

ヨーロッパにおける  
放射性廃棄物処理

その報告と考察

1962年10月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

## ヨーロッパにおける放射性廃棄物処理

## その報告と考察

## 要 旨

放射性廃棄物処理のテーマのもとに、原子力留学生としてヨーロッパ滞在中に調査した事項をのべ、それらをもとにして今後への考察をおこなった。

この資料はベルギーの Mol 研究所に関するものを主体とし、ほかに Saclay, Harwell, Seibersdorf, Karlsruhe, Risø の各研究所の廃棄物処理にもふれる。高レベル廃棄物処理に関しては、研究段階にあるものの一部を除き、省略することとした。

調査は、各国、各施設ごとの廃棄物処理に対する基本的考え方をつかむことを第一目標とし、順次、プロセスの詳細におよぶこととした。その結果、基本的考え方が3つに大別されることを知り、そのよってきたるところと、考え方相互間の利害得失を検討した。

地理的および社会的環境が比較的類似し、また原子力開発の進度があまりちがわないヨーロッパでの廃棄物処理は、今後の原研や日本での廃棄物処理に参考となる面が多いと思われたので、それについて若干の考察を試みた。

昭和37年5月

原子力工学部 化学工学研究室

阪 田 貞 弘

## 目 次

1. 緒 言 .....	1
2. Mol 研究所の廃棄物処理 .....	2
2.1 Mol 研究所の性格 .....	2
2.1.1 ベルギーの原子力政策 .....	2
2.1.2 Mol 研究所 (C.E.N.) の現況 .....	2
2.1.3 Mol の立地条件 .....	3
2.2 C.E.N. の廃棄物処理場 (現在 Belchim) .....	5
2.2.1 川への放出量 .....	7
2.2.2 廃液の輸送 .....	8
2.2.3 極低レベル廃液処理 .....	10
2.2.4 低レベル廃液処理 .....	13
2.2.5 放 出 .....	18
2.2.6 スラッジ処理 .....	19
2.2.7 固体の処理, 処分 .....	22
2.2.8 中レベル廃棄物処理 .....	24
2.2.9 給 水 処 理 .....	28
2.2.10 水理学的研究調査 .....	29
2.2.11 再処理廃液の処理構想 .....	30
2.2.12 プラントコスト .....	31
3. Mol 以外の廃棄物処理 .....	32
3.1 Saclay 研究所の廃棄物処理 .....	32
3.1.1 外部への放出 .....	35
3.1.2 処理に対する考え方 .....	35
3.1.3 廃液の処理 .....	35
3.1.4 試験中のプロセス .....	36
3.1.5 廃液の輸送 .....	36
3.1.6 Marcoule の廃液処理 .....	37
3.1.7 固体の処理 .....	37
3.1.8 高レベル廃液の固化 .....	37
3.2 Harwell 研究所の廃棄物処理 .....	39
3.2.1 廃 液 処 理 .....	39
3.2.2 固体の焼却 .....	41
3.2.3 海 洋 投 棄 .....	41
3.3 Seibersdorf 研究所の廃棄物処理 .....	41
3.4 Karlsruhe 研究所の廃棄物処理 .....	44
3.4.1 廃棄物処理施設 .....	44
3.4.2 各設備について .....	45
3.5 Risø 研究所, Atomenergi Kommisioens Forsøngsanlaeg の廃棄物処理 .....	49
3.5.1 排 水 系 統 .....	49
3.5.2 処 理 系 統 .....	51
4. 総 括 .....	54
4.1 廃棄物処理の基本的考え方 .....	54

4.1.1	イギリス流の考え方	54
4.1.2	フランス流の考え方	57
4.1.3	ドイツ流の考え方	58
4.1.4	まとめ	59
4.2	今後の原研における廃棄物処理について	60
4.2.1	考 察	60
1)	日本の特殊事情	60
2)	原研の廃棄物処理とヨーロッパのそれとの比較	62
3)	一般的配慮	63
4)	原研以外から排出される廃棄物の問題	64
4.2.2	原研の今後の廃棄物処理施設について	65
1)	極低レベル廃液処理プラント	65
2)	低レベル廃液処理	67
3)	中レベル廃液処理	67
4)	固体廃棄物処理	67
4.3	日本における廃棄物処理の今後の問題	68
文 献		70
別 表		72

## 1. 緒 言

放射性廃棄物の処理は、原子力開発を平和的に進めるためには不可欠のものであることはよく知られている。しかし、定量的な意味での廃棄物処理の重要性を評価するには、これに関与する因子がきわめて多い上に、相錯綜しているのできわめて困難である。すなわち廃棄物処理は、原子力開発の本質的目標ではないということのほか、純粋な学問的見地からだけでは成立たず、対社会的関連との妥協の上に存在するものであるからである。換言すれば、本質的に矛盾する安全性と、経済性の両立を必要とするような宿命的立場に立たされているものといえよう。

原研の廃棄物処理場建設にあたっては、それが多分に試験的あるいは開発的性格を有したため、前述の妥協点の決定はかなり容易なはずであったが、それさえもしばしば苦しむところがあった。国外からの資料が断片的に入手されるたびに、その背景や環境に対する知識の欠乏から正確な評価をつかむことができなくて、いたずらに振りまわされていた傾向があったのは否めない。このような意味で廃棄物処理は純学問的分野におけるような共通の立場というものはなく、各施設、各国での立地条件や社会的環境などの差違を考慮しなければ、木に竹をつぐようなはめに陥る危険性が多分にある。

わが国での原子力開発の初期には、主として米国の情報が入手しやすく、主用されていたことは、原子力他の分野と同じく廃棄物処理においても同様であっ

た。ヨーロッパは米国よりは、自然のおよび社会的環境、立地条件がわが国に類似しており、おおいに参考となるべきものと考えられたので、最新であって、しかもまとまった形で最初から建設されたベルギーの Mol 研究所の処理施設を主体とし、訪問可能であったその他のヨーロッパの廃棄物処理施設をも一年にわたって調査した。

各施設の廃棄物処理担当者の処理に対する基本的な考え方を理解することにまず重点をおき、それから、個々のプロセスにおよぼすこととした。

本報告は、主として中低レベル廃棄物処理に関する調査結果と、それからの感想や考察を筆者が滞欧中にまとめたものであって、末尾において原研の今後の廃棄物処理の問題に上述の考察を適用してみた。もとよりこの報告は、筆者の個人的見解にもとづくものであって、原研の公式見解とは異なる点の存在する可能性を、あらかじめおことわりしておく。

なおこの報告には、在外日本国大使館、各原子力施設の廃棄物処理担当者の御好意によるが多かった。廃棄物処理に関しては、担当者相互の意見交流がきわめて重要なことを再認識させられたとともに、上記の方々に深い謝意を表するものである。

特に在ベルギー日本国大使館の木寺書記官殿、ならびに C.E.N.(現在は Belchim) の P. DEJONGHE, L. BAETSLE 両氏から多方面にわたって有益な御意見、御討論をたまわったことを厚く感謝する。

## 2. Mol 研究所の廃棄物処理

### 2.1 Mol 研究所の性格

#### 2.1.1 ベルギーの原子力政策<sup>1)</sup>

日本と異なり、ベルギー自体として独立完成した型態としての総合原子力産業を持つことをめざしていないので、その目標としては世界の第一線を follow していくことにあるように思える。また Euratom\* の本部がブラッセルにあり、Eurochemic\*\* はベルギー法人であるというようなことから理解できるように、国際協力の形で原子力バスに乗遅れないように努め、あわせて第二線級の筆頭の立場を維持することをねらっているように考えられる。

#### 2.1.2 Mol 研究所 (C.E.N.) の現況

Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire はベルギー唯一の原子力研究開発施設であり、前記ベルギーの原子力政策を実現する機関である。しかし、東海研究所が日本の原子力のあらゆる意味での代表であって東海研究所を見て日本の原子力の水準が判断できるといふのと異なり、後述の Euratom, Eurochemic などの外部団体との関係もあって Mol 研究所を見てただちにベルギーの原子力水準を判断するわけにはいかない。Mol 研究所は過半数の政府出資（約60~70%といわれている）と民間出資（原子力産業会議のような工業界を結集した法人の拠出金）の分によって運営されている特殊法人であって、この型態はここに限らず、ヨーロッパの各国でよく見受けられる。いずれも最近では政府出資の比率が増大し  $\frac{3}{4}$  以上あるいはその程度に達していることも共通の現象である。

第1表に示した数字は原子力予算緊縮の第1年度ではあっても総数1,000人以上の所員の活動には不十分なものであり、特に原研の34年度試験研究費26億

第1表 1959年度の予算（建設費、人件費を除く）

固定資産関係 (機械器具費)	7500万ベルギーフラン	5億4千万円
開発運転関係 (消耗品費)	6869 "	4億9千万円
	計	10億3千万円

\* Communauté Européenne de l'Energie Atomique

\*\* Société Européenne pour le Traitement Chimique des Combustibles Irradiés

円余と比較し、また賃金ベース、物価が日本の2倍以上であることを考えれば全く不足であるといつてよい。事実、各研究室にそなえられている実験器具にはあまり目ぼしいものは見当たらない。しかし、この影響を考慮に入れてもお絶対額は不足である。

ところがここで前記ベルギーの原子力政策の特徴を反映する事実がある。すなわち、実際の研究、開発費はほとんどが Euratom, Eurochemic, あるいは、U.S.AEC との研究契約によって供給されていることである。その総額の絶対値はつかめないが、少なくとも上記予算と同額であろうと推定される。つまりベルギーとしては、自国の費用のみでなく国際協力の名の下に設立された各種機構からの費用で Mol 研究所の活動の維持をはかっていることは間違いない。

このようにほとんどの研究開発活動が他との契約の下におこなわれていることからして、外部への PR が積極的でないことが理解される。研究所のレポートが四半期の進捗状況報告書も含めて部外秘の取扱いであり、研究所の幹部ならびに契約元の許可を得た少数のもののみが、外部へ公表されている理由もここにある。公開の原則が原子力基本法にうたわれ、国内原子力産業の発達、原子力関係のレベル向上のため積極的に研究成果の公表を無条件におこなっている原研と良い対称である。

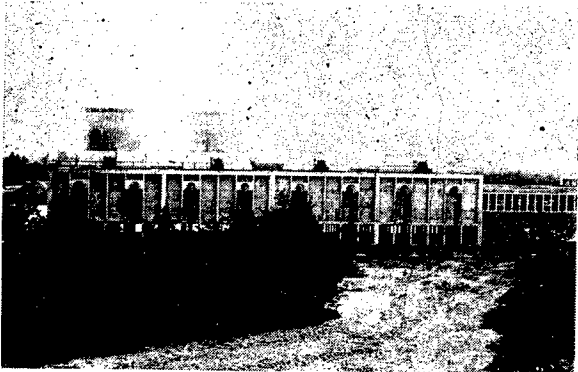
さてスエズ紛争を頂点とした新エネルギー源としての原子力の実用化の見通しは、その後の経済姿勢の変転と、現用エネルギー源の確定埋蔵量増大といった面に加えて、原子力の動力化への技術的困難の認識を反映して、少なくとも20年、極端には100年という未来に押しやられてしまった。英米その他の一流国が現在においても着実かつ地味に原子力動力化に努力し、その原子力開発の規模の急激な拡大こそおこなわないが、縮小することなしに巨額の費用を投じていることは日本人の報告に散見されるところである。しかし二流国であり、また中小国に属するベルギーにあってはこのような傾向はなく、ベルギー政府は石炭業の不振（炭価の下落、貯炭の増大、失業者問題）加うるにコンゴ問題と重なり、前記国際協力機構を悪い言い方ではあるが十分利用していわゆる「他人の禪で角力をとる」式で維持してきたのにもかかわらず、1961年度から Mol 研究所の縮減をおこなうことになった。

すなわち、研究所は基礎研究関係のみに縮減し、応用的部門はすべて外部へ移してしまう政策である。材料試験炉として $6 \times 10^{14}$  の中性子束を持つ BR-2 は実質上 Euratom に売却 ( $1/3$  ほど C. E. N. が権利を保有するそうである) し、JPDR とほぼ同一の性能を



第1図 BR-2

↑ 冷却塔



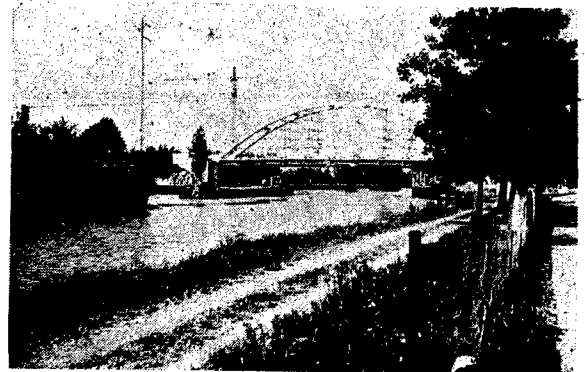
第2図 BR-2 の冷却塔



第3図 BR-3

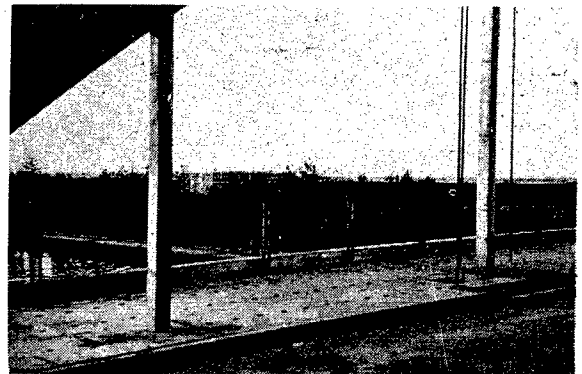
もつ PWR 炉 BR-3 はスケルデ川発電会社に、また廃棄物処理場は人員と施設を挙げて Belchim という民間会社に移管されることとなった。これらの移管はベルギー政府の財政負担を軽減するために取られた措置であって、これらの各項目がそれぞれ商業ベースに乗ってきたからということではないと説明されている。ただしこのように Mol 研究所を基礎関係のみに

縮小するという考えは今突然に始まったわけではなく、その底流はすでに2年以上前にこの研究所の名称がそれまでの Centre d'Etudes pour les Applications de l'Energie Nucléaire (CEAN), (フランク語で Studiecentrum voor de Toepassingen van de Kernenergie, S.T.K.) から現在の Centre d'Etude de l'Energie, Nucléaire (CEN), (フランク語で Studiocentrum voor Kernenergie, S.C.K.) と改名され、応用とか開発とかいう意味の語が省かれたことから想像されるが、この場合は技術の発展的な意味で考慮されていたものと解釈するのが妥当



アルベール運河をはさんで、右手が C. E. N., 対岸が Eurochemic の敷地

第4図 Eurochemic の敷地

第5図 橋から見た Eurochemic の敷地  
事務棟だけが建設されている

と思われる。ちょうどその頃 Eurochemic が設立され Mol 研究所の放射化学、再処理関係の人員がすべて Eurochemic へ移ったのであって、おそらくはこのように積極的發展分裂を考慮した改名と解釈できよう。

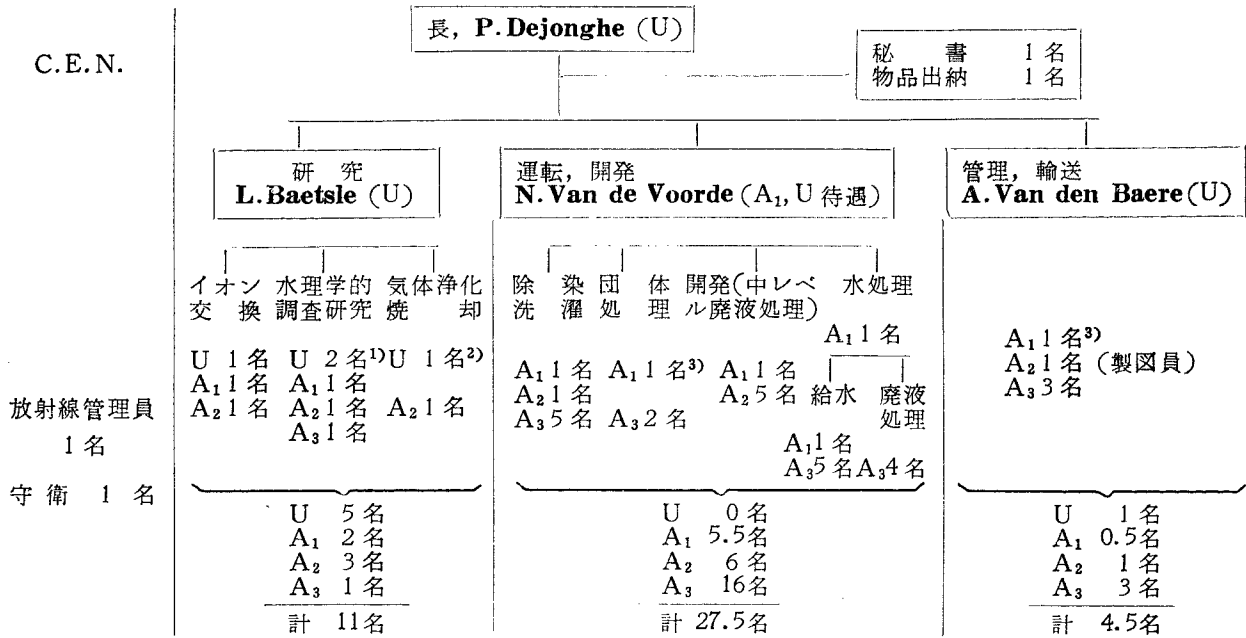
### 2.1.3 Mol の立地条件

最初 CEAN として発足当初は、Brussel の本部と、各所に散在していた出張研究所の場所での活動を始める一方、敷地の選定が進められた。人口稠密 ( $280 \sim 290$  人/ $\text{km}^2$ ) なこの国で当初の計画を進展させるこ



第 6 図 Mol 研究所近郊図





U : 大学卒

A<sub>1</sub> : 短大, 専門校卒 (Technischen Hoch Schule)

A<sub>2</sub> : 工業高校卒

A<sub>3</sub> : 義務教育卒

1) U.S. Geological Survey からのコンサルタントと, Ghent 大学大学院学生

2) Euratom からの研究員

3) 兼任

第 7 図 Belchim, Division of Mol (旧 C.E.N. 廃棄物処理場) 組織図

とのできる面積を持ち周辺の人口密度の高くない敷地を選ぶとすればわずかにこの Mol と Ardennes (南東部の海拔数百米の丘陵地帯) しか見当らなかったという。この Ardennes 地方は軍の演習地であり買収その他の困難は無かったが、給水の見通しが悪かったことと、放射性廃液の放出に適当でないとの理由で失格となり、Mol に決定した。Mol は Antwerp と Liege を結ぶ運河に面しており、給水量はこの運河に依存できること、また廃液の放出にこの運河とそれに南方を流れる Mols-Néthe 川が利用でき、また最悪の場合 Antwerp まで 60km しかないので排出パイプを敷設することも不可能ではないなどの理由で決定されたようである。なおこの敷地はベルギー王族の私有地であり、その所有王族(女性)がかねて売却の意志を有していたため比較的簡単であったらしい。

Mol の気象状況その他

平均気温 10°C, -10°C 以下になる日が年間 5 日,  
30°C 以上になる日が約 10 日

風向: 主風向は南西, 平均風速 4 m/sec, 最大風速 44 m/sec. 時間にして 2% 以下が風速 1 m/sec 以下.

17 m/sec 以上の時間が 1% 以下.

気温の逆転: 出現数 昼間 29 回, 夜間 143 回, いずれも年間の頻度でその高度は 700m 以下.

降水: 172 日, 5 mm 以上の降水のあった日は 57 日/年, 年間降水量 870mm.

人口密度: 半径 20km の円内に居住する人口約 7 万人.

地質: モルサンドと呼ばれる砂層が厚さ 20m から 200~300m の深さにわたって存在している.

地下水面は地表から 2.5~3.5m.

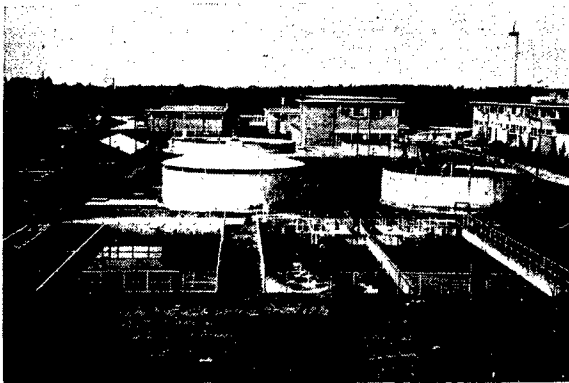
## 2.2 C.E.N. の廃棄物処理場 (現在 Belchim)

組織上は化学部に属しているが、研究所の構外にあり、再処理関係が Eurochemic に移った後、原研でいえば化学工学研究室にあたる存在で、廃棄物処理施設の運転のみならず化学工学的な研究開発を担当しており、化学技術あるいは応用化学グループといったほうが適当である。人員は 50 名程度で、うち大学専門学校卒は 10 名ちょっとであり、この大学卒はほとんど、農芸化学あるいは農芸化学工学を専攻した人である。

業務の内容は、固体、液体廃棄物の処理処分はもと

処理場本家  
事務棟, 実験室など ↓

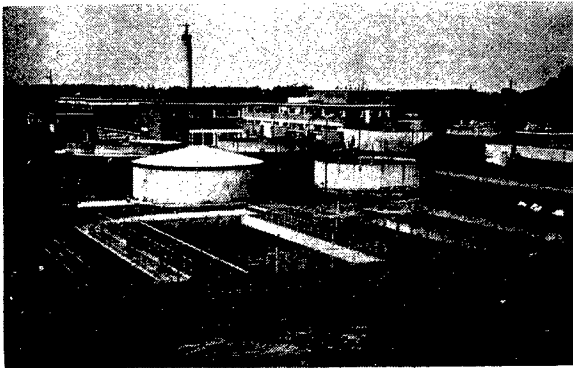
極低レベル系建家  
↓受入槽群, 混合槽



←デカンター  
←トリックリング  
フィルター  
←処理済液ポンド

第8図 C.E.N. 廃棄物処理場 (I)

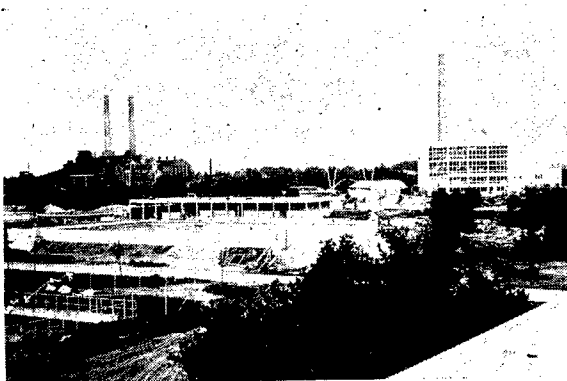
↓低レベル廃液処理系建家



第9図 C.E.N. の廃棄物処理場 (II)

↓火力発電所

中レベル廃液  
貯槽群 →  
非常用ポンド →



←BR-3

第10図 C.E.N. の廃棄物処理場 (III)

より, 汚染除去, 汚染被服の洗濯除染, 給水処理, 炉冷却水の供給なども含まれている。

もう少し詳細にのべれば, BR-1, -2, -3 などの炉群, BR-1 での RI の製造, 化学棟の hot-wing でおこなわれている Pu-work, 冶金棟, 物理棟などから排出される廃棄物一切, また被服の除染, それに加えて外部からの廃棄物も取り扱っている。これはベルギー政府の政策であって, ベルギー国内で排出される廃棄物は, 原則として Mol 研究所でしか処理させない

からである。原則としてという意味は, 現場での処理は各所で状況に応じておこなうことを認めることもあるが, 処分, 外部への放出量の多いものなどは監督の便から Mol だけにしか認められていない。それでベルギー国内の大学にある実験室から出る廃棄物は, 固化された後, Mol へ運ばれる。また Eurochemic は  $10 \sim 1 \mu\text{C}/\text{ml}$  以下の廃液は C.E.N. の廃棄物処理場へ送らねばならない。(それより高いものは, Eurochemic の敷地内の貯槽にとっておく。)また研究所の西, 数 10km にある非鉄金属, 古くはラジウムの製造を 1920 年代から, 新しくはウランの製造をおこなっている工場の被服の洗濯などは C.E.N. の廃棄物処理場でおこなっている。なおこの工場の廃水は前記 Mo.s-Néthe 川に放流されている。

Mol 選定の理由の大きな因子が廃液の放出にあったことは前述のとおりである。ベルギーの国内法によれば, 人が飲用するか, あるいは飲用するかも知れない水系には, 廃液の放出は禁止されており, それ以外の水系 (areor may be used for live stock consumption) には月平均で  $10^{-6} \mu\text{C}/\text{ml}$ , 最高  $4 \times 10^{-4} \mu\text{C}/\text{ml}$  の放出が許されている。

この数字は川での希釈をした後の値といわれている。(ただし weighted curie\* で) Mol の敷地について可能であった運河と Mols-Néthe の 2 つについて, 次のような検討考察の結果, Mols-Néthe 川に放出することとなった。運河は水量も多く, 流速も小さいので, 放射能の沈積がおこなわれ易く汚染が下流に拡がらぬ点から魅力的であったが, 下流から Ant-

\* イギリスの Medical Research Council の方式による。



第 11 図 Mols-Néthe 川への廃液放出口

werp 市が取水しているのです、この運河に放出することは避けることになった。

Mols-Néthe 川は平均流量 40,000~50,000 m<sup>3</sup>/日、最低 8,000 m<sup>3</sup>/日で原研が久慈川から取水できる流量と同じオーダーの小さい川であるが、すでに前記 O'len にある Ra, U の工場\* の廃水により 30年間にわたって汚染されており、またその付近の化学工場からの排水によって生物、特に魚類は死滅しており、漁業もなく農業用水にも直接使用されていないので決められたらしい。前記 Olen にある工場からの排水によって、5 km の長さにそってきわめて強く汚染されているがこの地帯はベルギー政府の命令によって当該工場の所有地となっている。この汚染は河床の泥中に生物学的濃縮によって起っているらしく、冬季の生物的作用の低下とともに下流に移動するが、その速度は年数 m にすぎない。現在はこの工場に廃液処理施設を建設することになり、C.E.N. 廃棄物処理場の指導、協力の下にその作業が始められている。この工場からの廃水が Mo's-Néthe 川にはいる所は、C.E.N. の放出点の約 15 km 下流にあるといわれている。

なお注意すべきことは、Mols-Néthe 川は直接利用されていないが、その下流で Néthe 川に合流したあたりに大規模の揚水場があってこの地方一帯の工業用水を供給している。この水は直接川水を採取しているのではないが、川付近の地下水を汲んでいるため、Mols-Néthe 川の水が、これに混入することは十分考えられる。

ベルギーの放射線管理の所管は、日本の厚生省にあたる官庁\*\*であり、その専門委員会の 1 つである廃棄物処理に関する委員会には、C.E.N. の廃棄物処理場から 2 人参加しており、処理する側の技術的経済的立

場に立って発言をしているようである。

昭和 36 年 2 月 1 日を以て廃棄物処理場は、1 民間会社である Belchim\* に人員、施設をあげて移管され、その業務としてベルギーから排出される廃棄物のみならず、オランダあるいは Chooz (仏白共同の原子力発電所の設置場所名) からのものも扱うような態勢となった。Belchim はベルギーの化学工業会社の共同出資によって 1958 年設立された会社であって、資本金約 200 万ドル、Mol の廃棄物処理部門の他に、Brussel に再処理関係のデザイングループを持っている。なお、この会社は Eurochemic の株、430 株中 27 株 (1 株は 5 万ドル) を所有し、現在エンジニアリングテスト中の Eurochemic の小規模抽出装置 (パルス塔を主体とするもの) のメーカーでもある。

### 2.2.1 川への放出量

現在 C.E.N. に許可されている Mols-Néthe 川への放出許容量は政府により月 240 mc と規定されている。

ただし、このキュリー数はイギリス流の weighted curie であって下の式に従って計算するものである。

$$(\beta-\gamma)+50^{90}\text{Sr}+420\alpha+2400\text{Ra}$$

実際には必ずしも厳密にこの式に従うものでなく、50 ファクターはアルカリ土類金属の放射能を幾分含んだ <sup>90</sup>Sr に対して用いられており、 $\alpha$  放射能はすべて Ra に起因するとして、2400 のファクターを 420 のかわりに使用し、また低エネルギーの  $\beta-\gamma$  放射能は測定していない。また 240 mc\*/月を一日あたりにすると 8 mc\*/日となるが、放出を一日一日 8 mc ごとにおこなうことはせずに一か月を通算して 240 mc\* までというので放出している。

さてこの 240 mc/日なる値がいかんにして導かれたかという問題である。簡単に Mo's-Néthe 川の平均流量 40,000 m<sup>3</sup> で除してみると、その平均放射能濃度は  $2 \times 10^{-7} \mu\text{c}/\text{ml}$  となる。もともと Harwell で用いられているこの式は、すべての核種の濃度が職業人に対する最大許容濃度の  $1/100$  となることを目標にして案出されたもので、 $10^{-6} \mu\text{c}/\text{ml}$  が許容濃度と考えられている。

下記に記す論議は果して通用するかどうかはなはだ疑問であるが、Mol の考え方を理解するために有益であると考えられる。

- 1) 放射能 (外部へ放出される廃液中に含まれる) の総量は、もしこの廃液がベルギー全部の河川

\* Société Metallurgique de Hoboken

\*\* Ministère de la Santé Publique et de la Famille

\* Société Belge de Chimie Nucléaire

水に完全に混合できたとするならば

$$4 \times 10^6 \text{ m}^3/\text{日} \times 10^{-6} \mu\text{c}/\text{ml}$$

$$(10^{-6} \text{ c}^*/\text{m}^3) = 4 \text{ c}^*/\text{日}$$

- 2) ベルギー人全部が最大許容濃度の水を飲んだとするとその飲用した放射能の総量は

$$9 \times 10^6 \text{ 人} \times 10^{-6} \mu\text{c}/\text{ml} \times 2500 \text{ ml}/\text{日}$$

$$= 22,500 \mu\text{c}/\text{日} = 22.5 \text{ mc}^*/\text{日}$$

つまり放出総量がこの値以下なら統計的に見て許容量をこえて放射能を水とともに飲用するおそれはベルギーにはない。

- 3) 実際放出できる量は、1) と 2) にのおおの示した値の中間にあるべきだ。

以上の議論はベルギー全体についてのものであるが同様な考え方を Mol にあてはめたようである。

ただし現在の 240 mc\*/月という値には、あまり根拠

### 2.2.2 廃液の輸送

当初、極低レベル、低レベル、中レベルと3種の系統を配管したが、その後中レベルはすべてびんによる輸送に切換え、現在では極低、低の2系統だけが配管によっている。配管はポリエチレンを使用し配管箇所は研究所全域である。これらの建物には2m<sup>3</sup>程度の collection tank がおのおのの系統に1箇備えられ、モニタリングすることなしに自動的に処理場に送られる。当初、中レベル系統として設けられた配管は化学棟の hot wing と BR-1 の semi-hot lab. からだけ敷設され(80mmφ)ていたが、現在は、低レベル廃液の輸送に用いられている。

極低レベル廃液 (<10<sup>-5</sup> μc/ml)

非管理区域の衛生下水、洗浄廃水、冷却水などを含むすべての建物から排出されるものである。

第2表 Mols-Néthe 川への放出量

	放射能濃度	全放射能量	weight をつけた放射能量	全体積	
9月1日	α	0.094 × 10 <sup>-8</sup> μc/ml	0.36 μc	900 μc	383 m <sup>3</sup>
	<sup>90</sup> Sr	0.031 × 10 <sup>-6</sup> //	11.9	600	
	β-γ	0.20 × 10 <sup>-6</sup> //	76.7	77	
			1577		
9月総計	α	(1-4) × 10 <sup>-3</sup> μc/ml	48.8 mc	300-400 m <sup>3</sup>	
	<sup>90</sup> Sr	(2-3) × 10 <sup>-8</sup> //			
	β-γ	2 × 10 <sup>-7</sup> //			
10月総計			36.2 mc		

がなさそうであることは、Eurochemic が動き出しからの総放出量が C.E.N. とあわせて 1.5c\*/月とすでに決められていることからわかる。外部条件と技術との兼ね合いによって総放出量は決められるものようである。

その後の調査によれば 8 mc\*/日という数字は、流域、降水量などから理論的に計算された最少理論流量 8,000 m<sup>3</sup>/日を基にして取りあえず決定したものでありその後2年間流量の実測を続けたところ80%以上の頻度で50,000 m<sup>3</sup>/日の流量が観測されたため、50 mc\*/日に変更できることとなった。実測値の変動は40,000 から 150,000 m<sup>3</sup>/日にわたり、その平均値は 65,000 m<sup>3</sup>/日である。なお、現在の月平均放出放射能量は 40 mc\*/月であって、改正前の許容限度 240 mc\*/月を十分したまわっている。

低レベル廃液 (10<sup>-5</sup>~10<sup>-3</sup> μc/ml)

管理区域内からの衛生下水、洗浄廃水、冷却水、実験廃液(低レベルの F.P. 溶液を使う実験など)

中レベル廃液 (>10<sup>-3</sup> μc/ml)

実験廃液 cleaning solution (界面活性剤を含むものは放射能レベルが低くても)

洗浄廃液(冶金棟でのUの機械加工などから廃出されるもの)これはタンクに貯めて運ぶらしい。

ただし、低レベル廃液系統には配管上の誤りがあって非管理区域からの洗浄廃水、冷却水などが混入しており、また、現在管理区域内からの冷却水が異常に増加しており、処理能力の不足をきたしている。

液質は、通常極低レベル廃液は弱塩基性で pH 8、低レベルは弱酸性 pH 4 前後が多いようである。

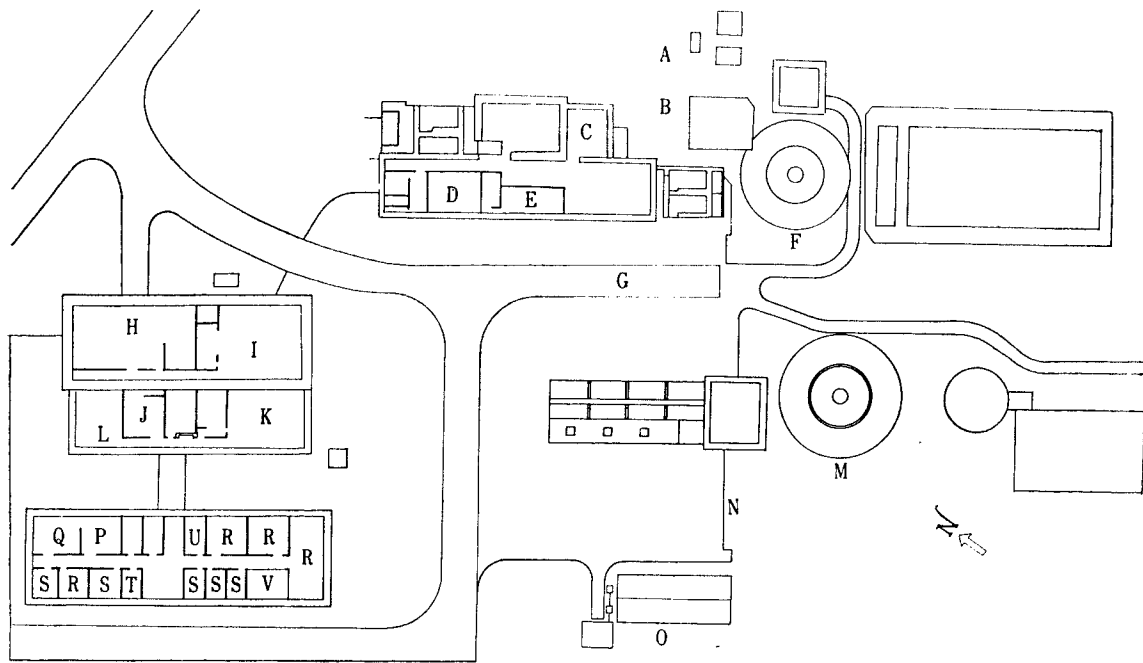
管径は、低レベルと思われるものは各建物から 66 mmφ でて、134 mmφ の集合主管に集る。低レベル系の配管のあるのは炉室、化学棟の箇所、冶金棟、物

\* Weighted curie



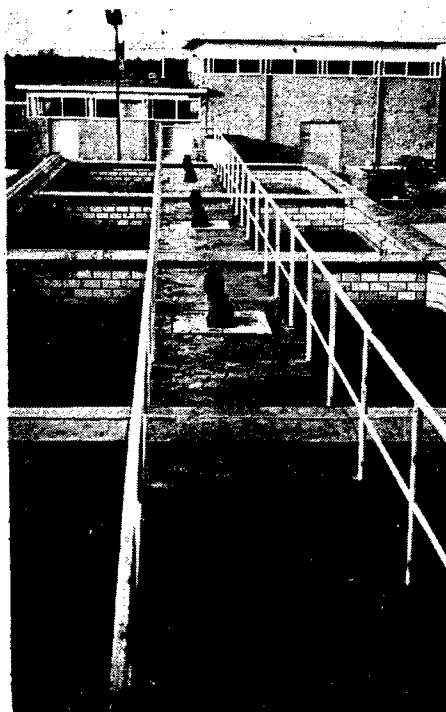
- |                   |                       |                            |                        |
|-------------------|-----------------------|----------------------------|------------------------|
| 1. 小学校            | Ecole                 | 16. 冶金棟                    | Metallurgie            |
| 2. 住宅             | Quartier residentiel  | 17. 構内食堂                   | Cafeteria              |
| 3. 独身寮            | Dormitory             | 18. 車庫                     | Station service        |
| 4. スポーツクラブ        | Terrain de sports     | 19. 開発棟                    | Technologie            |
| 5. BR-1 排風機室      | Ventilation           | 20. 工作工場                   | Ateliers generaux      |
| 6. BR-1           |                       | 21. BR-2                   |                        |
| 7. 化学研究棟          | a. ホットウィング<br>Chimie  | 22. BR-2 換気室               | Ventilation            |
| 8. 高架水槽           | Chateau d'eau         | 23. 守衛長住宅                  | Maison gardien chef.   |
| 9. 変電所            | Sous-station          | 24. 廃棄物処理場                 | Traitement des dechets |
| 10. 電子計算機室        |                       | 25. 炉冷却水脱塩プラント             | Post epuration         |
| 11. 事務棟           | Admistration          | 26. BR-2 冷水塔               | Refrigerants           |
| 12. 講堂            | Salle de conferences  | 27. サーベイメータ (モニタリングステーション) | Survey-meters          |
| 13. 正門守衛所         | Entree generale       | 28. BR-3                   |                        |
| 14. 物理, エレクトロニクス棟 | Physique electronique | 29. 外来者寮                   | Club-house             |
| 15. 保健, 放射線管理棟    | Medical controle site | 31. Eurochemic 橋           |                        |
|                   |                       | 32. Eurochemic 敷地          |                        |
|                   |                       | 33. 火力発電所                  |                        |

第 12 図 Mol 研究所配置図 (第 1 敷地)

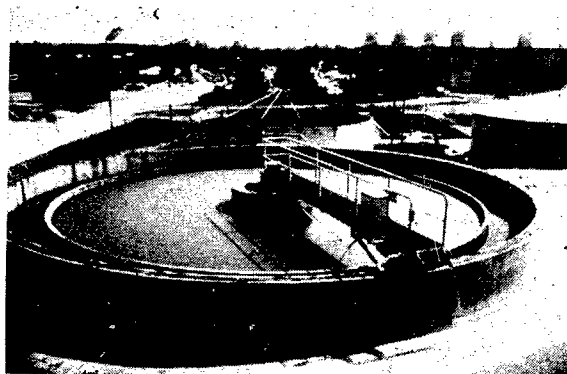


A. 中レベル貯槽 B. スラッジ床 C. 暖房機 D. 中レベル廃液取扱い室  
 F. スラッジデカンター G. 低レベル廃液処理系 H. 焼却炉室 I. 機器除染室 J. 工  
 作室 K. 洗濯室 L. 補機室 M. デカンター N. 極低レベル処理系 O. スラッジ乾燥  
 床 P. 予備室 Q. 物品倉庫 R. 実験室 S. 居室 T. 秘書室 U. 放射線管理室 V.  
 計数室

第 13 図 廃棄物処理場プラント配置 (Mol 研究所)



第 14 図 極低レベル廃液受入槽  
 向うは汚染除去室



第 15 図 極低レベル廃液処理系既設デカンター

←給水処理場  
 ←トリックリング  
 フィルター

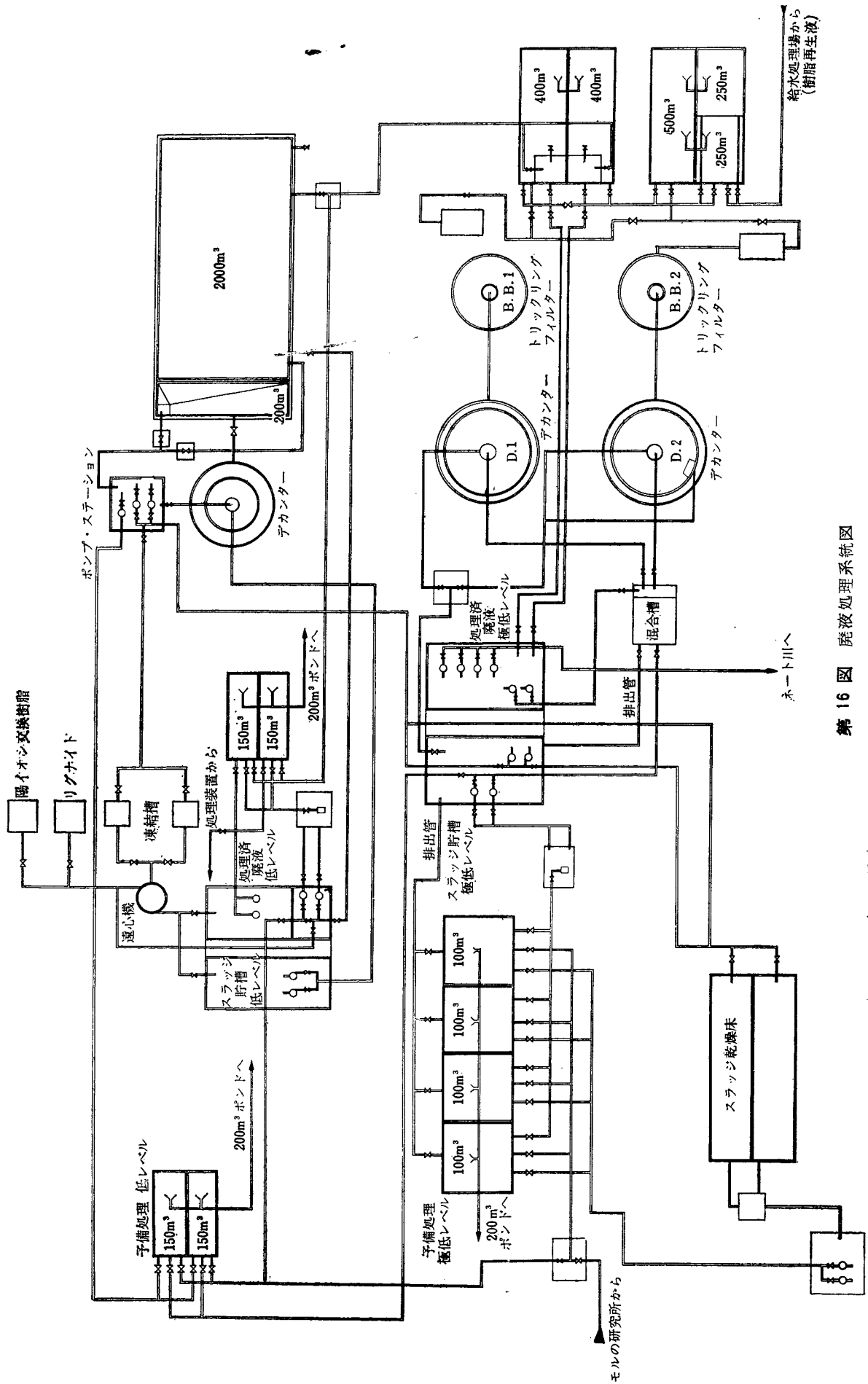
2.2.3 極低レベル廃液処理

装置の詳細については既報告<sup>2, 3, 32, 33, 34)</sup>があるので省略する。

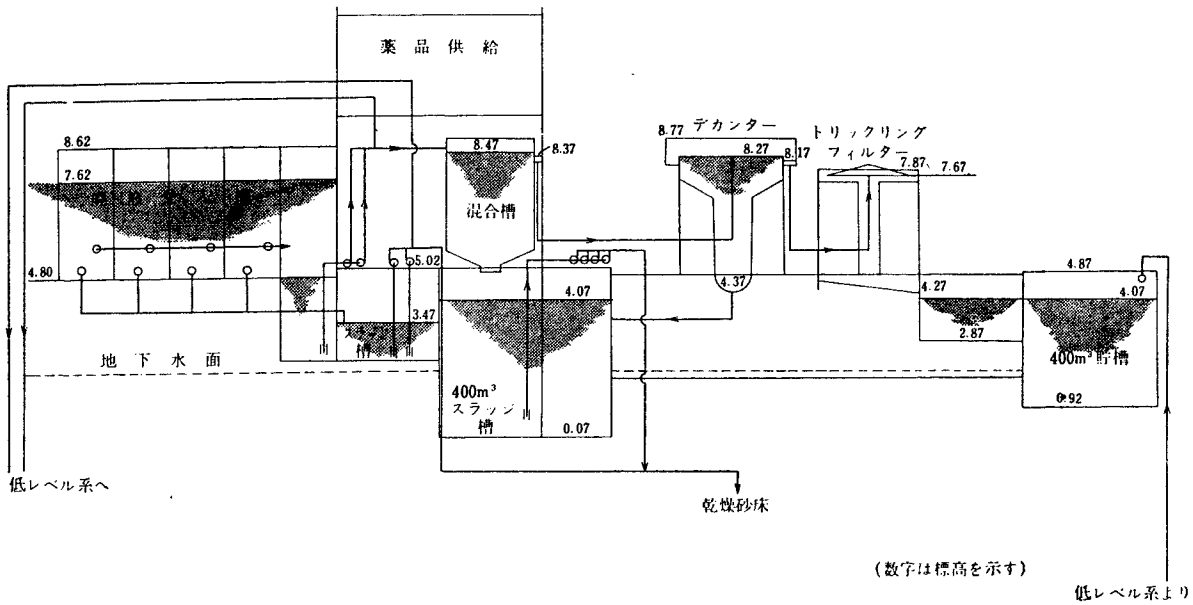
1960年の夏, 処理能力をそれまでの 40 m<sup>3</sup>/hr から 2 倍の 80 m<sup>3</sup>/hr に増強した。これは1959年末において排出量が 40 m<sup>3</sup>/hr での処理能力に等しくなり, さらに増加の傾向を示したからである。この増強は混合

理棟, 開発棟などである。現在, 中レベルの配管系を整備中であるが, これには既設の中レベル系のほかに, BR-2, BR-3, Eurochemic などが含まれている。

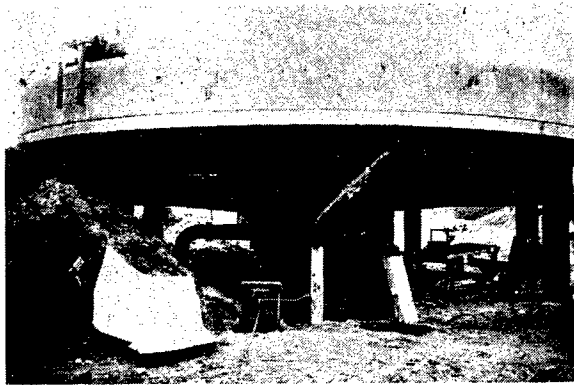
槽までは増設することなく, それ以降のデカンター, トリックリングフィルター, 最終貯留槽の部分についておこなわれた。なお, それまでは pH の調節を手動



第 16 図 廃液処理系統図

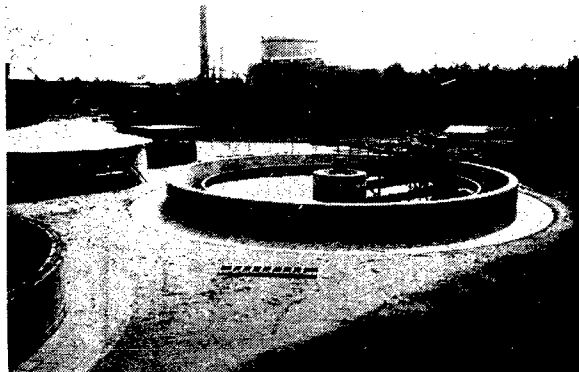


第 17 図 極低レベル廃液処理系



第 18 図 極低レベル廃液処理系, 新設デカンター (建設中)

↓ BR-2



第 19 図 極低レベル廃液処理系, 新設デカンター

でおこなっていたが, これも機械化された. ただし, バッチ方式による機械的なものでフィードバック機構は持っていない (これはその後中止したらしい).

現在の処理方式はここ数年間一定のものであって,

次のようにおこなわれている.

1) 原液を硫酸を用いて中和する. 原液の pH は通常 7.0~7.9, 時には 11 以上の場合もあるが, これを 6.4~6.8 とする.

2) 供給槽内でバッチ式中和された原液は, 混合槽に送られ  $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$  100 ppm が薬注される.



第 20 図 スラッジ乾燥床

3) この薬注された原液は直径 11mφ のデカンターに送られ清澄化される. スラッジは集泥装置により抜き出されて砂床に送られ自然乾燥される. このスラッジの固型物含量は乾燥後で最大 15% である. デカンターの内径は約 11 mφ, 液の上向流速は  $41.8\text{m}^3/\text{hr}$  処理のときで 44cm/hr, すこしキャリオーバーがある. 砂床の大きさは  $19.4\text{m} \times 4\text{m} \times 2$  基  $156\text{m}^2$  である.

4) 清澄液 (pH 6.2~6.5) はトリックリングフィルターに送られ, 生物処理を受けて pH 7.0~7.5 となつて最終貯槽にはいる.



5) 最終貯槽にはいった液は pH 7.9~8.5 であり低レベルからの処理液 pH 11.5 付近と混合してこのように pH がすこしあがったのち、6 km パイプラインを通して Mols-Néthe 川に放出される。放出の際送出ポンプの吐出側に毛細管があり、これから一定割合でサンプル用の液が採取され (50l/日程度) 計数に供せられる。

注意すべきことは、最後に川へ放出される時以外には、放射能の測定はおこなわれていない (公式記録としては)。つまりこの処理系は通常の意味での廃液処理に近いもので、低コストで外部への放出放射エネルギーを減少させる目的であり、D.F. は期待していないといっておく。薬注も原液の変動に関係なしに、 $FeCl_3 \cdot 6H_2O$  100 ppm と機械的に一定している。

コストについては20年償却として、償却費が5~6 B.F./m<sup>3</sup>、薬品、人件費を入れて8 B.F./m<sup>3</sup> つまり \$ 0.16m<sup>3</sup> という数字を Mol 側では示している。しかし10年償却とし薬品、人件費のほかに分析計数費、管理費を入れればだいたい2倍 15 B.F./m<sup>3</sup> から 20 B.F./m<sup>3</sup> (\$ 0.3~0.4/m<sup>3</sup>) と推定するのが間違いないだろう。

現場担当員の意見では、トリックリングフィルターの性能は不満足であって、その寸法を増大すべきであり、また季節によって大量の放射能の生物体からの放出 (release) があって困ることもあるという。処理後の B.O.D.\*\* については操業初期に放出口 (Mols-Néthe 川での) で 4.97mg/l と測定されているが、その後は測定していない。生物処理が不十分であることは確かであり、最終貯溜槽における発泡は相当なものであることからわかるが、現場員の意見のほかに処理液中に含有されるべき好気性細菌への栄養分の欠乏による点もあると思われる。1960年末における処理実績は1日 500m<sup>3</sup> を上まわり、BR-2, BR-3 両原子炉が稼動すれば、さらに増設を必要とすると予想される。最初の計画では、BR-2, BR-3 の稼動状態で 80 m<sup>3</sup>/hr にして間に合う予定であったらしいが、それ以前の急激な量の増加で、処理能力の増強が必要となってしまった。

1960年の平均は、処理前の放射能濃度は  $1.5 \times 10^{-6} \mu\text{C/ml}$ 、最大値は月平均で  $3.9 \times 10^{-6} \mu\text{C/ml}$  であった。1961年1月現在の数字によると、コストは第3表のようになる。

2.2.4 低レベル廃液処理

\* ベルギーフラン (50 B.F. = 1 米ドル)

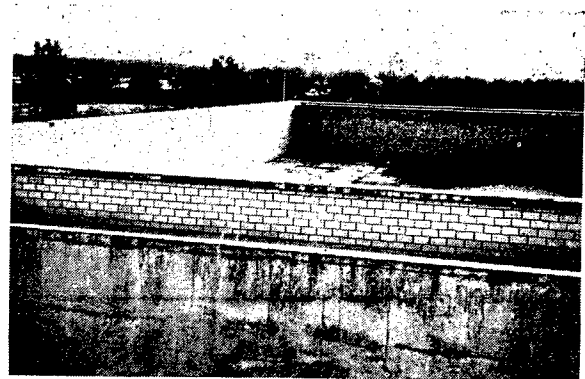
\*\* 生物学的酸素要求量

第3表 極低レベル廃液処理のコスト

	1000m <sup>3</sup> あたり	
薬品費	488	ベルギーフラン
電気費	250	//
モーター費	250	//
暖房費	338	//
人件費(11.2hr)	560	//
補修費	96	//
分析費	340	//
スラッジ処理費*	2700	//
償却費**	2315	//
研究費	2009	//
計	9346	// → 9.35 ベルギーフラン/m <sup>3</sup> ≒ \$0.2/m <sup>3</sup>

\* パージ3%, 270m<sup>3</sup> (0.5%): 最終体積 4.5m<sup>3</sup>

\*\* 5×10<sup>6</sup> ベルギーフラン; 20年償却

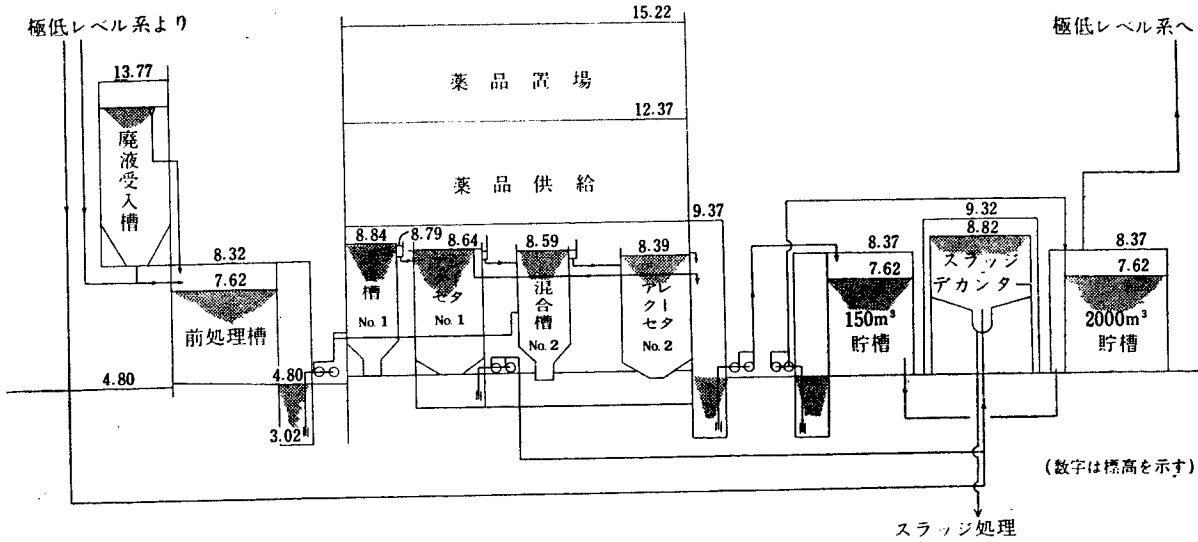


第21図 非常用ポンド (2000m<sup>3</sup>)

既報告<sup>2, 3, 32, 33)</sup>に記載されている設備は、角型パルセーター (定格 5 m<sup>3</sup>/hr) が増設され (1960年夏)、またアクセレーター 2 基が並列に使用できるよう配管が変更された (1960年夏)。また、後処理として水平軸の遠心機、スラッジ処理として凍結再融解の装置がそれぞれこの系統に組入れられている。

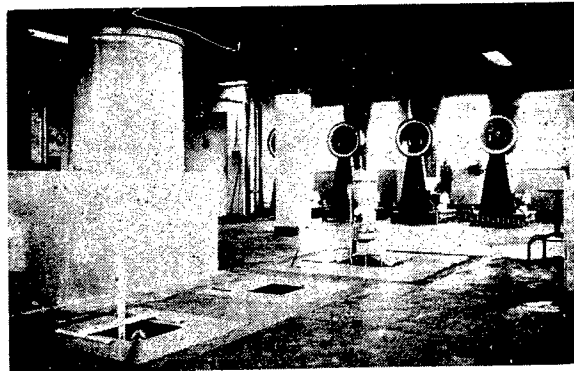
これらの変更や増設は、廃液排出量の増加と、その比放射能の増加によって1959年末までにそれまでの処理設備では不十分となってきたからである。1960年にはいってからも、この増加は著しく、そのうえ洗濯廃液に起因する洗剤、Ra によって現在の処理状況は非常に困難に直面している。

排出量の増加は、極低レベル廃液の場合も同じ原因であるが、管理区域内で使用されている器械、設備からの冷却水がその主要因であり、低レベル廃液の場合には、この他に配管のミスにより非管理区域からの廃水の混入もある。この結果 1957~1958年当時の人員 700名に比し、1960年現在の人員 1200名と、人員の増



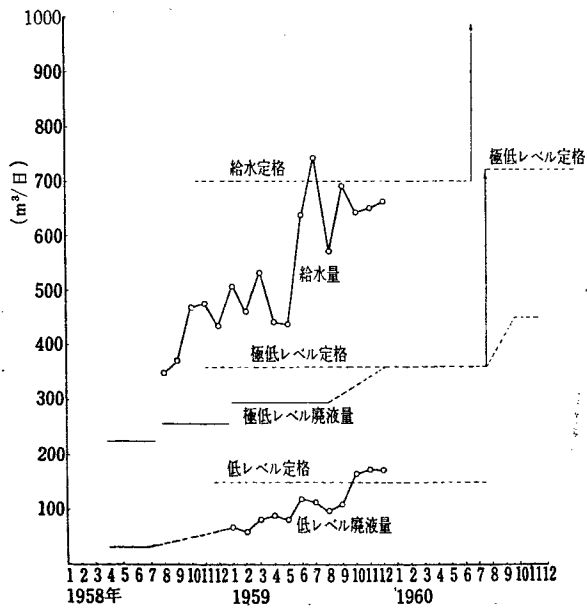
第 22 図 低レベル廃液処理系

↓薬品溶液供給装置

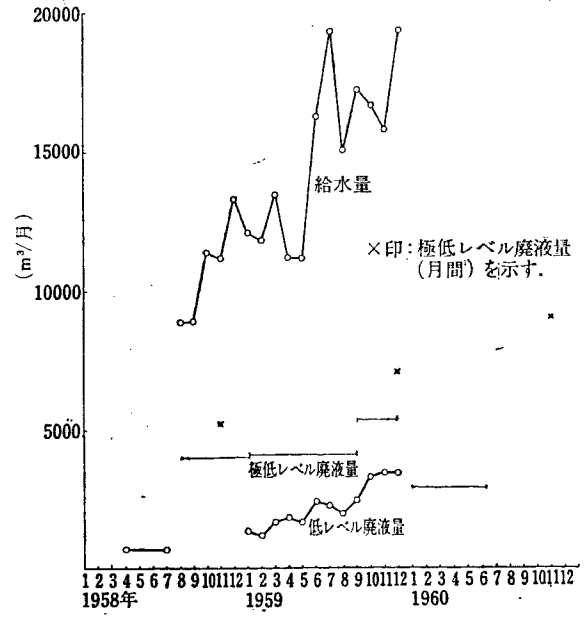


←粉末薬品供給装置 4 基  
←No.1 アクセレーター  
攪拌装置

第 23 図 低レベル廃液処理系, 薬品供給階  
この階下にアクセレーター 2 基が設置されている



第 24 図 月間廃液排出量



第 25 図 廃液処理日量

第4表 低レベル廃液処理状況 (Mol 研究所)

	放射能収支 ( $\mu\text{C}$ )						処理量 $\text{m}^3$	ドラム 缶	スラッ ジ $\text{m}^3$	$\beta\text{-}\gamma$ 平均比放射 能 $10^{-6} \mu\text{C}/\text{ml}$	
	$\alpha$		$\beta\text{-}\gamma$		Sr					入	出
1958年											
4-7月	751	8	101,000	15,000	3,100	170	2,800			36	5.4
8-12月							5,350				
8月	578.5	4.5	11,526	2,106	702	29.4					
9月	288.8	6.7	14,679	3,176	1,303	58					
10月	497.7	6.63	15,180	2,440	2,257	100					
11月	1,928	19.7	16,347	989	1,089	60.5					
12月	497	5.2	229,855	6,200	2,871	111					
1959年											
1月	470	2.5	106,664	4,762	13,732	254	1,350	12	2.7	79	3.5
2月	353	2.7	126,712	2,606	23,225	494	1,200	11	2.4	105.4	2.2
3月	1,636	5.4	483,674	10,265	31,568	1,855	1,650	15	3.3	293	6.2
4月	715	3.2	314,366	17,097	34,113	961	1,800	17	3.6	174.5	9.5
5月	677	10	391,562	16,482	38,055	1,588	1,650	15	3.3	237	10
6月	275	1.4	261,529	15,648	21,788	942	2,400	22	4.8	109	6.5
7月	473.4	2.2	39,955	6,997	971	115	2,250	21	4.5	17.8	3.1
8月	616	3	342,218	15,801	38,922	1,010	1,950	18	3.9	176	8.1
9月	468.8	5.1	132,009	6,303	23,304	657	2,400	22	4.8	55	2.6
10月	353.8	6.5	441,747	22,597	5,725	855	3,300	32	6.6	134	6.9
11月	243.4	5.6	302,468	13,167	40,175	2,112	3,450	32	6.9	87.8	3.8
12月	758.8	20.7	138,305	21,801	19,605	1,759	3,450	32	6.9	40	6.3
1959年計	7,042.2	68.3	3,081,209	153,526	291,183	12,602	26,850	249	53.7		

加は2倍に達しないにもかかわらず、排出量は5倍近くに増大している。

次に比放射能は初期の  $10^{-5} \mu\text{C}/\text{ml}$  の桁から最近では  $10^{-4} \mu\text{C}/\text{ml}$  と1桁あがっているが、この増加は最近ではそれほど著しくない(第4表)。問題は比放射能の絶対値よりもその中に含まれている核種の推移であって、Sr, Ra それに Cs の除去の問題である。その原因の一つは、1959年末から、1960年になって、別項で述べたオーランにある Ra 工場の廃棄物の問題が本格化してきたためであって、この工場からの被服を C. E. N. で除染する作業から生ずる廃液に起因するものである。洗濯廃液を別に処理することなく、低レベル廃液とまぜて処理しているため、洗剤と Ra, Sr, Cs, S と共存する系となってしまう、これらが、別々、あるいは2種が存在する場合に対しては、比較的高 D. F. で取り扱っても、これが全部共存するときには現在の処理方式では不十分となってしまったからである。Sr に対しては、遠心器のバスケット中にイオン交換樹脂 (Allasion CS) を層状に堆積させた中を通

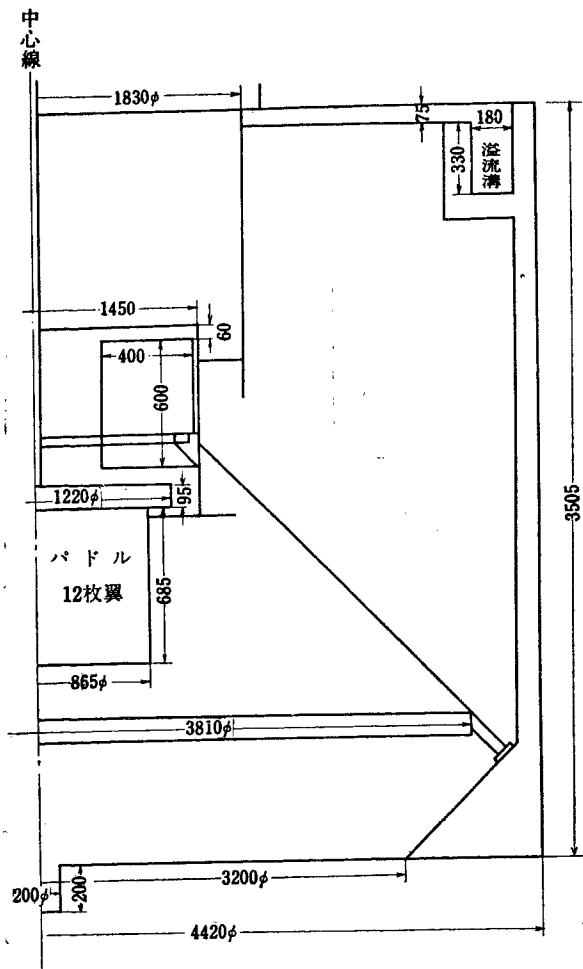
過させることによって処理をしていたのである。

一般的処理の概要を述べると、

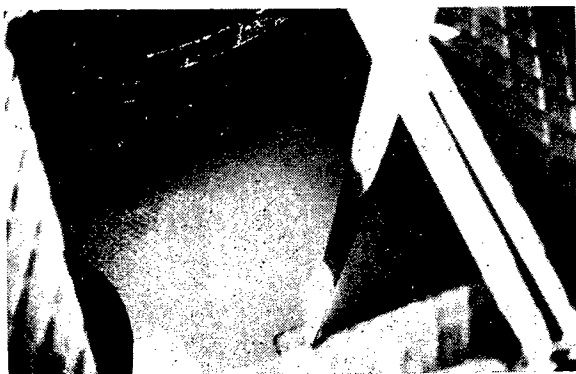
1) 供給槽 ( $150\text{m}^3$ ) 中で pH を5~6に調節する。原液の pH は通常 3.2~3.8 付近である。これは通常石灰 (固体) を投入することによっておこなわれ、ついで  $\text{BaCl}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$  300~400 ppm が投入される。この薬注量は石灰をも含めて、原液中の  $\text{Ca}^{++}$ ,  $\text{SO}_4^{--}$  の量を考慮しておこなわれるが、その値としては給水の分析報告値を採用し、実際の分析はおこなわれていない。 $\text{Ca}^{++}$  イオンは 50 ppm が標準である。

薬注後一晩攪拌が続けられ、翌日次の処理が開始される。

2) 攪拌を続け、沈殿を懸沈させたまま第一混合槽に送る。ここでは、 $\text{K}_4\text{Fe}(\text{CN})_6 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$  60 ppm と、 $\text{FeCl}_3$  と  $\text{CuSO}_4$  の混合液とが液状で添加される。 $\text{FeCl}_3$  の量は  $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$  で 150 ppm,  $\text{CuSO}_4$  は  $\text{CuSO}_4 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$  として 72 ppm である。この段階の所要時間は3~4時間であって、この間に第一ミキサー、第一アクセレーターを通過する。



第 26 図 15 m<sup>3</sup>/hr アクセレーター断面図 (Société des venues pour traitement des eaux, Sovetreaux 製)



第 27 図 低レベル廃液処理系, アクセレーターのスラッジブランケット部. 上部に内筒壁が見える.

3) 次は、リン酸カルシウム処理であって、第二混合槽、第二アクセレーターが使用される。薬注は、 $\text{Na}_3\text{PO}_4 \cdot 12\text{H}_2\text{O}$  500ppm これは粉状で水流に乗って添加され、pH は NaOH により 11.0~11.5 に調節される。

以上の処理は、一般の場合であって、この方式は混合核分裂生成物に対して考案されたものである。

この他に特殊処理として次のようなものが考慮され、必要に応じて用いられている。どの処理方式が採用されるかはジャーテストによって決められる (第 5 表, 第 6 表)。

第 5 表 二段化学処理の除染率 (Mol 研究所)

日付	処 理	(除染率%)		
		$\beta$ -r	Sr	$\alpha$
1958年 5月27日	$\text{FeCl}_3$	78	—	—
	$\text{Na}_3\text{PO}_4$	65	—	—
	総 括	92.2		99.4
6月6日	$\text{BaCl}_2 + \text{Fe}_2(\text{SO}_4)_3$	72	—	95
	$\text{Na}_3\text{PO}_4$	81	—	—
	総 括	94.7	80	99.5
7月3日	$\text{BaCl}_2 + \text{Fe}_2(\text{SO}_4)_3$	65	—	—
	$\text{Na}_3\text{PO}_4$	60	—	—
	総 括	85.1	94.5	97.2
7月10日	$\text{AgNO}_3 + \text{FeCl}_3$	93.5	—	90
	$\text{Na}_3\text{PO}_4$	1.5	—	72
	総 括	94	76.6	97

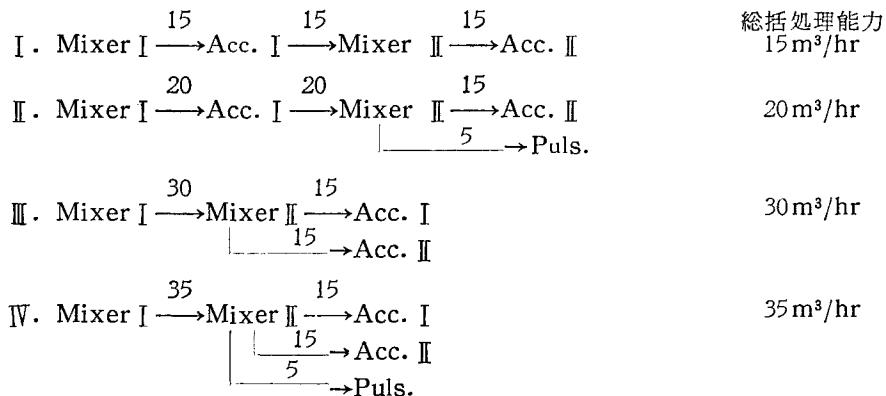
ヨードに対しては  $\text{CuSO}_4$  と  $\text{Na}_2\text{SO}_3$  を用いることになっているが、これは C.E.N. の開設以来一度しか使ったことはないそうである。また、試験的に  $\text{AgNO}_3$  によるヨードの補集も試みたが、沈殿が細く  $\text{FeCl}_3$  を加えて凝集させないと使いものにならなかったとのことである。

洗濯廃液 (洗剤として polyphosphate を含み、Ra, Sr,  $\alpha$  を含むもの) に対しては、供給槽での予備処理をおこなわず、第一段で  $\text{Ca}^{++}$  を過剰に加え、polyphosphate を除去した後、 $\text{Na}_3\text{PO}_4$  を加えて、 $\alpha$ , Sr, Ra を除去する。ただし第二段では  $\text{Na}_3\text{PO}_4$  を過剰に用いないと、あたりまえではあるが、Sr, Ra の除去率はあがらない。

この処理系の処理容量は、各構成機器の組合せによって最低 15m<sup>3</sup>/hr から最高 35m<sup>3</sup>/hr まで変る (第 28 図参照)。処理性能 (D.F.) はこの組合せによって変化し、処理容量を増せば、処理段数が減ることとなるので、高処理容量と、高 D.F. とは相反する。現在 C.E.N. の低レベル廃液系で直面している困難の原因

第 6 表 低レベル廃液処理に使用した薬品とその成績 (Mol 研究所)

	薬品使用量 (kg)									全薬品費 ベルギー フラン	処理費 m <sup>3</sup>	薬品費 の割合 ベルギー フラン/ m <sup>3</sup>	除染率 (%)			
	FeCl <sub>3</sub> ・6aq	Na <sub>3</sub> PO <sub>4</sub> ・12aq	Ca (OH) <sub>2</sub>	Na OH	H <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>	BaCl <sub>2</sub> ・2aq	K <sub>4</sub> Fe (CN) <sub>6</sub> ・3aq	CuSO <sub>4</sub> ・5aq	Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>				α	β-γ	Sr	
1958年																
4—7月											2,800			98.9	84.8	94.5
8—1月											5,350					
1959年																
1月	235	680.7	89	185	37	30	9	10.8	—	6,935.58	1,350	5.13	99.5	95.6	98.2	
2月	200	552	67.5	195	30	—	9	10.8	—	5,895.15	1,200	4.91	99.2	97.9	97.9	
3月	252.5	660	58.7	185	29	90	18	21.6	—	7,609.85	1,650	4.61	99.7	97.7	94.1	
4月	270	793.5	53	245	22	—	18	21.6	—	8,292.30	1,800	4.60	99.5	94.5	97.2	
5月	247.5	656.5	69.8	220	85	30	9	10.8	—	7,183.50	1,650	4.35	98.5	95.8	95.8	
6月	360	783.5	79.1	315	135	345	—	—	—	10,478.50	2,400	4.36	99.5	94.0	95.7	
7月	337.5	729	76.2	300	107	—	—	—	—	8,089.25	2,250	3.59	99.5	82.5	86.9	
8月	292.5	717	64.6	285	61	155	18	21.6	—	9,171.20	1,950	4.70	99.5	95.4	97.4	
9月	360	739	79.6	320	99	30	9	10.8	—	8,945.8	2,400	3.72	98.9	95.2	97.2	
10月	405	1,098	134.4	460	215	—	18	21.6	—	12,551.9	3,300	3.80	98.2	94.9	85.1	
11月	512	1,176	124.4	455	255	—	54	119	—	16,352.8	3,450	4.73	97.7	95.6	94.7	
12月	517	692	51.6	345	170	82.5	9	11	280	10,917.5	3,450	3.17	97.3	84.2	91.1	
1959年 計	3,989	8,277.2	946.9	3,510	1,245	762.5	171	259.6	280	112,423.33	26,850					
1960年																
1—6月											17,450		96.7	78	91	



Mixer : 混合槽 Acc. : アクセレーター Puls. : パルセーター

第 28 図 低レベル廃液処理系の組合わせ (Mol 研究所)

はここにある。

処理容量を増そうとすると、段数の減少により、D.F. が不足し、D.F. の要求を満足させると、処理容量が不足するわけである。試験的に、洗濯廃液を蒸発缶で処理する試みがなされたが、あまり面白くなく、洗剤を変更することによって息をついている現状である。また研究として、イオン交換樹脂による Ra コンプレックスやキレート除去も取上げられた。

したがって、低レベル廃液処理系としては、1959年

の成績が最良であって、1960年にはいつてからは低下している。1960年前半には、供給槽で予備処理として BaSO<sub>4</sub> のフロックを作らせた後第一混合槽に送りここで水酸化アルミニウムのフロックを作り、ついで直ちに第二混合槽に送り、pH 11 付近に NaOH で調整後リン酸カルシウム処理をおこない、2つのアクセレーターには、第二混合槽から廃液を供給するという第Ⅲの組合せ(第26図参照)を用い処理容量を 30 m<sup>3</sup>/hr と倍加しておこなったが、処理容量の増加に反して、

D.F. は低下した。概略の数字をかかげると、第7表のようになる。

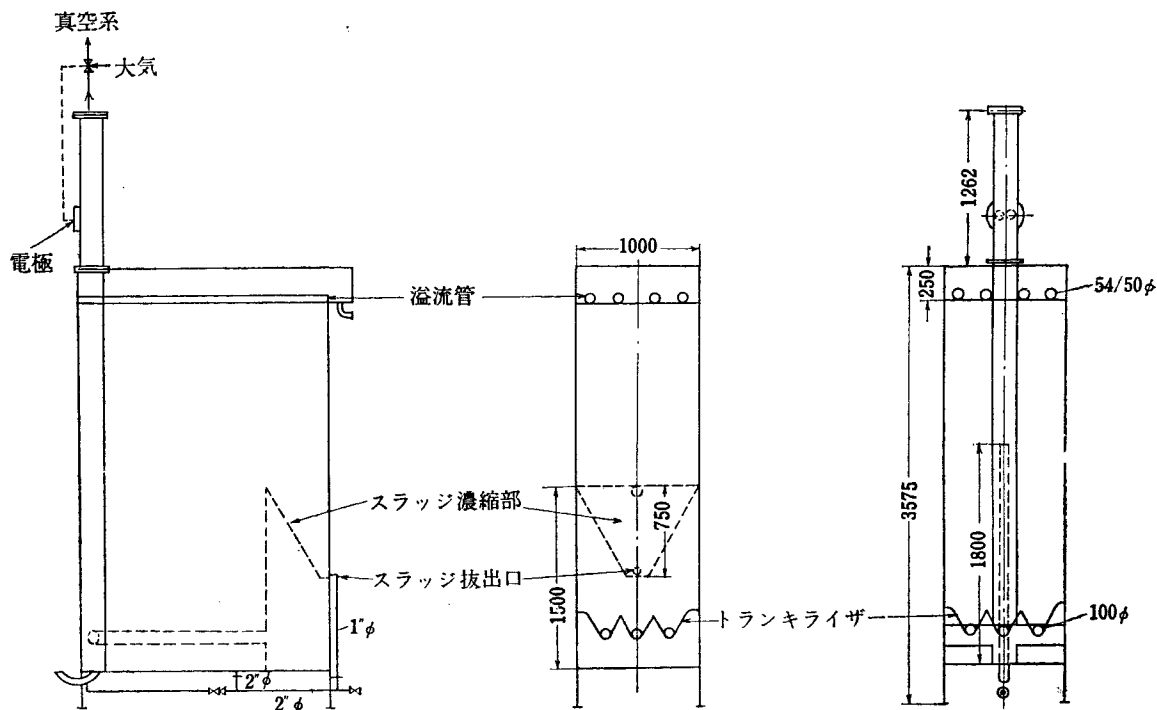
第7表 低レベル廃液処理の平均除染率

	除染率 (%)		
	$\alpha$ 除去率	$\beta$ - $\gamma$ 除去率	$^{90}\text{Sr}$ 除去率
1959年 上半期	99.5	95	97
// 下半期	98	95	90
1960年 上半期	96.7	78	91

パルセーター

定格5 m<sup>3</sup>/hr のものを新設したが、第一混合槽からのフロックを使って試験したところ、3 m<sup>3</sup>/hr 以上ではフロックのキャリーオーバーがみられ、それ以後は使用していない。

Mol では一報告<sup>5)</sup>中にコストを発表して、約 \$1/m<sup>3</sup> という値をあげている。しかし、その後彼らもこのコストの低過ぎたことを認めている。また筆者が別に調査したところにより一推定値を得たので、その総括を第8表に記す。



第29図 5 m<sup>3</sup>/hr パルセーター概略図 (Sovetreaux 製)

第8表 低レベル廃液処理のコスト (Mol 研究所)

	既発表値 <sup>5)</sup>	改訂値	推定値
装置償却費	0.5*	0.5*	1.0**
電力費	0.024	0.03	0.05
薬品費	0.10	0.10	0.10
人件費	0.27	0.6	0.8
スラッジ用ドラム缶	0.02	0.02	0.05
海洋投棄費	—	0.07	0.15
分析計数管理費	—	—	0.05
総計	0.914	1.32	2.20***

\* 20年償却 (単位: \$/m<sup>3</sup>)

\*\* 10年償却

\*\*\* この他に、スラッジの凍結処理の電力費 0.6 とイオン交換樹脂費 0.5 を加えると \$3/m<sup>3</sup> 以上となる。

### 2.2.5 放出

廃液の放出は、すべて7 km にわたるエタニットパイプ (6~8"φ) を通しておこなわれる。この放出液から混合試料を取り、放射能を測定して放出放射能量を計算することは前に述べた。今この計数について詳しく詳細に述べてみる。受入れた廃液は、各バッチごとに試料を採取し、廃棄物処理場で計数される。この計数項目は、

i) gross  $\beta$ - $\gamma$ : GM カウンター

ii)  $\alpha$ : シンチレーション・カウンター

iii) Sr (厳密には  $^{90}\text{Sr}$  だけでなく  $^{89}\text{Sr}$ , その他アルカリ土類金属の放射能を含む): 概略を示せば、(試料)→(中和)→(Sr キャリアを入れた後 CO<sub>2</sub> を通じて炭酸塩として沈殿)→(濾取)→(希酸に溶解)→(蒸発乾固)→(濃硝酸を加え不溶性の Sr(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> を濾取)→(希

酸に溶解)→(蒸発乾固)→(濃硝酸を加えて  $\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$  を浮取)→(希酸に溶解)→( $\text{Fe}(\text{OH})_3$  でスキヤベンジング)→(スキヤベンジングを繰返す)→(最後にシュウ酸塩として浮取)→(直ちに GM カウンターで計数)

さて、放出管から採取した液は、廃棄物処理場のみならず中央計数室でも計数がおこなわれる。中央計数室での計数項目はほとんど同じであるが、Sr の試料作製法が異なることと、 $\gamma$ -スペクトロメーターにかけることが違う。中央計数室での Sr は、(試料)→(中和)→(キャリアを加えた後  $\text{CO}_2$  で沈殿させる)→(浮取)→(希酸に溶解)→( $\text{Ba}^{++}$  を  $\text{CrO}_4$  で沈殿させる)→( $\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$  を濃硝酸で分離することは前と同じ)→( $\text{Y}(\text{OH})_3$  でスキヤベンジング)→この試料からの  $^{90}\text{Y}$  を 1~2 週間後に計数して  $^{90}\text{Sr}$  を得る。

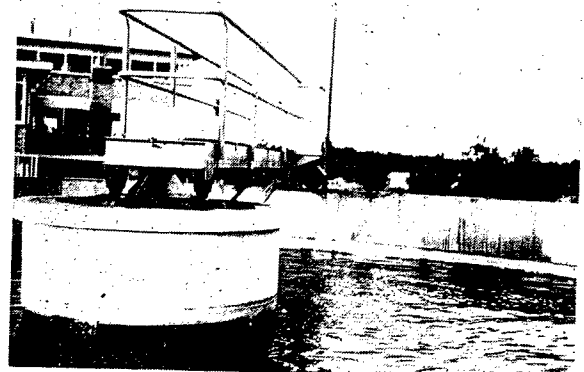
ここで興味のあるのは、同一のサンプルについて、中央計数室での結果と、廃棄物処理場での結果が一致しないことである。Sr の計数値が廃棄物処理場での結果の方が高く出るのは納得できるが、その他の項目も中央分析室の方が低く出ているのである。理由の解明は現在のところ不可能であるが、プラントの除染係数、汚染除去率は、比較的高目にする廃棄物処理場で得られた受入れ廃液の値と、中央計数室で得られた低目に出る計数値とを使って計算されているので、実際より優れた値がでることになっている。とにかく中央計数室の結果によると1960年9月、10月の放出放射能は各 48.8mc, 36.2mc となっている。この値は例の weighted curie であることは言うまでもない。また放出液中の放射能濃度は、 $\alpha$  が  $10^{-9} \mu\text{c}/\text{ml}$ ,  $\beta$ - $\gamma$  が  $10^{-7} \mu\text{c}/\text{ml}$ , Sr が  $10^{-8} \mu\text{c}/\text{ml}$  の桁であり、1日の平均放出量は 300~400m<sup>3</sup>/日である。1か月の許容放出量が 240mc(weighted curie) であることからみると、相当余裕があるが、これは事故緊急用に保留してあるものようである。また年間の総放出量は 500~600 mc (weighted curie) となるが低レベル廃液処理から極低レベル廃液処理にはいる放出量 900 mc (weight curie) 程度であることから、極低レベル処理プラントの汚染除去率は30~50%程度と推定される。次に放出後の液については、監督官庁による随時検査が放出口のところでおこなわれているが、この値は、中央計数室の値よりもさらに低いことが知られている。特に Sr 濃度の減少は甚だしく、これは管内における沈積、特にエタニットによる Sr の選択時吸着と推定されている。近い将来に、放出管の汚染がひどくなって問題が起ることを心配している。

放出口での B.O.D. は初期に一度だけ測定したデ

ータがあるだけで、その後は測定していない。その値は、4.97 mg/l である。

### 2.2.6 スラッジ処理

アクセレーターからは5分おきに、処理量の  $1/10$  容のスラッジが抜き出され、これが屋外に設置された円型デカンターでさらに  $1/5$  容に濃縮される。1960年前半までは、このスラッジも極低レベル廃液系の砂床に送られ、自然乾燥されていたが、その後凍結再融解



第 30 図 極低レベル廃液処理系、スラッジ濃縮用デカンター

の装置によって処理されることとなった。それまでの砂床では減容比 10 であり、結局処理液に対する総括減容比は 500 分の 1 となっていた訳である。凍結再融解は総括減容比は 1000 分の 1 位であるが、減容比の増大による処理費の低減を目標にしたというより、オープン・サンドベッドそのものが好ましくないから採用されたという。すなわち、低レベル廃液からのスラッジは  $0.13 \mu\text{c}/\text{g}$  sludge (dry matter 12.5%) というように比較的放射能含量が高く、 $19.4 \text{ m} \times 4 \text{ m}$  2 箇のオープン・サンドベッドからの放射線は少ないとはいえず、また完全にオープンであるため空气中に飛散するおそれもあり、かつドラム缶づめに際しては、作業員がシャベル片手にサンドベッドへは行ってかき出



第 31 図 スラッジ凍結再融解装置  
パネルの向うは冷凍器

第9表 スラッジ処理の経済計算

a) 加熱乾燥 (95% 固型物にまで)				b) 凍結再融解 (40% 固型物まで)			
設備費	乾燥機	750	千ベルギーフラン	凍結装置	500	千ベルギーフラン	
	換気装置	100	〃	遠心機	300	〃	
	蒸気発生機	100	〃	小計	800	〃	
	小計	1,000	〃				
運転費	ドラム缶250/年	62.5	〃	ドラム缶750/年	187.5	〃	
	燃料1200l/年	300	〃	電力 25HP	125	〃	
	フィルター等	50	〃	小計	392.5	〃	
	小計	512.5	〃				
総計		1,512.5	〃	総計	1,192.5	〃	

すという状態であって、おもに放射線管理の面から、もっと優れた方法が必要となったからである。この際には加熱乾燥と凍結再融解の2つの方法が取上げられたが、第9表のような簡単な経済計算と、Harwellでの実績とを買われて、凍結再融解に決まったという。実際はHarwellの実績と、さらにその実績をもとにして優れたものを作りたいという意図があったらしい。すなわち、Harwellの装置は凍結再融解はまずまずであるが、汚過の部分が放射線管理の面で面白くなく、現在運転を中止している状態である。

第9表のように設備費、運転費ともに安くなることになり8m<sup>3</sup>/日の装置が建設されたのである。33馬力のモーターで運転されるクライスラー社製ラジアルコンプレッサーフロン冷凍器、エチレンジオキソランを媒体として2箇の槽を交互に冷凍、融解するわけである。圧力系の試験圧は350psi、常用圧は275psi、熱交換器は2箇あり-15°C/12°Cの際36,000cal/hrの伝熱量をもち、伝熱面積23m<sup>2</sup>である。実用試験の結果次の2つのトラブルが起り、改修がおこなわれて現在ふたたび試験中である。

#### i) 凍結槽の機械的破壊

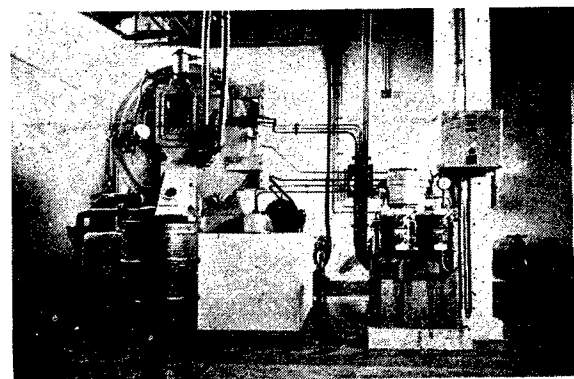
水が凍結する際の体膨張を考慮に入れてなかったため、槽に亀裂がはいり、使用不能となった。冷媒が循環する凍結葉の流路を変更して底部から上方へ凍結が起るようにし、また凍結葉間の枠組を補強するとともに、凍結葉自体構造を簡易化し、表面を平滑とした。これに伴い最初槽外面はコルク板で保冷してあったが、凍結葉通過後の冷媒を通過させるジャケットを作った。つまり外壁を二重にしたわけである。

#### ii) 融解後のスラッジの抜出し

角型槽の底部が鈍角の頂点を持った角錐状となっており、またその頂点にアングルバルブがついているた

め、せっかく再融解したスラッジが全部流出しないで残る。散水して流し出すとか、底のバルブをすこし開けたままにして常にすこしずつ流出しているようにするとかの運転操作の面で何とかカバーできるように努力しているが、根本的には、槽の形状を変えて、流動に対する死角を無くすべきであろう。

さらに現在の問題点としては、せっかくこのように費用と手間をかけながら、減容比が1000位では経済的に不利である。融解後のスラッジは遠心器で脱水され、ドラム缶に人手をわずらわさずに排出されるが、この高密度が小さいことが難点である。ドラム缶につ



油圧による制御装置

第32図 水平軸遠心分離器

めても、そのままでは比重1.2におよばず、密度をあげるためにわざわざコンクリートに注入している状態であって、経済的には、オープン・サンドベッドの方が間違いなく低コストであるという矛盾によるものである。

#### 遠心器

水平軸型の遠心器が、凍結再融解処理液から固型物を分離すると、多段凝集処理の後処理としてのスト



第 10 表 リグナイトとイオン交換樹脂との比較 (Mol 研究所) (第10表その1)

実験番号	原 廃 液 ( $\mu\text{c/ml}$ )			化学処理後 ( $\mu\text{c/ml}$ )		交換体充填量 層高 (cm) (l)	処 理 量	
	$\alpha$ $10^{-8}$	$\beta\text{-r}$ $10^{-6}$	Sr $10^{-8}$	$\beta\text{-r}$ $10^{-6}$	Sr $10^{-8}$		( $\text{m}^3$ )	層体積 との比
1	44.04	716.9	8,390	18.0	266	リグナイト* 60 66.5	73.77	1,246
			8,390		266		49.90	750
2	44.04	716.9	8,390	18.0	266	" 60 66.5	48.69	732
3		662.7	9,400	12.5	239	" 70 77	82.47	1,071
4		662.7	9,400	12.5	239	" 80 86.5	62.10	718
5		569.7	7,000	14.0	159	" 80 86.5	81.20	939
6	54.3	658.7	10,569	6.36	240.8	" 80 86.5	72.6	840
7	54.3	658.7	10,569	6.36	240.8	" 80 86.5	78.5	908
8	12.8	694.6	10,000	10.02	231.6	" 80 86.5	158.49	1,832
9	5.03	612.6	9,209	8.5	308.4	" 80 85.0	111.75	1,315
10	6.39	483.21	8,660	9.6	248.45	" 80 85.0	46.43	546
101	117.9	612	10,591	15	302.9	Allasion** CS 50 60	137	2,283
102	2.86	610.8	11,640	12.45	206	" 45 51	120.5	2,362

(第10表その2)

平均流量 (l/min)	イオン交換後 ( $\mu\text{c/ml}$ )		除 染 率 (%)					
	$\beta\text{-r}$ $10^{-6}$	Sr $10^{-8}$	$\beta\text{-r}$			Sr		
			化学処理	イオン交換	総 括	化学処理	イオン交換	総 括
80	12.8	63.0			28.9	96.8	76.4	99.2
80		55.0				96.8	79.3	99.3
50		22.0			55.0	96.8	91.7	99.7
61	10.2	98.0	98.1	18.4	98.3	97.5	59.0	98.9
75	10.8	35.5	98.1	13.5	98.2	97.5	83.5	99.6
54.5	10.2	42.1	97.5	27.1	97.8	97.8	73.5	99.4
100	4.7	6.42	99.0	26.1	99.3	97.72	97.3	99.94
75	4.1	4.95	99.0	35.5	99.36	97.72	97.9	99.95
100	7.05	55.5	98.6	29.6	99.0	97.68	76.06	99.47
85	6.75	82.6	98.7	20.6	98.97	96.66	73.2	99.1
83.3	5.45	14.6	98.01	43.2	98.87	97.13	94.1	99.83
183	9.4	18.6	97.4	38	98.5	97.14	93.9	99.9
150	9.1	11.3	97.96	28	98.6	98.23	94.6	99.9

\* 粒度 0.5~1 mm

\*\* フランス製カチオン交換樹脂

ロンチウム除去に用いられている。

クラウド・マッファイ社製, 20HP モーター付, ベルト駆動で, 許容回転数 950rpm, 最大負荷 125kg, バスケットの径は 650~700mm, 外側ケーシングの径は約 1000mm $\phi$ , 幅約 500mm, 油圧作動である。バスケットは多孔板で製作され, その内側にナイロン布が層としてはってある。不銹鋼製, バスケットの深さは約 300mm である。凍結処理に対する記述は省略し, 凝集処理の後処理についてのべる。通常の処理(供給槽, アクセレータ 2 段, 計 3 段処理)でもまだ

D.F. が足りないときにはイギリス方式で 50 のウエイトを持つ Sr の除去を試みることになる。通常は  $10^{-6} \mu\text{c/ml}$  の桁の Sr が含まれているので, イオン交換によつてこれを除けば, weighted curie で表わした比放射能は相当低下するので, ほとんどの場合このイオン交換処理をおこなえば放出可能となる。 $\alpha$  放射能はフロッキュレーションで非常によく取れるから問題はない。また Ra も Sr と同じくアルカリ土類金属であるから, このイオン交換処理が有効であるといっている。最初はリグナイトがこの目的に用いられた<sup>6,7)</sup>。

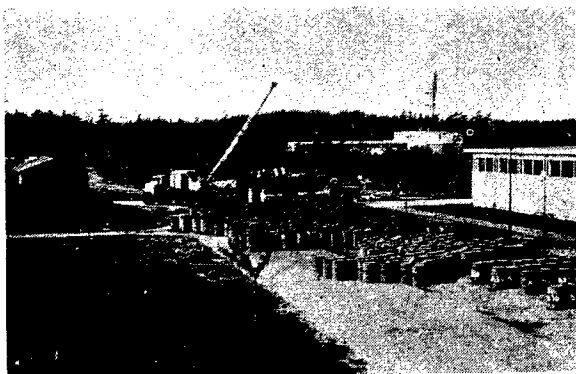
そしてオープンコラムで試験がおこなわれ、1000ベッドポリウムまで処理可能であることが確かめられたがコラムではリグナイトの充填、排出が厄介なので、遠心器でおこなうことになった。ところが低級のイオン交換樹脂 (Allasion CS\*) でやってみると、この方が除染率もよければ、交換容量も多いというわけで、現在はイオン交換樹脂のみが使われている。しかも最近では、アンバーライト IR-120 が使われている。結局リグナイトはその交換容量が小さいことと、充填状態における廃液の流動特性の悪いことからほとんど使われていない (第10表参照)。

#### スラッジの最終処分

1960年の10月、C.E.N. で初の海洋投棄がおこなわれた。C.E.N. の廃棄物処理がおこなわれて以来蓄積していた約1300箇のドラム缶のうち、1150箇が海洋投棄された。この1300箇は、固体廃棄物の圧縮したものをコンクリート詰めにしたものも含んでおり、投棄されなかった約150箇は、表面線量が高いとか、包装が不十分であるとか、比重が1.2にならなかったものなどである。これらのドラム缶はそれまで野外に露天



第33図 固体廃棄物の集積



第34図 固体廃棄物の海洋投棄のための積出し

\* Prosim 社製、スチレン系陽イオン交換樹脂、価格 \$ 1/l

積みになっており、上に軽易な屋根あるいは防水布などでわずかに除雨設備が施されていただけである。ドラム缶は通常の55ガロン (200l) と称する容量のものである。海洋投棄に際しては、まず Zee-Brugge まで陸送され、そこからイギリス海軍の船で輸送投棄された。その費用は第11表のようである。

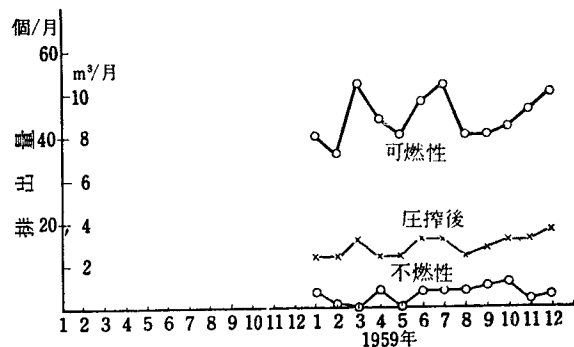
第11表 ドラム缶1150箇の海洋投棄費用

陸送費	75 千ベルギーフラン
海上費	500 //
計	575 //

結局1箇あたり500ベルギーフラン丁度10ドルに該当する。ただしこれはドラム缶自体の費用、ドラム缶へつめるための費用ははいっていない。ドラム缶は新品であって、原研の倉庫に常備してある廃棄物用の物と類似である。1箇250フラン、5ドル程度の価格のようである。投棄の結果、2箇が沈まなかった。内1箇は、缶壁に孔を開けて沈ませ、もう一方は数分後に沈んだ。外壁の塗装は灰色であつたが、これは沈下の確認が困難であったため、黒色塗装を英国側から勧告されている。投棄後海水を採取したところ、最高400cpm/mlの放射能が検出され、少量のリークが存在したことを明らかにした。

#### 2.2.7 固体の処理、処分

固体廃棄物は現在のところ2種に別けて集積されている (厳密に言えば3種類となるが)。



第35図 固体廃棄物月間排出量

通常の廃棄物は、組立式のカートンボックス (六角形) を使用している。実験室によってはガラス破片用と、そうでないものとに区別しているところもあるが、規定されている訳ではない。これは処理場に運ばれた後、3ton プレスで圧縮された後ドラム缶につめられる。圧縮物の圧縮後の寸法は500×500×100mm程度の大きさ、圧縮による減容比は約3である。

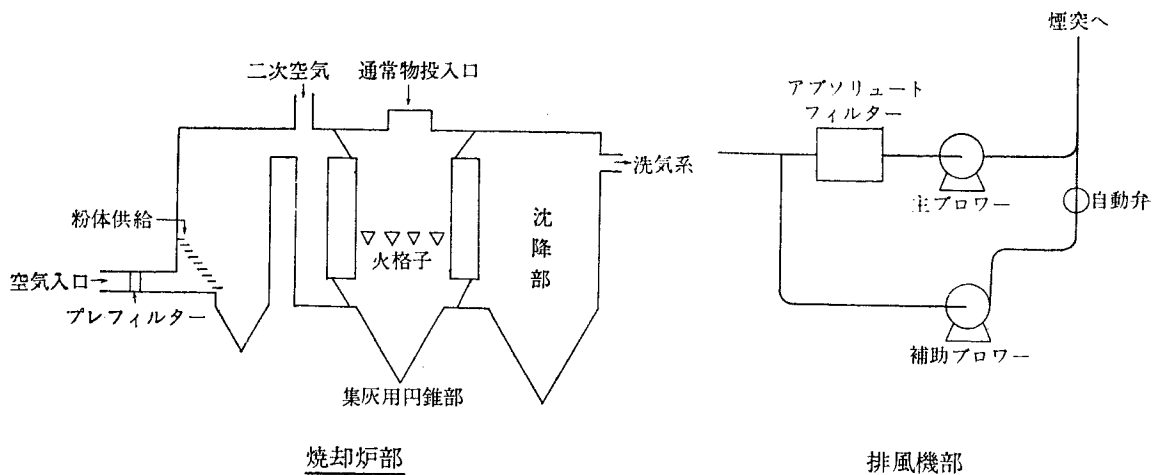
一方プルトニウム廃棄物に対しては、密封可能な容器が使用されている。寸法はほぼ同じであるが、段ボールではなく、含合成樹脂紙製円筒形、縁部は金属で巻いてある。これは減容することなくそのままドラム缶中にコンクリートづけされる。プレスは3 ton 油圧プレスをフード中に収容したものである。この他現在焼却炉を建設中である。能力 150kg/hr, 特長は、粉体（イオン交換樹脂、リグナイトなど）をも焼却可能のように、階段式火格子を上向通風焼却の場合に使用し、なかば流動化させた状態で焼却させる試み、そし

人員2名を見込みこの人件費は 800B.F./日 (\$16/日) を予定している。

私見：粉体の焼却、特にイオン交換樹脂に対しては完全に燃焼することは不可能と思える。

乾式浄気系の D.F. はほとんど absolute filter に期待しており、常に露点以上で運転する構想で腐食の心配は無いというが、その実現性には多大の疑問がある。

150 kg/hr の能力に対して、主ブロワーの能力が不足している。総空気量は燃焼必要量の 300% を使用する



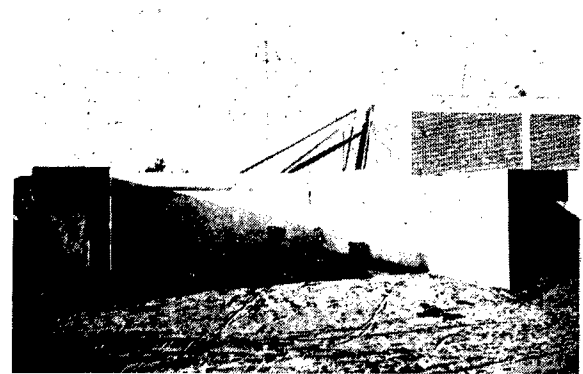
第 36 図 焼却装置概念図 (Mol 研究所)

てこの部分に隣接して、下向通風式の炉部分があり、ここではポリエチレンなど火格子を壊れ易いものを焼却することになっている。下向通風式の火格子は、断面が逆正三角形となっていて火格子を壊ることがないといっている。

洗気系は乾式であって、湿式の部分はない。マルチクロンの前に沈降室があり、最後に absolute filter といった配列である。乾式を使用したため不銹鋼を必要とせず、普通鋼で済んだことを特長としている。マルチクロンの入口速度は 40 ft/sec 以上を目標としている。燃焼はプロパン (3~4 kg/cm<sup>2</sup>) を用い、燃焼温度は 250°C 以上を期待している。二次給気は 60 % excess air, 当初の運転は 1 日/週, ブロワーは通常は 10,000 m<sup>3</sup>/hr のもの一基, 系内圧異常上昇あるいは主ブロワー故障に備えて, 1,000 m<sup>3</sup>/hr の補助ブロワーが備えてある。いずれも予備動力として、ディーゼル駆動が考慮されている。傾斜形火格子は、レーキで間欠的に清掃される。

炉の概念図は第36図のようである。

この焼却炉は Eurochemic からの廃棄物の処理能力も考慮されているので大きくとってある。運転には

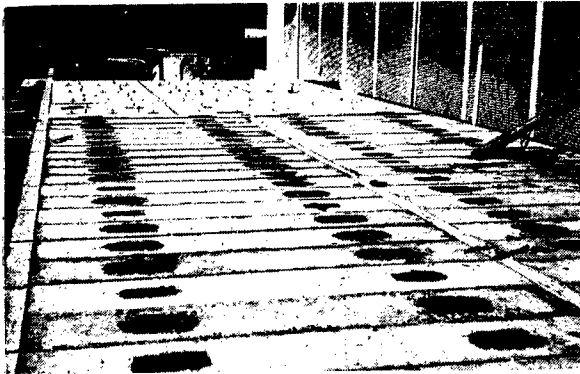


↑ 中レベル廃液貯槽建家  
第 37 図 固体格納庫 (増築予定部)

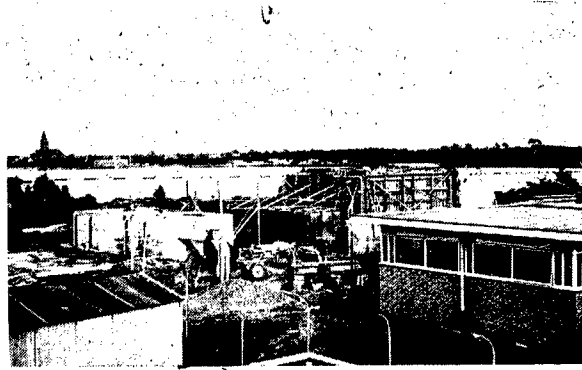
るといっているが、150 kg のうち 50% をセルローズとすれば 1300 m<sup>3</sup>/hr を必要とする。

高線量率廃棄物の運搬計画

シールドを有するリフトトラックを使用する予定。貯蔵ピットは地上に盛土して構築し、コンクリートのブロックで上面をおおう。門型クレーン (5~10 ton) をピットの長軸に添ったレール上を走らせる予定。ただしピット自体には上屋はなく、雨水はブロックの隙間から中へ侵入できる。地上に盛土するのは地下水位



第 38 図 固体格納庫上面



第 39 図 中レベル廃液貯槽群（建設中）

第 12 表 中レベル廃液排出量の推定 (Mol 研究所)

	内 容	推定排出量	含有放射能 ( ) 内は濃度 ( $\mu\text{c}/\text{ml}$ )
i) 既存の実験室		500 l/日	(1)
ii) BR-2			
運転から			
(2a) 一次冷却系の再生廃液	2% $\text{NaNO}_3$	10 $\text{m}^3/\text{月}$	10 c (1)
(2b) 同工程の洗浄廃液	0.2% $\text{NaNO}_3$	20 //	1 // ( $5 \times 10^{-2}$ )
(3a) プール, カナルなどの再生廃液	2% $\text{NaNO}_3$	10 //	0.2 // ( $2 \times 10^{-2}$ )
(3b) 同工程の洗浄廃液	0.2% $\text{NaNO}_3$	20 //	0.02 // ( $1 \times 10^{-2}$ )
(4) その他		250 //	2.5 // ( $1 \times 10^{-2}$ )
実験研究から			
(5) 非常にホットなもの		20 l/日	(10—100)
(6) その他		500 //	(<1)
iii) BR-3			
(7) 3月冷却後	ホウ酸を含む	100 $\text{m}^3/\text{月}$	10 mc ( $10^{-4}$ )
(8) F.P. を含む	//	30 //	30 // ( $10^{-3}$ )
(9)	//	30 //	0.3 // ( $10^{-5}$ )
iv) Eurochemic			
(10) 蒸発缶の凝縮液	含 $^{106}\text{Ru}$ , $^{131}\text{I}$ など	625 $\text{m}^3/\text{月}$	625 c (1)

第 13 表 中レベル廃液貯槽 (Mol 研究所)

容 積	個 数	備 考	受入れ廃液 (第12表参照)
50 $\text{m}^3$	6 基	ポリエチレンライニング *	(2a) (2b) (3a) (3b) (4) (7) (8) (9)
10 //	4 //	//	(1), (5), (6)
50 //	2 //	不銹鋼製	(10)
100 //	1 //	予 備	
10 //	4 //	スラッジと特殊廃液用	

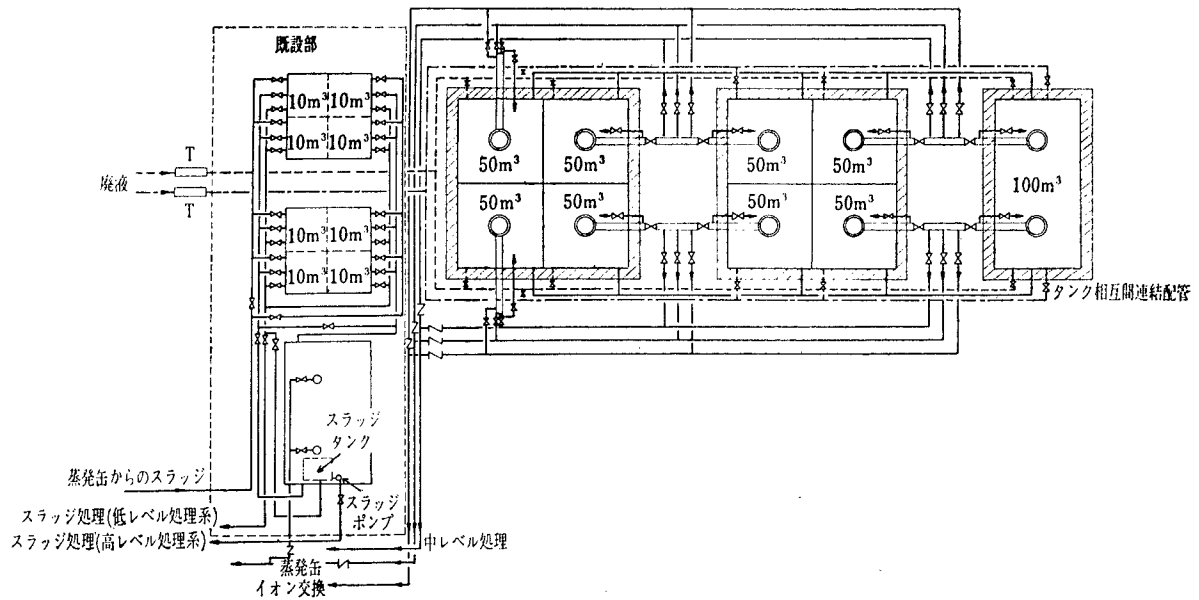
\* シート内貼り

が高いためである。

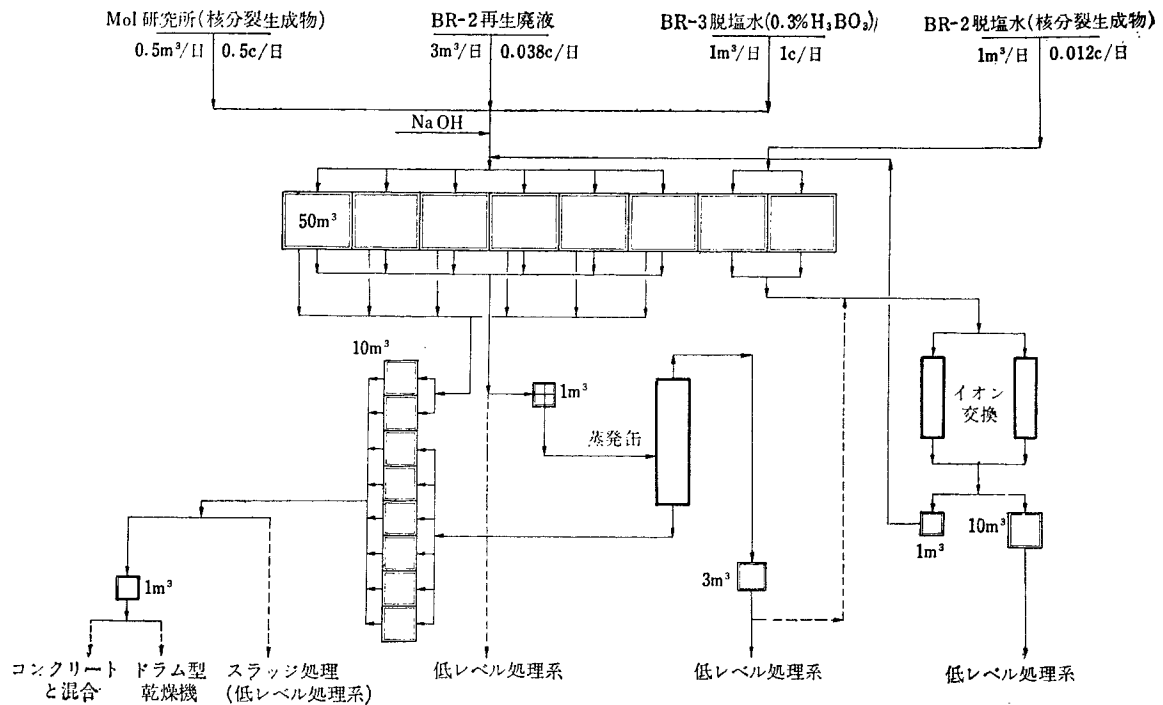
2.2.8 中レベル廃棄物処理

廃液処理については、現在貯槽はその建設据付けを終り配管工事中である。その根本思想としては、含有核種の寿命が比較的短いとの前提に立って、半月程度

の貯蔵によって、低レベル処理系で処理可能となるとして特別に中レベル廃液処理装置は建設しないというのである。ただし、半月程度で放射能濃度が下らないときには、この貯槽中でバッチのフロキュレーションをおこなうことができるよう考慮されている。補助



第 40 図 中レベル廃液貯槽



第 41 図 中レベル廃液処理系統図(案)

的な意味で、蒸発缶、イオン交換を使用することを考慮している。

排出推定量(第12表参照)

貯蔵：いずれも角形槽(容量、仕様については第13表参照)

ポリエチレンは5mm厚、熔射でなく、シートを機械的に張っただけ。接着剤も使用していないらしい。遮蔽の計算は1C, 2MeV点線源としておこなった。コンクリートは400mm厚。

配管：ポリエチレン管、フランジなど fitting は鋼製。

排出系統

低レベル処理系へ

蒸発装置へ

遠心器(イオン交換用)へ

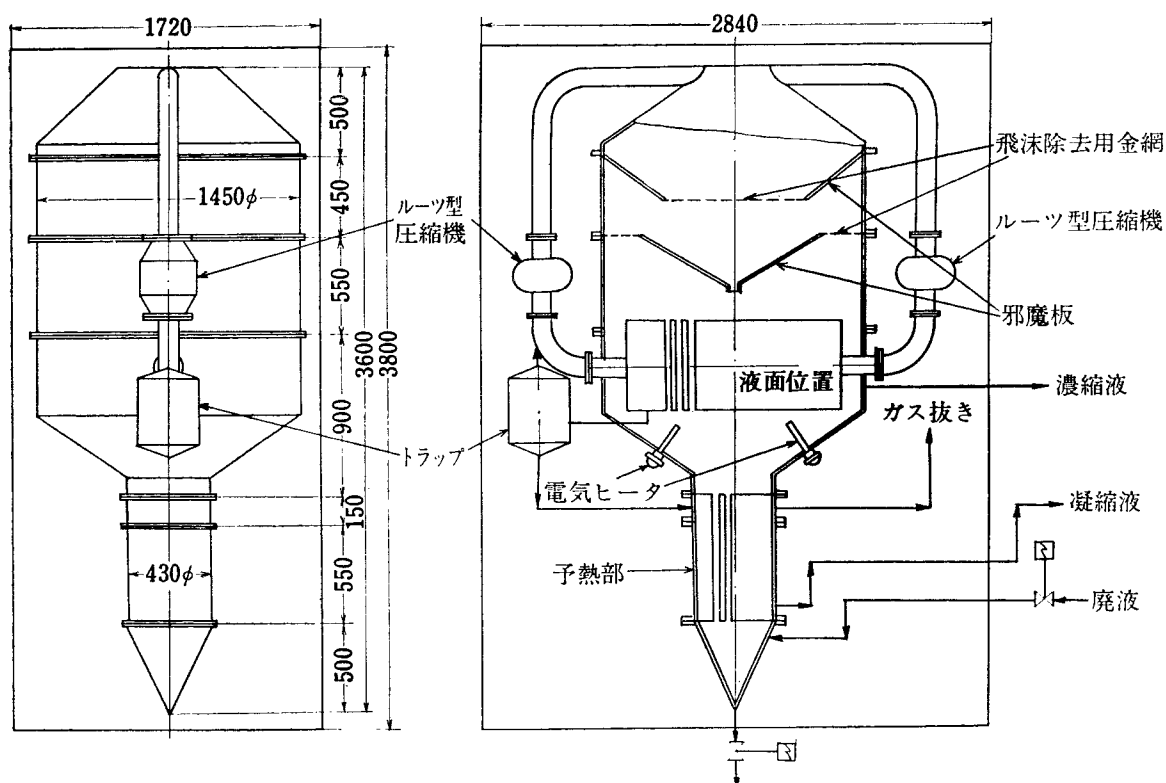
自己循環

乾燥器へ(おもにスラッジ)

各論

## Mol 蒸発装置の要目

製作者	L. CERINI, 3 Rue du Cheminvest, CLICHY (Seine)
建設費	$8.5 \times 10^5$ ベルギーフラン ( $\$ 1.7 \times 10^4$ )
公称能力	600 l/hr
材質	18-8 不銹鋼
ホールドアップ	900 l
コンプレッサ	
	ルーツ型2基 (おのおの 2.5 IP モータで駆動)
材質	ケーシング: ちゅう鉄, ロータ: 青銅
常用運転圧力	吸入 -1 mAq 吐出 +1.7 mAq
濃縮限度	5~10% (w)
始動に要する時間	約4 hrs
補助電熱ヒータ	10本 最大能力 28.9 kW



第 42 図 自己蒸気圧縮型蒸発装置 (Mol 研究所)

## 1) 貯槽内での化学処理

薬品注入後、ポンプによる循環で混合する。放置後上澄液をポンプで排出する。ポンプの吸入管に光電管を設置して、スラッジの流出を防止する構想である。

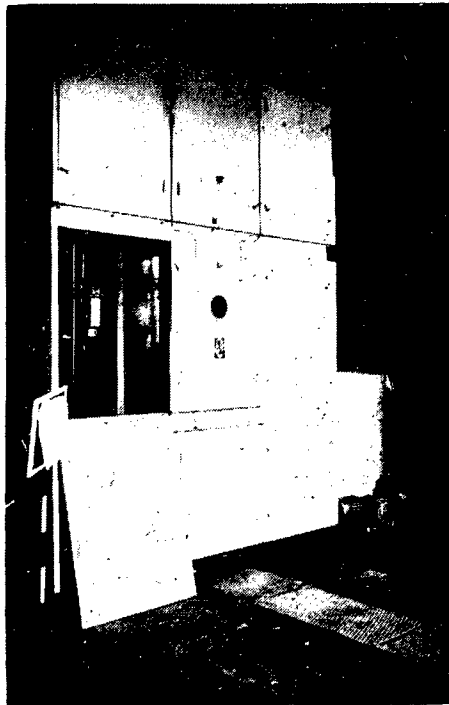
2) 蒸発装置 (期待値 135 m<sup>3</sup>/月)

through-put 600 l/hr の自己蒸気圧縮型装置を使用する。これは 100~500 ppm の廃液のみに使用、L. C ERINI 社 (3. Rue du Cheminvest, Clichy, Seine) 製、3 m × 1.8 m × 4 mH の鋼製箱中に収納されており、不銹鋼製。コンプレッサはルーツ型、2.5 IP 2

基、補助熱源には電気ヒーターを使用している。

ヒーターは総数10箇、おのおのは出力を変更することが可能であり、また第45図のように蒸発缶底部外用から挿入されている。

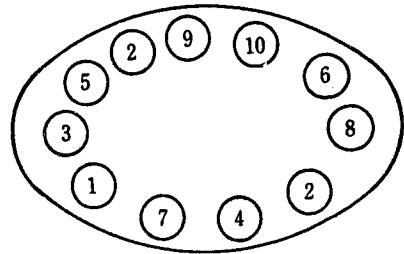
コンプレッサの吸入側の圧力は水柱で -1.0 m、吐出側は +1.7 m、缶内の沸点は約97°C、これから、缶内液の沸点と、カランドリア内の水蒸気の最大温度差は 6.2°C となる。伝熱量は  $540.7 \text{ (kcal/kg)} \times 600 \text{ (kg/hr)} = 324,420 \text{ (kcal/hr)}$ 。伝熱面積は不詳であるが、おそらく 30~40m<sup>2</sup> であろう。濃縮限度は 5~10



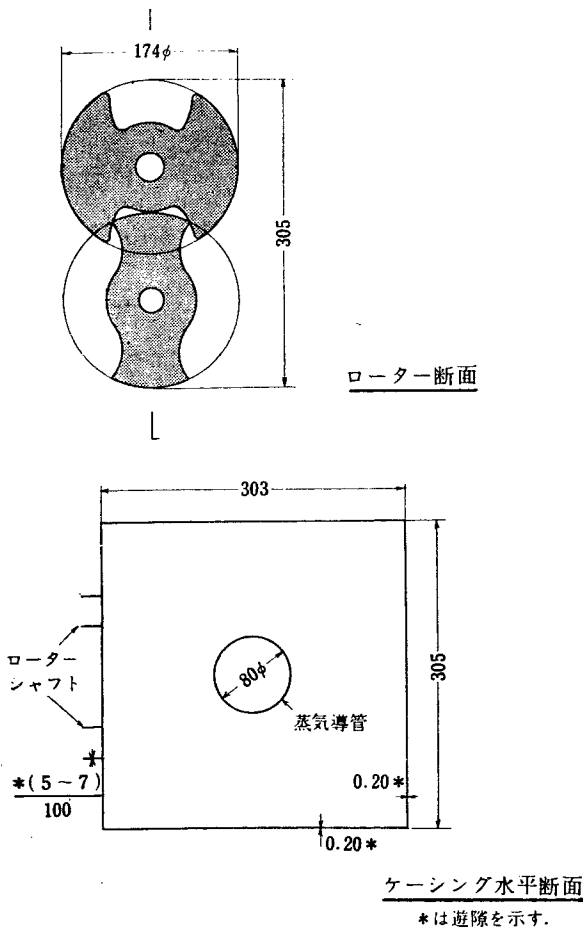
第 43 図 自己蒸気圧縮型蒸発装置

%(w) といわれているが, NaCl 溶液の沸点上昇  $6^{\circ}\text{C}$  に対する濃度が約 20% であることからみて妥当なものと思われる。

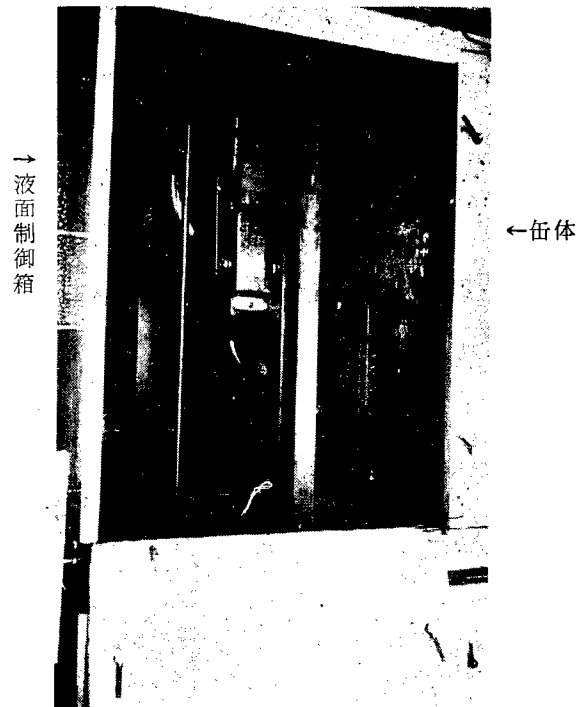
ヒーター番号	1-6	7	8	9	10
ヒーター 高	34	22	21	20	22
出力 中	17	13	15	17	13
(kW) 低	17	9	6	3	9



第 45 図 電気ヒーター配列図 (Mol 研究所)



第 44 図 蒸気圧縮機概略図



第 46 図 蒸発装置細部

始動には full heater で 4 時間を要するそうである。Hold-up を  $600\text{l/hr}$  とし, 供給液温度を  $20^{\circ}\text{C}$  とすれば, 外部への heat loss がなければ 2 時間で沸点に達する計算となる。Vapour space における質量速度は  $370\text{ kg/m}^2\text{ hr}$ , この空間内には金網が 2 段張ってあって飛沫除去装置となっている。凝縮液の出口温度は常温であるとのこと。定常状態に達して後の補助熱量は  $9\text{ kW}$ 。

スケール除去のためには, 清缶剤 Lithophan を

35 gr/m<sup>3</sup>/degree of DIN 硬度の割合で添加する。600 l/hr, 24時間運転で3週間運転後 through put は 600l/hr から 500l/hr 以下となった。供給液は 100~200ppm の固型物分量である。発泡防止には消泡剤を使用している。

彼らの掲げるこの装置の欠点

i) 液面制御系がよくない。フロートに連動した水銀スイッチで on-off 動作だけでおこなうのであるから、当然無理である。

ii) 保温をよくしたい。コンプレッサー、水銀スイッチは箱体の外に置き、現在の箱体の保温をよくすること。

iii) 発泡が防止できない。

dryer で乾燥したい。

現在まで処理 (第14表)

実験室的なガラス装置による蒸発、凝集沈殿ですませ、処理済の液は低レベル系統へ排出されている。

最近ブラッセルの Union Minier から Ra を含んだ廃液が 200l/週の割合で運ばれ、これは 40l/hr のアクセレーターで処理されている。第1混合槽 (Al(OH)<sub>3</sub> フロック)→第2混合槽 (Ca<sub>3</sub>(PO<sub>4</sub>)<sub>2</sub>)→アクセレーターの配列である。

2.2.9 給水処理

実験室用の給水の他に、BR-2, BR-3 の一次冷却用に純水を供給する設備を有する。

浄水装置, 400 m<sup>3</sup>/hr

第 14 表 中レベル廃液処理状況 (Mol 研究所)

	受入量			蒸発		化学処理			貯蔵			濃縮後固化		低レベル処理系へ放出			
	$\beta$ -r (l)	$\alpha$ (mc)	$\alpha$ (mc)	$\beta$ -r (l)	$\alpha$ (mc)	$\beta$ -r (l)	$\alpha$ (mc)	$\alpha$ (mc)	$\beta$ -r (l)	$\alpha$ (mc)	$\alpha$ (mc)	$\beta$ -r (l)	$\alpha$ (mc)	$\beta$ -r (l)	$\alpha$ (mc)	$\alpha$ (mc)	
1959年																	
1月	730	4,825	0.3	50	12				400	4,808	0.2			300	5	0.1	
2月	928	26	0.6	50	7				350	6	0.3			550	13	0.25	
3月	680	2,410	0.3	50	2.7				80	2,402	0.03			600	5	0.27	
4月	865	7,220	0.5	50	9.4				100	7,202	0.02			700	8	0.48	
5月	781	4,840	0.3	50	5.7	50	0.13		40	4,831	0.2			700	2.8	0.10	
6月	257	7,225	0.2	50	8	100	6.21		30	7,200	—			300	8	0.14	
7月	650	4,832.5	0.6	50	6				40	4,815	0.3			600	11	0.3	
8月	255	2,420	0.1	100	12.3	260	17.7	0.05	10	2,400	—			360	0.1	0.001	
9月	623	4,815	0.3	75	5	528			130	4,801	0.15	20	4,810	550	1.3		
10月	343	4,832	0.5	53		257						33	4,830	500	0.63		
11月	410	4,810	0.25	90		300						20	4,805	200	0.37		
12月	770	4,823	0.13	22		650			55	4.75		43	4,824	780	1.12		
計	7,292	53,078.5	4.08	690	68.1	2,145	24.04		1,235	38,469.75		116	19,269	6,140	56.32		

iv) 減容比が大きくない。1時間 50l 程度のブローをするので 1/12 位となる。

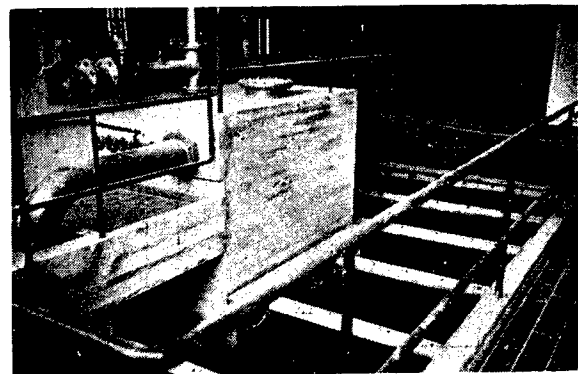
その結果現在は他に方法のない処理困難な廃液に対してのみ使用されており、その他は Technology Division や Eurochemic へ供給する蒸留水の製造に利用されている。

イオン交換

遠心器を使用する予定。おもに Eurochemic からの廃液は、蒸発缶の凝縮液であるため、これで処理する。ただし混床式を使用することは考えていないようである。

乾燥

スラッジ、蒸発装置の濃縮液はできれば rotary

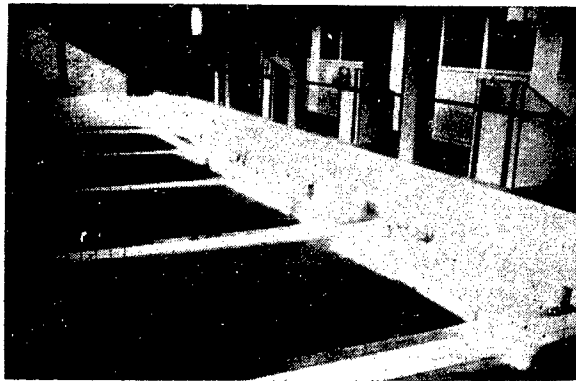


第 47 図 給水処理系, パルセーター上面

凝集沈殿:

Al(OH)<sub>3</sub>, 活性シリカを使用するものでパルセータ





第 48 図 給水処理系，砂濾過槽群

一を採用，次に開放砂濾過槽 5 基，逆洗は最初圧搾空気，次に原水でおこなう。逆洗水は池へ放出する。

処理後の水質：SO<sub>4</sub><sup>-</sup> 120 mg/l, Ca<sup>++</sup> 40 mg/l

実験室へは，硫酸で pH 10 から 7 までに中和して供給する。

純水装置：要求量は 90m<sup>3</sup>/hr，装置の能力は純水行程で 130 m<sup>3</sup>/hr.

最初陽イオン槽 2~2.5 mφ

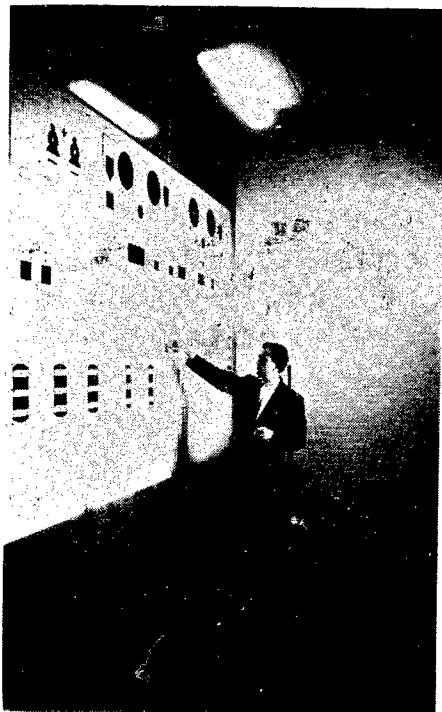
次に陰イオン槽 3 mφ × 5 mH

混床槽 2 mφ 出口水質 10<sup>5</sup> Ωcm

地下貯槽

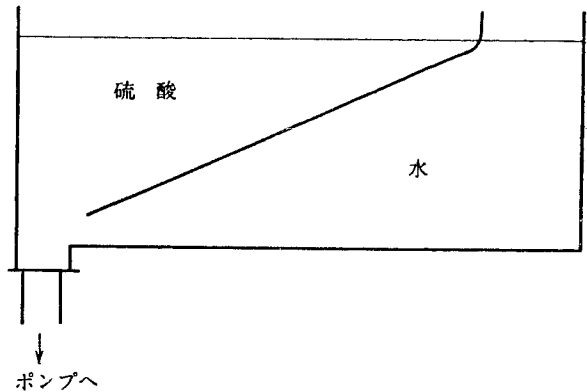
ポリッシャー 0.4 mφ 出口水質 7 × 10<sup>6</sup> Ωcm (max.)

再生には硫酸と NaOH を使用する。硫酸は再生行



第 49 図 給水処理系パネル

程の初期には濃度 2%，終期には 8% に自動的になるよう供給槽が考慮してある。



第 50 図 再生液供給槽概念図 (Mol 研究所)

2.2.10 水理学的研究調査

現在 C.E.N. の廃棄物処理場ではこのテーマが精力的におこなわれている。このテーマは Euratom との契約によるものであって，研究面の大半はこの部門に投入されている。その主なねらいは次の 2 点である。

1) 研究所敷地

モルサンドで構成されているが，この敷地について，地下水の移動方向および速度を <sup>131</sup>I をトレーサーとして調査し，あわせて実験室でこの砂中での RI のクロマトグラフの移動速度を R<sub>f</sub> 値の形で求める。

前者については玄関前に直径 1 m，深さ 5 m の井戸を掘り，地表より深さ 4 m にある浅地下水層に <sup>131</sup>I を NaI の形で投入し，周囲 1 m，2 m 離れた円周上の観測孔中の地下水を採取して，ヨードの放射能を検出している。最近 X 線フィルムを直接観測孔に入れてその黒化度をも利用している。

中央井には自記式水位計が設置してある。

その他研究所敷地全域にわたって，観測孔の網を張り，定期的に採水をしている。

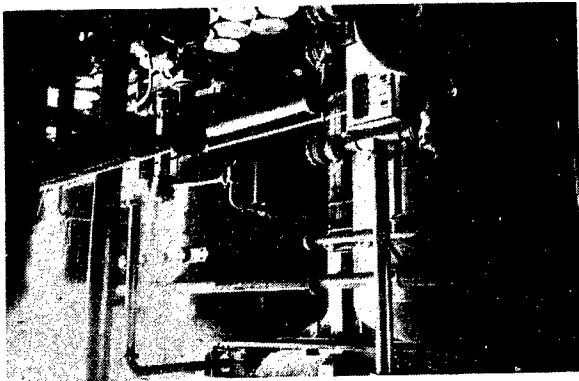
現在までの結果は，地下水はだいたい運河，池の方向に向っており，その速度は 20 cm/日内外。

2) 北海海岸近くの陸軍演習場についての調査

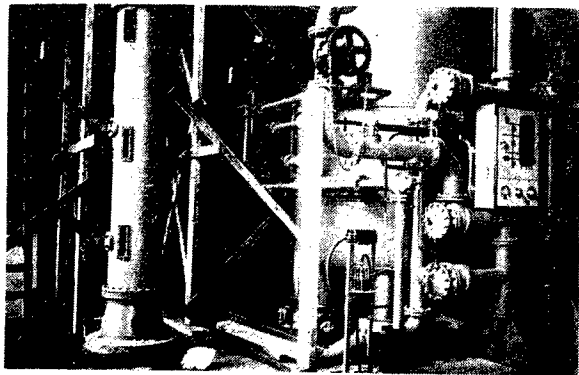
この演習場には地下 140 m にわたって粘土層があり，もし調査の結果がよければ，海洋投棄を止めて，この粘土層中に埋没，保管することを考えている。

この地は，耕作に適さず，水の滲透速度も，重粘土層で 0.1 cm/日，最大速度としても砂層中の 2 cm/日というように小さい。そしてその粘土の交換基の大半は Na で飽和している。平均の吸着能は 0.23 meq/g

で、このうちの78%は  $\text{Ca}^{++}$ ,  $\text{Mg}^{++}$  で置換可能である。その上、この地層の95%は  $\text{FeS}$ ,  $\text{MnS}$  などの還元状態にあり、 $\text{Ru}$  の保持に有効であろうと考えられる。



↑カチオン塔      ↑アニオン塔      ↑混床塔  
第51図 給水処理系イオン交換塔



↑ポリッシャー      ↑混床塔  
第52図 給水処理系、イオン交換塔

実験ならびに実測値から、この層中の  $\text{Sr}^{++}$  の  $R_f$  値は、

$$R_f = \frac{1}{1 + \frac{R_b}{f_e} K \frac{Q_B}{C_B}} = \frac{1}{712}$$

$R_b$ : 見掛け密度 (0.8)

$f_e$ : 空隙率 (0.3)

$K$ : 平衡定数  $\left(2.9 \begin{cases} \text{Sr/Ca/lignite} \\ \text{Sr/Ca/clay} \end{cases}\right)$

$Q_B$ : 捕集容量 (0.23)

$C_B$ :  $\text{Ca}^{++}$  の濃度 (50ppm または 0.0025 meq/ $\text{cm}^3$ )

今水の滲透速度を最大の 2 cm/日として 140 m を  $\text{Sr}$  が破過するに要する時間は

$$712 \times \frac{14000}{2} \text{日 (13600年)}$$

この間には  $^{90}\text{Sr}$  の放射能は  $10^{-60}$  に減少してしまう計算となる。

### 2.2.11 再処理廃液の処理構想

Mol の廃棄物処理場では、この Eurochemic のプラントから排出される核分裂生成物を含む溶液 (PUREX 法の HAW) の処理処分に対して次のような企画を提案し、その一部の工程については、実験室的検討をおこなっている。

a) HAW を蒸発濃縮した液 (1WW) を 10 年程度貯蔵して、短寿命の放射能を減衰させた後処理をおこなう。

b) 脱硝酸: 1WW をまずホルムアルデヒドで大部分の硝酸を分解し、さらにセラミック製の隔膜を用いた電解透析で 0.1~0.2N の濃度にまで脱硝酸する。

c) セシウムの単離: 磷酸ジルコニルの充填塔で処理すると、セシウムに対しては  $10^5$  程度の D.F. でセシウムが充填層に捕集される。0.1~0.2N の硝酸で洗うことにより、セシウムとともに捕集された希土、ルテニウムなどを追い出す。セシウムは 6N 程度の硝酸で充填層から溶離する。この際硝酸を加温することにより、溶離液の所要量を減少させることができる。

d) ストロンチウムの単離: 沈殿法、あるいは、EDTA とイオン交換樹脂の併用などでストロンチウムを除去する。詳細は未決定であり、今後の検討にまつこととなっている。

e) 不溶性化: セシウム、ストロンチウムを除去した後の液は、ケイ砂、塩基性酸化物と混合してガラス化して土中に保管貯蔵する。

この段階のうち c) 磷酸ジルコニルによるセシウムの分離と e) ガラス化の 2 つについて、Mol 滞在中に研究をおこなった。

#### A) 磷酸ジルコニルによるセシウムの分離

オークリッジの再処理プラントから排出され、15 年位冷却した再処理廃液を、0.2N 硝酸溶液にうすめ、磷酸ジルコニルを充填したカラムに通すと、セシウムについての除染係数は、 $10^4 \sim 10^5$  以上として得られる。セシウムとともに固相に捕集された希土などは、0.2N 硝酸溶液でカラムより追い出すことが可能である。次に 6N 硝酸溶液でほとんど完全にセシウムを溶離できる。この際温度を 70~90°C 付近まで上げて溶離をおこなわせることにより、溶離液の体積が相当減少する。

#### B) ガラス化

模擬廃液を石灰で中和し、ケイ砂を加えた後、直流アーク中で熔融ガラス化する。組成を種々変えて実験した結果熔融直後の 6 日間に地下水中、室温で  $10^{-5}$  g/ $\text{cm}^2$ /日以下の溶解度を有するものを得た。

前者については、沈殿法による精製が考えられており、後者については、スクリーフィダーと組合せた連続工程化のための小規模実験装置が計画されている。アークを使用することにより融成時間の短縮をねらっているものである。ただし、セシウムの固定率は

あまり良くはないのが現状である。

### 2.2.12 プラントコスト

第15表に示す。

第15表 プラントコスト (Mol 研究所)

	ベルギー ラン	円	米ドル
<b>A. 施設費 (含建物)</b>			
極低レベル廃液処理系			
既設部	$8 \times 10^6$		
増設部	$4 \times 10^6$		
放出パイプ	$4 \times 10^6$		
小計	$16 \times 10^6$	$115 \times 10^6$	$3.2 \times 10^5$
低レベル廃液処理系			
本体	$15 \times 10^6$		
凍結処理装置	$> 5 \times 10^5$		
遠心機	$3 \times 10^5$		
小計	$16 \times 10^6$	$115 \times 10^5$	$3.2 \times 10^5$
中レベル廃液処理系			
蒸発缶	$8.5 \times 10^5$		
貯槽群	$1.4 \times 10^6$	$16.1 \times 10^5$	$4.5 \times 10^4$
固体処理系			
焼却装置	$2.4 \times 10^6$	$17.3 \times 10^6$	$4 \times 10^4$
以上計	$36.7 \times 10^6$	$263.4 \times 10^6$	$7.3 \times 10^5$
純水供給関係	$20 \times 10^6$		
除染関係	不明		
給水関係	不明		
総計	$57 \times 10^6$	$4 \times 10^8$	$1.1 \times 10^6$
<b>B. 年間運転費 (人件費, 電力費をのぞく)</b>			
ルーチン運転	$5 \times 10^6$	$35 \times 10^6$	$1 \times 10^5$
試験研究	$2.5 \times 10^6$	$17.5 \times 10^6$	$5 \times 10^4$
計	$7.5 \times 10^6$	$53 \times 10^6$	$1.5 \times 10^5$

### 3. Mol 以外での廃棄物処理

#### 3.1 Saclay 研究所の廃棄物処理

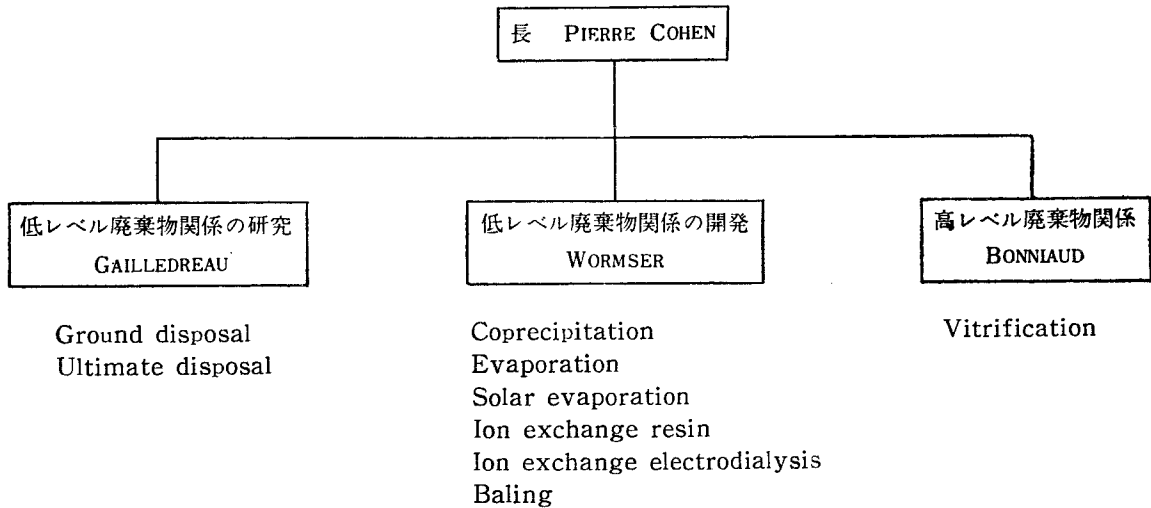
Centre d'Etudes Nucléaire de Saclay の廃棄物処理グループは、Service de Contrôle des Radiations et de Génie Radioactif に属し、Chimie Industrielle と称している。このグループは単に Saclay の廃棄物処理とその開発を担当するだけでなく、Commissariat à l'Energie Atomique (C.E.A.) の廃棄物処理関係のスタッフとしての任務を持ち、C.E.A. 傘下の各施設の廃棄物処理のコンサルタ

ント的な存在でもある (第16表)。このグループは長 Pierre Cohen の下に3つに別かれている。

そのほか廃棄物処理施設の運転は組織上 Chimie Industrielle に属さないが、緊密な関係にある。

この組織、構成について

第1の問題点：放射線管理と廃棄物処理が同一の長を戴くことは、廃棄物処理にとって非常に不利である。なぜなら、放射線管理としては、管理区域から放射能を出すことは好まず、外界への放出量はゼロにするのが理想であるのに反し、廃棄物処理はこの点につ



第53図 Chimie Industrielle の構成図

第16表 Chimie Industrielle が参画している C.E.A. 傘下の施設

a) 研究施設	i) Saclay ii) Cadarache iii) Grenoble iv) Fontenay-aux-Roses
b) 核燃料精錬施設	i) Le Bouchet ii) Narbonne
c) 発電施設	Chinon
d) 再処理施設	Marcoule

いて社会的の要請のほかに経済性との両立をはかるといふ工学特有の宿命があるからである。通常の場合、圧迫を受けるのは廃棄物処理の方であるので、できれば、放射線管理と廃棄物処理とを離し、両方の言い分の食違いのあるときは、もっと高次で第三者的な立場の機関で判断し決定されるのが望ましいとしている。

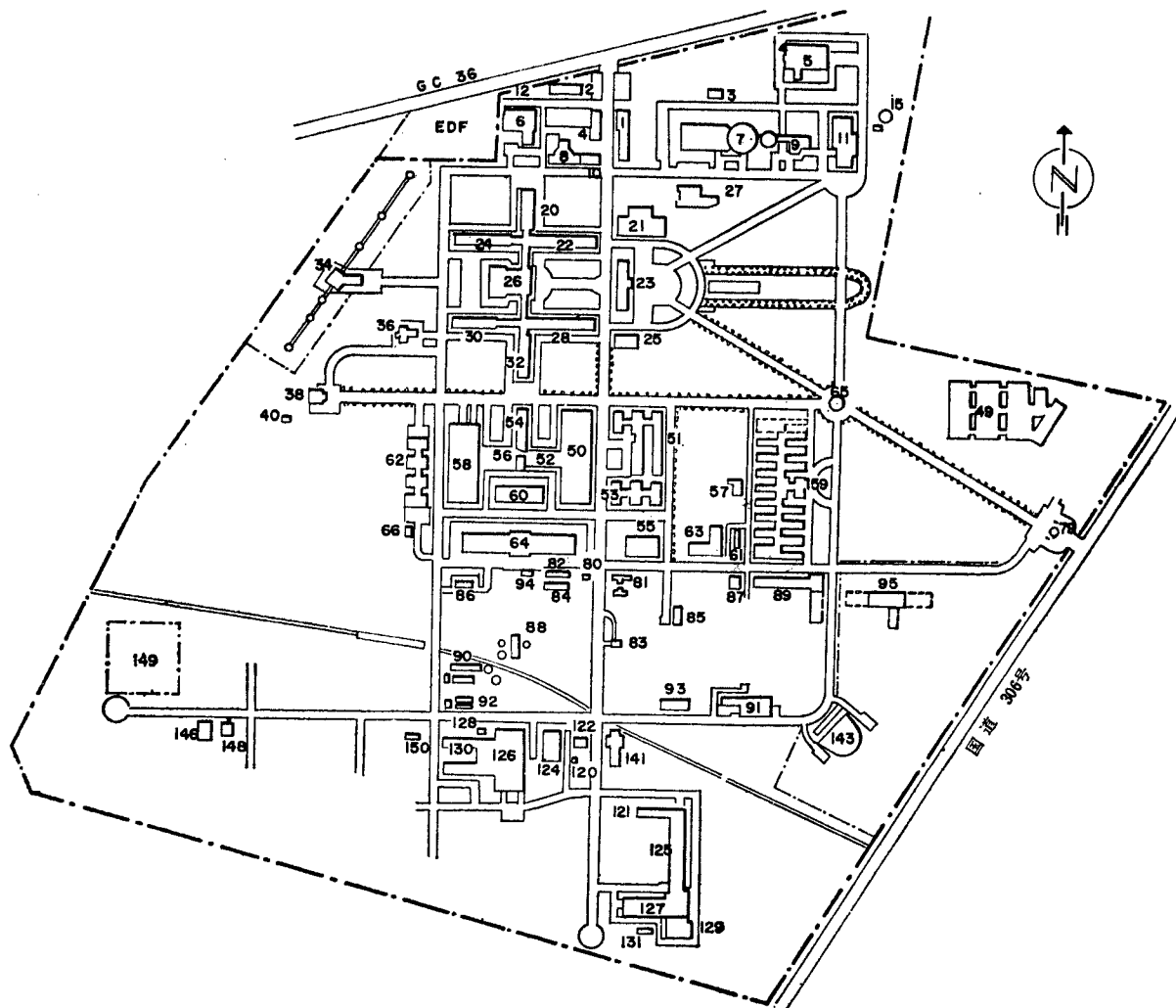
大学卒 補助員 運転員  
技術員 事務員

現在  $\frac{1}{3}$        $\frac{1}{3}$        $\frac{1}{3}$   
将来  $\frac{1}{4}$        $\frac{3}{4}$

第2の問題点：人員構成が現在では不均衡であること。その意味としては大学卒業者が多過ぎることである。理想としては、現在の学卒  $\frac{1}{3}$  を将来  $\frac{1}{4}$  にしたいとのことであった。理想型態としては、現在の Gre-



第 54 図 Saclay 研究所近郊図



1. 医務室 2. エレクトロニクス測定棟 3. EL-3 冷却塔 4. 北門 5. 照射済燃料研究棟 6. 中央暖房 7. EL-3 炉 9. 使用済燃料プール 10. 化学研究室 11. EL-2 炉 12. 粉炭破砕機 15. EL-2 冷却塔 20. 応用化学棟 21. 食堂1 22. 物理化学棟 23. 事務棟 24. R1 製造研究室 25. 研修所1 26. 図書館 27. 炉実験装置組立棟 28. 物理棟 30. 炉開発棟 32. 生物棟 34. 直結加速器 36. パンデグラフ型加速器 38. サイクロトロン 40. サイクロトロン冷却塔 49. R1 製造棟 50. 中央工作室 51. エレクトロニクス棟 52. 炉開発試験室 (指数関数実験) 53. 燃料および材料工学棟1 54. 技術員居室 55. 燃料および材料工学棟2 56. プレス 57. ホットラボ暖房室 58. 機械研究室 59. ホットラボ 60. 工作室 61. 除染棟1 62. 加速器 63. 除染棟2 64. 中央倉庫 65. 高架水槽 79. 裏門 80. 危険金属倉庫 81. 圧搾器 82. 倉庫 83. 焼却炉 85. Heraeus 86. 可燃物倉庫 87. 低レベル廃液処理系 88. 旧下水処理場 89. 低レベル実験棟 90. 新下水処理場 91. プロセルピン (Pu 均質炉) 92. 液化室 93. 廃液貯留 94. 燃料庫 95. 研修所2 120. 冷却塔 121. 同位元素濃縮関係居室 122. シンクロサイクロトロン実験室 124. シンクロサイクロトロン実験室 125. 同位元素濃縮関係セル 126. サチュルネ (シンクロサイクロトロン) 127. 同位元素濃縮試験棟1 128. シンクロサイクロトロン冷却塔 129. 同位元素濃縮試験棟2 130. シンクロサイクロトロン実験室 131. フッ素実験室 141. 高エネルギー物理棟 143. 食堂2 146. 一時格納用上屋1 149. 一時格納用上屋2, 固化物集積場 150. Heffly

第 55 図 Saclay 研究所配置図

noble の構成は大学卒 5 名, 補助員 8 名, 運転員 6 名, 総員 19 名の比率が考えられている。

Saclay の廃棄物処理のルーチン運転は, 人員 15 名でおこなわれており, 一日の所要経費は 20,000~30,000フランといわれている。なお, Saclay には総員で 3,800 名に上る人員がおり, そのほかに研究生約 800 名がいる。

3.1.1 外部への放出

フランスでは, 統一した制限はなく, 各施設というか, 各水系ごとに放出の制限がなされている。

1) Seine 川: この流域には Saclay, Fontenay-aux-Roses, Le Bouchet などの施設がある。流量は約 150 m<sup>3</sup>/sec. いずれの施設からも直接に廃液をこの川に放出はしていない。

2) Rhône 川: Grenoble, Marcoule, Cadarache などの施設がこの川の付近に存在するが, 問題になるのは Marcoule だけ, ほかは本流から大部離れており, 基礎的研究施設でもあることから大した寄与はしていない。

流量は 800 m<sup>3</sup>/sec, 放出条件としては, 放出後の希釈を考慮した値が, MPC の 1/10 以下とされている。

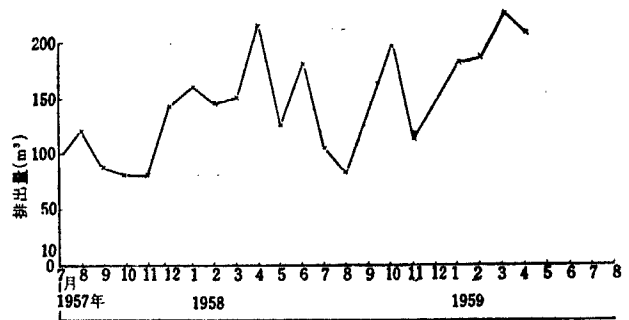
3) Loire 川: Chinon の原子力発電所がその対象となるが, この川の流量は, その変動が大きく 20~4,000 m<sup>3</sup>/sec もあり, 一切の放射能の放出が禁止されている。(もちろん 1/10 MPC 以下のものを放出することはかまわない。)

3.1.2 処理に対する考え方

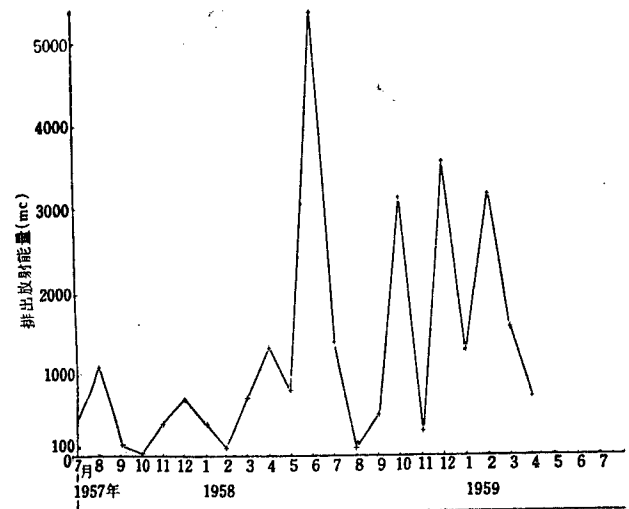
Saclay の Chimie Industrielle グループの考え方は下記のようなものであって, これが, フランスにおける廃棄物処理の考え方を代表するものとしてもさしつかえないものと思われる。

1) セグレーションを重視していること。主として廃液の場合セグレーションさえ十分に管理できれば, 処理の大半はすんだも同然であるということさえものべる人がおり, Monaco 会議の報告<sup>8)</sup>にある以上に, 各種の廃液の受入槽を増設中である。

2) 処理プロセスについて好みの少ないこと。国々施設によって採用するプロセスに好みがあって, 化学処理一点張り, 蒸発処理一本槍というところが多い。もちろん実際の廃液は多種多様であって実際には, 単一プロセスだけでは処理しきれなくて, ほかのプロセスも補助的には使用しているが, 主プロセスの選定には担当者の信念というか好みが相当の比重を占めている。しかし, Saclay のグループにはそういう偏見に近いものはなく, 施設, 施設ごとに適当なプロセスを



第 56 図 低レベル廃液月間排出量



第 57 図 低レベル廃液中の月間放射能

選定するという考えから, 各種のプロセスを同じ比重で採り上げて検討なり, 実験なり, 試験なりを少なくとも中低レベル廃液に関してはおこなっているように思われる。

3.1.3 廃液の処理<sup>8)</sup>

低レベル廃液 (平均放射能レベル:  $3 \times 10^{-3} \mu\text{c/ml}$ ) 排出量は 1959 年で月 150 m<sup>3</sup> 程度, 含まれている核種の主要なものは, Te-<sup>131</sup>I, Au, <sup>32</sup>P, <sup>90</sup>Sr などであり, RI の製造に起因するものが多いように思われる。排出量はあまり変動はなく, 今ただちに処理容量の不足を来すとは予想していない。Monaco 会議の報告のデータ<sup>8)</sup>をあげてみると, 月間放出量として, 第 56, 57 図が示されている。月平均 150~200 m<sup>3</sup> という排出量は, 4,000 人以上の人員が Saclay に働いていることを考えれば, きわめて少ないといわねばならない。セグレーションを重視している効果であろう。

処理方式

現在は, 化学処理だけをおこなっており, その常用処理能力は 6.5 m<sup>3</sup>/hr, 供給槽は 50 m<sup>3</sup> の不銹鋼製縦型貯槽, 短半減期核種 (Te-<sup>131</sup>I, <sup>32</sup>P など) を含む廃

第 17 表 Saclay での化学処理

a) 核分裂生成物に対して	最低除染係数
i) 600 ppm $\text{PO}_4^{---}$ , $\text{Na}_2\text{HPO}_4$ 使用 } NaOH で pH を 10.8 にする 600 ppm $\text{Sr}^{++}$ , $\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$ 使用 } ii) 100 ppm $\text{PO}_4^{---}$ , $\text{NaHPO}_4$ 使用 } $\text{Ca}(\text{OH})_2$ で pH を 10.5 とする $\text{Ca}^{++}$ , (給水中に含まれている) }	18  15
b) ヨードに対して 3600 ppm $\text{SO}_4^{--}$ 500 ppm $\text{Pb}^{++}$	} $\text{Ca}(\text{OH})_2$ で pH を 10—10.5 とする 20 (最高 80)
c) $\alpha$ 放射体に対して タンニン酸を加える	

液の減衰用に 3.5 m<sup>3</sup> の貯槽が別に設けられている。浸液型のポンプを備えており、自己循環、排出に用いる。反応槽としては 1 m<sup>3</sup> の攪拌槽 3 基を直列に用い、次に 70 m<sup>3</sup> の普通鋼製のデカンターにはいる。攪拌槽は AISI # 316 不銹鋼製、全閉型、彎曲帯攪拌機を備えている。デカンターは、スラッジブランケット型、処理能力が、要処理量を相当上まわっているため、単なる静置沈降槽として、使用されているに過ぎない。スラッジの汙過には最初、砂その他の無機質充填層を汙層として使用していたが思わしくなく、現在はオリバー型真空汙過機を使用している。ただし粉塵の飛散に問題があり、フィルター、排風機付の有機ガラス製ボックスをかぶせている。汙布は nylon 製のものを使用し、2~3 か月ごとに交換している。汙過後のスラッジは含水率 4%，これを通常のドラム缶 (220 l) に封入する。デカンターの上澄液は 25 m<sup>3</sup> 普通鋼製枕タンクに受け、時々タンクローリで Fontenay-aux-Roses に運びここで Paris の下水道に放出される。放出量は Fontenay-aux-Roses からのもの併せて 1959 年に 10.5 c, 1960 年に 2.2 c, と 1960 年 11 月 3 日上院における演説で報告されている。

化学処理には第 17 表のような処方方が通常用いられている。

その他

ニッケル・フェロサイアナイド (Ni-Ferrocyanide) の使用も時に応じておこなう。特に除染廃液、処理場廃液の第一段処理として、凝集剤としてセパランを使う。ただし、ストロンチウムに対してはセパランはよくなくて、グラーチンを使う。

スラッジの体積は、処理した廃液の  $\frac{1}{80}$  程度であり、その量は 3 年間に 200 箇のドラム缶が排出される位である。ドラム缶の表面線量は 40 mr/hr が平均値

である。

### 3.1.4 試験中のプロセス

#### 1) 蒸発

費用がかかるが確実な方法であるので、放射能の外部放出が許されていない施設のために開発中である。試験を 2~3 l/hr の装置でおこない、現在は 1 m<sup>3</sup>/hr の自己蒸気圧縮型の装置を会社で製作させ、Saclay で試験をする予定である。問題点としては、濃縮液の濃度と沸点上昇との相関関係がうまく求められず、設計に困難を感じているそうである。減容は  $\frac{1}{100}$ ~ $\frac{1}{200}$  を目標としている。蒸発缶は Chinon, Fontenay-aux-Roses, Grenoble で用いられる予定、あるいは使用中である。そのほか特異なものとしては、Cadarache で廃液の天日蒸発をおこなうことが考慮されていることである。Cadarache は地中海に近く、(蒸発量)-(降水量) の値が正であること\* から有利であるとされている。蒸発装置の型式については未決定であるが自然蒸発と、枝籐架の 2 方法が問題にされており、2 m<sup>3</sup>/日程度の試験装置が設置される模様である。

#### 2) イオン交換

Saclay で低レベル廃液処理の除染特性を向上し、Fontenay-aux-Roses に運搬しないで済むようにするため、イオン交換装置の設置が予定されており好成績が得られればほかの施設にも及ぼす予定である。

### 3.1.5 廃液の輸送

#### 1) 低レベル廃液

Retention tank から廃液処理施設までの輸送には距離が長く、かつ運搬量が少ないため 7 m<sup>3</sup> のタンクを装備したタンクローリ 2 台が使用されている。この 2 台はおのおの異なった廃液吸入方式のものであ

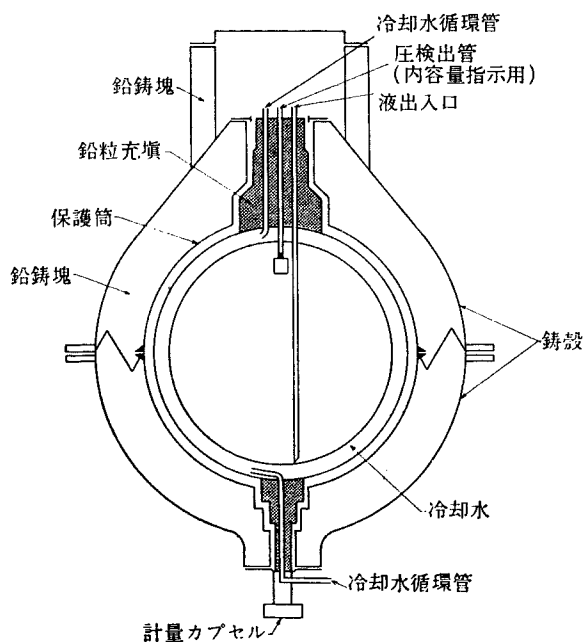
\* 蒸発量 200 mm, 降水量 90 mm



て、一方は原研の廃液運搬車と同様、真空ポンプでタンク内を減圧して吸入し、排出の際には、ポンプの吐出側にタンクをつないで排出するいわゆる清掃車と似た方式であるが、他方は、neoprene 製のチューブをしごいて吸入する方式のものである。後者は、放射能が霧状になって飛散するおそれはないが、neoprene のチューブを時々（2か月ごと）交換する必要がある。タンクは普通鋼にライニングを施したものであって、最初は polythene-ebonite compound であったが、後に一方はタール系 (bituminous) 塗料に、もう一方は isocyanate 系塗料に改修された。isocyanate ゴムライニングは優秀であって、2年間塗りなおさないで使用されている。なお、タンクローリにはサンプリングの設備が付属している。このタンクローリはまた処理済廃液を Fontenay-aux-Roses に運搬するのに利用されている。

## 2) 高レベル廃液<sup>10)</sup>

高レベル廃液の運搬には、ここ独特の容器を使用している。その概略は第58図に示すように、鉛充填の鋼製容器であって、内容積は 5l、鋼製のキャップがついて、全体として「起き上り小法師」のようになっており、どんな場合でも逆さになることがない。容器は気密で、容器内液量は、上部空間の空気圧力で読むようになっており、液の取出しは、ゴム製の隔壁を注射器の針のようなもので破って内圧で押出すように考慮されている。また大量の液を運ぶために、上記のと同型式の 500l 容量のものをトレーラーに装架した特別



第 58 図 高レベル廃液輸送容器

車を 1 台保有しており、Fontenay-aux-Roses から高いレベル廃液の輸送に利用されている。鉛壁の厚さは 500 mm である。

## 緊急対策

緊急対策としては、Saclay の敷地内の粘土層に、100 m<sup>3</sup> の素掘りの池が掘ってあるだけである。

### 3.1.6 Marcoule の廃液処理<sup>11)</sup>

スラッジ循環型化学処理で処理量 200 m<sup>3</sup>/日、1 日あたりのスラッジ量は 2 m<sup>3</sup> といわれる。このスラッジを敷地内に保管するか、土中埋設するか、また海洋投棄するかを比較検討し、その一部については報告も発表されているが、結局 1960 年秋、地中海、Côte d'Azur 沖に投入が決定したらしい。しかし、この海洋投棄は Monaco 海洋博物館長の提唱した反対運動により中止されたままである。なお、処理能力は最初 50 m<sup>3</sup>/日で計画されたが、その後実際の運転にはいつてからは 200 m<sup>3</sup>/日の排出があり、その対策に苦慮したそうである。

Rhône 川へ排出した放射能量は、1959年には 258.2 c, 1960年の 1~9月の間に 177.7c と 1960年 11月 3日の上院における演説で報告されている。

### 3.1.7 固体の処理<sup>9)</sup>

Saclay では、通常のドラム缶を用いて、固体廃棄物を圧縮する装置を開発し運転していた。これは耐圧強度のない 200l 鋼製ドラム缶の内側に耐圧円筒を挿入し、その円筒内で液圧により圧縮し、作業後耐圧円筒を抜き出す方式のものであったが、一部に強度の低いメンバーがあることが発見されたので、操業は中止されている。

現在は、比較的高レベルの廃棄物も含め、鋼製型枠内で固化させたコンクリート容器中に封入されている。

このようにして包装された廃棄物は Saclay の敷地内の固体集積場に野積されている。この集積場は 300 m 角、簡単な屋根があって、雨水から保護されている。

それ以後の処分は最高方針の決定を待っておこなわれる予定であるとのことであった。

### 3.1.8 高レベル廃液の固化

Saclay では、この目的のために、ガラス化を取り上げている。対象となる廃液は、Fontenay-aux-Roses (C.E.A. 最初の再処理設備、以前 Chatillon と呼ばれた) と Marcoule (C.E.A. 傘下の大規模施設) からのものでその概略組成は第18表のようなものであるらしい。

その方法としては、以下のようなものが考えられた。

1) 廃液とガラス化の原料(粘土)とを混合してゲルを作らせた後焼成する方法、原料の処方(の代表例は、第19表中の組成記号 ASA<sub>15-7</sub>, ASA<sub>15-4</sub> である。

混合後約3分間でゲル化し、それを1050°Cで2~4時間焼成する(第59図)。

2) 原料をあらかじめ焼成してガラスのフリットとしておき、これをくだいてから廃液を混合して再焼成する。ガラス素材の処方(は第19表の Va である。

3) ガラスファイバー製圧縮板(蓄電池の隔膜に使用するもの)に廃液を吸収させた後熔融する。ガラスファイバー製圧縮板の重量は180 kg/m<sup>3</sup>であり、1 m<sup>3</sup>

第18表 ガラス化の対象となる廃液の組成

排出施設名	Fontenay-aux-Roses	Marcoule
HNO <sub>3</sub>	2-N	
NaNO <sub>3</sub>	8.5 g-Na/l	30 g-Na/l
Fe	2 g-Fe/l	5 g-Fe/l
Ni	2 g-Ni/l	
Cr	0.5 g-Cr/l	
U	5 g-U/l (当初 10 g-U/l)	
PO <sub>4</sub> --		

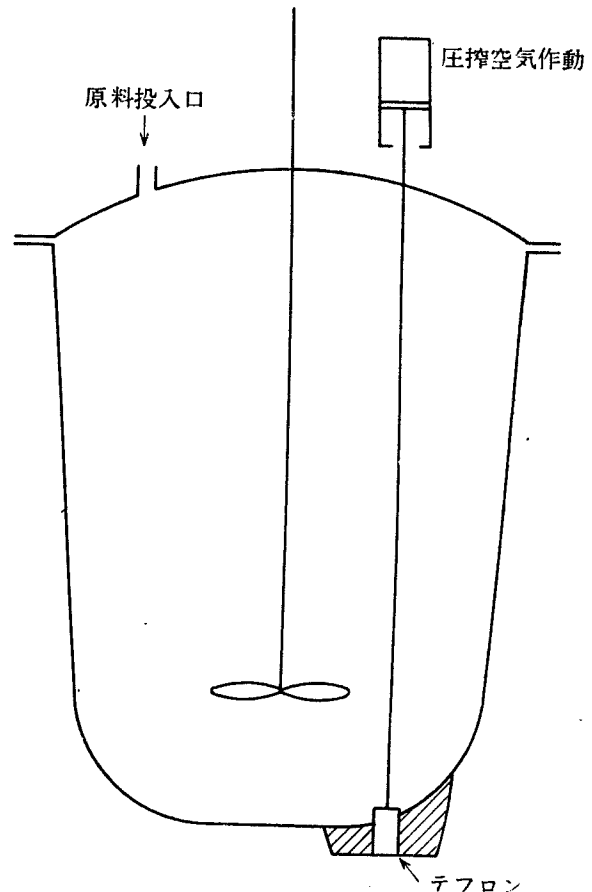
第19表 使用ガラスの組成 (Saclay 研究所)

組成記号	ASA <sub>15-4</sub>	ASA <sub>15-7</sub>	Va
SiO <sub>2</sub>	60.8	65	55.7
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	11.4	12.2	0.2
Na <sub>2</sub> O	13.8	14.8	7.2
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	11.4	5	17.5
CaO	0.8	1.6	4.2
K <sub>2</sub> O	0.8	1.5	1.8
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	10.3	—	—
MgO	3	—	—

は800 lの廃液を吸収することが可能である。しかしこの方法によるときは廃液の組成の変動に追随するのが困難である。

#### 4) 人工鉱物にする方法

廃液と粘土を混合するのはガラス化法と同じであるが、そのほかにフッ素化合物を加えて1350°Cに加熱し、フッ素金雲母 Fluor-phlogopite とする。この場合フッ素は計算量の100%の過剰を用うる。難点は高温と、F<sub>2</sub>の発生である。放射能の固定化については、セシウムは良好であるが、ストロンチウムは不良



第59図 混合槽概念図 (Saclay 研究所)

である。

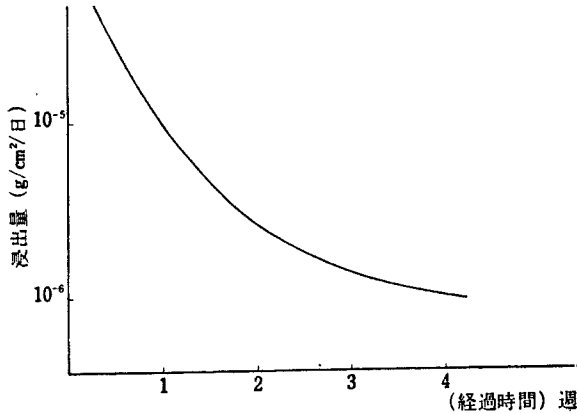
5) その他: Mo-U系燃料の廃液も通常のケイ酸系ガラス中では黄点となってガラス化できないが、これも5%までの含量ならガラス化できる方法を見出した。リン酸を含むものもガラス化可能である。

1)2)の方法が現在、実験室の段階を終り、hot cell内の実験に移っている。実験室の実験は、放射能を用い、カーボンルツボで焼成し、表面積12 cm<sup>2</sup>の試料を得て、次の浸出試験をおこなった。300 ccの海水中に浸漬し、1週間ごとに新しい海水と交換して、古い海水中の放射能を測定する。およそ8週間後には、測定不可能にまでなった。放射能の逃散については、問題となるのはセシウムとルテニウムである。石英またはアルミナボートを用いN<sub>2</sub>を通じながらおこなった流通法の実験からは、Csの3%、Ruの97%が試料から逃散することが判った。グロスでは1~0.5%の放射能が焼成中に逃散する。ガラスのフリット粉と混合すると、グロス放射能の逃散は0.22%に減少し、コンデンサーで3.6×10<sup>-2</sup>%、洗气瓶Iでは4.5×10<sup>-3</sup>%、同IIでは4.1×10<sup>-3</sup>%、同IIIでは2.5×10<sup>-3</sup>%が検

出された。

ホットセルでの実験<sup>13)</sup>

10cm の鉛遮蔽の中に、Inconel の管中で焼成した。焼成管は -1 ~ 2 cmHg の圧で；洗気系にはラシヒを充填した塔4箇を直列に用い、NaOH 溶液と、



第 60 図 ガラス浸出曲線 (Saclay 研究所)

過マンガン酸カリ溶液とを それぞれに灌液する。Ru の捕集には酸化鉄粒の充填層を500°Cに加熱したものをを用いると 99% の捕集率を示した。

今後の計画<sup>12)</sup>

Marcoule に 100l 廃液/日 (製品ガラス 10kg/日) の能力を有する試験装置を建設することを考慮中である。型式はまず rotary kiln で廃液を酸化物に変えた後、ガラス化材と混合焼成する方式で、kiln の径は約 10cm、長さ約 50cm のものである。

3.2 Harwell 研究所の廃棄物処理

Harwell の廃棄物処理系については、すでに多くの報文<sup>14), 15), 32)</sup>があり、また多数の日本人が訪問されており、その詳細についてはよく知られていると思われるので、一般的事項は省略することにする。

3.2.1 廃液処理

以下は A/conf. 15/p308<sup>16)</sup> にのべられている Harwell の scheme について質問した事項についての回答をまとめたものである。

1) 装置の償却年限を 10 年としたこと

英国の一般化学プラントの償却は 12 年と取れるので、それと略同程度を取ることとした。極低レベル処理のプラントはすでに12年を過ぎているから、10年と取れるのは妥当であると思う。ただし建物については 20~25年と考えている。

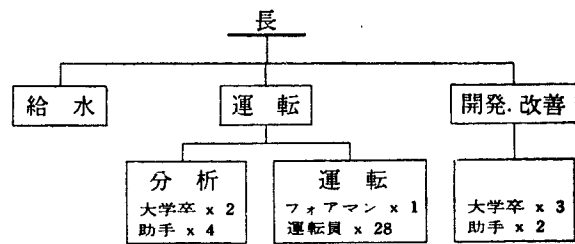
2) 廃棄物処理グループの組織 (ただし純研究段階のものは除く) 第61図参照。

3) A/Conf. 15/p 308 に記されている 3 つの schemes の差違

フィードは原則として同質のものである。1st scheme は Cs<sup>+</sup> の多量に含まれているものには向かない。2nd scheme は Zr, Ru が除去できない。3rd scheme は何でも処理できる。

4) スラッジの処理

高レベルのものは、コンクリートでライニングした 40 英ガロンのドラム缶に、スラッジとその 40 容量% にあたる Vermiculite を入れて固めている。凍結乾燥の装置については、汚過の段階で放射能の空中への飛散がひどくて、現在中止して、この飛散をおさえる方法を考慮中。



分析部門の分担

大学卒：Ra, Sr, trace metals (Cu, Hg, Pb, etc.)  
助手：gross β

第 61 図 廃棄物処理グループの組織図 (Harwell 研究所)

5) Vermiculite column の運転について

Vermiculite は、60 種類に上る無機交換体を試験した結果、選ばれた。運転の終末点は、流出液の比放射能と、塔表面線量率のいずれかが規定値に達した時を以ってする。使用済の Vermiculite はドラム缶に充填しているだけで特別の処理たとえば機械的圧縮などはおこなっていない。

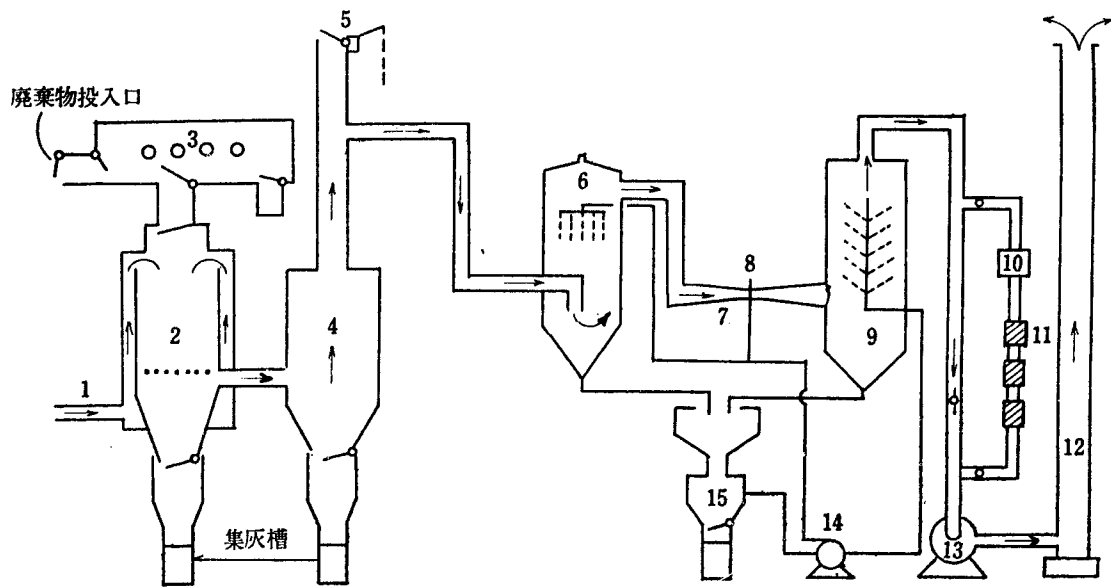
6) イオン交換膜による電解脱塩装置

樹脂内蔵の方式を採用しているが、現在の装置は数 l/hr の能力のものだけであって、実用的なことについては一切言明をしなかった。2 m³/hr 程度の装置を設置する予定であるが、あまり近い将来ではないらしい。

7) 蒸発缶の濃縮限度

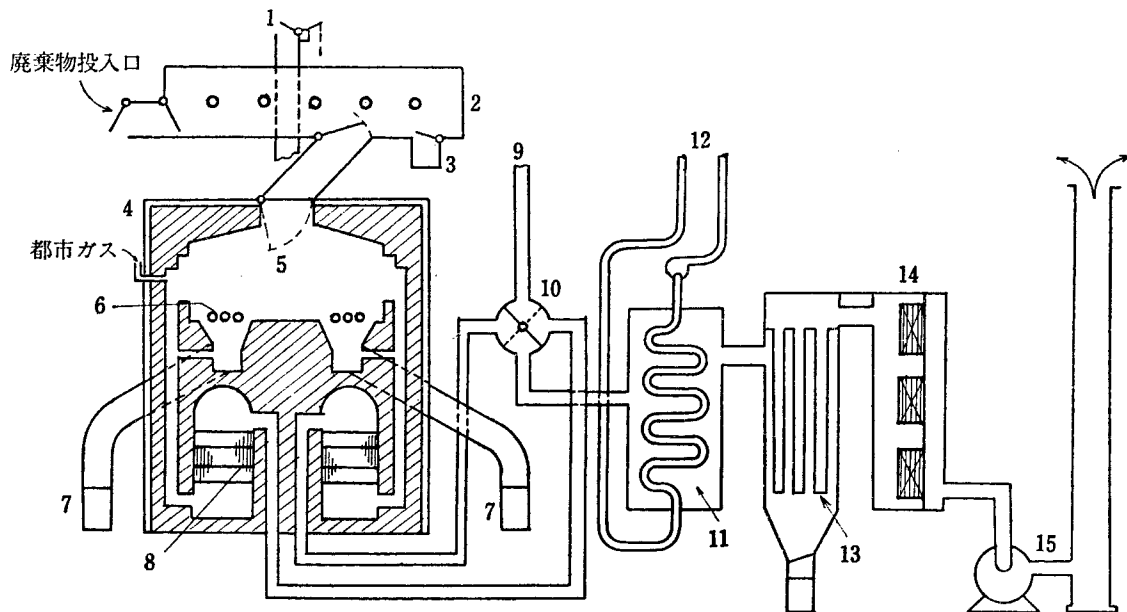
結晶が析出する直前で濃縮を止める。液面の検出に神経質で、機械式、電気式、空気式を併用している。

これは外部カランドリヤ、強制循環方式であることによるものであろう。濃縮液は、10 英ガロンの Ver-



1. 空気取入口 2. 焼却炉 3. 選別箱 4. 沈降除塵室 5. 安全弁 6. 断熱冷却器 7. ベンチュリ・スクラップ 8. 水噴孔 9. サイクロン・スクラップ 10. 加熱器 11. ガス・フィルター 12. 排気煙突 13. 排風機 14. 循環ポンプ 15. フィルター

第 62 図 湿式焼却装置 (Harwell 研究所 1 号機)



1. 安全弁 2. 選別箱 3. 不燃物溜 4. 耐火物ライニング 5. 燃焼空間 6. 火格子 7. 集灰槽 8. 蓄熱室 9. 空気取入口 10. 切替え弁 11. 熱交換器 12. 回収熱利用 13. ラフィング・ソックフィルター 14. アブソリュート・フィルター 15. 排風機および煙突

第 63 図 乾式焼却装置 (Harwell 研究所 2 号機)

miculite を10英ガロンのドラム缶に入れ、これに6英ガロンのスラッジを加えて固化させている。

### 3.2.2 固体の焼却

現在1号機が運転中であり、近い将来に2号機が建設運転される。

1号機：一般廃棄物用であって、そのラインアップは第62図のようである。

特長は高性能フィルターを使っていないこと。これは気体洗浄系が湿式であるため使いにくいからとの説明であった。ステンレス製、洗浄循環液には pH 10 の液を使用している。炉内の焼却温度は 800°C、性能は良好である。この装置では、PVC 製品、有機溶媒は処理しないよう特に注意している。爆発と、塩酸による腐食防止のためである。

2号機：動物屍体用で、洗気系は乾式である。(プレフィルターと、高性能フィルターの併用) 炉内での焼却温度は 1,100°C 以上を必要とすることが予備実験で判った。今相当大きな動物(山羊程度)まで焼却できるような炉を検討中。

追補：以前報告された乾式洗気系を持った一般廃棄物焼却用のものは動かしていないようである。炉体に亀裂がはいったため中止したという話もある。

### 3.2.3 海洋投棄

#### 浅海投棄

英仏海峡にある 2 miles × 20 miles 深さ 150m の海溝中に投棄するものをいう。投棄物の包装は、その 95% までが 40 英ガロンのドラム缶である。

包装の条件は、(1) 無漏洩であること。外壁に亀裂や孔がないこと。(2) 嵩密度が 1.2 kg/l 以上であること。(3) 表面汚染のないこと。

以上の3つであって、耐圧強度などの機械強度の条項はない。早くこわれて海水に分散した方がよいという考えとのこと。ドラム缶は通常 #20BS ゲージ鋼製ドラム缶で直径は 22" φ、コストは 6.5 ボンド/ton-gross weight (6,500 円/ton-包装したドラム缶の重さ) が包装がすんでから投棄するまでの費用とされている。

#### 深海投棄

アイルランドの西方 300~400 miles 深さ 2,000 m の海域に捨てるものをいう。40英ガロンのドラム缶なら厚さ 5~7" 程コンクリートでライニングをした中に入れる。大きなドラム缶も使うが、このときはライニングの厚さが 12" に達することもある。(全重量は 2 ton/箇にもなる。) 内容物の重量(純粹に投棄すべき必要のある廃棄物自体の重量)はだいたい 5%程度

である。

#### 総括

海洋投棄で問題としているのは運搬、取扱いの際の表面線量だけであって投棄それ自体ではなんら問題はないといっている。年間投棄量は 4,000 ton 程度、中間レベル、すなわち比較的放射能の強くて、コンクリートライニングを必要として海洋投棄しているものは 50 ton/年程度だそうである。

### 3.3 Seibersdorf 研究所の廃棄物処理

オーストリアのセンターはウィーンの南微東約 20 km の Seibersdorf にあって、1960 年秋、AMF 製のスイミングプール炉が臨界に達し、この炉を中心に諸施設の整備が進められている。訪問当時(1960年10月下旬)には、エレクトロニクス棟、物理棟はほぼ完成していたが、化学棟は建設中であつた。廃棄物処理施設は下水処理のトリックリングフィルターを除き、未着手であつたので、その計画を知り得ただけである。

#### 立地条件

Seibersdorf は Neusiedler See の北に続く、長径 10 km、短径 8 km の大地下湖の一端に位している。その地下湖の深さは約 1 km であるとのことである。この地下水は西方の丘陵地帯から流れ込んでいるものが大部分であるという。ウィーンに近いこともその条件の一つであつたことは間違いない。

#### 給水

前記地下水をポンプで汲上げ、1,000m<sup>3</sup> の池に貯留する。給水は 2 系統あり、1 系統は 5.5 kg/cm<sup>2</sup> の圧力水系統、もう 1 系統は特別に圧力をかけていない系統である。

#### 放出

Seibersdorf の北を流れている Leitha 川に放流する。この川は東北東に流れ、50 km の所でオーストリア領からハンガリー領へ流れ込む。放出の制限は、放流前で 10<sup>-7</sup> μc/ml である。これは国際紛争、特に共産圏との交渉になるので厳重に守るつもりだそうである。

#### 廃液処理の系統

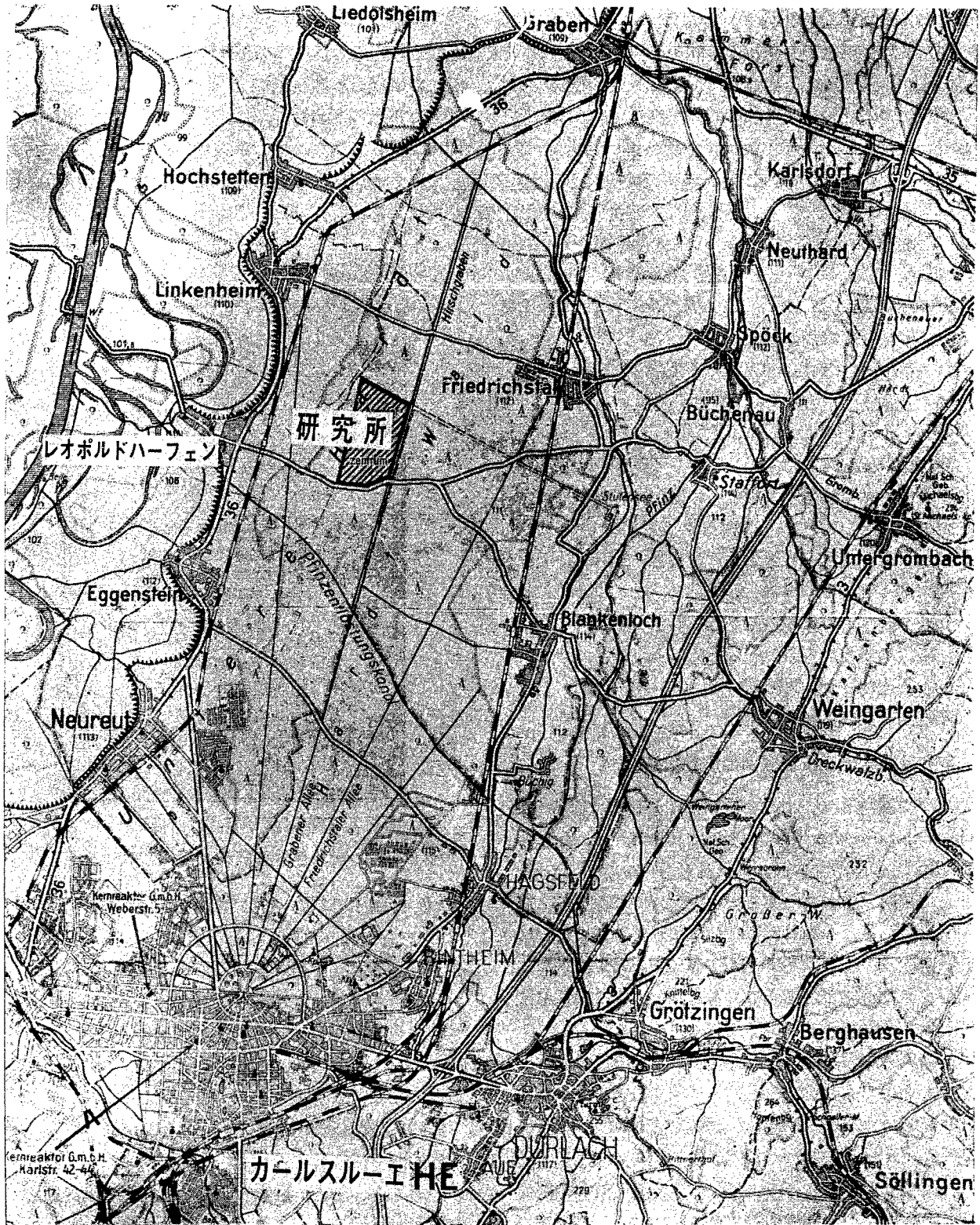
- (1) 一般下水 トリックリングフィルターで処理
- (2) 非放射性廃液

物理棟、エレクトロニクス棟、化学棟の非管理区域からの廃液。パイプで廃棄物処理場に輸送し、もし放射能があれば、次項の廃液と同様に処理をおこなう。

(なお、化学棟は中央の廊下をはきんで片側が管理



第 64 図 Seibersdorf 究所近郊図



第 65 図 Karlsruhe 研究所近郊図

区域でおもに実験室，もう一方が非管理区域でおもに居室という配列である。）

### (3) 低レベル放射性廃液 (probably active)

化学棟の管理区域，冶金棟，炉建物からの廃液パイプで処理場に送られ，45 m<sup>3</sup> のタンク6箇のうちの一つにはいり，このタンクで pH の調節，フロッキュレーションをおこなった後，再生をおこなうイオン交換で処理する．処理液は 200 m<sup>3</sup> タンク2箇に貯溜し，モニタリングし 10<sup>-7</sup> μc/ml 以下にして川へ放流する．45 m<sup>3</sup> タンクから 200 m<sup>3</sup> タンクへのパイプがある．

### (4) 中レベル放射性廃液

コンテナにはいって運ばれて来るもの，処理としては次のようなものが考えられている．

#### a) イオン交換

非再生の低コスト交換体を用い一回通過で処理する．リグナイトよりやや炭化度の進んだ炭素質交換体を用いたいとのことで，その実験室的検討がウイン大学でおこなわれているとのことである．

#### b) 蒸発

低温，低圧力で蒸発をおこないたい．本当の意味の凍結乾燥のようなものになるかも知れない．

#### c) 固化物，固体の処理

敷地内に長期保管の予定．

## 3.4 Karlsruhe 研究所の廃棄物処理<sup>19)</sup>

ドイツ連邦共和国（西独）の原子炉施設は，München, Karlsruhe Frankfurt, Jülich, Hamburg, Berlin と6か所あるが，いずれも連邦政府，州政府，そして民間との合併による個々独立の特殊法人\* の形を取っている．Karlsruhe は連邦政府と州政府，地元の財団，それに Euratom, ドイツの RI 協会にあたるような団体の協同出資である．その額は現在2億5千万マルクに達しているそうである．

他の原子炉施設がいずれも輸入炉を設置し，その利用をここ当分おこなうという目的であるのに対し，Karlsruhe はドイツの国産一号炉 (FR-2 と呼ばれ，國一炉 JRR-3 とほとんど同じ物) を中心に，総合施設の建設を計画したものであり，廃棄物処理の中心地でもある．見方を変えて極端な表現をすれば，他の施設が大学付属の原子炉施設の幾分進化したものであるのに対し，Karlsruhe は，名実ともに西独の原子力総合

\* 設立当初は民間 50%，連邦政府 30%，州政府 20%であったが，その後連邦政府の出資が増加し過半を占めている．

施設とすることを目指しているようであり，この意味では西独の JAERI にあたるといえよう．人員は 1,200 名である．その特色は前記 FR-2 を中心に高レベル放射能の取扱い設備を集め，FR-2 の利用効率を上げることに重点がおかれていることであり，Euratom の RI-school もここに置かれることになっている．炉としてはこの他にアーゴノートが訓練用に建設されているだけである．



第66図 FR-2 の煙突と  
炉建家よりの廃液輸送用架空ダクト

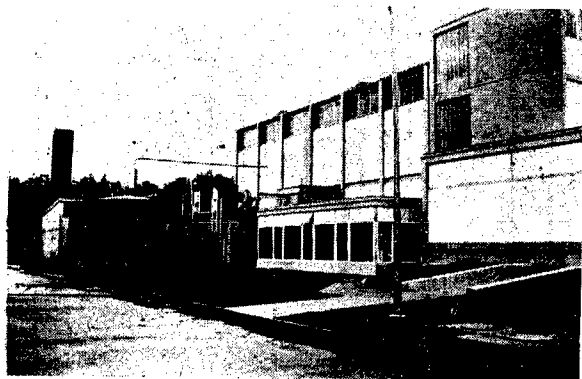
FR-2 は 12 MW, 1961 年初頭に臨界に達する予定で，建設の最終段階が急がれていた．廃棄物処理に関係する補助施設をあげれば，99 m の高さを持つ煙突，1,000 m<sup>3</sup> の容量を持つ緊急用廃液貯槽が設けられていることである．なお，この炉の使用済燃料は Mol の Eurochemic で処理されるわけで，ドイツ国内で再処理をおこなうものではない．

### 3.4.1 廃棄物処理施設

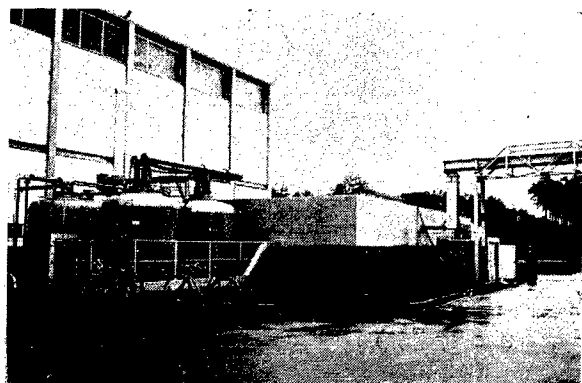
詳細は文献<sup>19)</sup>にゆずり，特に気の付いたものだけをのべることにする．被服の除染は現在廃棄物処理場でおこなっているが，将来は別にするとのことであった．

現在まだ FR-2 は建設中であり，一般の研究活動も微々たるもので，下水処理に実質上等しい極低レベル廃液処理しか運転していない．低レベル以上の廃棄物処理については，R1 を使用した試運転の段階である．





第67図 Karlsruhe の廃棄物処理場西面  
中央ガラス張りはパネル室



↑  
廃液受入槽群

第68図 Karlsruhe の廃棄物処理場東面

1) 放出の制限の厳しいこと

処理済の液は、小さな運河を通過して、ライン河へ放出されるが、その放出の制限は、放出する所で希釈を考慮に入れずに  $10^{-7} \mu\text{c/ml}$  である。まわりの人が放射能に神経質であり、地方官庁はもとより一般人も放射能計数器をそなえているので、これを厳重に守らないと、Karlsruheの活動が危いと心配している。 $\alpha$  と Sr がなければ  $10^{-6} \mu\text{c/ml}$  で放出することが許されている。

2) 放射線防護に慎重であること

低レベル処理のイオン交換塔に厚さ 50cm のコンクリート壁のシールドを施したり、蒸発缶の周りにも同様のシールドを施し、遮蔽窓をつけて遠隔運転を試みたり、缶濃縮液（実際は固体）のドラム封入取扱いにもシールドをへだてて操作し、これを格納所に輸送するにも地下トンネルで遠隔輸送するなど、 $\mu\text{c/ml}$  オーダーのものを処理するには不必要すぎるほどの重武装である。ただしイオン交換塔のバルブは延長軸による手動である。

3.4.2 各設備について

1) 極低レベル廃液処理

放射能の測定を各段階について、またスラッジについて気を付けておこなっている以外に特記することはない。トリックリングフィルターに対しては、栄養源の不足のために巧くいかず、時々大都市からの下水をもらってきては息をついているとのことである。pH 7.5~7.8 で Fe, Al の水酸化物で凝集沈殿をおこなわせている。その一部には air sparge もおこなっている。最終清澄槽は  $400\text{m}^3$  2 基、COD（化学的酸素要求量）は 50ppm 以下である。

2) 低レベル廃液の輸送

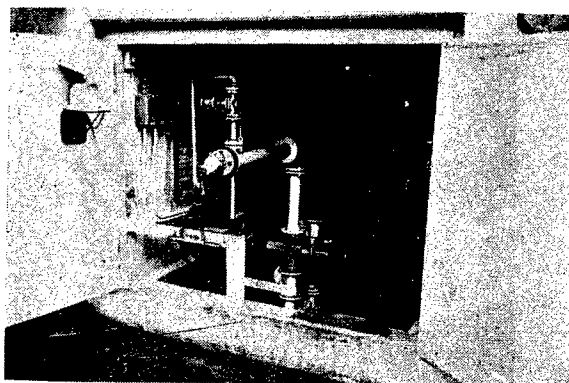
FR-2 炉からは、高架ダクトに収容した配管により他の建物からは、トレーラータンクローリにより廃棄物処理場に輸送している。ついでにコンテナにはいってくる中レベル廃液に対しては、瓶のまま貯蔵することもあるが、小容量のシールド付貯槽に移して貯蔵することのできるように考慮してある。

3) 低レベル廃液の処理設備

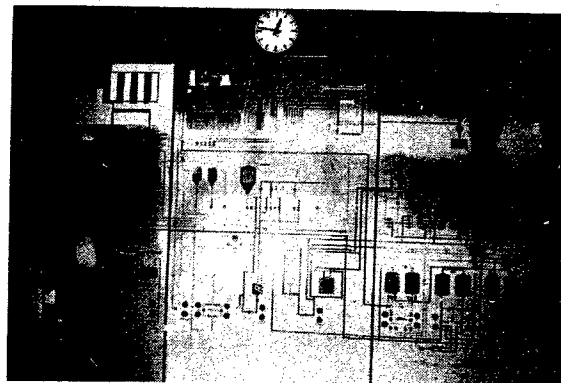
排出量は  $30\sim 50\text{m}^3/\text{日}$  と推定されており、処理設備の能力は  $10\text{m}^3/\text{hr}$  で計画されている。コントロール室にグラフィックパネルが設置されている。

←FR-2 からの  
架空ダクト

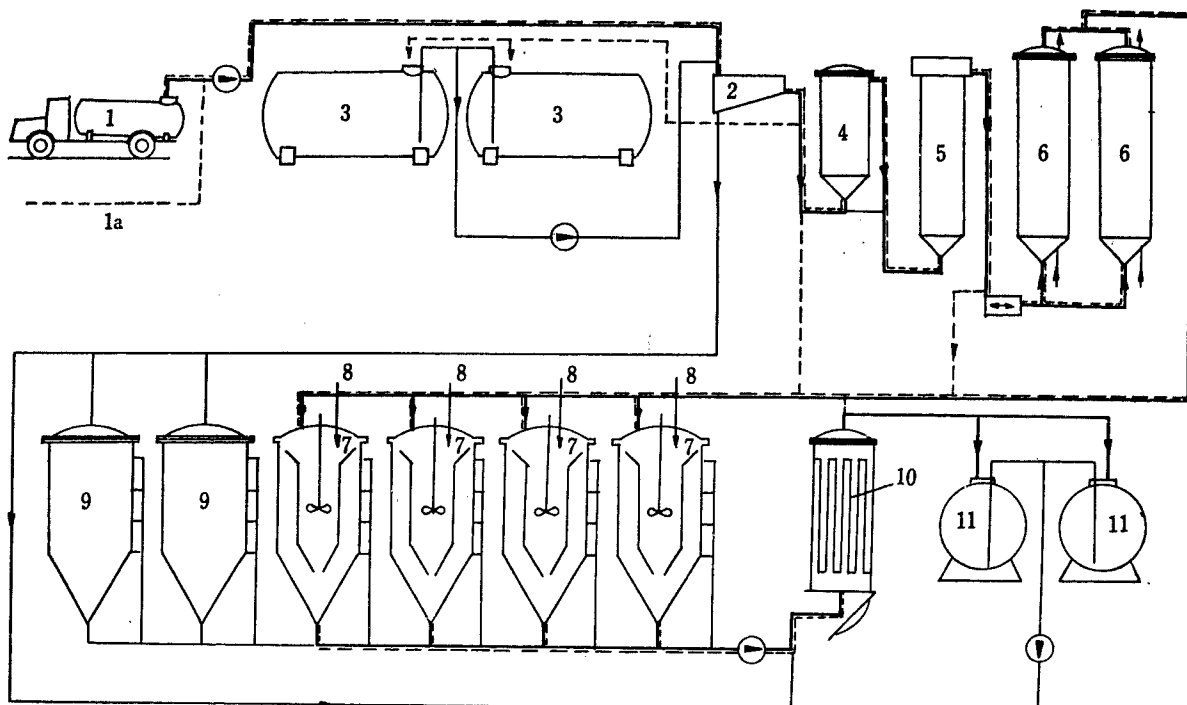
←運搬車からの  
廃液受入口



第69図 運搬車からの廃液受入口

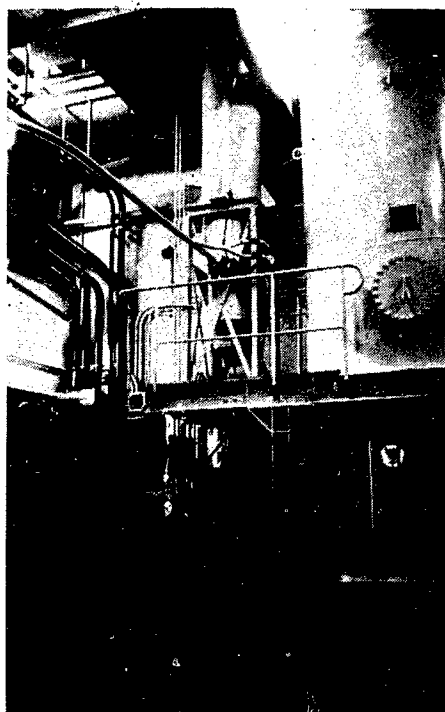


第70図 廃液処理系パネル

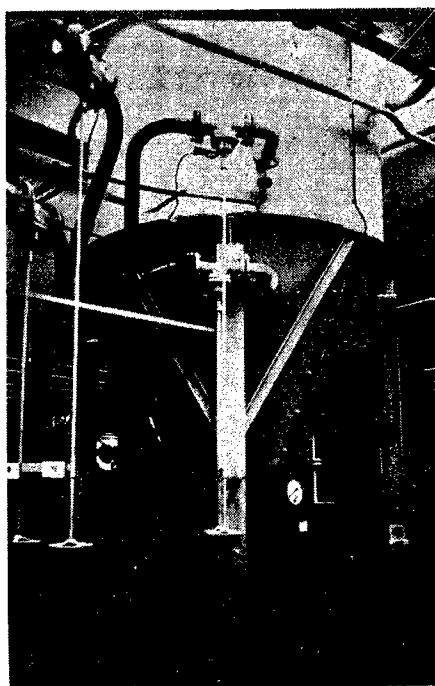


1. タンクローリ 1a. 炉から 2. スカムと油分離槽 3. 貯槽 4. カルシウム飽和槽 5. 脱炭酸接触塔 6. 鉄毛充填塔 7. 沈降分離槽 8. 薬品添加 9. スカム分離槽 10. フィルター 11. 貯槽

第71図 化学処理系 (Karlsruhe 研究所)



第72図 脱炭酸反応塔

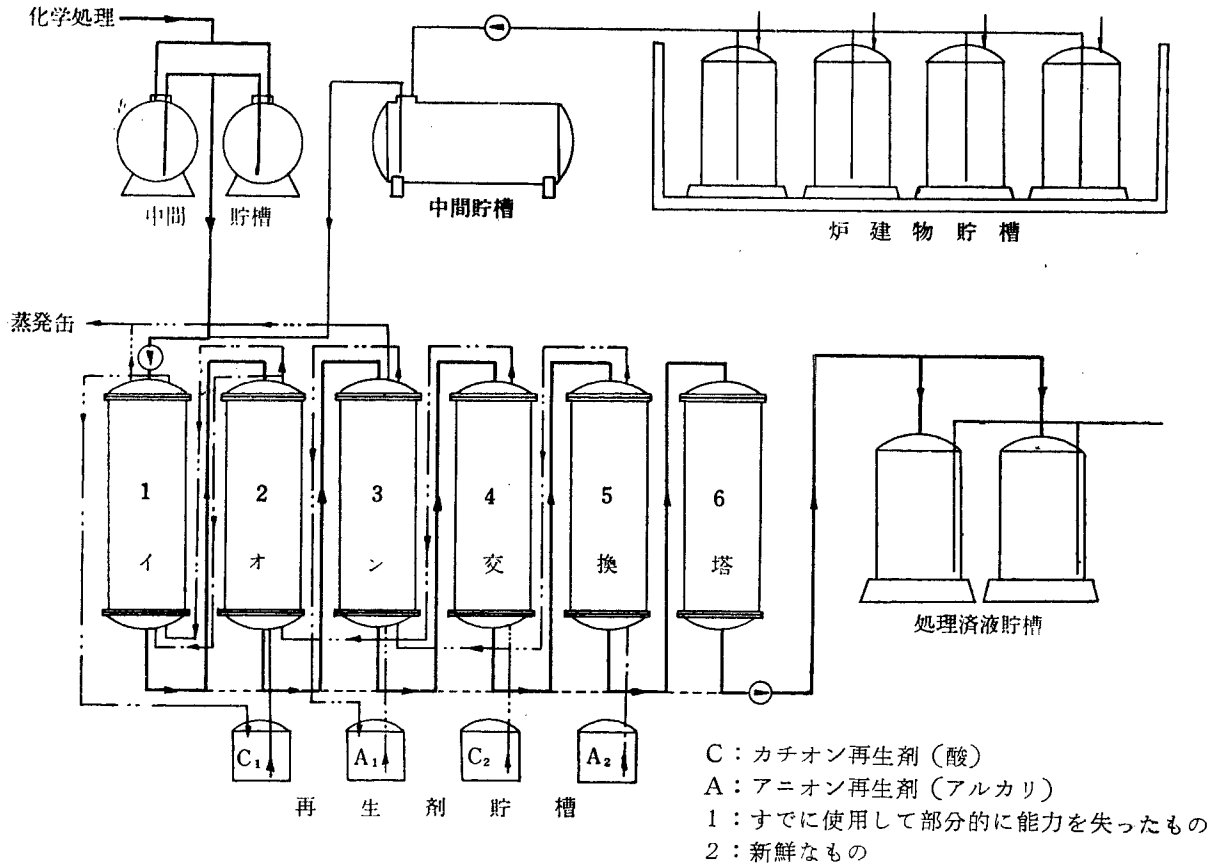


第73図 沈降槽

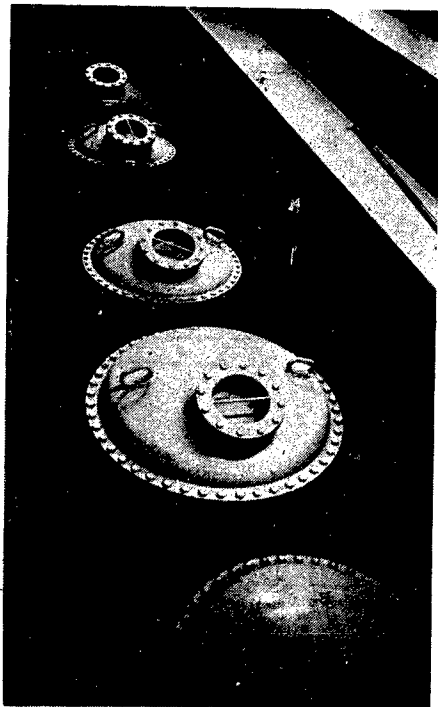
a) 化学処理

L. & C. STINMILLER 社の Kontakt Entkarbonisierung mit Kalk Wasser の装置をそのまま採用している。主流の  $\frac{1}{10}$  量の副流に  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  を飽和させ

た (pH 10~11) 後主流とあわせて、炭酸カルシウムを沈殿させるわけであるが、その特長は流動層化した砂のまわりに沈殿を折出させ、この沈殿を取り出して、ガラス化するとの構想のものである。混合核分裂



第 74 図 イオン交換処理系 (Karlsruhe 研究所)



第 75 図 イオン交換塔群

生成物を用いた試験の結果70%から95%の除去率を得たという。このほかにバッチ型式の沈降槽（密閉型）を2基有しており、他の凝集沈殿をおこなうことも可

第 20 表 Karlsruhe のイオン交換塔

塔番号	充填イオン交換体	充填量
1	HBN	570l
2	HBN	900
3	Lewatit MIH	570
4	〃 S 100	446
5	〃 M 500	570
6	〃 { S 100 M 500	158 376

能である。濾過には、鉄毛を用いたものと、素焼の濾過筒を多数個用いたものとの2つが計画されている。

鉄毛を用いるものはあまり巧くないらしく未設置であった。素焼の濾過筒を用いるものには、濾過助剤をプレコートしたらしいが、濾過助剤が高価であることと、固体格納費の低減の2点から、全面的に採用することはまだ決定していない。逆洗にはまず圧搾空気を通常と逆方向に移動させて、廃液と逆洗水との混合を防ぐとともに、ケーキをゆるめ、その後、逆洗水を注入してケーキを流し去るようになっていて、割に芸が細かい。このケーキはセメントで固めてドラム缶につめる。

b) イオン交換

再生をおこなうイオン交換塔6基を持っている。最初の2塔には、再生の容易な点に注目してHBNを、最後の塔には、仕上げとして混床塔が設置されている(第20表)。再生には、塔の上からでも、下からでも液がはいれるように、また1つの塔の再生工程から出た液を次の塔にも通せるように複雑な配管がなされている。再生操作には、普通の給水を使用している。

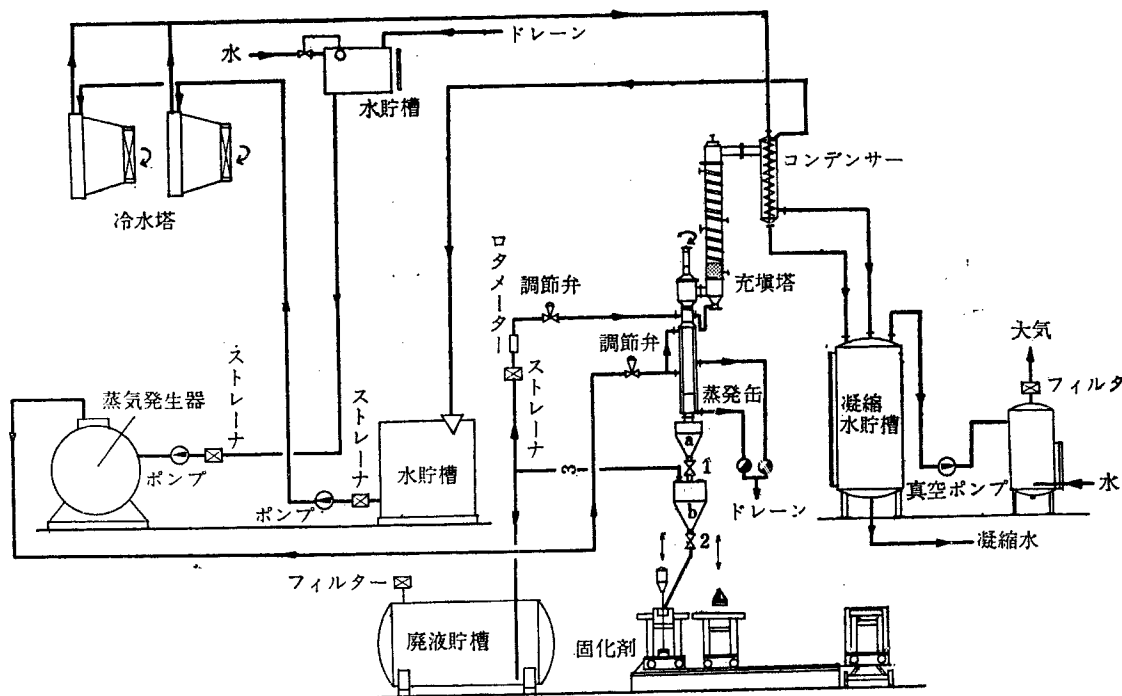
再生には、HClは5%、NaOHは3%の濃度で使用する。

されているが単なる予想にしかすぎない。ただしこのコストは、上記6箇の塔を直列に通して処理するときのものらしい。

Karlsruhe ではイオン交換体に放射能が残存することを極度に心配しており、そのために、再生操作によって、樹脂相からはずれてくる再生率ともいうべきものの値は、普通のイオンに対して高いものが、放射性イオンの場合にも高い再生率を示すと考えて、上記のような配列をとったそうである。それと、最初の塔には放射能が多量に補集されるので、放射線に安定な

第21表 Karlsruhe で使用しているイオン交換体

名称	交換容量	価格	特性
HBN	25 kg-CaO/m <sup>3</sup> -wet bed	240 D. M./100 l	スルホン化した炭素質
MIH	24—26 //	850 //	弱塩基性
S 100	35—45 //	380 //	強酸性
M 500	12 //	985 //	強塩基性
M 600	20 //	—	強塩基性、低クロスリンケージ



第76図 蒸発処理系 (Karlsruhe 研究所)

再生レベルは強酸型に対して 75~80 g-HCl/l-resin を取っている。詳細は別表2に示す。

イオン交換体はいずれも Bayer の製品である(第21表)。

コストの予想としては、50 D. M.\*/m<sup>3</sup> という値が示

無機質交換体を使うように考慮した点もあるようだ。

50cm のコンクリート壁で囲まれていることや、上記の配慮は、原研の経験から見ると思い過ぎの感があるが、廃液の性質の点もあり、彼らとしては根拠のあることなのであろう。再生に通常の給水を用い、再生レベルが原研の 55 g-HCl/l-resin<sup>25)</sup> よりやや高いこと、また再生液をも直列に流し、しかも順流向流が

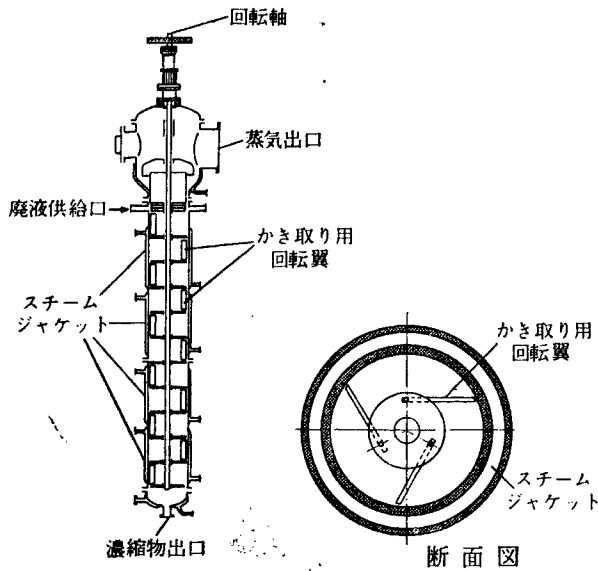
\* 西独マルク

自由に選択可能になっているところなどは注意をひく点である。

なお、イオン交換膜を廃液処理に応用する目的で実験室的検討\* がなされていたが、膜の機械的強度の問題でやんでおり、樹脂内臓よりも、電解透析だけの方が実現性が強いと話していた。

#### c) 蒸発<sup>20)</sup>

蒸発は減圧下  $-125 \text{ mmAq}$  でおこない、廃液を薄膜流下させ、その底部では固体にまで濃縮する計画であり、壁に付着した固体は機械的にかき落すように蒸



第 77 図 薄膜流下型蒸発缶(Karlsruhe 研究所)

発缶の中心線に回転軸を持った羽根が設置してある。かき落した固体は缶下部に設置されたホッパーに落ち、一定量がまたその下の缶に封入されるように考慮されている。

現在まで食塩水の試験をおこなったのみであってその実用性についてはデータが無いが、後述の固体、固化物の貯蔵格納費の高いことから、このような減容比を上げる試みがなされたものと思われ、実用性があれば優れた方法と思われる。飛沫除去には、ラシッヒを充填塔に環流をおこなわせて使用する。処理能力は  $200 \text{ l/hr}$  である。

コストの予想としては  $16.80 \text{ D.M./m}^3$  という値が示されているが、これも推測値にすぎない。

#### 4) 固体処理

固体処理には、試験的に焼却をおこなうことが検討され、極小規模の試験装置が作られ、実験がおこなわ

\* S. KRANTZYNSKI : Atomkernenergie, 6, 250~260 (1961)

れたようである。そのラインアップは、焼却炉、ヴェンチュリー、サイクロン、フィルターから成り、問題としては、灰の取扱い、焼却炉の型式があげられている。固体、固化物の処分については、現在は仮設備で旧軍隊の火薬庫、弾薬庫式の築堤にかこまれた上屋に



第 78 図 固体格納所

収納されているが、将来も長期保管をおこなうことが、決定済みで、そのための地下コンクリートトレンチが建設される予定である。

### 3.5 Ris φ 研究所, Atomenergi Kommissionens Forsøngsanlaeg, の廃棄物処理

Copenhagen 西方 30 km, Roskilde 近郊にある Ris φ 研究所はヨーロッパには珍しい国立研究所である。デンマーク原子力委員会直属研究所であって、現在人員総数 600 名、総予算  $\$ 7 \times 10^6$  ドルといわれている。

#### 立地条件

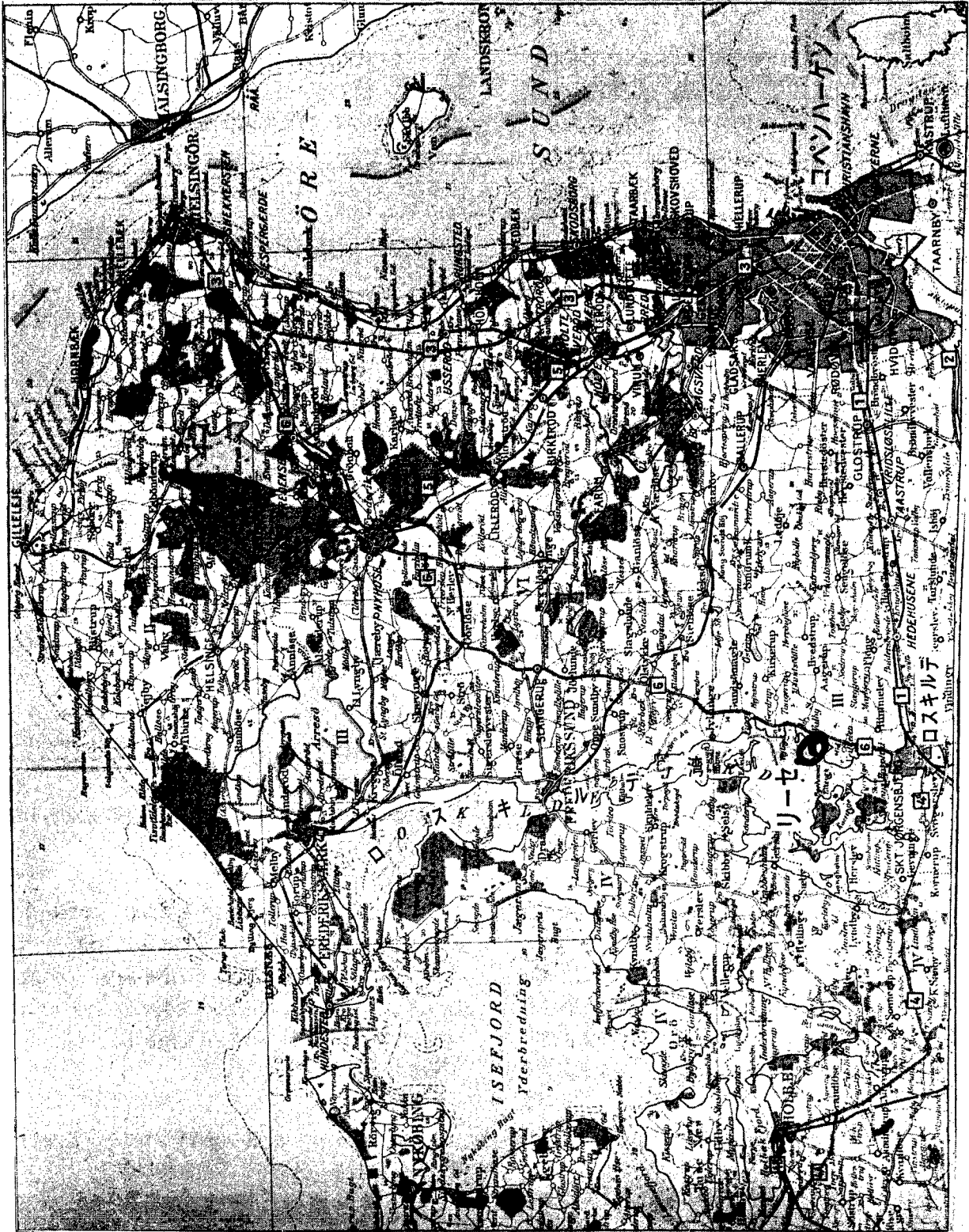
敷地は Copenhagen に近からず遠からずということで選定されたようである。南北に細長く伸びた Roskildefjord の湾奥に位置した一小半島をその敷地としている。そのため、現在放出濃度は自主的に drinking water tolerance の  $1/10$  と規制している。これは国内法による規制ではない。

#### 設備

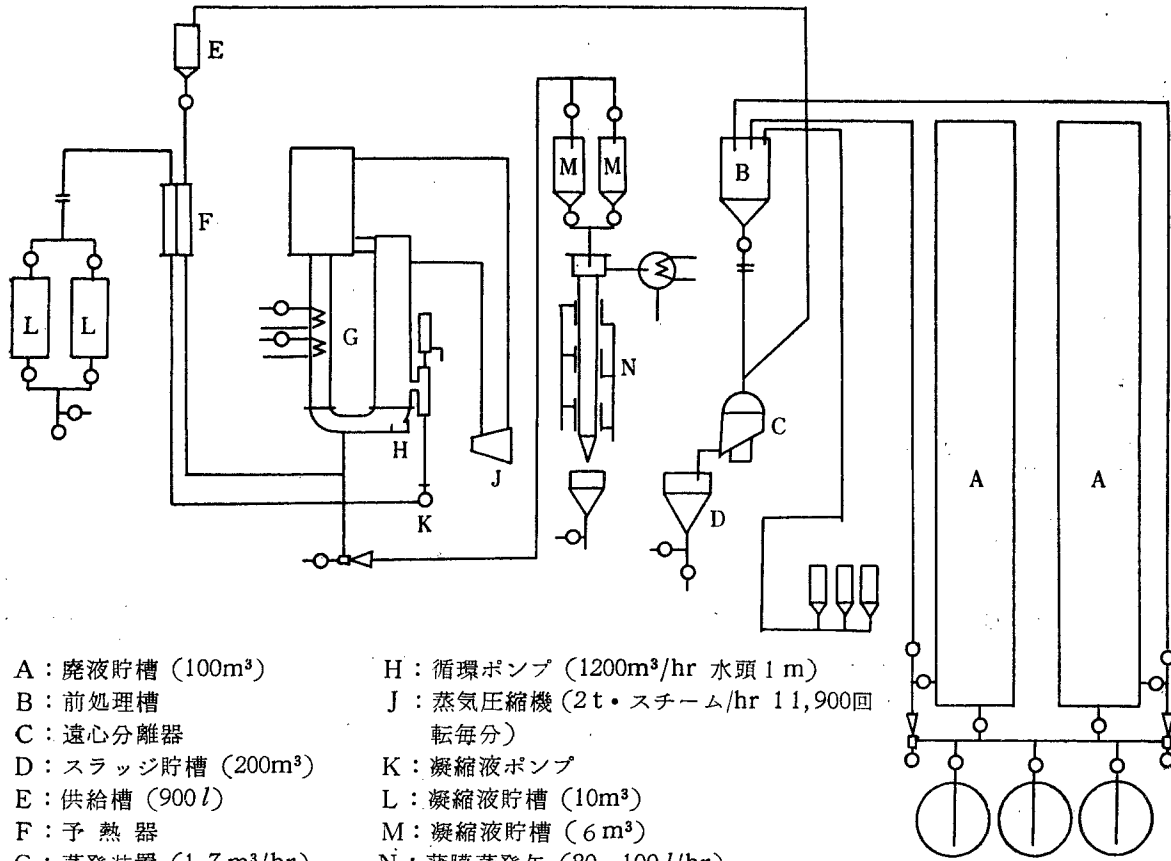
概要は, Monaco 会議の報告<sup>21)</sup>にある。廃棄物処理施設は化学部に属する。人員は約 15 名。

#### 3.5.1 排水系統

特記すべきことは冷却水系統が独立していることである。この冷却水とは原子炉の冷却水ではなくて、実験から排出される冷却水であって、処理を要する廃液量の増加を抑制するのに大いに有効である。この冷却廃水は、 $10 \text{ m}^3$  のタンクにたまった後、モニタリングをして放射能濃度が高ければ処理場に運ぶためまで



第 79 図 Risø 研究所近郊図



- |                                   |   |
|-----------------------------------|---|
| A : 廃液貯槽 (100m <sup>3</sup> )     | H : 循環ポンプ (1200m <sup>3</sup> /hr 水頭 1 m) |
| B : 前処理槽                          | J : 蒸気圧縮機 (2 t・スチーム/hr 11,900回<br>転毎分)    |
| C : 遠心分離器                         | K : 凝縮液ポンプ                                |
| D : スラッジ貯槽 (200m <sup>3</sup> )   | L : 凝縮液貯槽 (10m <sup>3</sup> )             |
| E : 供給槽 (900 l)                   | M : 凝縮液貯槽 (6 m <sup>3</sup> )             |
| F : 予熱器                           | N : 薄膜蒸発缶 (80~100 l/hr)                   |
| G : 蒸発装置 (1.7 m <sup>3</sup> /hr) |   |

第 80 図 廃液処理系統図 (Ris φ 研究所)

はあるが、現在までにはこの冷却廃水を処理場に運んだことはないそうである。貯槽は 10m<sup>3</sup> (5,000 mm $\phi$ , 1,500mm $\phi$ ) 軟鋼製アスファルトライニングのものである。

なお、放射性廃液を排出する建物への給水には、脱塩水を使用して溶存固型物を低く抑えるようにしている。特に井戸水の Ca 含量が高いので、蒸発缶内のスケール沈着の防止を目的としているらしい。それでも実際に排出される液の溶存固型物含量は 700 ppm であって比較的高い。

低レベル廃液にあたる radioactive waste water は実験室内の流しから 4 m<sup>3</sup> の貯槽にたまる。この貯槽は 3,800mm $\phi$ , 1,150 mm $\phi$  石炭酸系樹脂塗料仕上げの軟鋼製である。放射能濃度は 10<sup>-3</sup>  $\mu$ c/ml から 10<sup>-6</sup>  $\mu$ c/ml の範囲、pH はだいたい 3、排出量は 200 m<sup>3</sup>/月である。

1  $\mu$ c/ml の桁以上の放射能濃度を有するものの排出はない。排出量は radioactive waste が 200m<sup>3</sup>/月、計画は 600 m<sup>3</sup>/月であった。廃液の処理場への輸送にはタンクローリを使用している。(エンジン 109 HP, タンク容量 6 m<sup>3</sup>, 材質は石炭酸系樹脂塗料仕上げの軟

鋼製, ポンプ, ステンレス製 5 IP, 能力 15 m<sup>3</sup>/hr)

### 3.5.2 処理系統 (能力 1.7 m<sup>3</sup>/hr)

普通コンクリート 400mm (所によっては 200mm) 厚の壁で数個のコンパートメントが作られており、その中に処理設備が各単位ごとに設置されている。遠隔操作, 自動制御用の運転盤はシールドの外に据えられている。

装置は原則としてステンレス製 (AISI # 316) である。各種配管, 配線はコンクリート壁を貫通せず, のり越えて敷設されている。

#### 1) 廃液貯槽

2 箇あり, 寸法は同じ (100m<sup>3</sup>, 13,000mmH, 3,200 mm $\phi$ ), 常用の 1 基はステンレス製, 予備用の 1 基 PVC 系塗料仕上げの軟鋼製である。

#### 2) 前処理槽

スチームジェットで 12m<sup>3</sup> のバッチごとに廃液貯槽から前処理槽へ移す。この槽は, 4,000 mmH+120° 円錐部, 2,000 mm $\phi$  (3 IP, 250 rpm の攪拌機付) である。NaOH を加えて中和し, 最終 pH を 6.5~6.7 とする。この pH は蒸発缶内での発泡の抑制をも考慮して決められた。中和後は遠心分離器でスラッジ

を除去する。

#### スラッジ除去

薬注された廃液は自然流下で遠心機にはいつて清澄化される。スラッジは一旦スラッジタンク [200l, 高さ600mm (円筒部) 120° の円錐部] にため、地下坑道の台車に乗った鋼製ドラムに移す。清澄液は供給槽 [900l, 円筒部高さ 1,800mm, 円錐部 900φ 120°] にはいり、予熱器を経て蒸発装置にはいる。

#### 3) 自己蒸気圧縮式蒸発装置 (高さ10,000mm, 幅

第 22 表 Ris φ 蒸発装置の要目

製作者	Elisinore Shipyard
I 自己蒸気圧縮型蒸発器	
公称能力	1,500l/hr (実績 1,720l/hr)
概略寸法	高さ 10m 幅 4m
材質	AISI #316 相当不銹鋼
ホールドアップ	5,000l
カランドリア	860mmφ O.D., 4,500mmH
加熱管	33mmφ O.D., 4,500mmH 1.5mm 厚, 330本
伝熱面積	140~150m <sup>2</sup>
循環ポンプ	1,200m <sup>3</sup> /hr at 480rpm, 1m head 10HP DC モータ
コンプレッサー	遠心型 2ton-steam/hr at 11,900rpm 35 HP AC モータ
材質	ケーシング ちゅう鉄, ロータ Al 合金
常用運転圧力	吸入 -0.2mAq 吐出 +1.8mAq
濃縮限度	10% (w)
始動に要する時間	約 45分
除染係数	(2.5×10 <sup>4</sup> )~10 <sup>5</sup>
凝縮液	1t あたりの消費動力 電力 18kWh, スチーム (7kg/cm <sup>2</sup> ) 30kg
II 薄膜蒸発器	
能力	80~100l/hr
概略寸法	250mm O.D., 160mm I.D. 3,500 mmH
材質	純ニッケル
かき取り用羽根攪拌	2.5kW, 250rpm
III 計装	
液面	(全貯槽, 蒸発器)
温度	14点
流量	(供給液と凝縮液)
差圧	(コンプレッサー前後, 蒸発室内外)
回転数	遠心機, 循環ポンプ, コンプレッサー
電力量	" "
発泡指示	

4,000mm), 循環ポンプ (6~7kW, 1,200m<sup>3</sup>/hr at 480rpm and 1m head), 伝熱面積 140m<sup>2</sup>.

蒸気圧縮器 (第22表) Elisinore Shipyard 製, 25~29kW, 2 ton steam/hr at 11,900rpm, 常用負荷は実績で 22kW.

蒸気温度上昇 5°C, 10% (W) に対応, 塩分の組成としては Na<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> が 50% を占める.

凝縮液用ポンプ 1.72m<sup>3</sup>/hr

凝縮液貯槽 10m<sup>3</sup>, 3,500mmH 2,000mmφ

濃縮液用ポンプ steam jet

濃縮液貯槽 6m<sup>3</sup>×2, 円筒部 3,200mmH, 円錐部 120°, 1,600mmH, タービン攪拌機 2HP, 250rpm

この装置を実用的最小規模と考えている.

蒸発室内圧力は -200mmAq, 圧縮器前後の圧力差は 2mAq, 除染係数は 2.5×10<sup>4</sup>~10<sup>5</sup>, ただし蒸気出口がサイクロン形式になっているだけで特に飛沫除去装置はない. 表面線量率は, 200mc の hold up 時において 0.2mr/hr, トラブルとしては, 循環系中の補助加熱コイルの機械的強度不足のための振動, 騒音があったが, 補強することによって避けえた. 発泡は, 缶内液の濃度を 6% (co) 以上に保つことによって避けえた. pH は 6~7 の範囲, スチームは 7kg/cm<sup>2</sup>, 補助熱源として補助加熱コイルにはいるスチームは設計 40kg/ton, 実績は 30kg スチーム /ton-凝縮液.

発泡防止のために, silicone 系消泡剤, 野菜の灰などを使用したが思わしくなかった. 最適の pH は 6.5~6.7 である. スケール除去のために, sulphamic acid 溶液で年 1 回洗浄する (1,000ppm 使用). 総括伝熱係数は 7,000kcal/m<sup>2</sup>hr°C 程度. 循環量は 900m<sup>3</sup>/hr at 420rpm 飛沫除去にワイヤメッシュを使ったがアルミ製は駄目, ステンレス製のパッフルとワイヤメッシュに変更を考慮中.

4) 薄膜流下式濃縮缶 (3,500mmH, 250mmφ O.D., 160mmφ I.D.) Karlsruhe に設置されているものと同型式.

能力 80~100l/hr 7kg/cm<sup>2</sup> のスチーム使用.

スケール除去器 (駆動 2.5kW 250rpm) 材質はニッケルである.

現在の運転時間は 20時間/月である. 液は内面を流下している間に蒸発乾燥され, 乾燥した粉末か濃いスラッジとなり下部のホッパーにはいり, ついで電動台車に乗ったドラム缶内にはいる. 蒸発した液は凝縮後, active waste water として処理系にもどる.

スケール除去はうまくいかず, 8時間運転後, 能力

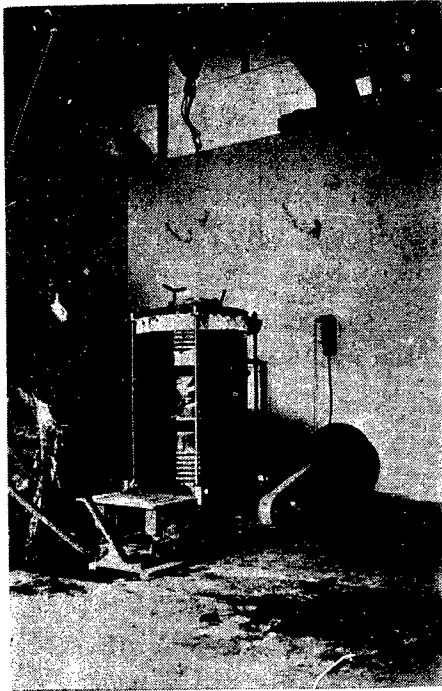


は  $1/10$  に低下する。(100 l/hr が 20 l/hr 以下) それで運転終了後、水をはっておいて、次に運転するときまで放置しておく、能力は恢復する。はりこんだ水は active waste water として処理系へもどす。スケール除去(機械かき取り)のために回転翼の先端にテフロンのピースをつけてみたが、1日で摩耗してしまう。現在はニッケル製で、これが直接内壁と接触する。液の pH は 11, 液流量の調節は針弁で手動である。

全体の始動に要する時間は約45分である。通常は蒸発缶には6%の固型物含量の液をはり込んだ後運転する。運転は1日8時間づつの断続操業である。

#### 5) スラッジ処理

台車に乗せられたドラム缶は、すでに鉄筋コンクリ



第 81 図 コンクリートライニング用  
ドラム缶パイプレーター

ート(2cm)で内張りされており、ペリスコープの助けによって、スラッジを充填し、あるいは固体をつめ、vibrator によってコンパクトにする。次に電気駆動によるワイヤーに引張られて地下道を通って貯蔵施設の地下に移される。遮蔽窓、クレーンによって半永久貯蔵室に収容される。現在までの2年間に30箇のドラム缶が排出された。減容比は8であるとのこと。

#### 6) 放出

外海から数十 km もある Roskilde 湾の一番奥に研究所があり、300m の海中パイプを経て放出する。この海は遠浅(深度 3 m 以下)であるため、Risφ の保健物理は  $10^{-8} \mu\text{C/ml}$  以下にして放出することとした。これは内規であって、野外調査による結果を見て、外部へ放出後の濃縮の心配がなければ変更することがある。

計数：反同時計数回路のあるガス・フローカウンターを用い、50 ml を試料としている。カウンターは 6 cpm のバックグラウンドを持ち、試料皿の直径は 8 cm である。

コスト：蒸発に要する動力は、18 kWh/ton の電気と、30 kg/ton のスチームであり、単効用缶の 4%程度である。

単価	スチーム (7 kg/cm <sup>2</sup> )	\$ 4/ton
	電気	\$ 0.01~0.015/kWh
	水	\$ 0.02/m <sup>3</sup>
	労賃	\$ 1/人・hr

年間運転経費は \$ 100,000

Risφ の全予算は \$ 7~6×10<sup>6</sup>

施設費は建屋を含めて、	\$ 150,000
建屋	\$ 30,000
濃縮缶	\$ 7,000
貯蔵室	\$ 50,000

(200 箇のドラム缶を収容する)

## 4. 総 括

### 4.1 廃棄物処理の基本的考え方

ここにいう「廃棄物処理」とは処理と処分とを併せた広義の処理であって、技術的な問題のみに限られないで社会的な問題をも、それと同等の比重で含むものである。廃棄物処理は、原子力の他の分野、たとえば、炉技術、再処理などと非常に異なった特性を有している。すなわち社会的な因子によって大きく変るべきものであって、世界に共通する最善あるいは最良の方式というものが本質的に存在しない点である。対社会的な因子には次のようなものが考えられる。

A) 処理後の廃液の放出についての法的規制、その内容としては、放流先の制限、濃度の規制、年間放出量の制限、放流後のモニタリングなどの項目があげられるが、その背後には、最大許容濃度の解釈、放流後の生物学的再濃縮度などに対する見解の問題がある。

B) 処理後の濃縮物の処分に対する処置、土中埋没とか海洋投棄とか陸上保管とかに対する法的規制の問題である。

C) 廃液や固体廃棄物を生ずる作業に従事している人の性質に関するもの。教育程度のほかに、規律に服従的であるかどうか、潔癖であるかどうかなど。

D) 放射能汚染、放射線障害に対する一般公衆の受取り方、理解の程度。

E) 経済の問題

以上の因子は各国々、極端にいえば各原子力施設ごとに相違しており、二か所以上の施設について全部の因子が共通であることは絶無であろう。特に低レベル廃棄物処理の場合は、その処理に必要な D.F. の値が比較的小さいため、上のような対社会的因子による変動を大きく受けることになる。

すべての廃液が一定の性質を持ち、一定の速度で定期的に排出されることが期待できるような工場の施設の場合を除き、現在の大多数の原子力施設からの廃棄物は、その性質、その排出量ともに大きく変動するのが常態であり、廃棄物処理に従事する技術者が口をそろえていうことは、この変動による影響をいかに経済的に吸収するかということである。

ヨーロッパ各施設を訪問し、そこに働く技術者、研究者と意見を交換し、討論した結果、大雑把ではあるが、廃棄物処理に対する基本的考え方というか、廃棄

物処理施設建設の際の根本思想に次の三種のやり方があることを見出したので<sup>34)</sup>、ここに述べることにする。ただし物事には例外があるのが通例であって、きちんとこの3つに分類しきれるものではないことをお断りする。特に現象面のみからではこの分類は難しいが、担当者がどのような基本的考えを持って計画し、ことにあたっているかを判断するためには、これでも相当信頼度が高いものと自負している。(別表1参照)

#### 4.1.1 イギリス流の考え方

この考え方に属する国としては、ベルギー、スウェーデン、ノルウェーなどがある。その特徴を述べると

- 1) 外部への放出の制限がゆるやかであること。

放出先での希釈を考慮した上でも、許容限度以下になる必要はなく、また放出量で規制しているので放出濃度は高い。実際 Windscale の海中パイプ出口での濃度は  $10^{-1} \mu\text{c}/\text{ml}$  といわれ、1958年のデータ<sup>18)</sup>からは年平均  $0.07 \mu\text{c}/\text{ml}$  となる。いよいよ人体に関係するところを基準として放射能濃度を、しかも問題となる核種についてだけ考えればよろしいというのがその本音である。Harwell とか Mol とかは内陸にあり、しかも周囲が人口稠密であるから、放出先での希釈がおこなわれた上で、職業人に対する許容濃度の  $1/100$  になるようにしているだけである。Harwell の 1958 年での Thames 川への放出量は  $6 \times 10^5 \text{ m}^3$ 、放射能は  $\alpha$  で  $0.02\text{c}$ 、 $\beta$  で  $10\text{c}$ 、Sr で  $0.3\text{c}$  であって<sup>18)</sup>、放出液の放射能濃度はおよそ  $2 \times 10^{-5} \mu\text{c}/\text{ml}$  となり、イギリス方式での許容濃度  $10^{-6} \mu\text{c}/\text{ml}$  より明らかに高く、weighted curie で計算すると放出濃度は  $6 \times 10^{-5} \mu\text{c}/\text{ml}$  となる。

Windscale では、年間  $10^4 \text{ c}$  をこえる放出がおこなわれ、1958年では約 92,000 c に上る。放出パイプライン周辺は汚染を受けており、海岸では砂に吸着された放射能でサーベイメータでも明らかにそれと認められるくらいである。また  $^{106}\text{Ru}$  が海藻に濃縮されており、しかもその海藻が常食となっている事実がある。それにもかかわらず、今までの放出状況やモニタリングの結果から現在以上の放出が可能であり、 $\beta$  放射能で  $21,000\text{c}/\text{月}$  まで可能であると結論している<sup>17)</sup>。その根拠は、なるほど砂浜は汚染しているが、わずかに数 km のことでもあり、誰もその砂浜には住んでいないし、立入ったところで短時間(100時間/年以下)であ

るから、この砂浜の汚染から最大許容線量以上の曝射 (1.5 rad/年) を受けることはない。また海藻 (porphyra) については、それを常食としている人の平均摂取量は 25g/日、75g/日以上を食べている人はごく少ない (2%以下) ことが調査の結果判り、75g に海藻中の  $^{106}\text{Ru}$  の放射能含量を乗じたものが、ICRP の勧告値の基準となっている一人の水摂取量 2,200 ml/日と  $^{106}\text{Ru}$  の一般人に対する許容濃度  $1 \times 10^{-5} \mu\text{c/ml}$  との積、すなわち  $^{106}\text{Ru}$  の一日あたりの許容負荷より、現在は下であり、 $^{106}\text{Ru}$  の 5,000 c/月ぐらい放出したときに前述の許容負荷の  $1/4$  を超えるであろうという理由である。認められている Windscale での月間放出量は、 $^{106}\text{Ru}$  を除く  $\beta$  放射能で 20,000 c,  $^{106}\text{Ru}$  で 5,000 c,  $^{90}\text{Sr}$  で 2,500 c,  $\alpha$  放射能は 150c であって、現在までの実績は、2,000~3,000c, 2,000c, 100c, 5c 程度といわれる。問題となる生物は場所によって異なり、Windscale では海藻であったが、Winfrith では海老である。

放出する際の制限に weighted curie を使った総量を用いているのもこの方式の特長である。weighted curie の意味は、ICRP に規定された核種未知の許容濃度をそのまま適用しないということである。結局この方式での最大の技術的特徴は、液体のままでの海洋投棄を許容していることであろう。このために燃料再処理からの高レベル廃液 (第 1 サイクルからの核分裂生成物溶液) の処理に関して、有名な GLUECKAUF の scheme\* が提案されたと考えられる。彼の構想は F.P. 溶液から、 $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  を除けば (他に超ウラン元素も多分)、あとは 20~30 年程度の貯蔵をおこなうのみで外部へ放出でき、巨額の地下貯槽群を必要とせず、また RI として利用価値のある Sr, Cs の回収もでき、一石二鳥を得るような巧いものである。しかし、第 1 サイクルからの核分裂生成物水溶液中の  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  の比放射能と ICRP 勧告中に記載されている  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  の水中最大許容濃度とのひらきは、 $^{90}\text{Sr}$  で  $10^9$ ,  $^{137}\text{Cs}$  で  $10^7$ , というようにきわめて大きなものであって、通常工業的意味で可能な D.F. ( $10^6$  以下) と隔ることはなほだしく、米国、日本などでは、その実現が不可能視されている。しかし英国流の考え方は技術的に可能な D.F. でこのひらきを全部カバーする気はなく、できるだけ高 D.F. のプロセスで Sr, Cs を除いた後、そのまま海洋投棄 (海中放出の方が適当かも知れない) することをねらっているようであ

\* E. GLUECKAUF: Proc. Int. Conf. Peaceful Uses of Atomic Energy. 9 (p.3) 1956.

り、この際上述の Windscale の項で説明したような理屈によってそれでもよいことになり、 $10^5 \sim 10^6$  程度の D.F. の得られるプロセスが開発されれば実現性のあるものとなるわけである。

彼らの考え方は良好な管理の下で許される限り、できるだけ外部へ放出希釈するのが経済的かつ合理的であるとしており、ただ観念的に生物による再濃縮その他の危険性があるからとして、外部への放出を敬遠するのは、電気が危険であるという理由で電気をこわがったり、電化を拒否する未開人と同じだと考えているようである。また海洋投棄については、核兵器実験のように大量の放射能を無制限にまきちらすものと、平和利用からの廃棄物中の放射能とから起因するものとは、その影響において格段の相違があり、これを同一視して論議することなどは全く考えていない。通常の平和利用から海へ排出される放射能は海水中の自然放射能に比較すれば微々たるものであって、しかも良好な管理ができるのであるから危険はないとの考えである。出口で MPC にすることは愚の骨頂であって、そういう法的規制は悪法だとはっきりいうのである。

#### 2) 濃縮物の処分

前項で述べたような液体のままでの海中放出を考える位であるから、固化物、濃縮物、固体などの処分は現在のところ、海洋投棄一点ばりである。

また海洋投棄のための包装も、機械的強度の顧慮はなく、ただ取扱いのためのシールドというか、表面線量を低下させるためのコンクリートライニングと、嵩密度を  $1.2 \text{kg/l}$  以上にすることの二点を考慮しているだけである。つまり、ドラム缶に封入させた放射能は、かえって早く海水に分散する方がよらしい。表面線量が高いと、陸送、船への積込、投棄作業に不便であるから必要な場合にはコンクリートライニングを施すが、これは飽くまでも海へはいる前の取扱いのためである。内容物も別にコンクリートで混ぜたり密封 (閉) するような考慮はなく、スラッジはだいたいそのままドラム缶につめるだけ、凍結乾燥をおこなったようなスラッジは嵩ばっており、比重 1.2 に達しないので、重くするためにコンクリートを流し込むといった程度である。投棄場所について深さの制限はない。土中埋没、地中注入などはまだ本格的でなく、ぼつぼつ調査を始めたところである。

これも将来海洋投棄が難しくなった時のために準備しておく程度のものであって、これを大いに利用する気はあまりなさそうである。海洋投棄が難しくなるといふ意味は、国際協定その他でやり難くなるというよ

りも、投棄する放射エネルギーが飛躍的に増大することを主として考えているようである。

### 3) 廃棄物のセグリゲーション

イギリス流の考えの別の長は、このセグリゲーションを重視しないことである。つまり廃棄物の排出される所で、処理を必要とする程レベルの高いものと、処理を必要としない程低レベルのものに別けて、処理する量を減少させる努力、あるいは廃液、廃棄物の特性に応じた個別処理をおこなうため、むやみと他種の廃棄物を混合させないようにする考慮などがほとんど払われていないことである。この特性を各項目ごとに説明する。

#### i) 処理液量が他の方式に比べて特に多量となる。

管理区域からの廃液をすべて処理するのであるから1人1日0.5~1m<sup>3</sup>位の水使用量に対応する設備を備えなければならない。利点としては、処理設備が、大規模となり、経済的工業規模になるので、処理の単価が安くなる。Molでは総員1,200名に対し、低レベル廃液の排出は4,000m<sup>3</sup>/月に及ぶ。極低レベル廃液は1万m<sup>3</sup>/月を越えている。

ii) 排出される所でのモニタリングの費用が節減される。地下タンクにたまった液は自動的にポンプで配管により処理場へ輸送されるため、放射線管理の人員と費用が節減される。

iii) 廃液の輸送費が安い。各建物に2箇以上の比較的大容量の retention tank を用意しなければならない他の方式に比べて、各建物への設備費が減少するとともに、配管で輸送するため、タンクローリ輸送と異なって人件費、設備償却費、消耗品費が少ない点有利であると称しているが、この点はi)項の処理液量の多量であることの方が主原因であって、必ずしも彼らのいい分が正しいとは思えない。多量の液をタンクローリで運ぶのでは、高くなるのは当然で、配管の方が有利であることは認めるが、方式が異なって処理液量がごく少なくて済むときには自動車輸送の方が有利となる。

#### iv) 研究者の能率が上がる

廃棄物の捨場所にいちいち頭をつかう必要がないので、実験なり作業をする人の能率が上がる。理論的には下がることはないが、どの程度能率が上がるかは疑わしいように思える。結局のところは研究所全体として廃棄物のセグリゲーションを適用できないのは、国民性の問題であろう。教育程度、躰、あるいは全体の利益のための統制に服従する精神の有無に関するわけである。イギリス流の考えでは全部処理しているから、

他の方式のように、モニタリングの網の目をくぐって、外部へ抜け出す放射能はなく、安全であると称している。ただし、事後的な意味できわめて高濃度の廃液が排出されたときには、それを探知することができない。放射能の特性として、数値高い放射能の誤った排出がないとはいえないため、この場合は問題である。つまり後述のようにこのイギリス方式の処理施設は高D.F.のものを通常は必要としないからである。D.F.が不足すれば、もう一度循環するのが原則であるが、核種によっては、何度循環しても、D.F.の上がらないこともありうる。

v) 処理前に希釈を適用することを回避しない。むしろある時には進んで希釈しているといつてよい。

これはイギリス方式のメインプロセスがフロキュレーションであることと関係がある。原則としてフロキュレーションで何とかして処理できるものは処理してしまい、どうしても処理できないものだけを他の補助プロセスで処理するというわけである。例をMolに取れば洗濯廃液の問題がある。Molでは洗濯廃液は別に処理することなく、一般の放射性廃液と混ぜて処理していた。その利点と彼らがいうのは、洗濯廃液自体は界面活性であって手がつかないが、一般廃液でうすめれば、界面活性の性質がうすまり、ある場合にはイオンとしての解離度がまして、加えた薬品との反応が進んで、フロックとなって除去されるし、またうんとうすくなって、廃液中の懸沈物、コロイド物質に吸着された状態となり、濃厚液状態ではフロキュレーションで除去不能の核種であっても、除染することが可能となるとの説明である。ただし、界面活性剤を使用した cleaning solution を流しに捨てることは禁止されている。たとえ放射能濃度が低くても中レベル廃液の扱いに準じて、ポリエチレン瓶で運搬される。思うに、前記の希釈によっても処理可能な限度は知っているからであろう。

#### 4) 処理のメインプロセス

以上のように大量の廃液を処理しなければならないこと、また処理前に希釈されることもあって比較的放射能濃度の低い廃液を、これまたゆるやかな放出制限にまで下げるためには、低いD.F.でよいとの2つの点から、処理のプロセスとしてはフロキュレーションが最適である。とはいふものの内陸に設置された施設にあっては、通常の1段フロキュレーションでは不充分であって、2段、3段との多重処理を、そして時には補助的ではあるがイオン交換体を使用して、D.F.の増大をはかることがある。ただしこのイオン交換

は、アルカリ金属型のイオン交換体を使うカチオン交換であって、対象は、Sr, Cs に限られている。再生はしない。

高 D.F. の要求は、時とともに高まるようである。というのは廃液の排出になんらの制限もおこなっていないというのに近い状態であるため、実験者、研究者の方でどんどん比放射能の高いものを捨てて顧みないという傾向による。排出される廃液の量についても同様の傾向により、急激に増大する危険性がある。フロキュレーションがメインプロセスではあるが、他のプロセスも全く用いないわけではないことは前述のイオン交換でも判るが、だいたいは小さなイオン交換をブロックの D.F. が不足する時に用い、ブロックではどうしても処理のできない廃液——レベルが高いとか、塩濃度が極度に高いとか——というものの処理のために蒸発缶もそなえているが、これは中レベル廃液処理が主目的である。

多段フロキュレーションの技術的詳細については、Mol 研究所の項を参照していただきたい。

フロキュレーションはその使用する薬品を変えることによって、その除染特性を変化できるので、プロセス自体としては弾力性に富むものである。

イギリス流のプロセスの本質を極言すれば、廃液中の放射能のうち、彼らのいう有害度の高いものから選択的に除いていくということになる。

#### 4.1.2 フランス流の考え方

この考え方は多分アメリカの一般的な考えにほぼ共通するものと想像される。

##### 1) 外部への放出

原則として、外部水系への放出の場合、その水系での希釈を考慮した後で、核種未知の場合の許容濃度になるのが通常である。この方式では放出先に対する一般的条項が特にあるわけではなく、個々に応じて規制されるのできわめて弾力的である。放出量と放出許容濃度との制限が個々の施設で定められているが、weighted curie は使わず、ICRP の勧告に近い形式に従っている。

##### 2) 濃縮物の処分

海洋投棄に包装した固体、あるいは固化物の形になったものに限られ、液体のままの排出、投入は認められない。包装のやり方も、深海(2,000m以上の深さ)に到達するまでに、機械的破壊を起さないようにしなければならないという強度的条項が加わっている。投棄場所についても、深さに制限があり、2,000m以上であることが必要である。フランスはそれほど厳密で

はないようではあるが、要するにこの方式によれば、海中投棄は深海に放射能を閉込めておくとの思想に基づくものであると解釈できよう。その他、土中埋没、地中注入が有望と考えられ、実現化に努力が進んでいるのもこの方式の特長であろう。その根本思想も前述の海洋投棄とともに人間の生活圏から隔離した所に放射能を閉込めておくということに端を発している。

##### 3) 廃棄物のセグリゲーション

これはイギリス流と正反対で重視している。セグリゲーションを重視する方式の特性をあげると、

###### i) 処理すべき液量が少ない。

これは第1番に特筆しなければならない長所である。排出される廃棄物、特に廃液は、その名の通り廃棄物であって生産物でなくきちんとフローシートにその組成、量が記入できるものでは本質的にない。排出それ自体もその速度、濃度、頻度を刻々変動する。であるからこの排出される廃液を適当なバッチに分け、その比放射能を測定して、ある限度より高いもののみを、処理すれば、処理を必要とする廃液の量は減るといのがその根本的考えである。ある限度とは、その施設の所有する施設の D.F. および希釈能力、他の処理施設の能力によって決まるものである。またこの際に考慮すべき重要事項は「適当なバッチ」というその「適当な」という意味である。このバッチが大き過ぎればイギリス流と同じくセグリゲーションをやらないのに近くなり、また必要以上に小さ過ぎれば、そのモニタリング、排出操作などの繁雑さに比して、要処理量の割合は減少しないことになる。放射能の排出が本質的に不連続であって、多くはパルス状に数桁も高い廃液となって出てくるのであるから、これを全部混ぜれば、全部の液が要処理となる。またセグリゲーションの意味は retention tank のみに限らない。もっと重要なことは、実験室内からすでにこのようなセグリゲーションをおこなうことである。

処理装置自体に関連することだが、処理量が少ないので大能力の施設は不要となる。この結果処理の単価は高くなる。例として Saclay をあげると、ここは総員約4,000名(内研究者1,000~1,500名)であるのに低レベル廃液として処理する量は1か月150~200m<sup>3</sup>に過ぎない。

ii) 排出される所でのモニタリングのために費用がかかる。retention tank にたまった液の計数は厳重におこなわないと、誤って高レベルの廃液が直接外部へ放流されるおそれがある。このために、設備、人員が必要となるし、また要処理限界濃度の決定のための

機関が必要である。

iii) 廃液の貯留、輸送費がかかる。

各建物に比較的大容量の retention tank をそれも複数を設置しなければならないし、また自動車輸送が主であるため、経費がパイプ輸送に比べて嵩む。retention tank の設置、操作の点から経費のかかるのは、この方式に本質的のものであるが、自動車輸送がパイプ輸送に比して高価であるとは必ずしも常に成り立たないことは前述の通り。

iv) 研究者の負担が大きい。

これは考え方によるのであって必ずしも研究者の能率を阻害するとは考えられない。常に廃棄物処理のことを念頭に置き続けるわけではなし、研究者、実験者が物を廃棄する時だけ、少し協力的になるだけで廃棄物処理費が数分の一に低下し、それだけ研究者、実験者のための費用が圧迫されなくて済むわけである。要するに、各国々の人の考え方によるのであって、少しぐらい廃棄物処理に金がかかっても、捨て方を規制されない方がやり易いと思うかどうかの問題であろう。廃棄物処理の立場からみれば、この方式では研究者、実験者に廃棄物処理に対する協力を必要以上に強調しなくても、廃棄物の量、質を常に制限できるので、量の急激な増大、質の強度の悪化などを予想しなくてもすむ。

v) 処理前の希釈を嫌うこと。

4) 処理のメインプロセス

放出限度が比較的低く、またセグリゲーションのため比較的高レベルの廃液を処理することになるため、フロキュレーション一本槍では不十分である。

フロキュレーションあるいは蒸発法のいずれか一方、または両方の併用が一般的である。蒸発には自己蒸気圧縮方式が好まれている。これはその高 D.F.、比較的低コストで運転できることに加えて、これらの国における蒸気圧縮方式蒸発の歴史が古く、信頼性に富む装置が市販されていることによると想像される。またセグリゲーションの結果、沸点上昇の高く取れない自己蒸気圧縮方式蒸発でも処理できるような性質に、ある廃液の性質をコントロールできるようになったからであろう。

#### 4.1.3 ドイツ流の考え方

オーストリア、デンマークもこの考えに近く、おそらくはソ連圏内の考え方に影響されている、あるいは相通するものと考えられる。原研の方式も強いて分類すればこの考え方はいらう。ソ連圏の実際の考え方がそうであるかどうかは疑問であって西欧側の核兵器

実験停止のかけ引から、こう考えていると宣伝しているのだとも見られるが、一応表面通りに受取って論を進めることとする。なお、この方式を採用している国は原子力に関して後進国あるいは遅れてスタートした国が多いことに注意すべきであろう。

1) 外部への放出

外部へ放出する以前に核種未知の許容濃度以下になっているのが原則である。放出量の制限は特に設ける必要がない程放出許容濃度が低く決められている。1958年のICRPの勧告によってRa, Srがなければ $10^{-6}$   $\mu\text{c/ml}$ まで放出できるわけだが、その実施はまだすぐおこなう気はない。

2) 濃縮物の処分

原則として、陸上に長期保管である。人間の制御のおよばぬ所へ処分するには、まだデータ不足であるから当分は海洋投棄も、土中埋没、土中注入もやらない。原子力船の固体廃棄物（イオン交換樹脂など）も海へ捨てないで港に持って帰る。

3) 廃棄物のセグリゲーション

フランス流と同じく重視する。場合にもよるが、フランス流よりもさらに細く分類することもある。デンマークでは冷却水（実験設備）からの排水系を独立させていることがそのよい例である。

4) 処理のプロセス

相当高D.F.が必要であるため、蒸発法を適用する場合は別として、単一のプロセスだけを採用することはできない。それに加えて廃液をその性質に応じて分類してから処理するため、種々のプロセスを必要とする。イギリス流の方式と異なり、どれが主プロセスでどれが補助のプロセスであるかはあまりはっきりしない。どれも主プロセスであり、またある特定の廃液処理のときには補助プロセスともなる。見掛け上の特長は、イオン交換が主プロセスの仲間入りをしていることである。イオン交換には、単なるカチオン交換だけではなく、アニオン交換、そして混床式をも含み、また再生をおこなっていることが特徴的である。これは廃液のセグリゲーションが厳重であって、イオン交換に適した性質の廃液が得られること、そしてそのために、蒸発法よりはるかに安いコストで比較的高度除染処理が可能であることを意味している。また再生をおこなう理由としては、濃縮物、固化物の長期保管費が海洋投棄その他に較べて割高であるため、使い捨ての交換体では、使用後の貯蔵、保管費の嵩むこともその原因の一つと考えられる。もちろん使い捨て可能なカチオン交換体ではD.F.の上らないことが第一の原因

ではあるが、このため「安いイオン交換」という看板は同じでも、英国流の場合とこの場合では内容に大差がある。ドイツ流で安いイオン交換というのは再生効率がよく、交換能（単位体積あたりの）が高いことを必要とするが、英国流のように特に Sr とか Cs に対する選択能の高い必要はない。英国流では Sr, Cs に対する選択能が高く、一定量のイオン交換体でできるだけ多量の溶液から Sr なり Cs を除去できることが重点である。その原因は  $^{90}\text{Sr}$  に 50 なるファクターがかかっていること、またアルカリ金属をフロキュレーションで除くのは、他のイオンに比べれば困難であることに起因する。

ドイツ流では結局、高度の除染をのぞむために混床式樹脂塔を用いることとなり、これでは樹脂を無再生で捨てるのは高価につくことになる。それで再生をおこなうことになるが、再生に使用した薬剤溶液が放射能を帯びてくるので、その処理の問題が発生してくる。通常は、蒸発缶で濃縮、固化することになるわけであるが、蒸発処理のコストが比較的高いために再生廃液の量を減少することが経済性のために考慮されなければならない。通常低レベル廃液中の溶存イオン濃度は 500 ppm ( $\text{CaCO}_3$  として) 前後であり、混床式樹脂塔を用いる限り、一サイクルに処理できる液量と再生廃液量との比は、5~10 に止まる。原研においては、再生レベルを低くおさえると、再生廃液をその溶存固型物含量によって二分し、うすい方は前処理にもどして循環処理し、濃い方だけを蒸発缶で処理するというような考案を施しても、液量の比を 10 におさえることのできるのは計算上 300 ppm ( $\text{CaCO}_3$  として) までの廃液である。Karlsruhe では、強電解質樹脂に使用した再生廃液を、弱電解質樹脂の再生に使用するような考慮などを施してはいるが、この比を飛躍的に増大させることは困難である。

実際の廃液はイオン濃度の高いものも含まれておりこれらをすべて蒸発缶で処理することは、不経済であるので、イオン交換膜電解透析処理がとり上げられている。

低レベル廃液処理にイオン交換膜電解透析法の適用を考えているのは、ドイツ流の考え方を採用している国に属するところが多く、原研では Ionics の装置を用いて、実際の廃液処理をおこなっており、Karlsruhe では、実験室で検討中である。いずれも樹脂内蔵方式ではなくて、膜だけを用い、希釈側の液を樹脂塔で処理し、濃縮側の液を蒸発缶で処理する方式にそうものである。この場合、膜による放射能核種の分離は

本質的に必要なことではなく、非放射性イオンと同様に行動すればよいのであるから、膜の選択性は悪くてもよいが、操作の点から膜の機械的な性質、強度は強いことがのぞまれる。つまり膜透析は除染を目標とするものではなく、交換樹脂による処理のための前処理と理解されよう。これに対してイギリスでおこなわれている樹脂内蔵方式による膜透析は、その前にある化学処理とともに、それ自身が除染能を持つという前提であるため、同じ膜透析処理ではあっても、かなり異なった性質のものとなる。

蒸発にあつては濃縮物の処理、貯蔵費がその処理費のうち占める割合が大きいため、蒸発濃縮による最終減容比を大きくすることがコスト低減の有効な方法になるため、濃縮限度の高くとれない自己蒸気圧縮方式だけでは不十分で、単効用の型式が汎用され、結晶の析出するまで、あるいは極端には完全に乾燥するまで、おこなうような工夫さえ現われている。

以上ドイツ流のプロセスの本質は、純水を製造する技術に基いているといえよう。

#### 4.1.4 まとめ

以上で概略分類した3つの考え方の特徴を述べたわけであるが、最後に筆者の所見を述べさせていただきたい。

とにかく、この3つの考え方はそれぞれその考え方をとっている国あるいは施設にとってみれば論理の当然の帰結であって、当事者はそれぞれ自己の考え方がその環境、立地条件にあつては最適なものであることを主張してゆずらない。この意味においては、この3つの考え方は同等、同次元のものであって優劣を判断することは一般的には不可能である。

ただし、特定の実際の条件にあつてはめる場合には、この3つの考え方のうちのどれかが最適、最善のものとなることは明らかである。われわれは事を始めるにあつて、その実際の条件、環境を正しく把握、解析した上で、これらの3つの考え方のあることを考慮しながら計画を進めるべきだと思う。そして最後の判定はできるだけ総合的、定量的でなければならない。たとえばセグリゲーションを重視するかしないかの問題であったなら、イギリス流に使えば単価は安いが大量の液を処理しなければならなくなり、セグリゲーションを重視する場合には、単価は高いが処理量は少なく、またセグリゲーションをおこなうための費用がかかるということを考慮して、次のような式で近似的に示される経済比較を検討して決定すべきであろう。

(イギリス方式の時の処理液量) × (同方式での処理単

価) : (セグリゲーション方式の時の処理液量) × (同方式での処理単価) + (セグリゲーションのための費用)

廃棄物処理の各構成因子は相関連しているため、その背景を理解することなく他国の新傾向なるものにとびつく時には多大の risk のあることを考慮しなければならない。たとえば Mol で自己蒸気圧縮方式の蒸発装置を中レベル廃液のために購入したことなどはそれに該当する。自己蒸気圧縮方式は経済的な装置であり、蒸発の D.F. が  $10^5$  以上得られるということだけで、海水から飲料水を作るための装置をそのまま購入し、塩濃度の大きい中レベル廃液を処理したため、発泡が起って、D.F. は低下し、最高 10% (w) までしか濃縮できず、減容比が上がらないという結果になり、また利用効率が悪いため、結局は単効用の蒸発缶の方が安いコストで確実に処理できるという皮肉な結果も生まれてくるわけである。中レベルの廃液に対しては、その質の問題とともに、排出量の問題があって小型で複雑なものは不利となるという点から単効用の方が本質的に優れているようである。もちろんこの際に運転する人、それを指導する人の能力熱意の問題もあり、Mol の場合は蒸発缶、特に自己蒸気方式に対する理解の欠けている点も指摘されねばならない。

日本における対社会的因子は不変のものではなく時の推移、広い意味の科学技術の発展によって変化するわけであり、それに従って廃棄処理の基本的考え方も当然変ることが予想される。この際に注意すべきことは、どういう方向に変化していくかという見通しもさることながら、実施面においては、環境や社会的因子の変化にやや遅れたフェイズで追従していくことが、経済的な廃棄物処理を実現することになるのではないかと思考する。

話が少し傍道へ外れたが、要は、日本での廃棄物処理は、やはり日本人が苦勞して作り出し、案出する以外に発展の方法はないのであって、われわれの能力を卑下することなく、頑張っていくべきであろう。

もとより外国に絶対頼るなという意味ではなく、使えると思うものはどしどし吸収利用すべきであるが、それを採用するかどうかの判定は、日本という場を充分理解した上で、日本人が判断しなければならないというごく当り前のことに帰結するのであるが。

## 4.2 今後の原研の廃棄物処理について

### 4.2.1 考察

#### 1) 日本の特殊事情

##### a) 外部への放出に対する法的規制

日本の規制は原研の廃棄物処理場のように核種未知の値を適用する場合には非常に嚴重なものである。最大許容濃度の  $1/10$  にして出すというようなことは、他国ではほとんど見られない。もともと最初にこの規制の対象として考えられたのは、RI の使用者、それも比較的小規模の業者を考え、それ自体としては廃棄物処理施設を保有することは技術的にもまた経済的にも不可能であることを考慮したものであって、原研のように大規模で、しかも技術的能力が廃棄物処理や放射線管理の面において充実している施設は考慮されていなかったといつてよかろう。このためわざわざ東京を離れ、海岸添いに設置されたのにもかかわらず、法的規制としては、都内の小規模 RI 使用者と大差のない取扱いを廃棄物処理の面では受けていて、東海村を選んだことによる恩恵はなかったともいえよう。むしろ法的規制の面からは、小規模 RI 利用者の方が原研よりも優遇されているともいえよう。

これは多量の放射能を原研が取扱っているため、ある意味では妥当なのかも知れないが、とにかく廃棄物処理の担当としてはあまり有難くなかったと思う。

1958 年の ICRP 新勧告に基いた新規則によって核種未知の場合であっても、たとえば  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$  がなければ今までより一桁高いところで排出が可能になったのはわずかな前進とはいえ有難いことである。

b) 日本人の放射線障害、放射線汚染に対する考え方

典型的な考え方の例をあげてみると、

「最大許容濃度とは、ここまでは間違いなからうという目安であって、ここまでは出してよいという意味ではない。工学関係の人がここまで出してよいと解釈するのは非常に危険なことであるから、最大許容濃度の内容をよく考えて欲しい。できるだけ低ければ低い方がよいのであって、その方向に努力するのが良心的な技術者であって、経済性とのバランスを考えて放出濃度を最大許容濃度以上に考えるのは非人道も甚だしい。」「ICRP の勧告はつきつぎと低い水準を勧告している。であるから、今後も最大許容濃度はひき下げられるものと予想しなければいけない。」

「放射能がサーベイメータで検知できるようだったら大事であって、たとえサーベイメータに検知できなくても放射能汚染があるものとして行動しなければいけない。」

「放出後生物その他の作用で放射能が濃縮されるおそれがあるから最大許容濃度以下でも安心できない。瞬時でも最大許容濃度を越すようなことはおこさうべ



できない。」

「放射能に被曝すると白血病その他の症状を表わす。原爆被災者、福竜丸事件のように。」

同様の事項について、ヨーロッパの廃棄物処理を担当している人間に意見を求めると、「最大許容濃度は、科学的根拠の上に立って決められたものであって、現在までの知識をもとにしてここまでなら人間が飲むなり呼吸するなりしてよいという値である。これより下げるとは、最大許容濃度で出している、どこかに濃縮が起り、その核種、その含有物について最大許容量を越すような事態が起ったらおこなうが、それ以外の場合には考えられない。最大許容濃度を基準として経済収支を考えるのは当然だ。」

「ICRP の勧告中、最大許容濃度に関してはもう下がらないだろう。特定の核種については研究の進展によって下がることはありうるが、核種不明の場合とか、Ra, Sr がなければとかいうような値はもう下がらないだろう。」

天然の放射能、fall-outなどを考えればこれ以上下げるとは無意味であり事実上不可能である。また最大許容濃度は最大放出濃度ではない。」

「だいたい放射線というものは人間の五感では検知できないものだ。だから計器を使わなければならない。計器を使う以上、対象に適した計器を使うのは常識であり、またその計器の指示値を信用すべきだ。計器で検知できなければならぬと考えるのが当たり前である。サーベイメータで定量をしようというのなら、その値は信用できないかも知れないが、定性的にある、ないを知るためには、サーベイメータが最適ではないか。」

「生物その他の作用で放射能が濃縮されるのは事実である。しかし実際にそれが起っているか、起るかどうかはその条件による。一概に起るから心配だといって何もしないのは解せない。環境モニタリングを注意しておこなえば判るのだし、生物濃縮は必ずしも人間にとって負の作用だけとは限らない。ある場合には生物学的濃縮が汚染の拡大を防止している例もある。」

「原爆のように、多量の放射能を無制限にまきちらしたのからと、原子力平和利用のようにコントロールされたものからの場合とは量的に大差があり、区別して考えられよう。特に再処理、臨界集合体、Puなどをやらない限り急性の放射能症の心配はない。白血病は放射能の専売特許ではない。」

ざっと以上のものであって、彼我の考え方の差は恐ろしいものがある。当初まだはっきり判らないうちは控

え目に、そして慎重に過ぎるような傾向になるのも止むをえないし、またそれも賢明なゆき方の一つではあるが、はっきり判ろうとするための努力をしないのは少なくとも前進的な考えではなからう。もちろん放射能は今までのものと質量ともかけ離れて大きな災害をまき起す可能性を有し、慎重に取扱うべきものではあるが、それをコントロールすることを人類が思い立ち、その可能性があるから、原子力開発を進めていることを忘れてはならない。

#### c) 一般大衆の原子力開発に対する態度

近来日本人が原子力に多大の関心を持つようになったことは大変喜ばしい。ただし原子力開発はまだ完成しておらず研究開発段階であることをよく理解してほしい。一寸つまずいたといっただけはたたき、足を引張るようでは、とても今後数十年にわたる開発を維持することは不可能と思われる。BR-2, BR-3の完成遅延について、ベルギーでは大した攻撃は見られなかったようであるし、担当者も遅れたことを別に認めてはいない。研究開発とはもともと期限を切ってやるべきものではない。何年末に完成というのは政治的約束であって、それにとらわれることはないとして、悠々とやっているわけであり、この点、日本の原子力の開発に携わる者に比べて恵まれているといえる。とはいえ、日本での原研の環境が急に変わることは期待できないから、外部からの批判は充分考慮しておかねば仕事の遂行に重大な支障をきたすであろう。処理能力を大きく取れば遊休設備を作ったと攻撃されるであろうし、能力が小さ過ぎれば小さ過ぎたで、何故そういう物を作ったか、事前に充分予測できたはずではないかと非難されることは覚悟しなければならない。一朝非難を受ければ、事後の計画に種々の困難を生じ、原子力開発の政策まで変更されるおそれがあるというのは思い過してあれば幸いである。特に今後相当長期にわたる研究開発段階が、原子動力の実用化までに見込まれるわけであるから、財政面での圧迫は当然考えられるからである。もう一つの面からこの問題を取上げると、これは原研からの積極的なPRをおこなうという考えである。われわれの意図するところ、そして廃棄物処理に関連した知識、考え方を外部に充分理解してもらうという方面にも、力を入れなければいけないと思う。

#### d) 耐震性

ヨーロッパで感ずることは、耐震性の考慮が要らないため、設備、施設がきわめて軽易なものであることである。たとえば廃液貯槽にあっては日本では水平震度(0.3 G)を考慮しなければならないが、ヨーロッ

パにおいては、煉瓦を積上げた（時には鋼板を内張りした）角型タンクで済む。このような耐震性への顧慮は、原子炉の場合程著しくはないとはいえ、設備費にはかなりの影響がある。また地中への漏洩については、土壌の吸着能、放射能の移動速度などを、少なくとも実験的に解析して、その影響を定性的ではあっても評価しているため、大して気にしていないことをあわせれば、設備費が日本では割高にならざるを得ないといえよう。

## 2) 原研の廃棄物処理とヨーロッパのそれとの比較

控え目に見ても国際的水準にあり、合格点は完全に突破しているといえよう。特に外国からみれば非常に厳重な法的規制の下では、外国のどの設備を持ってきても、これほど経済的にはならないであろう。Mol 研究所は、原研よりも少し規模が大きく、一年ほど早く

廃液をセグリゲートするための費用を含めねばいけないが、retention tank の費用、研究室管理班、工務課などの諸費用を考慮しても原研の総費用が倍になるとは考えられない。（輸送費は単価に含めてある。）日本では廃液のセグリゲーションをやろうとやるまいと、研究室管理班は今の程度のモニタリングはおこなうであろうし、廃液 retention tank 操作のために特に工務課の人員が余計配員されているわけでもないからである。

極低レベル処理を考慮に入れば Mol の単価は \$3/m<sup>3</sup> を確実に越す。なぜならば、低レベルの液は極低レベル処理でさらに処理されて初めて外へ放出されるからであり、さもなければ、放出許容量を超過するおそれがあるからである。とにかく大雑把にみて、どちらも 1,000 人前後の研究施設をほぼ同程度の費用

第 23 表 低レベル廃液処理の比較

	処理量(m <sup>3</sup> /y)	単価(\$/m <sup>3</sup> )	総費用(\$)	廃液のレベル(μc/ml)	処理終了点(μc/ml)	D.F.
Mol	35,000	2~3	105,000	10 <sup>-4</sup> ~10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-6</sup>	10 <sup>2</sup>
原 研	1,200	10~14	16,800	10 <sup>-4</sup> ~10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-8</sup>	10 <sup>4</sup>

活動を開始したわけであるが、種々の点で性格の類似した研究所である。この Mol 研究所の廃棄物処理場と原研のそれと経済的な比較を試みる。Mol 研究所は Harwell 研究所での経験を取入れ、イギリス方式では最新鋭の処理場であるが、その廃棄物の取扱い処理量は廃液の場合原研の 1 桁以上大きいものである。今低レベル廃液処理を中心に原研と比較をしてみると第 23 表のようになり、総費用は原研の方が少なく済んでいる。この際にはベルギーの方が物価が高く、また実際管理区域に働く人が原研の人数の約 2 倍近いと考えられる。Mol の総費用は原研の 3~4 倍以上になってもおかしくはない。また日本では耐震性その他のため、設備費が高くなることを考慮すれば、Mol の費用は原則的に原研の 2 倍となりうる根拠があるといわねばならない。ところが総費用の差は因子 2 より大きくなっており、原研の方が総括的に経済的であることになる。（事務関係を除く人 1 人あたりの費用といったような値で比較したならばという意味である。）

今仮りに処理単価を彼らがいう最低 \$1/m<sup>3</sup> とすれば（原研と同じベースで計算したとすれば \$2/m<sup>3</sup> は確実に越すが）2 倍のひらきとなり、両研究所だいたい同程度ということになるが、除染特性を考慮すれば原研の方が優れているといえよう。もちろんこれには

で廃棄物処理の面からサポートし、その研究開発活動に支障をきたさないようにしているわけであって、決して劣ってはいないと思う。ただ原研が得をしているのは、廃液の排出量が 1 桁以上も少ないことであって、これは廃棄物処理施設を建設、運転する者の担当範囲外の問題であったことを卒直に認めなければいけない。原研はそのセグリゲーションの計画がよく、また実験者、作業者の態、性質など素質が良好であったため、排出量ならびに総排出放射能を低くおさえることができ、高 D.F. の必要から要請される高処理単価をカバーして総合的にみて、より経済的な廃棄物処理を実現できたといえる。

固体格納費の高価なこと。

原研の廃棄物処理費の高価なことの一端は、濃縮したものの貯蔵、格納の費用が高いことによる。

もっともこの濃縮物、固体物の貯蔵、格納の単価が高いことから、固体焼却が経済的に成立するのであるが、この貯蔵、格納関係の費用低減にはいくつかの方法が考えられる。

### a) 包装の簡易化

スラッジ、濃縮液をドラム缶中に入れて、砂、セメントと混合して固化するという今の原研のやり方は、Harwell では中、高レベル廃液（単効用蒸発缶の濃

縮液)の処理にほとんど同じである。低レベル廃液からのスラッジあるいは濃縮物の場合はこのように嚴重なことを思うことはまずない。

#### b) 格納庫の簡易化

もし包装が現在のままであったら、それは土中埋没に適当なもの(外国の概念に従えば)であって屋根のある防水コンクリートトレンチは必要としない。雨ざらしか、地下水に浸されてもかまわないくらい嚴重であると考えてよい。フランスでは同様の処理をしたドラム缶づめの固体廃棄物に対し不溶性化したという表現を与えている。

c) 陸上長期保管を止めて、土中埋没や海洋投棄を考えるか。

現在の包装の仕方は、深海投棄がそのままおこなえる程度のものであるから、思い切って海洋投棄に切替えることも技術的には不可能ではない。海洋投棄の費用は包装ができていれば後は 200l のドラム缶 1 箇について、\$ 10 程度 (Mol の例) であるから、固体格納所の単価(約 \$ 100/m<sup>3</sup>)よりは安い。しかし海洋投棄をおこなうかどうかは日本としての態度が決定されたからの話であって、その決定は原子力委員会などの高次の人の権限に属することであるから論じない。いずれにせよ、経済的要請からおこなわざるを得ないかどうかは、われわれの関心事であるから相当のデータを集めておくことが必要である。対社会的な因子を考慮に入れば、海洋投棄をおこなうのはまだ時期尚早であり、またその必要もまだあまり大きくはないので、当分は長期保管で過すのが妥当であろう。

#### 3) 一般的配慮

廃棄物処理施設、設備を計画するにあたっては、安全性と経済性の2つの要素を満足する必要がある。安全性とは、処理の終末点をどこに取るかということであり、端的には D.F. で表現されるであろうし、また処理容量も当然含まれるものである。経済性は、原子力開発の見通しが以前より困難になってきたことと、技術の進歩により安全性の確保の問題が一段落したことなどの理由により、経済性への要求は重要度を増してきている。さて、新しく装置、設備を計画するにあたって、安全性と経済性を十分に両立させることはなかなか容易ではない。しかし工学とか技術は、性能の向上と、価格の低下を目標にして進歩して来たものであり、両者を調和させながら仕事を進めていかねばならないことは明らかである。廃棄物処理に関して安全性と経済性の両立、調和をはかることは、他の分野のそれに比して本質的な困難を内蔵している。すなわち

廃棄物はあくまでも廃棄物であって生産物ではないこと。このために、質量の大幅な変動は本質的なものであり、この変動を吸収するために、装置に弾力性を持たせるとか、比較的大規模の貯蔵設備を必要としたり、廃棄物のセグリゲーションのシステムを必要とする。これらは、経済性の向上には本質的に相反するものであるといえよう。しかしさらに根本的な問題としては廃棄物の排出量およびその性質自体を、装置、設備の計画、設計に十分な精度をもって、計画の段階でつかむことが事実上不可能であるということである。

以下、この廃棄物の排出量およびその性質の推定についてのヨーロッパにおける考え方を参考にして述べることとなる。

#### 排出量の推定

排出量が判らなければ、処理装置の経済的最適処理容量を決めることは原理的に不可能である。多くの原子力施設において廃棄物の処理量の推定が今までにおこなわれているが、びたりと適中した例はほとんどないといってよからう。これは排出量が数多くの因子によって決定され、その因子のうちのあるものは、定量的の推定が本質的に不可能な人間の気まぐれに起因するものであることによる。結論的にいえば、排出量の推定は、問題の大きさを評価し、その処理のためのアイデアを得るためには有効であるが、その推定値を基礎として、装置なり設備なりの設計建設をおこなうことはあきらめた方が経済的であるということになる。たとえば、C.E.A. (フランス原子力委員会) の廃棄物処理グループはマルクールの廃液処理装置の建設にあたり、その処理量を決定するのに、コールドの運転をおこない、この際実際の作業状況に近い条件下(実際には完全に同じと考えていたようだが)で排出された廃液量を基準として設計をおこなった。ところがホットの運転にはいってから排出される量はコールドの際に排出された量の2倍であったという。彼らの解釈によれば、ホットの運転では、皆が細心神経質になるため除染、洗浄工程から排出される量が増大したのであると考えられている。この結果、50%の余裕をその処理容量に付加してあったのにもかかわらず能力の不足をきたすこととなった。コールドの運転データを採取し、検討することがなければ、100%の余剰容量を持たせることは考えられるが彼らのその時の考えではコールド運転のデータの解析をおこなった以上30%の余剰容量で充分と判断されたが、大事をどって50%にしたのだそうである。

次の例としては、Mol の例がある。Mol は Har-

well)での一人あたりの廃液排出量を基準とし、これにベルギー人の特殊事情を加味して排出量を推定したのであるが、これまた2倍以上の排出をみている。その原因としては、実験設備の冷却水が予想以上に排出され(もっとも管理区域内にある設備からだけのものについて)一人あたり何立方メートルという基準が、極端に言えば無意味であったことによる。しかもこの冷却水の混入により被処理液の放射能レベルが低下し、低レベルと極低レベルとの処理量の比が最初の推定と相当の差をきたしたため、極低レベル施設の拡張を数年繰上げておこなわなければならなくなった。

#### 廃棄物の性質の推定

原子力分野の学問技術の発達進歩が急激であるため、計画段階で予想された核種、その量(濃度、一般的化学的な性質も含む)形態の排出のほか、新しい廃棄物の排出が次々と出現してくるという事実を考慮外に置いて、廃棄物の性質を推定することは困難であることは、説明の要はなかろう。ただ例外的に、Molの廃液処理にみられるように給水の半分程度の量が処理場に送られて、処理する場合には、給水される水の水質と廃液の化学的性質を同一として、添加薬品(フロキュラント)を決定することができる場合がある。この場合には、給水中の硫酸根を基準としてアルカリ土類金属イオンの添加量を定めることができたのであるが、このような処理形態の時にのみ成立つことであって、一般には通用するとは思えないし、またアルカリ土類金属イオンの添加量という処理プロセスの一部にしか役立っていないことも注意しなければならないであろう。

#### 結論

以上のように、廃棄物の排出量やその性質を事前に推定することは、計画のための概念を得るためには有効であっても、具体的な装置の設計のためには役立たないことが判る。しかし研究開発施設からの放射性廃棄物の排出は、生産工場での廃棄物、生産物の排出の状況と異なり、原子力施設が活動を始めたその日から、一定量の排出があるわけでもなく、一定組成の排出があるわけでもない。当初の排出量はだいたいの場合、1桁程度定常状態になってからのものより低いのが通常であり、組成、化学的性質も、活動が進んでくればある程度落ち着いて、変動の幅も狭くなるのであるから、他の制約がなければ、この段階までは本格的な処理施設の設計をおさえておき、実際の排出状況それも定常状態に近くなって、あるいは定常状態になってからのデータを基にして設計するのがより経済的である

ということになる。ただし、廃棄物の排出が本質的に変動極まりないものであるだけに、必ずしもこれが最も経済的とはいえないが、事前にヤマをかけたり、先まわりして装置を設計するよりは経済的である。そしてできる限り装置に弾力性を持たせて、予期される変動に対応できるように考慮を払うことはもちろんである。つまり設計時期を遅らせることは、実際の廃棄物に適した処理容量、処理プロセスを決定できるという意味の他に装置の持つ弾力性を必要最低限におさえることができるということに対応する。

ただ、実際問題としては、なかなか定常状態まで待てないこと、仮りに待ててもなお多くの因子が関係していて、個々の因子の影響を完全に解析できないのが実状であって、これであるからこそ、前に述べた3つの基本的考え方が頭として存在していて、何国流、何々方式という技術に別れ、一義的な解答が出てこないことにもなる。

#### 4) 原研以外から排出される廃棄物の問題

ヨーロッパでは、国立あるいは原研に似た特殊法人的な研究所が、大学、病院、会社などから排出される廃棄物の処理をひき受けている。輸送の問題があるので、その内容は主として処分(disposal)で占められてはいるが、処理(treatment)もおこなっているわけである。

フランスではRIの使用者がほとんどパリに固まっているため Sac'lay が事実上無償でひき受けており、Molではベルギーの国内法により事実上義務としておこなっている。ドイツでは各所に散在する原子力施設に、外部からの廃棄物の集積所を作る計画であるそうだが、それ以上の処理の問題にまではまだ進んでいないようである。

ヨーロッパでは廃棄物処理の問題は日本程センセーショナルには扱われないし、また大研究施設以外から排出されるものの寄与が非常に小さいと考えられていて、この外部からの廃棄物については一般に無関心である。また担当技術者も、外部から搬入される廃棄物の問題は大きなウェイトを持たないため特に問題はないとしている。これらヨーロッパの考えは、所外廃棄物処理の問題はとり立てて論ずるに値せず、そのための処理施設を別に作る必要を認めないことに起因していると思われる。外部への放出が特に厳しく、また公衆が放射能に特に神経質である日本とは大分事情を異にしている。こういう特殊事情を考慮に入れれば、所外廃棄物の処理をひき受けることは、進んでおこなうべきとは考えられないが、原研本来の性格を考えれば

ば、要求のあったときには支障のない限り協力する方がよいと思う。

#### 4.2.2 原研の今後の廃棄物処理施設について

##### 1) 極低レベル廃液処理プラント

まず詳細な技術的検討にはいる前に、次のような前提条件を確認、検討しなければならないと思う。これらの前提条件によって、このプラントの性格が決められなければならない。

##### a) 外部への放出の制限について

極低レベル廃液処理プラントは、その処理量が現在の低レベル廃液処理プラントに比して格段に大きい、と予想されるため、放出に際して希釈をおこなった後に鹿島灘へ放出することは容易ではない。かりに希釈をおこなわないで放出すると仮定して議論を進めることにする。

1958年のICRPの勧告に従って、 $^{226}\text{Ra}$ 、 $^{223}\text{Ra}$ がなければその許容水中濃度が $1 \times 10^{-6} \mu\text{C/ml}$ であるという規定になったので、最大許容濃度の $1/10$ として $10^{-7} \mu\text{C/ml}$ 以下で放出できることとなる。実際にはこれに付随して、総放出量の制限がたとえば年間何mcとかいうようにして課せられることも考慮しなければならないのかも知れないが、当分はそのようなことは無かろう。つまり極低レベル廃液処理の終末点をどこに取る必要があるかということになる。新勧告の最大許容濃度の $1/10$ にしなければいけないのか、あるいは原研のような大施設で放射線管理の技術と機構を有しているところには、周辺監視区域のところで新勧告の最大許容濃度以下、あるいはその $1/10$ 以下でよいのか、さらには総放出量の制限が課せられるが、放出後の希釈を考慮して新勧告の最大許容濃度以上でもよいのかなどによって、このプラントの性格が極端に変化することになるわけである。

第24表 日本原子力研究所における極低レベル廃液と低レベル廃液の排出と海への放出  
(保健物理部の活動, JAERI-7012, 5002, 5003による)

年度	総排出量		海への放出量
1958	5,366.1 $\mu\text{C}$	410.2 $\text{m}^3$	1,277.6 $\mu\text{C}$
1959	111,508.9	951.3	993.8
1960	196,812.5	1,306.2	3,761.5

イギリス方式の国の技術者は原研が海に直接放出可能であり、また、総排出量が年間1cにも達しないことから(第24表)、極低レベル廃液処理プラントの建設を原研では必要としないという意見である。これは

放出後の希釈を考慮しても、なお核種ごとの最大許容濃度を上まわっていて差支えないという彼らの考え方に基いているのであるが、日本ではこういう考え方はまず容認されないであろう。

今Raが含まれないときの最大許容濃度程度まで処理すれば、よいとなれば $10^{-6} \mu\text{C/ml}$ まで下げればよいことになり、装置の必要とするD.F.は数十となり、鉄あるいはアルミニウムの水酸化物フロック、通常の沈降分離槽、それにpHのコントロールを付加したMolの極低レベル廃液処理に類似したものになろう。また最大許容濃度の $1/10$ 、 $10^{-7} \mu\text{C/ml}$ を終末点にとれば所要D.F.は数百となり、多段凝集沈殿、スラッジ循環型の高速度処理装置を必要としよう。

また、 $^{226}\text{Ra}$ 、 $^{228}\text{Ra}$ の問題に関連しては、ウラン鉱やイエローケーキの多量を取扱う施設からの極低レベル廃液をこのプラントに受入れる時には相当の注意が必要である。しかし原研からの極低レベル廃液中にRaが多量に含まれることは、少なくとも当分は考慮する必要はないと想像されるし、 $^{90}\text{Sr}$ の問題については詳細は不明であるが、retention tankのモニタリングの際にSrを計数することにより、低レベル廃液系にまわすこともよいよとなれば不可能ではないし、またSrが処理液 $1 \times 10^{-6} \mu\text{C/ml}$ 以上含まれることは、この極低レベル廃液が方々からの廃液の混合物であること、また他国の例でも総放射能濃度の $1/10$ 以上を占めていることはほとんどないので原研からの廃液だけを対象にすれば問題はないと思われる。

多分有りえないことと思うが、総排出量のみが制限され、放出後の希釈が認められるならば、非常に軽易なプラントで充分であるか、あるいはこのプラントの必要がなくなることは論をまたない。

またこの外部放出制限の今後の動向によって、現在の低レベル廃液処理系で処理している廃液の一部を、この極低レベル処理系へ肩代りすることも当然考えられるべきことである。

##### b) 将来の財政的問題

安全性を確保することは、特に日本においては法的制限のみならず、外部の一般公衆に対する考慮の上からも特に緊要であると考えられる。残念なことではあるが、一朝廃棄物の外部への放出に関して、トラブルが起れば、技術的に、法的制限の上ではなんら批判の余地がないと思われるものであっても、それについて合理的かつ正当な評価がなされることなく政治的な取扱いがなされ直接間接に原研の活動、ひいては日本の原子力開発が阻害され、時には爆発して命取りにもな

りかねない危険性がある。この安全性に関するトラブルに比してその影響は比較的小さいとはいえ、経済性の意味にも、このようなトラブルの発生するおそれは多分にある。この極低レベル廃液処理プラントは、その処理量が格段に大きいと予想されるものであるだけに、低コストである凝集沈殿処理であっても、それに要する経費の絶対額は大きく、現在の廃棄物処理場の費用以上の額に上ると推定される。であるから、もし処理容量が過小に失し、処理し切れないで未処理のまま放出したとか D.F. が足りないで制限をこえた濃度で放出したという事態になると、処理プラントを建設したばかりに攻撃されることになるし、また処理容量が過大であれば国税の浪費であると非難されるであろう。以上の攻撃非難は、ある意味で非合理的、感情的なものであるが、それ以外にも財政的な困難が存在する。原子動力の実現の見通しが遠のいたため、経済的に余裕のある国は別として、主として中小国に見られる経済的に地力がなく、また独力で原子力動力の技術開発の見通しを立てられないような技術、工業水準の低い国にあっては、原子力関係に投ずる費用は縮減される傾向にある。実際上縮減されるまでには至らなくても、その国の原子力に期待する熱意、情熱は低下しているといつてよい。幸い日本は、ある程度経済力もあり、技術、工業の水準も高いのでただちにこのような傾向に追随するとは思えないが、急激にそのような状態に移行するおそれは多分にあり、注意を要すると思われる。この極低レベル廃液処理プラントにおいても、初期の建設費は容易に支出される可能性が現在では存在するが数年を経た後の増設、あるいは、運転費の年額が巨額になるのであれば、毎年の運転費の予算などが無条件に認められるとは考えられない。1時間 100 m<sup>3</sup> 処理、24時間運転とすれば、その処理費を最低に見て 1 m<sup>3</sup> あたり 50円としても年間の費用は 4千万円を突破する。安全性の面からは処理能力を増し、D.F. の高い装置を建設することが望ましいが、そうすれば年間の経費は 1 億円を突破することになる。すなわち、1 m<sup>3</sup> あたり 400円（高 D.F. の凝集沈殿の最低値）で 1 時間 100 m<sup>3</sup> 処理 8 時間運転に量を制限した時でさえ 1 億円を突破するのである。われわれの個人的、職業的欲望からすれば大容量、高 D.F. の廃液処理装置の建設をおこなうことは非常に魅力的であるが、それも行過ぎれば角を矯めて牛を殺すとのたとえのように、原子力開発そのものの存立を危くするおそれがある。廃棄物処理は、それ自体原子力開発の主目的ではなく、本質的には補助部門であるからであ

る。

適切な処理能力と、D.F. でもって、安全性の要求を満たしながら、総費用を可能な限り低くおさえることが、われわれに必要なことであり、はなやかでもなく、特色のある報告として取上げられる可能性もほとんどないと思われるが、その中にあって、安全性と、経済性の調和をはかることが、廃棄物処理を担当する者の宿命でもあり、満足としなければいけないのであろう。

#### 具体的計画について

以上のような難点に立って、極低レベル廃液処理プラントの具体的な計画について、私見を述べさせていただきます。

#### 第一段階

各建物とこの処理プラントを結ぶ送液パイプラインを敷設すると共に、数個の貯槽を建設する。

パイプラインは原則として放射能を取扱う建物群からだけとし、できれば管理区域からとしたい。

非管理区域からの廃液を導入することは、D.F. の所要量を減少させるよりも、処理能力をそれ以上に必要とすると想像されるからである。非管理区域からの廃液は、極低レベル処理プラントでの処理済液の希釈に使う方が原研の場合有効と考えられる。

貯槽は露天開放型とし、数百 m<sup>3</sup> ないし数千 m<sup>3</sup> のもの数個とする。そして、そのうちの一部には攪拌機、集泥装置を付し、バッチ式に凝集沈殿をおこなえるように考慮しておく。当初は、この貯槽にたまる廃液について、その量、放射能レベル、化学的組成だけを測定して、その状態、その変動を知る。すなわち量と放射能レベルの変動から、この廃液について、本当に処理する必要があるのはどの位の量の割合になるか。また完全に近いまでに混合した時にどの位の D.F. が必要であるか（多種のものを混合すれば自然に凝集沈殿のおこなわれる可能性もある）、もし処理するならどんな方法が適当であるかをジャーテストのみならずこの大きな貯槽でも、確かめることができる。

この貯槽のうち数個は、事故時に排出される廃液の緊急貯溜用に、常には使用しないしておく。

#### 第二段階

前段階の間に収集したデータに基づいて、処理の方法を最終的に決定する。うまくいけば、なんらの特別な処理装置を新設しないで、これらの液を混合することをこの貯槽の中でおこなうことで充分である公算も考えられる。

そのような幸運な場合ではなくても、量、それに所

要 D.F., 処理プロセスについては, 相当正確な資料が得られているはずであるから主装置の設計は比較的容易である. 貯槽に設けた攪拌機, 集泥装置は多段処理の一段を必要に応じてうけ持つことが可能であり, 主装置の故障, 点検の際の予備としても利用できるのに無駄とはならない. あるいは相当長期間薬品を手で投入し, 攪拌, 沈降させるだけで特に主装置を建設しないですむのかもしれない.

もし主装置, 主処理プラントが建設されとなれば, そのときには, 次のような検討をおこなってほしい. 外国の同種の装置のコストを解析すると, 設備費(償却費)が大きな部分を占め, 薬品費は1割以下であることから, なるべく装置の建設費を下げ, 高除染の期待の持てる薬品を選択することも, 処理コストの低減の一方法である.

計装は必要最少限とし, 人手を節約する意味のあるものだけに限ること.

スラッジの処理には, 凍結再融解処理のような高性能のものを設けたい.

処理系の配列は, 自然流下を利用できるよう極度に考慮を払うこと.

装置からの漏洩については, あまり神経質を考えない. この点は, 土壌, 砂などの研究, 調査結果に待つのが原則であり, 送液パイプラインについても同様であるが, 現在の東海研究所では, その神経質になる必要はなさそうである.

## 2) 低レベル廃液処理<sup>22)-31)</sup>

既説の低レベル廃液処理系については, 今のままで,  $10^{-3} \mu\text{c/ml}$  の桁の廃液は処理可能であり, ヨーロッパでならば  $10^{-2} \mu\text{c/ml}$  以上の桁の廃液でも十分取扱える.

細部については種々改良の余地がないでもないが, 処理容量が飽和するにはまだ時間の余裕も少しはあるので, 本質的にフローシートを変更する必要はないと考えられる. どのような組合せ方式をおこなっても処理容量が, 要処理量に追従できなくなる事態になったときに, 現在と同じものをもう一系統増設して補うかどうかには相当問題があろう. すなわち, 既設の装置を計画した時と, 数年先と予想されるこの時期とでは, 客観状勢, 対社会的因子が非常に変わっていることが期待されるからである. それまでは一部の改造, 増設をおこなうだけでいくのが妥当であろう.

## 3) 中レベル廃液処理

小型蒸発缶を新設することになっているが, これには単効用型式の方がよく, 自己蒸気圧縮方式は明らか

に不適當である. またエントレインメント, 可動部分材料の耐食などに問題がなければ, 西独 Karlsruhe で試用されている薄膜流下, 機械かき取り方式で, 固体にまでする蒸発装置もこの目的のためには魅力がある.

## 4) 固体廃棄物の処理

原研の廃棄物処理のうちで, 固体あるいは固化物の格納, 保管などの処置の費用が他国に比して極端に高いことは前に指摘した. この原因の一つには, 固体廃棄物や固化物の包装, 格納庫などが, 外国での中レベル以上のものに匹敵する程厳重かつ慎重であることがあげられる.

普通に排出される廃棄物, 低レベル廃液の固化物などに対しては思い切った簡易化を試みてもよいのではなかろうか. 古ドラム缶につめ, 野天に積上げ, テントやスレートで雨除けでもしてあれば上等だという外国の標準にまでは, 日本として軽易化は無理としても, 地下トレンチは本当にドースの高い物だけの収容にみちて, その他は地上にスレート張り(もっとも台風の顧慮があるが)の小屋を作るとかで充分ではないだろうか. とにかく現在のシステムは重武装過ぎる. 防水トレンチに入れるのなら新品のドラム缶を使う必要はないし, 新品のドラム缶を使うのなら防水地下トレンチは不要であろう.

## 次に焼却の問題

可燃性固体廃棄物の焼却処理は, 1955年頃には経済的ではないとして特に米国では折角建設された装置も解体され, そのかわりに機械的圧縮処理が有望視されていた. しかし最近になって焼却装置を設置または計画している施設が多くなってきた. その理由としては

(1) 減容比が大きく, 被焼却物にもよるが 50~100 におよび, 圧縮処理の平均 4 程度にくらべて格段の差のあること. (2) 除染係数が大きく, 非揮発性放射能に対して  $10^6 \sim 10^8$  の値を示すこと. (3) 処理後の物質が化学的に安定であること. (4) 処理後の取扱いが容易であることが指摘される.

最近設置あるいは計画中の装置には, 湿式洗気系を有するものが多く, 洗気系としては, ベンチュリスクラップ, サイクロンスクラップ, 最後に高性能フィルターの組合わせがほとんどである.

また近来完全乾式の洗気系を有する型式がとり上げられ始めている. その利点は洗気系の腐食や侵食を回避でき, 燃焼の結果塩酸や硫酸を生ずるような物でも焼却可能となり, また高級耐食材料を使用しなくても間に合う可能性が生じた. ただし焼却後の灰の取扱いには乾式は不便であるため, 噴霧状の水を使用するの

が通例である。

焼却処理が特に有効とされているのは、プルトニウムを含む廃棄物と動物屍体である。プルトニウムについては、その空気中の最大許容濃度が低いにもかかわらず焼却処理が考えられているのは一見奇異ではあるが、プルトニウム廃棄物を気密に包装したまま保管しておくことは体積の点で不利であり、プレスを用いる機械的圧縮は気密包装を破壊することになり、結局あわよくばプルトニウムの回収もおこなえるし、減容の程度も大きい焼却がとり上げられたようである。動物の屍体については、現在の原研にはその要求がないので述べない。

技術的に現在問題の集中しているのは、焼却炉本体である。その方向は、焼却温度の上昇と、広範囲の被焼却物形態に適応させることの2つである。

前者のためには耐火れんがが内ばりの炉かまたは耐火れんが製の炉が用いられ、以前の600~800°Cの焼却温度が1,000~1,500°C程度まで上昇することとなった。また供給空気の前熱のために炉外周に環状部を作ったり、れんが積みの蓄熱室を用いたりしている。

後者の目的のためには、イオン交換樹脂、炭素質交換体などの粉粒体の焼却減容処理のために階段状火格子を用いる流動化燃焼、または動物屍体の焼却のために1,100°C以上の温度で完全燃焼をねらうものなどが考えられている。

その他被焼却物の投入を容易にし、火格子の目づまりを防止するため、火格子を下向流で燃焼ガスが通過するような型式も考慮されている。

結局、洗気系の除染能力を上げるよりも、炉本体を工夫して完全燃焼に近くして、洗気系の負荷を減少させることによって、総合除染能力を上げるような傾向と推察される。

操作の面からは、炉体に耐火れんがを用いると、サーマルサイクリングによる脆化ならびに熱容量が大きいことから、定常状態に達するまでの時間が長くかかるなどの点が、現在の日中だけの運転方式からは問題となり、連続運転が装置のためには望ましいが、それを実現するには種々の困難が見込まれている。

#### 4.3 日本における廃棄物処理の今後の問題

i) 廃棄物処理と、放射能による環境汚染とははっきり区別すること、もちろんこの両者の間には密接な関係があり、廃棄物による環境の汚染を防止するためには相互の理解が必要である。

環境汚染防止の立場からは、外部への放出を零にす

ることを望んでいるであろうし、これは遺伝学者が現在の環境を少しでも変えることは、有害であるとする主張と軌を一にする。

しかし廃棄物処理の立場からは、自然放射能の程度以下に除染することなどは全く考えられないし、まして零にするなどは、事実上不可能である、そもそも廃棄物処理の立場と、環境汚染防止の立場とからでは、この点で鋭く対立し、相一致することは原理的に不可能である。

廃棄物処理と環境汚染防止の両方を考慮して、政治的からではなく、合理的な判断をくだす機構、組織を確立するのがのぞましい。

ii) 廃棄物処理の手段方法を制限しないこと。

少なくとも法的規制においては、原則としてどんな方法、どんな手段を用いてもかまわないが、人間自体あるいは食物連鎖に関連するところにおよぼす実効果の点を制限するような方向に進めてもらいたい。当初においては、種々不確定の要素もあり、万全の警戒のために、特定の手段方法を禁止するのは止むをえないが、これでは非常な跛行状態をきたし、合理的な判断ができがなくなる。

少なくともいろいろな手段方法について実証するなり、検討した上で総合判定の結果が、原理的にひき出せるような状態が、廃棄物処理の立場からはのぞましい。ただ、危なそうだからという理由で、頭から禁止してしまうのでは、その禁止された手段方法の長所を生かすことも、またその改良をはかるといような進歩の可能性をなくしてしまうことになる。廃棄物処理は立地条件、環境によって大きく左右されるため、ある一つの手段が、一つの場所では有効であっても、他の場所でも有効であるとは限らない。広い日本の中には、禁止された手段方法が実際には最適である場所もあるであろう。

海洋投棄、海中放出、地中注入、土中埋没などが日本では廃棄物処理の研究とはいいながら、実際は環境汚染防止の立場で研究され、その結果の評価も安全性の面だけが、従来やや過大視されていて、これらのマイナスの面を強調するきらいがあった。実際の場所について、あらゆる方面から検討をおこない、どの程度までこのような海中放出、地中注入などが可能であるかという積極的に廃棄物処理をおこなう立場でもう一度見直す必要はありはしないか。もちろん日本の地理的、社会的環境から外国と同じようにこのような処理処分的手段方法をおこなうということは考えられることではないし、期待すべきことでもないだろうが、計



面の当初にあたっては、総合的に物を考え、あらゆる角度から検討をしてみるということは、進歩の第一段階であり、自立化への道であると思うのであえて主張する。

### iii) 廃棄物処理に付随する人の問題

原子力開発の実際面における廃棄物処理の地位はそれ程重要ではない。つまり廃棄物処理は原子力開発の本質的な目標ではなく補助的なものである。しかも実際面においては、廃棄物処理は技術だけではなく、社会的関連（環境）との妥協の産物であって、多くの学問のように国際的共通基準の上で評価される性質のものでない。このような特性に関連して各国で苦勞しているのが人の問題である。廃棄物処理自体として、原子力開発のために真に必要なとされることは、高度の学問水準よりは、総合的な見地から判断し、考慮し、あらゆる方法を使って、その実現化に努力するといったどちらかといえば奥行のない、間口の広いやり方が、のぞましいこととなる。

しかし研究者の興味を満足させ、能力を維持させるためには、実現の見込みのあまりないようなテーマでも研究をやらせるということがしばしばおこなわれており、Molでのリグナイトの研究<sup>46)</sup>もこの部類に属するといつてよからう。

しかし大勢としては、廃棄物処理自体が広い分野に関連しているため、研究者は自己のせまい分野に閉籠もることなく、ガスクリーニングからイオン交換へとというように、内部での仕事が流動化されている。

せまい分野で、たとえばイオン交換とか蒸発といった項目について優秀な専門家になるよりも、何でも一応こなせるという面が重視されているわけで、これが総合的な判断能力を持たせるためのよい方法だといっている。

結局、廃棄物処理が補助的な面のものであり、総合的なものであることから、個々の学問的分野の専門家をかかえていることは難しく、比較的少数の人間で何でもそのときの要求に応じて片付けるという形にならざるをえないのであろう。

別の問題として、外部との協力の問題がある。ここ

にいう外部とは、国際間および民間産業をも含めたものである。

調査した範囲では、これらを積極的に推進しており實際上、一つのグループをなして作業を進めている各施設と、外部機関との間の垣根はないといつてよい。研究施設の担当者は企画を、そして外部機関の担当者はその技術面や具体的項目をそれぞれ主とはしているが、両者の総力をしぼって、よい物をつくり上げようとする姿にはうらやましいものがある。

ベルギーでは、個々の分野については特定の民間産業と協力することがおこなわれており、Molの廃棄物処理場と Sovetreaux との関係のように、この特定のファームの廃棄物処理に対する能力は、非常に向上し、仕事の能率が向上するとともに優れたアイデアが生まれる可能性が増大している。商業基盤に立った契約で、安定した協力が続けられることは、研究施設と民間産業の両者にとって有益であるとされている。国内産業間の競争がほとんどないという因子も見逃せないが、技術を尊重する風潮がうかがわれる。

次に国際的力については、形の上の協力に止まらず人間の交流を含む形でおこなわれるのがのぞましいと考えられており、頻繁に他施設からの専門家、技術者の訪問がある。実に気軽に討論のためや、実験のために往来し、訪問する方も、訪問される方もともに有益な何物かを得ている。孤立し、外部からの知見は主として文献に頼るのみでは、常に後手にまわるばかりではなく、相手にされなくなるおそれがある。実際の仕事に携わっている層での交流にもっと力を置くべきであろう。それとともに米国や欧州との国際協力だけに目を向けず、東南アジアとの協力を考えることは、中進国というよりは、一流国の下に位する我国の義務であるとともに、原子動力の平和利用達成には比較的長期間を要すると思われ、一国独力での開発が財政的に難かしくなった今日、日本の原子力産業の将来の市場の確保のためにも、最初は留学生の受入れの段階から出発するにしても、真剣に取上げられるべきではなからうか。東南アジアの気候風土に適した企画や装置を供給するには、我国の技術は最適であると思われる。

## 参 考 文 献

ベルギーの原子力開発状況

- 1) E. H. HUBERT : Le Devel'oppement de l' Energie Nucléaire en Belgique, published by C. E. N. (1959).

Mol 研究所

- 2) P. DEJONGHE, L. BAETSLÉ, G. MOSSELMANS : "Treatment of radioactive effluents at the Mol laboratories", A/CONF. 15/p/ 1676.
- 3) P. DEJONGHE : "Radioactive afvalwater-behandeling" *De Ingenieur*, 71 (No. 27), *Gezondheitstechniek* 6, 53~64 (1959).
- 4) P. DEJONGHE, N. VAN DE VOORDE, M. D'HONT. "Treatment of radioactive effluents with sawdust or brown-coal" C. E. N. R-1406 (1957).
- 5) P. DEJONGHE, L. BAETSLÉ : "Treatment of radioactive effluents by a combined chemical and ion exchange process. Storage of the concentrated sludges", C. E. N. R-1663 (1959).
- 6) P. DEJONGHE, L. BRETSLÉ : "Ion exchange and absorption on ligneous material. Solubility and ground dispersion of the radioactive concentrates", C. E. N. R-1691.
- 7) L. BAETSLÉ : "Etude de la fixation et de la migration de cations radioactifs dans un échangeur d'ions naturel". Disposal of radioactive wastes, Vol. 1, p. 181~200, published by IAEA (1960).

Saclay 研究所

- 8) G. WORMSER : "Traitement des effluents radioactifs au C. E. N. de Saclay". Disposal of radioactive wastes, Vol. 1, p. 333~344, published by IAEA (1960).
- 9) P. CERRE : "Conditionnement des déchets radioactifs solides" *Ibid.* p. 225~231.
- 10) J. POMAROLA, J. SAVOUYAUD : "Problemes de manipulation et de transport". *Ibid.* p. 283~289.
- 11) P. COHEN, C. GAILLEDREAU : "Une solution de stockage dans le sol des boues radioactives de Marcouie" *Ibid.* p. 235~250.
- 12) P. COHEN : "Description of a Pilot Plant Designed for Vitrification of Fission

Product Solutions", TID-7613, p. 270~279 (1960).

- 13) R. BONNIAUD : "Apparatus for Carrying out Vitrification in a Hot Cell", *Ibid.* p. 280~295 (1960).

Harwell 研究所

- 14) W. L. WILSON : "The design and construction of a handling and treatment system for liquid radioactive wastes". Proceedings, Institution of Civil Engineers, Public Health Paper, No. 9. 1~20 (1955).
- 15) R. H. BURNS : "Operational experiences with a handling and treatment system for liquid radioactive wastes" *Ibid.* No. 10, 20~47 (1955).
- 16) R. H. BURNS, E. GLUECKAUF : "Development of a self-contained scheme for low-activity wastes", A/CONF. 15/P/ 308 (1958).
- 17) H. J. DUNSTER : "The disposal of radioactive liquid wastes into coastal waters", A/CONF. 15/P/297 (1958).
- 18) H. J. DUNSTER, L. F. WIX : "The Practice of Waste Disposal in the United Kingdom Atomic Energy Authority", Disposal of Radioactive Wastes, Published by IAEA. Vol. 1, p. 403~409 (1960).

Karlsruhe 研究所

- 19) V. S. KRAWCZYNSKI : "Die Behandlung der Abwässer auf dem Gelände des Atomforschungszentrums Karlsruhe", *gwf* 101. Jahrg. Heft 36, 909~914 (Wasser-Abwasser 477~482); 969~972 (Wasser-Abwasser 513~516), (1960).
- 20) V. S. KRAWCZYNSKI : "Die Verdampfung als Methode zur Entaktivierung von radioaktiven Abwässern", *Kerntechnik*, 1959, Heft 1, 15~21; Heft 2, 60~66; Heft 5, 145~149.

Risø 研究所

- 21) I. LARSEN : "The decontamination of low-level radioactive waste water at Research Establishment Risø", Disposal of radioactive wastes, Vol. 1, p. 351~358, published by IAEA (1960).

日本原子力研究所

- 22) Y. YAMAMOTO, M. F. ITO, T. ISHIHARA, N. MITSUISHI, S. SAKATA: "Treatment of radioactive wastes at Japan Atomic Energy Research Institute". Disposal of radioactive wastes, Vol. 1, p. 525~533, (1960).
- 23) 阪田貞弘: "原子力研究所に新設された放射性廃棄物処理場の設備と処理法", 原子力工業 5, (No. 8), p. 226~32 (1959).
- 24) 山本寛: "放射性廃水の処理について", 水処理技術, 1, p. 32~37 (1960).
- 25) 山本寛, 坂岸昇吉: "放射性廃棄物処理", JAERI-7018 p. 49~72 (1960).
- 26) 石原健彦, 杉本仙市: "日本原子力研究所における中低レベル放射性廃液の処理状況", 用水と廃水, 3 p. 141~152 (1961).
- 27) 日本原子力研究所 化学工学研究室: "放射性廃棄物処理施設の計画と建設", JAERI-1021 (1962).
- 28) 片岡武敦: "日本原子力研究所の放射性廃液処理装置について" 火力発電, 10, 161~173, p. 229~241 (1959).
- 29) 三石信雄, 阪田貞弘, 松田裕二, 山本寛: "大型蒸発装置の飛沫同伴とその除去—液状放射性廃棄物の蒸発処理", 日本原子力学会誌, 1, p. 363~369 (1959).
- 30) N. MITSUISHI, S. SAKATA, Y. MATSUDA, Y. YAMAMOTO, Y. OYAMA: "Studies on liquid entrainment", AEC-tr-4225 (1961).
- 31) 伊藤益邦, 西土井睦: "Membrane Dialyzer JAERI-300B-Ⅱの放射性廃液処理への応用" JAERI-1012 (1960).
- 海外の廃棄物処理に関する報告
- 32) 角谷省三: "放射性廃棄物の処理と処分" 欧米におけるアイソトープの工業利用, p. 180~228 p. 291~296, 日本生産性本部発行 (1959).
- 33) 松田俊彦: "欧米における放射性廃水の処理" 日本原子力学会誌, 2, 202~212 (1960).
- 34) 阪田貞弘: "放射性廃棄物処理について", 火力発電, 12, 513~523 (1961).

## 別 表

第1表 低レベル廃液処理系の比較

1. 方 式	イギリス方式	フランス方式	ドイツ方式
2. 採 用 国	イギリス, ベルギー, スウェーデン	フランス (アメリカ)	ドイツ, オーストリア, デンマーク (ソ連, 日本)
3. 外部放出の規制	放出後移行して, 人間に到る所で, 人間の受ける被曝を考慮した放射エネルギーで制限する weighted curie* を用うる.	場所におおじて放射エネルギーで制限するが, その規準は放出後の希釈を考慮した後で ICRP の核種未知に対する勧告値とする.	ICRP 勧告の核種未知の値を放流する前で適用し, 濃度だけで制限する.
4. 廃液のセグレーション	重視しない. 管理区域から出るものはまとめて一系統とする.	重視する.	厳密におこなって, 管理区域からは非放射性液系統を含む複数の系統.
5. 最終処分	海洋投棄 (深海, 浅海)	海洋投棄 (深海), 土中埋没	長期陸上保管
6. 特 性	廃液量大 所要除染係数小 処理単価小 減容重視しない.		廃液量小 所要除染係数大 処理単価大 減容重視する.
7. 処理プロセス	廃液中の有害度の高い核種 (weight factor の大きいもの) から選択的に除去する. 多段化学処理 補助的にカチオン交換	蒸発, 化学処理	廃液から純水を作り, また減容を大きくするという考え方 混床式イオン交換 蒸発 (特に単効用) 補助的に化学処理

\*  $2500 \text{ Ra} + 420 \alpha + 50 (\text{Ca} + \text{Sr}) + (\beta + \gamma)$

第 2 表 1959年度 Mol 研究所予算明細 (人件費, 建設費を除く)

(単位: ベルギーフラン) 7.20円/ベルギーフラン

<b>A. Immobilisations</b>		<b>75,000,000</b>
1. Reactor techniques		<b>10,410,000</b>
4100.210	General service	400,000
211	BR-1	1,500,000
212	BR-2	1,100,000
213	BR-3	700,000
214	Reactor physics	1,000,000
215	Reactor technology	3,760,000
216	Electromechanics	600,000
4200.210	Library	50,000
4902.210	Furniture & materials for administration	1,300,000
2. Chemistry		<b>14,300,000</b>
4100.220	General Service	475,000
221	Non-active chemistry	2,000,000
222	Radiochemistry	895,000
223	Hot chemistry	3,100,000
224	Analytical chemistry	775,000
225	Artificial radio-elements	2,000,000
226	Waste disposal	3,605,000
4200.220	Library	50,000
4902.220	4902.210 に同じ	1,400,000
3. Metallurgy		<b>11,800,000</b>
4100.230	General service	5,300,000
231	Non-active metallurgy	650,000
232	Physical metallurgy	1,920,000
233	Hot metallurgy	2,400,000
234	Radio-metallurgy	1,350,000
4200.230	Library	30,000
4902.230	4902.210 に同じ	150,000
4. Theoretical & applied mathematical research		<b>750,000</b>
4100.240	General service	50,000
241	Analogue computer	300,000
242	Digital computer	—
243	Machine for calculation of tables	250,000
4200.240	Library	50,000
4902.240	4902.210 に同じ	100,000
5. Solid state physics		<b>5,320,000</b>
4100.250	General service	100,000
251	Precise measurement by X-ray	900,000
252	Electron microscopy & diffraction	200,000
253	Precise measurement of length, mass & density	370,000
254	Measurement of electro-magnetical properties	440,000
255	Measurement of optical properties	530,000
256	Measurement of mechanical properties	1,500,000
257	Measurement of thermal properties	300,000
258	General apparatus	800,000
259	Georogy	100,000
4200.250	Library	30,000
4902.250	4902.210 に同じ	50,000
6. Neutron physics		<b>2,820,000</b>

4100.260	General service	100,000
261	Neutron spectrometry	990,000
262	Integral section	90,000
263	Neutron optics	580,000
264	Detection of fission	260,000
265	Nuclear spectrometry	720,000
4200.260	Library	30,000
4902.260	4902.210 に同じ	50,000
<b>7.</b>	<b>Measurement &amp; control of radiation</b>	<b>10,230,000</b>
4100.270	General service	200,000
271	Personal control at site	6,300,000
272	Electronics	1,500,000
273	Radioactive physics	2,100,000
4200.270	Library	30,000
4902.270	4902.210 に同じ	100,000
<b>8.</b>	<b>Medical service</b>	<b>4,500,000</b>
4100.280	General service	200,000
281	Examination at clinic & laboratories	550,000
282	Care with or without contamination	1,500,000
283	Research	1,000,000
284	Pharmaceutical Control of isotopes	600,000
285	Toxicology of non-radioactives	250,000
286	Social medicine	300,000
4200.280	Library	30,000
4902.280	4902.280 に同じ	70,000
<b>9.</b>	<b>Administration service</b>	<b>6,386,000</b>
4100.100	General equipments	130,000
4901.100	Transportations	120,000
4902.100	4902.210 に同じ	170,000
Technical service (Machine shop & Warehouse)		
4100.109	Technical materials	3,245,000
4902.109	4902.212 に同じ	100,000
Design office		
4902.103	4902.210 に同じ	106,000
Library		
4200.101	Scientific materials	630,000
4902.101	4902.210 に同じ	300,000
Bibliographical studies, publication & photographs		
4100.120	Technical materials	412,000
4902.120	4902.210 に同じ	68,000
Hygienical safety & fire protection		
4100.104	Technical materials	765,000
4902.104	4902.210 に同じ	30,000
Cafeteria		
4902.101	4902.210 に同じ	310,000
General service		
4902.105	4902.210 に同じ	680,000
<b>10.</b>	<b>Reserve</b>	<b>7,834,000</b>
		<b>68,685,000</b>
<b>B.</b>	<b>Expenses of working</b>	<b>3,680,000</b>
1.	Reactor techniques	10,055,000
2.	Chemistry 5100.220 General service	1,700,000

221	Non-active chemistry	1,550,000
222	Radio-chemistry	805,000
223	Hot chemistry	1,405,000
224	Analytical chemistry	1,020,000
225	Artificial radio-elements	1,525,000
226	Waste disposal	1,950,000
6211.220	Administration expenses	100,000
3.	Metallurgy	6,700,000
4.	Mathematics	950,000
5.	Solid state physics	1,390,000
6.	Neutron physics	2,840,000
7.	Measurement & control of radiation	5,400,000
8.	Medical service	960,000
9.	Machine shop	1,275,000
10.	Others <sup>1)</sup>	2,250,000
	Administration service	3,685,000
	Administration expenses	2,385,000
	Documentation expenses	1,300,000
	General service	5,000,000
	Energy	24,500,000
	Electricity	19,800,000
	Fuel oil	4,400,000
	Gas	300,000
C.	Total (A+B)	143,685,000
1)	Administration Mol	220,000
	Design office	165,000
	Conversation service	30,000
	Cafeteria	165,000
	Bank expenses	100,000
	Post expenses	75,000
	R. T. T.	850,000
	Package expenses	4,900
	Transport expenses (personal & materials)	340,000
	Bus service, S.N.C.V.	85,000
	Guards expenses	220,000