槽類オフガス（VOG）中のヨウ素を除去することが結果的には大気中へのヨウ素放出量を減少することになるということが明らかになった。このため、1979年4月及び10月に分離精製工場のDOGシステムと廃棄物処理場のVOGシステムにそれぞれAg-Xフィルタを設置した。そうすることによって¹²⁹Iの環境放出量は以前の1/5以下に低減できる様になった。その後、1980年8月には、廃棄物処理場のセル換気系にもAg-Xフィルタが設置された。

ホット試験中に大気中へ放出したヨウ素とトリチウムの量について図6と図7にそれぞれ示す。

トリチウムとクリプトンに関しては、現在、除去技術の開発に努力を注いでいる。

1.2 液体廃棄物における運転経験

○ 液体廃棄物の分類とその発生工程

再処理工場で発生する液体廃棄物は高・中及び低レベルに分けて処理している。表5に示す様に高レベル液体廃棄物は分離第一サイクルからの抽出廃液（ラフィネート）、溶媒再生工程から溶媒洗浄廃液及び酸回収工程からの濃縮液である。中レベル液体廃棄物の主な発生工程は、分離第二サイクル、ウラン精製工程、プルトニウム精製工程からの廃液とDOGや高レベル濃縮廃液貯槽のオフガス処理工程からの凝縮液、それに高レベル廃液濃縮工程とプルトニウム濃縮工程からの凝縮液などである。一方、低レベル液体廃棄物は、オフガス洗浄工程、燃料貯蔵プールの浄化システム、溶媒再生工程、分析所、除染場、洗濯所から発生する廃液と酸回収工程から発生する凝縮液等である。その放射能濃度は $10^3 \mu\text{Ci}/\text{ml}$ 以下である。ホット試験以来、再処理工場で発生した液体廃棄物量を図8に示す。

○ 液体廃棄物の処理と貯蔵

図9に示す様に、高レベル及び中レベル液体廃棄物は分離精製工場内で、低レベル液体廃棄物は廃棄物処理場内でそれぞれ処理される。

高レベル液体廃棄物は高レベル廃液蒸発缶で処理されるが、運転中は缶内の硝酸濃度を低く保つために硝酸をホルムアルデヒドで分解している。このため、生じるガスを硝酸として回収する為の吸収塔を備えている。発生する濃縮廃液は高レベル濃縮廃液貯槽に貯蔵され、この貯槽は核分裂生成物の崩壊による温度上昇を防止するため常に水で冷却されている。濃縮廃液は1982年12月現在で約150 m³貯蔵されており、将来、ガラス固化する予定である。

中レベル液体廃棄物は酸回収蒸発缶により蒸発処理され、発生する濃縮廃液は高レベル液体廃棄物として高レベル廃液蒸発缶へ送り処理する。蒸発缶の気相は酸回収精留塔に送り濃硝酸として回収し、試薬調整工程で再使用する。精留塔の凝縮液は他の低レベル廃液とともに廃棄物処理場へ送られる。

東海再処理工場には廃棄物処理場として、廃棄物処理施設（ＡＡＦ）、第二低レベル廃液蒸発処理施設（Ｅ施設）、第三低レベル廃液蒸発処理施設（Ｚ施設）及び放出廃液油分除去施設（Ｃ施設）があり、液体廃棄物の処理設備として以下の機器を設置している。

| | |
|----------|-----|
| 蒸 発 缶 | 3 基 |
| 凝集沈殿処理設備 | 1 基 |
| サンドフィルタ | 1 基 |
| 中和処理設備 | 1 基 |
| 活性炭吸着塔 | 3 基 |

蒸発缶は 3 基とも自己蒸気圧縮自然循環型であり、飛沫除去のためサイクロンとワイヤーメッシュデミスタを使用している。凝集沈殿処理設備では、炭酸カルシウムと水酸化第二鉄による共沈凝集沈殿処理を行なっている。

廃棄物処理場に送られた低レベル液体廃棄物はその放射能濃度及び性状に従って、各々の設備で処理される。低レベル液体廃棄物のうち比較的放射能濃度の高い（ $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^3 \mu\text{Ci}/\text{ml}$ ）廃液は蒸発缶により、2 段蒸発処理される。一方、比較的放射能濃度の低い（約 $1 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ 以下）廃液は化学凝集沈殿処理又は 1 段蒸発処理を行なう。廃液処理で発生した濃縮廃液及びスラッジは、各々の貯槽に貯蔵しており、その貯蔵量は 1982 年 12 月現在で各々 $1,400 \text{ m}^3$ 、 680 m^3 であるが、今後アスファルト固化処理を行なう予定である。処理済液は、中和処理、油分除去処理し、最終的には放出基準値以下であることを確認したのち、海中放出管を通じて海洋へ放出する。1982 年 12 月までの海洋放出量は約 $236,000 \text{ m}^3$ である。

溶媒再生工程から発生する廃溶媒及び廃希釈剤の処理については、ドデカン中に 30 % 以上の TBP を含む廃溶媒を用いて焼却試験を行なった。この結果、TBP の分解によって生じるリン酸化合物によってオフガス系の腐食が生じることが明らかとなった。腐食対策のために、オクチル酸カルシウムを用いた中和焼却法を試みた。この結果、TBP は、オクチル酸カルシウムと反応してリン酸カルシウムを生じるので腐食対策として有効な見通しを得ることができた。しかしながら、この方法は、オフガス系の詰りを助長させることにもなったため、さらに新たな問題を解決すべく、種々の焼却試験が行なわれ、中和焼却法は TBP 濃度が 10 % 未満である廃希釈剤のための焼却処理として運転モードを確立した。結局、廃希釈剤のみを対象に焼却処理し、廃溶媒については焼却処理の効果が少ないため貯蔵することとした。このプロセスを図 10 に示す。

現在までに 50 m^3 以上の廃希釈剤処理の実績をあげ、有機廃溶媒の減容処理という観点から再処理工場の運転をバックアップしている。さらに、現在貯蔵管理を行なっている廃溶媒については、近い将来廃溶媒処理施設で処理を行なう予定である。

表 6 に現在までの液体廃棄物の処理実績を示す。

1.3 固体廃棄物における運転経験

○ 固体廃棄物の分種とその発生工程

再処理工場から発生する固体廃棄物は高レベル及び低レベルに分けて処理している。表7に示す様に高レベル固体廃棄物は主にハル、分析所から発生する試料ビン（ジャグ）、ミキサーセトラのスターラ、清澄工程及び溶媒再生工程から発生する使用済フィルタ等である。

低レベル固体廃棄物は、その発生過程から β γ 廃棄物とTRU廃棄物とに区分けしている。これら2種類の固体廃棄物はさらに可燃、難燃及び不燃性廃棄物に分類している。

再処理工場から発生する低レベル固体廃棄物は廃棄物処理場に送られ、処理した後、低レベル固体廃棄物貯蔵庫に安全に貯蔵される。低レベル固体廃棄物の発生量は、1982年12月末現在までに約410tに達した。この間1979年には大規模な除染、解体、交換工事を実施した為、通年の2～2.5倍の廃棄物が発生した。

再処理工場からの固体廃棄物の発生量を図11に示す。高レベル固体廃棄物の発生量は、使用済燃料の処理量及び運転日数に伴ない増加する。一方、低レベル固体廃棄物の発生量は、キャンペーン期間中の使用済燃料の処理量よりも管理区域内で作業する作業員数やインターキャンペーン期間中の保守及び補修作業の規模に大きく依存している。

○ 固体廃棄物の処理と貯蔵

図12に示す様に、現在高レベル固体廃棄物は処理を行わず専用の容器に発生時の形態のまま収納し、高レベル固体廃棄物貯蔵庫（HLSWS）へ送り安全に貯蔵している。高レベル固体廃棄物のうちハルと使用済フィルタはステンレス鋼でライニングした鉄筋コンクリート製のハル貯蔵庫のプール中に沈めて貯蔵している。又、試料ビンは汚染機器類貯蔵庫で乾式貯蔵している。低レベル固体廃棄物は廃棄物処理場に送られ、 β γ 廃棄物は、焼却処理や圧縮処理等の処理を行ない、TRU廃棄物は、東海事業所内に建設されるプルトニウム廃棄物処理技術開発施設（PWTF）で処理する予定である。

図13に示した様に β γ 可燃性廃棄物は低レベル固体廃棄物全体の約37%を占める為焼却処理による減容効果は大きい。焼却炉は横型空気調整式固定床型であり、設計処理能力は50kg/hrで、表面線量率200mR/hまでの廃棄物を焼却処理している。焼却炉の断面図を図14に示す。

1976年5月焼却開始以来、1982年12月末現在までに焼却処理した β γ 可燃性廃棄物は約150tであり、発生した β γ 可燃性廃棄物のほとんどを処理した。その結果、約1/80の減容を達成した。

一方、 β γ 不燃性廃棄物に関しては圧縮性の極低レベル廃棄物のみを対象として減容のために圧縮処理しており、その他の不燃性廃棄物は発生時の形態のまま貯蔵管理している。

現在、不定形大型不燃廃棄物の発生量は多くないが、今後増加してくることが予想される。

第2章 再処理関連廃棄物の処理技術の開発

東海再処理工場では、工場の運転と並行して再処理に関連した環境放出放射能の低減化や廃棄物処理に関連した技術開発を進めてきている。以下にその技術開発の現状を紹介する。

2.1 高レベル液体廃棄物のガラス固化技術

現在、東海再処理工場では高レベル廃液を貯槽に安全に貯蔵しているが、より一層の貯蔵管理上の安全性を増すために貯蔵し易い固化体に変えることを計画している。しかしながら、液体を固化体にする場合、現在計画されている長期貯蔵後の地層処分に適した固化体にする必要がある。

固化処理法としては、仮焼法、ガラス固化法、セラミック固化法、複合体化法等がある。この内、長期間の安定性や熱除去性（熱伝導性）の点ですぐれたガラス固化法とセラミック固化法が広く適応される傾向にある。

図15に示す様に、動燃では1976年以来、原研（JAERI）や他の機関の協力の下に、基礎試験、工学試験、リモートメンテナンス及び模擬廃液を用いたモックアップ試験等のR&Dを進めており、処理能力として約100ℓ/日のガラス固化パイロットプラントの設計に必要なデータを目下蓄積中である。1983年現在、東海事業所内の高レベル放射性物質研究施設（CPF）において、約12ℓ/バッチの処理能力をもったガラス固化設備を用いて高レベル廃液処理体の適性、特性、及び評価試験を行なっている。

これらの技術を基に、ガラス固化パイロットプラントの設計作業として、1979年に予備設計、1980年に概念設計を実施し、プラント全体の概念、主要機器、設備の概念等を明らかにした。1981年には基本設計を実施し、1982年から詳細設計を行ない、1987年に実証運転に入ることを目標に、1984年には建設を開始する予定である。

図16に示す様に、高レベル廃液は100万キロワットの軽水炉を1年間運転することによって15～30m³発生するが、これをガラス固化することにより、3m³（キャニスタ30本）程度に減容される。ガラス固化処理プロセスでは、再処理工場から受け入れた高レベル廃液をギ酸で脱硝後、濃縮してガラス素材と混合し、直接通電セラミックメルタで溶融する。溶融ガラスはキャニスタに注入され、溶接検査の後、貯蔵庫に移送して貯蔵される。そのプロセスフローダイアグラムを図17に示す。

2.2 高レベル固体廃棄物の減容・固定化技術

現在、ハル及び燃料付属品等については、貯蔵効率の向上を図るとともに、長期安定貯蔵に適した形態にするため、熱間静水圧プレス法（Hot Isostatic Pressing）による減容固定化処理の基礎研究を進めている。又、試料ビン等の減容固定化処理についても総合的な調査検討を行ない、プロセスとして完成させるためのR&Dを実施している。写真1、2にHIP法によ

るハル及び試料ビンの状態を示す。

2.3 低レベル液体廃棄物のアスファルト固化技術

アスファルト固化技術開発施設では、アスファルト固化と、その固化体の貯蔵技術に関する試験運転を行っている。

本施設でのアスファルト固化処理方式は既に海外で広く実績のある横型エクストルーダ方式を採用している。このアスファルト固化処理プロセスのフローダイアグラムを図18に示す。

廃棄物処理場での蒸発缶及び化学凝集沈殿処理装置から発生する濃縮廃液とスラッジを受入れ、pH調整を行なった後、廃液の種類組成に従って放射性核種の不溶化処理を回分式に行なってから、エクストルーダに供給する。エクストルーダでは液体廃棄物とアスファルトを混合し、加熱脱水した後、ドラム缶に充填する。エクストルーダの加熱脱水能力は約200ℓ/hrであり、エクストルーダで生じた凝縮水は、油分を分離した後に廃棄物処理施設に送られる。

アスファルト固化体ドラムは冷却後、専用のキャスクを用いて貯蔵施設に運搬され安全に貯蔵される。

2.4 廃溶媒処理技術

廃溶媒処理技術開発施設は、現在焼却処理を行わずに貯蔵している廃溶媒を焼却処理にかかわって処理できる効果的な処理方法を開発することを目的とした施設である。

廃溶媒の処理方法として、減圧蒸留法、液中燃焼法などを検討したが、常温常圧下での運転であり、なおかつ、パイロット規模での長期の廃溶媒処理実績を有する「カールスルーエ法」を選定した。本施設は1982年4月建設に着工し、1984年2月に竣工予定である。図19にそのプロセスフローダイアグラムを示す。

本施設に受け入れた廃溶媒は、炭酸ナトリウムで洗浄した後、リン酸、純水を用いた抽出法により、ドデカンとTBPに分離される。その後シリカゲルを用いて不純物を除去したドデカンは分離精製工場に送り再使用するか、又は廃棄物処理場へ送り焼却する。又、分離したTBPはPVCもしくはプラスチック樹脂と混合してドラム缶に充填固化した後、アスファルト固化体貯蔵施設へ送られる。

廃溶媒処理技術開発施設は、回収TBPのPVC又はプラスチック固化により、一層安全な長期貯蔵という廃棄物処理技術開発の上で果す役割は重要である。

2.5 低レベル固体廃棄物の減容・固定化技術

○ TRU廃棄物の減容・固定化技術

東海再処理工場より発生するTRU廃棄物の量は、現在限られた蓄積量であるが、この量は今後商用再処理プラントの運転や、海外再処理プラントとの再処理契約による返還廃棄物等に

より増加することが予想される。

動燃では、T R U 廃棄物の発生量の減少、減容・固定化及び処分に関する R & D を実施してきている。

廃棄物発生量の減少という見地から再処理方法、設備及び運転技術等の改良を実施している。

廃棄物の減容化技術の開発項目については、可燃性廃棄物の焼却、塩化有機廃棄物の酸消化、フィルタエレメントの誘導加熱溶融、金属廃棄物のエレクトロスラグ溶融及び金属を含む不燃性廃棄物のマイクロ波加熱によるセラミック固化がある。これらの技術については、まもなく建設が始まり、1987 年頃運転開始が予定されている P W T F で実証試験を実施する予定である。

P W T F のプロセスフローダイアグラムを図 2 0 に示す。又、地層条件想定下での浸出性、プルトニウムの溶解性及び岩石との相互作用も含めた廃棄物形態の特性を改善し、明確にするための研究も実施してきている。

○ $\beta \gamma$ 廃棄物の減容・固定化技術

ホット試験開始以来発生した $\beta \gamma$ 固化体廃棄物の内、可燃性廃棄物については、廃棄物処理施設の焼却炉で焼却処理を行なって来たが、不燃性廃棄物の大部分については、発生時の形態のまま貯蔵管理している。

この問題を解決するために図 2 1 に示す様に、1988 年頃にプラント運転開始を目途に不燃性廃棄物の減容・固定化技術について研究開発を行なっている。

既に実用化段階又は開発段階に入っている減容化技術には、圧縮、溶融、及び酸消化法の三つがある。種類、形状及び汚染核種によって多種多様化している各々の固体廃棄物に対するこれら技術の適応性に関する調査は 1981 年に実施された。この調査結果のチェックアンドレビュー後、1982 年にプラント設計が始められた。減容効果を上げるためには処理フローに容器の開口、除染、分解、切断及び仕分け等の前処理技術をシステムに組み込む必要があるので、各廃棄物の性状に適した前処理方法に関する R & D 研究が現在実施されている。

一方、可燃性廃棄物の減容化については圧縮、焼却、熱分解、溶融、塩燃焼及び湿式酸化等の方法を用いて実施可能である。

東海再処理工場では、可燃性廃棄物を焼却処理することによって高減容効果を得てきている。しかしながら焼却炉は既に 8 年以上も使用しており、炉も老朽化してきている。一方、新規焼却施設については、1988 年頃の運転開始を目途に建設計画が進められている。当施設の概念的な計画を図 2 2 に示す。

新規焼却施設の建設に当っては、既設焼却炉の運転経験を基礎に代替機としての位置付けを踏えた上で、能力アップ高性能を目途に R & D を現在実施している。新規焼却施設のプロセスフローダイアグラムを図 2 3 に示す。

2.6 海洋放出放射能の低減化技術

東海再処理工場から海洋へ放出する廃液の放射能の基準値は1日最大1Ci（トリチウムを除く）であった。しかしながら、国の安全審査をパスし、建設の認可を得られたあとも、動燃に対する環境への放出放射能低減化要求は続いた。我々日本人は重要なタンパク源として魚や貝に大きく依存しており、工場建設停止を求める漁業協同組合からの訴訟を引起すことにもなった。我々日本人の海への関心は測りしれないものである。

この問題解決のため、動燃はSGN設計を変更して廃棄物処理場に順次2基の蒸発缶ユニット（E施設及びZ施設）を建設し、再処理工場のホット試験に合せて、実廃液を用いた放出放射能の低減化試験を行なった。図24にこのプロセスフローダイアグラムを示す。その結果、放出放射能の低減化の見通しが得られたので、1980年9月に2基の蒸発缶ユニットを低レベル廃液処理工程に組み込んだ。それ以降、これらの方策により使用済燃料の再処理量が増加しているにもかかわらず放出放射能は減少している。放出放射能の量については図25及び表8に示す。

一方、ホット試験中のヨウ素挙動調査により、ヨウ素の工程内での挙動も明確になり、海洋放出されるヨウ素については、低レベル廃液の第2段目の蒸発処理において、廃液を弱アルカリ性に調整するアルカリプロセスによりかなり低減化を行なった。

廃液中に含まれているTBPについては、処理済廃液中からTBPを除去するために、海洋放出モニタリング貯槽の手前に活性炭吸着塔（C施設）を設置した。

2.7 低レベル液体廃棄物処理の運転管理システム

低レベル廃液処理工程は前述の通り、3基の蒸発缶と凝集沈殿処理設備等によって除染を行っているが、廃液処理工程の安定かつ安全運転（操作）は環境への放出放射能低減化の上から重要な課題である。

そこで、東海再処理工場廃液処理工程においては運転の安全維持のために、コンピュータシステムの利用を1977年より検討し、1980年にコンピュータシステムを導入した。これによって人間—機械系の巨大化に伴う複雑さを軽減し、人的過誤を防止している。図26に運転管理システムの概略を示す。コンピュータシステムは、蒸発缶の温度や圧力、貯槽の液位、バルブの開閉及びポンプの起動・停止などの信号を自動的に各施設の制御盤から収集し、各制御室にいる運転員にディスプレイ端末機を通して低レベル廃液処理プロセスの状態に関する集約された情報を提供する。さらに、コンピュータシステムは運転に関するデータをすべて記録する様になっている。又、プロセスに異常が発生した場合、及び運転員が万が一誤操作を行なった場合には、直ちに警報が吹鳴し、異常箇所がディスプレイ端末機に表示されるので制御室にいる運転員が速やかに対応できる様になっている。

2.8 クリプトン回収技術

分離精製工場のせん断工程や溶解工程から発生するオフガス中には放射性クリプトン(^{85}Kr)が含まれており、現在、高さ90mの主排気筒を通して大気中に放出されている。

気体廃棄物の大気放出に関しては、ホット試験以来、放出ガスの γ 放射能測定では有意値は測定されていない。

しかし、将来必要となるであろうクリプトン回収技術の実証試験のため、1980年にパイロットプラントの建設を開始し、1982年7月には建設工事をほぼ終了し、引き続き工学試験を行なった。コールド試験は1983年3月まで実施し、1983年4月よりホット試験を開始する予定である。その後は、多分各種の試験運転が行なわれるであろう。

クリプトン回収技術は世界各地で研究開発が進められているが、本施設では空気液化工業の分野で広く採用されており、信頼性が高いと考えられる液化蒸留法を採用している。図27に当施設のプロセスフローダイアグラムを示し、運転工程について以下に述べる。

せん断工程及び溶解工程から発生したオフガスは、当施設の受入、調整系に受入れられ、ここで脱酸素処理系への供給ガスの調整を行なう。脱酸素系では、このガスに水素を混合し酸素と反応させることにより、ガス中の酸素を水に転化する。

吸着処理系では、水分、炭酸ガス及びキセノンを吸着分離する。その後、オフガスは低温で液化蒸留することにより窒素とクリプトンを精留分離し、クリプトンはシリンダに充填し、貯蔵管理する。

キセノンは、キセノン精留系で液化蒸留することにより精留分離し、シリンダに貯蔵するか、あるいは主排気筒から排出する。

又、脱酸素処理系及び吸着処理系で生成した凝縮水は、廃液貯槽を経て、分離精製工場の酸回収中間貯槽へ送り、吸着分離した炭酸ガスや精留分離した窒素ガスは主排気筒から排出する。

第3章 東海再処理工場における将来の廃棄物管理計画

東海再処理工場はホット試験を開始してから今日までに、170 tを超える使用済燃料を処理してきた。又、一方、再処理に伴って発生する廃棄物も安全に処理し管理してきた。現在までの運転経験から使用済燃料1 t処理した時に発生する廃棄物について図28に示す。

東海再処理工場は、海外からの技術を基礎としているが、我々自身の工場運転を我が国の国情に適合させ、定着させるために、以下の様な独自の技術開発を進めてきている。ガラス固化技術については、1980年代の終りまでにガラス固化パイロットプラントの運転開始を行なえるに十分な情報を得ることを目的として、モックアップ試験を含む種々の試験を動燃では実施している。さらに、動燃では低レベル液体廃棄物の濃縮廃液やスラッジのアスファルト固化、気体廃棄物中のクリプトン回収、高レベル並びに低レベル固体廃棄物の減容・固定化等の技術に関するR & Dも進めている。処分技術に関しては、工学的な封じ込め方法の開発と同様に、地層調査に関する種々の研究が進められている。

これらのR & D研究によって再処理工場の安全かつ安定な運転を今後とも確保できるであろう。

現在、国際的にも稼働中の軽水炉燃料の再処理施設は少なく、今後、建設及び運転が計画されているものが多い。この様な状況下で、東海再処理工場の運転とこれによって得られる知見は国内はもとより、国際的にも貴重なものであるだけでなく、エネルギー資源に恵まれない我が国にとって使用済燃料の再処理から得られるプルトニウムの利用は不可欠なことである。

このことから、図29に示す様に軽水炉燃料サイクルはもとより、高速炉燃料サイクルを確立することが重要な課題である。このためには、国民的合意を得るうえにも、廃棄物の処理・処分に関する技術開発を実施し、再処理施設から発生する廃棄物の管理体系（図30参照）を確立する必要がある。

第 二 部

Experience and Projects for Treatment, Conditioning
and Storage of All Radioactive Wastes
from TOKAI Reprocessing Plant

Abstract

Since the active operation of TOKAI reprocessing plant started on September 1977, about 170 t U of spent fuel have been reprocessed for the time being (December 1982).

During this period, the amount of the radioactivity discharged into the environment has been reduced in the low-level waste processing plant.

Concerning to the radioactive liquid waste, the treatment procedures consist mainly in evaporation to keep the discharge into the sea at very low-level. For the combustible low-level solid waste (comb. LLSW) and the solvent which is of low T.B.P. content, the incinerator have been in successful operation (burned: about 150 t of comb. LLSW, about 50 m³ of solvent waste which is called diluent waste).

Most of the past R&D works were devoted to a reduction of the activity discharged into the environment. The current R&D works are concerning the treatment of solvent waste, the conditioning of solid wastes, the bituminization of low-level liquid waste and the vitrification of high-level liquid waste.

This paper describes the present practices, R&D works and future aspects of the treatment, conditioning and storage of all radioactive wastes from TOKAI reprocessing plant.

Introduction

As for TOKAI Reprocessing Plant of Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC) in Japan, the design capacity is approximately 0.7 t of uranium metal per day (1.0-tU/day in maximum) for the spent fuel (28,000-MWD/tU burn up, 35-MW/tU specific power and 180-day cooling time), which were shipped from the power stations (PWR or BWR) in Japan. The plant capacity roughly corresponds to 7,000 MWe reactors as 300 day per year in full operation. The total electric power output of 24 nuclear power reactors now in operation in Japan is about 17,000 MWe, which roughly accounts for 18% of total electric power supply. Therefore the remainder is being shipped to British and French Reprocessing Plants for the time being, and then will be reprocessed in the second reprocessing plant which is planned to complete in around 1995 and will be operated by Japan Nuclear Fuel Service Co.

Design of TOKAI reprocessing plant was carried out by Saint-Gobain Techniques Nouvelles, which now is French company called Societe General pour les Techniques Nouvelles. As shown in Table 1, it has been 17 years since then i.e. 3 years for design, 1.5 years for preparation, 3.5 years for construction including blank test, 3 years for chemical tests and Uranium tests and 5 years for active tests and operation. During this period, the replacement of acid recovery evaporator was carried out, while the plant stopped the operation about one year. On the other hand, the plant test operation for checking the Prime Minister's prior inspection before starting the normal operation was successfully finished, and then first normal operation campaign (called 81-1 campaign) was started on January 17, 1981, but unfortunately, the plant operation was interrupted for about three months by the obstacle of acid recovery distillation column. And then the 81-1 campaign was resumed on May 1981. By the end of December 1982, about 250 t of spent fuels from 5 BWRs and 4 PWRs were received as shown in Table 2, and some 170 t of them were reprocessed as shown in Fig. 1 and Table 3, while taking the regular inspection of government.

Total amount of the recovered Plutonium nitrate as the final product was got to about 1,000 kg as of December, 1982 from starting of the active tests, and about 460 kg was already shipped to the PNC Plutonium Fuel Facility (PPFF) for fabrication mixed oxide as the exchange fuels for Japan's own Advanced Thermal Reactor (ATR) "FUGEN". A part of them has already loaded to the "FUGEN". Fig. 2 shows the material balance of Plutonium on fuel cycle.

Meanwhile, all radioactive wastes generated through the active operation shown as follows and Fig. 3.

Gaseous wastes are treated by scrubbing and/or filtration and so first, according to the properties of off-gases, and are discharged to the atmosphere through the main stack after monitoring of the radioactive concentration. Since the beginning of the active tests for the time being, the concentrations of radioactive nuclides (except Iodine-129, Tritium and Krypton-85) in the discharged off-gas have been

below the detection limits. At the beginning of the active test, we, however, faced the question how to control the fission product iodine (^{129}I) released into the environment. The R & D works of Iodine removal techniques from the off-gas have therefore been taken during the plant operation. Consequently, it was confirmed that silver-exchanged zeolite (Ag-X) filter was effective for the removal of airborne Iodine (^{129}I) in the off-gas.

Liquid wastes are classified into high-, medium- and low-level (HLLW, MLLW and LLLW). Among them, the high- and medium-level liquid wastes are treated in the Separations Plant (MP), whereas the low-level liquid waste, solvent waste and diluent waste are transferred to the Low Level Waste Treatment Facility (LLWTF) in the Low-Level Waste Processing Plant (LLWPP).

The radioactivity discharged into the environment is reduced as low as reasonably achievable mainly by means of evaporation. The diluent waste classified as a combustible liquid waste is burnt with incinerator at the LLWTF for the purpose of volume reduction, whereas the solvent waste was difficult to burn because of the high concentration of tri-butyl phosphate (TBP), leading to store in the exclusive storage vessels.

Solid wastes are classified into high- and low-level (HLSW and LLSW), and stored in their exclusive storages.

Among the high-level solid wastes, parts of reprocessing fuel assembly (hardware) and residual fuel cluds (hulls) generated from mechanical head-end and dissolution processes (chop and leach), together with other highly contaminated devices are packaged into an exclusive waste containers before transported to the HLSW Storage (HLSWS) for storing in safety.

The low-level solid wastes are transported to the LLWTF before treated by incinerator or press in the case of them for volume reduction and stabilization. The resultant incinerator ashes and compressed blocks, and untreated low-level solid wastes such as alpha-contaminated waste (TRU-waste) and highly beta- and gamma-contaminated waste ($\beta\gamma$ -waste), are packaged into a 200 l drum or multi-stage concrete container before transported to the LLSW Storage (LLSWS) for storing in safety.

New technical problems had arisen in the course of treating a variety of wastes generated from TOKAI reprocessing plant. In order to solve them, efforts had been made for developing and improving techniques suitable for them. As a result, evaporation facilities, which had been R & D facilities for reducing the radioactivity discharged into the sea, were successfully incorporated into the treatment system before the normal operation, thereby enabling the radioactivity of the wastes to decrease to about one-tenth of the regulation on the radioactivity-discharge.

Besides a bituminization technique for solidifying the concentrates from LLLW evaporators and the sludge from LLLW flocculator, many techniques have been developed for solid, liquid and gaseous wastes; they are a vitrification technique for solidifying the concentrates from HLLW evaporator, a

Krypton recovery technique for treating gaseous waste, volume reduction and immobilization techniques of low-level solid waste, a solvent waste treatment technique, volume reduction and immobilization techniques of high-level solid waste, and so forth. At present, the Bituminization Pilot Plant alone with the Krypton Recovery Pilot Plant is under test operation, while the Solvent Waste Treatment Facility is under construction. Other developmental facilities associated with waste treatment are being designed or planned to establish a reprocessing waste management program in the near future.

1. Operational Experience Gained in Management of All Radioactive Wastes in TOKAI Reprocessing Plant

1.1 Operational experience on gaseous waste

Origin and classification of gaseous wastes

The gaseous wastes generated from the reprocessing plant are classified as follows:

They are off-gases from mechanical head-end process, dissolution and clarification process, HLLW concentration process, vessel ventilation, and cell and room ventilation. Main origins and flowrates of these off-gases are shown in Table 4.

Treatment of gaseous wastes

Gaseous wastes generated from the reprocessing plant are treated with scrubber and/or filter and so on, according to the properties of off-gases, and discharged to the atmosphere through the main stack after monitoring of the radioactive concentration.

We use the following treatment methods for each off-gas streams. Fig. 4 and 5 show off-gas flow diagram and treatment process flow diagram, respectively.

For the off-gas from chopping machine, it passes through the dissolver, and is then filtered to remove solid particles such as uranium dioxide dusts with sintered metal filter and HEPA filter before treated by alkaline scrubbing and filtration (three steps filtration with two HEPA filters and Ag-X filter).

For the off-gas from dissolver and pulsefilter, it is also treated by alkaline scrubbing and filtration all the same, after the condensable gases and the nitrogen oxides are removed in a condenser and an absorber.

For the off-gas from HLLW concentrate storage, it is also treated by alkaline scrubbing and filtration all the same, after the condensable gases are removed in a condenser.

For the off-gas from vessels and evaporators of extraction process, including acid recovery process, purification process and concentration process, it is also treated by alkaline scrubbing and filtration all the same.

For the off-gas from rooms and cells, it is treated only by filtration using HEPA filter.

Since the beginning of the active tests for the time being, the concentrations of radioactive nuclides (except Iodine, Tritium and Krypton) in the off-gas discharged to the atmosphere through the main stack have been below the detection limits (the detection limits are 4×10^{-15} $\mu\text{Ci/ml}$ for gross α -emission and 4×10^{-14} $\mu\text{Ci/ml}$ for gross $\beta\gamma$ -emission).

At the beginning of the active operation, we, however, faced the problem how to control the fission product iodine (^{129}I) released into the environment. In order to solve this problem, the measurements of Iodine in the gaseous and liquid streams have been carried out through the active operation of TOKAI reprocessing plant. From the result of measurements, it was confirmed that more than 99% of the calculated amount of Iodine in the spent fuel was released into the off-gas circuit during the dissolution. Most of the released Iodine was desorbed to liquid streams and then transferred to the LLWPP, where some amounts of Iodine was released into the vessel off-gas line.

Through the investigation of Iodine distribution in the reprocessing plant, it was understood that the removal of Iodine in the dissolver off-gas (DOG) and vessel off-gas (VDG) led to decreasing the Iodine discharged to the atmosphere, so that the Ag-X filters were installed in the DOG system in the Main Plant and VOG system in the LLWPP, on April and October 1979, respectively. Thereby, amount of Iodine-129 discharged to the atmosphere could be reduced to less than a fourth of that in the past. And then, it was cell ventilation system in the LLWPP that the Ag-X filter was installed on August 1980.

Amount of Iodine and Tritium discharged to the atmosphere on the active operation are shown in Fig. 6 and 7, respectively.

With regard to Tritium and Krypton, we are making efforts to develop the removal techniques at present.

1.2 Operational experience on liquid waste

Origin and classification of liquid wastes

The liquid wastes generated from the reprocessing plant are classified into high-, medium- and low-level. As shown in Table 5, the high-level liquid wastes consist of the aqueous effluents (raffinates) from co-decontamination process, the effluent from solvent regeneration process and the concentrate from acid recovery process. The medium-level liquid wastes are usually the aqueous effluents from the separation and purification process, and the condensates from the DOG and HLLW concentrate storage off-gas treatment process as well as from the HLLW and plutonium concentration one. Meanwhile, the low-level liquid wastes are effluents from the off-gas scrubbing, the storage pool clean-up system, the solvent regeneration process, the analytical laboratory, the decontamination shop and the laundry, and distillate from the

acid recovery process and so on; moreover, their specific activities are less than 10^3 $\mu\text{Ci/ml}$. The amounts of liquid wastes generated on the active operation in the reprocessing plant are shown in Fig. 8.

Treatment and storage of liquid wastes

As shown in Fig. 9, the high- and medium-liquid wastes are treated in the MP whereas the low-level liquid waste in the LLWPP.

The high-level liquid waste is fed to the HLLW evaporator, in which nitric acid is decomposed by formaldehyde to keep nitric acid concentration lower during operation. This is why the process is provided with an absorption column. The resultant concentrate is stored in the HLLW concentrate storage vessels, which are always cooled with water to avoid temperature rise due to the decay heat of fission products. The amount of stored concentrate is about 150 m^3 as of December 1982, but scheduled to be vitrified in the future.

The medium-level liquid waste is fed to the acid recovery evaporator, and the resultant concentrate is then transferred as a high-level liquid waste to the HLLW evaporator. The gas phase generated in the evaporator is then transferred to the acid recovery distillation column in order to recover the concentrated nitric acid for reusing in the reagent make-up process. The distillate from distillation column, on the other hand, is transferred to the LLWPP with other low-level liquid wastes.

TOKAI reprocessing plant is provided with the LLWTF, the second LLLW evaporation facility (E-Facility), the third LLLW evaporation facility (Z-Facility) and the effluent clean-up facility (C-Facility) as LLWPP. As to LLLW treatment equipments, the followings are installed: they are 3 units evaporators, 1 unit flocculator, 1 unit sand filter, 1 unit neutralization system and 3 units active carbon adsorption columns.

Each evaporator is of self-thermocompressing natural-circulation type, and provided with a cyclone and a wire mesh demister to remove mist. In the flocculator, coprecipitation is carried out by adding calcium carbonate and ferric hydroxide.

The low-level liquid wastes transferred to LLWPP are treated with some of the above equipments, according to their radioactive concentrations and chemical properties. Higher-LLLW (1×10^{-3} to 1×10^3 $\mu\text{Ci/ml}$) are subjected to two-stage evaporation, whereas lower-LLLW (less than 1×10^{-3} $\mu\text{Ci/ml}$) are flocculated or evaporated in one stage. The resultant concentrate and sludge have been stored in the exclusive storage vessels, amounting to about 1400 m^3 and 680 m^3 , respectively as of December 1982. The stored concentrate and sludge are scheduled to be bituminized from now on. The liquid waste for which various treatments was finished from radioactivity point of view, further is treated by neutralization and oil removal, being discharged into the sea through the discharge piping after confirming that the radioactivities are well

below the regulation on radioactivity-discharge. The volume of effluent into the sea is approximately 236,000 m³ as of December 1982.

Concerning to the solvent and diluent waste generated from solvent regeneration process, the incineration tests were carried out using the incinerator to treat the solvent waste which contained TBP up to 30% in dodecane. From the results of these tests, we confirmed that phosphate compounds formed by the decomposition of TBP gave rise to corrosion of off-gas system. In order to solve this problem of how to prevent the corrosion, the incineration of solvent waste was treated by neutralization using octyl acid calcium. In this incineration, TBP reacted with octyl acid calcium in the furnace to produce calcium phosphate, then it could reduce the corrosion effectively. This process gave rise to clogging of off-gas system though. Accordingly, various incineration tests had been done to solve new problem, and an appropriate operation mode was established for diluent waste whose TBP fraction was less than 10%. Consequently, it was decided that this process was to be applied only to the diluent waste with the solvent waste stored. The process flow diagram is shown in Fig. 10.

Already, diluent waste has been burnt more than 50 m³ through the active operation in the reprocessing plant, thereby backing up the plant operation in terms of the volume reduction of organic solvent waste.

Moreover, the stored solvent waste is scheduled to be treated at the Solvent Waste Treatment Facility in the near future.

Table 6 shows total amount of liquid wastes treated during the active operation.

1.3 Operational experience on solid waste

Origin and classification of solid wastes

The solid wastes generated from our reprocessing plant are classified into high- and low-level. As shown in Table 7, the high-level solid wastes consist mainly of hulls, sampling bottles (jugs) from the analytical facility, stirrer of mixer-settler, used filters from the clarification process as well as from the solvent regeneration one, and so forth.

The low-level solid wastes are classified into $\beta\gamma$ - and TRU- wastes which are controlled on the basis of place in which they are generated. The two kinds of low-level solid wastes are classified further into combustible, difficult combustible and non-combustible wastes.

The low-level solid wastes generated from the reprocessing plant are transferred to the LLWPP and treated there before sent to the LLSWS for storing in safety. The amount of low-level solid waste generated from starting of the active operation was come to about 410 t as of the end of December 1982. During this period, the amount of the arising waste in 1979 became 2 to 2.5 times as large as those in other years because of a large-scale decontamination, dismantling

and replacement works in that year.

Fig. 11 shows the amounts of solid wastes generated on the active operation in the reprocessing plant. The amount of high-level solid waste becomes greater as the amount of reprocessed spent fuel and the term of operation increase. Meanwhile, the amount of low-level solid waste depends largely on the number of persons working within process areas and on the scale of maintenance and repair works during an inter-campaign period, rather than on the amount of reprocessed spent fuel during the campaign.

Treatment and storage of solid wastes

As shown in Fig. 12, at present, the high-level solid wastes are only packaged into the exclusive containers as they are generated, and then transported to the HLSWS for storing with safety. Among them, hulls and used filters are stored under water in the pool provided for the hulls storage made of stainless-steel-lined reinforced concrete, whereas the sampling bottles are stored dryways in the contaminated device's storage.

The low-level solid wastes are first transported to the LLWPP, in which $\beta\gamma$ -wastes are treated by such method as incineration or compression in the case of $\beta\gamma$ -wastes with TRU-wastes scheduled to be treated at the Plutonium-contaminated Waste Treatment Facility (PWTF) to be constructed in TOKAI Works.

The effect of volume reduction for the combustible $\beta\gamma$ -wastes is great by means of incineration because they account for about 37 % of the low-level solid wastes as shown in Fig. 13. The incinerator has the air controlled lateral fixed-bed type furnace. The design capacity is 50 kg/h, and the solid wastes with the surface dose rate of up to 200 mR/h are burnt. Fig. 14 shows the vertical section drawing of incinerator.

Approximately 150 t of combustible $\beta\gamma$ -wastes have been burnt from May 1976 to the end of December 1982, leaving little combustible $\beta\gamma$ -wastes unburnt. As a result, the volume reduction rate was come to about one-eightieth.

Meanwhile, with regard to non-combustible $\beta\gamma$ -wastes, very low-level compressible ones only have been compressed to reduce their volume, and the others have been stored in the forms as they were generated.

At present, it is not so great that the amount of irregular formed large-size non-combustible $\beta\gamma$ -wastes, but it will increase in the future.

2. Development of Reprocessing-Related Waste Treatment Techniques

During plant operation, TOKAI reprocessing plant has developed various techniques associated with reduction of radioactivity discharged into the environment and with waste treatment. The states of the art of them are described in the following sections.

2.1 Vitrification of high-level liquid waste

Although our reprocessing plant stores the high-level liquid waste safely in the storage vessels at present, it is planning to have the liquid waste solidified to increase the storing safety. Upon solidifying the liquid waste, the resultant solidified waste, however, should be suitable for disposal, leading to the present plan of geologic disposal after long-term storage.

As to solidification methods, there are calcination, vitrification, ceramics and metal matrix composite method. Among others, the vitrification method and the ceramics method tend to be widely adopted owing to the long-term stability and better heat removal capability (excellent thermal conductivity) of the resultant solids.

As shown in Fig. 15, PNC has performed since 1976, in close cooperation with Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) and other national research institutes, in combination of laboratory scale, full-scale engineering, remote maintenance and system mock-up tests with simulated waste to obtain data necessary for designing an envisaged pilot plant capable of vitrifying about 100 l of high-level liquid waste daily. As of 1983, demonstrative laboratory tests are undertaking with actual waste by use of the Chemical Processing Facility (CPF) at TOKAI Works, of which capacity is 12 l/ Batch of high-level liquid waste; they are process feasibility test and characterization and evaluation test of waste forms.

Based on these techniques, the preliminary and conceptual design of Vitrification Pilot Plant were carried out in 1979 and 1980, respectively, clarifying thereby the image of the pilot plant as a whole, and major individual machines and equipment, followed by the basic design in 1981. The detailed design of the pilot plant has been carried out since 1982 for the time being and the construction will be started in 1984, aiming at demonstrative operation in 1987.

As Fig. 16 suggests, a 1000 MWe light water reactor produces 15 to 30 m³ high-level liquid waste for a year, but the vitrification method may reduce it to 3 m³ vitrified waste (30 canisters). In the vitrification process, the high-level liquid waste received from the reprocessing plant is denitrated by formic acid, concentrated, mixed with glass frit and fused in a direct electric ceramic melter. Molten glass is filled in a canister, transported to the vitrified waste storage after the inspection of welding, and stored there. Fig. 17 shows the process flow diagram.

2.2 Conditioning of high-level solid waste

As for hulls and hardware, the volume reduction and immobilization techniques such as hot isostatic pressing (HIP) method are now under basic tests to improve a storing efficiency and to convert their form to the suitable one for long-term storage. Also for sampling bottles and so forth, synthetic investigation was done about the volume reduction and immobilization techniques, and R & D works are now being

proceeded to establish the process. Photo 1 and 2 show the HIP method for hulls and sampling bottles, respectively.

2.3 Bituminization of low-level liquid waste

The Bituminization Pilot Plant has been operated to demonstrate a solidification technique with bitumen and a storing technique for bituminous product.

This plant utilizes a horizontal extruder as bituminization process, which has been widely used abroad. Fig. 18 shows the bituminization process flow diagram.

The resultant concentrates and sludge generated from evaporation and flocculation in the LLWPP are received in the Bituminization Pilot Plant before treated to pH adjustment, insolubilization of radioactive nuclides on a batch basis depending on the nature and composition of the liquid waste, followed by extrusion. In the extruder, the liquid waste is blended with bitumen, dehydrated and poured into drums. The dehydration capacity of extruder is about 200 l/h. The condensate from extruder is transferred to the liquid waste treatment process in the LLWTF after removing oil contents. Bitumen-filled drums are cooled, transferred with an exclusive transferable cask to an exclusive storage and stored with safety.

2.4 Treatment of solvent waste

The purpose of the Solvent Waste Treatment Facility lies in developing an effective treatment method for the solvent waste stored without being burnt which may substitute for incineration.

After investigated several solvent waste treatment methods such as reduced-pressure distillation and submerged combustion, the "Karlsruhe method" was chosen, because it runs at an ambient temperature and under an atmospheric pressure in addition to its fairly long operation experience on a pilot plant scale. Construction of this facility started on April 1982, and will be completed on February 1984. The process flow diagram is given Fig. 19.

The solvent waste received in this facility is first washed with sodium carbonate, followed by separation of dodecane and TBP using phosphoric acid and pure water. After removing impurities by silica gels, dodecane is either reused in the Separations Plant or burnt with incinerator in the LLWPP. On the other hand, separated TBP is blended with poly vinyl chloride (PVC) or plastics resin in drums for uniformizing, and the resultant solidified wastes are sent to the storage.

The Solvent Waste Treatment Facility plays an important role in the development works of waste treatment technology owing to safe and long-term storage capability by solidification with PVC or plastics resin of recovered TBP.

2.5 Conditioning of low-level solid waste

Conditioning of TRU-waste

Although a limited amount of TRU-waste from our reprocessing plant has been accumulated to the present, it is anticipated that the amount will increase in the future through the operation of a commercial reprocessing plant and also through oversea reprocessing contracts.

The PNC has performed the R & D works on reduction of arising, volume reduction, immobilization and disposal for TRU-waste.

Improvements in reprocessing method, equipment, operation techniques, etc. are being achieved from the viewpoint of reducing the waste arising.

Development works of the volume reduction techniques for wastes are underway. These involve the incineration of combustible waste, acid digestion of chlorinated organic waste, melting of filter element by induction heating, electroslog remelting of metal waste and immobilization of non-combustible waste excluding metal into ceramic form by microwave heating. These techniques will be demonstrated at the PWTF, of which construction will be started soon and operation is scheduled to initiate in around 1987. Fig. 20 shows the process flow diagram at the PWTF. Research has also been performed to improve and identify the characteristics of waste form including leach-ability, solubility of plutonium and interaction with rock under simulated underground conditions.

Conditioning of $\beta\gamma$ -waste

Among the $\beta\gamma$ -solid waste generated from starting of the active tests, combustible wastes have been burnt with the incinerator installed in the LLWTF, but most of non-combustible wastes have been stored in the forms as they were generated.

In order to improve the situation, as shown in Fig. 21, the volume reduction and immobilization techniques of non-combustible waste have been developed aiming at its plant operation in around 1988.

There are three volume reduction techniques which have already put in practical use or are in development stage; they are compression, melting and acid digestion method. Investigation was carried out in 1981 on their applicability to the solid wastes which are complicated in types, shapes and contaminated nuclides. After the check and review for the results, plant design was started in 1982. In order to make volume reduction effective, it is necessary to establish a flow sheet taking systematically into account pretreatment techniques such as package opening, decontamination, dismantling, cutting and sorting. The R & D works on the pretreatment techniques adequate for the characteristics of waste are proceeding, also.

On the one hand, a volume reduction of combustible waste

can be achieved by compression, incineration or pyrolysis, molten salt combustion and wet oxidation.

In TOKAI reprocessing plant, the high volume reduction effect has been gained by incineration of combustible waste, the incineration, however, has been in use for more than eight years with the furnace proper being superannuated. Accordingly, construction planning of a second incineration facility has been started aiming at its operation in around 1988. Conceptual plan of this facility is shown in Fig. 22.

Aiming at larger capacity and higher performance, the R & D works for the new facility are proceeding on the basis of the past operation experience gained by the existing incinerator and of a role given to the new one. Fig. 23 shows the new process flow diagram.

2.6 Reduction of radioactivity discharged into the sea

The initial regulation on the radioactivity of sea-discharge was 1 Ci/day in maximum (except Tritium) in TOKAI reprocessing plant. Demand for improvement on environmental safety, however, continued even after PNC passed the safety evaluation examination and the construction permit was obtained from the government. We, Japanese, depend much on fishes and shells for their important resources of protein, and our interests towards the sea are immeasurable which caused lawsuits from fishermen association and related organizations to stop the construction work.

In order to solve this problem, PNC modified the design to additionally install two evaporators (E- and Z-Facilities) at the LLWPP and had carried out the test for reduction of radioactivity-discharge by using actual liquid waste during the active tests in the reprocessing plant. Fig. 24 shows the process flow diagram. Because the results indicated technical feasibility of reducing radioactivity-discharge, the two evaporators were incorporated into the low-level liquid waste treatment process on September 1980. These measures have enabled the reduction of radioactivity-discharge since then, despite of increasing amount of reprocessed spent fuels. The amount of radioactivity discharged are shown in Fig. 25 and Table 8.

Meanwhile, the behavior of Iodine became clear through the investigation of Iodine distribution during the active tests in TOKAI reprocessing plant. Iodine discharged into the sea has been considerably reduced by adapting the alkaline process to the second evaporation stage.

Concerning to the entrained TBP, in order to remove TBP from the effluent, the charcoal adsorption columns (C-Facility) were installed before sea-discharge monitoring vessels.

2.7 Operation management system for low-level liquid waste treatment

As described in the preceeding sections, the low-level liquid wastes have been decontaminated with the three evapora-

rators and flocculator. It is an essential theme for reduction of radioactivity discharged into the environment that the waste treatment operation is kept being stable and safe.

TOKAI reprocessing plant, therefore, had investigated the use of a computer system in its low-level liquid waste treatment facilities since 1977 to make operation safe, and introduced it in 1980 to mitigate the complexity in man-machine relations and thereby to avoid human errors. The scheme of operation management system is shown in Fig. 26. The computer system automatically gathers the signals from the control panels in various facilities on the temperatures and pressures of the evaporators, on liquid levels and on the state of valves and pumps, thereby providing the operators in the control rooms through display terminals with intensive information on the low-level liquid waste treatment processes. Besides the above, this computer system records all the operation data. If abnormality occurs in the process or an operator makes maloperation, it immediately raises an alarm with the abnormal point shown on the display terminal, enabling the operators in the control room to take appropriate measures at once.

2.8 Recovery of Krypton

The off-gases from the chopping machine and the dissolver installed in the Separations Plant, contain Krypton (^{85}Kr) and are discharged to the atmosphere through the main stack 90 meter high at present.

With regards to the atmosphere-discharge of gaseous waste, no significant response to gamma radiation has been recorded so far through the active operation.

But, in order to demonstrate the Krypton recovery technique for the future necessity, construction of a pilot plant was started in 1980 and almost completed on July 1982, following engineering tests. The inactive tests will be carried out by March 1983, and the active tests are scheduled to start on April 1983, followed presumably by various test operations.

The Krypton recovery techniques have been developed in many places of the world. This plant utilizes a cryogenic distillation method which is widely used in the air liquefaction industry and considered to have high reliability. The process flow diagram is given in Fig. 27 and the operational flow in this plant is shown as follows;

The off-gases generated from the chopping machine and the dissolver are transferred to the receiving and adjustment process of this pilot plant, in which they are adjusted to be fed to the oxygen removal process. They are mixed with hydrogen in the oxygen removal process to react on oxygen in themselves to form water.

In the adsorption process, water, carbon dioxide and Xenon are removed. The off-gases are then subjected to cryogenic distillation at low temperature to separate nitrogen and Krypton, which is filled into cylinders and stored.

Xenon is separated from the off-gases in the Xenon distil-

lation column by applying cryogenic distillation technique, and recovered Xenon is either stored in cylinders or discharged through the main stack.

Moreover, condensed water arisen from the oxygen removal and adsorption processes is transferred through the liquid waste buffer vessel to the acid recovery process in the MP, whereas carbon dioxide separated by adsorption and nitrogen separated by cryogenic distillation are discharged through the main stack.

3. Future Waste Management Program in TOKAI Reprocessing Plant

Total reprocessing amount of the spent fuel has been come to over 170 t since the beginning of the active tests, making great efforts to treat and store the resultant radioactive wastes in safety. Fig. 28 shows the generated wastes from 1 t reprocessed spent fuel on the past operation experience in our plant.

Although TOKAI reprocessing plant was based on a foreign technology, unique technical development works have been performed in addition to the full-fledged reprocessing plant operation with the view of fitting and fixing our own plant operation to the state of affairs in Japan as follows: PNC's various tests including system mock-up test are under way for the purpose of getting sufficient information to start the operation of Vitrification Pilot Plant by the end of 1980's. In addition, PNC has proceeded with R & D activities for bituminization of LLLW concentrates and sludge, Krypton recovery of gaseous waste, and volume reduction and immobilization of high-level solid waste as well as of low-level one. With regards to disposal techniques, various studies have been made on the research of geographic formations as well as on the development of engineered barriers.

A series of these R & D works will lead to enable safe and stable operation of the reprocessing plant.

At present, there exist only a few reprocessing plants for the light water reactor (LWR) spent fuels running in the world, with many being under planning for construction or operation in future. Under these circumstances, the operation of TOKAI reprocessing plant and the information obtained therefrom are very important for the world as well as for Japan. Also, utilization of recovered Plutonium through reprocessing spent fuels is indispensable for Japan that is very poor in energy resources.

These facts indicate the importance of establishing the fast breeder reactor (FBR) fuel cycle as well as the LWR one as shown in Fig. 29. In order to obtain public acceptance in the course of attaining the aim, it is necessary to develop techniques associated with conditioning and disposal, and to establish an overall management program of the radioactive wastes generated from the reprocessing plant as shown in Fig. 30.

第 三 部

表，図，写真，参考資料及び参考文献

Table. 1 Operation Schedule on Tokai Reprocessing Plant

| Item | 1971 | 1972 | 1973 | 1974 | 1975 | 1976 | 1977 | 1978 | 1979 | 1980 | 1981 | 1982 |
|--------------------------------|-------------------|------------|--------------------|-------------------------|--------------------|--------------------|--------------------|------------|------------|-------------------------|--------------------|--------------------|
| Construction | May [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | Oct. [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] |
| Blank test | [REDACTED] | [REDACTED] | Apr. [REDACTED] | Oct. [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] |
| Chemical test | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | Oct. Feb. [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] |
| Uranium test | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | Aug. [REDACTED] | Feb. [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] |
| Active test | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | July [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | Feb. [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] |
| Operation for prior inspection | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | Feb. Oct. [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] |
| Normal operation | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | [REDACTED] | Jan. [REDACTED] | Dec. [REDACTED] |

Table. 2 Amount of Spent Fuel Received in Tokai Plant

| Amount Year | Reactor type | | | | Total MTU(Assembly) |
|--------------------|---------------------------|---------------|---------------|--------------------------|------------------------|
| | JPDR MTU(Assembly) | BWR | | PWR MTU(Assembly) | |
| | | MTU(Assembly) | MTU(Assembly) | | |
| | | | | | |
| 1977 | 4.1 (71) | | | | 4.1 (71) |
| 1978 | | 14.1 (72) | | 16.0 (40) | 30.1 (112) |
| 1979 | | 22.6 (116) | | 14.9 (42) | 37.5 (158) |
| 1980 | | 41.8 (218) | | 21.4 (56) | 63.2 (274) |
| 1981 | | 33.7 (177) | | 27.9 (70) | 61.6 (247) |
| 1982 | | 32.2 (170) | | 20.3 (56) | 52.5 (226) |
| Sum total | 4.1 (71) | 144.4 (753) | | 100.5 (264) | 249.0 (1088) |

(July 1977 ~ December 1982)

Table.3 Total Amount of Spent Fuel Reprocessed during the Active Operation in Tokai Plant

| Reactor name | Assembly (Number) | Spent fuel (MTU) | Burn-up (Max) (MWD/T) |
|---------------------|----------------------|---------------------|--------------------------|
| JAERI JPDR | 71 | 4.1 | 5,600 |
| Fukushima-1 1st (B) | 144 | 28.1 | 19,700 |
| Fukushima-1 2nd(B) | 30 | 5.7 | 24,100 |
| Genden Tokai-2 (B) | 40 | 7.4 | 15,100 |
| Hamaoka-1 (B) | 102 | 19.2 | 15,500 |
| Shimane-1 (B) | 197 | 38.5 | 19,600 |
| Mihama-1 (P) | 42 | 13.9 | 16,800 |
| Mihama-2 (P) | 64 | 25.5 | 32,600 |
| Ikata-1 (P) | 28 | 11.2 | 27,500 |
| Genkai-1 (P) | 43 | 17.2 | 34,500 |
| Total | 761 | 170.8 | |

(September 1977~December 1982)

Table.4 Classification of Gaseous Wastes

| Off-gas streams | Main origin | Flowrate |
|---------------------------------------|--|-----------------------------------|
| Mechanical treatment process | Chopping machine | $\sim 70\text{m}^3/\text{h}$ |
| Dissolution and clarification process | Dissolver, Pulsefilter | $\sim 10\text{m}^3/\text{h}$ |
| HLLW concentration process | HLLW evaporator HLLW concentrate storage vessel | $\sim 570\text{m}^3/\text{h}$ |
| Vessel ventilation | Vessels and evaporators of extraction, acid recovery, purification and concentration process | $\sim 1,200\text{m}^3/\text{h}$ |
| Cell and room ventilation | Room, Cell | $\sim 305,000\text{m}^3/\text{h}$ |

Table.5 Classification of Liquid Wastes

| | |
|------------------------------|---|
| High-level liquid waste | 1st cycle effluent 1st cycle solvent wash effluent Concentrate from acid recovery process |
| Medium-level liquid waste | 2nd and 3rd Uranium and Plutonium cycle Aqueous effluents DOG and HLLW vent. condensates Plutonium evaporator condensate |
| Low-level liquid waste | Off-gas scrubbing effluents Storage pool cleanup system back-wash Solvent wash effluent Floor drain Laundry effluent Distillate from acid recovery process |

Table.6 Total Amount of Liquid Wastes Treated
during the Active Operation in Tokai Plant

| Classification | Volume [m ³] |
|----------------|--------------------------|
| High-level | 3,900 |
| Medium-level | 33,000 |
| Low-level | 113,000 |
| Diluent | 50 |

* Volume discharged into the sea after treatment : 236,000m³
(September 1977~December 1982)

Table.7 Classification of Solid Wastes

| | |
|------------------------------|---|
| High-level solid waste | Hardware , Hulls Sampling jug, Sintered filter Stirrer of mixer-settler |
| Low-level solid waste | Comb.waste Paper, Wood, Vinyl acetate Polyethylene, Used protective clothing |
| | Non-comb. waste Compressible..... Glass, Wire PVC Non-compressible...Metal chips, Pipe, Tools |
| | Difficult comb. waste Glove (Latex or Neoprene rubber) |

Table.8 Activity Discharged into the Sea and
Amount of Spent Fuel Reprocessed

| Year | Amount (t) | Activity * (Ci) |
|-------|--------------|-----------------|
| 1977 | 3.3 | 0.02 |
| 1978 | 15.8 | 0.20 |
| 1979 | 5.1 | 0.18 |
| 1980 | 54.9 | 0.04 |
| 1981 | 40.8 | 0.04 |
| 1982 | 50.9 | 0.03 |
| Total | 170.8 | 0.51 |

* except TRITIUM

(September 1977 ~ December 1982)

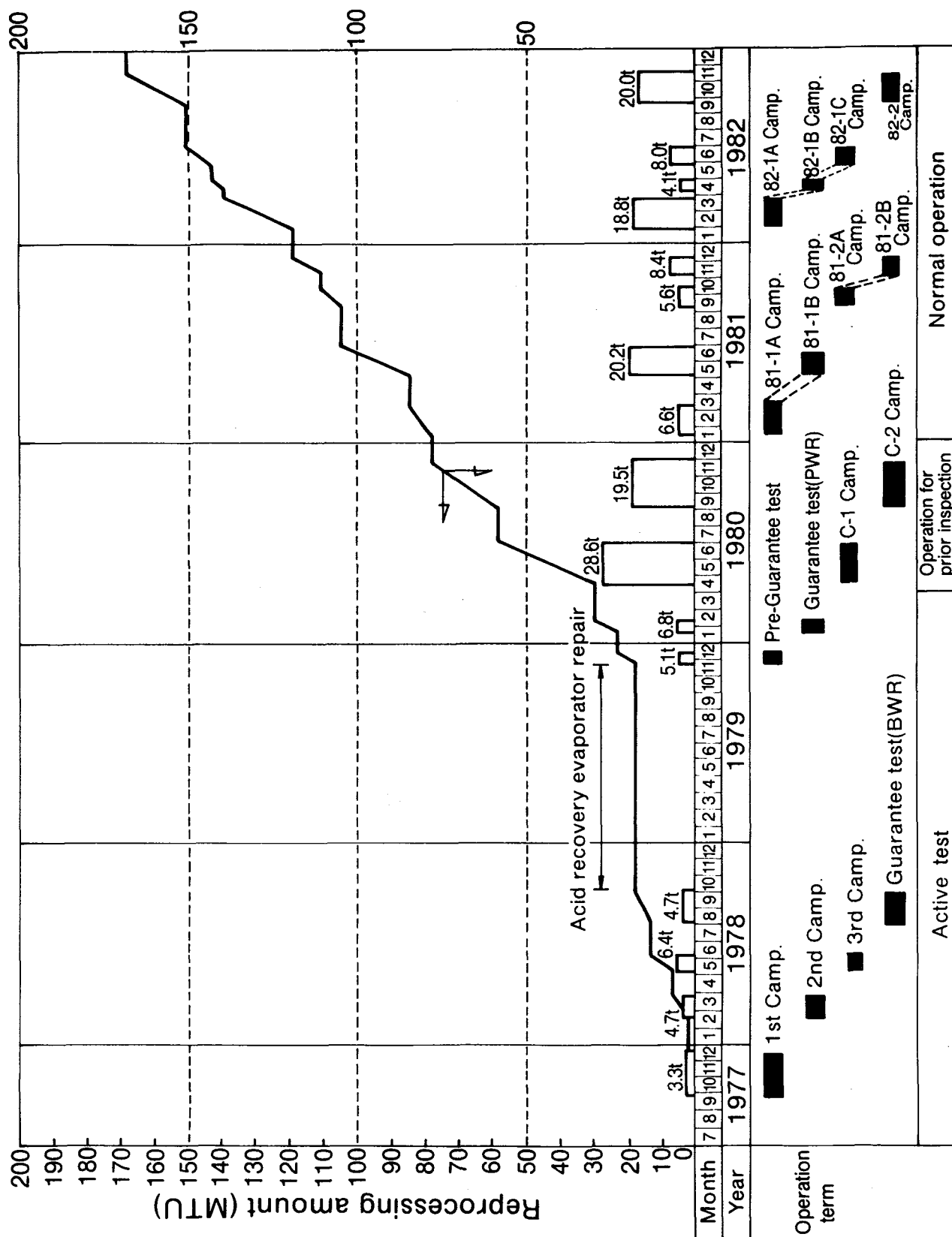


Fig.1 Operation on Tokai Reprocessing Plant

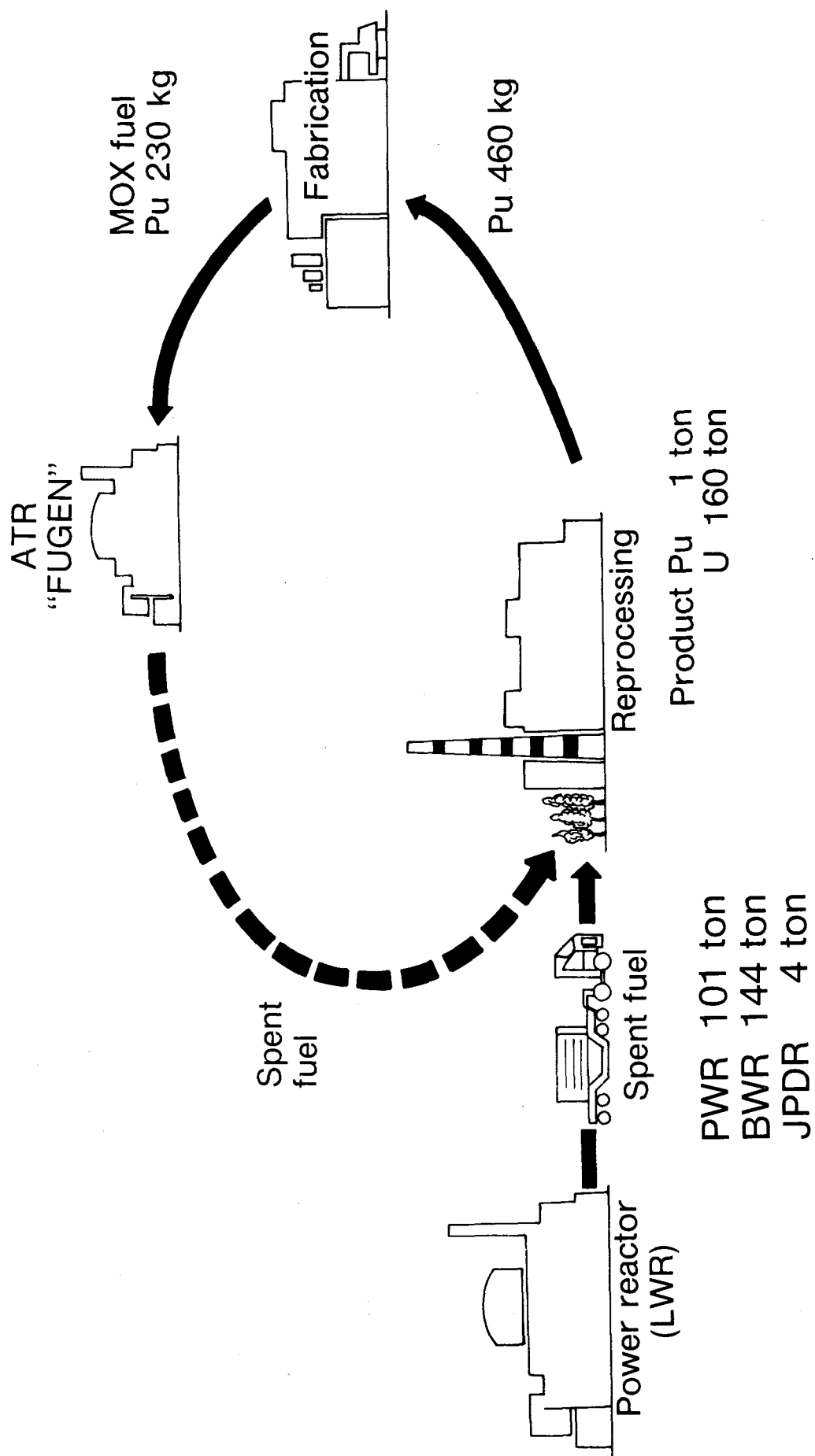


Fig. 2 Material Balance of Pu on Fuel Cycle

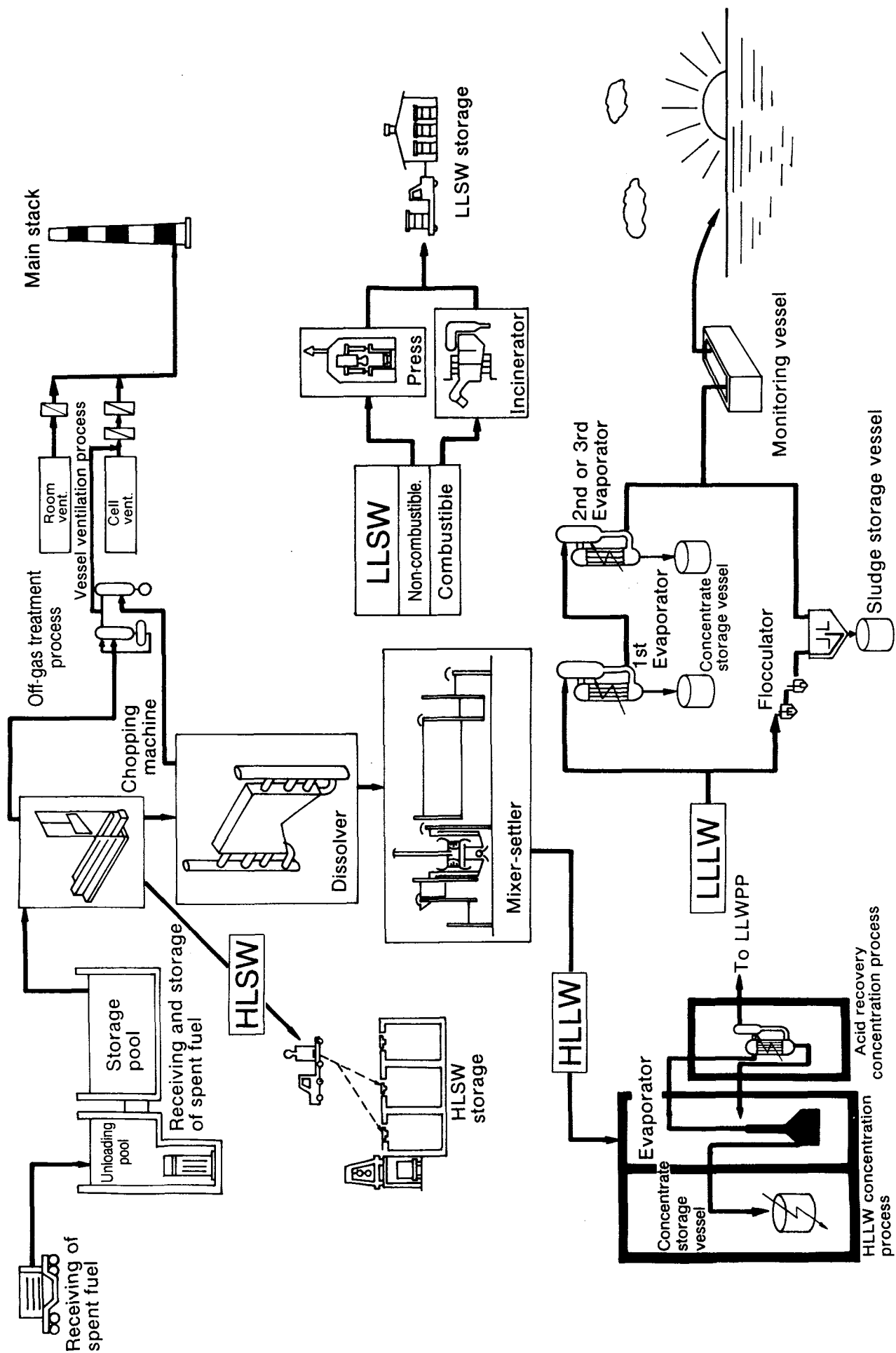


Fig.3 Scheme for Radioactive Wastes Treatment Process in Tokai Plant

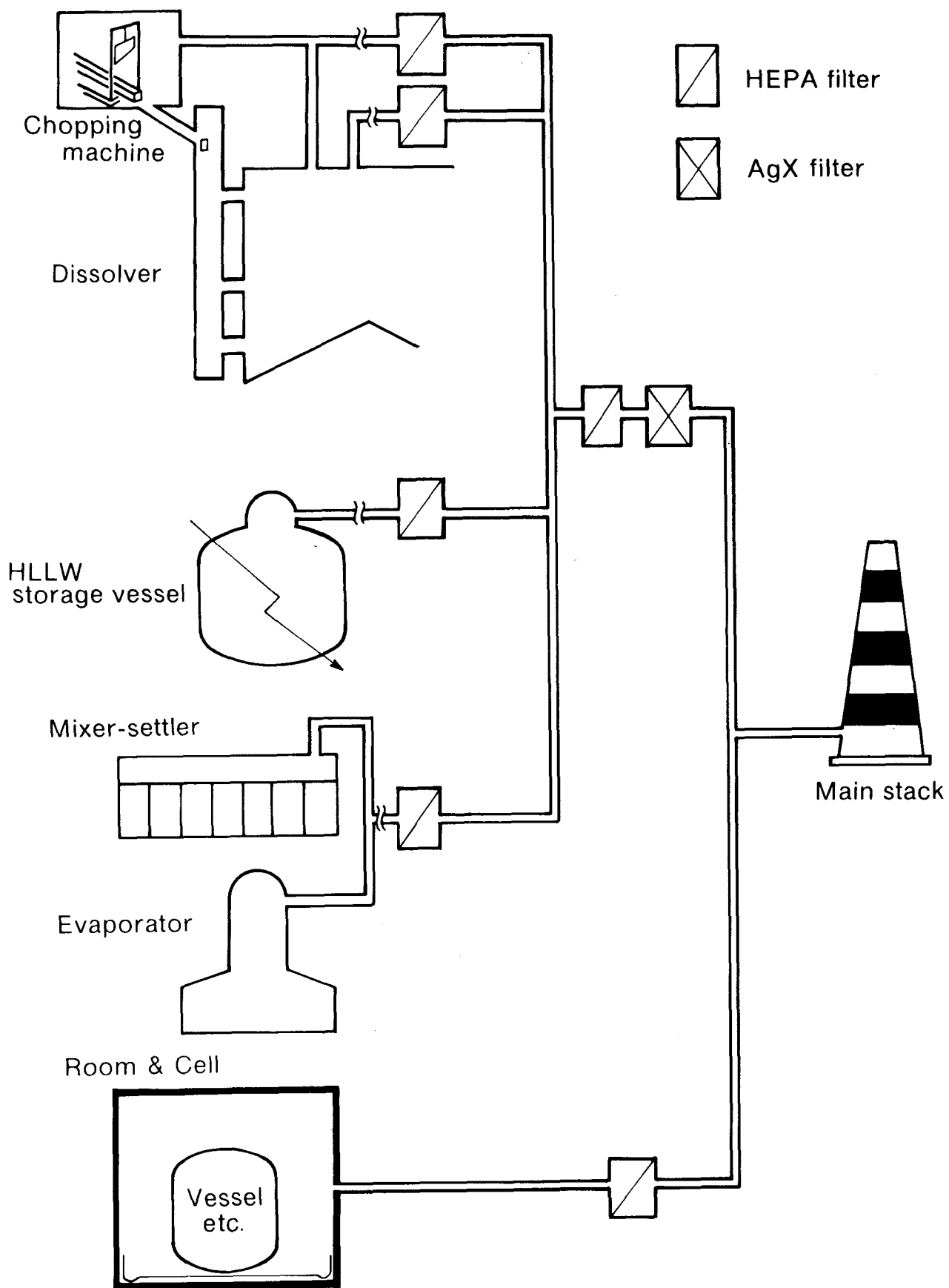


Fig. 4 Off-Gas Flow Diagram

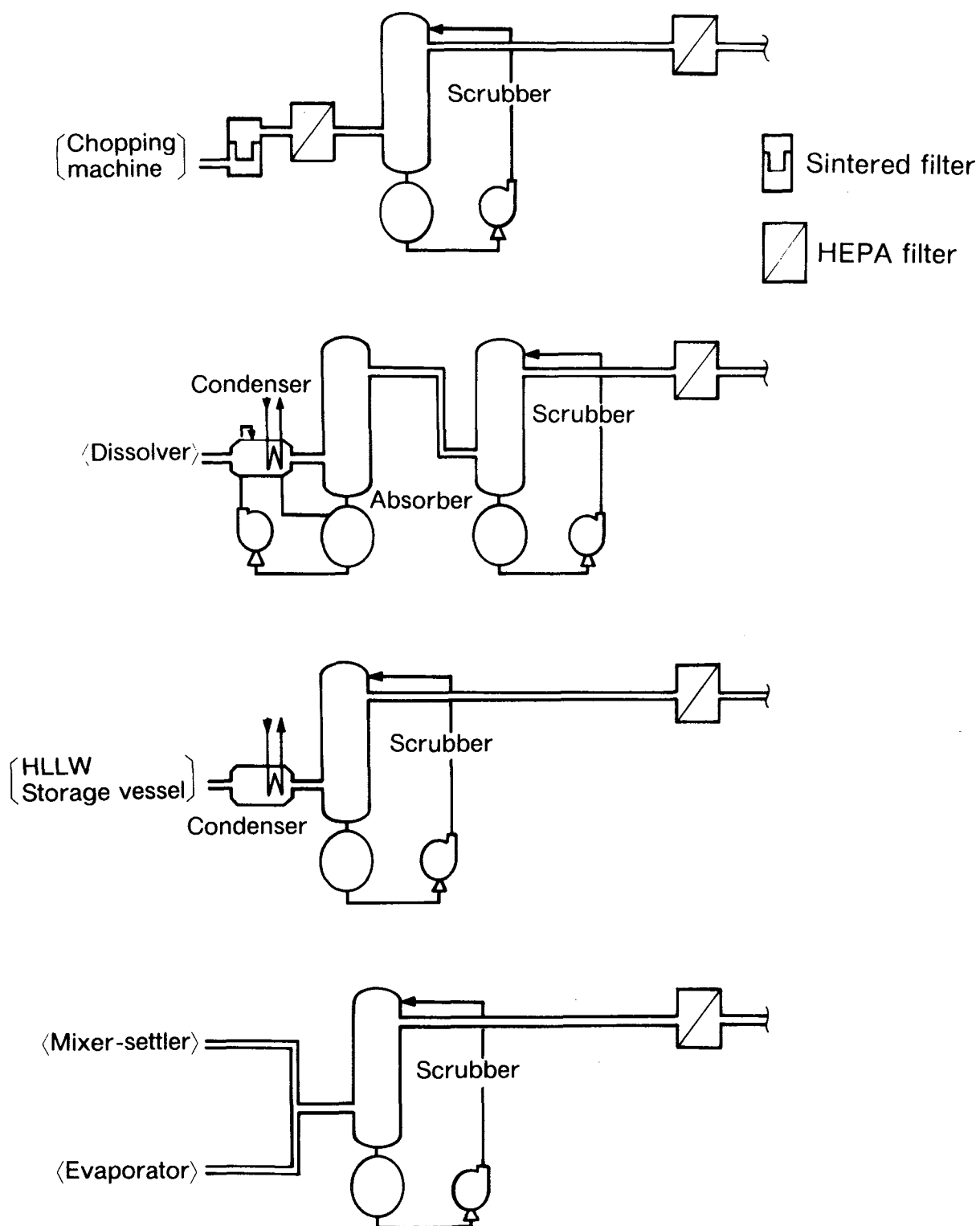


Fig. 5 Process Flow Diagram of Off-Gas Treatment

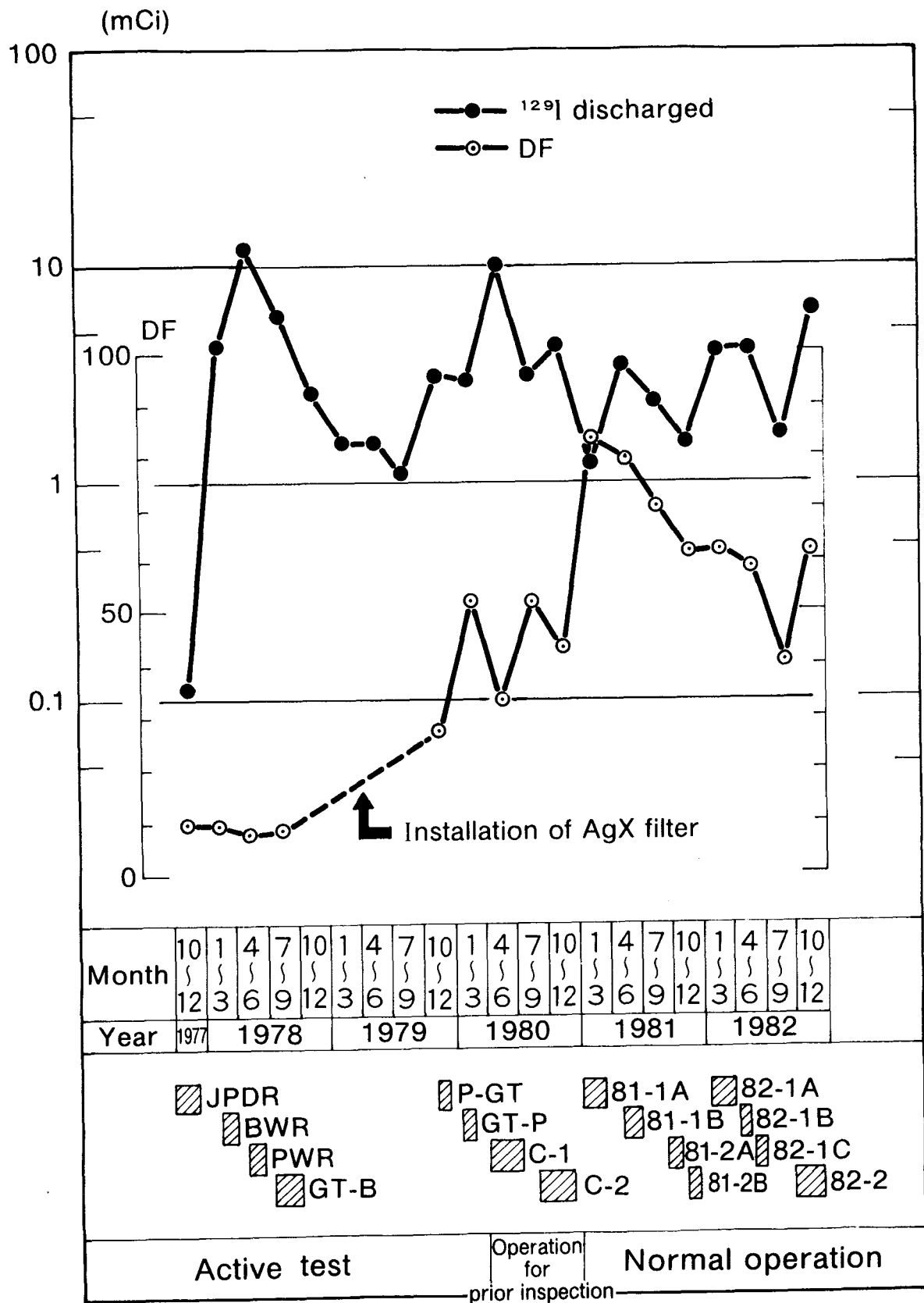


Fig. 6 Amount of ^{129}I Discharged to the Atmosphere on the Active Operation in Tokai Reprocessing Plant

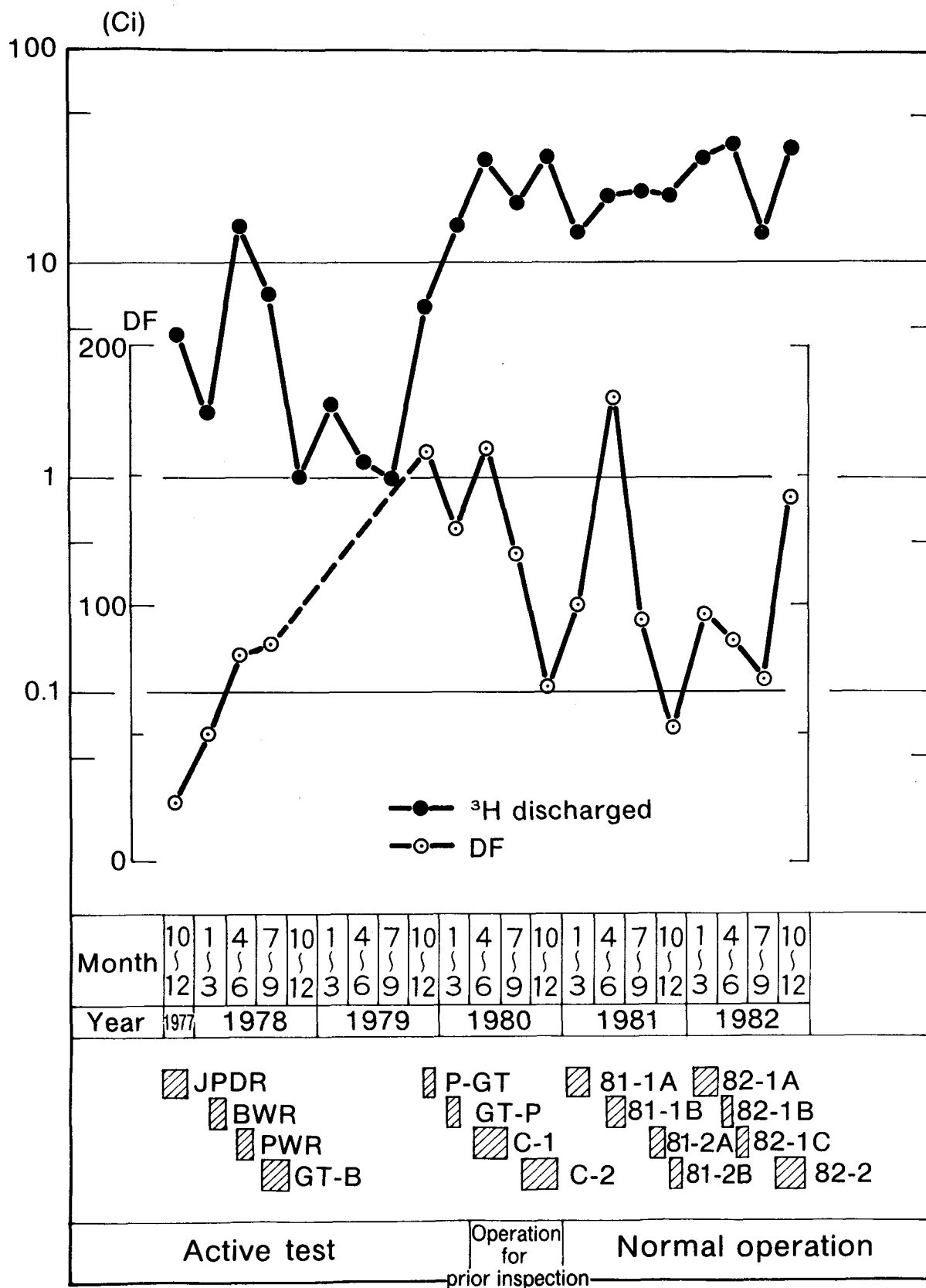


Fig. 7 Amount of ^3H Discharged to the Atmosphere on the Active Operation in Tokai Reprocessing Plant

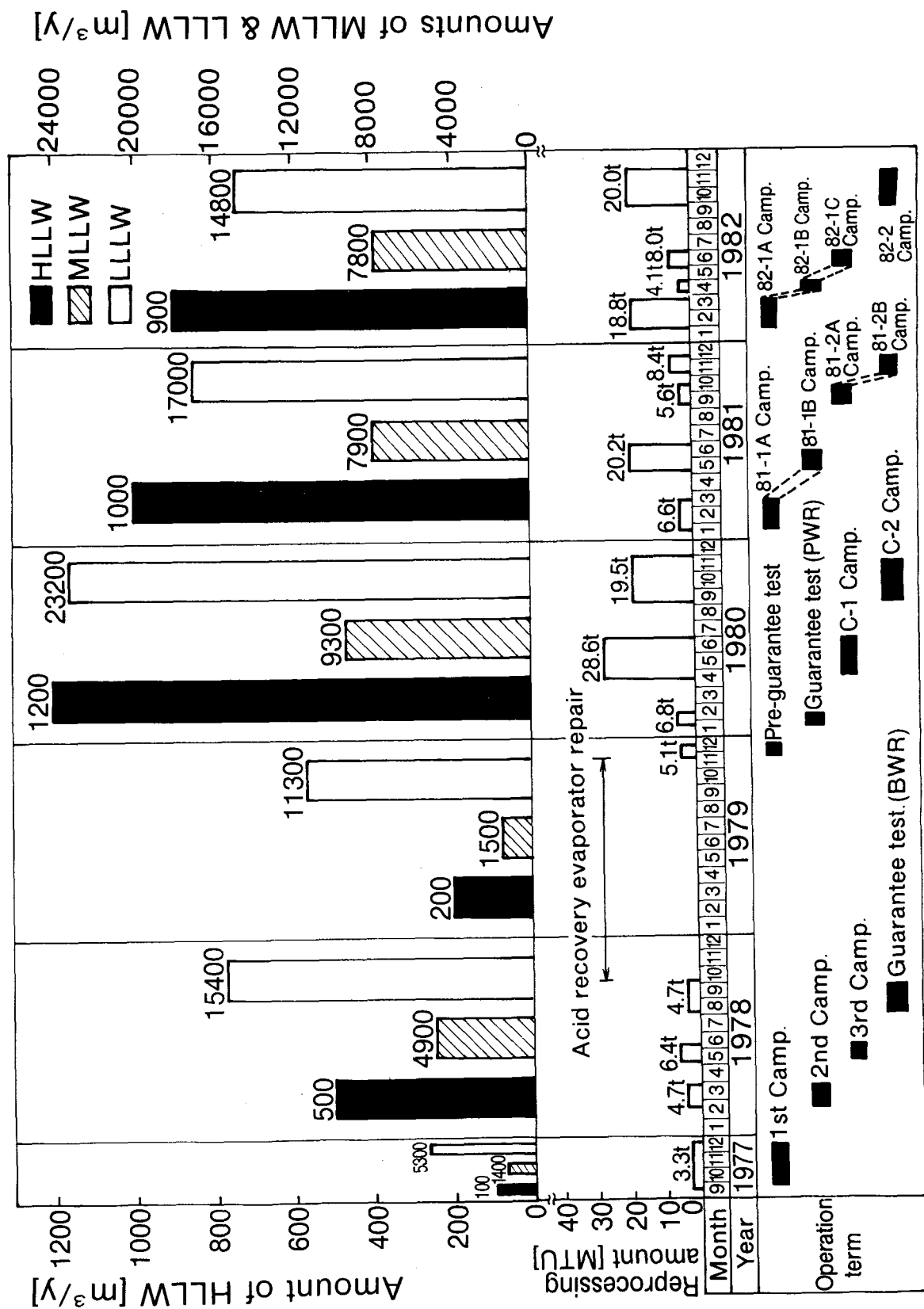


Fig. 8 Amount of Liquid Wastes Generated on the Active Operation in Tokai Reprocessing Plant

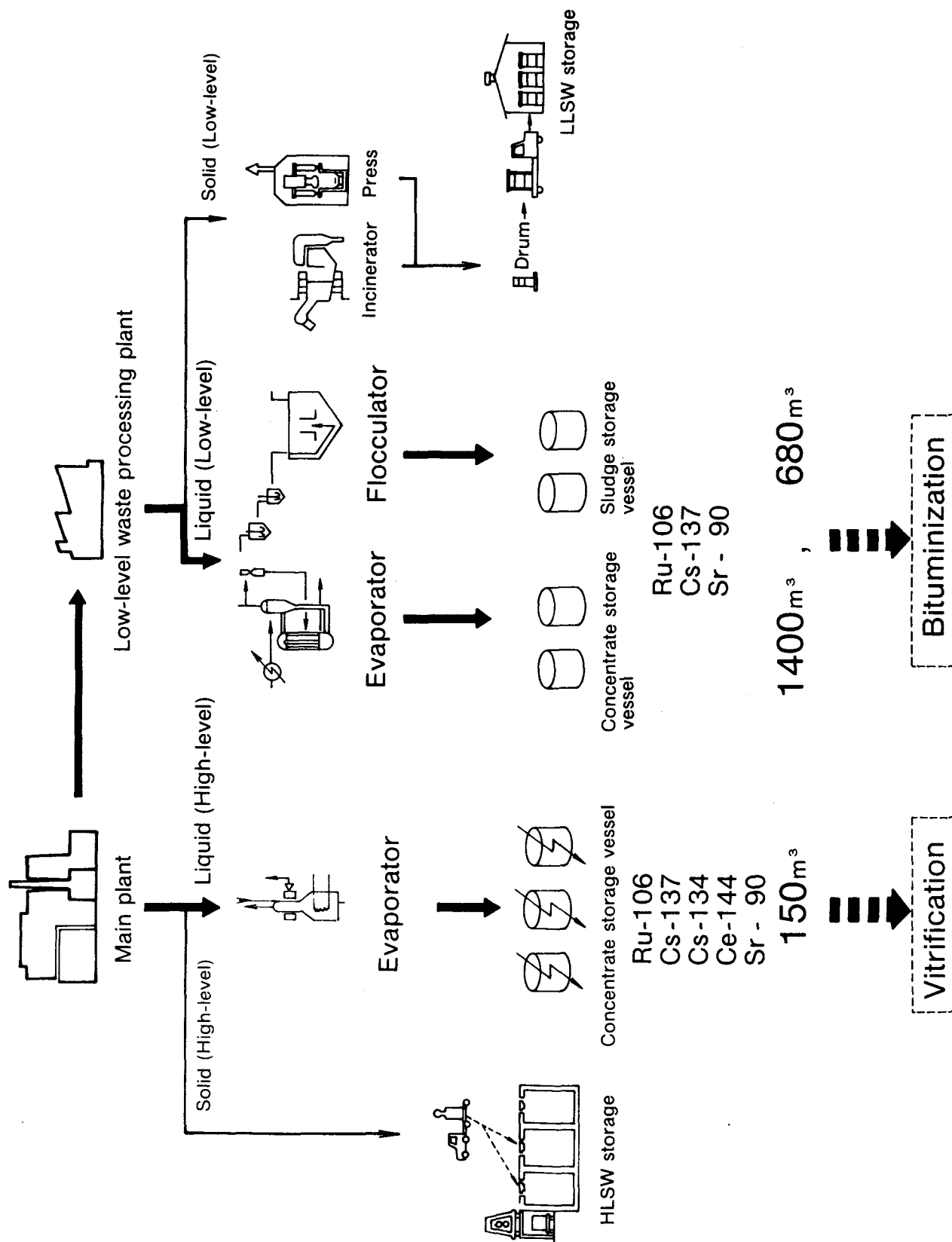


Fig.9 Treatment and Storage for Liquid Wastes

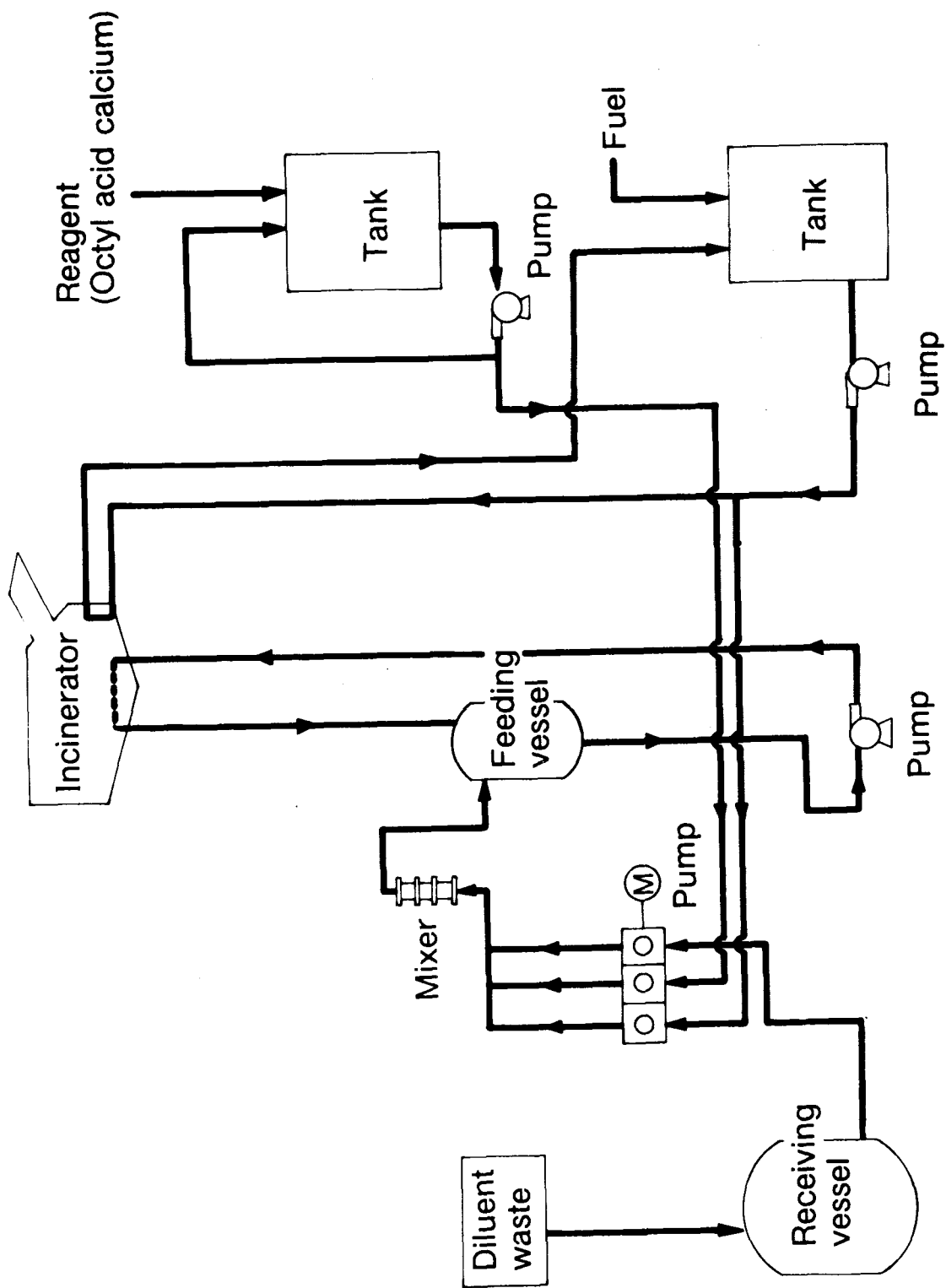


Fig.10 Process Flow Diagram of Diluent Waste Treatment

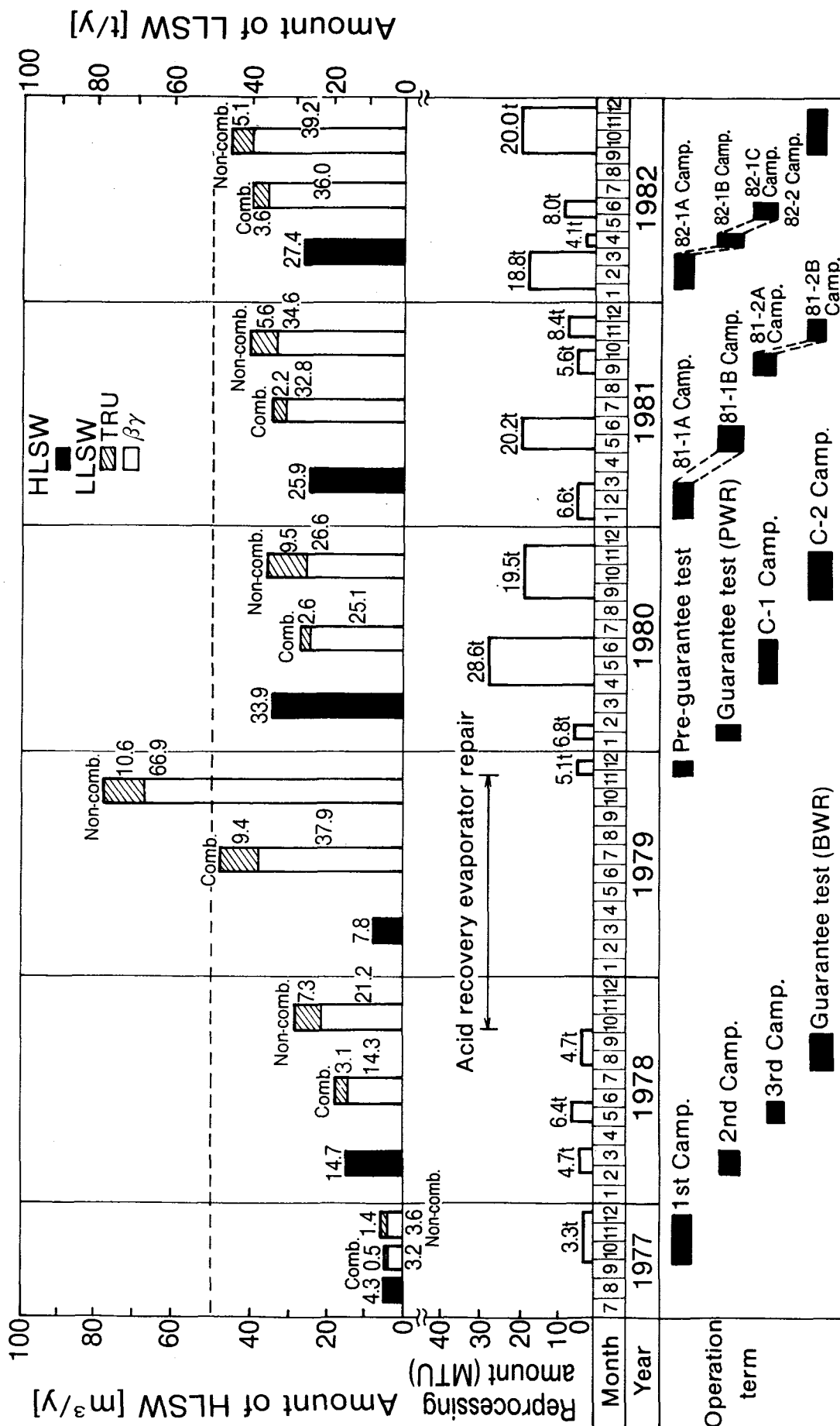


Fig.11 Amount of Solid Wastes Generated on the Active Operation in Tokai Reprocessing Plant

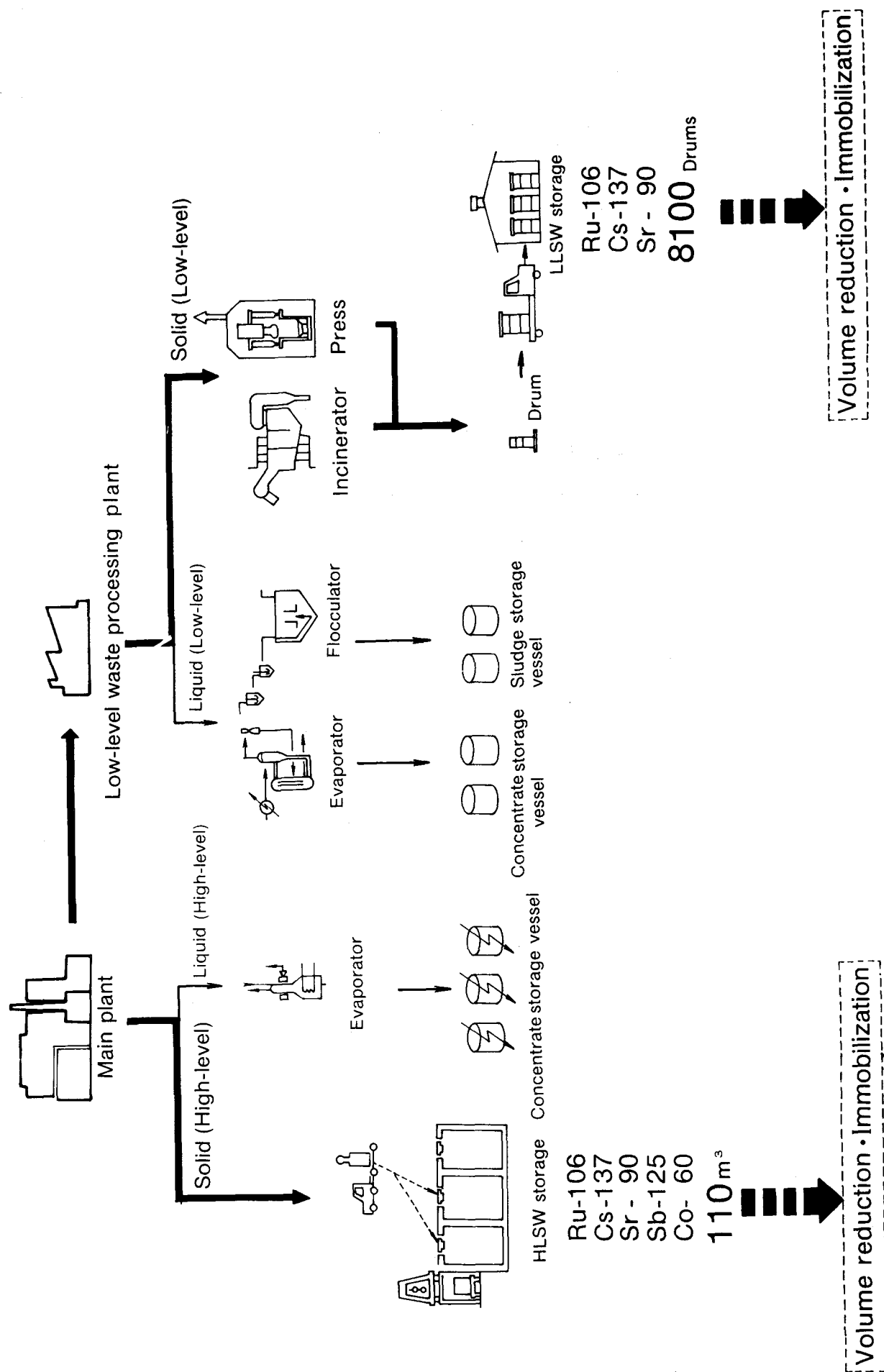


Fig.12 Treatment and Storage for Solid Wastes

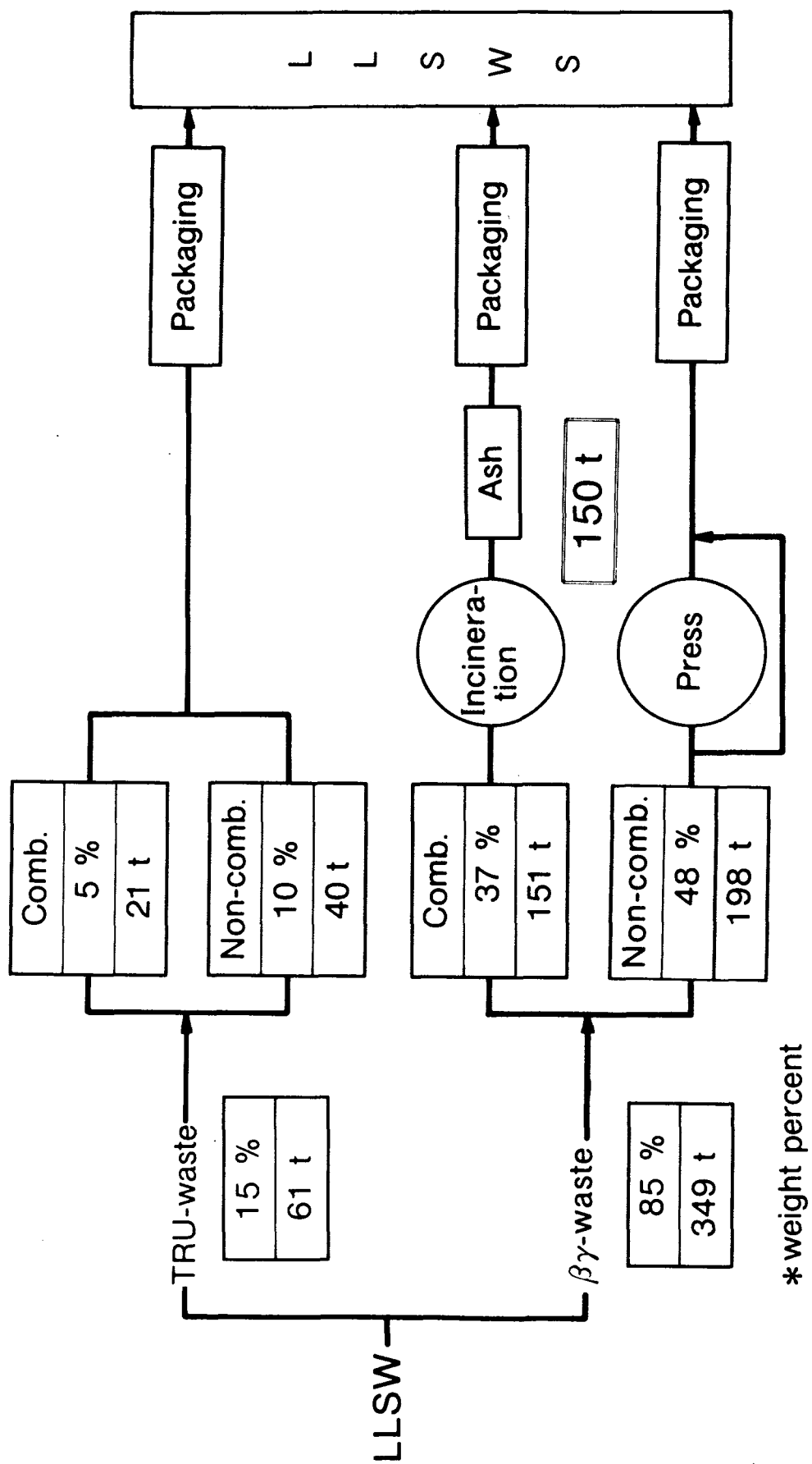


Fig.13 Generating Ratio of Low Level Solid Waste

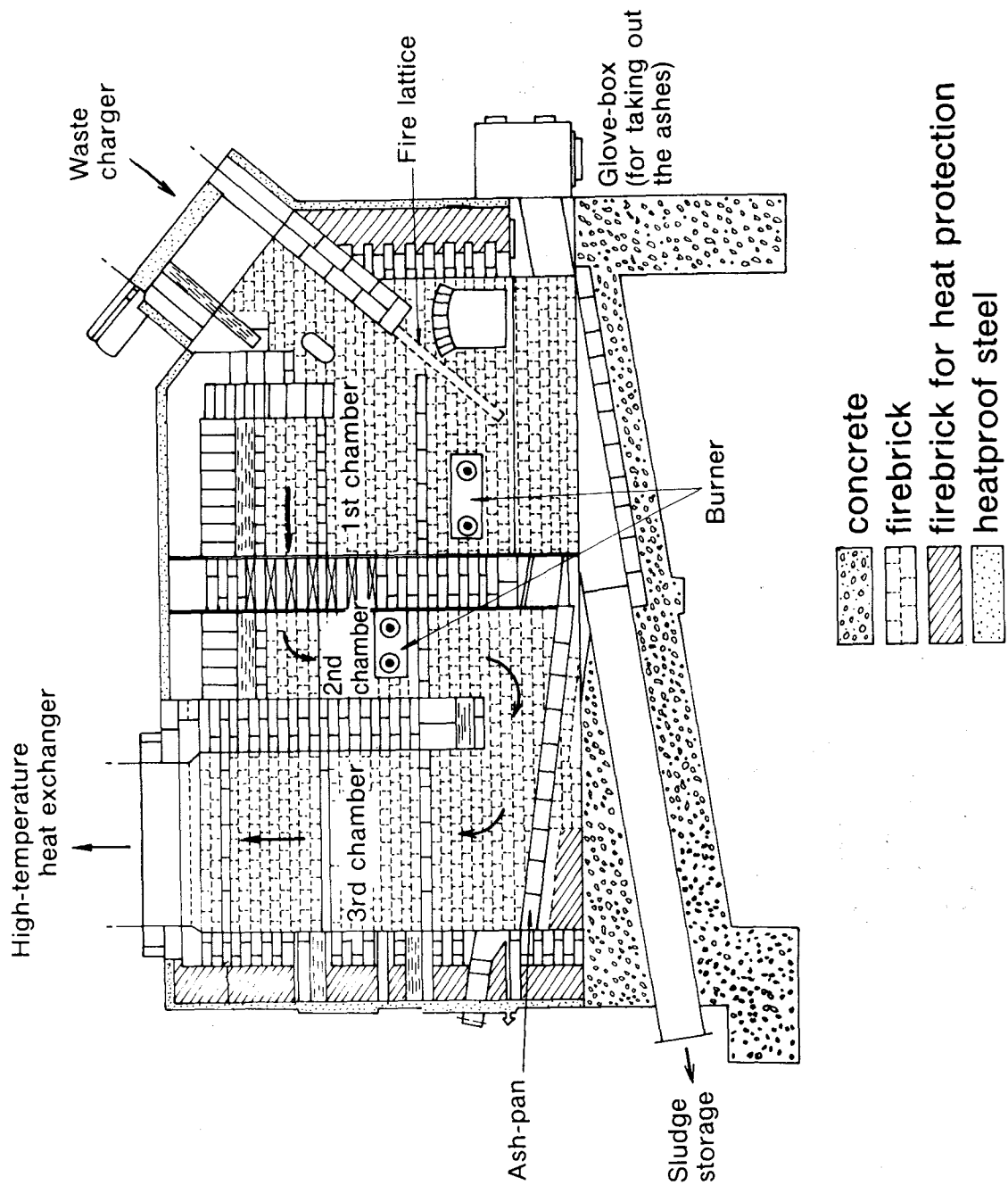


Fig.14 Vertical Section Drawing of Incinerator

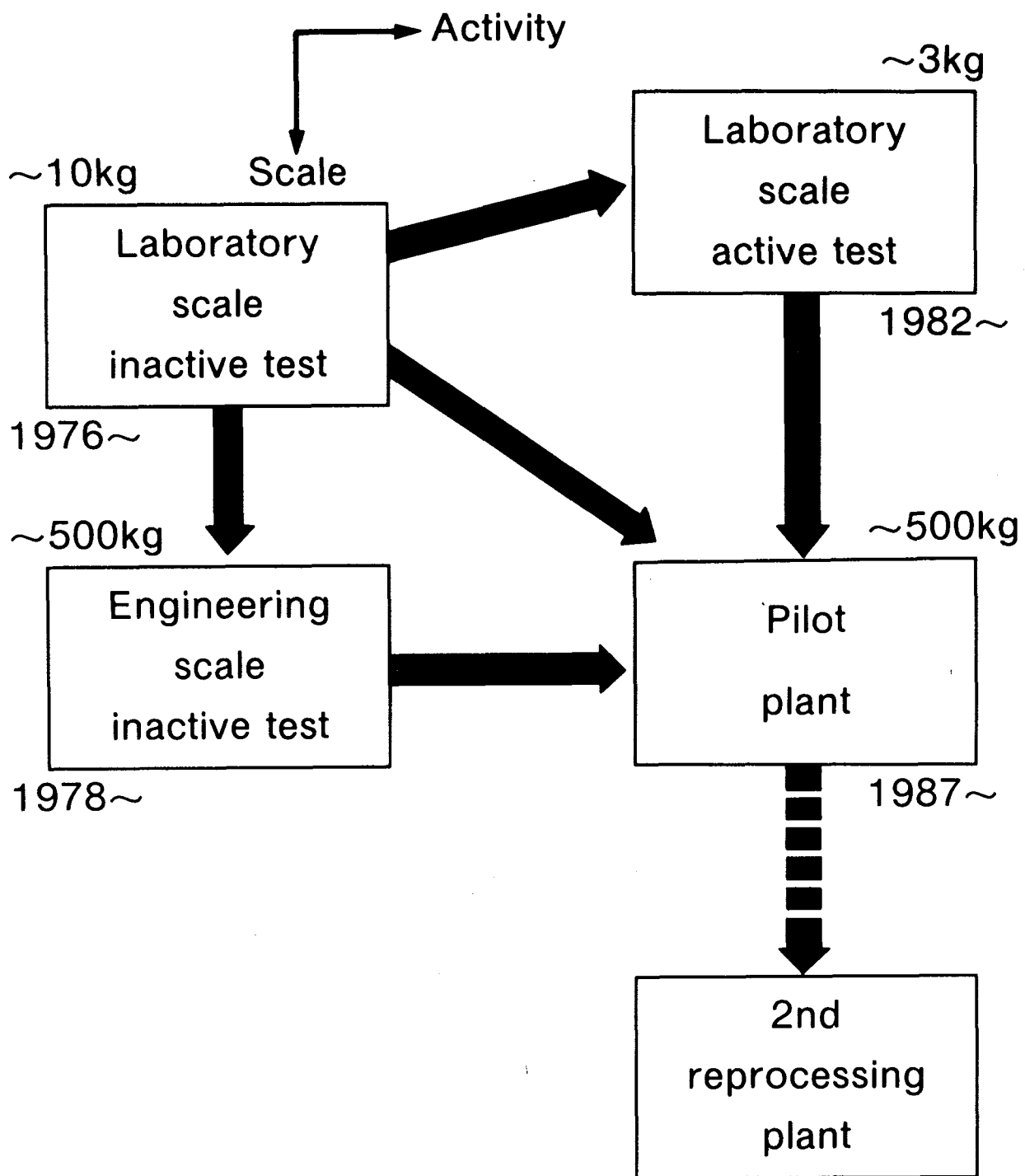


Fig.15 R & D Scheme for HLLW Vitrification

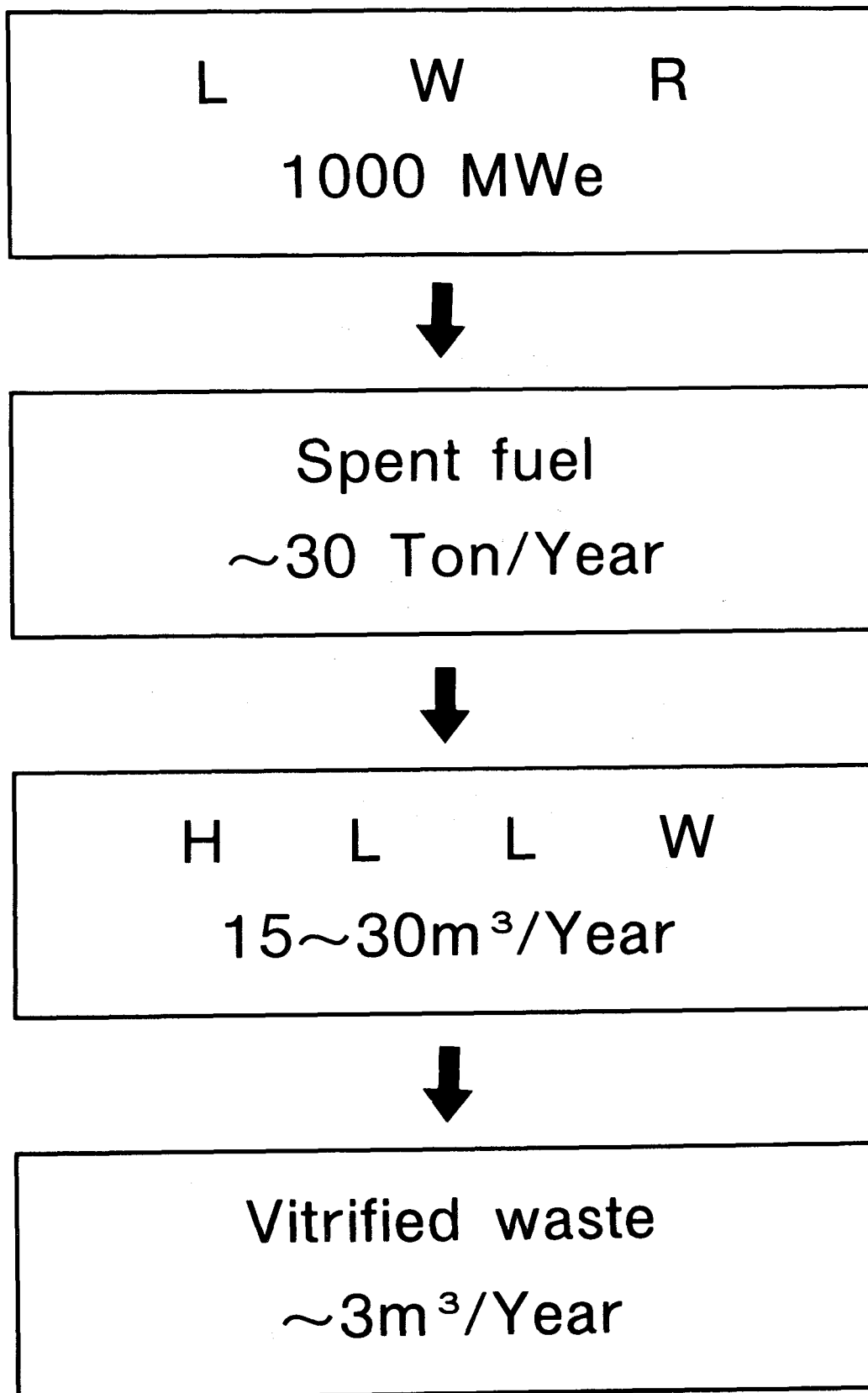


Fig.16 Flow Diagram of HLLW

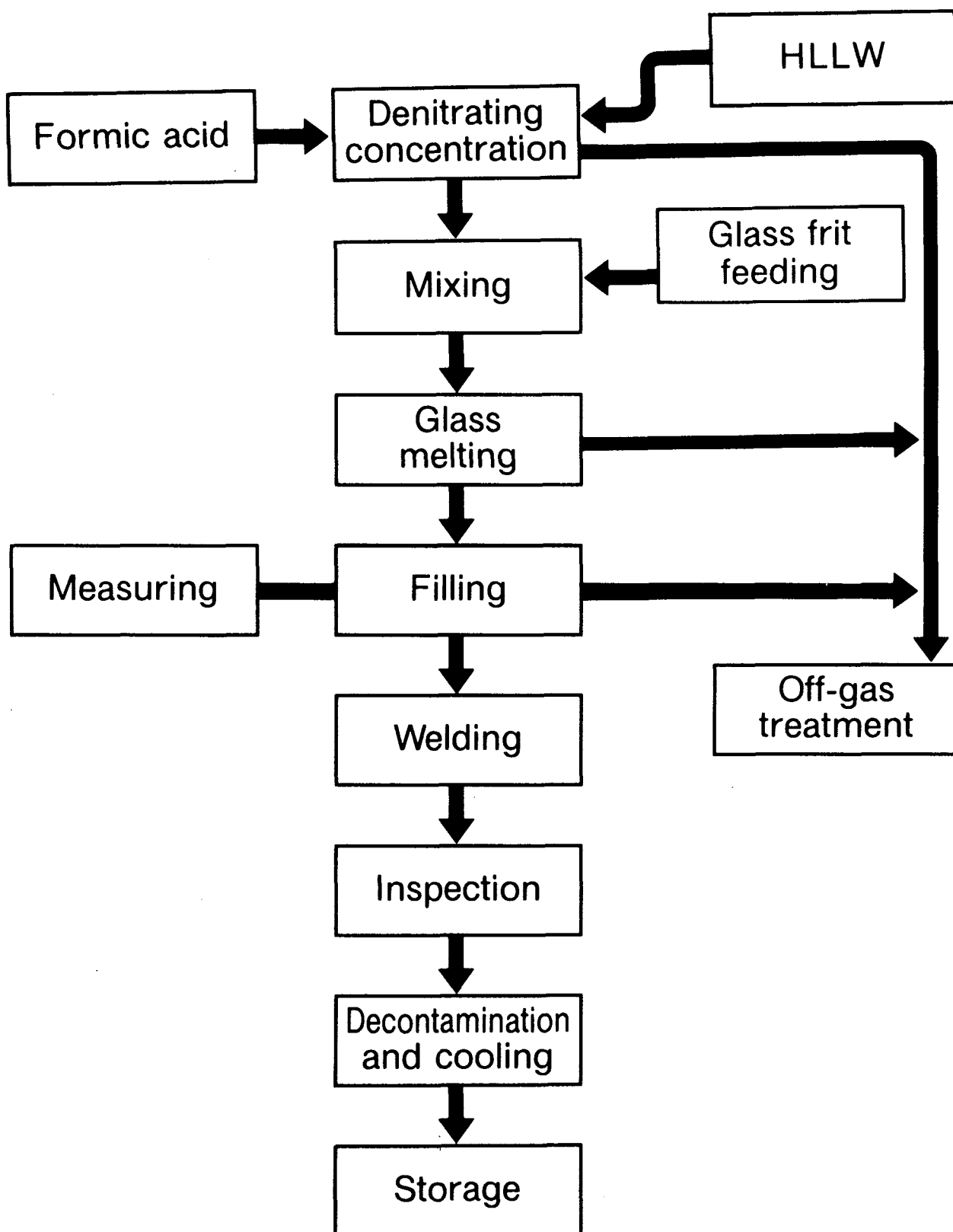


Fig.17 Vitrification Process Flow Diagram

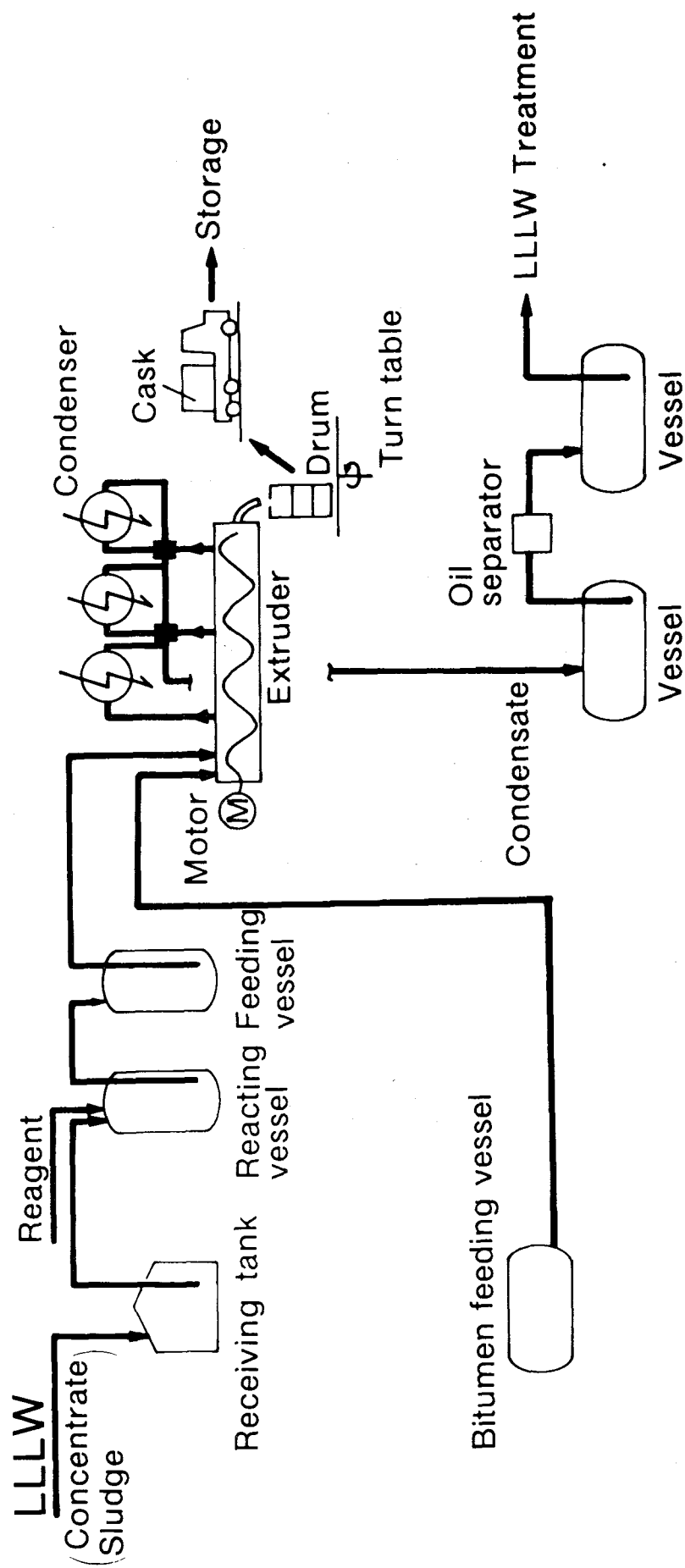


Fig.18 Bituminization Process Flow Diagram

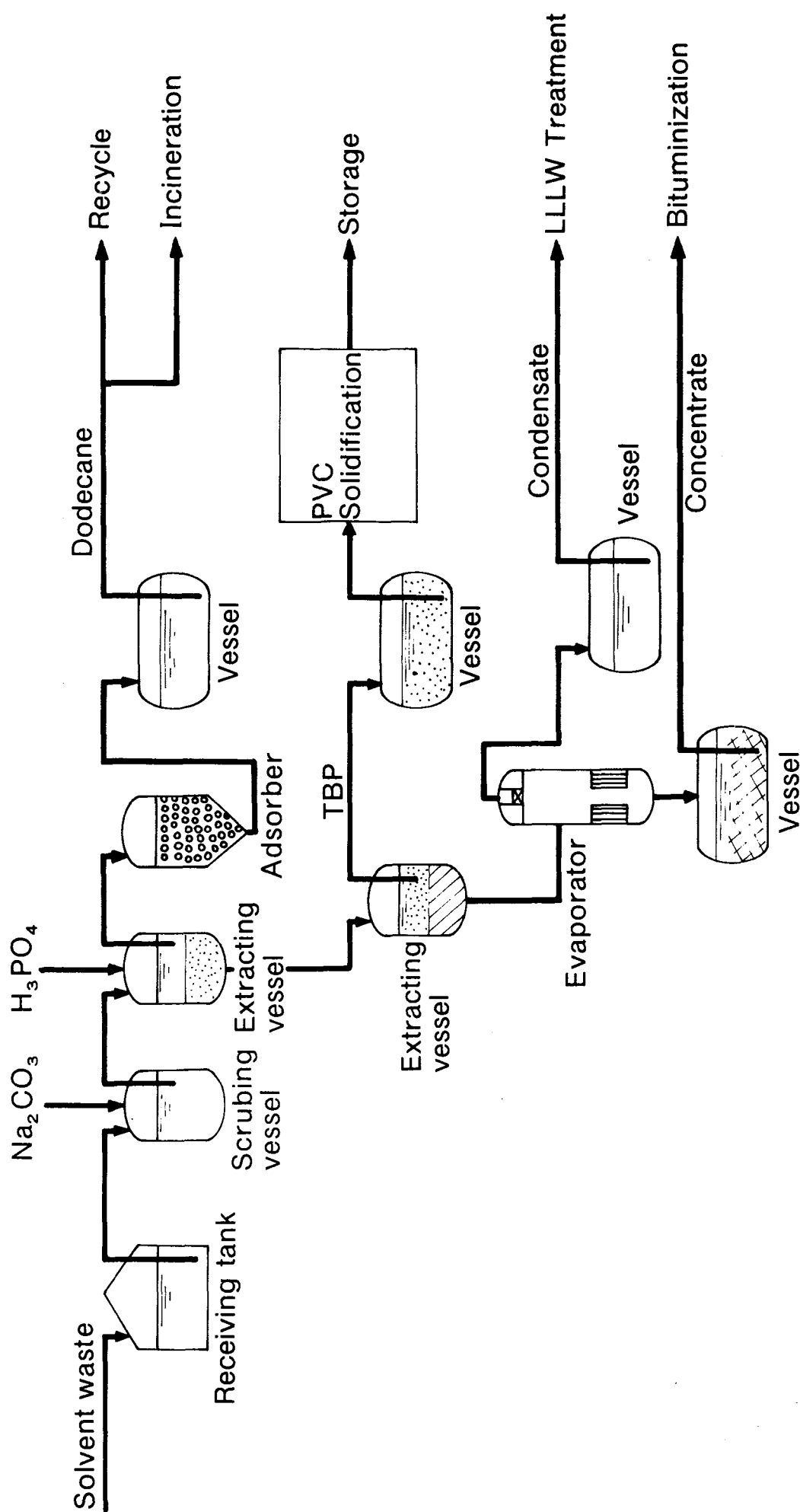


Fig.19 Process Flow Diagram of Solvent Waste Treatment

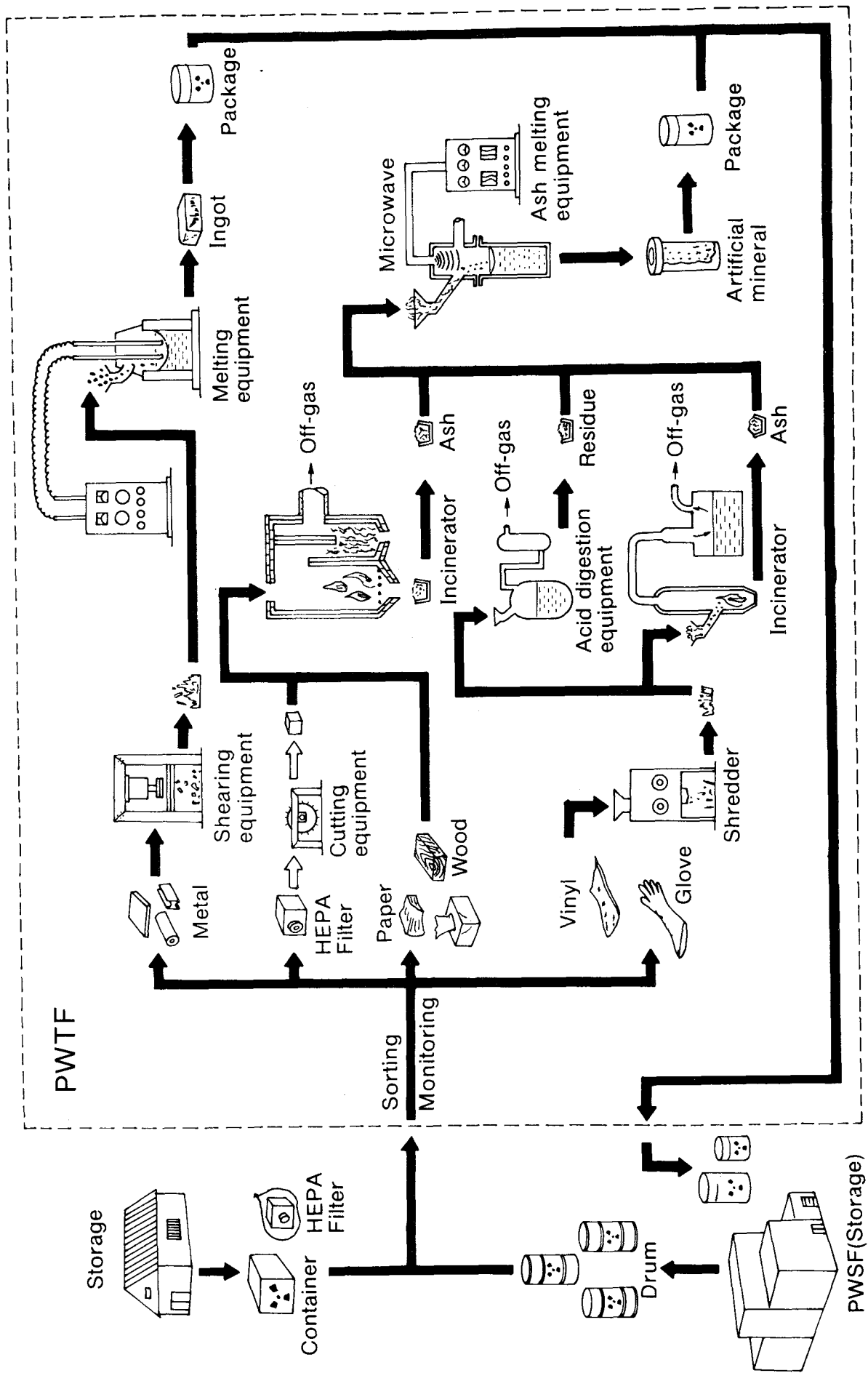


Fig.20 Process Flow Diagram of TRU-Waste Treatment at PWTF

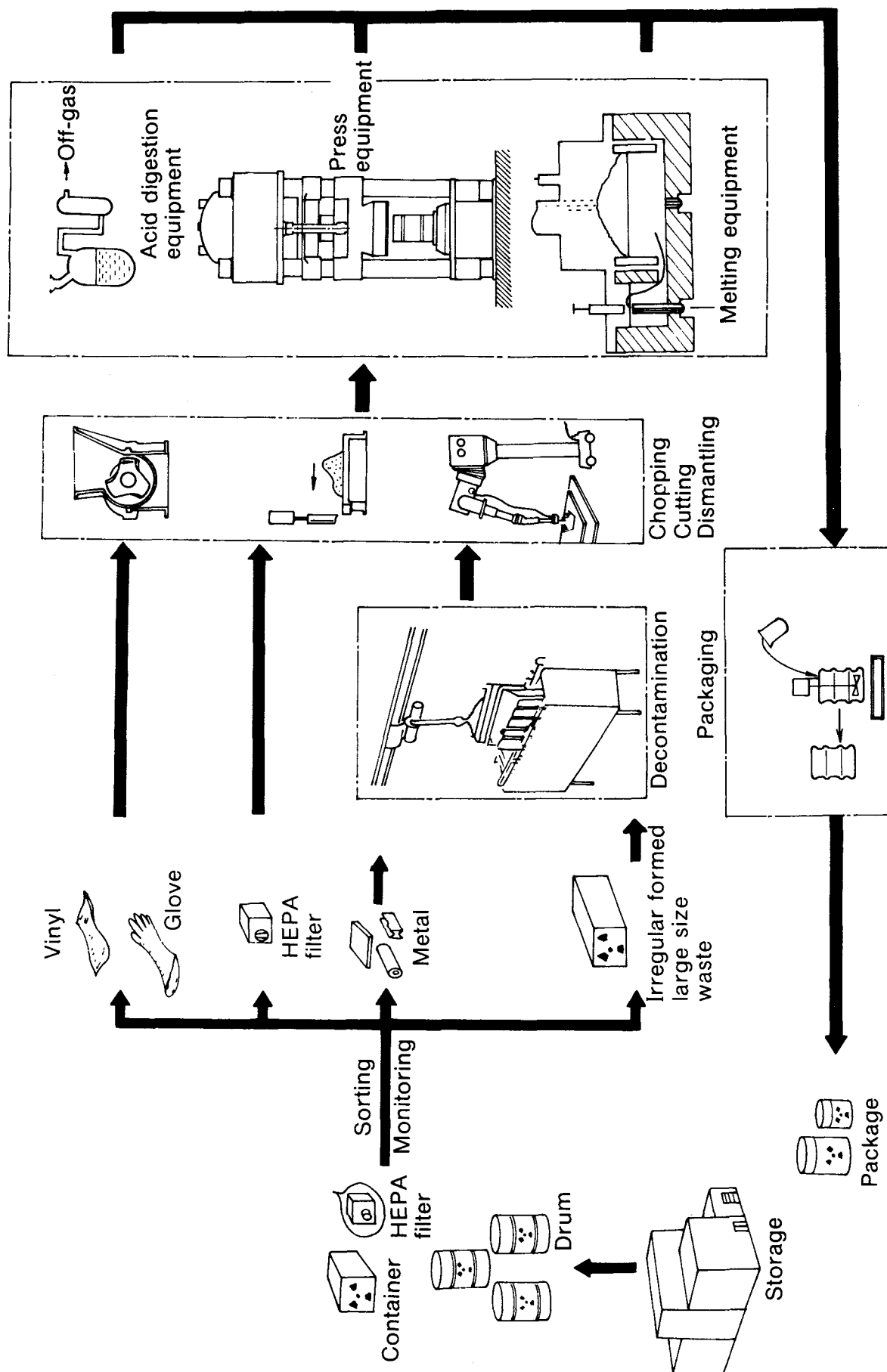


Fig.21 Development of Volume Reduction Technology for LLSW

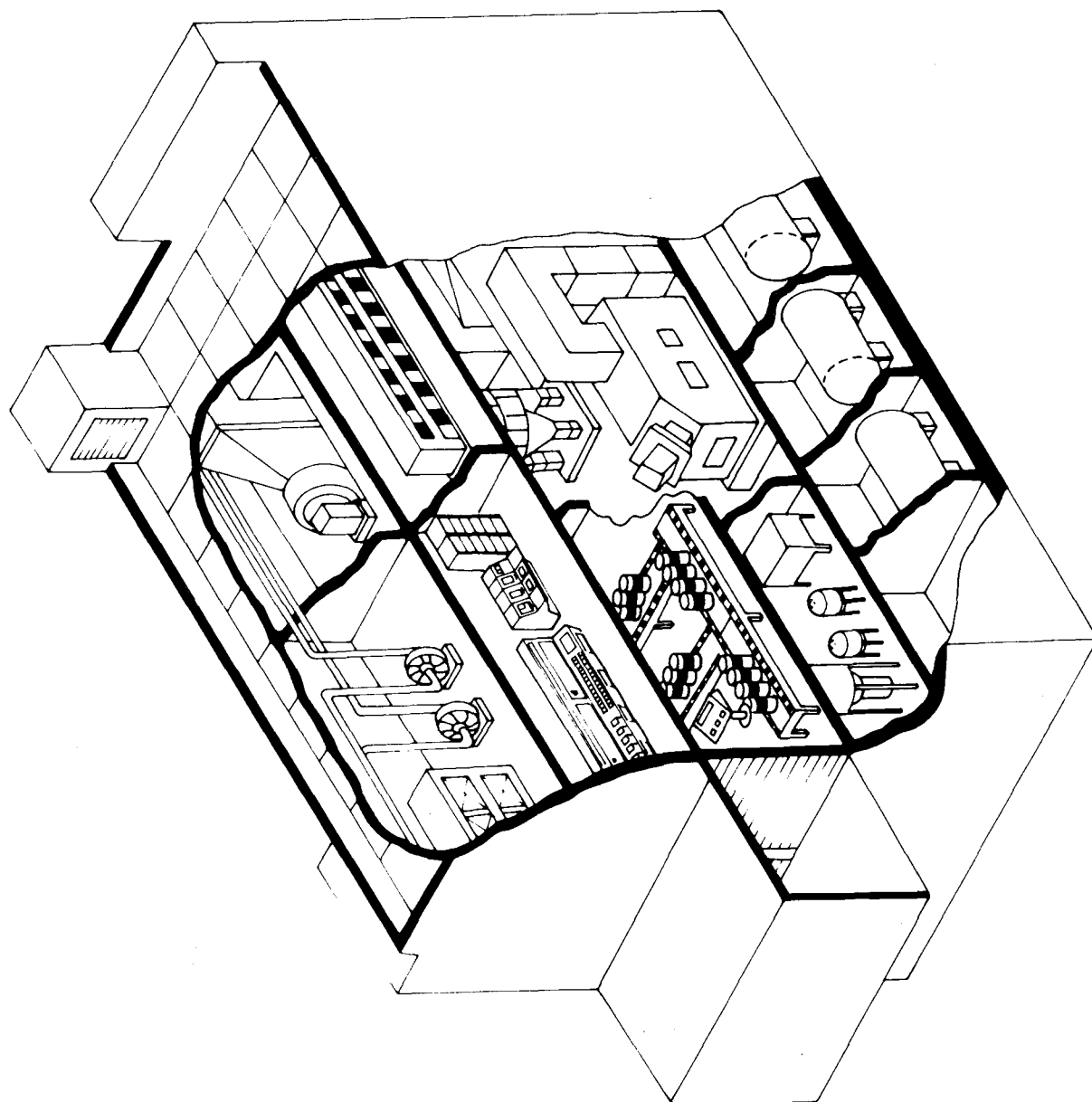


Fig.22 Conceptual Plan of 2nd-Incineration Facility

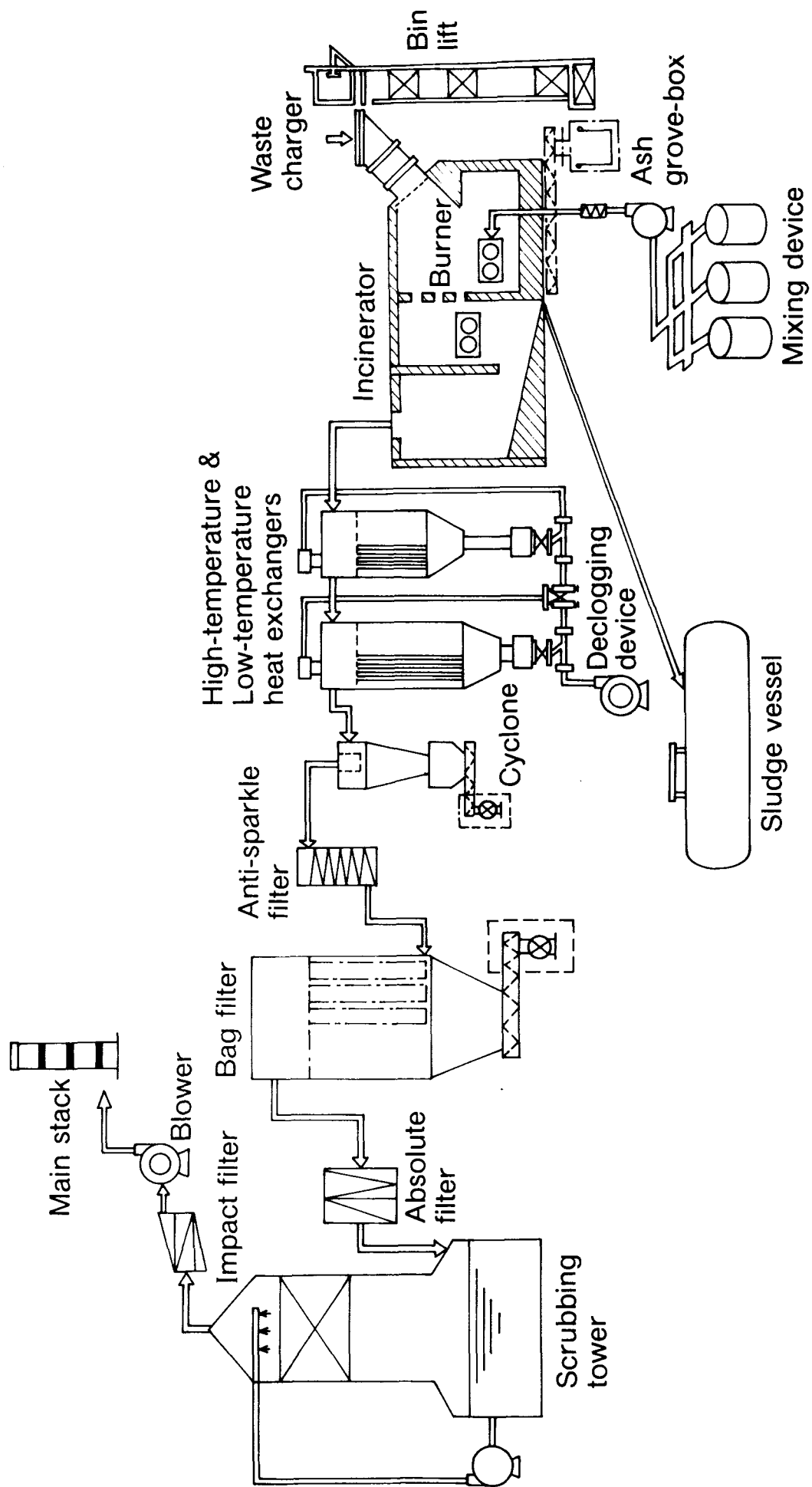


Fig.23 2nd-Incinerator Process Flow Diagram

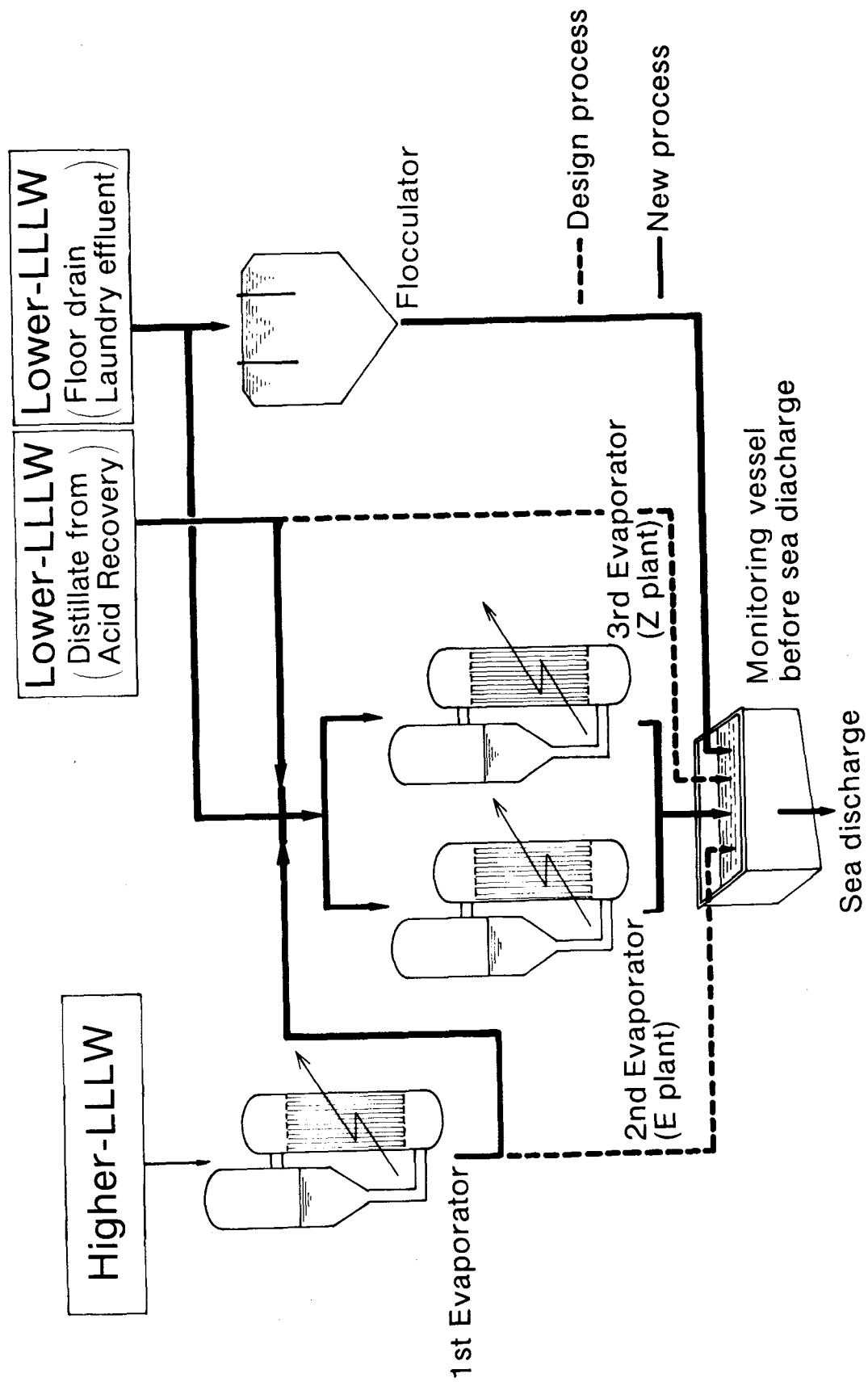


Fig.24 Process Flow Diagram of LLLW Treatment

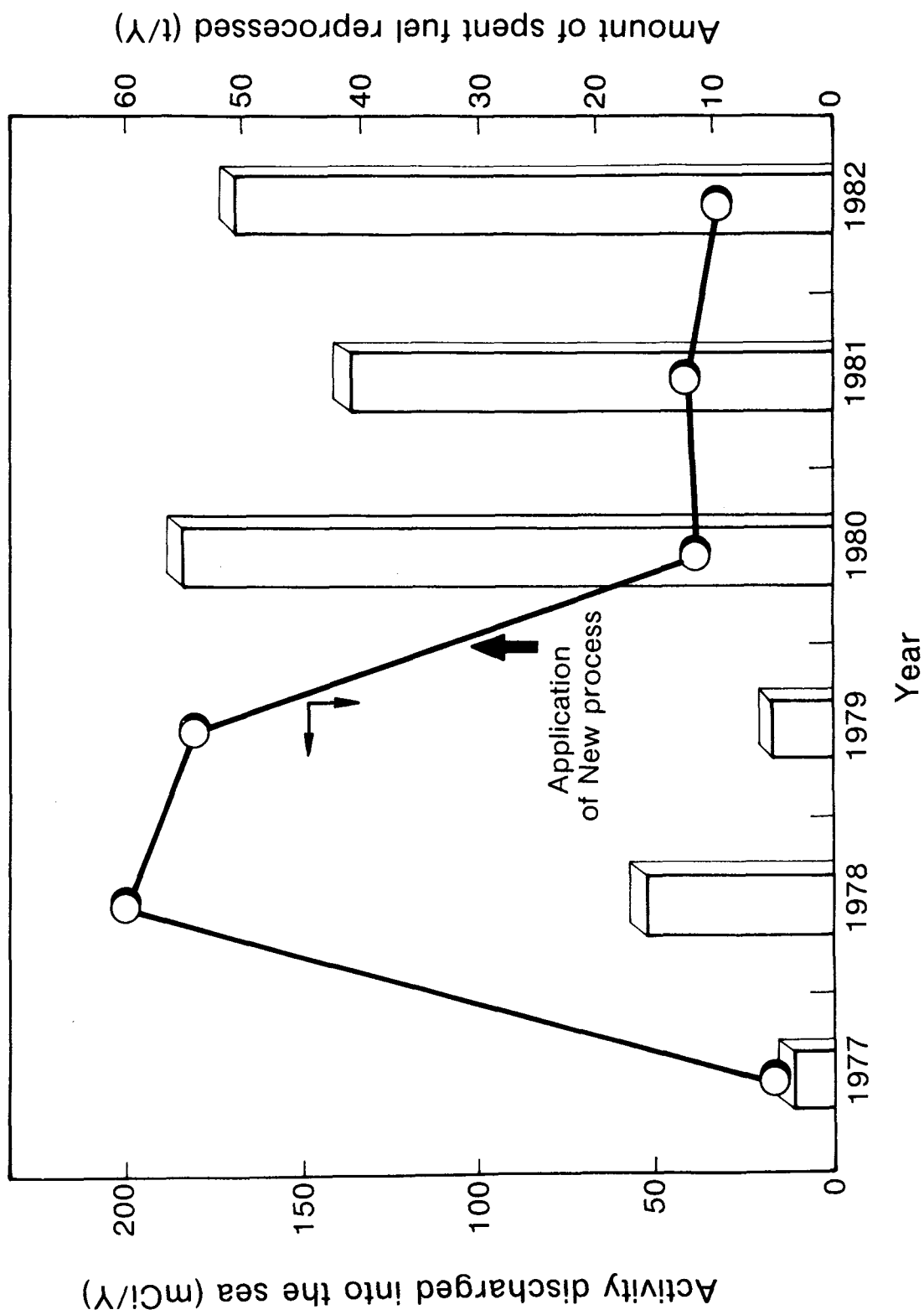


Fig.25 Effect of New Process on the Activity Discharged into the Sea

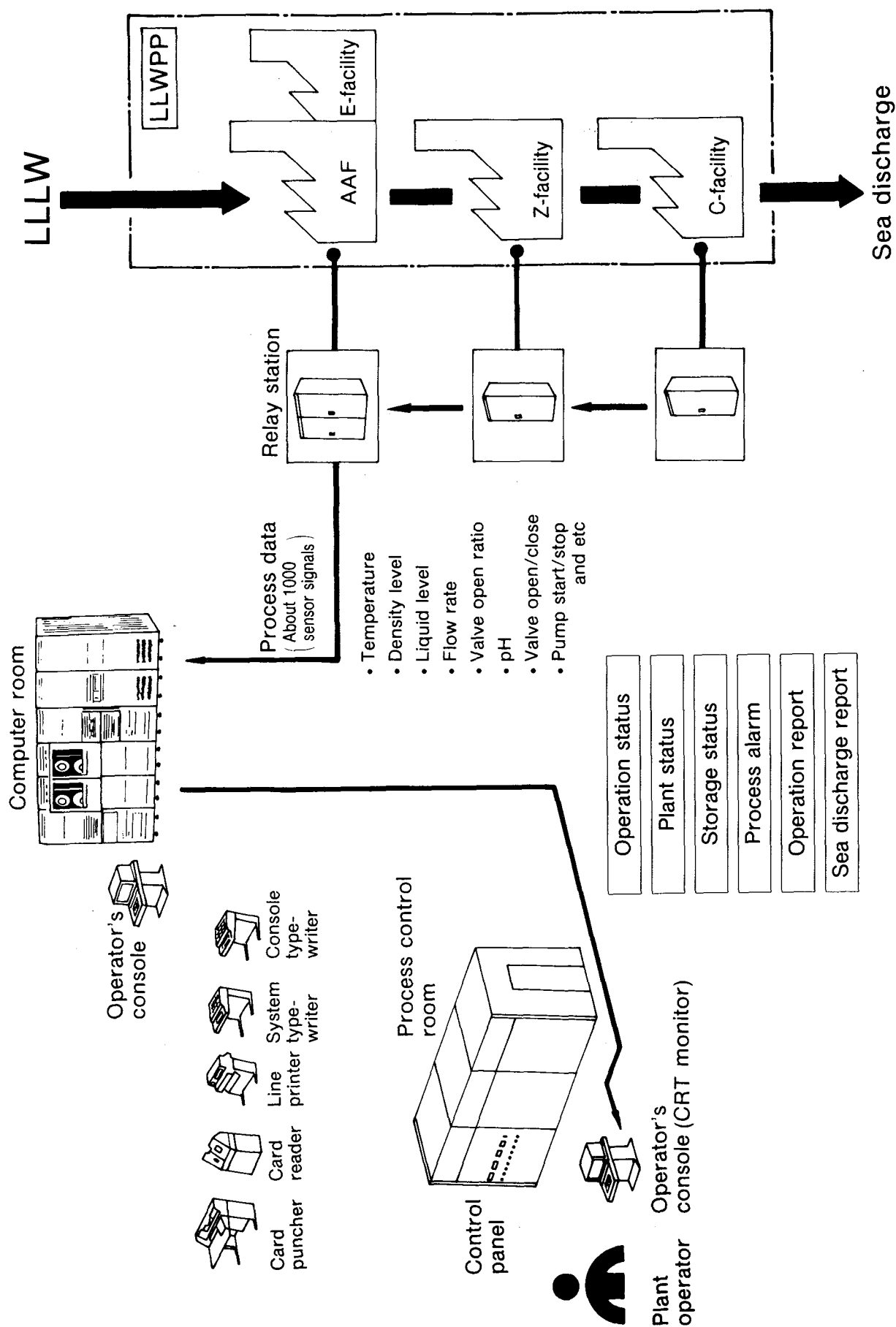


Fig.26 Scheme of Operation Management System for LLLW Treatment

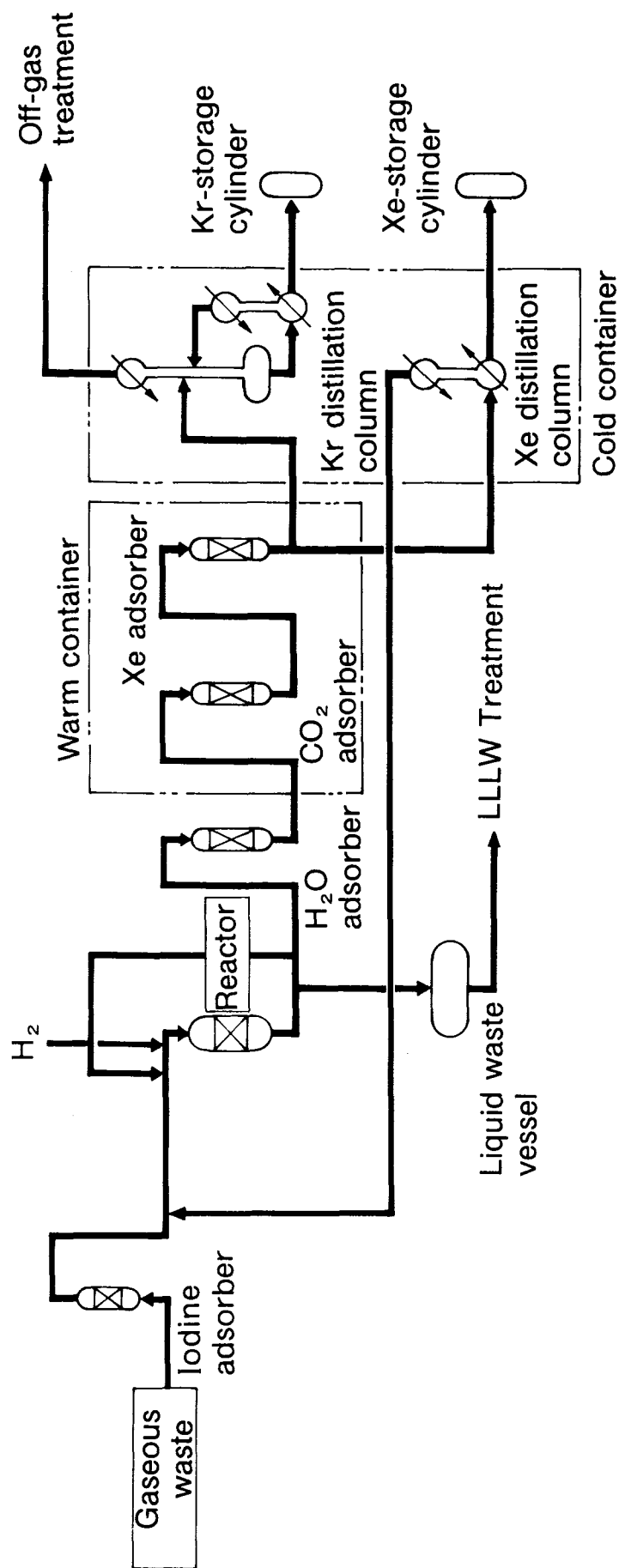


Fig.27 Krypton Recovery Process Flow Diagram

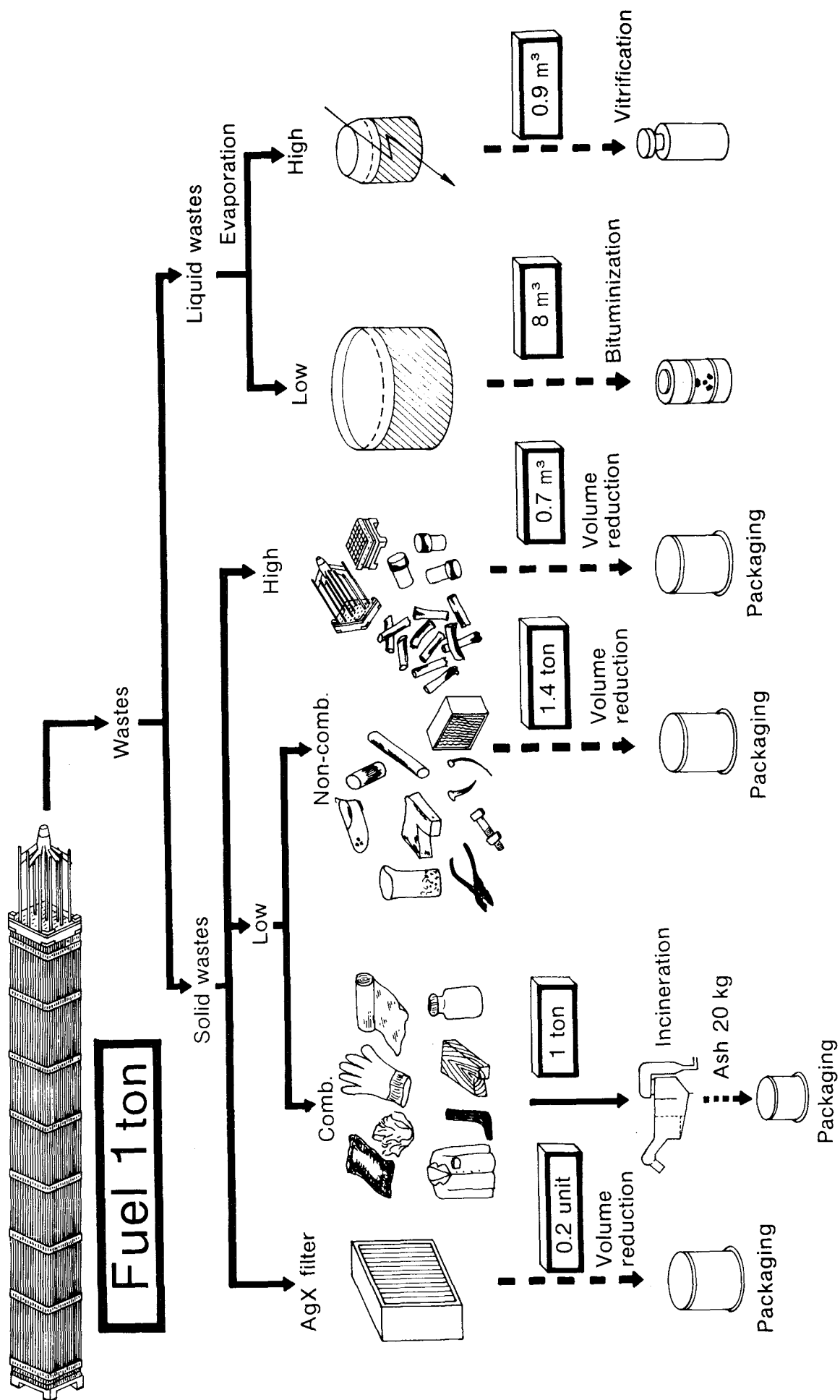


Fig.28 Wastes Generated from 1 ton Spent Fuel Reprocessed

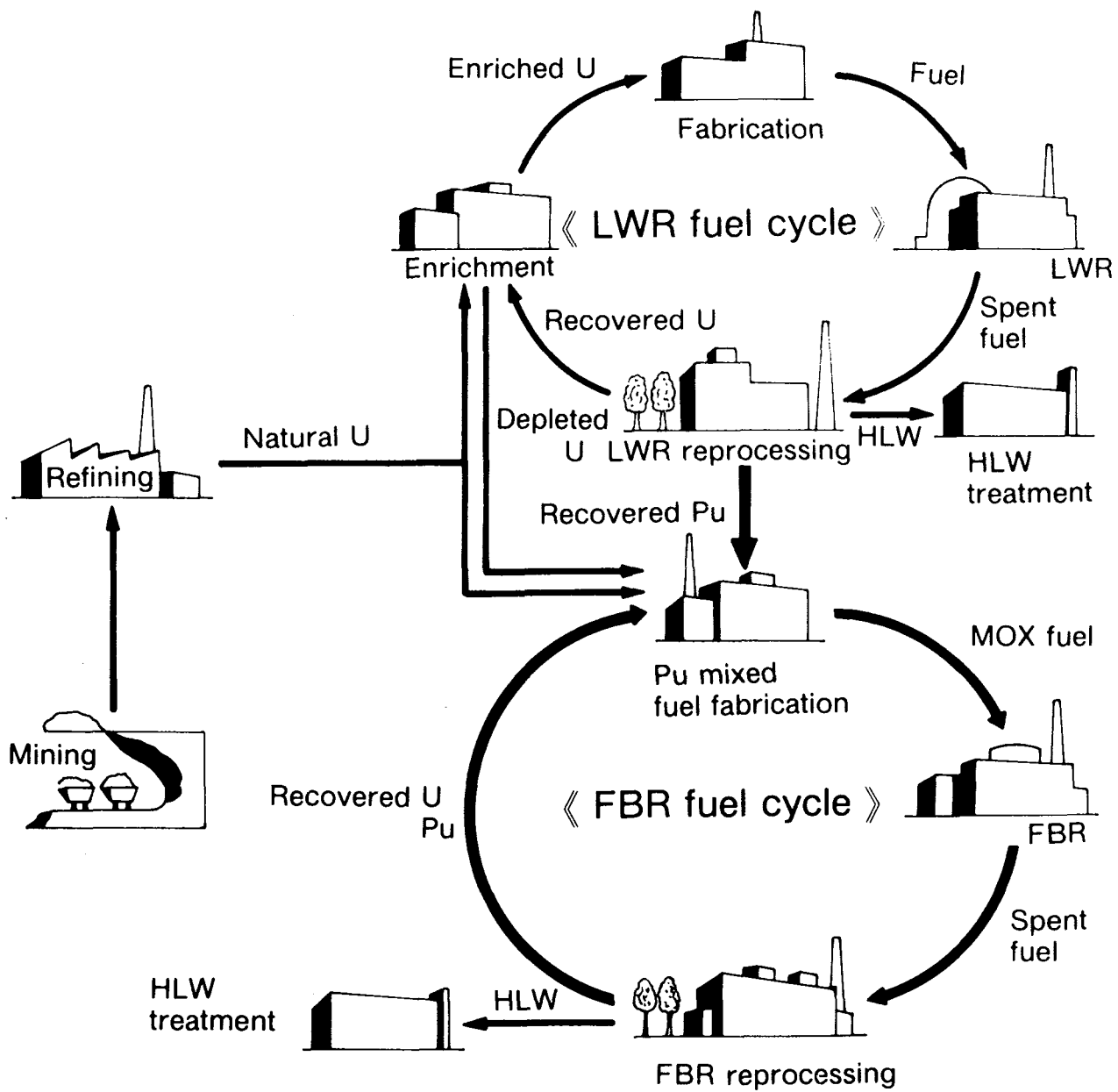


Fig.29 Nuclear Fuel Cycle

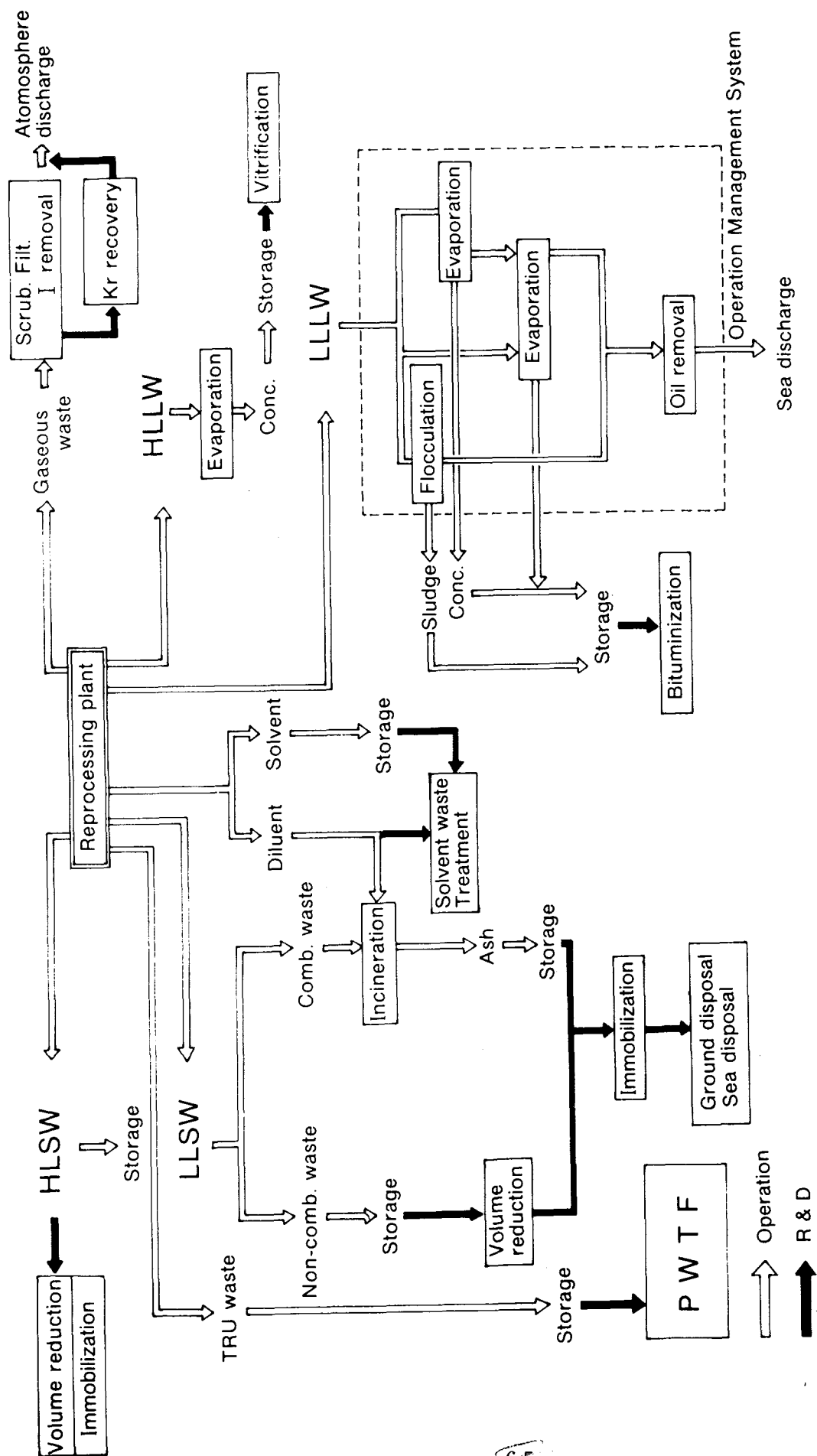


Fig.30 Future Management Program of Radioactive Wastes in Tokai Plant Reprocessing Plant

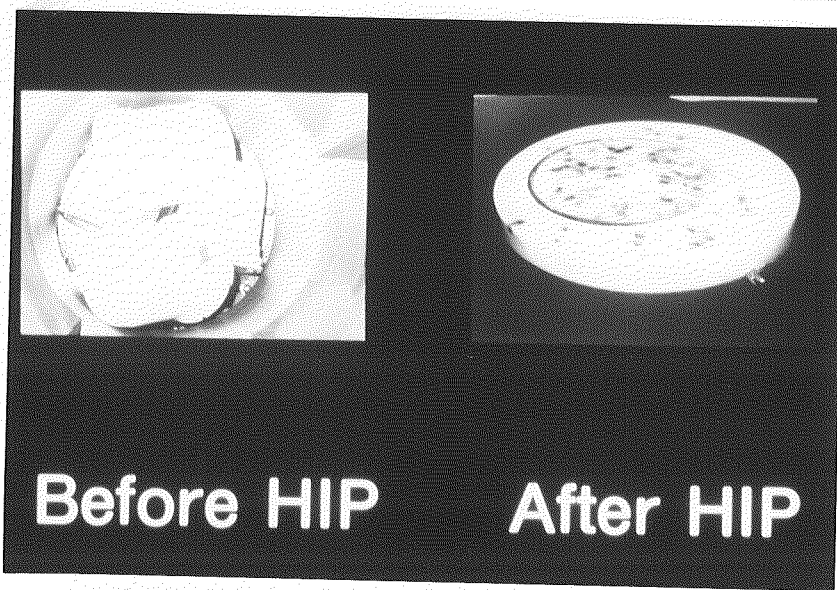


Photo.2 The HIP method for sampling bottles

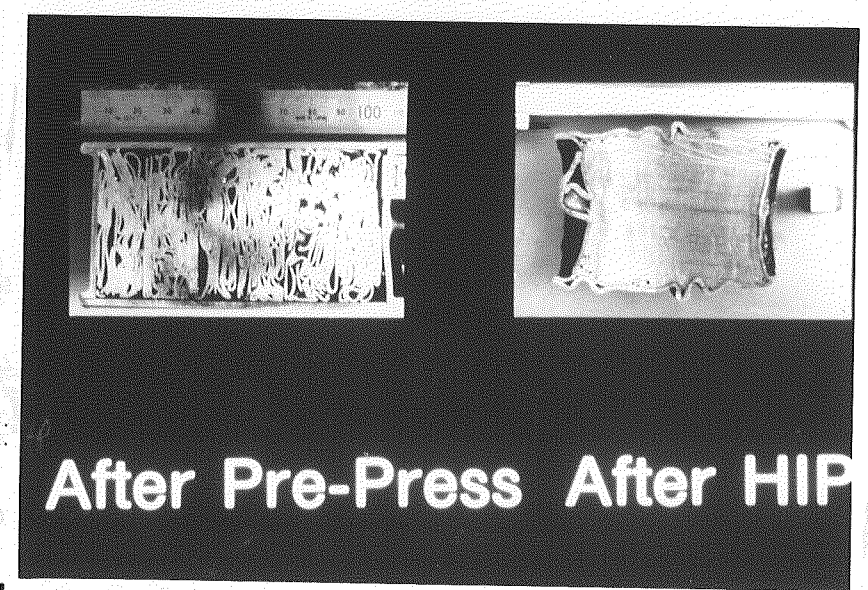
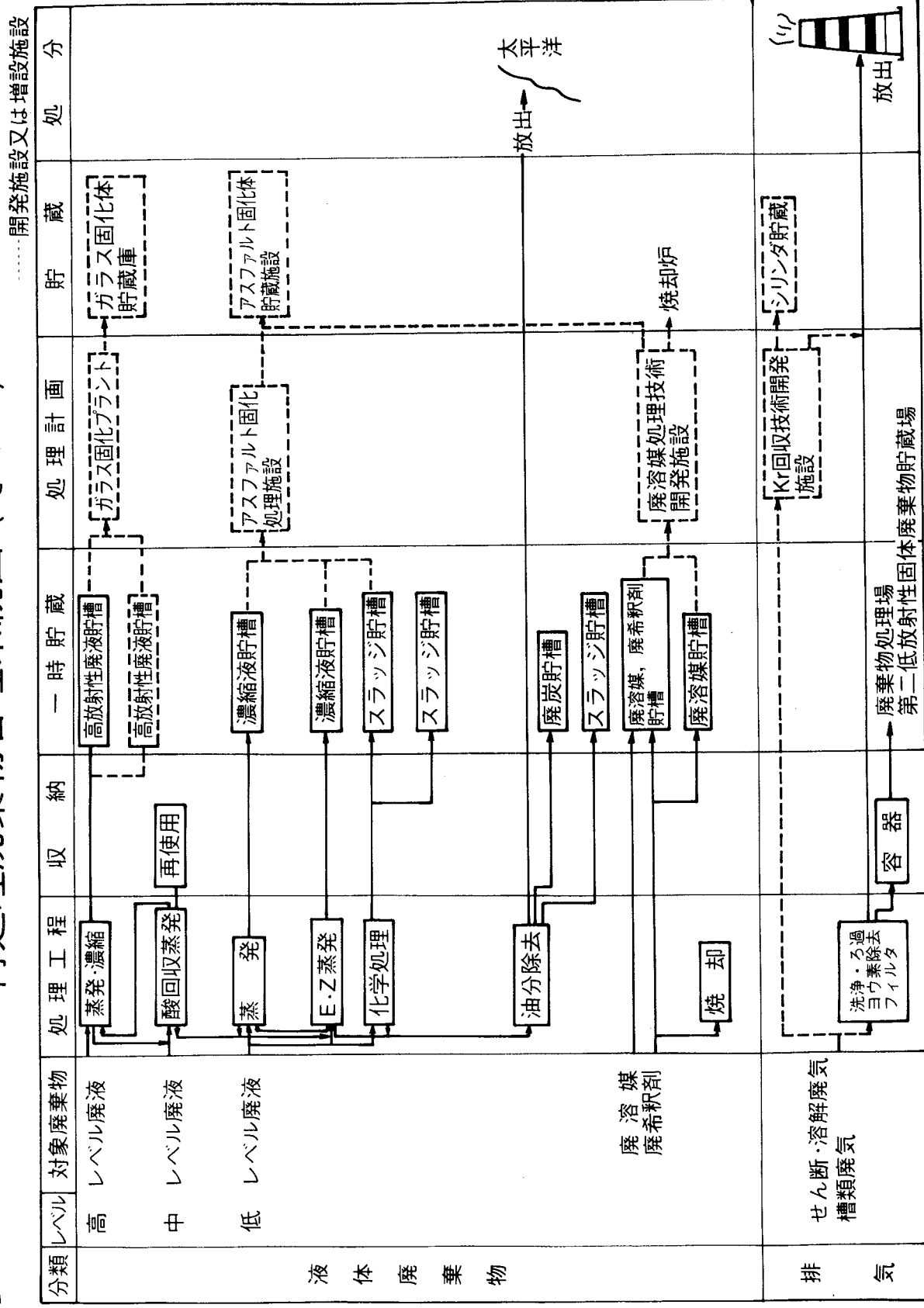


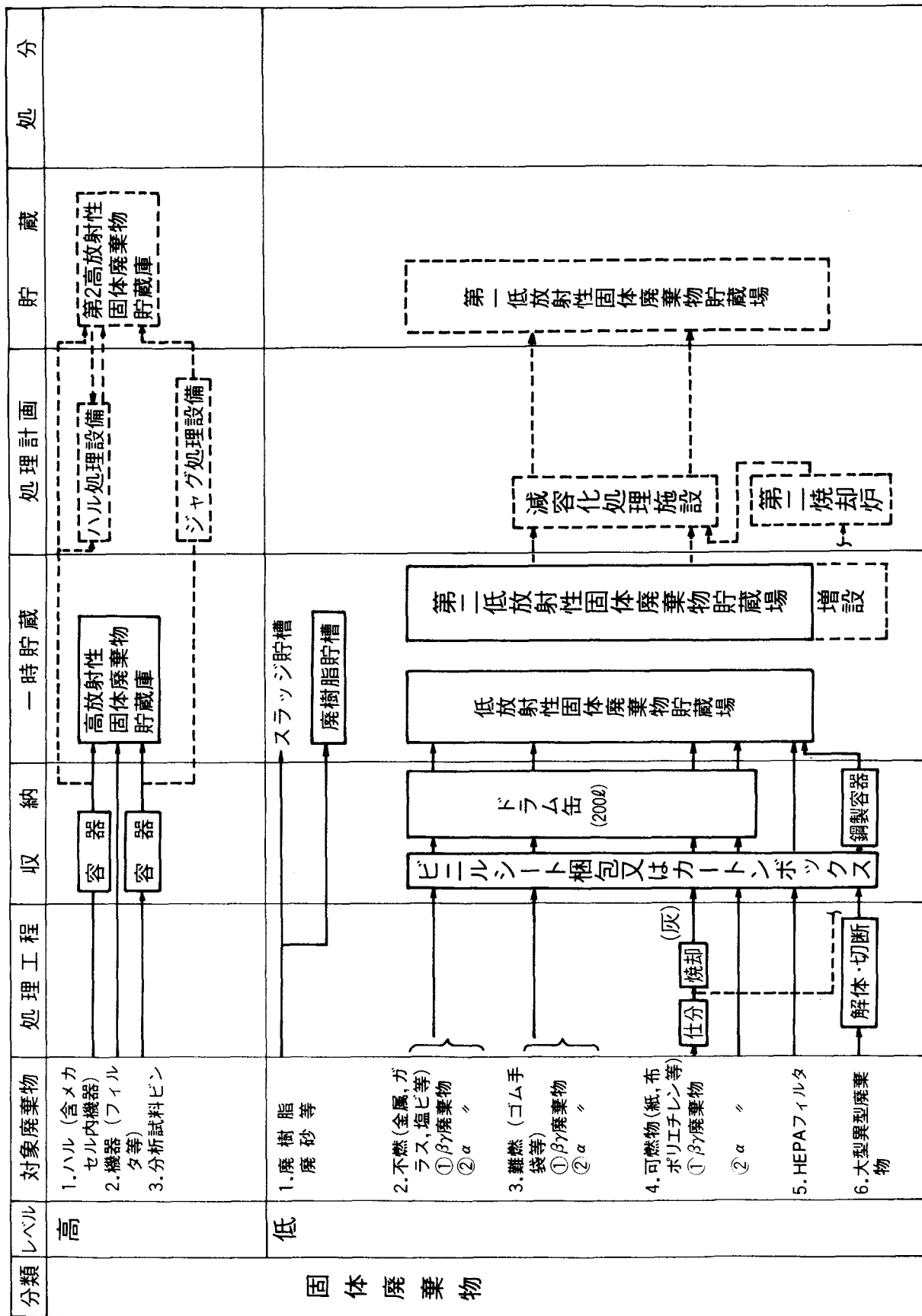
Photo.1 The HIP method for hulls

参考資料 再処理廃棄物管理系統図 (その1)



再処理廃棄物管理系統図 (その2)

参 考 資 料



参 考 文 献

- [1] NAKAJIMA, K., "Management of fuel reprocessing wastes in Japan", Management of Radioactive Waste from Fuel Reprocessing (Proc. IAEA/NEA Symp. Paris, 1972), OECD/NEA, Paris (1973) 299.
- [2] FUKUSHIMA, M., MIYAHARA, K., and MATSUMOTO, K., "Iodine removal from the vessel off gas in TOKAI reprocessing plant", IAEA-SR-72/25 (1982).
- [3] KAWAGUCHI, A., FUKUSHIMA, M., MIYAHARA, K., and MATSUMOTO K., "Iodine removal by silver-exchanged zeolite filters from the vessel off gas in TOKAI reprocessing plant", 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference (1982).
- [4] NAKAJIMA, K., NAKAMURA, Y., "Results and experience of nuclear fuel cycle technology development by PNC-mainly on operating experience of TOKAI reprocessing plant", IAEA-CN-42/90 (1982).
- [5] NAKAMURA, Y., UEMATSU, K., TSUNODA, N., et al., "Research, development and experience of radioactive waste management in Japan", IAEA-CN-42/418 (1982).
- [6] KOMATSU, F., et al., "Development of a new solidification method for wastes contaminated by plutonium oxides", IAEA-SM-246/4 (1981).
- [7] OHTSUKA, K., et al., "Management of PNC plutonium-contaminated waste and the acid-digestion process technique", IAEA-SM-246/66 (1981).
- [8] OCHIAI, A., et al., "Treatment of plutonium contaminated metallic waste by electro-slag melting method", IAEA-SM-261/20 (1982).
- [9] Ishihara, T., "Radioactive Waste Management in Japan", Low-Level Radioactive Waste Management, Atoms in Japan, August (1980), P.11-17.
- [10] Suzuki, S., "Radioactive Waste Management", Atoms in Japan, August (1980), P.17-23.
- [11] Yoshimura, H., "Radioactive Waste Management in Japan", Policy on Radioactive Waste Management, Atoms in Japan, August (1980), P.24-27.
- [12] 角田直己, "動燃事業団における放射性廃棄物の処理・処分", 原子力工業, 4月号 (1983), P. 31-55
- [13] "高放射能性廃液の固化処理技術開発", PNC東海技術部
- [14] "高放射能性廃液の固化処理技術開発", PNC東海

謝

辞

本資料を作成するに当っては、東海事業所内のプルトニウム燃料部及び技術部並びに再処理工場
処理部化学処理課、クリプトン回収技術開発課の各位に多大なる御協力をいただいた。この場を借
りて関係者各位に謝意を表する。