

JAERI - M  
90-127

再処理施設安全評価用基礎データ

1990年8月

(編) 野村 靖・鈴木 篤之\*・金川 昭\*\*

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division  
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-  
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1990

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 いばらき印刷機

再処理施設安全評価用基礎データ

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部

(編)野村 靖・鈴木 篤之\*・金川 昭\*\*

(1990年7月11日受理)

再処理施設の事故時安全性評価を行うために必要となる、事故により放出される放射性物質の移行挙動に関する放出率等の各種基礎データを調査し、収録・整備した。

調査対象は、米国の標準データである ANSI 推薦値の基となった E. Walker の報告書及びその参考文献とし、基礎データ導出根拠を元の文献に立ち返って調査することとした。又、これに関連して最近公開されたデータの報告書も、できるだけ調査対象とした。さらに、国内外の再処理関連施設の安全評価に使用されたデータを調査し、米国の標準データと比較・検討して示した。

本報は日本原子力研究所が財団法人原子力安全研究協会に委託した「再処理施設安全評価用基礎データの調査」の2年間の調査の成果をまとめたものである。

Data Used for Safety  
Assessment of Reprocessing Facilities

(Eds.) Yasushi NOMURA, Atsuyuki SUZUKI\* and Akira KANAGAWA\*\*

Department of Fuel Safety Research  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 11, 1990)

For safety assessment of a reprocessing facility, it is important to know performance of radioactive materials in their accidental release and transfer. Accordingly, it is necessary to collect and prepare data for use in analyses for their performance.

In JAERI, experiments such as for data acquisition, for source-term evaluation and for radioactive material transfer, are now planned to be performed. Prior to these experiments, it is decided to investigate data in use for accidental safety assessment of reprocessing plants and their based experimental data, thus to make it possible to recommend reasonable values for safety analysis parameters by evaluating the investigated results, to select the experimental items, to edit a safety assessment handbook and so on.

In this line of objectives, JAERI rewarded a two-year contract of investigation to Nuclear Safety Research Association, to make a working group under a special committee on data investigation for reprocessing facility safety assessment.

This report is a collection of results reviewed and checked by the working group. The contents consist of two parts, one for investigation and review of data used for safety assessment of domestic or oversea reprocessing facilities, and the other for investigation, review and evaluation of ANSI recommended American standard data

---

\* University of Tokyo  
\*\* University of Nagoya

reported by E. Walker together with their based experimental data resorting to the original referred reports.

Keywords: Reprocessing Facility, Accident Safety Assessment,  
Fundamental Data

## 基礎データの編集にあたって

再処理施設の事故時安全性評価を行うためには、事故により放出される放射性物質の移行挙動の解明が必要不可欠であり、放出物質の施設内部における移行に関する基礎データを収集・整備しておく必要がある。このため、現在各国において使用されている安全評価用基礎データと、その基となった実験データについて調査・分析・評価し、適切な安全裕度を見込んだ推薦値の設定及び将来の安全評価用ハンドブックの作成に資することとした。

この目的に沿って、日本原子力研究所では、㈱原子力安全研究協会に委託して再処理施設安全評価用基礎データ調査専門委員会のもとにワーキンググループを設置し、これらの基礎データの調査・収集を2年計画で実施した。初年度（昭和63年度）は基礎データの調査・収集、2年度目（平成元年度）は調査した基礎データの評価・分析を中心に実施した。

調査内容は、①国内外の再処理関連施設の安全評価に使用されているデータの調査・検討と、②米国の標準データ（ANSI 推薦値）の基になったデータの調査・検討・分析・評価、の二つに分かれる。

①については、Exxon 再処理工場 PSAR の第9章安全解析に記載されたデータを調査した。また、各グループごとに Walker 報告書記載のデータに対応する国内外の再処理関連施設の安全評価に使用されているデータを比較整理して検討した結果をまとめた。

②については、ANSI 推薦値の基となった Walker 報告書記載のデータについて、核分裂生成物の放出機構の違い等に注目してグループ分類し、各グループごとに元の文献に立ち返ってデータの根拠や適用範囲等を調査した。米国の AAHハンドブック（Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Handbook）記載データについても、関連して重要と考えられるので補足的に調査した。

各グループごとに米国の標準データ（ANSI 推薦値）の基になったデータに関して(1)データ内容の検討、(2)実験すべき項目の選定、(3)安全評価データベースの検討、の項目に分けて分析・評価した成果をまとめた。

## 再処理施設安全評価用基礎データ調査専門委員会

### 委員構成

(敬称略・五十音順)

- 委員長 金川 昭 名古屋大学工学部教授
- 委員 鈴木 篤之 東京大学工学部教授
- ” 東 邦夫 京都大学工学部教授
- ” 竹内 仁<sup>\*\*</sup> 日本原燃サービス(株)設計部長
- ” 角田 直己<sup>\*\*</sup> 動力炉・核燃料開発事業団核燃料施設計画部長
- ” 堀 義康<sup>\*</sup> 日本原燃サービス(株)第二設計部長
- ” 松本 憲一<sup>\*</sup> 動力炉・核燃料開発事業団再処理部長
- ” 松本 史朗 埼玉大学工学部教授
- ” 三竹 晋 (財)原子力工学試験センター原子力安全解析所  
核燃料施設コード整備室長

---

\* 昭和63年度のみ

\*\* 平成元年度のみ

再処理施設安全評価用基礎データ調査専門委員会

ワーキンググループ委員構成

(敬称略・五十音順)

主査	鈴木 篤之	東京大学工学部教授
委員	青柳 春樹	日本原燃サービス(株)設計部安全設計課副長
〃	榎田 洋一	東京大学工学部講師
	大森 栄一	動力炉・核燃料開発事業団東海事業所再処理工場 処理部化学処理第一課
〃	岡田 幸衛	三菱原子力工業(株)エンジニアリング総括部系統設計部 系統技術開発チーム主事
〃	小川 義夫*	日本原燃サービス(株)第二設計部設計担当
〃	金盛 正至	動力炉・核燃料開発事業団安全部安全研究課副主任研究員
〃	倉重 哲雄	石川島播磨重工業(株)原子力事業部原燃システム設計部主任
〃	小播 祐司	三菱原子力工業(株)エンジニアリング総括部制御安全設計部 燃料サイクル安全開発チーム副参事
〃	杉山 俊英	動力炉・核燃料開発事業団再処理部管理課主査
〃	鈴木 賢一	三菱金属(株)原子力技術センター技術第一部
〃	田辺 安雄	(株)東芝磯子エンジニアリングセンター原子力事業部 原子炉設計部主務
〃	中山 忠和	(株)日立製作所日立工場原子力計画部原子力プラント安全計画
〃	鍋島 正宏	住友金属鉱山(株)原子力事業部東海試験所主任研究員
〃	松本 史朗	埼玉大学工学部教授
〃	三谷鉄二郎	日揮(株)原子力・高度技術事業本部基本設計部第1チーム 副主任技師

\* 昭和63年度のみ



オブザーバー（専門委員会，ワーキンググループ共通）

- |       |  |
|-------|--|
| 内藤 倣孝 | 日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター<br>燃料安全工学部プラント安全解析研究室長      |
| 西尾 軍治 | 日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター<br>燃料安全工学部プラント安全解析研究室主任研究員  |
| 野村 靖  | 日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター<br>燃料安全工学部プラント安全解析研究室副主任研究員 |
| 阿部 仁  | 日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター<br>燃料安全工学部プラント安全解析研究室       |
| 石川 秀高 | （財）原子力安全研究協会<br>調査部課長代理                              |
| 佐藤 貞明 | （財）原子力安全研究協会<br>調査部調査課主任                             |
| 二木 健  | （財）原子力安全研究協会<br>調査部調査課主任                             |

## Contents

1.	Investigation and review of data used for safety assessment of domestic and oversea reprocessing facilities .....	1
1.1	Investigation and review of data used for safety assessment of the Exxon fuel reprocessing plant .....	1
	Appendix 1.1 Radionuclide behaviour in accidents (translation of appendix 9A of Docket 50-564) ..	26
1.2	Review and comparison of data used for safety assessment on domestic and oversea reprocessing facilities with American standard data .....	40
1.2.1	Review and comparison of data used for Exxon, JNFS, NUCEF reprocessing plants with American standard data .....	41
1.2.2	Review and comparison of data used in the PSE project and the PNC Tokai reprocessing facility with American standard data .....	48
	Appendix 1.2.A Data used for safety assessment on the JAERI's commercial reprocessing plant .....	51
	Appendix 1.2.B Data used for safety assessment on the JAERI's NUCEF experimental facility .....	59
2.	Investigation, review, analyses and evaluation for ANSI recommended American standard data into their derivation background .....	66
2.1	Failed Fuel-Gap Release (Group A) .....	100
2.2	Boiling Pool Release, Evaporating Pool Release (Group B) .	130
2.3	Fire Release (Group C) .....	166
2.4	Explosions (Group D) .....	227
2.5	Criticality (Group E) .....	254
2.6	Particulate Filters (Group F) .....	274
2.7	Halogen Filters (Group G) .....	421
2.8	Miscellaneous Parameters (Group H) .....	489
2.9	Impact Stress - Airborne Fraction (Group I) .....	531
	References .....	562

## 目 次

1. 国内外の再処理関連施設の安全評価に使用されたデータの調査・検討	1
1.1 Exxon 再処理工場の安全評価に使用されたデータの調査・検討	1
付録 1.1 事故時における放射性核種の挙動 (Docket 50-564 Appendix 9 A の抄訳)	26
1.2 Exxon その他国内外の再処理関連施設の安全評価に使用されたデータと 米国標準データとの比較・検討	40
1.2.1 Exxon, JNFS, NUCEF の各施設で用いられたデータと 米国の標準データとの比較・検討	41
1.2.2 西独 PSE プロジェクト及び動燃東海再処理工場で用いられたデータと 米国の標準データとの比較・検討	48
付録 1.2.A 日本原燃サービス株式会社 (JNFS) の商用再処理工場の事業指定 申請書安全評価に用いられた基礎データについて	51
付録 1.2.B 日本原子力研究所 NUCEF の安全審査書に用いられている基礎データ について	59
2. 米国の標準データ (ANSI 推薦値) 導出根拠の調査・検討・分析・評価	66
2.1 Failed Fuel - Gap Release (Aグループ)	100
2.2 Boiling Pool Release, Evaporating Pool Release (Bグループ)	130
2.3 Fire Release (Cグループ)	166
2.4 Explosions (Dグループ)	227
2.5 Criticality (Eグループ)	254
2.6 Particulate Filters (Fグループ)	274
2.7 Halogen Filters (Gグループ)	421
2.8 Miscellaneous Parameters (Hグループ)	489
2.9 Impact Stress - Airborne Fraction (Iグループ)	531
参考文献	562

# 1. 国内外の再処理関連施設の安全評価に 使用されたデータの調査・検討

## 1.1 Exxon再処理工場の安全評価に使用されたデータの調査・検討

ピューレックス法による大型再処理工場であるExxon再処理工場を対象に、米国において使用されている安全評価用基礎データを調査した。

Exxon再処理工場は、名称をNuclear Fuel Recovery and Recycling Center (NFRRC) といひ、Exxon Nuclear Co., Inc. により、1976年6月にPSAR<sup>(\*1)</sup>がNRCに提出されている。Exxon再処理工場の安全評価については、このPSARの第9章及びそのAppendixに記載されている。以下では、これら安全評価に関連する部分を調査し、安全評価に使用されている基礎データについてとりまとめた結果を示す。

Exxon再処理工場の安全解析では、その発生頻度と事故結果の大きさに応じて想定された次の5種類の事故について安全評価が行われている。

- ① 些少事故 (Trivial Incidents) : 1次閉じ込め系からの放射性物質の放出量は増加しないが、プラントの単一故障、誤操作などによる平常運転条件からの僅かな変動をきたす事象。
- ② 小事故 (Minor Incidents) : 閉じ込め系外への放射性物質の放出量の僅かな増加があるが、環境への放出量は予想年間放出量の範囲内に収まる事象。
- ③ 大事故 (Major Accidents) : プラント寿命中に1~2回起こる可能性があり、環境への放射性物質の相当量の放出を伴う不測の事態としての事故。安全解析では、16通りの事故が解析されている。
- ④ 設計基準事故 (Design Basis Accidents) : 工学的安全システム (閉じ込め系、排気系、非常冷却系など) の機能に重大な負荷を与える事故。工学的安全システムの機能の適正を検証する目的で、3通りの事故が解析されている。
- ⑤ 仮想事故 (Hypothetical Accidents) : 設計基準事故を越える規模の事故であり、安全解析ではその事故の発生頻度だけについて $10^{-6}$ /年よりも発生頻度が小さいことを評価している。この種の事故に対する放射性物質の閉じ込めに関する設計上の考慮はされていない。

本調査では、これらの事故の中で放射性物質の放出が評価されている、以下の大事故及び設計基準事故を調査した。

- ① 燃料集合体の落下 (大事故1)
- ② 90日冷却燃料の溶解 (大事故2)
- ③ プルトニウム蒸発缶のレッド・オイル爆発 (大事故3)
- ④ 硝酸プルトニウム貯槽の水素爆発 (大事故4)

---

(\*1) Nuclear Fuel Recovery and Recycling Center, Exxon Nuclear Co., Inc.,  
Docket 50-564 Preliminary Safety Analysis Report (1976)

- ⑤ 高レベル廃液煅焼炉のケロシン爆発（大事故 5）
- ⑥ 槽類換気系ヨウ素吸着器の爆発（大事故 6）
- ⑦ 溶媒再生用イオン交換ベッドの爆発・火災（大事故 7）
- ⑧ HAカラム溶媒火災（大事故 8）
- ⑨ ジルコニウム被覆管火災（大事故 9）
- ⑩ 低レベル廃棄物貯蔵庫の火災（大事故 10）
- ⑪ プロセスセル内臨界事故（大事故 11）
- ⑫ 高レベル濃縮廃液の漏洩（大事故 12）
- ⑬ 溶解槽オフガス系ヨウ素吸着器の機能低下（大事故 13）
- ⑭ 高レベル廃棄物キャニスタの破損（大事故 14）
- ⑮ 高レベル廃液蒸発缶のレッド・オイル爆発（設計基準事故 1）
- ⑯ 溶解火災（設計基準事故 2）

Exxon 再処理工場 PSAR「第 9 章 安全解析」では、これらの事故による放射性物質の放出量評価に使用する基礎データとして、次のデータが示されている。

- ① インベントリ (EF×SF)；事故の起こった機器の放射能インベントリを示し、EFとSFの積で計算される。EF (Equivalence Factor) は、事故の起こった機器に含まれる放射性物質が 1 トンの使用済燃料の処理により発生する量の何倍に相当しているかを表す。SF (Source Factor) は、途中の工程での分離を考慮して、放射性核種毎に使用済燃料に含まれる量の何割が事故の起こった機器に含まれるかを表す。
- ② 放出率 (RF)；事故の起こった機器に含まれる放射性物質が気相中に移行する割合を示す。事故発生直後の激しい放出 (0.5 時間) 及びその後の放出 (0.5～8 時間) の相違を考慮するため、火災、爆発等の事故では複数の RF (Release Factor) が使い分けられている。
- ③ フィルタの透過率 (FF)；放出経路に設置されたフィルタで捕集されずに透過してしまう割合を示す。
- ④ 放射能放出量；事故発生直後の短時間内の放出 (～0.5 時間) 及びその後の放出 (0.5～8 時間) の 2 つに事故後の経過を分けて、放出量が評価されている。

ここでは、これらの安全評価に使用された基礎データを事故毎に表にまとめると共に、事故評価の前提条件、事故経過、放出経過、放出率等についての補足説明を行う。

なお、安全評価に使用されたデータの根拠が説明されている安全解析書の第 9 章の Appendix は重要であるので、その抄訳を付録に示した。

### 1.1.1 燃料集合体の落下（大事故）

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.1 に示す。

#### (1) 前提条件及び経過

キャスク・アンローディングセルにおいて燃料集合体の落下による燃料棒の破損によって、90 日冷却燃料 1 体 (0.5 トン) に含まれる気体状 FP が漏洩する。

## (2) 放出経路

キャスク・アンローディングセル内に漏洩した気体状FPが、当該セル換気系を経て排気筒から放出される。

## (3) 放出率

燃料棒のプレナム中に存在する全ての気体状FPが換気系に移行するものとし、プレナム中への存在割合を放出率とする。

Kr-85 ; 0.3

I-129 ; 0.1

I-131 ; 0.1

Xe-131 m ; 0.1

Xe-133 ; 0.1

## (4) その他

原子状のヨウ素の一部はセル換気系設備にプレート・アウトするものと考えられるが、このような除染効果はないとしている。

## 1.1.2 90日冷却燃料の溶解（大事故）

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.1 に示す。

## (1) 前提条件及び経過

150日以上冷却した燃料を処理する溶解槽に、誤って90日冷却燃料4トン进行装荷し、8時間かけて溶解したため、短半減期のヨウ素及びキセノンの放出量が増加する。90日冷却燃料中のI-131、Xe-131 m及びXe-133のインベントリは、これらの核種の半減期が比較的短いため、150日冷却燃料の、それぞれ175、32及び2,680倍である。

## (2) 放出経路

通常より多目のヨウ素及びキセノンガスが、溶解槽オフガス処理系を経て排気筒から放出される。

## (3) オフガス処理系の除染係数

オフガス処理系に設置されているヨウ素吸着器により、ヨウ素の99.9%が吸着される。キセノンガスはオフガス処理系では除去されず、100%放出される。

## 1.1.3 プルトニウム蒸発缶のレッド・オイル爆発（大事故）

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.2 に示す。

## (1) 前提条件及び経過

76ℓの硝酸プルトニウム水溶液（濃度400g Pu/ℓ）を含むプルトニウム蒸発缶がレッド・オイル爆発により破損し、硝酸プルトニウム水溶液の全量がセル内に漏洩する。プルトニウム蒸発缶のセルの容積は1,170 m<sup>3</sup>であり、セル換気系にはDeep-bed Fiberglassフィルタと2段のHEPAフィルタが設置されている。

HALW蒸発缶の解析から、周辺設備、セル構造及びセル換気系の機能は健全であり、プルトニウム蒸発缶のみが破損すると仮定する。漏洩液及び洗浄液は8時間以内に回収される。

放出は、事故直後の爆発によって生じるエアロゾルの放出（～0.5時間）と、セル床上の液からの飛沫同伴等の放出（0.5～8時間）とによる。

(2) 放出経路

セル内に漏洩した液の一部がエアロゾルとなって、セル換気系を経て排気筒から放出される。

(3) 事故直後の爆発によって生じるエアロゾルの放出

ヨウ素は蒸発缶内インベントリの100%が、硝酸プルトニウム水溶液はエアロゾル濃度  $100 \text{ mg/m}^3$  の1セル分（ $1.170 \text{ m}^3$ ）の空気が、セル換気系へ移行する。セル換気系の Deep bed Fiberglass フィルタと2段のHEPAフィルタを通過する割合は、ヨウ素が1.0、その他の核種が  $10^{-5}$  である。

(4) セル床上の液からの飛沫同伴等による放出

Ruの分配係数を  $10^{-2}$ 、粒子状核種の分配係数を  $10^{-4}$  とし、蒸発速度  $24 \text{ l/hr}$  としてセル換気系への放射性物質の移行量を評価する。

#### 1.1.4 硝酸プルトニウム貯槽の水素爆発（大事故）

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.3 に示す。

(1) 前提条件及び経過

$\alpha$ 線による水の放射線分解で生成した水素の爆発が硝酸プルトニウム貯槽で起こり、貯槽が破損して硝酸プルトニウム水溶液がセル内に漏洩する。セルの容積は  $825 \text{ m}^3$  であり、セル換気系には Deep-bed Fiberglass フィルタと2段のHEPAフィルタが設置されている。

HALW 蒸発缶の解析から、周辺設備、セル構造及びセル換気系の機能は健全であり、プルトニウム貯槽のみが破損すると仮定する。漏洩液及び洗浄液は8時間以内に回収される。

放出は、事故直後の爆発によって生じるエアロゾルの放出（～0.5時間）と、セル床上の液からの飛沫同伴等の放出（0.5～8時間）とによる。

(2) 放出経路

セル内に漏洩した液の一部がエアロゾルとなって、セル換気系を経て排気筒から放出される。

(3) 事故直後の爆発によって生じるエアロゾルの放出

ヨウ素は貯槽内インベントリの100%が、硝酸プルトニウム水溶液はエアロゾル濃度  $100 \text{ mg/m}^3$  の1セル分（ $825 \text{ m}^3$ ）の空気が、セル換気系へ移行する。セル換気系の Deep-bed Fiberglass フィルタと2段のHEPAフィルタを通過する割合は、ヨウ素が1.0、その他の核種が  $10^{-5}$  である。

(4) セル床上の液からの飛沫同伴等による放出

Ruの分配係数を  $10^{-2}$ 、粒子状核種の分配係数を  $10^{-4}$  とし、蒸発速度  $27 \text{ l/hr}$  としてセル換気系への放射性物質の移行量を評価する。

#### 1.1.5 高レベル廃液煅焼炉のケロシン爆発（大事故）

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.4 に示す。

(1) 前提条件及び経過

高レベル廃液煅焼炉は、高さ10 ftの円筒型流動床である。下部流動床は直径2 ft、上部は

4ftである。スチームで流動され、注入するケロシン及びエアの燃焼によって加熱される。このケロシンによる爆発が想定され、その結果、煨焼酸化物のエアロゾルがセル内に放出される。

高レベル廃液煨焼炉は、煨焼廃棄物の収納セル内に設置されており、さらに事故時に放出されるダストを閉じ込める 140 m<sup>3</sup> の換気 Barrier 内に隔離されている。煨焼炉近傍の換気エアは、Deep-bed Fiberglass フィルタと2段のHEPA フィルタを経て排出される。

爆発によって煨焼炉が破損し、セルは固体微粒子で満たされ、炉の内容物がセル床に飛散すると仮定する。セルの洗浄及び飛散固体の移動には約 24 時間を要する。放出は 1 セル容 (140 m<sup>3</sup>) の初期エアロゾルと除染時に床から同伴した固体で構成されるものと評価する。初期は床が乾燥固体で覆われるが、除染時は洗浄水で覆われるものとする。煨焼炉は粒状の固体 (密度 1.3) を 10 ft<sup>3</sup> 保持しており、これは 6.67 ton 燃料に相当する。トリチウム及び Kr-85 は煨焼以前に揮発しており、同様に、揮発性の Ru, ヨウ素もフィード時に揮発しているため事故時の飛散には寄与しない。従って、エアロゾルと同伴固体には非揮発性の放射性核種のみが含まれる。

## (2) 放出率

粒状の固体の粒径分布がひろく、BNWL の試験<sup>1)</sup> によれば、流動床の水簸の 30% が 325 メッシュ (44 micron) より小さい。Idaho の廃液煨焼施設のデータでは、325 メッシュ未満のものは極めて少なく、水簸は約 5% である<sup>2)</sup>。従って、固体の 20% が飛散し、10% (<30 micron) が換気エアによってセルから運ばれるものと仮定する。残りの固体は床に飛散し、除染完了までのエントレインメント源となる。事故後の 0.5 時間に、セル床からエントレインメントする乾燥固体の損失は、1 時間当たり上部 0.1 mm 層の 10<sup>-4</sup> 倍と仮定する (付録参照)。

除染時のエントレインメント損失は、主に、水の蒸発速度と固体の再溶解で決定される。水の蒸発速度は飛散固体の崩壊熱 (最大 10<sup>6</sup> Btu/h) で決定され、2 g/min であろう。

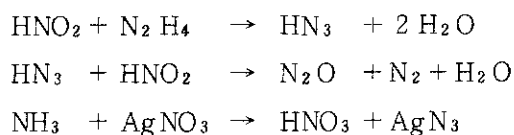
Cs, そしておそらく Sr を除けば、固体中の放射性核種は比較的不溶解性である。Idaho<sup>3)</sup> 及び BNWL<sup>4)</sup> における煨焼廃液の浸出試験によって確認された。6 in 深の除染液内で Cs, Sr が全て再溶解するものとし、蒸発時のこれら核種の分配係数を 10<sup>-4</sup> と仮定すれば、除染時の最大エントレインメント速度が評価される。セル換気系に固体微粒子と同伴した核種は、99.999% がフィルタ系で除去される (付録参照)。

### 1.1.6 槽類換気系ヨウ素吸着器の爆発 (大事故)

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.5 に示す。

#### (1) 前提条件及び経過

抽出系からのオフガス中に存在するものと考えられるアジ化水素 (HN<sub>3</sub>) と硝酸銀が槽類換気系ヨウ素吸着器内で反応して不安定なアジド類が生成される。



この銀アジドの分解反応による爆発が起こり、ヨウ素吸着器が破損し、ヨウ素を吸着してい



た吸着剤の一部及び槽類オフガスがセル内に漏洩する。槽類オフガスの漏洩は、もう一方のヨウ素吸着器に切り換えるまでの30分間続くものと仮定する。また吸着剤は、総吸着剤量の1%に相当する21,400 gがセル内にエアロゾルとして拡散するものと仮定する。

セルの容積は1,600 m<sup>3</sup>であり、セル換気系にDeep-bed Fiberglass フィルタと2段のHEPA フィルタが設置されている。

#### (2) 放出経路

セル内に漏洩し吸着剤のエアロゾル及び槽類オフガスが、セル換気系を経て排気筒から放出される。

#### (3) ヨウ素の挙動

爆発の際の吸着されたヨウ素の挙動はよく理解されていないが、銀-ヨウ素結合は非常に安定であることが知られている<sup>5)</sup>。ハンフォードのピューレックスプラントにおけるヨウ素吸着器の爆発事故<sup>6)</sup>では、揮発したヨウ素量は無視小で、吸着されたヨウ素のほとんど全部が吸着剤と共に残ったと報告されている。このことから、吸着剤に吸着されたヨウ素は全く揮発しないものとする。

#### (4) オフガス処理系の除染係数

セル換気系のDeep-bed Fiberglass フィルタと2段のHEPA フィルタを通過する割合は、槽類オフガス中の揮発性ヨウ素が1.0、吸着剤のエアロゾル中のヨウ素が10<sup>-5</sup>である。

### 1.1.7 溶媒再生用イオン交換ベッドの爆発・火災（大事故）

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.6 に示す。

#### (1) 前提条件及び経過

硝酸と樹脂の発熱反応による爆発で溶媒再生用イオン交換塔が破損し、樹脂のエアロゾルがセル内に漏洩、さらに樹脂が硝酸塩化しているため発火してセル床に落下する。この火災は、30分以内に消火される。

放出は、爆発により生成される樹脂のエアロゾル、燃焼する樹脂から放出される灰と煤煙、及び洗浄中にセル床から飛沫となって舞い上がるエアロゾルの3通りの形態をとる。

セルの容積は1,900 m<sup>3</sup>であり、セル換気系にDeep-bed Fiberglass フィルタと2段のHEPA フィルタが設置されている。全ての樹脂が燃焼して煤煙になったとしても、換気系のフィルタの目詰まりは起こらない。

#### (2) 樹脂中のインベントリ

樹脂の総量は100 ft<sup>3</sup>（密度=50 ポンド/ft<sup>3</sup>）で、500トンの燃料を分離するのに使用した溶媒をこの溶媒再生用イオン交換ベッドで処理した場合に相当する次のインベントリを仮定する。

核種	インベントリ (EF×SF)
I - 129	500 × 0.1
I - 131	500 × 0.02 (63日の処理中の崩壊を考慮)
Ru	500 × 1.7 × 10 <sup>-7</sup>
U	500 × 1.0 × 10 <sup>-8</sup>
Pu	500 × 1.0 × 10 <sup>-7</sup>
Zr, Nb	500 × 1.0 × 10 <sup>-8</sup>
その他	500 × 1.0 × 10 <sup>-11</sup>

## (3) 事故直後の爆発及び火災によって生じるエアロゾルの放出

ヨウ素は100%が、その他の核種は10%がセル換気系に移行する。セル換気系のDeep-bed Fiberglassフィルタと2段のHEPAフィルタを通過する割合は、ヨウ素が1.0、その他の核種が10<sup>-5</sup>である。

## (4) 洗浄中の飛沫同伴による放出

樹脂の燃焼中に生成した灰のエアロゾルに含まれて5%分の放射性物質がセル換気系に移行する。セル換気系のDeep-bed Fiberglassフィルタと2段のHEPAフィルタを通過する割合は、その他の核種が10<sup>-5</sup>である。なお、ヨウ素は事故直後の爆発によって、その100%が揮発してしまっているため、この期間の放出はない。

## 1.1.8 HAカラム溶媒火災 (大事故)

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.7 に示す。

## (1) 前提条件及び経過

HAカラムの溶媒製品流の配管から15分間の流量に相当する315ガロン(1,195ℓ)の溶媒がセル内に漏洩し、何らかの原因で漏洩した溶媒が発火しその全量が燃焼するものと仮定する。溶媒の燃焼速度は、酸素要求量と燃焼に利用できる酸素量に基づいて計算により求めた144ガロン/hrを仮定する。この場合、約2.2時間で全部の溶媒が燃焼してしまうことになる。

放出は、揮発性核種の蒸発、燃焼する溶媒から放出される煤煙と飛沫同伴、及び洗浄中にセル床から飛沫となって舞い上がるエアロゾルの3通りの形態をとる。

セル換気系にはDeep-bed Fiberglassフィルタと2段のHEPAフィルタが設置されている。全ての溶媒が燃焼して煤煙になったとしても、換気系のフィルタの目詰まりは起こらない。

## (2) 溶媒中のインベントリ

燃料1トン当たり14,000ℓの溶媒が発生するので、1,195ℓの溶媒は0.085トンの燃料に相当する次のインベントリを仮定する。

核種	インベントリ (EF×SF)
I	$0.085 \times 7.3 \times 10^{-1}$
Ru	$0.085 \times 2.0 \times 10^{-4}$
Np	$0.085 \times 2.6 \times 10^{-1}$
Tc	$0.085 \times 1.4 \times 10^{-1}$
U	$0.085 \times 1.0$
Pu	$0.085 \times 1.1$
Zr, Nb	$0.085 \times 4.0 \times 10^{-4}$
その他	$0.085 \times 1.0 \times 10^{-4}$

## (3) 放出率

ヨウ素は100%が、その他の核種は1%がセル換気系に移行する(付録1.1参照)。セル換気系のDeep-bed Fiberglassフィルタと2段のHEPAフィルタを通過する割合は、ヨウ素が1.0、その他の核種が $10^{-5}$ である。

## 1.1.9 ジルコニウム被覆管火災(大事故)

安全評価に使用された基礎データを表1.1.8に示す。

## (1) 前提条件及び経過

浸出済被覆管コンテナ中でジルコニウム微粉末が自然発火し、約8時間で全てのジルコニウムが燃焼し、被覆管に含まれる放射性物質がセル内に漏洩する。一般にサイズ範囲が $10\mu$ 以下でその間隙に水を含むジルコニウム粒子は、酸化して自然発火する。自然発火の機構は、粒子サイズ、密度、温度、湿度及び比表面積の関数であり、比表面積が大きいほど自然発火しやすいとされている<sup>7)</sup>。

放出は、揮発性核種の蒸発、燃焼により放出される煤煙、及び洗浄中にセル床から飛沫となって舞い上がるエアロゾルの3通りの形態をとる。

セル換気系にDeep-bed Fiberglassフィルタと2段のHEPAフィルタが設置されている。燃焼で発生する煤煙による換気系のフィルタの目詰まりは起こらない。

## (2) コンテナ中のインベントリ

コンテナ中には燃料4トン相当のジルコニウム被覆管が充填されている。被覆管には燃料物質の0.1%が付着しているものとする。また、トリチウムは三重水素化ジルコニウムとして、その100%が含まれる。

## (3) 火災による放出

約8時間の燃焼により、放射化生成物及び非揮発性核種の1%がセル換気系に移行する(プルトニウム火災の経験に基づく値、付録1.1参照)。ジルコニウム火災は温度が比較的高くなるため、常温では蒸発しない核種もかなり蒸発する。ここではオークリッジの実験<sup>8)</sup>により、トリチウムは100%、Kr, Xe, I及びBrは90%、Te, Se及びSbは60%、Ru, Mo, Tc, Pd及びRhは90%がセル換気系に移行するものとする。

## (4) セル換気系の除染係数

セル換気系のDeep-bed Fiberglassフィルタと2段のHEPAフィルタを通過する割合は、

トリチウム, Kr, Xe, I 及び Br が 1.0, その他の核種が  $10^{-5}$  である。

#### 1.1.10 低レベル廃棄物貯蔵庫の火災 (大事故)

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.9 に示す。

##### (1) 前提条件及び経過

低レベル廃棄物貯蔵庫で火災が起こり, 低レベルの可燃性固体廃棄物を充填した容器の 1 つが約 30 分間で燃焼する。低レベル廃棄物の容積は  $7 \text{ ft}^3$  であり, これは  $1.9 \times 10^{-6}$  トンの燃料処理により発生する廃棄物量に相当する。

低レベル廃棄物貯蔵庫の換気系には, 1 段の粗フィルタ及び 2 段の HEPA フィルタが設置されている。

##### (2) 放射能インベントリ

低レベル廃棄物容器内には, Pu 以外の非揮発性核種が,  $1.9 \times 10^{-6}$  トンの燃料相当含まれ, Pu については許容含有量  $200 \text{ g}$  ( $2.7 \times 10^{-6}$  トンの燃料相当) が含まれるものとする。

##### (3) 放出率

廃棄物の燃焼により 5% が換気系に移行するものとする。換気系の粗フィルタ及び 2 段の HEPA フィルタを通過する割合は, 揮発性核種がないため,  $10^{-5}$  を使用する。

#### 1.1.11 プロセスセル内臨界事故 (大事故)

##### (1) 前提条件及び経過

プロセス内の溶液の入った槽で合計核分裂数  $2 \times 10^{19}$  の臨界事故が起こる (溶液中で起こった臨界事故の報告は 10 件あり, その際の核分裂は  $1 \times 10^{16} \sim 4 \times 10^{19}$  である)。24 時間にわたり 10 分毎に 1 回のバーストが起こり, 各バーストの核分裂数は, 最初の 3 回が  $5 \times 10^{17}$  (30 分間), 続く 7.5 時間が平均  $2 \times 10^{17}$ , 残りの 16 時間は平均  $1 \times 10^{17}$  を仮定する。

##### (2) 放出経路

臨界事故により容器が破損し, 気体状の核分裂生成物がセル内に漏洩し, セル換気系を経て排気筒から環境に放出される。

##### (3) 放出量

核分裂により生成した稀ガス 100% 及びヨウ素 25% が放出される。

#### 1.1.12 高レベル濃縮廃液の漏洩 (大事故)

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.10 に示す。

##### (1) 前提条件及び経過

高レベル濃縮廃液 500 ガロン (約  $1.9 \text{ m}^3$ , 燃料 3.7 トン相当, 10 分間の移送量に相当) がセル内に漏洩する。漏洩液は 2,500 ガロンに水で希釈される。希釈された廃液とその後の洗浄液は, 事故発生後 8 時間以内に別の容器内に回収される。

##### (2) セル換気系への放射性物質の同伴

エアロゾルの濃度 ;  $270 \text{ l/hr}$  蒸発速度相当  
ヨウ素の分配係数 ; 1.0

Ru の分配係数 ;  $1 \times 10^{-2}$

粒子状核種の分配係数;  $1 \times 10^{-4}$

(3) フィルターの除染係数

DBGF (1段) と HEPA (2段) から構成されるセル換気系のフィルターに対して

ヨウ素 ; 1

ヨウ素以外の核種 ;  $10^5$

1.1.13 溶解槽オフガス系ヨウ素吸着器の機能低下 (大事故)

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.11 に示す。

(1) 前提条件及び経過

入気の相対湿度の上昇により、DOGヨウ素吸着器の機能が30分間低下する。この機能低下中に、150日冷却の燃料3.2トン相当のヨウ素が排気筒から放出される。

(2) ヨウ素吸着器の除染係数

DOGヨウ素吸着器の機能は完全に喪失しているものと仮定し、ヨウ素に対する除染係数は1とする。

1.1.14 高レベル廃棄物キャニスタの破損 (大事故)

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.12 に示す。

(1) 前提条件及び経過

キャニスタに充填された高レベル廃棄物ガラス固化体は、プール水中に貯蔵される。

キャニスタが破損し、1基分のガラス固化体 (燃料1.8トン相当) がプール水に30日間さらされる。ガラス固化体からプール水に浸出した放射性物質が、換気系を経て排気筒から放出される。

(2) 固化体中のインベントリ

燃料1.8トン相当に対して、Uを0.5%、Puを0.75%、揮発性核種を0%含む。その他は、燃料1.8トン相当を100%含む。

(3) 浸出条件<sup>9)</sup>

浸出率 ;  $2.0 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2 \text{ - day}$

かさ密度 ;  $3.1 \text{ g/cm}^3$

かさ破砕表面積 ;  $1.67 \text{ cm}^2/\text{g}$

(4) その他の条件

粒子状核種の分配係数;  $1 \times 10^{-4}$

フィルタの除染係数 ;  $10^5$

プール水量 ; 1,420万ガロン

プール水蒸発速度 ; 2,350ガロン/hr

1.1.15 高レベル廃液蒸発缶のレッド・オイル爆発 (設計基準事故)

安全評価に使用された基礎データを表 1.1.13 に示す。

## (1) 前提条件及び経過

使用済燃料1トン当たり504ℓ/トンの廃液が発生し、高レベル廃液蒸発缶の容量は610ℓであることから、ここには、使用済燃料1.21トン分のHLWが存在する。ここで、溶媒のニトロ化合物が生成・蓄積すると、自動触媒反応によって爆発にいたる。このためには、

- i) 大量の有機溶媒が高レベル廃液蒸発缶に誤って送られる。
- ii) TBPまたはその分解物が高レベル廃液蒸発缶に蓄積し、レッド・オイルを生成する。
- iii) 生成したニトロ化合物の温度が130℃以上の高温にさらされる。

ことが前提となる。ニトロ化した溶媒の量は150ポンド(68.1kg)と仮定されている。

## (2) 放出経路

レッド・オイル爆発によりセル内に漏洩したHLWは自身の発熱により、エアロゾルになり、セル換気系を経て排気筒から放出される。

## (3) 爆発直後に生じるエアロゾルの放出

セル内インベントリは比重が1.38g/cm<sup>3</sup>であることにより、8.4×10<sup>5</sup>g。溶媒抽出工程でのU、Puの回収率はそれぞれ99.5、99.25%としている。高レベル廃液蒸発缶は破壊されるものの、HEPAフィルタの過圧は50ms間に2.7psi(0.19気圧)という制限値以下であるため、放射能閉じ込め系は機能するものとしている。ヨウ素については100%放出を仮定、その他の核種は、エアロゾル濃度を100mg/m<sup>3</sup>とし、セル容積(5,500m<sup>3</sup>)に含まれる分だけが放出されると仮定している。フィルタの通過率はヨウ素に対しては1を、エアロゾルに対しては10<sup>-5</sup>を仮定している。

$$\text{放出されるエアロゾル量} = 5,500 \text{ m}^3 \times 100 \frac{\text{mg}}{\text{m}^3} \times \frac{1 \text{ g}}{10^3 \text{ mg}} = 550 \text{ g}$$

$$\text{インベントリ} = 610 \text{ ℓ} \times \frac{1,380 \text{ g}}{\text{ℓ}} = 8.4 \times 10^5 \text{ g}$$

$$\text{放出割合} = \frac{550}{8.4 \times 10^5 \text{ g}} = 6.5 \times 10^{-4}$$

最終的にフィルタを通過する放出割合 =  $6.5 \times 10^{-4} \times 1 \times 10^{-5}$

## (4) クリーンアップ時の放出

クリーンアップ時間は8時間と評価。クリーンアップ時の放出率評価は蒸発速度と分配係数に基づき計算される。蒸発速度を147ℓ/hr、Ruの分配係数を10<sup>-2</sup>、その他の核種の分配係数を10<sup>-4</sup>としている。

$$(\text{エントレインメントによる放出割合}) = (\text{蒸発速度}) \times (\text{漏洩量})^{-1} \times (\text{フィルタ係数})$$

## 1.1.16 溶媒火災(設計基準事故)

## (1) 前提条件及び経過

熱及びすすの最大発生を想定し、C2Cセルにおける30%TBP-70%ドデカン溶媒の火災を想定する。セル容量は37ft×30ft×60ftで1,886m<sup>3</sup>、床面積は約1,100ft<sup>2</sup>であり、溶媒貯槽の破損によって、溶媒20,000ガロンがセル床に漏洩し、全量が燃焼すると仮定した。

通常は、消火系が自動的に作動して5%までHalon 1301を導入し、また、給気ダンパが遮断される。発火直後の燃焼率は開放系の燃焼率-液厚1インチ又は約690 gallon/h<sup>10)</sup>で近似する。その後の燃焼率は、セル給気量(9,000 cfm at 100°F)で制限される。平均空気消費率を16 mol/mol 溶媒、酸素利用率を50%と仮定し、給気ダンパの遮断なしにおける燃焼率を約240 gallon/hと算出。

構造物又は貯槽の健全性は保持され、熱放出率は $29 \times 10^6$  Btu/h (19,000 Btu/1b)である。給気温度を100°Fと仮定し、全発熱量が換気空気(200,000 cfm)に移行するとすれば、DBFGフィルタ部の排気ダクト内温度は220°Fに達し得るがフィルタは損傷しない。現実には、設備及び壁への熱損失があり、また、セル及び換気ダクト内の消火設備により温度上昇は通常値に保たれる。

溶媒火災による換気フィルタ系の閉塞は起こり得ず、微粒子に対してDF 10<sup>5</sup>を保持する(付録参照)。微粒子は、主にすすと未燃焼の炭化水素であり、溶媒の約5 wt%が換気空気中に同伴されると仮定(付録 1.1 参照)。以上の設定から、溶媒 20,000ガロンの燃焼によって、約6,400ポンドのすすが発生し、これはDBFGフィルタ(約12,400 ft<sup>2</sup>)の処理能力(2.5 lb/ft<sup>2</sup>)の25%未満である<sup>11)</sup>。

## (2) 放出率

DBFGフィルタを通過する微量の微粒子はHEPAフィルタで除去され、フィルタ差圧を僅かに増加させる。放射性核種の放出は、最悪の場合でもHAカラム火災よりも少ない。

## 参 考 文 献

- 1) J.L. McElroy, ed.; Quarterly Progress Report Research and Development Activities, Waste Fixation Program, January Through March, 1975, USERDA Report BNWL-1908, June, 1975, p. 24
- 2) L.T. Lakey and J.R. Bower; ICPP Waste Calcining Facility Safety Analysis Report, USAEC Report IDO-14620, December, 1963, p. v-14
- 3) M.E. McClain and D.W. Rhodes; Leaching of Fission Products From Calcined Process Waste, USAEC Report IDO-14440, May 28, 1958, p.
- 4) J.E. Mendel and J.L. McElroy; Waste Solidification Program, Volume 10, Evaluation of Solidified Waste Products, USAEC Report BNWL-1666, July, 1972, p. 5.40 to 5.51
- 5) W.J. Maeck, D.T. Pence and J.K. Keller; Highly Efficient Inorganic Absorber for Airborne Iodine Species (Zeolite Development Studies), IN-1224, October (1968)
- 6) E.R. Irish; Separations Plant Silver Reactor Incident, USAEC Report TID 7569
- 7) N.M. Levitz, B.J. Kullen and M.J. Steindler; Management of Waste Cladding Hulls, Part I, Pyrophoricity and Compaction, USAEC Report ANL-8139, February (1975)
- 8) G.W. Parker, et al.; Out-of Pile Studies of Fission Product Release from Overheated Reactor Fuels at ORNL, 1955-1965, USAEC Report ORNL-8139, p. 85, July (1967)
- 9) J.E. Mendel and J.L. McElroy; Waste Solidification Program, Volume 10, Evaluation of Solidified Waste Products, USAEC Report BNWL-1666, June, 1972, pp. 5.40 to 5.50
- 10) ORNL Staff; Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities, USAEC Report ORNL-4451, July, 1970, pp. 8-54 and 8-57
- 11) G.A. Schurr, Deep Bed Fiber Performance Tests, USAEC Report DPE-2444, December, 1971



表 1.1.1.1 大事故 (1.1.1, 1.1.2 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	インベントリ EF×SF	放出率				備考
			RF	FF	RF×FF	30分以内 1/2~8時間	
燃料集合体の 落下	Kr	0.5	0.30	1	0.30	0.30	—
	I, Xe	0.5	0.10	1	0.10	0.10	—
	その他	—	—	—	—	Negligible	—
90日冷却燃料 の溶解	I, Br	4	1	$\times 10^{-3}$	$\times 10^{-3}$	$6.25 \times 10^{-5}$ *	$9.4 \times 10^{-4}$ **
	Xe, Kr	4	1	1	1	$6.25 \times 10^{-2}$ *	$9.4 \times 10^{-1}$ **
	その他	4	Negligible	—	—	Negligible	Negligible
							$\frac{0.5}{* RF \times FF \times}$ $\frac{8.0}{7.5}$ $\frac{8.0}{** RF \times FF \times}$

表 1.1.2 大事故 (1.1.3 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	インベントリ E F × S F	放出率					備考
			R F	F F	R F × F F F	30分以内	1/2~8時間	
アルトニウム 蒸発缶のレック ドオイル爆発	H	1.03 × Negl.	—	—	—	0	0	上段：爆発による放出 (XRF) 下段：エントレインメントによる毎時放出 (ERF) * : XRF + 0.5 ERF ** : 7.5 × ERF
	Xe, Kr	1.03 × 0	1	1	1	1	0	
	I	1.03 × 1 × 10 <sup>-9</sup>	1	1	1	1	0	
	Ru	1.03 × 2.5 × 10 <sup>-10</sup>	8.3 × 10 <sup>-4</sup> 3.1 × 10 <sup>-4</sup>	1 × 10 <sup>-5</sup>	8.3 × 10 <sup>-9</sup> 3.1 × 10 <sup>-9</sup>	9.85 × 10 <sup>-9</sup> *	2.33 × 10 <sup>-8</sup> **	
	Np	1.03 × 6.3 × 10 <sup>-4</sup>	8.3 × 10 <sup>-4</sup> 3.1 × 10 <sup>-6</sup>	1 × 10 <sup>-5</sup>	8.3 × 10 <sup>-9</sup> 3.1 × 10 <sup>-11</sup>	8.32 × 10 <sup>-9</sup> *	2.33 × 10 <sup>-10</sup> **	
	Tc	1.03 × 2.3 × 10 <sup>-3</sup>	8.3 × 10 <sup>-4</sup> 3.1 × 10 <sup>-6</sup>	1 × 10 <sup>-5</sup>	8.3 × 10 <sup>-9</sup> 3.1 × 10 <sup>-11</sup>	8.32 × 10 <sup>-9</sup> *	2.33 × 10 <sup>-10</sup> **	
	U	1.03 × 1 × 10 <sup>-4</sup>	8.3 × 10 <sup>-4</sup> 3.1 × 10 <sup>-6</sup>	1 × 10 <sup>-5</sup>	8.3 × 10 <sup>-9</sup> 3.1 × 10 <sup>-11</sup>	8.32 × 10 <sup>-9</sup> *	2.33 × 10 <sup>-10</sup> **	
	Pu	1.03 × 1	8.3 × 10 <sup>-4</sup> 3.1 × 10 <sup>-6</sup>	1 × 10 <sup>-5</sup>	8.3 × 10 <sup>-9</sup> 3.1 × 10 <sup>-11</sup>	8.32 × 10 <sup>-9</sup> *	2.33 × 10 <sup>-10</sup> **	
	Zr, Nb	1.03 × 4 × 10 <sup>-10</sup>	8.3 × 10 <sup>-4</sup> 3.1 × 10 <sup>-6</sup>	1 × 10 <sup>-5</sup>	8.3 × 10 <sup>-9</sup> 3.1 × 10 <sup>-11</sup>	8.32 × 10 <sup>-9</sup> *	2.33 × 10 <sup>-10</sup> **	
	その他	1.03 × 8 × 10 <sup>-15</sup>	8.3 × 10 <sup>-4</sup> 3.1 × 10 <sup>-6</sup>	1 × 10 <sup>-5</sup>	8.3 × 10 <sup>-9</sup> 3.1 × 10 <sup>-11</sup>	8.32 × 10 <sup>-9</sup> *	2.33 × 10 <sup>-10</sup> **	

表 1.1.3 大事故 (1.1.4 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	インベントリ EF×SF	放出率					備考	
			RF	FF	RF×FF	30分以内	1/2~8時間		
硝酸アルトニウム貯槽の水素爆発	H	15×0	1	1	1	0	0	上段：爆発による放出 (XRF) 下段：エントレインメントによる毎時放出 (ERF) * : XRF+0.5 ERF **: 7.5 × ERF	
	Xe, Kr	15×0	1	1	1	0	0		
	I	15×1×10 <sup>-3</sup>	1	1	1	1	0		
	Ru	15×2.5×10 <sup>-10</sup>	3.9×10 <sup>-5</sup> 2.3×10 <sup>-5</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup> 2.3×10 <sup>-10</sup>	5.1×10 <sup>-10</sup>	1.7×10 <sup>-9</sup>		**
	Np	15×6.3×10 <sup>-4</sup>	3.9×10 <sup>-5</sup> 2.3×10 <sup>-7</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup> 2.3×10 <sup>-12</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup>	1.7×10 <sup>-11</sup>		**
	Tc	15×2.3×10 <sup>-3</sup>	3.9×10 <sup>-5</sup> 2.3×10 <sup>-7</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup> 2.3×10 <sup>-12</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup>	1.7×10 <sup>-11</sup>		**
	U	15×1×10 <sup>-4</sup>	3.9×10 <sup>-5</sup> 2.3×10 <sup>-7</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup> 2.3×10 <sup>-12</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup>	1.7×10 <sup>-11</sup>		**
	Pu	15×1	3.9×10 <sup>-5</sup> 2.3×10 <sup>-7</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup> 2.3×10 <sup>-12</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup>	1.7×10 <sup>-11</sup>		**
	Zr, Nb	15×4×10 <sup>-10</sup>	3.9×10 <sup>-5</sup> 2.3×10 <sup>-7</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup> 2.3×10 <sup>-12</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup>	1.7×10 <sup>-11</sup>		**
	その他	15×8×10 <sup>-15</sup>	3.9×10 <sup>-5</sup> 2.3×10 <sup>-7</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup> 2.3×10 <sup>-12</sup>	3.9×10 <sup>-10</sup>	1.7×10 <sup>-11</sup>		**

表 1.1.4 大事故 (1.1.5 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	インベントリ E F × S F	放出率					備考
			RF	FF	RF × FF	30分以内	1/2~8時間	
高レベル廃液 燃焼炉のケロ シン爆発	H	6.67×0	1	1	1	0	0	上段：爆発による放出 (XRF) 中段：固体エントレインメントによる放出 (hr-1) (ERFS) 下段：液体エントレインメントによる放出 (hr-1) (ERFL) * : XRF + 0.5 ERFS **: 7.5 × ERFL
	Xe, Kr	6.67×0	1	1	1	0	0	
	I	6.67×0	1	1	1	0	0	
	Ru	6.67×0.8	$2 \times 10^{-2}$ $6.6 \times 10^{-7}$ 0	$1 \times 10^{-5}$	$2 \times 10^{-7}$ $6.6 \times 10^{-12}$ 0	$2 \times 10^{-7}$ *	0	
	Np	6.67×0.99	$2 \times 10^{-2}$ $6.6 \times 10^{-7}$ 0	$1 \times 10^{-5}$	$2 \times 10^{-7}$ $6.6 \times 10^{-12}$ 0	$2 \times 10^{-7}$ *	0	
	Tc	6.67×0.91	$2 \times 10^{-2}$ $6.6 \times 10^{-7}$ 0	$1 \times 10^{-5}$	$2 \times 10^{-7}$ $6.6 \times 10^{-12}$ 0	$2 \times 10^{-7}$ *	0	
	U	$6.67 \times 5 \times 10^{-3}$	$2 \times 10^{-2}$ $6.6 \times 10^{-7}$ 0	$1 \times 10^{-5}$	$2 \times 10^{-7}$ $6.6 \times 10^{-12}$ 0	$2 \times 10^{-7}$ *	0	
	Pu	$6.67 \times 7.5 \times 10^{-3}$	$2 \times 10^{-2}$ $6.6 \times 10^{-7}$ 0	$1 \times 10^{-5}$	$2 \times 10^{-7}$ $6.6 \times 10^{-12}$ 0	$2 \times 10^{-7}$ *	0	
	Cs, Sr	6.67×1	$2 \times 10^{-2}$ $6.6 \times 10^{-7}$ $1.6 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-5}$	$2 \times 10^{-7}$ $6.6 \times 10^{-12}$ $1.6 \times 10^{-10}$	$2 \times 10^{-7}$ *	$1.2 \times 10^{-9}$ **	
	その他	6.67×1	$2 \times 10^{-2}$ $6.6 \times 10^{-7}$ 0	$1 \times 10^{-5}$	$2 \times 10^{-7}$ $6.6 \times 10^{-12}$ 0	$2 \times 10^{-7}$ *	0	

表 1.1.5 大事故 (1.1.6 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	インベントリ E F × S F	放 出 率				備 考
			R F	F F	R F × F F F	30分以内 1/2～8時間	
槽類換気系 ヨウ素吸着器 爆発	I-129	404	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>	<p>吸着されているヨウ素については、①銅-ヨウ素結合は安定である (Ref. 15), ②1958年の Hanford プラントでの爆発事故で無視できるほどの量が放出されていない (Ref. 13), ことを理由に、微粒化した樹脂の0.01が放出され、これに対してファイルダ透過率10<sup>-5</sup> (付録参照, 3段のファイルダによって10×10<sup>2</sup>×10<sup>2</sup>=10<sup>5</sup>の除染係数を保守的な値として採用している) を仮定している。</p>
	I-131	9.2	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	—	
	その他	~0					
・バイパスガスの放出	I-129	0.017	1	1	1	0.9	<p>・ バイパスガスについては全量放出されると仮定。ファイルダは機能しないものとしている。ただし、事故後30分以内に90%が放出され、30分以降に残り10%が放出されるものと仮定。これは10%はセル内に滞留するため。</p>
	I-131	0.017	1	1	1	0.9	
	その他	~0					

表 1.1.6 大事故 (1.1.7 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	インベントリ EF×SF	放出率				備考
			RF	FF	RF×FF	30分以内 30分以降	
溶媒再生用イオン交換ベクトル爆発・火災	T	0	1	1	1	1	<ul style="list-style-type: none"> <li>容器破損時の樹脂エアロゾルおよび樹脂燃焼時の煤煙については揮発性ガスは全量放出を仮定。ヨウ素は温度上昇により瞬時に気化すると仮定。それ以外は10%×フィルター透過率<math>10^{-5}</math>＝<math>10^{-6}</math>放出されるとしている。10%の根拠は、樹脂メッシュサイズ(100-400ミクロン)が気流に同伴する最大径粒子(30ミクロン)より大きいため。解放系での実験結果からは5%だけしか同伴されない(付録参照)。</li> </ul>
	Kr, Xe	0	1	1	1	1	
	I-129	50	1	1	1	1	
	I-131	10	1	1	1	1	
	Ru	$8.5 \times 10^{-7}$	0.1	$10^{-5}$	$10^{-6}$	$10^{-6}$	
	U	$5 \times 10^{-6}$	0.1	$10^{-5}$	$10^{-6}$	$10^{-6}$	
	Pu	$5 \times 10^{-5}$	0.1	$10^{-5}$	$10^{-6}$	$10^{-6}$	
	Zr, Nb	$5 \times 10^{-6}$	0.1	$10^{-5}$	$10^{-6}$	$10^{-6}$	
	その他	$5 \times 10^{-9}$	0.1	$10^{-5}$	$10^{-6}$	$10^{-6}$	
	T	0					
クリーンアップ時のエントレ	Kr, Xe	0					<ul style="list-style-type: none"> <li>クリーンアップ時のエントレについては燃焼する樹脂の量×飛散率×フィルター透過率<math>=0.9 \times 0.05 \times 10^{-5} = 4.5 \times 10^{-7}</math>により評価している。0.9は爆発・燃焼の後に残存する割合。0.05は灰として空調系に移行する割合。フィルター透過率は<math>10^{-5}</math>(付録参照)による。</li> </ul>
	I-129	爆発・燃焼で全量放出					
	I-131	爆発・燃焼で全量放出					
	Ru	$8.5 \times 10^{-5}$	0.045	$10^{-5}$	$4.5 \times 10^{-7}$	$4.5 \times 10^{-7}$	
	U	$5 \times 10^{-6}$	0.045	$10^{-5}$	$4.5 \times 10^{-7}$	$4.5 \times 10^{-7}$	
	Pu	$5 \times 10^{-5}$	0.045	$10^{-5}$	$4.5 \times 10^{-7}$	$4.5 \times 10^{-7}$	
	Zr, Nb	$5 \times 10^{-6}$	0.045	$10^{-5}$	$4.5 \times 10^{-7}$	$4.5 \times 10^{-7}$	
	その他	$5 \times 10^{-9}$	0.045	$10^{-5}$	$4.5 \times 10^{-7}$	$4.5 \times 10^{-7}$	

表 1.1.7 大事故 (1.1.8 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	インベントリ E F × S F	放出率				備考
			R F	F F	R F × F F	30分以内 1/2~2.2 時間	
・ H A カラム 溶媒火災	H	~0					・ H A カラムは径 124cm × 高さ 257m で 50m <sup>3</sup> の容量をもつ。溶媒製品流配管 (H A P) から 15 分間の流量に相当する 1.195ℓ 透過すると仮定。これが燃焼するものとしている。 1 t の使用溶燃料処理に対して 1.4 × 10 <sup>4</sup> ℓ (流量率 79.6 ℓ/min より算出) の溶媒を使用することから、燃焼した溶媒に含まれる燃料は 8.5 × 10 <sup>-7</sup> t である。放出率はヨウ素およびトリチウムに対して 1 であり、その他の非揮発性核種に対しては 0.01 としている (付録の Ref. 14, 37 などによる)。 ファルタ透過率は気体に対しては 1 であり、微粒子に対しては 10 <sup>-5</sup> を使用。 最初の 30 分間に 272 ℓ が燃焼し、引き続く 1.7 時間に 932 ℓ が燃焼すると仮定しているため、それぞれ別の期間に 22.8%, その後に 78% が放出されることになる。
	Kr, Xe	0					
	I	0.062	1	1	0.228	0.78	
	Ru	1.7 × 10 <sup>-5</sup>	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	7.8 × 10 <sup>-8</sup>	
	Np	2.2 × 10 <sup>-2</sup>	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	7.8 × 10 <sup>-8</sup>	
	Tc	1.2 × 10 <sup>-2</sup>	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	7.8 × 10 <sup>-8</sup>	
	U	0.085	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	7.8 × 10 <sup>-8</sup>	
	Pu	0.0935	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	7.8 × 10 <sup>-8</sup>	
	Zr, Nb	3.4 × 10 <sup>-5</sup>	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	7.8 × 10 <sup>-8</sup>	
	その他	8.5 × 10 <sup>-6</sup>	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	7.8 × 10 <sup>-8</sup>	

表 1.1.8 大事故 (1.1.9 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	インベントリ E F × S F	放出率				備考	
			R F	F F	R F × F F F	30分以内 1/2~8時間		
ジルコニウム 被覆管火災 ・揮発分	放射化生成物	4.0	0.01	10 <sup>-5</sup>	1 × 10 <sup>-7</sup>	6.3 × 10 <sup>-9</sup>	9.4 × 10 <sup>-8</sup>	<p>・ ソース・インベントリは溶解槽バスケットの設計容量 (4 t) から決まる値。放出経路として揮発によるものと微粒子 (エアロゾル) によるものを仮定している。</p> <p>揮発によるものは、核種に応じた揮発割合 (これを R F とした) に核種ごとのフィルタ透過率を乗じている。</p> <p>放出は 8 時間にわたって続き、30 分間に 0.5/8 = 0.0625、続く 7.5 時間に残りが放出されることになる。</p>
	H-3	4.0	1.0	1	1	6.3 × 10 <sup>-2</sup>	9.4 × 10 <sup>-1</sup>	
	Kr, Xe	4 × 10 <sup>-3</sup>	0.9	1	0.9	5.7 × 10 <sup>-2</sup>	8.5 × 10 <sup>-1</sup>	
	I, Br	4 × 10 <sup>-3</sup>	0.9	1	0.9	5.7 × 10 <sup>-2</sup>	8.5 × 10 <sup>-1</sup>	
	Te, Se, Sb	4 × 10 <sup>-3</sup>	0.6	10 <sup>-5</sup>	6 × 10 <sup>-6</sup>	3.8 × 10 <sup>-7</sup>	5.7 × 10 <sup>-6</sup>	
	Ru, Mo, Tc, Pd, Rh	4 × 10 <sup>-3</sup>	0.9	10 <sup>-5</sup>	9 × 10 <sup>-6</sup>	5.7 × 10 <sup>-7</sup>	8.4 × 10 <sup>-6</sup>	
	その他	4 × 10 <sup>-3</sup>	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	6.3 × 10 <sup>-9</sup>	9.4 × 10 <sup>-8</sup>	
	放射化生成物	4.0	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	6.3 × 10 <sup>-9</sup>	9.4 × 10 <sup>-8</sup>	
	その他	4 × 10 <sup>-3</sup>	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	6.3 × 10 <sup>-9</sup>	9.4 × 10 <sup>-8</sup>	
	・微粒子							



表 1.1.1.9 大事故 (1.1.1.10 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	インベントリ E F × S F	放出率				備考
			R F	F F	R F × F F	30分以内	
低レベル廃棄物貯蔵庫火災	H	0	1	1	1	1	・ 容器1個が火災で燃えると仮定している。1個の容量は7ft <sup>3</sup> である。低レベル廃棄物にはF P およびアクチノイドの0.001%が含まれると考えられるので、F P (その他)については2.1×10 <sup>-2</sup> tが年間排出量230,000ft <sup>3</sup> に分布することになるため、濃度は9×10 <sup>-8</sup> t/ft <sup>3</sup> になる。1/3に減容されているとすれば、2.7×10 <sup>-7</sup> t/ft <sup>3</sup> が容器中濃度であり、1個には1.9×10 <sup>-6</sup> t含まれ、これが燃焼する。放出割合は0.01としている。フィルタ透過率は10 <sup>-3</sup> を仮定。 プルトニウムについては、使用済燃料1tあたり低レベル廃棄物に移行する許容限度(200g)を仮定している。 H, Kr, Xe, Iは低レベル廃棄物にないものとしている。
	Kr, Xe	0	1	1	1	1	
	I	0	1	1	1	1	
	Pu	6.8×10 <sup>-3</sup>	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>	
	その他	1.9×10 <sup>-6</sup>	0.01	10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>	

表 1.1.10 大事故 (1.1.12 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	インベントリ E F × S F	放 出 率				備 考	
			R F	F F	R F × F F F	30分以内 1/2~8時間		
高レベル濃縮 廃液の漏洩	H	3.7×Negl.	—	—	—	0	0	* : R F × F F F × 0.5 ** : R F × F F F × 7.5
	Xe, Kr	3.7×0	—	—	—	0	0	
	I	3.7×6.3×10 <sup>-4</sup>	2.9×10 <sup>-2</sup>	1	2.9×10 <sup>-2</sup>	1.45×10 <sup>-2</sup> *	2.2×10 <sup>-1</sup> **	
	Ru	3.7×8.0×10 <sup>-1</sup>	2.9×10 <sup>-4</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	2.9×10 <sup>-3</sup>	1.45×10 <sup>-3</sup> *	2.2×10 <sup>-6</sup> **	
	Np	3.7×9.9×10 <sup>-1</sup>	2.9×10 <sup>-6</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	2.9×10 <sup>-11</sup>	1.45×10 <sup>-11</sup> *	2.2×10 <sup>-10</sup> **	
	Tc	3.7×9.1×10 <sup>-1</sup>	2.9×10 <sup>-6</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	2.9×10 <sup>-11</sup>	1.45×10 <sup>-11</sup> *	2.2×10 <sup>-10</sup> **	
	U	3.7×5.0×10 <sup>-3</sup>	2.9×10 <sup>-6</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	2.9×10 <sup>-11</sup>	1.45×10 <sup>-11</sup> *	2.2×10 <sup>-10</sup> **	
	Pu	3.7×7.5×10 <sup>-3</sup>	2.9×10 <sup>-6</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	2.9×10 <sup>-11</sup>	1.45×10 <sup>-11</sup> *	2.2×10 <sup>-10</sup> **	
	その他	3.7×1	2.9×10 <sup>-6</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	2.9×10 <sup>-11</sup>	1.45×10 <sup>-11</sup> *	2.2×10 <sup>-10</sup> **	

表 1.1.11 大事故 (1.1.13 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	インベントリ E F × S F	放 出 率				備 考
			R F	F F	R F × F F F	30分以内 30分以降	
溶解槽オフガス 系ヨウ素吸着器 の機能低下	I	4	0.8	1	0.8	—	—
	その他	4	0	—	—	Negligible	—

表 1.1.12 大事故 (1.1.14 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	インベントリ EF×SF	放出率							備考			
			RF <sup>(*)</sup>	FF	RF×FF	30分以内	1/2~8時間	8~24時間	1~30日				
高レベル廃棄物キャニスタの破損	H	1.8×0	—	1	—	0	0	0	0	0	*1 RF×FF×0.5		
	Xe, Kr	1.8×0	—	1	—	—	—	0	0	0	*2 RF×FF×7.5		
	I	1.8×0	—	1	—	—	—	0	0	0	*3 RF×FF×16		
	U	1.8×5.0×10 <sup>-3</sup>	3.9×10 <sup>-11</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	3.9×10 <sup>-16</sup>	1.95×10 <sup>-16</sup>	*1	2.92×10 <sup>-15</sup>	*2	6.24×10 <sup>-15</sup>	*3	2.7×10 <sup>-13</sup>	*4
	Pu	1.8×7.5×10 <sup>-3</sup>	3.9×10 <sup>-11</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	3.9×10 <sup>-16</sup>	1.95×10 <sup>-16</sup>	*1	2.92×10 <sup>-15</sup>	*2	6.24×10 <sup>-15</sup>	*3	2.7×10 <sup>-13</sup>	*4
その他	1.8×1	3.9×10 <sup>-11</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	3.9×10 <sup>-16</sup>	1.95×10 <sup>-16</sup>	*1	2.92×10 <sup>-15</sup>	*2	6.24×10 <sup>-15</sup>	*3	2.7×10 <sup>-13</sup>	*4	

(\*) 1時間当りの放出率;  
RF = fraction leached into pool × fraction evaporating per hour × partition factor

$$= \frac{606g \text{ of waste leached}}{2.59 \times 10^{-5} g \text{ waste in canister}} \times \frac{2350 \text{ gal/hr evaporation rate}}{14.2 \times 10^6 \text{ gallons in pool}} \times 1 \times 10^{-4}$$

表 1.1.13 設計基準事故 (1.1.15 項) の解析に使用された基礎データ

想定事故	核種	イベント E F × S F	放出率			備考
			R F	F F	R F × F F	
H L W濃縮器 でのレドド、 オイル爆発	H	~0	—	—	—	・容器容量は 610 ℓ、使用済燃料 1 t 当り 504 ℓ/t の廃液が発生すると仮定 (セル内イベントは比重 1.38g/cm <sup>3</sup> より 8.4 × 10 <sup>5</sup> )。U, Pu の回収率はそれぞれ 99.5, 99.25% としている。H L W濃縮器は破壊されるものの放射能閉じ込め系は機能するものとしている。 ・H L Wの濃縮器の内容物は液体またはエアロゾルとしてセル内に放出される。最初の爆発時のエアロゾルの放出量はヨウ素については 100% 放出されるものとし、濃縮液は 100mg/m <sup>3</sup> のセル内空气中濃度で放出されるものとしている。1セルの容積は 5.500m <sup>3</sup> である。フィルタの透過率はヨウ素に対しては 1 を、エアロゾル微粒子に対しては 10 <sup>-5</sup> を仮定している。
	Xe, Kr	0	—	—	—	
	I	7.7 × 10 <sup>-4</sup>	1	1	1	
	Ru	9.7 × 10 <sup>-1</sup>	6.5 × 10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-5</sup>	6.5 × 10 <sup>-9</sup>	
	Np	1.2	6.5 × 10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-5</sup>	6.5 × 10 <sup>-9</sup>	
	Tc	1.1	6.5 × 10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-5</sup>	6.5 × 10 <sup>-9</sup>	
	U	6.1 × 10 <sup>-3</sup>	6.5 × 10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-5</sup>	6.5 × 10 <sup>-9</sup>	
	Pu	3.1 × 10 <sup>-3</sup>	6.5 × 10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-5</sup>	6.5 × 10 <sup>-9</sup>	
	その他	1.21	6.5 × 10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-5</sup>	6.5 × 10 <sup>-9</sup>	
	・クリーンアップ時の放出	H	~0	—	—	
Xe, Kr		0	—	—	—	
I		7.7 × 10 <sup>-4</sup>	爆発で全量放出			
Ru		9.7 × 10 <sup>-1</sup>	1.5 × 10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-5</sup>	1.5 × 10 <sup>-9</sup>	
Np		1.2	1.5 × 10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-5</sup>	1.5 × 10 <sup>-11</sup>	
Tc		1.1	1.5 × 10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-5</sup>	1.5 × 10 <sup>-11</sup>	
U		6.1 × 10 <sup>-3</sup>	1.5 × 10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-5</sup>	1.5 × 10 <sup>-11</sup>	
Pu		3.1 × 10 <sup>-3</sup>	1.5 × 10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-5</sup>	1.5 × 10 <sup>-11</sup>	
その他		1.21	1.5 × 10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-5</sup>	1.5 × 10 <sup>-11</sup>	
					1.2 × 10 <sup>-8</sup>	

\*クリーンアップ時の R F は 1 時間当りの放出率を示す。

## 付録1.1 事故時における放射性核種の挙動 (Docket50-564 Appendix 9Aの抄訳)

### 1. 序

NFRRC から環境への放射性核種の事故時放出は、気体としてのみ起こる。従って、事故の影響は、主に換気系を経てスタックへ至る潜在的な放出量と、それに伴う公衆の放射線被曝を評価することによって決定される。

プロセス装置及びシステムの故障によって起こる想定事故は、9.4, 9.5節で解析された。事故に伴う放出量の算出に当っては、核種、放出機構、さらに排気処理系の挙動を含むさまざまな因子を考慮する必要がある。これら因子の多くは対象とする事故に固有のものであり、解析に使用した値を支持する論理的な根拠は、事故についての記述のなかに含まれている。ここでは、各核種の基本的な挙動、爆発及び火災によるエアロゾル生成、エントレインメント、さらにフィルター系の効率について述べる。第9章で使用した標準値、すなわち、エアロゾル濃度、フィルター効率は、保守的な高い放出を推定するように選定されている。

### 2. トリチウムの挙動

ジルカロイ被覆燃料の場合は、ほとんどのトリチウムが再処理工場へ運ばれる<sup>2,3)</sup>。燃料中では  $\text{UO}_2$  及び被覆（ジルコニウム水素化物として）に分布し、ブレナムには極少量しか存在しない<sup>4)</sup>。 $\text{UO}_2$  及び被覆内の分布は、燃料の線出力密度に大きく依存する。線出力密度の増加と共に、燃料から被覆へ拡散するトリチウムの割合が増加する。

Grossman<sup>5)</sup>によれば、平均燃焼率 21,000 Mwd/t, 線出力密度 31.4 Kw/ft の燃料では、96%が被覆へ拡散する。

再処理工場では、トリチウムの移行は燃料棒中の存在位置によって決定される<sup>6)</sup>。燃料中に存在するトリチウムは溶解中に放出され、被覆中のそれはハルに残留する。せん断及び溶解中に放出されるトリチウムのほとんどはトリチウム水として、水相流の一部となり、実質的に蒸発缶を経てスタックから放出される。トリチウムは、多くの工場設備において低濃度で存在し、さらに、経年的な放出評価に含まれるため、事故時評価では省かれる。しかし、幾らかのトリチウムは被覆中に蓄積し、被覆の処分に係わる事故では、被覆中に 100%存在するとして安全側に仮定される。

### 3. 希ガス挙動

核的臨界を除く事故において考慮すべき希ガスとしては、 $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{131}\text{Xe}$ ,  $^{133}\text{Xe}$  が含まれる。これらの希ガスはトリチウムと同様、照射中にペレットから拡散するが、燃料一被覆間隙及びブレナムに蓄積する。蓄積量は、主に線出分密度に依存する<sup>7)</sup>。すなわち、事故解析においては、

通常 10—30%が蓄積すると評価されている<sup>8)</sup>。被覆損傷時の解析では、Xeの10%及びKrの30%がプレナム内に保持されており、被覆損傷時に放出されると仮定される。Xeの半減期は十分短く、短冷却の燃料(約90日)に於いてのみ問題となる。

#### 4. ヨウ素の挙動

照射燃料中に生成する放射性ハロゲンのうち、再処理で問題となる量が存在する核種は、<sup>129</sup>Iと<sup>131</sup>Iのみである<sup>9)</sup>。他の全ての核種は、燃料受け入れ時に十分低いレベルまで減衰する。使用済み燃料中には、約10%が燃料ギャップおよびプレナムに存在し、被覆の損傷あるいは貫通に伴って放出される。再処理に伴って、原則として全てのヨウ素はヨウ素吸着器を含むプロセス・オフガス系へ揮発し、約10%がプロセス水に蓄積する。放射性ヨウ素のほとんどは過剰水の大気中放出以前に除去される。

再処理では、ヨウ素は異なる化学形態—元素状ヨウ素、水素化ヨウ素および有機ヨウ素、あるいは非揮発性の形態として存在し、プロセス溶液中あるいは表面及び固体微粒子上に吸着して存在する<sup>10)</sup>。再処理工場では、10%以下のヨウ素がプロセス内の有機物質と結合している<sup>11)</sup>。

銀のような特定の物質と結合している場合を除けば、ヨウ素化合物は高い揮発性と不安定性を示し<sup>12)</sup>、保持が困難である。昇温の想定される事故、例えば爆発や火災に於いては、一般に100%のヨウ素がフィルタ系を経て遅延なしに気体として放出される<sup>13)</sup>。しかし、現実的には、約50%が表面及びフィルタに保持されるものと想定される<sup>12)</sup>。ARHCOによる試験では、TBPを含む直鎖炭化水素の燃焼に於いて65—86%のヨウ素が揮発した<sup>14)</sup>。溶液系における臨界の場合には、ヨウ素の放出はプロセス溶液の放出と同様のパターンとなるであろう。溶液が沸騰する場合には、放出は速いが完全ではない。NFRRRCに於いて想定される臨界事故では、放射性ヨウ素の75%が溶液中あるいはプレート・アウトによって保持されるものと仮定される。

放射性ヨウ素を含むプロセス溶液が第一閉じ込め容器から散逸した場合、ヨウ素の揮発性は温度、酸性度および化学形態に大きく依存する。ORNLにおける実験<sup>15)</sup>では、4M硝酸溶液の2%が蒸発するとき95%のヨウ素が揮発した。さらに、蒸発を継続すると揮発性は減少し、溶液が20%まで減少した時点でヨウ素は1%のレベルまで低下する。Burgerによれば、蒸発及び蔗糖による脱硝下に於いては、ヨウ素は高い揮発性を示す。例えば、ある試験では30分以内に40%が揮発する<sup>16)</sup>。

沸騰しない溶液からのヨウ素放出速度は小さいものの、放射性ヨウ素の損失があることから示される様に、実質的な速度が存在する<sup>17,18)</sup>。Yuill等は、風速10mphのもとで、深さ1/2inの開放プールから20%/24Hrでロスすると評価している<sup>19)</sup>。床に散逸した溶液からの実際の放出パターンは、より揮発性の高い形態のヨウ素物が初期に急激に放出され、その後安定なヨウ素がゆっくり放出されるというORNLにおける蒸発試験と類似の挙動を示すであろう。

NFRRRCに於いては、溶解槽より下流のプロセス流は多量の非揮発性ヨウ素が含まれる。従って、溶解槽では高い揮発性を示し、下流のプロセスでは非揮発性として存在することになる。このように、床面に漏洩したプロセス溶液からのヨウ素の放出速度は、比較的低いであろう。しかし、事故解析に於いては、分配係数を1として、安全側に仮定される。

放射性ヨウ素はまた、第一閉じ込め容器が破損した場合には、固体から脱着してセル内へ放出される。溶液の場合と同様に、脱着の程度は温度、ヨウ素形態、固体の性状等の幾つかの因子に依存する。テフロン、塗装した鋼、コンクリート及び炭素鋼からのヨウ素の脱着半減期は、それぞれ、2, 4, 10, 及び17日と報告されている<sup>12)</sup>。脱着速度は昇温とともに増加し、炭素鋼、塗装した鋼、コンクリート及び活性炭では200℃以上において急激に増加する<sup>12)</sup>。2-3日にわたる試験において、Burgersは模擬高レベル廃液から沈澱した固体からもヨウ素が揮発することに注目した<sup>16)</sup>。これらのデータから、火災および爆発時には汚染固体から全てのヨウ素が放出されるという仮定が確認されたものと考えられる。銀ゼオライトは、900℃までの温度ではヨウ素を保持すると報告されている<sup>20)</sup>。吸着剤が非常に高温(>900℃)まで加熱されなければ、銀を添着した吸着剤からのヨウ素放出は分散粒子と結合しているものに限定されると仮定される。

## 5. ルテニウムの挙動

Ruは酸化性の沸騰溶液に於いて、RuO<sub>4</sub>として高い揮発性を示すことから、再処理工場の事故解析では特別な考慮が必要である<sup>21)</sup>。四酸化ルテニウムは26℃で溶解し、108℃で分解する<sup>22)</sup>。Wilson<sup>23)</sup>は硝酸溶液の蒸留中に、Ruの除染係数として50から10<sup>5</sup>の値を得ている。高い揮発性は溶液の高硝酸濃度(約13M)或いは還元剤が存在しない場合に得られる。低硝酸濃度(約5M)では除染係数が約10<sup>3</sup>まで増加するが、還元剤として例えば亜硝酸ソーダ、NO<sub>2</sub>及び有機溶媒が存在すると10<sup>5</sup>まで増加する。NFRRCでは、高レベルのプロセス溶液の硫酸濃度は5M未満であり、高レベル廃液では還元剤として蔗糖が添加されている。NFRRC計画のためにBNWLが実施した実験室規模の試験において、高レベル廃液の沸騰貯蔵を模擬した模擬廃液の繰り返し還流試験において、2-1/2日でRuの31%が揮発した。共存する還元剤、すなわち蔗糖から生成する亜硝酸イオンは、明らかに還流中に失われてRuの揮発性が増加した。従って、セルに漏洩した沸騰廃液は、回収されるか、或いは蔗糖ないしその他の還元剤で処理しなければ、Ruの損失が増加すると考えられる。この溶液組成に対するRu揮発性の依存は、放射性溶液を濃縮する工業規模の蒸発缶に於いて実証されている<sup>24)</sup>。

散逸した酸性溶液からのRu放出は蒸発速度から評価され、分配係数として安全側に10<sup>-2</sup>が仮定されている。NFRRCにおいて飛散時に沸騰する可能性のあるプロセス溶液は、濃縮された高レベル廃液だけである。しかし、この溶液は蔗糖によって連続的に処理され、酸性度及びRuの揮発性が低減されている。溶液がアルカリ性であれば、分配係数として10<sup>-4</sup>が仮定される。この場合、Ruは他の非揮発性物質と同様に挙動する。

固体状の形態では、温度が極めて高い(>800℃)場合を除けば、本質的に非揮発性であると期待される。Burgers<sup>16)</sup>によれば、模擬廃液の蒸発時におけるRuの損失は溶液から発生し、沈澱からではない。

INELにおける高レベル廃液固化体は、800℃以上でRuが揮発性を示した。AlbrethsenとSchwendiman<sup>26)</sup>もまた、CsとともにRuの廃液固化体からの揮発性を求め、800℃以上に於いてのみかなりの値となることを示した。

気体として酸化性のプロセス溶液から放出された場合、水蒸気の共存及び固体表面との接触に

よって、Ruは容易に非揮発性に変換する。その結果、コンデンサー及びオフ・ガス配管内において固体状の蓄積が観察されることになる<sup>21)</sup>。揮発性のRuはさまざまな物質表面に析出する<sup>27)</sup>。ICPPでは、放射性廃棄物の固化中に放出された揮発性Ruを捕集するため、シリカゲルが使用されている<sup>28)</sup>。この施設において、Ruの除染係数( $10^6$ )は、スクラバー、シリカゲル吸収塔及びHEPAフィルタを通過すると共に非放射性Ruの除染係数( $10^7$ )に近づく。ERDAのSRPにおいては、揮発性Ruの捕集のためにステンレス鋼メッシュが使用されているが<sup>13)</sup>、他方FINGAL<sup>31)</sup>及びPIVER廃棄物固化プロセス<sup>31)</sup>では鉄酸化物が使用されている。これらの実績は、問題となる程の気体状のRuがフィルタ系まで到達、通過しない事を証明するものではなく、そういう場合もあることを示している。従って、Ruは揮発するが、フィルタ系まで到達する以前にすばやく微粒子状に変換するという仮定が妥当と考えられる。

## 6. その他の(非揮発性)放射性核種の挙動

受け入れ燃料中に存在する放射性核種のうち、先に述べたものを除く全ての核種の化学的安定性および揮発性は、NFRRCに対して想定される事故時においては非揮発性と考えられる。Tc及びSeは低温度(約200℃)に於いて揮発する可能性があるが、敷地外における危険度は小さい。その他の全ての核種は750℃以上の温度で揮発する<sup>13)</sup>。このように、先の核種を除く全ての核種は爆発或いはプロセス内物質の飛散においては非揮発性として仮定される。

## 7. 爆発によって生成するエアロゾル

貯槽を破損するに十分な規模の爆発は、貯槽の内容物のエアロゾルを生成し、最悪の場合にはセル全体を満たす可能性がある。ORNL<sup>32)</sup>ではエアロゾルの性状を調査し、固体及び液体のエアロゾルについて、粒径の関数として上限濃度を評価した。最大粒径を30 microns(換気エア中ではほぼ浮遊可能な最大粒径)と仮定すると、対応するエアロゾルの上限濃度は、それぞれ $10^2$ 及び $10^7$  mg/m<sup>3</sup>となる。溶液に対する上限濃度100 mg/m<sup>3</sup>は、これらの値が雨或いは霧雨の濃度に近いことから、合理的な値と考えられる。固体に対する上限濃度 $10^7$  mg/m<sup>3</sup>を適用する際には注意が必要である。すなわち、固体がこの濃度でセル内に一様に拡った場合、飛散し得る物質質量を越える可能性がある。固体を含む容器の爆発では、エアロゾル濃度のより論理的な基礎は、換気エア中に浮遊する可能性のある30 micron以下の粒子量を決定することである。

## 8. 火災によって生成するエアロゾル

火災時の非揮発性核種の挙動は、可燃性物質と混合した非揮発性物質、例えば金属、セラミックス等と類似するであろうと期待される。Trash或いはRubbish firesの場合、これらの核種の同伴はおおまかにはFly ash発生量に比例するであろう。Fly ashの最大発生量は焼却の経験から、焼却残渣(燃焼物質の1-1/2%)1トン当たり30ポント未満と見積もられる<sup>33)</sup>。Fly ashのほとんど(約80%)は5 micron以上と報告されている。このように、燃焼物質の5%が放



放射性核種と共にフィルタ系へ運ばれるとする仮定は安全側である。

NFRRC内におけるZr火災では、微粒子及び粗大片の混合物として関与すると考えられる。Zrの発火性のために、多量の粉末は急速に燃焼する可能性があり、この際非常に高濃度のエアロゾルが発生すると考えられる。しかし、固体のZrはゆっくりと燃焼する。Puの場合と同様に<sup>34)</sup>、わずかの量(約1%)が空気中に移行し、そのほとんどは粒径5 micron未満である。従って、これらの解析では固体微粒子として1%が空気中に移行するものと仮定する。

Zrが加熱によって高温になると、放射性核種の揮発が考えられる。燃焼するZr被覆からの放射性核種の放出値は報告されていない。しかし、加熱された原子炉燃料からのFP放出に関する研究から、想定される揮発の程度が推定される。ORNL<sup>35)</sup>によれば、溶融燃料からTe, Se, Sbの60%が、またRu, Mo, Pd, Rh, Tcの90%が、そしてその他の揮発性の低い元素の1%が揮発する。これらの放出量は、NFRRCの事故解析に適用されている他の測定値<sup>36)</sup>よりも低いことを考えると、安全側であろう。

溶媒火災は異なるエアロゾル生成機構を示す。すなわち、燃焼に先立って溶媒が蒸発し、非揮発性の成分は燃焼残査中に濃縮する。この現象は溶媒の燃焼試験において観察されている<sup>14,37)</sup>。これらの実験では、約1%未満の放射性核種が空気中に移行した。NFRRCにおける溶媒火災に対して、非揮発性核種のうち、燃焼溶媒中に存在する量の1%が同伴するものと仮定している。

## 9. 飛散溶液からのエントレインメント

床面上に飛散した溶液から換気空気中へのエントレインメントは、気液界面を通じて行われ、蒸発速度及び気液分配から評価できる。蒸発速度の評価は熱/物質移動の問題であり、各事故の状況に固有である。これらの解析では、非揮発性成分の分配係数として $10^{-4}$ を仮定する。

## 10. 飛散固体からのエントレインメント

セル床面上に飛散した固体粒子から換気空気中へのエントレインメント速度は、再浮遊因子、すなわち、表面汚染濃度( $C_i/m^2$ )に対する空気中浮遊濃度( $C_i/m^3$ )の比によって評価できる。Stewart<sup>36)</sup>は多くの状況について再浮遊因子を測定し、 $10^{-2}$ から $10^{-9}$ の範囲であることを求めた。この因子として $10^{-6}$ を使用し(セル換気速度の100 fpmは粒子の浮遊に対しては低いため)、また単一の粒子厚(約0.1 mm)の層が再浮遊に寄与するものと仮定すれば、飛散固体からのエントレインメント速度は、時間当たり上部0.1 mmの $10^{-4}$ 倍に近づくであろう。MishimaとSchwendiman<sup>39)</sup>は、ステンレス表面からのエントレインメントとして、 $UO_2$ 粉末の場合 $2 \times 10^{-4}$  /hr, 乾燥UNHの場合 $4 \times 10^{-5}$  /hrを得た。このように、セルに飛散した固体は、時間当たり0.1 mm層のうち、 $10^{-4}$ 倍の速度で空気中に同伴するものと考えるのが合理的と思われる。

## 11. Deep-Bed Fiberglass Filtersの挙動

Deep-Bed Fiberglass Filtersは恒久的な設備として設置される。HEPAフィルタと異なり、

広範なシール面が少く、また、定期的に交換することもない。効率は一般に低い、高い効率を得るためには濾過床を深く、充填密度を上げさらに細かい繊維を用いる必要があり、換気系に過剰な圧力損失を荷することになる。Hanford Purex Plant で使用されている Deep-Bed Fiberglass Filters は、密度を増加させるように充填した多層のファイバー・ガラスで構成され、さらに細かい Polishing Fibers を収納したカートリッジが装備されている<sup>40)</sup>。これらのフィルタの試験では<sup>41,42)</sup>、効率は 99.3 から 99.9 % の範囲であった。ここで、前部の充填床と後部の Polishing 層とで相対的に性能に不一致がみられる。Schwendiman<sup>42)</sup> は前部の充填床の効率を 99.3 % と報告しており、また Schurr<sup>43)</sup> 及び Blasewitz は、この前部に対して効率が 70 - 90 % と報告している。この効率の差異は、Purex Plant で使用中にみられる効率改善によって説明できるであろう。Schurr 及び Blasewitz は、清浄な試験用フィルタを使用した場合の結果である。

NFRRRC の Deep-Bed Fiberglass Filter は、0.3 micron 粒子に対して効率が 99+ % と実証されている Purex Plant のフィルタと同様に設計されている。但し、事故解析では効率 90 % を仮定している。従って、この仮定は、清浄なフィルタでみられる可能性のある低い効率を満足するものである。

## 12. HEPA フィルタの挙動

換気エア中に同伴された固体及び液体状エアロゾルは、ある程度ダクト表面に付着して除去される。換気に同伴する粒子のほとんどは、Deep-Bed Fiberglass Filters 及び 2 段の HEPA フィルタ系で除去される。HEPA フィルタの性能に関して利用可能なデータを粒径の関数として Fig. 9A - 1 に示す。これらのデータは、「最大通過」効果を示すが、報告されている最低効率は大幅に変化し、90 % に近づいている。最低効率を報告している実験は 15 年以上も前に実施されたものであり、多分十分に低く安全側であろう。フィルタ材の実質的な改良は、この年代になされた<sup>45)</sup>。図から明らかのように、フィルタ効率は流入する粒径に大きく依存する。さまざまな系で測定された気中粒子の粒径に関する文献データを、TABLE 9A - 1 に比較する。これらのデータには、エアロゾルの発生源によらず、0.1 micron 未満の粒子に関する測定がほとんどない。極微小粒子に関するデータが少ないのは、たぶん、微小粒子が素早く凝集する傾向のあるためであろう<sup>46)</sup>。

HEPA フィルタ効率を左右するより重要な因子は、バイパスの程度である。HEPA フィルタは設置時に破損しやすく、また、シール面がひろいため、特にバイパスが考えられる。粒径測定に関する幾つかの報告によれば、HEPA フィルタを通過する粒子の粒径分布は大幅には変化しない<sup>47,48,49)</sup>。NFRRRC の事故解析では、HEPA フィルタの粒子捕集効率として 99 % が仮定されている。この仮定は、あらゆる粒径に対して考えられる最低効率や工場運転で経験されたフィルタのバイパスを考慮した安全側の仮定と考えられる。

### 13. 多段フィルタ系の挙動

空気中に存在する粒子が多段フィルタを通過する際、粒径は最大通過を示す粒子付近に集中していると仮定される。従って、フィルタは順次低い効率を示し、次第に最大通過の粒径に対応する効率に近づく。多段HEPAフィルタによるEttingerの試験<sup>54)</sup>は、この効果を確認したが、3段HEPAフィルタの効率低下はわずかである。現実に想定されるものと同様のPuエアロゾルを、実験室で発生させて使用した場合、測定された効率は各フィルタについて99.99及び99.98%であった。Ettingerの試験で使用した粒子は、0.6から1.3micronであり、最大通過を示す粒径よりも大きい。

NFRRCでは、Deep-Bed Fiberglass Filtersは0.3micronの粒子を90%、またHEPAフィルタは99.97%除去する様に設計されている。理論的には、フィルタ配置によって0.3micron粒子の流入量を $(0.10) \times (0.0003) \times (0.003)$ 、すなわち、 $9 \times 10^{-9}$ まで除去する。しかし、上述のように、工場における実際のエアロゾルではこの効率は達成されない。エアロゾル特性及びHEPAフィルタに関する利用可能なデータを考えると、非常に安全側の仮定として、Deep-Bed Filters及び2段HEPAフィルタの組み合わせにより、NFRRC事故時の粒子放出を $10 \times 10^2 \times 10^2$  或いは $10^5$ まで減少させるものとする。

## 参 考 文 献

- 1) D.G. Jacobs, Sources of Tritium and its Behavior Upon Release to the Environment, USAEC Report TID-24635, 1968, p. 21
2. J.W. Ray, "Tritium in Power Reactors," Reactor and fuel Processing Technology, v12, n1, Winter 1968-1969, p. 24
3. J.H. Coode and C.M. Cox, The Distribution of Fission Product Tritium in a Zircaloy-Clad UO<sub>2</sub> Blanket Rod from PWR-1, USAEC Report ORNL-TM-2994, June 1970, p. 1
4. L.N. Grossman and J.O. Hegland, Tritium Distribution in High Power Fuel Elements, USAEC Report GEAP-12205, June 1971, p. 11
5. Ibid, p. 1
6. D.J. Kullen, L.E. Trevorrow and M.J. Steindler, Tritium and Noble-Gas Fission Products in the Nuclear Cycle. II-Fuel Reprocessing Plants, USERDA Report ANL-9135, March 1975, p. 21
7. Ibid, p. 33
8. U.S. Nuclear Regulatory Commission Safety Guide 1.25, "Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Fuel Handling Accident in the Fuel Handling and Storage Facility for Boiling and Pressurized Water Reactors," March 23, 1972
- 9) USEPA-Environmental Analysis of the Uranium Fuel Cycle, Volume III-Fuel Reprocessing, USEPA Report EPA-520/9-73-003-D, p. 9
- 10) K.E. Cowser, Current Practices in the Release and Monitoring of <sup>131</sup>I at NRTS, Hanford, Savannah River, and ORNL. USAEC Report ORNL-NSIC-3, August 11, 1964, p. 18
- 11) W.A. Haller and R.W. Perkins, "Organic Iodine-131 Compounds Released from a Nuclear Fuel Chemical Processing Plant," Health Physics, v.13, 1967, p. 733-738
- 12) G.W. Keilhotz and D.J. Barton, Behavior of Iodine in Reactor Containment Systems, USAEC Report ORNL-NSIC-4, February 1965, p. 40-81
- 13) Staff of the Oak Ridge National Laboratory, Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities, USAEC Report ORNL-4451, July 1970, p. 8-45 to 8-57
- 14) H.A. Lee, Guide to Fire Protection in Caves, Canyons, and Hot Cells, USAEC Report ARH-3020, July 1974, p. D-i to E-5

- 15) Annual Progress Report, Chemical Technology Division, Oak Ridge National Laboratory, USAEC Report ORNL-4572, 1970
- 16) Personal Communication, L.L. Burger to L.T. Lakey, February 11, 1975
- 17) R.L. Nebeker, et al., Containment Behavior of Xenon and Iodine Under Simulated Loss-of-Coolant Accident Conditions in the Contamination-Decontamination Experiment, USAEC Report 111-1394, June 1971, p. 32-33
- 18) F. Moidenfawer and F. Uhlig, Activity Losses in Handling Aqueous Solutions of I-131, USAEC Report ORNL-tr-1660, 1966
- 19) W.A. Yuill, Y.F. Baston, and O.L. Cordes, Release of Radioiodine from Open Pools, USAEC Report 111-1449, December 1970, p. 10
- 20) W.J. Maeck, D.T. Pence, and J.H. Keller, A Highly Efficient Inorganic Adsorber for Airborne Iodine Species, USAEC Report IN-1224, October 1968
- 21) J.J. Rinshaw, "Ruthenium: A Special Safety Problem," Nuclear Safety, v4, n4, June 1968, p. 117-119
- 22) R.C. Neast, ed., Handbook of Chemistry and Physics, 55th Edition, CRC Press, Cleveland, Ohio, 1974-75, p. B-131
- 23) A.S. Wilson, Ruthenium Behavior in Nitric Acid Distillation, USAEC Report HW-45620, September 1, 1956
- 24) H.W. Godbee, Use of Evaporation for the Treatment of Liquids in the Nuclear Industry, USAEC Report ORNL-4790, September, 1973
- 25) M.W. Wilding and U.W. Rhodes, Stability Studies of Highly Radioactive Alumina Calcine During High Temperature Storage, USAEC Report IDO-14670, January 1966, p. 1
- 26) A.E. Albrethson and L.C. Schwendiman, Volatilization of Fission Products from High-Level Ceramic Wastes, USAEC Report BNWL-338, February 1967, p. 19
- 27) D.A. Hanson, B.J. Newby, and K.L. Rhode, The Adsorption of Ruthenium from Nitric Acid-Air Mixtures, USAEC Report IDO-14458, June 8, 1959 p. 19
- 28) L.T. Lakey and B.R. Wheeler, "Solidification of High-Level Radioactive Wastes at the Idaho Chemical Processing Plant," Proceedings of the OECD/IAEA Symposium on the Management of Radioactive Wastes from fuel Reprocessing, Paris, France, Nov. 27-Dec. 1, 1972, p. 731-736
- 29) D.K. Jenson, "Sampling Calciner Off-Gas for Radioactive Ruthenium Using a Polyethylene Adsorber," Health Physics, v12, 1966, p. 923-926

- 30) D.W. Clelland, "High Level Radioactive Waste Management in the United Kingdom," Proceedings of the OECD/IAEA Symposium on the Management of Radioactive Wastes from Fuel Reprocessing, Paris, France, Nov. 27-Dec. 1, 1972, p. 245
- 31) J.P. Giraud and G. Le Blaye, "Design of an Industrial Facility for the Incorporation of Fission Products and the Storage of Highly Radioactive Glass," Proceeding of the OECD/IAEA Symposium on the Management of Radioactive Waste from Fuel Reprocessing, Paris, France, Nov. 27-Dec. 1, 1972, p. 817
- 32) Staff of the Oak Ridge National Laboratory, Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities, USAEC Report ORNL-4451, July 1970, p. 8-53
- 33) A.C. Stern, Air Pollution, Volume III, Sources of Air Pollution and their Control, Academic Press, New York, 1968, p. 45
- 34) J. Mishima, Plutonium Release Studies, USAEC Report BNWL-357, November, 1956, p. 15
- 35) G.W. Parker, et al., Out-of Pile Studies of Fission Product Release from Overheated Reactor Fuels at ORNL, 1955-1965, USAEC Report ORNL-3981, July 1967, p. 85
- 36) W.A. Freeby, L.T. Lakey, and D.E. Black, Fission Product Behavior Under Simulated Loss-of-Coolant Accident Conditions in the Contamination-Decontamination Experiment, USAEC Report IN-1172, January 1969, p. 39
- 37) J.A. Harper and L. Jolly, Jr., A Method for Disposal of Large Quantities of Degraded and Low-level Contaminated Solvent, USAEC Report DPSPU-64-30-8B, May 1964
- 38) K. Stewart, "The Resuspension of a Particulate Material from Surfaces," Proceedings of Symposium held at Gatlinburg, Tennessee, June 1964, Pergamon Press, 1967, p. 63-74
- 39) J. Maishima and L.C. Schwendiman, Some Experimental Measurements of Airborne Uranium (Representing Plutonium) in Transportation Accidents, USAEC Report BNWL-1732, August 1973, p. 28
- 40) B.J. Grady, Jr. and K.H. Henry, In-Place Efficiency Test of a Large Scale Ventilation Exhaust Filter, USAEC Report, ARH-SA-137, July 17, 1972, p. 5. 41. *ibid*, p. 9
- 41) *ibid*. p. 9
- 42) L.C. Schwendiman, Filter Efficiency Test-Purex Plants Ventilation Exhaust Filters, USAEC Report BNWL-B-125, September 1, 1971

- 43) G.A. Schurr, Deep-Bed Filter Performance Tests, USAEC Report DP-1297, July 1972
- 44) A.G. Blasewitz, et al., Filtration of Radioactive Aerosols by Glass Fibers, USAEC Report HW-20847, April 1951
- 45) M.W. First, "Filters: Prefilters, High Capacity Filters and High Efficiency Filters; Review and Projection," Proceedings of the Tenth Air Cleaning Conference held in New York City, New York, August 28, 1968, USAEC Report CONF-680821, p. 65-78
- 46) P. Spiegler, et al., "Evaluation of the Equation that Governs the Coagulation of an Aerosol," Proceedings of the Ninth AEC Air Cleaning Conference held in Boston, Massachusetts, September 13-16, 1966. USAEC Report CONF-660904, p. 626-646
- 47) R.J. Davis, et al., "Removal of Radioactive Aerosols on High Efficiency Fibrous Filter Media, USAEC Report ORNL-4524, June, 1970
- 48) D.B. Zippler, "Evaluation of Multistage Filtration to Reduce Sand Filter Exhaust Activity," Proceedings of the 13th AEC Air Cleaning Conference held in San Francisco, California, August 12-15, 1974, USAEC Report CONF-740807, p. 612
- 49) J. Mishima and L.C. Schwendiman, Characterization of Radioactive Particles in the 234-52 Building Gaseous Effluent, USAEC Report BNWL-B-309. December, 1973
- 50) Not used.
- 51) Not used.
- 52) Not used.
- 53) Not used.
- 54) H.J. Etinger, J.C. Elder, and M. Gonzales, Performances of Multiple HEPA Filters Against Plutonium Aerosols, USAEC Report LA-5349-PR, July 1973, p. 1
- 55) Not used.
- 56) Not used.
- 57) J.J. Fitzgerald and G.G. Detwiler, "Collection Efficiency of Air Cleaning and Air Sampling Filter Media in the Particle Size Range of 0.005 to 0.1 Micron," Fourth Atomic Energy Commission Air Cleaning Conference held at Argonne National Laboratory, November 1955, USAEC Report TID-7513, p. 103
- 58) C.F. Guthrie and J.P. Nichols, Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in U-233 and Pu-239 Fuel Fabrication and Radioisotope Processing Plants, USAEC Report ORNL-3441, April

- 1964, p. 18
- 59) Reference 47 (5 fpm plot from p. 47)
  - 60) J. Dymont, The Penetration of Glass Fibre Media by Aerosols as a Function of Particle Size and Gas Velocity, Part 1, Nonradioactive Aerosols, Report AWRE-0-5-69, May 1969, p. 11
  - 61) C.A. Burchsted and A.B. Fuller, Design, Construction, and Testing of High-Efficiency Air Filtration Systems for Nuclear Application, USAEC Report ORNL-NSIC-65, p. 25
  - 62) Reference 54, p. 14
  - 63) A Lieberman and R.D. Scott, "Atmosphere Particle Penetration through High Efficiency Filters," Proceedings of the Eleventh AEC Air Cleaning Conference held at Richland, Washington, August 31-September 3, 1970 USAEC Report CONF-700816, p. 755
  - 64) R.C. Girton, L.T. Lakey, and D.T. Pence, The Stack Monitor System at the Idaho Chemical Processing Plant, USAEC Report ICP-1034, September 1973, p.19
  - 65) R.D. Modrow and L.T. Lakey, Removal of Particulates from Waste Calcining Facility Off-Gas, USAEC Report IDO-1460, June 1964, p. 7
  - 66) Reference 54, p. 6
  - 67) E.D. Arnold, A.T. Gresky, and J.P. Nichols, "The Evaluation of Radioactive Releases from Chemical Plants," Seventh AEC Air Cleaning Conference held at Brookhaven National Laboratory, October 10-12, 1961, USAEC Report TID-7627, p. 223
  - 68) C.L. Cheever, et al., "ZPPR Roof Sand Filtration of Uranium, Plutonium, and Uranium Aerosols," Proceedings of the Ninth AEC Air Cleaning Conference held at Boston, Massachusetts, September 13-16, 1966, USAEC Report CONF-660904
  - 69) J. Mishima, Plutonium Release Studies, USAEC Report BNWL-357, November, 1966, p. 15
  - 70) J. Mishima, L.C. Schwendiman, and C.A. Radasch, Plutonium Release Studies: IV, Fractional Release from Heating Plutonium Nitrate Solutions in a Flowing Air Stream, USEAC Report BNWL-B1, November 1968, p. 32
  - 71) Reference 36, p. 45
  - 72) Reference 47, p. 10, 40
  - 73) Reference 43, p. 19



TABLE 9A-1

Comparison of Observed Aerosol Sizes<sup>(a)</sup>

System	Dp, Microns	Reference
1. Pu finishing plant effluent air <sup>(b)</sup>	1-10	49
2. Reprocessing plant ventilation air	77 <1.1	64
3. Waste solidification facility	0.02-0.20	65
4. Pu R&D Activities	1.8-2.3	66
5. Pu fabrication activities	2.7-4.0	66
6. Pu recovery operations	0.34	66
7. Pu evaporator explosion	0.67	67
8. Pu burning	0.04-1	68
9. Pu burining	~4.2	69
10. Heating Pu(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub> to dryness	10-50	70
11. Molten Zr clad UO <sub>2</sub> Fuel	0.001-7.5	71
12. Arc vaporized Zr clad UO <sub>2</sub> fuel <sup>(c)</sup>	0.1-1	72
13. Burning solvent and waste materials	0.1-5	73

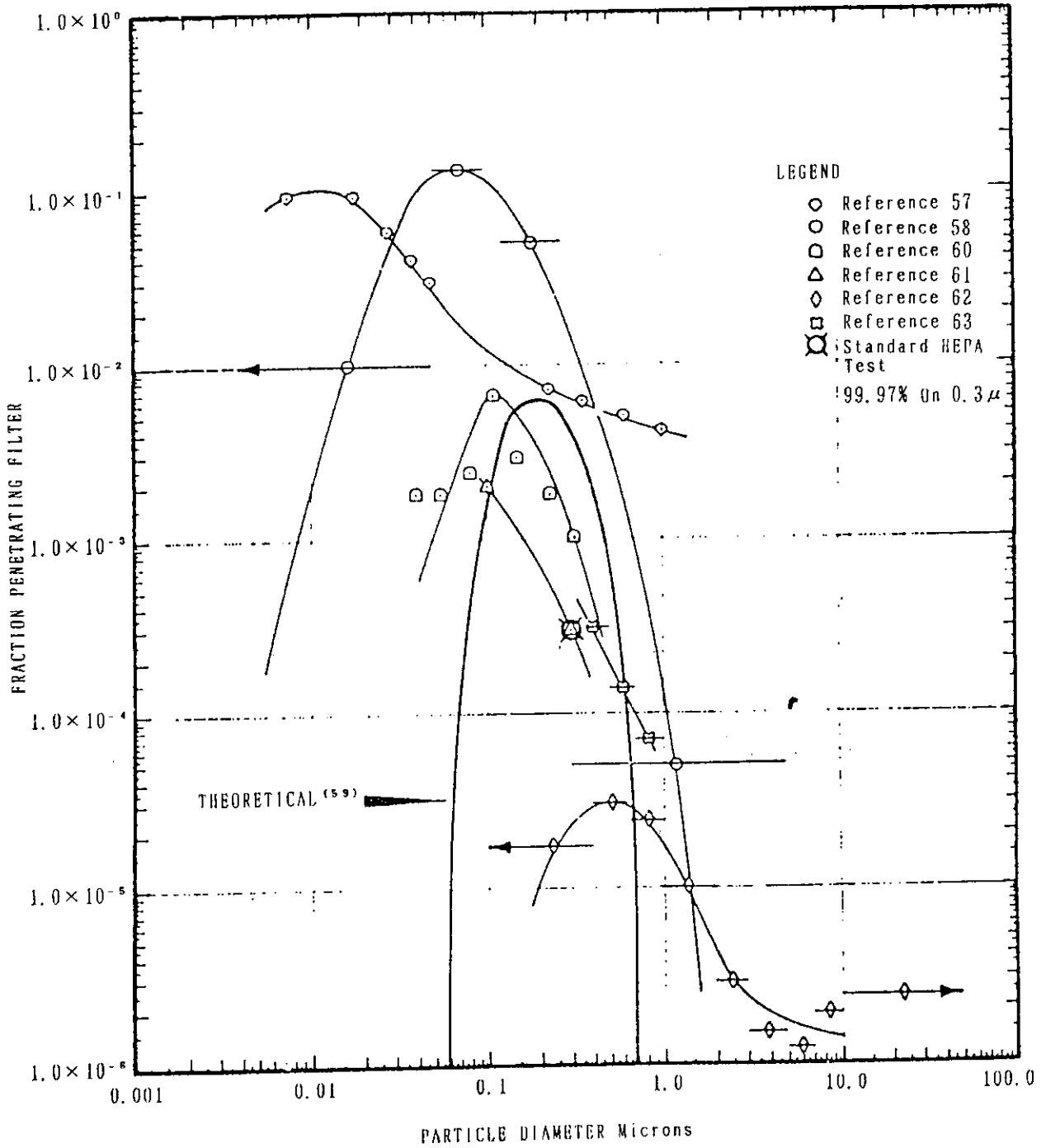
(a) At inlet to HEPA filters unless noted otherwise.

(b) Downstream of HEPA filters.

(c) Size deduced by comparison with stainless steel aerosol giving same filter penetration.

Figure 9A-1

HEAP FILTER EFFICIENCY vs AEROSOL SIZE



## 1.2 Exxonその他国内外の再処理関連施設の安全評価に使用されたデータと米国標準データとの比較・検討

1.1 節に示したとおり、ピューレックス法による大型再処理工程であるExxon再処理工場を対象として米国において使用されている安全評価用基礎データを調査するとともに、わが国で使用されている安全評価用基礎データとして、日本原燃サービス株式会社（JNFS）商用再処理工場事業指定申請書、日本原子力研究所NUCEF安全審査書を対象として安全審査用基礎データの調査を行った。調査結果は、得られた基礎データを核分裂生成物の放出機構の違い等に着目したグループ分け（第2章参照）に従い、グループごとに表にまとめた。これらの表では上記3施設に対して用いられている基礎データを米国の標準データ（ANSI推奨値・BNFO-81-2）と比較するとともに、施設相互間での比較も容易になるように留意した。

上記3施設で用いられている基礎データは概ね米国の標準データと一致しているが、一部異なる数値が使用されている場合もあり、これらについてはできる限りその差異の原因を示し、注記した。

また、ひきつづいて、わが国で使用されている安全評価データとして、動力炉・核燃料開発事業団東海再処理工場（TRP）の「再処理施設設置承認申請書」に記載されている想定事故の一例と関連する除染係数データを調査した。また、西独において核燃料サイクルバックエンド関連施設の安全解析手法の開発を目的としたPSEプロジェクトの報告書（要約版及び専門編1, 2, 3）に記載されているデータ項目を調査した。調査結果は、上と同様にグループごとに米国の標準データと比較しながら表にまとめ整理した。

1.2.1 Exxon, JNFS, NUCEF の各施設で用いられたデータと米国の標準データとの比較・検討

以下に示す項目について作業を実施し、その結果を表にまとめた。但し、空欄は該当する事故事象またはデータがないものである。  
 又対応するデータの無いグループについては記載を省略した。

- 1 Exxon再処理工場の安全評価用基礎データの整理・検討
- 2 JNFS商用再処理工場事業指定申請書の安全評価用基礎データの整理・検討
- 3 NUCEF安全審査用基礎データの整理・検討

Release Mechanism and Safety Analysis Parameter	Recommended Values of BNFO-81-2	Current Practice		
		EXXON	JNFS	NUCEF
[A グループ] 1. Failed Fuel-Gap Release (fraction released)		燃料集合体の落下 (大事故 1)	使用済燃料の受け入れ・貯蔵施設での取扱い事故	
(1) Noble Gas Kr-85	0.10 0.30	0.1 ① 0.3	0.30 ③	
(2) Halogens I-129	0.10 0.30	0.1 ②	0.30 ④	
(3) Volatile Solids (Gs, Pb, Ru)	0.01			
(4) Non-Volatile Solids	0.01			

- ① Xeについてのデータ。燃料アレナム中に存在するすべての気体状FPが換気系に移行するものとして、アレナム中の存在割合を放出率としている。
- ② 燃料アレナム中に存在するすべての気体状FPが換気系に移行するものとして、アレナム中の存在割合を放出率としている。
- ③ より安全側のKr-85に対する値を全希ガスについて採用している。
- ④ ヨウ素については、BNFO-81-2と同一の値を採用。但し、ヨウ素に関する水中での除染係数として100を採用した評価している。

Release Mechanism and Safety Analysis Parameter	Recommended Values of BNFO-81-2	Current Practice				
		EXXON			JNFS	NUCEF
[B グループ] 4. Boiling Pool Release  (1) Noble Gas (2) Halogens (3) Volatile Solids (d) (4) Non-Volatile Solids (e)	$f = 1.00$ (a) $DF = 1.00$ (b) $f = 1.00$ $DF = 10$ $f = 0.10$ $DF = 100$ $f = 1.0E-3$ $DF = 100$					
5. Evaporating Pool Release  (1) Noble Gas (2) Halogens (3) Volatile Solids (dissolved) (4) Non-Volatile Solids (non-dissolved)	$f = 1.00$ $H = 1.00$ $f = 1.00$ $H = 100$ (1,*) $H = 1.0$ (CH <sub>4</sub> , I) $f = 0.01$ $H = 100$ $f = 1.0E-4$ $H = 1.00E4$	高レベル濃縮廃液の漏洩① (大事故 12)	高レベル廃液貯蔵工程のセルへの廃液の漏洩	アルトニウム硝酸水溶液の漏洩	$f = 1.0$ $f = 0.25$ ③ $f = 1.0E-4$ ④	

(a) f - Instantaneous release fraction.

(b) DF - Transient release decontamination factor (Activity in liquid / activity in vapor).

(c) H - Pool release partition coefficient (Activity per unit volume liquid / activity per unit volume air).

① 漏洩液中に蒸発するエアロゾルが換気系に移行し、エアロゾルの放射能濃度が漏洩液の1/Hであるとして評価を行っている。

② NUREG/CR-2139の値を採用している。

③ U. S. N. R. C. Regulatory Guide 3.33 (1977)における記述を引用して、ヨウ素に対して0.25を採用している。この妥当性については、DOCKET 50-564でのヨウ素の0.75が蒸発しないか蒸発後プレートアウトするとの記述により、その保守性を確認している。STADYでは発生圧力が低い等の事情を考慮すれば、BNFO-82-1の推奨値との矛盾はないものと考えられる。

④ アルトニウムについての移行率として1.0E-4を採用。論拠としてNUREG/CR-2139を提示している。BNFO-82-1の推奨値とも一致。

Release Mechanism and Safety Analysis Parameter	Recommended Values of BNF0-81-2	Current Practice					
		EXXON①					
		溶媒再生用 イオン交換塔 爆発・火災⑦ (大事故 7)	Hiカラム溶媒火災 (大事故 8)	ジルコニウム 被覆管火災 (大事故 9)	低レベル廃棄物 貯蔵庫火災 (大事故 10)	JNFS プルトニウム精製 設備のセル内の火 災	NUCEF
[C グループ] 6. Fire Release (Fraction released except as noted)							
(1) Noble Gas	1.00③			1.00③			
(2) Halogens	1.00	1.00	1.00	0.9⑦			
(3) Volatile Solids	0.01	0.01	0.01	0.9⑦			
(4) Non-Volatile Solids	0.01	0.01	0.01	0.9⑦	0.01		
(5) Fly Ash	0.01			0.9⑦			
(6) Airborne Particle Size (μm)	<5	100-400⑥		0.6-0.9⑦			

① DOCKET 50-584では、設計基準事故として、30%TBP-70%ドレカタンがセルに漏洩して20,000ガロンが燃焼し、6,400ボンドのすずを発生すると仮定している。  
 ② 爆発とそれに引き続く火災を特に区別していない。この場合の評価方法は合理的であると考えられる。  
 ③ トリチウムに対する値である。  
 ④ イオン交換樹脂のサイズが100-400μmと気流に同伴する最大粒子径(30μm)より大きいため、保守的な値として0.1を採用している。開放系でのデータとしては0.05が実験で得られていることから、保守性に問題はない。BNF0-81-2との矛盾はないと仮定している。  
 ⑤ 浮遊性粒子として、イオン交換樹脂そのものを仮定している。より詳細なシナリオの仮定によるものであり、BNF0-81-2との矛盾はない。  
 ⑥ トリチウムに対する値である。  
 ⑦ 2r火災の場合には、高温になるため放出量が多くなることを考慮されている。ただし、直接の試験データがないため、加熱された核燃料からのFP放出に関するORNLでの研究(ORNL-3981, p.85)の結果を引用し、これらの保守性をLOGNに対する研究の結果(USNRC-IN-1172, p.39)との比較により確認している。BNF0-81-2で示されている推奨値に比べて保守的な評価になっていることから、より実際的な条件での試験データを検討する必要がある。  
 ⑧ 核種が特定されていないものBNF0-81-2と同一の値を用いている。

Release Mechanism and Safety Analysis Parameter	Recommended Values of BNF0-81-2	Current Practice				
		EXXON			JNFS	NUCEF
[D グループ] 7. Explosions (Fraction released except as noted)		アルトニウム蒸発のレット・オイル (設計基準事故 1)	溶媒再生用イオン交換塔爆発・火災 (大事故 7)	アルトニウム蒸発のレット・オイル爆発 (大事故 3)	アルトニウム蒸発	
(1) Noble Gas	1.00	1.00	1.00③	1.00		
(2) Halogens	1.00	0.01	1.00	1.00⑥		
(3) Volatile Solids	0.01	1.0E-4④	0.1④	0.01⑦		
(4) Non-Volatile Solids	0.01	100	0.1④	1.0E-4⑧		
(5) Airborne Material (mg/m <sup>3</sup> ) (time>100 sec)	100	<30	100-400②	100		
(6) Airborne Particle Size (μm)	<10					

(d) Applicable to particulate material only, not to gas or volatile material release.

- ① 飛散液滴や飛散固体からの同伴量は、事故の状況に固有であることを指摘した上、10E-4を保守的または合理的な値として採用している。従って、推奨値との相違は、事故シナリオの具体性や直接関連する試験データの有無によるものであり、数値の相違自体の問題はなく、BNF0-81-2の推奨値との矛盾はないと考えられる。
- ② ヨウ素でも、ヨウ素-銀ゼオライト結合により安定に吸着されているものについては結合が強固であること (IN-1224)、実際の事故でも放出がほとんどなかったこと (USAEC TID-7569) を根拠に、非揮発性固体に対する値0.01を適用している。BNF0-81-2との矛盾はないと考えられる。
- ③ トリチウムに対する値である。
- ④ イオン交換樹脂のサイズが100-400μmと気流に同伴する最大粒子径(30μm)より大きいため、保守的値として0.1を採用している。開放系でのデータとしては0.05が実験で得られていることから、保守性に問題はない。BNF0-81-2との矛盾はないと考えられる。
- ⑤ 浮遊性粒子として、イオン交換樹脂そのものを仮定している。より詳細なシナリオの仮定によるものであり、BNF0-81-2との矛盾はない。
- ⑥ 爆発時のヨウ素についての値である。
- ⑦ 実際の評価では、事故直後の爆発によるエアロゾル発生と、その後の床からの液飛沫同伴による放出に分けて評価している。則に対するセル床からの液飛沫同伴の割合をここに示した。移行率自体は、爆発時に8.3E-4、クリーンアップ時のエアロゾル発生と、その後の床からの液飛沫発生による放出に分けて評価している。粒子状物質のセル床からの液飛沫同伴の割合をここに示した。移行率自体は、爆発時に8.3E-4、クリーンアップ時のエアロゾル発生と、その後の床からの液飛沫発生による放出に分けて評価している。

Release Mechanism and Safety Analysis Parameter	Recommended Values of BNF0-81-2	Current Practice			
		EXXON			
			JNFS 溶解槽における臨 界事故⑤	NUCEF	
[Eグループ] 8. Criticality		アロセスセル内臨 界事故⑥ (大事故 11)			
(1) Initial Pulse -Fissions	1.0E18	5.0E17×3回 ④			
(2) Secondary Pulse -Fissions	1.9E17	2.0E17 (7.5hr後)			
(3) Total Fissions -Pulse Interval (min)	1.0E19	1.0E17 (16hr後)			
(4) Gas Release Fraction	1.00	10			
(5) Halogen Release Fraction	0.25	24			
(6) Solid Release Fraction	(e)①	1.00			
(7) Material Release Fraction	(e)①	0.25	1.0E19		
			生成量の1.00 生成量の0.25 蒸発量の0.0005③ 溶液中の0.001④	1.00(希ガス)⑦ 0.25⑦ 5.0E-4⑧ 0.001⑨	

(e) Use applicable Regulatory Guide recommendations.

① Regulatory Guide 3.33の記載によれば、Ruの移行率は0.1% (事故により発生したものに対して)。また、元々溶液中に存在していたものに対して)。また、エクスカーション中に発生するエアロゾルの塩濃度は溶液中の塩濃度の0.05%であるとされている。

② 0.5時間以内に3回を仮定。

③ Ru以外に対して。

④ Ruに対して。

⑤ DOCKET 50-564では希ガスとヨウ素以外の放出は評価していない。移行率はBNF0-81-2の推奨値と同一の値を使用している。

⑥ JNFSの安全評価で用いられている移行率はDOCKET 50-564で評価に用いられた値およびBNF0-81-2の推奨値と一致している。全核分裂数については、BNF0-81-2の推奨値と一致しており、これはRegulatory Guide 3.33中の値とも一致している。

⑦ 希ガス、ヨウ素についてはBNF0-81-2の推奨値と一致している。

⑧ solid releaseに対しては溶液からのRuの放出を、その他の核種については蒸発量に対する移行率を示しており、これらの値はNUREG-1320の値を採用している。特に矛盾はない。

⑨ NUREGでは漏洩事故の評価において溶液からの放出率の評価に、米国のR.G.にある溶解における

臨界事故データを引用している。附録2.1 B参照。



Release Mechanism and Safety Analysis Parameter	Recommended Values of BNFO-81-2	Current Practice			
		EXXON		JNFS	NUCEF
[グループA] 9. Particulate Filters (Efficiency - %)					
(1) HEPA - 1st Stage	99.9				99.9
2nd Stage	99.0				90.0
3rd Stage	99.0				90.0
4th Stage	83.0				
(2) Sand Filter Bed	99.0				
(3) Fiber Glass - Deep Bed	90.0				

① DOCKET 50-564に示されるEXXON工場では、Fiber Glass Deep Bedフィルタ1段とHEPAフィルタ2段を考慮している。従って、ここでは第2段目および第3段目のHEPAフィルタの効率を比較した。トリチウム、希ガスについては効果がないものとしている。BNFO-81-2との矛盾はないものと考えられる。

Release Mechanism and Safety Analysis Parameter	Recommended Values of BNFO-81-2	Current Practice			
		EXXON		JNFS	NUCEF
[グループA] 11. Halogen Filters (% Efficiency for bed depths $\geq 2.0$ inches)					
(1) I <sub>2</sub> @ RH < 70% (**)	99.0				
I <sub>2</sub> @ RH > 70%	90.0				
CH <sub>3</sub> I @ RH < 70%	99.0				
CH <sub>3</sub> I @ RH > 70%	30.0				
(2) Inorganic Absorber (Ag-KTE)					
I <sub>2</sub> - Low Loading	99.0				
I <sub>2</sub> - High Loading	50.0				
CH <sub>3</sub> I - Low Loading	99.0				
CH <sub>3</sub> I - High Loading	50.0				
(3) Silver Zeolite					
I <sub>2</sub>	99.0				
CH <sub>3</sub> I	99.0				

(g) RH - relative humidity.  
(h) Low Loading < 50 mg I<sub>2</sub> or CH<sub>3</sub>I/g-absorber.

Release Mechanism and Safety Analysis Parameter	Recommended Values of BNFO-81-2	Current Practice		
		EXXON	JNES	NUCEF
[その他]①  (1) Noble Gas (2) Halogens (3) Volatile Solids (Ru) (4) Non-Volatile Solids		90日冷却燃料の溶解 (大事故 2)  1.00 (Xe, Kr) 1.00 (I, Br) negligible negligible	高レベル廃液ガラス固化設備での溶融ガラスの漏洩事故  1.00 (Ru, Cs)③ 0.10 (その他)③	短時間の全交流動力電源の喪失  1.00 (Ru)② 0.06 (その他)②

① BNFO-81-2に従った分類を適合しにくい、安全評価事象についてその他として分類した。

② 平常時の移行率より十分保守側に設定している。

③ 固化セル内の雰囲気温度の上昇による気体膨張体積とセル体積の比から保守側に仮定している。Ruに対してはセル換気系を、その他に関しては圧力放出系を対象としている。

1.2.2 西独 PSE プロジェクト及び動燃東海再処理工場で用いられたデータと米国の標準データとの比較・検討

PSE で記載されている項目について作業を実施し、その結果を表にまとめた。但し空間は該当する事故事象またはデータがないものである。又、PSE に対応するデータがないグループについては記載を省略した。

Release Mechanism and Safety Analysis Parameter	Recommended values of BNF0-81-2	Current Practice				その他 関連文献等
		西独	P S E	動燃東海再処理工場 (TRP)	動燃東海再処理工場 (TRP)	
6. Fire Release (Fraction released except as noted)	1.00 1.00 0.01 0.01 0.01 <5	ジルコイイ火災 (a) 0.01 0.85、(b) 0.1、	各種火災 (第1種出サイクル)  7 E2×燃焼量 (Pu-エアロゾル) 1.5、(b) 1.3、	各種火災 (Pu第3サイクル)  7 E2×燃焼量 (Pu-エアロゾル) 1.5、(b) 1.3、	各種火災 (共済炎工程)  (c)	

(a) ルチウム: 0.9  
Cs, Sr: 0.6  
(b) 対象正誤分布 上段 0.50.3(μm), 下段 σ  
(c) 換気系までの燃焼係数 5

Release Mechanism and Safety Analysis Parameter	Recommended values of BNF0-81-2	Current Practice				その他 関連文献等
		西独	P S E	動燃東海再処理工場 (TRP)	動燃東海再処理工場 (TRP)	
7. Explosions (Fraction released) except as noted)	1.00 1.00 0.01 0.01 1.01 <10 (μm)	4 A 蒸気出爆発 (Pu 蒸気出爆発) (a) 2.0、(b) 0.3、	1 W 蒸気出爆発 (HAW 蒸気出爆発) (a) 2.0、(b) 0.3、		Pu 培養元甲種炎  (c)	TRSL-445L

(a) エアロゾル: 100mg/m<sup>3</sup>セル径 1E-5μm 初期濃縮係数 = 1E-5 X 時間当りの蒸気濃度  
(b) 対象正誤分布 上段 0.50.3(μm), 下段 σ  
(c) 10mg/m<sup>3</sup> 空気 (約 2000m<sup>3</sup>)

Release Mechanism and Safety Analysis Parameter	Current Practice				
	西 独		P S E		動燃東海再処理工場 (TRP)
	汚染源における境界		汚染源の境界		その他 関連文献等
8. Criticality					
(1) Initial Pulse - Fissions	1.0E18	2.9E19		1E20	
(2) Secondary Pulse - Fissions	1.9E17	2.9E19			
(3) Total Fissions Total Time (hr)	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
(4) Gas Release Fraction	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
(5) Halogen Release Fraction	0.25	(b)		(c)	
(6) Solid Release Fraction	(a)	(b)		(c)	
(7) Material Release Fraction	(a)	(b)		(c)	

(a) エアロゾル: 500mg/m<sup>2</sup> 蒸気

(b) エアロゾル: 10mg/m<sup>2</sup> セル体積 - 1.0E-3 × 汚染源液  
ルチニウム: 1.0E-3 × 汚染源液

(c) エアロゾル: 100mg/m<sup>2</sup> セル体積 - 1.0E-3 × 汚染源液  
ルチニウム: 1.0E-3 × 汚染源液

Release Mechanism and Safety Analysis Parameter	Current Practice						
	西 独		P S E		動燃東海再処理工場 (TRP)		
	汚染源の境界		汚染源の境界		汚染源の境界	火災 (共除染工程)	爆発 (Pu増焼還元炉)
9. Particulate Filters (Efficiency - %)							
(1) HEPA - 1st Stage	99.9	460 (E70%)		390 (E75%)		421 (E70%)	10 <sup>2</sup>
2nd Stage	99.0	460 (E70%)		390 (E75%)		421 (E70%)	10 <sup>2</sup>
3rd Stage	99.0	460 (E70%)		390 (E75%)		421 (E70%)	10 <sup>2</sup>
4th Stage	99.0	460 (E70%)		390 (E75%)		421 (E70%)	10 <sup>2</sup>
(2) Sand Filter Bed	99.0	460 (E70%)		390 (E75%)		421 (E70%)	10 <sup>2</sup>
(3) Fiber Glass - Deep Bed	90.0	460 (E70%)		390 (E75%)		421 (E70%)	10 <sup>2</sup>

2.1.2 の参考文献

- ① 西ドイツにおけるバックエンドの安全性研究プロジェクト, 金盛正至日本原子力学会誌 Vol 28, No. 8, pp. 710~719 (1986)
- ② 西ドイツにおけるバックエンドの安全性研究プロジェクト, 杉山俊英, 野尻一朗, 石田順一郎, 金盛正至, PNCT N1420 90-001 1990年1月

付録 1.2.A

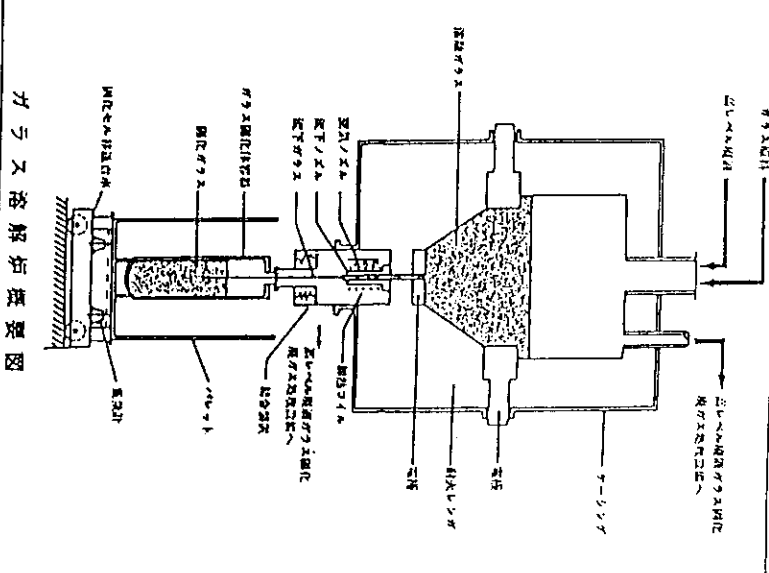
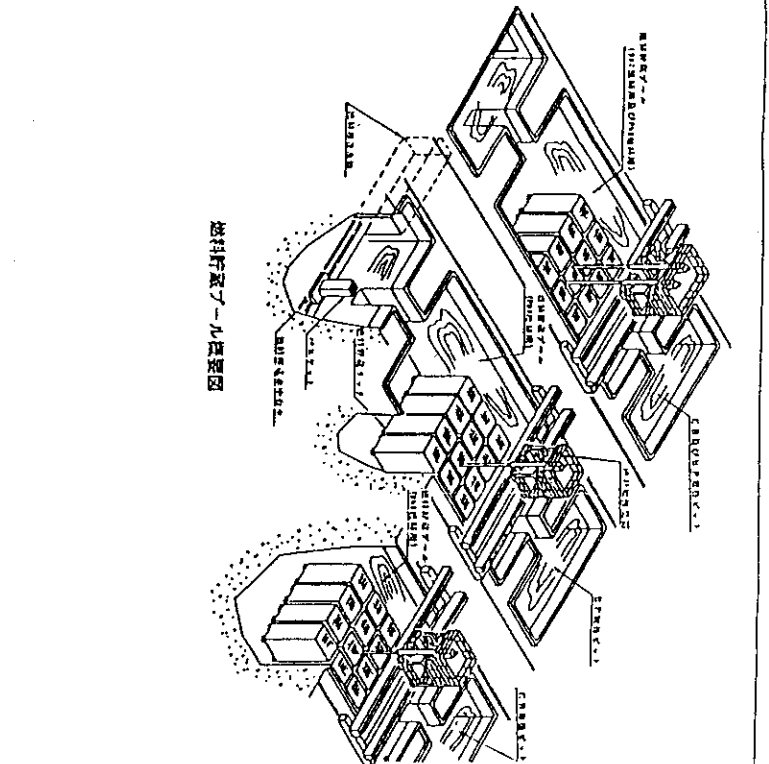
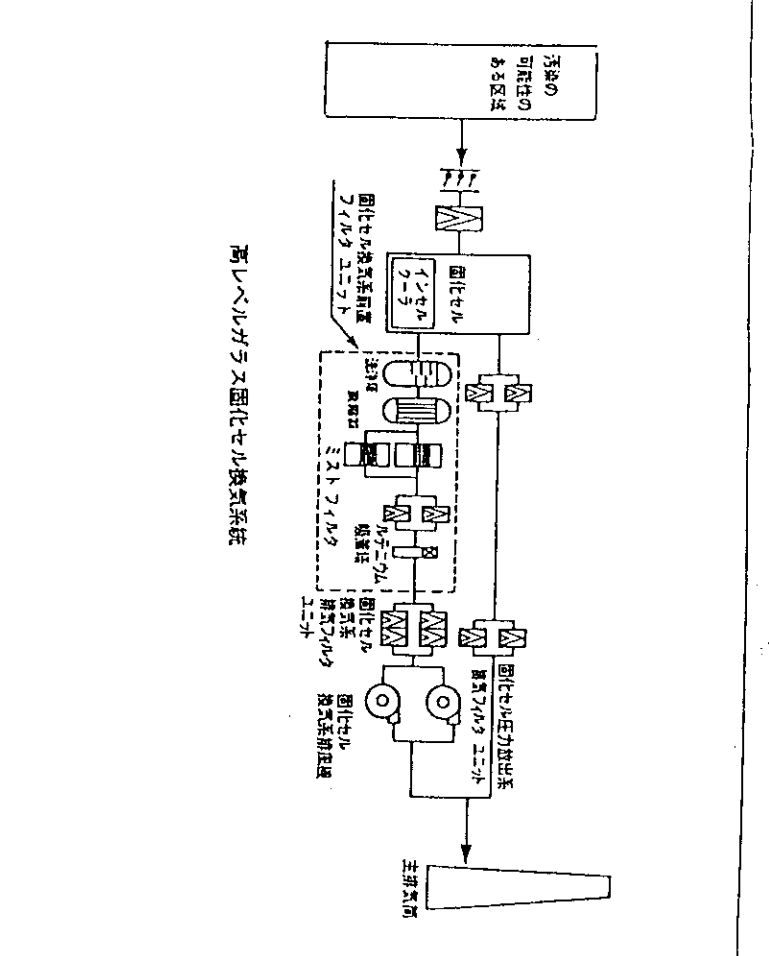
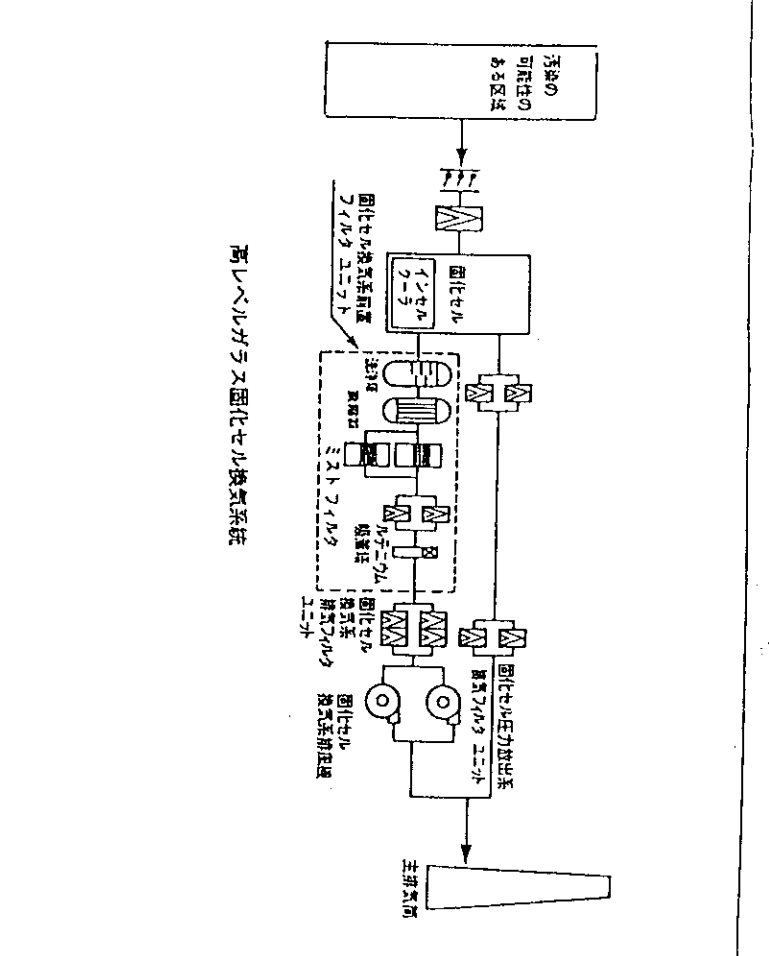
日本原燃サービス株式会社 (JNFS)  
の商用再処理工場の事業指定申請書  
安全評価に用いられた基礎データについて

運転時の異常な過渡変化を超える事象の評価に用いたデータ

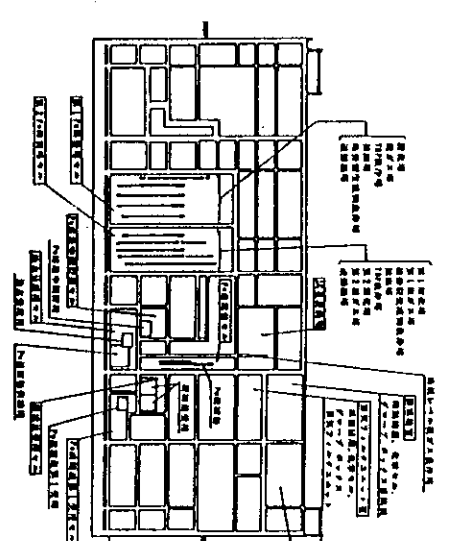
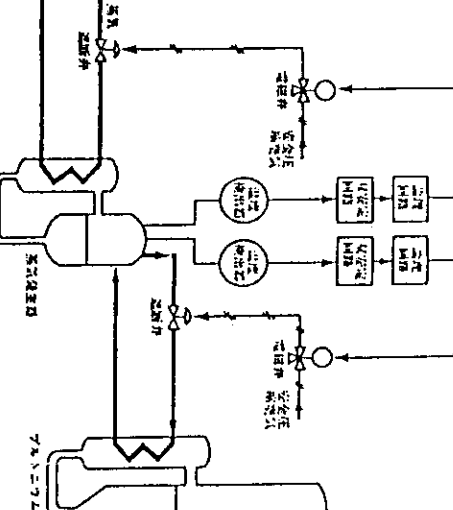
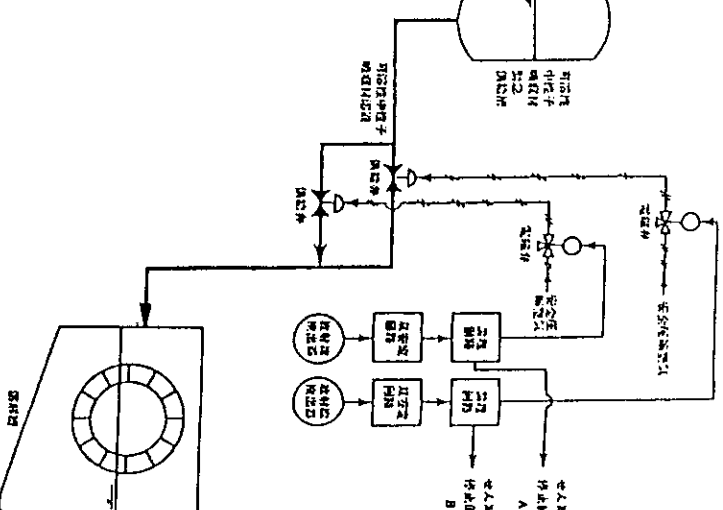
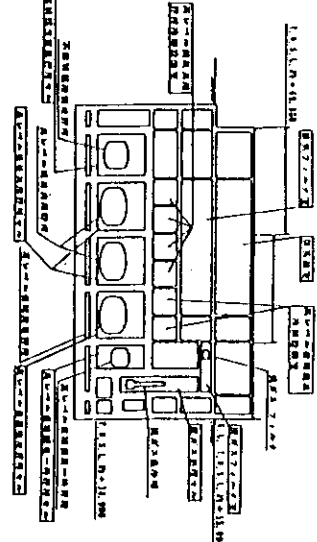
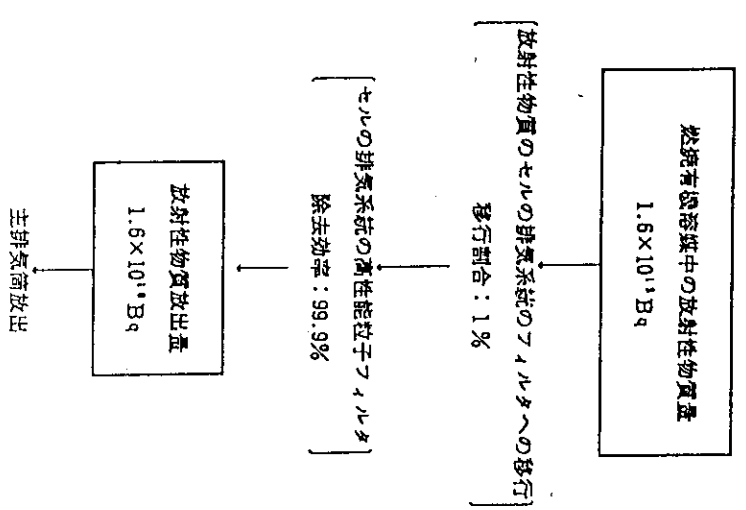
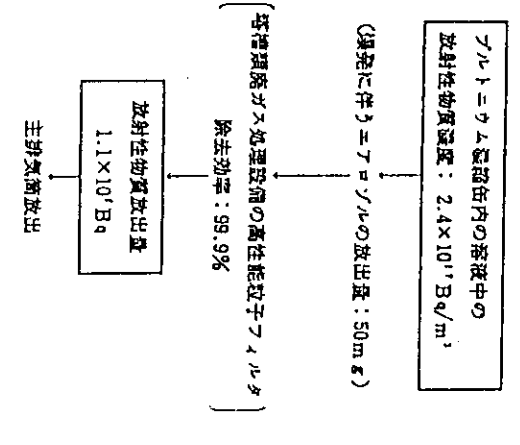
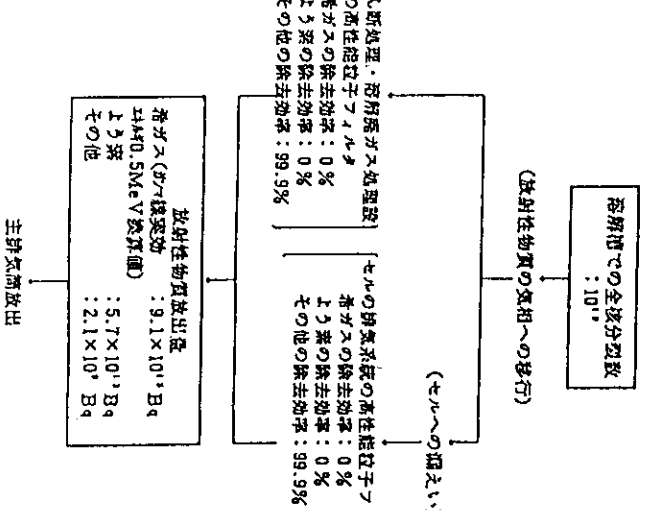
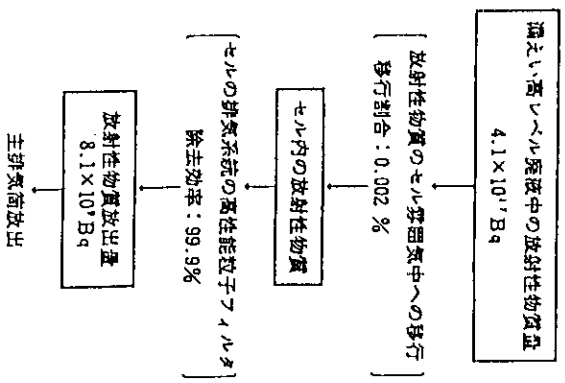
事 象 名	フルトニウム精製設備のセル内での火災事故	フルトニウム濃縮設備内での燃焼事故	溶解槽における溢界事故	高レベル廃液貯蔵工程のセルへの廃液漏えい事故	高レベル廃液ガラス固化設備での溶融ガラスの漏えい事故	使用済燃料の受入れ・貯蔵施設での燃料取扱い事故	短時間の全交流動力電源の喪失
発生場所	フルトニウム精製設備のセル内	フルトニウム濃縮設備	溶解槽	高レベル廃液貯蔵工程のセル	ガラス溶融炉下の移送台車上	使用済燃料の受入れ・貯蔵施設	高レベル廃液ガラス固化設備の固化セル
移行割合等	1 % (Ref. ①)	100mg/m <sup>3</sup> (Ref. ①)	希ガス：生成量の100% よう素：生成量の25% ルテニウム：溶液中の0.1% その他：蒸発液中の0.05% (Ref. ②)	0.002% (Ref. ③)	ルテニウム及びビシウム ： 100% その他： 10% (Ref. ④)	燃料槽内の全添積量のうち 希ガス：30% よう素：30% 放出 (Ref. ①)	①固化セル換気系への移行 100% ②固化セル圧力放出系への移行 6% (Ref. ⑤)
除去効率等	セルの排気系統の高性能粒子フィルタ 99.9% (Ref. ⑥, ⑩)	培槽型排気ガス処理設備の高性能粒子フィルタ 99.9% (Ref. ⑥, ⑦)	せん断処理・溶解廃ガス処理設備及びセルの排気系統の高性能粒子フィルタ 希ガス、よう素：0% その他：99.9% (Ref. ⑦)	セルの排気系統の高性能粒子フィルタ 99.9% (Ref. ⑦)	①ルテニウムに対し洗淨塔及びR吸着塔：99.98% (Ref. ⑨, ⑩) ②その他に対し高性能粒子フィルタ：99.999% (Ref. ⑦)	水中での除染係数 希ガス：1 よう素：100 (Ref. ⑦)	①固化セル換気系和(R吸着塔)：99% その他(フィルタ2段)：99.999% (Ref. ⑦, ⑩) ②固化セル圧力放出系(高性能粒子フィルタ) R11：0% その他：99.9% (Ref. ⑦)

## 参 考 文 献

- ① E. Walker, "A Summary of Parameters Affecting the Release and Transport of Radioactive Material from an Unplanned Incident", BNFO-81-2 Bechtel National Inc., September 1978 (Reissued August 1981).
- ② J. E. Ayer, et al., "Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook", NUREG-1320, May 1988.
- ③ S. L. Suttler, et al., "Aerosols Generated by Free Fall Spills of Powder and Solution in Static Air", NUREG/CR-2139, December 1981.
- ④ 「高性能エアフィルタの苛酷時健全性試験, (Ⅲ) 高温負荷」尾崎 他, 日本原子力学会誌 Vol. 28, No. 1, 1986年
- ⑤ 「高性能エアフィルタの苛酷条件下における性能」尾崎 他, 日本空気清浄協会誌 Vol. 25, No. 6, 1988年
- ⑥ 「高性能エアフィルタの苛酷時健全性試験, (Ⅱ) ダスト負荷試験」尾崎 他, 日本原子力学会誌 Vol. 27, No. 12, 1985年
- ⑦ B. J. Newby and V. H. Barnes, "Volatile Ruthenium Removal from Calciner Off-gas Using Solid Sorbents", ICP-1078, July 1975.
- ⑧ 「水洗浄塔による揮発性ルテニウム除去試験」  
(EN-89-006, 石川島播磨重工業株式会社, 平成元年3月)

<p>高レベル廃液ガラス固化設備での 溶融ガラスの漏えい事故</p>  <p>ガラス溶解炉概要図</p>	<p>使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設での燃料取扱事故</p>  <p>燃料貯蔵ホール概要図</p>	<p>放射線物質の移行割合 ルテニウム及びセシウム その他の核種：100%</p> <p>放射線物質の移行割合 ルテニウム その他の核種：99.98%</p> <p>放射線物質放出量 <math>1.1 \times 10^{11} \text{ Bq}</math></p> <p>主排気筒放出</p>	<p>短時間の全交流動力電源の喪失</p>  <p>高レベルガラス固化セル換気系統</p>
<p>放射線物質の移行割合 ルテニウム及びセシウム その他の核種：100%</p> <p>放射線物質の移行割合 ルテニウム その他の核種：99.98%</p> <p>放射線物質放出量 <math>1.1 \times 10^{11} \text{ Bq}</math></p> <p>主排気筒放出</p>	<p>短時間の全交流動力電源の喪失</p>  <p>高レベルガラス固化セル換気系統</p>		



<p>プルトニウム精製設備のセル内での 火災事故</p>	<p>プルトニウム濃縮缶内での爆発事故</p>	<p>溶解槽における臨界事故</p>	<p>高レベル廃液貯蔵工程のセルへの 廃液漏えい事故</p>
<p>概要図</p>  <p>精製建屋機器配置図</p>	 <p>精製施設のプルトニウム濃縮缶加熱停止回路の系統図</p>		 <p>高レベル廃液貯蔵建屋機器配置図 (断面)</p>
<p>放射線物質の大気放出過程</p>  <p>燃焼炉燃焼室中の放射線物質 <math>1.6 \times 10^{11} \text{ Bq}</math></p> <p>放射線物質のセルの排気システムへの移行 移行割合: 1%</p> <p>セルの排気システムの高性能粒子フィルタ 除去効率: 99.9%</p> <p>放射線物質放出量 <math>1.6 \times 10^{11} \text{ Bq}</math></p> <p>主排気筒放出</p>	 <p>プルトニウム濃縮缶内の溶液中の 放射線物質濃度: <math>2.4 \times 10^{11} \text{ Bq/m}^3</math></p> <p>(爆発に伴う)エアロゾルの放出量: 50 m/s</p> <p>塔頂環流ガス処理設備の高性能粒子フィルタ 除去効率: 99.9%</p> <p>放射線物質放出量 <math>1.1 \times 10^{11} \text{ Bq}</math></p> <p>主排気筒放出</p>	 <p>溶解槽での全核分裂数 :<math>10^{11}</math></p> <p>(放射線物質の真相への移行)</p> <p>(セルへの漏えい)</p> <p>セルの排気システムの高性能粒子フィルタ 除去効率: 99.9%</p> <p>セル内の放射線物質 除去効率: 0%</p> <p>セルの排気システムの高性能粒子フィルタ 除去効率: 0%</p> <p>その他の除去効率: 99.9%</p> <p>放射線物質放出量 希ガス (プルトニウム換算) :<math>9.1 \times 10^{11} \text{ Bq}</math> ヒドロゲン、酸素、窒素、炭素、水素、その他 :<math>2.1 \times 10^{11} \text{ Bq}</math></p> <p>放射線物質放出量 :<math>5.7 \times 10^{11} \text{ Bq}</math> :<math>2.1 \times 10^{11} \text{ Bq}</math></p> <p>主排気筒放出</p>	 <p>漏えい高レベル廃液中の放射線物質 <math>4.1 \times 10^{11} \text{ Bq}</math></p> <p>放射線物質のセル雰囲気中への移行 移行割合: 0.002%</p> <p>セル内の放射線物質 除去効率: 99.9%</p> <p>セルの排気システムの高性能粒子フィルタ 除去効率: 99.9%</p> <p>放射線物質放出量 <math>8.1 \times 10^{11} \text{ Bq}</math></p> <p>主排気筒放出</p>

付録 1.2. B

日本原子力研究所NUCEFの安全審査書に  
用いられている基礎データについて

漏洩事故時の溶液燃料の漏洩量として、保有量の 1/2を採用していることの妥当性について

STACY及びTRACYは、その圧力も低く、急激な破断が発生することはないが、事故の想定としては、溶液燃料給排液系の最大直径部である、入口分配器(80A)に  $1/4Dl^*$  (ここで、D:入口分配器直径、l:材料厚さ)の大きさの開口部ができ、ここから溶液燃料が漏洩するものとした。

漏洩検知器により、100ccの漏洩量に達した時、漏洩を検知し、急速排液弁を自動的に“開”とし、溶液燃料排液系(40A)から、炉心タンク内の溶液燃料をダンプ槽に排出する。この時、これらの流路を介しての排液流量は、開口部の面積に比例し、約9.5対13.7となるが、漏洩量を大きく見積もるために、1対1とした。

\* JRR-3(M)の一次冷却系配管破断事故の解析の中で、開口面積を  $1/4Dl$  としている。

事故時のヨウ素移行率について

STACY、TRACYの事故解析においては、ヨウ素の移行率として25%を用いている。この根拠としているRegulatory Guide 3.33<sup>\*1</sup>の記載を次に示す。

2. Assumptions related to the release of radioactive material are as follows:

- a. It should be assumed that all of the noble gas fission products (except those removed prior to the excursion), 25% of the iodine radionuclides, and 0.1% of the ruthenium radionuclides resulting from the excursion or initially present in the spent fuel are released directly to the cell atmosphere. It should also be assumed that an aerosol, which is generated from the evaporation of solution during the excursion, is released directly to the cell atmosphere. The aerosol should be assumed to comprise 0.05% of the salt content of the solution that is evaporated. The cell volume and ventilation rate should be considered on an individual case basis.

上記下線部に示すように、臨界事故時のヨウ素移行率として25%を想定している。また、Exxon 再処理工場のPreliminary Safety Analysis Report<sup>\*2</sup>において次の記載がある。

In the case of a criticality occurring in a solution, the iodine releases would pattern the iodine releases from process solutions (see following paragraphs). The release would be rapid when the solution began boiling but would not be complete. For the postulated criticality accident in the NFRRC, 75 percent of the radioiodines are assumed to be held up in solution or by plateout.

上記下線部に示すように、沸騰中のヨウ素移行は早い、溶液中への残留及びプレートアウトにより75%が保持されるとしている。

以上より、ヨウ素移行率25%は、蒸発（又は沸騰）を考慮した時のものであり、妥当な評価と考えられる。

\*1 U.S. Nuclear regulatory Commission, "Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of Accidental Nuclear Criticality in a Fuel Reprocessing Plant", Regulatory Guide 3.33 (1977)

\*2 EXXON NUCLEAR COMPANY INC., "Nuclear Fuel Recovery and Recycling Center, Preliminary Safety Analysis Report," DUCKET 50-564 (1976)

S T A C Y施設及びT R A C Y施設におけるフィルタ効率の考え方について

1.1 S T A C Y施設及びT R A C Y施設においては、高性能フィルタの粒子除去効率について、第1段フィルタ：99.9%、第2段～第4段フィルタ：各段90%としている。

(1) 各フィルタ設備における高性能フィルタの設置段数と粒子除去効率は第1表に示すとおりである。

(2) 高性能フィルタの粒子除去効率の設定根拠

高性能フィルタの粒子除去効率は、除去対象の非揮発物質の粒度分布に依存し、また、現在使用されている高性能フィルタの購入仕様は、 $0.3\mu\text{m}$  D O P粒子に対して除去効率（初効率）99.97%以上である。

安全評価上用いられる高性能エアフィルタ装置の粒子除去効率（累積効率）は、これらの特性及び使用期間中のフィルタの劣化、装着不良によるバイパスリークを考慮して安全側の値として1段目フィルタについて99.9%、2段目以降について90%としている。

高性能エアフィルタを直列に2段以上設置した場合の粒子除去効率については、次のよう

な解析例がある。

1) W. B. Seefeldt<sup>\*3</sup>らの評価では、過去に報告された文献などの解析からPuO<sub>2</sub>の最大透過率は、同一粒径においても1段目(約3.5×10<sup>-6</sup>)よりも2~3段目(約4.5×10<sup>-5</sup>)の方が1桁近く大きくなる。

2) M. I. Tillery<sup>\*4</sup>の評価では、1段目を透過して2段目に入る物質粒子の粒度分布は、1段目に入る粒子の粒度分布に比べて、除去されにくいものになっており、ある粒径分布を仮定した粒径-透過率理論曲線を解析して、2段目のフィルタの透過率が1桁近く大きくなる。

STACY施設及びTRACY施設の高性能フィルタの粒子除去効率は、以上の報告等を考慮するとともに、2段以上設置する高性能フィルタ設備の粒子除去効率に係る第2表の考え方に基づいて設定したとしている。

なお、この考え方は第3表に示すように、既存の核燃料物質使用施設においても採用されている。

参考文献 \*3 W. B. Seefeldt et al. ; ANL-75-78 (1976)

\*4 M. I. Tillery ; LA-UR-81-729 (1981)

第1表 高性能フィルタの設置段数と粒子除去効率

施設・設備 区分 段数 粒子 除去効率	気体廃棄物廃棄施設			換気空調設備
	槽ベント設備D	気体廃棄物処理設備		排気系統
	フィルタ	フィルタ (I)	フィルタ (II)	フィルタユニット
	2	2	2	2
1段目	99.9	99.9		99.9
2段目	90	90		90
3段目			90	
4段目			90	
総合	99.99	99.99	99	99.99

第2表 高性能フィルタ設備の効率

HEPAフィルタの種類	1段目 (%)	2段目以降 (%)	総合捕集効率 (2段の場合) (%)
オープン型	99.9	90	99.99
セルフコンテント型	99.97	90	99.997

(原子力委員会燃安審使用・加工部会同やす値)

第3表 既存施設等の高性能フィルタの粒子除去効率

核燃料物質使用施設等		粒子除去効率 (%)	
		1段目	2段目以降
動燃 東海	CPF (高レベル放射性物質研究施設)	99.9	90
	PWTF (プルトニウム廃棄物処理開発施設)	99.97 <sup>1)</sup>	90
核管センター、開発試験棟		99.9	90
原研大洗 燃料研究棟		99.97 <sup>1)</sup>	90
原研 東海	バックエンド研究施設 <sup>2)</sup>	99.9	90
	STACY施設 TRACY施設	99.9	90

1) セルフコンテント型フィルタ

2) NUCEF核燃料物質使用施設

プルトニウムの溶液から気体への以降モデルについて
--------------------------

## I. 重大事故におけるプルトニウムの移行モデル

STACYでは、通常運転時はもとより、事故時においても圧力が発生することはなく、万一、漏洩事故が発生したとしても、激しく飛散することはないものと考えられる。しかし、STACYで想定している漏洩箇所が、炉質フードの床から約1mの位置にあるため、重大事故の解析においては、PNL (Pacific Northwest Laboratory) において、高さ約3mから硝酸ウラニル溶液を落下させて行われた実験結果<sup>\*5</sup>を参考にして、 $10^{-4}$ の移行率を採用した。

## 2. 仮想事故におけるプルトニウムの移行モデル

仮想事故の解析に当たっては、放出される放射性物質の量を大きく見積もるために、爆発的に飛散するものと仮定して、ORNL (Oak Ridge National Laboratory) における研究\*5を参考にして、炉心タンクの溶液燃料が、 $100 \text{ mg/m}^3$ のミストとなって炉室フード内に一様に、充滿し、換気によって、放出されるモードを採用した。

For superficial velocities less than approximately  $0.15 \text{ ft/sec.}$ , it has been found that an aerosol formed by vigorous mixing of a solution with air is metastable and has a concentration of the order of  $10 \text{ mg/m}^3$ .

すなわち、

「面速度が約 $0.15 \text{ ft/sec.}$ より小さければ、溶液と空気の激しい混合により形成されるエアロゾルは、準安定 (metastable) であって、その濃度は、 $10 \text{ mg/m}^3$ のオーダーであることが分かった。」

この、「…… $10 \text{ mg/m}^3$ のオーダー……」という記述から、放出量を大きく見積もるために、「 $100 \text{ mg/m}^3$ 」を評価に当たって用いることとした。

実際には、STACYの炉心タンク及び溶液燃料給排液系には、内圧は加わっておらず、また、加わるおそれもないので、前述の論文でいう「vigorous mixing」は起こらないが、この点でも放出量を大きく見積もるために「vigorous mixing」が起こっているものと仮定した。

## 参考文献

\*5 S.L.Sulter et. al, "Aerosol Generated by Free Fall Spills of Powders and Solutions in Static Air", NUREG/CR-2139 (1981)

\*6 ORNL Staff, "Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities", USAEC Report ORNL-4451, 1970

## 2. 米国の標準データ(ANSI推薦値)導出根拠の 調査・検討・分析・評価

米国において、再処理関連施設の安全性評価に使用されている基礎データとしては、ANSI (American National Standards Institute) N46.5, "Criteria for Safety-Related Features on Nuclear Fuel Cycle Facilities" の中で、放射性物質の放出により公衆の受ける被曝量の評価のため参考とすべきデータとして掲げられているものがある。これらのデータは、施設内部で火災・爆発・臨界事故等が起きたときに放射性物質の何%の放出があるか、また換・排気系を通して放射性物質の移行があるときにフィルターやトラップ装置に捕集されるものの割合はどの程度か、に関して安全側の解析結果を与えるようにデータを整理して得られたものであり、再処理関連施設の安全性評価において申請者側及び審査側双方にとって共通の基盤を与えるデータとして使用されている。

この米国の標準データ(ANSI推薦値)の基になったものに、E. Walkerが1978年にまとめ発行した報告書、BNFO-81-2 "A Summary of Parameters Affecting the Release and Transport of Radioactive Material From an Unplanned Incident" に記載されたデータがある。そこでは、それまでに公刊された報告書や技術論文、基準等をサーベイして実験データや評価値を収集・整理し、表にまとめている。本報告書では表 2.1～表 2.3 に転載して示す。表 2.1 には、Walker 自身が安全解析用基礎データとして評価したものが、適用範囲及び使用例とともに13項目にわたりまとめられており、ANSIではWalkerの評価データをそのまま引用して推薦値としている。表 2.2 には、表 2.1 記載のデータの導出根拠となった実験データの内容が、実験条件の記述、実験報告書の参照番号とともにまとめられている。表 2.3 は、現行の基準や安全解析書に使用されているデータをまとめたものである。

このANSI推薦値は、我が国の核燃料施設の安全解析にも広く用いられているが、Walkerが自身の報告書BNFO-81-2にも述べているように、データの適用限界、導出の背景に関して深く調査し、洞察を加えて事故解析の最適推定を与えるように得られたものではなく、これを用いて事故時の放射性エアロゾル放出量を推定する場合は、十分な安全裕度をとった解析結果が得られるように意図されたものである。

本調査では、ANSI推薦値の基となった表 2.1～表 2.3 に示した各データについて放出機構等に着目し、我が国の民間再処理施設の設計・運転時の安全性評価での使用頻度等を考慮して、AからIまで9グループに分類し、各グループごとに元の文献に立ち返って適用範囲等をサーベイすることとし、より合理的な安全裕度を確保できるような安全解析用基礎データを提案することを意図した。各グループの担当する調査項目は次に示す通りである。

- Aグループ……………Failed Fuel-Gap Release
- Bグループ……………Boiling Pool Release and Evaporating Pool Release
- Cグループ……………Fire Release
- Dグループ……………Explosions
- Eグループ……………Criticality



Fグループ……Particulate Filters

Gグループ……Halogen Filters

Hグループ……Miscellaneous Parameters

Iグループ……Impact Stress - Airborne Fraction

調査対象として、BNFO-81-2でWalkerが参照した文献（本報告書でも同一の参照番号で示す）を調査したほか、最近公開されたデータを記載した報告書（グループ分け英文字-番号で示す）を追加調査した。後者には、2年毎に開催されているDOE Air Cleaning会議の発表論文や、NRCが1988年5月に刊行した核燃料サイクル施設・事故解析ハンドブック（AAH）中の参考文献等が含まれている。これらの調査の結果を基にデータ内容の比較検討・分析評価を実施して成果をまとめた。これには、データ使用に当たっての問題点、注意事項を明らかにした上で、実験によって補う必要があると考えられるもの、安全評価データベースを構築する上で考慮する必要のある項目等にふれた。

以下、表2.1～表2.3の後に、各節に分けて各グループの調査・検討・分析・評価の成果を記す。文献調査の結果はできるだけ統一したフォーマットのデータ表にまとめ、各節の記述の後に添付して示す。表2.1～表2.3には各グループの記述の始まりのページ数を記す欄を設けて、本報告書の利用の便に供した。調査・検討の結果、Walker報告書のデータ記載ミスと考えられるもの、データの根拠が不明と判定されたものについては、データ表の備考欄あるいは「データの根拠」欄にそのことを明記するばかりでなく、表2.1～表2.3の該当箇所に注記しておく。

表 2.1(1) Walker 報告書の記載データ(1)

Sheet 1 of 4

SAFETY ANALYSIS PARAMETERS SUMMARY

Release Mechanism	Safety Analysis Parameter	Range of Observations (Fraction Released)	Current Practice (Fraction Released)	Recommended Values (Fraction Released)	Group (pages)
1. Failed Fuel-Gap Release	(a) Noble Gas Krypton - 85	0.015 - 0.34	0.018 - 0.10	0.10	A (100)
	(b) Halogens Iodine - 129	0.025 - 0.49	0.0032 - 0.10	0.30 0.10	
	(c) Volatile Solids (Cs, Rb, Ru)	<4x10 <sup>-6</sup> - 0.80	0.30	0.30	
	(d) Non-Volatile Solids	<2x10 <sup>-6</sup> - 8x10 <sup>-4</sup>	<10 <sup>-6</sup> - 0.05	0.01 0.01	
2. Heated Fuel Release T=1,000-1,400°C	(a) Noble Gas	0.12 - 0.86	0.90	0.90	
	(b) Halogens	0.12 - 0.95	0.90	0.25	
	(c) Volatile Solids	2x10 <sup>-4</sup> - 0.999	-	0.01	
	(d) Non-Volatile Solids	<10 <sup>-5</sup> - 7x10 <sup>-3</sup>	-	0.01	
3. Molten Fuel Release	(a) Noble Gas	1.00	0.90 - 1.00	1.00	
	(b) Halogens	~0.32 - 0.99+	0.25 - 0.90	1.00	
	(c) Volatile Solids	10 <sup>-3</sup> - 0.99	0.80	0.01	
	(d) Non-Volatile Solids	10 <sup>-4</sup> - 0.77	0.003 - 0.15	0.01	
4. Boiling Pool Release	(a) Noble Gas	-	1.00	f=1.00 <sup>(a)</sup> DF=1.00 <sup>(b)</sup>	B (130)
	(b) Halogen	0.09 - 0.90	1.00	f=1.00 DF=10	
	(c) Volative Solids (dissolved)	-	0.20	f=0.10 DF=100	
	(d) Non-Volatile Solids (non-dissolved)	1.3x10 <sup>-6</sup> - 1.8x10 <sup>-3</sup>	10 <sup>-4</sup> - 0.20	f=10 <sup>-3</sup> DF=100	
5. Evaporating Pool Release	(a) Noble Gas	-	1.00	f=1.00 <sup>(c)</sup> H=1.00	B (130)
	(b) Halogen	0.01 - 0.90	0.10 - 1.00	f=1.00 H=100(I <sub>2</sub> )/1.0 (CH <sub>3</sub> I)	
	(c) Volatile Solids (dissolved)	-	0.01 - 0.20	f=0.01 H=100	
	(d) Non-volatile Solids (non-dissolved)	10 <sup>-10</sup> - 5.7x10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-4</sup> - 0.20	f=10 <sup>-4</sup> H=1,000	

(a) f - Instantaneous release fraction

(b) DF - Transient release decontamination factor (Activity in liquid/activity in vapor)

(c) H - Pool release partition coefficient (Activity per unit vol liquid/activity per unit vol air)

表 2.1(2) Walker 報告書の記載データ(2)

Release Mechanism	Safety Analysis Parameter	Range of Observations	Current Practice	Recommended Values	Group (pages)
6. Fire Release (Fraction released except as noted)	(a) Noble Gas	—	0.90 - 1.00	1.00	C (166)
	(b) Halogen	0.65 - 0.84	1.00	1.00	
	(c) Volatile Solids	$\sim 3 \times 10^{-6}$ - 0.01	0.01 - 0.90	0.01	
	(d) Non-Volatile Solids	$\sim 4 \times 10^{-6}$ - 0.38	0.01 - 0.60	0.01	
	(e) Fly Ash	$\sim 5 \times 10^{-4}$ - 0.20	0.01 - 0.05	0.01	
	(f) Airborne Particle Size ( $\mu$ )	<0.1 - 10	<5	<5	
7. Explosions (Fraction released except as noted)	(a) Noble Gas	—	1.00	1.00	D (227)
	(b) Halogens	—	1.00	1.00	
	(c) Volatile Solids	—	0.001	0.01	
	(d) Non-Volatile Solids	$9 \times 10^{-5}$ - 0.14	0.01	0.01	
	(e) Airborne Material (time > 100 sec)	1.0 - 71 mg/m <sup>3</sup>	10 - 100 mg/m <sup>3</sup>	100 mg/m <sup>3</sup> (d)	
	(f) Airborne Particle Size ( $\mu$ )	—	<10 - <30	<10	
8. Criticality	(a) Initial Pulse - Fissions	$1 \times 10^{15}$ - $4.68 \times 10^{18}$	$1 \times 10^{18}$ - $3.7 \times 10^{18}$	$1.0 \times 10^{18}$	E (254)
	(b) Secondary Pulse - Fissions	No Estimate	$0.4 \times 10^{17}$ - $5 \times 10^{17}$	$1.9 \times 10^{17}$	
	Pulse Interval	No Estimate	10 min	10 min	
	(c) Total Fissions	$3 \times 10^{15}$ - $1.2 \times 10^{20}$	$1 \times 10^{18}$ - $1 \times 10^{20}$	$1.0 \times 10^{19}$	
	Total Time	No Estimate	7 min - 24 hr	8 hr	
	(d) Gas Release Fraction	No Estimate	1.00	1.00	
	(e) Halogen Release Fraction	No Estimate	0.25 - 1.00	0.25	
(f) Solid Release Fraction	No Estimate	0.001 - 0.20	(e)		
(g) Material Release Fraction	No Estimate		(e)		

(d) Applicable to particulate material only, not to gas or volatile material release  
(e) Use applicable Reg Guide Recommendations

表 2.1(3) Walker 報告書の記載データ (3)

Sheet 3 of 4

Release Mechanism	Safety Analysis Parameter	Range of Observations	Current Practice	Recommended Values	Group (pages)
9. Particulate Filters (Efficiency - %)	(a) HEPA - 1st Stage	96.0 - 99.999	99.0 - 99.99	99.9	F (274)
	2nd Stage	99.976 - 99.992	99.0 - 99.9	99.0	
	3rd Stage	99.49 - 99.99+	99.8 - 94.0	99.0	
	4th Stage	-	83.0	83.0	
	(b) Sand Filter Bed	99.60 - 99.999	99.0	99.0	
	(c) Fiber Glass - Deep Bed	70.0 - 99.995	90.0	90.0	
10. Noble Gas Traps (Efficiency - %)	(a) Refrigerant	75.0 - 99.99+	-	NR (f)	
	(b) Cryogenic (CO <sub>2</sub> )	90.0 - 99.993	-	NR	
11. Halogen Filters (% efficiency for bed depths $\geq$ 2.0 inches)	(a) Activated Charcoal				G (421)
	I <sub>2</sub> @ RH < 70% (g)	81.9 - 99.999	95.0 - 99.99	99.0	
	I <sub>2</sub> @ RH > 70%	>90.0 - 99.9997	90.0	90.0	
	CH <sub>3</sub> I @ RH < 70%	50.25 - 99.999+	85.0 - 99.0	99.0	
	CH <sub>3</sub> I @ RH > 70%	8.77 - 99.99	30.0 - 98.0	30.0	
	(b) Inorganic Adsorber (Ag-KTB)				
	I <sub>2</sub> - Low Loading (h)	99.0 - 99.9997	-	99.0	
	I <sub>2</sub> - High Loading	57.0 - 76.0	-	50.0	
	CH <sub>3</sub> I - Low Loading	80.0 - 99.9997	-	99.0	
	CH <sub>3</sub> I - High Loading	45.9 - >99.0	-	50.0	
	(c) Silver Zeolite				
I <sub>2</sub>	99.0 - 99.99+	-	99.0		
CH <sub>3</sub> I	90.0 - 99.999	-	99.0		

(f) NR - No Recommendation

(g) RH - Relative humidity

(h) Low Loading <50 mg I<sub>2</sub> or CH<sub>3</sub>I/gm - Adsorber

表 2.1(4) Walker 報告書の記載データ(4)

Release Mechanism	Safety Analysis Parameter	Range of Observations	Current Practice	Recommended Values	Group (pages)
12. Miscellaneous Parameters	(a) Resuspension Factor ( $m^{-1}$ ) Indoors Outdoors Plateout (1)	$10^{-2} - 3 \times 10^{-10}$ $10^{-3} - 2 \times 10^{-11}$	$10^{-3} - 10^{-6}$ $10^{-6}$	$10^{-4}$ $10^{-6}$	H (489)
	(b) Plateout (1) Iodine (time < 2 hr) Particulate dia. > 10 $\mu$	DF = 10-100 DF = 1 - 4x10 <sup>5</sup>	DF = 2 - 10 DF = 1.0 - 5.5	NR NR	
13. Impact Stress - Airborne Fraction	(c) Pool Decontamination (%) Gas I <sub>2</sub> CH <sub>3</sub> I Solids	- $2 \times 10^{-3} - 0.14$ - $\sim 0 - 0.04$	DF = 1.0 (j) = 100 = 1.0 = 100	DF = 1.0 = 100 = 1.0 = 100	I (531)
	(a) Vitrified Material (Solid) Impact velocity = 40 m/s Impact velocity = 40 m/s (1) (b) Calcined Material (Powder) Impact velocity = 40 m/s	$4 \times 10^{-4} - 3 \times 10^{-3}$ (2) $2 \times 10^{-5} - 3 \times 10^{-4}$ (2)	$5 \times 10^{-3} - 2 \times 10^{-2}$ (3) $5 \times 10^{-5} - 3 \times 10^{-3}$ (3) 0.25 (4)	NR NR NR	

(1) Plateout factors are normally a rate dependent phenomena, DF = Initial airborne activity/average airborne activity  
(j) DF = Decontamination factor as defined for boiling releases.

本調査注

(1) 20 m/sの振り。

(2) 20 $\mu$ 未満微粉の生成率 (fraction)

(3) 10 $\mu$ 未満微粉の生成率 (w/o)

(4) 概値不明

表 2.2(1) Walker 報告書の記載データ(1)

FISSION PRODUCT RELEASE (Z)  
MOLTEN FUEL

Ref.	Fissile	Burnup	Z Melt	Gas	I	Te	Cs	Ru	Sr	Ba	Ce	Remarks	Group (pages)
1	UO <sub>2</sub>	Trace		64(a) 91 93 96 63 63 69 99.4 99.6	71 70 84 67 66 54 51 84 95	60 72 86 63 54 43 86 96	59 25 34 24 12 7.1 90 93	28 60 32 75 36 20 72 76	0.18 0.07 0.16 0.11 0.11 0.26 0.20 0.39	0.8 0.9 1.3 2.6 0.5 2.0 7.3		Arc-Image Furnace Exp: Run 1 Run 2 Run 3 Run 4 Run 5 Run 6 Run 7 Run 8  Tungsten Crucible: t <sub>melt</sub> = 1.0 Min. = 1.5 = 2.0 = 2.5 = 1.5(b) = 2.5(b)  Tungsten Resistor: t <sub>melt</sub> = 1.0 Min. = 4.0 = 4.4(c) = 4.7(c) = 7.0(d) = 6.7(d)	
1	UO <sub>2</sub>	Trace		93 98 99 99 99 99 99	77 98 99 99 92 96	90 98 99 99 92 96	63 66 60 72 80 89	0.45 0.05 0.32 0.33 0.20 0.70	0.33 0.47 0.41 0.53 0.26 0.50	4.8 2.6 3.0 2.4 2.6 3.6	0.05 0.07 0.17 0.13 0.40 0.10		
1	UO <sub>2</sub>	Trace		63 50 34 56 52 52 41	47 30 25 52 24 50	56 42 31 31 1.1 0.6	44 41 46 46 28 32	1.6 0.4 0.05 0.5 0.1 0.2	1.6 0.8 1.2 4.2 10.1 10.0	5.3 2.9 4.3 4.2 10.6 7.5	0.6 0.5 0.3 0.3 0.5 0.5		
2,3,4,5	UO <sub>2</sub>	Trace Trace Sim. High Sim. High Sim. High 20,000 20,000	5 80 70-80 High 70-80 Limited High		9(2)(e) 61(35) 26(24) 96(86) 94(9) 10(2) 70(27)	2(0.3) 30(8) - - 32(3) - -	6(0.1) 29(10) 20(19) 44(26) 85(4) 6(0.7) 56(42)	0.3(0.02) 16(2) 2(1) 27(12) 0.9(0.09) 0.4(0.1) 29(0.4)	0.1(0.02) 0.1(0.08) 0.07(0.03) 0.05(0.02) - 0.9(0.02) 41(14)	1(0.2) 0.3(0.06) - - - 64(2) 32(12)	0.1(0.02) 0.7(0.2) 0.2(0.2) 0.2(0.008) 0.5(0.05) 0.3(0.2) 10(1)	MSPP Melt (as clad) Exp. No. 8 (as clad) 9 (as clad) 10 (as clad) 11 (as clad) 12 (Zr-2 clad) 14 (Zr-2 clad) 15  CDE: 5 runs ~ 30 min. molten time (Zr clad) CHF: Single experiment	
6	UO <sub>2</sub>	460-2,000	-	86-90	15-44	7-22	3-21	0.003-0.7	0.01-0.05	0.04-0.20	No: 2-8		
7	UO <sub>2</sub>	7,000	-	-	91	2	30	0.2	0.2	-	-		
8	UO <sub>2</sub>	100 100 100 100	100 100 100 100	- - - -	99+(86)(f) 98(95) 80(67) 95(73)	99(86) 97(89) 96(97) 90(87)	99(71) 95(83) 96(42) 89(30)	78(4) 38(16) 13(0.8) 21(1.2)	(Sr-Ba) 77(1.4) 33(1.4) 16(0.8) 19(3.6)	(UO <sub>2</sub> ) 48(0.09) 27(0.80) 7(0.2) 3(1.3)	65(0.4) 28(0.6) 9(0.1) 5(0.5)	In-Pile Melting: Exp. No. ~ 4, 5, 9 (ORB) (as clad-all) 15, 18 16 17	
9	UAl	23.62	-	100 98	98.4 56	50 0.3	12.4 3.6	0.6 0.07	- -	- -	- -	Out-of Pile Melting in Steam/Air Mixture T = 1,100°C T = 750°C	
10	UAl	-	-	-	96.8(86.5)(g)	67.9(45.8)	30.5(15.6)	0.8(0.5)	-	-	-	Out-of Pile Melting in Steam/Air Mixture T = 1,100°C T = 750°C	
11	UC(G-1) (G-2)	58.6 41.0	58.6 41.0	- -	25.8 14.4	35.1 14.3	37.0 41.6	40.7 5.7	1.3 1.2	0.5 0.7	6.2 2.9	In-Pile burning at 1,400°C. Release from High Temp. region of experiment	
12	U-Metal	1,340	-	100	98	65	80	4.0	0.5	0.5	0.1		

Notes:  
(a) Melting was incomplete, melt fraction equivalent to gas release  
(b) Different pellet density  
(c) as Clad  
(d) Zr Clad  
(e) Nos. in () are percent released from fuel region  
(f) First number is percent release from fuel zone, Nos. in () are percent released from high Temp. (>1,000°C) zone.  
(g) Nos. in () transported from hot zone.

表 2.2(2) Walker 報告書の記載データ (2)

FISSION PRODUCT RELEASE (Z)  
HEATING/OXIDATION RELEASE

Ref.	Fissile	Runup (MWD/T)	Temp. (°C)	Gas	I	Te	Cs	Ru	Sr	Ba	U	Notes	Group (pages)					
13	UO <sub>2</sub> -U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	Trace (MWD/T)	400	4.4	13	-	0.31	0.015				PMR-Type UO <sub>2</sub> Pellets	A(104)					
			500	8	14	0.016	-	0.08										
			600	13	20	0.31	0.31	0.4										
			700	13	18	0.31	0.31	0.5										
			800	11	11	0.31	0.31	0.6										
			900	7.5	6.2	0.31	0.31	8.3										
			1,000	12	12	6.4	0.8	22										
			1,100	17	24	10	1.0	44										
			1,200	16	-	12	4.8	85										
			1,300	14	23	-	-	98										
			1,400	13	22	28	-	98										
			14	UO <sub>2</sub>	1,000	500	4.0-4.4	2.5-4.7	0.003-0.014	0.008-0.02	0.013-0.36			0.001-0.004	0.0008-0.001		3 Measurements - Heated in He and Air	A(106)
						600	5.5-6.6	3.4-6.0	0.003-0.005	0.007-0.004	0.23-0.9			0.0009-0.003	0.0009			
700	7.2-8.5	9.4-10.1				0.003-0.01	0.001-0.02	0.63-3.8	0.0009-0.001	0.0007-0.001								
800	8.56-15.1	9.1-14.1				0.003-0.08	0.007-0.038	5.2-35.3	0.0006-0.008	0.0006-0.002								
900	11.2-13.7	14.4-26.9				0.4-0.85	0.002-0.03	11.5-30.3	0.001-0.002	0.0015-0.01								
1,000	22.2-30.5	42.2-73.3				0.6-31.3	0.02-0.07	69.8-97.9	0.001-0.002	0.002-0.007	0.0012-0.009							
1,100	49.9-60.0	64.1-70.4				28.0-75.3	0.01-2.8	85.7-99.9	0.001-0.2	0.002-0.2	0.002-0.19							
1,200	77.0-79.6	83.4-86.6				59.4-75.9	0.1-4.5	97.8-99.7	0.03-0.14	0.1-0.14	0.142							
14	UO <sub>2</sub>	4,000				500	1.5-2.9	3.2-3.6	0.007-0.01	0.0004-0.0007	0.005-0.01	0.0004	0.0008		2 Measurements	A(106)		
						600	4.4-4.5	8-10	0.006-8.4	0.001-0.002	0.08-1.8	0.001	0.004					
						700	6.8-9.3	6.5-10	0.004-0.05	0.0005-0.001		0.04-2.3	0.0002-0.0004	0.0004-0.002				
						800	14	7.1-16	0.007-0.06	0.01-0.15	1.0-12	0.0004	0.0007-0.001					
						900	21-22	47-69	0.4-6.0	0.001-0.015	17-53	0.008-0.001	0.004-0.01					
			1,000	40-44	75-84	12-32	0.09-0.37	72-92	0.003-0.1	0.02-0.08	0.06							
14	UO <sub>2</sub>	7,000	1,110	66-73	79-84	16-39	0.02-0.2	31-99	0.006-0.05	0.003-0.01	0.003	1 Measurement	A(106)					
			1,200	71-80	82-95	37-66	0.8-6.4	99-99.6	0.007-0.07	0.001-0.7	0.003							
			500	3.1	4.1	0.5	0.0006	0.1	0.0007	0.0004								
			600	4.2	3.1	0.1	0.002	0.7	0.0004	0.009								
			700	6.1	15	0.08	0.005	0.1	0.0005	0.009								
			800	9.4	9.0	0.3	0.002	9.8	0.0005	0.03								
1,000	850	34	15	1.4	34	1.4	0.02	35	0.005	0.08								
			29	34	80	0.01	98	0.03	0.08									
			78	78	37	0.03	93	0.04	0.3									

表 2.2(3) Walker 報告書の記載データ (3)

Sheet 1 of 3

ACTIVITY DECONTAMINATION FROM LIQUID SYSTEMS

Ref.	Factor Type	Material	Release Fraction	Temp	Liquid Concentration	Test Conditions			Group (pages)
						Air Velocity	Vapor Rate	Liquid Vol.	
16	Drying Experiment	Pu(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub>	10 <sup>-10</sup> (1)	~25°C	-	100 cm/s	-	-	B(133)
			3x10 <sup>-5</sup> (1)	100°C	-	100 cm/s	-	-	
			1.8x10 <sup>-3</sup> (1)	100°C	-	2.9 cm/s	-	-	
			10 <sup>-5</sup> - 3x10 <sup>-5</sup> (1)	100°C	-	10-50 cm/s	-	-	
17	Drying Experiment	Pu(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub>	<2x10 <sup>-10</sup> - 5.7x10 <sup>-7</sup>	~25-90°C	-	10-100 cm/s	-	-	B(139)
			1.3x10 <sup>-6</sup> - 4.5x10 <sup>-6</sup>	100°C	-	5.9 cm/s	0.5-0.6 ml/m	97.5 ml	
			5.8x10 <sup>-5</sup> - 8.4x10 <sup>-4</sup>	100°C	-	5.9 cm/s	0.66-0.9 ml/m	97.5 ml	
			8x10 <sup>-5</sup> - 1.8x10 <sup>-3</sup>	100°C	-	5.9 cm/s	>1.4 ml/m	97.5 ml	
18	Drying Experiment	I-131	0.16-0.63	25°C (4)	-	-	-	-	B(141)
			0.01-0.03	~25°C	-	-	-	-	
			0.31-0.32	85°C	SO <sub>2</sub> : 10 <sup>-6</sup> M	-	-	-	
			0.45-0.50	85°C	10 <sup>-5</sup> M	-	-	-	
			0.99	85°C	10 <sup>-2</sup> M	-	-	-	
			0.02	~25°C	SO <sub>2</sub> : 10 <sup>-5</sup> M	-	-	-	
			0.89-0.90	~25°C	10 <sup>-2</sup> M	-	-	-	
			0.09	85°C	NaCl: 10 <sup>-6</sup> M	-	-	-	
			0.09-0.16	85°C	10 <sup>-5</sup> M	-	-	-	
			0.19-0.21	85°C	10 <sup>-4</sup> M	-	-	-	
			0.32-0.40	85°C	10 <sup>-3</sup> M	-	-	-	
			0.45-0.52	85°C	10 <sup>-2</sup> M	-	-	-	
0.89-0.90	85°C	10 <sup>-1</sup> M	-	-	-				
0.05-0.06	~25°C	NaCl: 10 <sup>-6</sup> M	-	-	-				
0.09-0.12	~25°C	10 <sup>-3</sup> M	-	-	-				
0.02-0.03	~25°C	10 <sup>-1</sup> M	-	-	-				

本調査注

- (1) Ref. 16には該当するデータは現当たらぬ。
- (2) Ref. 17には 8 × 10<sup>-5</sup> となっている。
- (3) Ref. 17には 3 × 10<sup>-4</sup> となっている。
- (4) Ref. 18には 85°C となっている。



表 2.2(4) Walker 報告書の記載データ (4)

Ref.	Factor Type	Material	H- Concentration in Water Concentration in Air	Temp	Liquid Concentration	Test Conditions		Group (pages)	
						Liquid Vol.	Vapor Vol.		
19	Partition Coefficient	Iodine	63-93 6.5x10 <sup>3</sup> -6.9x10 <sup>3</sup> 6.9x10 <sup>2</sup> 2.6x10 <sup>4</sup> 2.4x10 <sup>4</sup> -2.9x10 <sup>4</sup> (2)		4x10 <sup>-4</sup> moles I/l-H <sub>2</sub> O(l) 4x10 <sup>-6</sup> 2.5x10 <sup>-6</sup> 4.0x10 <sup>-8</sup> 4.0x10 <sup>-8</sup> 1.0x10 <sup>-10</sup>			B(146)	
20	Partition Coefficient	I-131	1.4x10 <sup>5</sup> -5x10 <sup>7</sup>	68°F	10 <sup>-2</sup> μCi/cm <sup>3</sup>	95,300 ft <sup>3</sup>	500,000 ft <sup>3</sup>		
21	Partition Coefficient	CH <sub>3</sub> I  I <sub>2</sub>	4.47-6.5 (3) 1.95-3.29 1.04-1.8 3,040-3,200 1,500-1,690 1,100-1,566 (4) 244-261 203-239 161-245 (5) 69.2-90.6 (6) 33.2-35.3 17.5-18.6 103-114 32.0-37.6 16.4-18.4	25°C 50°C 80°C 25°C 50°C 80°C 25°C 50°C 80°C 25°C 50°C 80°C 25°C 50°C 75°C	0.58-423 μgI/l 2.93-378 μgI/l 0.24-16.2 μgI/l 0.076 mgI/l 2.54 mgI/l 35.8 mgI/l 310 mgI/l 110 mgI/l 110 mgI/l	5 l 7 l	Water pH=6.6 Water pH=4.9	Theoretical Values: H=100 H=200 H=300 H=5x10 <sup>3</sup> H=10 <sup>4</sup> H>10 <sup>6</sup>  35 Samples at Operating BWR  Samples Taken After 24 Hrs (Equilibrium)	B(149)
22	Partition Coefficient	Krypton Xenon I <sub>2</sub> I <sub>2</sub>  Sodium Iodide Zinc Sulfide	2.4 1.4 10 <sup>6</sup> 8.5x10 <sup>4</sup>  3.6x10 <sup>5</sup> 2.9x10 <sup>7</sup>			129 ft <sup>3</sup>	78.5 ft <sup>3</sup>	% Transmission=25-50 <45 =5.8x10 <sup>-5</sup> =7.2x10 <sup>-4</sup> at 5 hrs =1.7x10 <sup>-4</sup> =2.1x10 <sup>-6</sup>	
23	Partition Factor (concentration in vapor concentration in liquid)	Iodine	1.3x10 <sup>-5</sup> -4.2x10 <sup>-5</sup> (7)	545°F 225°F				PF(avg) = 3x10 <sup>-5</sup> PF(avg) = 1x10 <sup>-2</sup>	B(153)

本調査注

(1) Ref. 19には8.2x10<sup>-6</sup>となっている。

(2) Ref. 19には3.1x10<sup>-6</sup>となっている。

(3) Ref. 21には1.96となっている。

(4) Ref. 21には1560となっている。

(5) Ref. 21には248となっている。

(6) Ref. 21には69.7となっている。

(7) Ref. 23には該当するデータの記載がない。

表 2.2(5) Walker 報告書の記載データ(5)

Ref.	Factor Type	Material	DF- Activity in Liquid Activity in Vapor	Volatility	Test Conditions	Group (pages)
23	Decontamination Factor	Iodine	$2 \times 10^4$ - $5 \times 10^4$	Volatile	Measurement at Dresden 1 Reactor Primary System 7/61-3/65 (BWR) Measured at Dresden 1 in 1960	B(153)
		Na-24	$> 7.7 \times 10^3$ - $> 10^4$	Non-Volatile		
24	Decontamination Factor	Cu-64	$1.3 \times 10^5$	+	Measured in Palisades Reactor Steam Generator 1/14/73 (PWR)	B(156)
		Iodine	624	Volatile		
25	Decontamination Factor	Ruthenium	62-120	Volatile	Acid Solution-HNO <sub>3</sub> : 1.85-10 M : 0.18-0.83 M	B(157)
		Cerium	156-1350 $1.2 \times 10^4$ - $8.5 \times 10^4$ $4.3 \times 10^3$ - $2.9 \times 10^4$	+		
26	Decontamination Factor	Iodine	$10^3$ $10^3$ - $10^5$ 200-400	Volatile	Waste Evaporator Operating Experience - Dresden 2&3 (BWR)	B(160)
		Cs-137	5-10 10-20 $10^5$ $3 \times 10^3$ - $4 \times 10^3$ 60-90 $3 \times 10^3$ - $4 \times 10^5$ 10-50 25-125 $900$ - $6 \times 10^5$ 400-500 $700$ - $10^6$ <sup>(2)</sup> $800$ - $10^5$ $10^5$ - $5 \times 10^5$ $1.2 \times 10^4$ - $1.2 \times 10^6$ $2 \times 10^4$ - $6 \times 10^6$ $500$ - $10^4$ $500$ - $10^4$	+		

本調査注

(1) Ref. 26ではGross B / T となっている。

(2) Ref. 26では  $3 \times 10^3$  となっている。

表 2.2(6) Walker 報告書の記載データ (6)

Sheet 1 of 3

Ref.	Material	Resuspension Factor-K (m <sup>-1</sup> )	Resuspension Factor (HR <sup>-1</sup> )	Particle Size (μ)	Test Conditions	Notes	Group (pages)
27	Fallout	8x10 <sup>-5</sup> - 10 <sup>6</sup>			Limestone Rock & Sand/Course Grass & Brush	Hurricane Trial (Monte Bello Islands)	B(495)
	Fallout	10 <sup>-6</sup> - 10 <sup>-8</sup>			Crater Region from Tower Shot	Hurricane Trial (Monte Bello Islands)	
	Fallout	1.5x10 <sup>-6</sup> - 10 <sup>-8</sup>			Roads Formed from Graded Soil	Hurricane Trial (Monte Bello Islands)	
	Fallout	2x10 <sup>-6</sup> - 10 <sup>-8</sup>			Roads Formed from Graded Soil	Nuclear Trials at Maralinga	
	Uranium	10 <sup>-3</sup> - 10 <sup>-5</sup>			Downwind of Crater	Nuclear Trials at Maralinga	
	Plutonium	3x10 <sup>-6</sup> x 1.5x10 <sup>-5</sup>		20-60	Vehicular & Pedestrian Dust	Nuclear Trials at Maralinga	
	<sup>131</sup> I In Brick Dust	2x10 <sup>-4</sup> x 4x10 <sup>-5</sup>			Enclosed Space	Civil Defence Trial at Falfield, Gloucester	
	<sup>131</sup> I In Brick Dust	2x10 <sup>-6</sup>			Open Area	Civil Defence Trial at Falfield, Gloucester	
	<sup>51</sup> Y: Aqueous Chloride Sol.	6.2x10 <sup>-7</sup> - 2x10 <sup>-11</sup> (a)		0-18	Level Sandy Soil: 1.2 - 24.6 mCi/m <sup>2</sup>	Civil Defence Trial at Falfield, Gloucester	
	<sup>210</sup> Po	1x10 <sup>-5</sup> - 2x10 <sup>-9</sup> (a)		0-18	Level Sandy Soil: 0.6 - 112 gm/m <sup>2</sup>	Civil Defence Trial at Falfield, Gloucester	
	U(NAT)	5x10 <sup>-5</sup> - 10 <sup>-8</sup> (a)		0-12	Sandy, Grass Covered: 70 gm/m <sup>2</sup>	As Oxide From Combustion of Metal	
	U(NAT)	6x10 <sup>-6</sup> - 8x10 <sup>-9</sup> (a)		0-12	Concrete Paving Stones: 1809 m/m <sup>2</sup>	As Oxide Uj08 From Combustion of Metal	
28	ZnS	19x10 <sup>-5</sup>		MFD=3.1	8'x12'x8' Room, 10 Min Exposure	Vigorous Activity Including Sweeping	
		3.9x10 <sup>-5</sup>			20 Min Exposure	Walking/Moderate Activity	
		0.94x10 <sup>-5</sup>			40 Min Exposure	Light Activity	
		71x10 <sup>-5</sup>		MFD=2.0	8'x12'x8' Room, 90 Min Exposure	Moderate Activity/No Ventilation	

(a) These results are summarized in more detail by Mishima, Ref.31.

表 2.2(7) Walker 報告書の記載データ(7)

Sheet 2 of 3

Ref.	Material	Resuspension Factor-K (m <sup>-1</sup> )	Resuspension Factor (HR-1)	Particle Size (μ)	Test Conditions	Notes	Group (pages)
29	PuO <sub>2</sub>	K <sub>1</sub> : (0.002-0.15) 10 <sup>-6</sup> K <sub>2</sub> : (0.6-20) 10 <sup>-6</sup> K <sub>3</sub> : (15.2-177) 10 <sup>-6</sup> K <sub>4</sub> : (30.5-148) 10 <sup>-6</sup>		0.4-60 ↓	Room: A <sub>f</sub> = 15.7m <sup>2</sup> , H=3.15m, Q = 540 m <sup>3</sup> /hr	K <sub>1</sub> - No Activity $\bar{K} = 2 \times 10^{-8}$ K <sub>2</sub> - 14 Steps/min $\bar{K} = 8 \times 10^{-6}$ K <sub>3</sub> - 36 Steps/min $\bar{K} = 6 \times 10^{-5}$ K <sub>4</sub> - 200 Steps/min $\bar{K} = 1 \times 10^{-4}$ $\bar{K} = 2 \times 10^{-8}$ $\bar{K} = 8 \times 10^{-7}$ $\bar{K} = 5 \times 10^{-6}$ $\bar{K} = 8 \times 10^{-6}$	B(497)
30	Alpha Particulate	K <sub>1</sub> : (0.01-0.06) 10 <sup>-6</sup> K <sub>2</sub> : (0.03-1.3?) 10 <sup>-6</sup> K <sub>3</sub> : (1.0-16.2) 10 <sup>-6</sup> K <sub>4</sub> : 8 × 10 <sup>-6</sup> $\bar{q} = 2.86 \text{ d/m/m}^3$ $\bar{q} = 3.30 \text{ d/m/m}^3$ 0.3 - 3.9 × 10 <sup>-3</sup> 0.4 - 7.0 × 10 <sup>-3</sup> 2.5 - 11.1 × 10 <sup>-4</sup>	σ = 2.65 <sup>+</sup> -1.23 dpm/cm <sup>2</sup> Active Area σ = 2.64 <sup>+</sup> -1.29 dpm/cm <sup>2</sup> Non Active	- - - -	Change Room, Q/V=9/hr, Floor contamination Change Room, Q/V=9/hr, Floor contamination Change Room, No Vent., Clothing Contamination Change Room, No Vent., Clothing Contamination Change Room, No Vent., Clothing Contamination	A <sub>f</sub> ≈ 3,000 ft <sup>2</sup> , σ ≈ 0.01 μC/m <sup>2</sup>  Resuspended from Clothing, Static Air Samplers Resuspended from Floor  Resuspended from Clothing, Personnel Samplers	

表 2.2(8) Walker 報告書の記載データ (8)

Sheet 3 of 3

Ref.	Material	Resuspension Factor - K (m <sup>-1</sup> )	Particle Size (μ)	Test Conditions	Notes	Group (pages)
31	Plutonium	1.6x10 <sup>-6</sup>		σ = 0.1 μCi/m <sup>2</sup> , no circulation	Sample Height = 5 ft	B(499)
		4.4x10 <sup>-7</sup>		σ = 24.6 μCi/m <sup>2</sup> , no circulation		
		1.3x10 <sup>-3</sup>		σ = 0.1 μCi/m <sup>2</sup> , fan		
		1.4x10 <sup>-3</sup>		σ = .91 μCi/m <sup>2</sup> , fan		
		1.0x10 <sup>-2</sup>		σ = .086 μCi/m <sup>2</sup> , fan and dolly		
		9.4x10 <sup>-3</sup>		σ = 1.3 μCi/m <sup>2</sup> , fan and dolly		
		9x10 <sup>-4</sup>		σ = 0.1 μCi/m <sup>2</sup> , after test		
		9x10 <sup>-4</sup>		σ = 1.1 μCi/m <sup>2</sup> , after test		
		1.8x10 <sup>-6</sup>		σ = 0.086 μCi/m <sup>2</sup> , no circulation		
		2.2x10 <sup>-7</sup>		σ = 0.95 μCi/m <sup>2</sup> , no circulation		
		1.5x10 <sup>-4</sup>		σ = 0.095 μCi/m <sup>2</sup> , fan		
		1.1x10 <sup>-4</sup>		σ = 1.1 μCi/m <sup>2</sup> , fan		
		1.6x10 <sup>-4</sup>		σ = 0.11 μCi/m <sup>2</sup> , dolly		
		1.3x10 <sup>-4</sup>		σ = 1.3 μCi/m <sup>2</sup> , dolly		
		1.6x10 <sup>-4</sup>		σ = 0.91 μCi/m <sup>2</sup> , fan and dolly		
32	Yttrium	1.9x10 <sup>-7</sup>	0-8	σ = 1.0 μCi/m <sup>2</sup> , fan and dolly	Sample Height = 1 ft, open ground	
		1.8x10 <sup>-7</sup>	0-8	σ = 1.8 μCi/m <sup>2</sup> , turbulence		
		10 <sup>-8</sup>	0-8	σ = 8.8 μCi/m <sup>2</sup> , turbulence		
		3x10 <sup>-10</sup>	0-8	σ = 24.6 μCi/m <sup>2</sup> , turbulence		
		2x10 <sup>-6</sup>	0-8	σ = 0.6 μCi/m <sup>2</sup> , turbulence		
		2x10 <sup>-6</sup>	0-8	σ = 3 μCi/m <sup>2</sup> , turbulence		
		2.4x10 <sup>-6</sup>	0-4	σ = 112 gm/m <sup>2</sup> , turbulence		
		8x10 <sup>-6</sup>		σ = 70 gm/m <sup>2</sup> , turbulence		
		2x10 <sup>-6</sup>		σ = 180 gm/m <sup>2</sup> , turbulence		
				Hot Cell Access Corridor, Pedestrian & Equipment Traffic Dry Surface		
33	Polonium-210 U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> Alpha Particulate Beta-Gamma Particulate (Co60, Cr51, W187, Sb122, 124)	4.6x10 <sup>-3</sup> - 5x10 <sup>-5</sup> (Median = .6x10 <sup>-3</sup> )		Test Reactor Pool Wall During Refuel Outage	Ground Contamination Grass Contamination Concrete Contamination Correlation Between Monthly Wipe & Air Sample measurements: 1 1/4 yr period	
		2.1x10 <sup>-3</sup> - 7x10 <sup>-6</sup> (Median = .3x10 <sup>-5</sup> )				
		7.5x10 <sup>-4</sup> - 3x10 <sup>-5</sup> (Median = 1.5x10 <sup>-4</sup> )				

\* Inside:  $f(\text{hr}^{-1}) = (18.29)K(\text{m}^{-1})Q(\text{ft}^3/\text{min})/A(\text{ft}^2)$   
 Outside:  $f(\text{hr}^{-1}) = K(\text{m}^{-1})v(\text{m}/\text{hr})$

表 2.2(9) Walker 報告書の記載データ(9)

SOLID RELEASES  
AIRBORNE RELEASE DURING HEATING

Ref.	Material	Release Fraction (%)	Particle Size (μ)	Test Conditions	Notes	Group (pages)
17, 23	<p>PuO<sub>2</sub></p> <p>UO<sub>2</sub> AMD<sup>1</sup>μ</p> <p>UO<sub>2</sub></p> <p>UO<sub>2</sub></p> <p>UO<sub>2</sub></p> <p>UO<sub>2</sub></p> <p>UO<sub>2</sub></p> <p>UO<sub>2</sub></p> <p>UO<sub>2</sub></p> <p>UO<sub>2</sub></p> <p>UO<sub>2</sub> AMD<sup>1</sup>μ</p> <p>UO<sub>2</sub> (NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub></p>	<p>5.3x10<sup>-6</sup>-2.4x10<sup>-2</sup></p> <p>2.4x10<sup>-1</sup></p> <p>3.8x10<sup>-2</sup></p> <p>7.5x10<sup>-2</sup></p> <p>8.7x10<sup>-2</sup></p> <p>9.8</p> <p>4x10<sup>-1</sup></p> <p>2.9x10<sup>-1</sup></p> <p>3.7x10<sup>-2</sup></p> <p>1.7x10<sup>-2</sup></p> <p>3.3x10<sup>-1</sup></p> <p>7x10<sup>-1</sup></p> <p>7.8x10<sup>-1</sup></p> <p>&lt;2x10<sup>-8</sup>-3x10<sup>-6</sup></p> <p>2x10<sup>-4</sup>-1.2x10<sup>-1</sup></p> <p>2x10<sup>-4</sup>-2.8x10<sup>-2</sup></p>	<p>15-150 AED</p> <p>AED &lt; 10μ</p>	<p>Heating to 1000°C, v<sub>a</sub> = 0.2-2.2 mph</p> <p>Smooth Sandy Soil,</p> <p>Vegetation on sandy soil, } v<sub>a</sub> = 2.5 mph</p> <p>Stainless Steel, } v<sub>a</sub> = 2.5 mph</p> <p>Asphalt-Gravel Aggregate</p> <p>Smooth, Sandy Soil } v<sub>a</sub> = 20 mph</p> <p>Vegetation on Sandy Soil } v<sub>a</sub> = 20 mph</p> <p>Stainless Steel</p> <p>Smooth Sandy Soil } v<sub>a</sub> = 2.5 mph</p> <p>Stainless Steel</p> <p>Asphalt-Gravel Aggregate</p> <p>Smooth Sandy Soil } v<sub>a</sub> = 20 mph</p> <p>Stainless</p> <p>v<sub>a</sub> = 10-100 cm/s, Temp = Ambient-1000°C</p> <p>v<sub>a</sub> = 10-100 cm/s, Temp = 400-1000°C</p> <p>v<sub>a</sub> = 100 cm/s, Temp = 240-1000°C</p> <p>Steel Planchet, Air tangentially across and up with v<sub>a</sub></p> <p>Stainless Steel Surface, v<sub>a</sub> &gt; 60m/sec</p> <p>v<sub>a</sub> = 30m/sec</p> <p>v<sub>a</sub> = 20m/sec</p> <p>v<sub>a</sub> = 15m/sec</p> <p>v<sub>a</sub> = 10m/sec</p> <p>v<sub>a</sub> = 10-100 cm/s; T = 400-1000°C</p> <p>v<sub>a</sub> = 100 cm/s; T = 400-1000°C</p>	<p>1-hr sampling time</p> <p>24-hr sampling - aerodynamic</p> <p>Entrainment of freshly dispersed material</p> <p>Dilute Nitric Acid Solution</p> <p>510gU/l</p> <p>1-hr sampling, heating and stainless solid residue from air drying</p> <p>1-hr sampling, heating on sand</p> <p>&gt;10 mph</p> <p>σ = 12.5 ± 0.61 dpm/cm<sup>2</sup> Time = 6 sec</p>	
35	PuO <sub>2</sub>	70	30			
36	ThO <sub>2</sub>	80	5			
37	<p>Pu Oxalate</p> <p>Pu Fluoride</p>	<p>0.0044-0.90 wtZ/hr</p> <p>0.0073-0.05 wtZ/hr</p>	<p>5-60</p> <p>26-38 MMD</p>			

表 2.2 (10) Walker 報告書の記載データ (10)

SOLID RELEASE  
IMPACT STRESS AIRBORNE FRACTION

Ref.	Material	Percent Airborne (<20 μ)	Percent Fractured	Velocity-fps	Recommended (<10μ)Z	Group (pages)
38	Simulated Vitreous HLW	0.04-0.25	0.032-0.99	117	0.001-0.08	I (534)
		0.002-0.03	0.013-0.15	66	0.00002-0.02	
		0.0005-0.01	0.00057-0.013	44	0.0000008-0.007	
		0.0000003-0.007	0.0012-0.011	25	0.0000001-0.002	
		0.0000001-0.0003	0.00006-0.0046	0		

表 2.2(II) Walker 報告書の記載データ (II)  
FIRE  
LIQUID RELEASE FRACTION

Ref.	Material	Release Fraction (%)	Conditions	Group (pages)
39	Uranium	0.027	$v_a = 1 \text{ cfm}$ , Self-sustaining burning to spontaneous extinguishment (Liquid remaining 5-10 ml) $\rho \approx 270 \text{ gU/l}$	C(173)
		0.023	$v_a = 2 \text{ cfm}$	
		0.3	$v_a = 1 \text{ cfm}$ , Self-sustaining burning, then propane torch heated to dryness	
		0.22	$v_a = 1 \text{ cfm}$ , to extinction	
	Cesium	0.25	$v_a = 2 \text{ cfm}$ , $\rho \approx 0.2 \text{ ppm}$	
		0.19	$v_a = 1 \text{ cfm}$ , to dryness	
		1.0	$v_a = 2 \text{ cfm}$ , $\rho \approx 0.2 \text{ ppm}$	
		0.74	$v_a = 1 \text{ cfm}$ , to extinction	
	Cerium	0.56	$v_a = 2 \text{ cfm}$ , $\rho \approx 0.2 \text{ ppm}$	
		0.77	$v_a = 1 \text{ cfm}$ , to dryness	
		0.71	$v_a = 2 \text{ cfm}$ , $\rho \approx 0.2 \text{ ppm}$	
	Zirconium	0.65	$v_a = 1 \text{ cfm}$ , to extinction	
		Not Detectable	$v_a = 2 \text{ cfm}$ , $\rho \approx 0.2 \text{ ppm}$	
		0.55	$v_a = 1 \text{ cfm}$ , to dryness	
		0.24	$v_a = 2 \text{ cfm}$ , $\rho \approx 0.2 \text{ ppm}$	
	Iodine	65.7	$v_a = 1 \text{ cfm}$ , to extinction	
		65.3	$v_a = 2 \text{ cfm}$ , $\rho \approx 0.2 \text{ ppm}$	
		81.7	$v_a = 1 \text{ cfm}$ , to dryness	
		84.3, 82.3, 83.3	$v_a = 2 \text{ cfm}$ , $\rho \approx 0.2 \text{ ppm}$	
40	Strontium	0.2	Large-scale Fire	C(175)
41	Iodine	10.0	Sodium Fire Experiment: 615 lb Na spiked with 1.0 gm NaI containing $6.5 \text{ mCi } I^{131}$	C(177)
	Na	30.0	Particle size $\sim 1.5\text{-}2.0 \mu$ above fire, $1\text{-}1.5 \mu$ in sodium smoke	
42	Ru <sup>106</sup>	0.1-1.0	Burning of solvent $\beta/\gamma = 1.9 \times 10^4$ to $4.6 \times 10^6 \text{ dpm/ml}$ ; $\alpha = 3 \times 10^3$ to $3.8 \times 10^3 \text{ dpm/ml}$ ;	C(179)
	Sr <sup>90</sup>		Combustion in solvent burning salamander.	
	Pd <sup>239</sup>	0.1		



表 2.2 (12) Walker 報告書の記載データ (12)

FIRE  
SOLID RELEASE FRACTION

Ref.	Material	Release Fraction (%)	Conditions	Group (pages)
17	UO <sub>2</sub> (AMD-1μ)  UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> (a)	3.5 x 10 <sup>-2</sup> 1.3 x 10 <sup>-2</sup> 7.9 x 10 <sup>-2</sup> 2.9 x 10 <sup>-2</sup> 2 x 10 <sup>-1</sup> 2.5 x 10 <sup>-1</sup> 9 x 10 <sup>-3</sup> 4.8 x 10 <sup>-3</sup> (4 x 10 <sup>-2</sup> ) 7.5 x 10 <sup>-2</sup> (1 x 10 <sup>-1</sup> ) 4.4 x 10 <sup>-1</sup> (1.1) 1.6 x 10 <sup>-1</sup> (2.4 x 10 <sup>-1</sup> ) 2.2 x 10 <sup>-1</sup> (1.2 x 10 <sup>-1</sup> ) 1.7 x 10 <sup>-1</sup> 3.9 1.5 x 10 <sup>-1</sup> 1.6-38 1.5 x 10 <sup>-2</sup> 3.6 x 10 <sup>-4</sup> - 8.0 1.0 (i)	Smooth, sandy soil Vegetation covered soil, Stainless steel, Asphalt-gravel aggregate, Smooth, sandy soil, Vegetation covered soil, Stainless steel Smooth sandy soil Vegetation covered soil Stainless Steel Asphalt-gravel aggregate Smooth sandy soil Vegetation covered soil Stainless steel Static, Time = 1-2 hrs 1.1-2.2 mph, Time = 6 min-20 min Static, Time = 1-2 hrs 1.1-2.2 mph, Time = 6 min - 20 min Contaminated Flammables  Run #1, Ignition Time = 90 min, Release Rate = 3.2 x 10 <sup>-2</sup> w/o/hr Run #2, Ignition Time = 45 min, Release Rate = 1.9 x 10 <sup>-2</sup> w/o/hr Run #3, Ignition Time = 22 min, Release Rate = 4.5 x 10 <sup>-3</sup> w/o/hr Run #4, Ignition Time = 60 min, Release Rate = 2.9 x 10 <sup>-4</sup> w/o/hr  Burning in 100 ml beaker v <sub>a</sub> = 2.5 mph; 24 hr reentrainment of burned residue = 6.3 x 10 <sup>-1</sup> % v <sub>a</sub> = 20 mph; 24 hr reentrainment of burned residue = 8.0%	C(168)
43	Pu Oxide	4.9 x 10 <sup>-2</sup> 1.4 x 10 <sup>-2</sup> 3.4 x 10 <sup>-3</sup> 3.9 x 10 <sup>-4</sup>	During fire involving contaminated materials, to self-extinguishment Fraction of mass as particles <10μ AED  v <sub>a</sub> = 2.5 mph  v <sub>a</sub> = 20 mph  v <sub>a</sub> = 2.5 mph  v <sub>a</sub> = 20 mph	C(181)
44	Cs 137	2.7 x 10 <sup>-4</sup> 4.0 x 10 <sup>-2</sup> 1.0 x 10 <sup>-1</sup>	During fire involving contaminated materials, to self-extinguishment Fraction of mass as particles <10μ AED  v <sub>a</sub> = 5.6 cm/sec v <sub>a</sub> = 50 cm/sec v <sub>a</sub> = 100 cm/sec  Burning Pu metal ingots, CMD = 1.2μ; MMD = 4.2μ, no particles Deleted with MMD > 8 μ	C(181)

(a) Fractional releases in ( ) are percent of total activity regardless of particle size.

本調査注

(i) Ref. 17には該当するデータが見当たらない。

表 2.2(13) Walker 報告書の記載データ(13)

Sheet 2 of 2

Ref.	Material	Release Fraction	Conditions	Group (pages)
45	Cs <sup>137</sup> - Phosphates Silicate Borosilicate Ru106 - Phosphates Silicate Sr <sup>90</sup> - Phosphates Silicate Cel144 Phosphate Silicate Borosilicate	1.5 x 10 <sup>-3</sup> - 2.4 x 10 <sup>-2</sup> /hr 1.7 x 10 <sup>-3</sup> - 1.1 x 10 <sup>-2</sup> /hr 5.1 x 10 <sup>-3</sup> - 3.5 x 10 <sup>-2</sup> /hr ND(b) - 2.4 x 10 <sup>-3</sup> /hr (1) ND - 1.2 x 10 <sup>-3</sup> /hr ND - 1.1 x 10 <sup>-2</sup> /hr 1.5 x 10 <sup>-7</sup> - 2.0 x 10 <sup>-5</sup> /hr 2.0 x 10 <sup>-7</sup> - 7.0 x 10 <sup>-5</sup> /hr <1.9 x 10 <sup>-6</sup> /hr <2.3 x 10 <sup>-7</sup> - 1.1 x 10 <sup>-5</sup> /hr 1.1 x 10 <sup>-6</sup> - <9 x 10 <sup>-6</sup> /hr <8 x 10 <sup>-7</sup> - <1.0 x 10 <sup>-6</sup> /hr	Temp = 1,100-1,200°C, Time = 1/2 - 2 hr Fission product release from solidified ceramic waste material for simulated fire accident conditions No particle size data in report	C(184)
46	Particulate	0.9 - 27.7 lb/ton burned 3.34-23 lb/ton burned 31-415 lb/ton burned 3 lb/ton burned 10 lb/ton burned 16 lb/ton burned 17 lb/ton burned 100 lb/ton burned	Gas-fired domestic burners: shredded paper, etc. Municipal incinerators: scrubbers Misc. incinerators, backyard (6 ft <sup>3</sup> paper & trimmings), etc. Large gas-fired industrial heating unit Large oil-fired industrial heating unit Municipal Refuse Landscape Refuse Auto Components Pu plated on stainless (100 gm), Pu metal (290 gm), contained in double plastic bag Pu plug in coolant line	C(187)
47	Pluonium	1.2 x 10 <sup>-2</sup> %		C(188)
48	Plutonium	<10%		
49	Plutonium Metal	2.8 x 10 <sup>-6</sup> - 5.3 x 10 <sup>-5</sup> % 3.9 x 10 <sup>-4</sup> - 4.9 x 10 <sup>-2</sup> %	Metal rods oxidized; 70-80% particles <0.1μ Metal ingot oxidized in flowing air, v <sub>a</sub> = 525 cm/s, NFD = 4.2μ; release rate = 0.0042-0.032 wt% per hr	

(b) ND - None detectable  
本調査注)

(1) Ref. 45では2.4 x 10<sup>-3</sup>/hrとなっており、本表の2.4 x 10<sup>-3</sup>/hrは誤記と思われる。

表 2.2(14) Walker 報告書の記載データ (14)

EXPLOSION - SOLID RELEASE

Ref.	Material	Release Fraction	Conditions	Group (pages)
50	Plutonium	33 mg/m <sup>3</sup> (1)	Maximum air concentration few minutes after explosion (calculated)-literature review. Exploding wire, several minutes after test. Machining plutonium ~ 550 gm, solvent used as coolant ~ 50 mg Pu released. Explosion/fire, dropped can of burning Pu chips in carbon tetrachloride bath. Explosion of methanol-air mixture in glovebox. Tumbling experiment, rotate container with 4.5 kg UO <sub>2</sub> . Then sample for various settling times After 100 sec, 100% of airborne particles <2.0μ; four experiments Empirical Relationship: $C = Co \exp(-0.098t) + (5.5 \times 10^{-9}) \exp(-0.00056t)$	D(230)
51	Plutonium	71 mg/m <sup>3</sup> (2)		D(233)
52	Plutonium	$f_r = 9 \times 10^{-5}$ (a)		D(233)
53	Plutonium	$f_r = 0.10$ (3)		D(234)
54	Plutonium-238	$f_r = 3.4 \times 10^{-4}$ (4)		D(235)
55	UO <sub>2</sub>	7-1,000 mg/m <sup>3</sup> 1.0-70 mg/m <sup>3</sup> 2.5-6 mg/m <sup>3</sup> ts=100 sec 100<ts<3600 ts>3600 sec		
<u>Explosion-Liquid Release</u>				
Ref.	Material	Release Fraction	Conditions	
56	Plutonium	0.14	Released from cell as fine particles PuO <sub>2</sub> , explosion of decon agent.	
57	Americium-241	~1.00(?)	Explosion of cation exchange resin column, 175 gm Am <sup>241</sup> , 50μCi-1.0 mCi Am <sup>241</sup> Released through filter bank	D(237)

(a)  $f_r$  = release fraction.

本調査注

(1) Ref. 51では0.071 g/m<sup>3</sup>となっているが、この値は誤記で、本表の71mg/m<sup>3</sup>が正しいと思われる。

(2) Ref. 52には該当するデータの記載はない。

(3) Ref. 53には該当するデータの記載はない。

(4) Ref. 54には該当するデータの記載はない。

表 2.2(15) Walker 報告書の記載データ (15)

PARTICULATE FILTERS

Ref.	Filter Type	Measured Efficiencies (%)			Test Conditions	Group (pages)
		1st Stage	2nd Stage	3rd Stage		
58	HEPA	99.99+	99.99+	99.49-99.99+	Particle size = 0.36-1.6 $\mu$ AMAD-Dry Ball Milling PuO <sub>2</sub> Particle size = 0.15-0.66 $\mu$ AMAD-Wet Centrifuge Milling PuO <sub>2</sub> HEPA filter downstream of a sand filter DOP Test, Q <sub>a</sub> = 600-1600 cfm; Flanders Filter Size F, Cat.No. 7C83-L DOP: 0.16-0.56 $\mu$ , v <sub>a</sub> = 5 to 25 fpm; results from testing 5 different designs NaCl particles-0.14 $\mu$ MMD, Temp = 70-1000°F, Q <sub>a</sub> = 100 cfm; 8"x8"x12" Flanders, Inc. DOP tests -0.3 $\mu$ 65,000 cfm $\Delta P$ = 6.8 in H <sub>2</sub> O, v <sub>a</sub> = 5 fpm, 7½ ft sand and gravel, DOP test 400-2000 l/min (0.9-4.5 cm/s), 3 layers sand and gravel 54 cm thick 400 l/min, optimized layers for efficiency and load capacity, 60-75 cm thick. 12 in. thick } 24 in. thick } DOP Test, relative humidity = 65%, $\Delta P$ = 0.6-3.0 in H <sub>2</sub> O, 36 in. thick } v <sub>a</sub> = 5 fpm DOP test: 0.26-0.32 $\mu$ , v <sub>a</sub> = 7.2-141 cm/s, fiber mean diameter = 0.62-1.12 $\mu$ 0.07-0.6 $\mu$ particles v <sub>a</sub> = 100 fpm, thickness = 6-12 in. 0.3-0.7 $\mu$ particles, prefilter and final filter Prefilter and final filter, DOP test	F(281)
59	HEPA	99.99+	99.98-99.99+			F(287)
60	HEPA	97.0-99.9				F(289)
61	HEPA	99.990-99.998				F(292)
62	HEPA	96.0-99.999				F(299)
63	HEPA	98.8-99.99 (1)	99.976-99.992 (1)			F(306)
64	Sand Filter	99.88				
65	Sand Filter	99.60-99.99				
		99.96-99.999				
66	Sand Filter	82-99.0				
		97.5-99.95				
		98.2-99.98 (2)				
67	Glass Fiber	91.5-99.995				
68	Glass Fiber Bed	93.5-99.5 (3)				
69	Glass Fiber Beds	98.90-99.92				
66	Glass Fiber Beds	70.0	99.98 (4)			

本調査注

- (1) 各段個別の測定値 (2 段連続システムではない)。
- (2) 効率 99.995% の根拠は明らかではない。
- (3) 93.5 ~ 99.5% の根拠は明らかではない。
- (4) Ref. 66 では 99.88% となっている。

表 2.2 (16) Walker 報告書の記載データ (16)

Sheet 1 of 4  
HALOGEN FILTERS

Ref.	Filter Type	Filter Efficiency (%)		Bed Depth (in.)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	V <sub>a</sub> (ft/min)	Stay Time (sec)	Notes	Group (pages)
		I <sub>2</sub>	CH <sub>2</sub> I							
70	Charcoal	99.95 98.00 96.67 99.999 99.995 97.50		0.59 ↓ 1.97 ↓	0.0 40.0 90.0 0.0 40.0 90.0			1.0-2.0 1.0-2.0 0.25-1.0 0.25	5 hr Penetration in Air Morpholine Impregnated, in CO <sub>2</sub> Morpholine Impregnated, in air In air	
71	Charcoal (Coal Based)		30.0-50.0 70.0-90.0 88.0-99.9 99.999		99.0-100.0 99.0-100.0 99.0-100.0 <10.0					
72	Charcoal	98.49-99.96 96.11-99.98 99.31-99.98	50.25-99.97(a) 61.87-99.98 97.34-99.99 8.77-33.69 10.94 4.93-78.37	1.5 ↓	<0.1-65 <0.1-77 <0.1-77 80.7-83.5 82.4 29.1-83.2 78.2-85.1 79.3 56.3-90.7	23-150 20-150 20-150 94-95 96 98-130 96 97 95-108	25 ↓ 27.3-30.2 33.8 21.8-40.9 27.9-34.1 34.1 28.6-39.6		Coke (Pittsburgh BPL) Impregnated Coke (Whetlerite) Cocoanut (Pittsburgh PCB) Coke (BPL) Impregnated Coke Cocoanut (PCB) Coke (BPL) Impregnated Coke Cocoanut (PCB)	
73	Charcoal	96.76-99.38 99.40 94.69-99.84	97 97 <94 65-96	↓	95.0 ↓		Q=25 l/m Q=25 l/m Q=25 l/m Q=25 l/m		Impregnated Charcoal MBV Coal Base, Iodine-Iodate Impregnate Gx 200 Wood Base, Iodine-Iodate Impregnate Gx 200 Wood Base, KI <sub>x</sub> Impregnate	
74	Charcoal	99.9928-99.9997		2.0 ↓	95.0 ↓	180 25		0.25 ↓	Eight Charcoals with Various Impregnates of TEDA, KI, KOR, HMTA, I <sub>2</sub>	
75	Charcoal		90.68-99.79 99.07-99.94	2.0 ↓	96.0	22		0.25	Various Impregnates of HMTA, I <sub>2</sub> , KOR, KI	

(a) Lower efficiencies shown correspond to highest RH (%).

表 2.2(17) Walker 報告書の記載データ(17)

Sheet 2 of 4

Ref. Filter Type	Filter Efficiency (%)		Bed Depth (in.)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	V <sub>a</sub> (ft/min)	Stay Time (sec)	Notes	Group (pages)
	I <sub>2</sub>	CH <sub>3</sub> I							
76 Charcoal	99.95-99.99	97.5-99.99	2.0		66	46		Iodized Impregnate, 0-75 Days Exposure	
77 Charcoal		98.0-99.9	2.25	90	25	40		Exposure 0-6 mos in Test Reactor Off-Gas	
78 Charcoal	>99.9 >99.6 >90.0	>85.0 >70.0 >50.0	1.97 ↓	<95 <98 <100	20-141 ↓	27-118(b) ↓		Summary of literature Search on Measures Charcoal Efficiencies with KI/I <sub>2</sub> Activated Charcoal	
79 Charcoal		65.3-99.93	3.94	100	30	25 cm/s		KI Impregnate, Aging Time 0-649 Days	G(426)
80 Charcoal (cocoanut, petroleum, coal)	99.7-99.997 81.9-99.997 99.95-99.97		2.0 ↓	75 Dry Saturated	80 180 80	55 ↓		Radiation Test: D = 1.5 x 10 <sup>7</sup> Rad/hr High Temp Test NO <sub>2</sub> Test = Loading = 91.1 mg NO <sub>2</sub> /g-Carbon	
81 Charcoal	99.53-99.998 99.87-99.98	67.9-99.55	2.0	95 95 95	180 80 25		0.25	Aging Time = 0-18 mos Aging Time = 0-18 mos Aging Time = 0-18 mos	
82 Charcoal		98.8-99.999+	6.0	0-96	147-167	Q = 329-406 cfm		Bed Area = 10 ft <sup>2</sup> , Carbon Loading = 0.064-0.292 mgCH <sub>3</sub> I/g-Carbon	

(b) Majority of velocities 40-50 fpm.

表 2.2(18) Walker 報告書の記載データ (18)

Sheet 3 of 4

Ref.	Filter Type	Filter Efficiency		Bed Depth (in.)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	V <sub>a</sub> (ft/min)	Stay Time (sec)	Notes	Group (pages)											
		I <sub>2</sub>	CH <sub>3</sub> I																		
83	Inorganic Adsorber (Ag-KTB)	99.9987 99.99997	99.85 99.999 99.9995 99.9997	0.98 1.97 2.95 3.94	DP = 30°C(c)	150	49.2		Impregnated with 7 w/o AgNO <sub>3</sub> ↓ Impregnated with 12 w/o AgNO <sub>3</sub> , Air + 2.5% NO <sub>2</sub> Impregnated with 12 w/o AgNO <sub>3</sub> , Air + 5% NO <sub>2</sub> 78 mg Ag/gm Ag-KTB Air Sweep	G(432)											
											84	Ag-KTB	>99.0	>99.0	3.94	3% - H <sub>2</sub> O	150	49.2	0.4	CH <sub>3</sub> I Loading = 1.1 mg/g Ag-KTB 9.2 41 89 156 Radiation in Air, D = 1.05 x 10 <sup>7</sup> - 3 x 10 <sup>8</sup> Rad 1.5 mg CH <sub>3</sub> I/g Ag-KTB Radiation in Air + NO <sub>2</sub> , D = 1.05 x 10 <sup>7</sup> - 8.6 x 10 <sup>8</sup> Rad 47 mg CH <sub>3</sub> I/g Ag-KTB Radiation in Air + NO <sub>2</sub> , D = 1.05 x 10 <sup>7</sup> - 8.6 x 10 <sup>8</sup> Rad Air + 2.5% NO <sub>2</sub> , I <sub>2</sub> Loading = 20 mg/g Ag-KTB = 91 = 111	G(437)
79	Inorganic Adsorber (Ag-KTC)	99.956 76.0 57.5	3.94	70	30	Aging Text: Time = 100d 200d 300d 500d	G(426)														

(c) DP = Dew Point

表 2.2(19) Walker 報告書の記載データ (19)

Ref. Filter Type	Filter Efficiency (%) I <sub>2</sub> CH <sub>3</sub> I	Bed Depth (in.)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	V <sub>a</sub> (ft/min)	Stay Time (sec)	Notes	Group (pages)
76 Silver Zeolite	99.0-99.82 99.33-99.93 99.93-99.99+	2.0 2.0 2.0		100 200 200	50 63 63		Exposure Time = 0-75d, 88% AgX Exposure Time = 0-196d, 88% AgX Exposure Time = 0-196d, 36% AgX	G(423)
86 Silver Zeolite (12-14 Gran.)	99.94 99.95 99.79 99.97 42.20 31.48 99.89 99.99 99.91 99.999 99.95 99.90	3.94	90	90 125 125	45.3 49.2 49.2 49.2		Air + 10 v/o O <sub>2</sub> Air + 10 v/o CO <sub>2</sub> Air + 10 v/o NO <sub>2</sub> Air + 1.9 v/o H <sub>2</sub> Air + 0.06 v/o H <sub>2</sub> S Air + 1.9 v/o SO <sub>2</sub> Air + 10 v/o Propane Air + 2.2 v/o Hexane Air + 0.05 v/o Kerosene Air, CH <sub>3</sub> I Conc. = 0.1-10 µg/M <sup>3</sup> Air, CH <sub>3</sub> I Conc. = 0.1 µg/M <sup>3</sup>	G(447)
84 Silver Zeolite	>99.99 >99.0 >99.99	3.94	3% - H <sub>2</sub> O Dry Dry	200 200 2.5 150	49.2		CH <sub>3</sub> I Loading = 87 mg/g - AgX = 209 = 84 I <sub>2</sub> Loading = 190 mg/g - AgX	G(437)
79 Silver Zeolite	~97.0 ~96.0 ~94.0 ~90.0	3.94 3.94 3.94 3.94	70 70 70 70	30 30 30 30	49.2 49.2 49.2 49.2		Aging Time = 100d 200d 300d 400d	G(426)
76 Alumina Silica	99.96-99.99+	2.0		200	63		Exposure Time = 0-196d	G(423)
87 Impregnated Alumina	92.5 40.0 28.6 93.0 87.6 88.0	1.97	38 75 90 30 52 87	36 90	39.4		Impregnated, with AgNO <sub>3</sub> (7.4 w/o Ag)	G(453)
84 Metal Zeolite - PbX	88.15-93.45 56.88-77.61	1.97	1.5% - H <sub>2</sub> O 8.5% - H <sub>2</sub> O	100-200	49.2		Air Conc. = 90 mg I <sub>2</sub> /m <sup>3</sup> Air Conc. = 90 mg I <sub>2</sub> /m <sup>3</sup>	G(437)
86 Metal Zeolite - PbX	99.54 5.2-35.7 99.94 51.5-67.2	1.97 1.97 1.97 1.97	<5 >98 <5 >98	22 22 90 90	45.3 45.3-94.5 45.3 45.3-90.6			G(447)
88 Refrigerant - I <sub>2</sub>	99.90-99.99	-	-	-10°F	1.0 gpm	P = 300 psig		



表 2.2(20) Walker 報告書の記載データ(20)

GAS ACTIVITY FILTERS (TRAPS)

Ref.	Filter Type	Gas	Efficiency%	Flow-scfm	Notes	Group (pages)
89	Refrigerant-12 Solvent	Xenon Krypton Krypton Krypton Krypton Krypton	99.95-99.99 99.7-99.9 99.0-99.9 99.0-99.7 99.4-99.9 99.0-99.9	1-3 1-3 1-6 1-4 2-7 1-2	Carrier Gas-Air -Air -Nitrogen -Argon -Helium -Hydrogen  Contaminant Conc. = 3-15 ppm = 50-200 = 40-1,000 = 10-1,400 = 100-4,300 = 300-600	
88	Refrigerant-12 (Fluorocarbon)	Xenon Krypton CO <sub>2</sub> NO <sub>2</sub>	99.98-99.99+ 75.0-99.95 99.98-99.998 97.0-99.9	7.5-22 ↑ 8.9-14.2	P=300 psig, T=25°F to 10°F Solvent Flow = 0.75-1.0 gpm  P=300 psig, T=10°F Conc. = 1,000-6,000 ppm	
90	Liquid CO <sub>2</sub>	Krypton	90.0-99.993 (Avg=99.90)	3.5-7.2	P=300-410 psig, T=11.7 to 21.9°F Liquid cryogenic flow = 0.416-0.748 gpm	
91	Silica Gel/Oil	Radon	75-80.0		250 gpm oil per 1000 cfm air	
92	Vermiculite	Radon Daughters	15-45%		Flows 10,000-8700 cfm @ ΔP=1.9-3.1 in. H <sub>2</sub> O v <sub>a</sub> = 130-500 fpm, 8-inch bed depth	
91	Plastic Beads-Bed	Radon Daughters	>90.0			
	Fibrous Filter	Radon Daughters	97.0 47.0 24.0	Flow=523 cfm =750 cfm =625 cfm	v <sub>a</sub> =130 fpm, Filter Life = 5.87 x 10 <sup>6</sup> ft <sup>3</sup> =187 fpm = 2.16 x 10 <sup>6</sup> ft <sup>3</sup> =156 fpm = 6.98 x 10 <sup>6</sup> ft <sup>3</sup> } Three different commercial filters tested	
	Sand Filter	Radon Daughters	85.0 60.0	Flow=225 cfm =300 cfm	v <sub>a</sub> =19 fpm, Thickness = 7 inches, ΔP = 2.5-4.0 in. H <sub>2</sub> O =25 fpm = 5 inches = 1.0-2.0 in. H <sub>2</sub> O	
	Electrostatic Precipitator	Radon Daughters	62.0-93.0	v <sub>a</sub> =250-480 fpm, Westinghouse Model PM Precipitron		
93	Paper/Fiberglass Filter	Radon Daughters	85-90	Q=3000-5000 cfm, 2 ft x 2 ft x 1 ft filter with fiberglass prefilter		

表 2.2(21) Walker 報告書の記載データ(21)

Ref.	Water Height (ft)	Species	Pool Surface Release (%)	Decontamination Factor	Water Volume	Air Volume	Notes	Group (pages)
94	10	$^{131}\text{I}_2$ $^{90}\text{Y}_2\text{O}_3$ $^{24}\text{NaCl}$	14.0				Seawater column - steam/air transport medium through water	H(502)
	↑							
95	3.28	$\text{I}_2$	6.55				Flow rate of $\text{CO}_2 = 0.2 \text{ gm/s}$ ↓ $\text{I}_2$ trapped in $\text{CO}_2$ bubbles, bubble size approximately 1.0 cm dia. (scaled) for both $\text{CO}_2$ injection rates. ↓ $= 2.0 \text{ gm/s}$ ↓	H(503)
	6.56		2.6					
	9.84		0.66					
	13.12		0.44					
	3.28		7.3					
	6.56		1.8					
	9.84		0.51					
13.12	0.21							
96	0.20	$^{131}\text{I}_2$ $\text{HI}^{131}$ $\text{CH}_3\text{I}^{131}$ 0.06 $\mu$ Part. $^{131}\text{I}_2$	50-2,000	10 liters	Q=32 l/m	Air/steam = 50%-1.0%, Iodine Conc. = $0.04-1.6 \times 10^{-6} \text{ gm mole/l}$ = 20%-1.0% = 40%-10% = 25%-1.0% = 50%-10% = 10%, Iodine Conc. = $0.04-1.6 \times 10^{-6} \text{ gm mole/l}$ = 2.5-160 $\times 10^{-6}$	H(506)	
			10-500					
			10-50					
			1.2-6.0					
			40-100					
			900-1,500					
			10					
			1.0-1.3					
			40-80					
			$10^3-10^9$ (a)					
97	1.64	$\text{CH}_3\text{I}^{131}$ 0.06 $\mu$ Part.	500 liters	500 liters	Q=200 l/m	Irradiated fuel capsules ruptured in cold water at GETR.		
	- 2-3		Iodine					

(a) Average  $\text{DF} = 10^5-10^6$

表 2.2(22) Walker 報告書の記載データ(22)

PLATEOUT

Ref.	Species	Reduction Factor	Notes	Group (pages)
98	Iodine (I <sub>2</sub> )	25-1,000 (90% in 1/2 hr)	Reduction from condensing steam in 1 hr, tests at CSE Facility in 170°F steam-air atmosphere (Runs 21, 23, 28, 33)	H(513)
99	Iodine (I <sub>2</sub> )	2 25 100 500	27 psig steam-air mixture at CHF Facility Runs II 3-25	
100	Iodine (I <sub>2</sub> )	2 100 500	Steam-air environment @ 180°F : CSE Facility Run II A-2	H(518)
101	Iodine (I <sub>2</sub> )	10	Removal of iodine in air environments: Average of 4 runs at NSPP	H(521)
4	Iodine (I <sub>2</sub> )	10 30 100	Steam-air environment at NSPP Run #14	
102	Iodine (I <sub>2</sub> )	3 10 100	Air environment at CRI Facility: Run #100	
104	Particulate	1.0 1.0 1.0 1.0 1.1 1.1 1.0 4.4x10 <sup>5</sup> 2.2x10 <sup>4</sup>	Particle dia = 5 μ , R <sub>e</sub> < 2,100 R <sub>e</sub> = 2,100 R <sub>e</sub> = 30,000 Particle dia = 10 μ , R <sub>e</sub> < 2,100 R <sub>e</sub> = 2,100 R <sub>e</sub> = 30,000 Particle dia = 15 μ , R <sub>e</sub> < 2,100 R <sub>e</sub> = 2,100 R <sub>e</sub> = 30,000	

表 2.2 (23) Walker 報告書の記載データ (23)

Ref.	Species	Decontamination Factor	Leak Rate (l/min)	Notes	Group (pages)
103	Iodine	4.1 3.1 3.6-34 22 3.8	0.1 0.5 1.0 1.6 1.6-0.7	Summary of experimental results to measure aerosol penetration through artificial leaks created by valve leakage and by pinhole leaks.	
	Cesium	> 537 96 >112 to >1,500 51 4.9	0.1 0.5 1.0 1.6 1.6-0.7		
	Sodium Oxide	> 10 <sup>5</sup> 5.5x10 <sup>3</sup> 2.5x10 <sup>3</sup> 10 <sup>3</sup> 150	Crack Width ~ 1.8 mil ~ 3.8-4.5 mil ~ 5.0 mil ~ 5.0 mil ~ 5.0-6.3 mil	Cracks and/or orifices in concrete specimens	

表 2.3(1) Walker 報告書の記載データ(1)

FISSION PRODUCT  
RELEASE SUMMARY

Release Type	Reference	Release Fraction										Group (pages)
		Noble Gas Xe-Kr	Halogen	Volatile Solid Cs-Rb	Te-Se-Sb	Barium- Strontium	Noble Metals(a)	Rate Earths (b)	Zirconium- Niobium			
1. Failed Fuel - Gap Release	104 WASH-1400 (Draft)	0.03	0.017	0.05	10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-6</sup>	<10 <sup>-6</sup>	<10 <sup>-6</sup>	<10 <sup>-6</sup>			
	23 General Electric, AFED-5756	0.018	0.0032	-	-	-	-	-	-	-	-	
	107 Reg Guide 1.25 +	0.10 Kr <sup>85</sup> -0.30	0.10 I <sup>129</sup> -0.30	-	-	-	-	-	-	-	-	
	108 Reg Guide 1.77	0.10	0.10	-	-	-	-	-	-	-	-	
	109 ACNS-FSAR	0.10	0.10	-	-	-	-	-	-	-	-	
	110 ENC-PSAR +	0.10 Kr <sup>85</sup> -0.30	0.10 I <sup>129</sup> -0.30	-	-	-	-	-	-	-	-	
2. Heated Fuel Release (T=1000-1400°C)	104 WASH-1400 (Draft)	0.90	0.90	-	0.60	-	0.90	-	-	-	-	
	104 WASH-1400 (Draft)	0.90	0.90	0.80	0.15	0.10	0.03	0.003	0.003	0.003		
3. Molten Fuel Release	105 Reg Guide 1.3	1.00	0.25(c)	-	-	-	-	-	-	-	-	
	106 Reg Guide 1.4	1.00	0.25(c)	-	-	-	-	-	-	-	-	
	108 Reg Guide 1.77	1.00	0.25(c)	-	-	-	-	-	-	-	-	
	115 ORNL-4451	1.00	1.00	0.20	0.20	10 <sup>-4</sup>	0.20(Ru)	10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-4</sup>		
4. Boiling Pool Release	110 ENC-PSAR	-	1.00	-	-	-	-	-	-	-	-	
	121 USNRC Std. Rev. Plan 15.6.5	-	1.00	-	-	-	-	-	-	-	-	
	116 ORNL-4451	1.00	1.00	0.20	0.20	10 <sup>-4</sup>	0.20(Ru)	10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-4</sup>		
	110 ENC-PSAR	-	1.00	-	-	10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-2</sup>	10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-4</sup>	10 <sup>-4</sup>		
	117 Reg Guide 3.33	-	-	-	-	-	-	-	5x10 <sup>-4</sup>	-		
5. Evaporating Pool Release	121 USNRC Std. Rev. Plan 15.6.5	-	0.10	-	-	-	-	-	-	-	-	
		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

(a) Includes Ru, Rh, Pd, Mo, Tc  
 (b) Includes Y, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Np, Pu  
 (c) It is assumed that 50 percent of the iodine is released from the molten fuel matrix, of which 50 percent plates out incore and 50 percent is released from the core.

表 2.3(2) Walker 報告書の記載データ(2)

FISSION PRODUCT RELEASE SUMMARY

Release Type	Reference	Release Fractions								Group (pages)			
		Noble Gas	Halogens	Volatile Solids Cs-Rb	Te-Se-Sb	Ba-Sr	Ru	Zr-Nb	Others		Particulate Release	Particulate Size	
1. Solid Fire - Zirconium Others	110 ENC-FSAR	0.90	0.90	-	0.60	-	0.90	0.01	0.01	0.01	0.01	<5μ	C(191)
	+ 111 MFRP FSAR	1.00	1.00	-	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	0.05	<5μ	
	113 BNWL-1697	-	-	-	-	-	-	-	-	0.01	0.01	-	
2. Liquid Fire	↓ Forced Draft	-	-	-	-	-	-	-	-	0.40-PuO <sub>2</sub>	-	-	C(191)
	110 ENC-FSAR	1.00	1.00	-	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	0.01	0.05	-	
	109 ACNS-FSAR	-	1.00	-	0.01	0.01	0.10	0.01	0.01	0.01-Pu	0.01	-	
6. Explosion - Red Oil	111 MFRP-FSAR	-	-	-	-	-	-	-	-	0.01-Pu	-	-	C(196)
	113 BNWL-1697	-	-	-	-	-	-	-	-	0.007-Pu(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub>	-	-	
	+ 116 ORNL-4451	-	-	-	-	-	-	-	-	0.10-Pu(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub>	-	-	
Red Oil Calciner	114 ENC-EIS (Pu Facility)	-	-	-	-	-	-	-	-	0.01	-	-	C(197)
	109 ACNS-FSAR	-	1.00	-	-	-	0.001	-	-	-	100 mg/m <sup>3</sup>	100 mg/m <sup>3</sup>	
	110 ENC-FSAR	1.00	1.00	-	-	-	-	-	-	-	0.10	<30 μ	
Calciner	113 BNWL-1697	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	100 mg/m <sup>3</sup>	C(197)
	116 ORNL-4451	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	<10 μ	
	114 ENC-EIS (Pu Facility)	-	1.00	-	-	-	-	-	-	-	-	100 mg/m <sup>3</sup>	

表 2.3(3) Walker 報告書の記載データ (3)

CRITICALITY PARAMETERS

Initial Burst (Fissions)	Secondary Pulses (Fissions/Pulse)	Pulse Interval	Total Fissions	Total Time	Gas Release Fraction	Halogen Release Fraction	Volatiles Release Fraction	Non-Volatile Release Fraction	Material Release	Reference	Group (pages)
$3.7 \times 10^{18}$	—	—	$3.7 \times 10^{18}$	—	1.00	0.30	0.20	0.20	—	116 ORNL-4451	
—	$5 \times 10^{17}$ (0.5 hr)	10 min	$2.0 \times 10^{19}$	24 hr	1.00	0.25	—	—	—	110 ENC-PSAR	
—	$2 \times 10^{17}$ (7.5 hr)	—	—	↓	—	—	—	—	—	—	
—	$1 \times 10^{17}$ (16 hr)	—	—	7 min	1.00	0.50	—	—	—	109 AGNS-FSAR	
$1 \times 10^{18}$	$0.4 \times 10^{17}$ fissions/sec	—	$2 \times 10^{19}$	Several hr	1.00	1.00	—	—	—	111 MFRP-FSAR	
—	—	—	$1.0 \times 10^{20}$	—	1.00	0.50	—	—	0.01 (PuO <sub>2</sub> )	114 ENC-EIS	
—	—	—	$1.0 \times 10^{18}$	10 min	1.00	0.25	—	—	0.002 (Pu(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub> )	113 BNWL-1697	
$1 \times 10^{18}$	$1.9 \times 10^{17}$	10 min	$1.0 \times 10^{19}$	8 hr	1.00	0.25	0.001 (Ru)	0.0005 C <sub>e</sub> (a)	100 l (400 gmu/l)	117 Reg Guide 3.33	E(259)
$1 \times 10^{18}$	$1.9 \times 10^{17}$	10 min	$1.0 \times 10^{19}$	8 hr	1.00	0.25	—	0.0005 C <sub>e</sub>	100 l (400 gmu/l)	118 Reg Guide 3.34	E(259)
$1 \times 10^{18}$	$1.9 \times 10^{17}$	10 min	$1.0 \times 10^{19}$	8 hr	1.00	0.25	—	0.0005 C <sub>e</sub>	1 mg	119 Reg Guide 3.35	E(259)

(a) C<sub>e</sub> - Salt concentration of the solution evaporated

表 2.3(4) Walker 報告書の記載データ(4)

FILTER EFFICIENCIES

Filter Type	Filtered Species	Efficiency				Reference	Group (pages)
		1st Stage	2nd Stage	3rd Stage	4th Stage		
1. HEPA	Particulate	99.0	99.0	-	-	110 ENC-PSAR	F(312)
		99.0	99.0	-	-	109 AGNS-FSAR	
		99.9	99.8	-	-	112 Rocky Flats (1)	
		99.9	99.0	94.0	83.0	113 BNWL-1697	
		99.99	-	-	-	104 WASH-1400	
		99.9	99.9	-	-	114 ENC-EIS	
		99.8	99.8	99.8	-	115 Air Cleaning Handbook	
		90.0	-	-	-	110 ENC-PSAR	
		99.0	-	-	-	111 MFRP-FSAR	
		99.0	-	-	-	116 ORNL-4451	
2. Fiber Glass (Deep-Bed)	Particulate	99.0	99.0	-	-	104 WASH-1400	F(312)
		99.9	99.8	-	-	23 APED-5756	
		90.0	30.0	2.0	<70	122 Reg Guide 1.52	
		95.0	95.0	2.0	<70	↓	
		99.0	99.0	4.0	<70	123 Air Cleaning Handbook	
		-	30.0	-	98	↓	
		-	90.0	-	<90	↓	
		-	98.0	-	<85	↓	
		90.0	70.0	2.0	-	107 Reg Guide 1.25	
		90.0	70.0	2.0	-	107 Reg Guide 1.25	
3. Sand Filter	Particulate	99.0	99.0	-	-	110 ENC-PSAR	F(312)
		99.0	99.0	-	-	111 MFRP-FSAR	
		99.0	99.0	-	-	116 ORNL-4451	
		99.0	99.0	-	-	104 WASH-1400	
		99.0	99.0	-	-	23 APED-5756	
		99.0	99.0	-	-	122 Reg Guide 1.52	
		99.0	99.0	-	-	↓	
		99.0	99.0	-	-	123 Air Cleaning Handbook	
		99.0	99.0	-	-	↓	
		99.0	99.0	-	-	107 Reg Guide 1.25	
4. Halogen Filters (a) Activated Carbon	I <sub>2</sub> CH <sub>3</sub> I RH-Z	99.0	99.0	-	-	110 ENC-PSAR	F(312)
		99.9	99.8	-	-	111 MFRP-FSAR	
		90.0	30.0	2.0	<70	116 ORNL-4451	
		95.0	95.0	2.0	<70	104 WASH-1400	
		99.0	99.0	4.0	<70	23 APED-5756	
		-	30.0	-	98	122 Reg Guide 1.52	
		-	90.0	-	<90	↓	
		-	98.0	-	<85	↓	
		90.0	70.0	2.0	-	107 Reg Guide 1.25	
		90.0	70.0	2.0	-	107 Reg Guide 1.25	

本調査社

(1) 測定に基づく値ではなく、4段のHEPAフィルタに対する必要除去効率

(99.99999%, 透過率  $1 \times 10^{-7}$ ) を各段に割り当てたものと考えられる。



表 2.3(5) Walker 報告書の記載データ(5)

MISCELLANEOUS RELEASE FACTORS

Mechanism	Species	Factor	Conditions	Reference	Group (pages)	
1. Pool Decontamination	Iodine	DF=100		23 APED-5756	H(492)	
	Gas	DF=1.0		104 WASH-1400 (Draft)	H(527)	
	CH <sub>3</sub> I	DF=1.0				
	I <sub>2</sub>	DF=100				
	Solids	DF=100				
	Gas	DF=1.0		107 Reg Guide 1:25	H(528)	
	CH <sub>3</sub> I	DF=1.0				
	I <sub>2</sub>	DF=133				
	Iodine	DF=2				
	Iodine	DF=10				
2. Plateout	Iodine	$\lambda=0.5 \text{ hr}^{-1}$	t < 2 Hours	23 APED-5756	H(492)	
	Particulate	DF=1.0	t > 2 Hours	104 WASH-1400 (Draft)	H(525)	
	Particulate	DF=5.5	<10 <sup>4</sup> Particles			
		$\lambda=0.693 \text{ min}^{-1}$	>10 <sup>4</sup> Particles			
	3. Resuspension	Particulate	10 <sup>-6</sup> m <sup>-1</sup>	Outdoors	116 ORNL-4451	H(529)
			10 <sup>-6</sup> m <sup>-1</sup>	Outdoors	124	H(530)
		10 <sup>-6</sup> m <sup>-1</sup>	Indoors-Quiescent	27	H(495)	
		10 <sup>-4</sup> -10 <sup>-5</sup> m <sup>-1</sup>	Indoors-Activity			
		5x10 <sup>-5</sup> m <sup>-1</sup>				
		10 <sup>-3</sup> m <sup>-1</sup>	Indoors-Dry Surface	29	H(497)	
10 <sup>-4</sup> m <sup>-1</sup>		Indoors-Damp Surface	32 (2)	H(499)		
2x10 <sup>-2</sup> w/o		v=117 fps = 38.4 m/s	33			
3x10 <sup>-3</sup> w/o		v=66 fps = 21.7 m/s	38	I(534)		
1x10 <sup>-3</sup> w/o		v=44 fps = 14.4 m/s				
4. Impact Stress	Vitrified Waste	5x10 <sup>-3</sup> w/o	v=20 m/s (1)			
		5x10 <sup>-5</sup> w/o	v=20 m/s	120	I(539)	
	Calcine Material	25 w/o	v=40 m/s			
		50 w/o	Overheating, corroding, high wind Corroding, water evaporation, high wind			

本調査注

(1) 40 m/sの誤り

(2) 文献 No 31 (30) の誤り

## 2.1 Failed Fuel-Gap Release (Aグループ)

Failed Fuel-Gap Releaseに係り Walker 報告書の引用文献No.1, 13及び14の調査を行った。調査結果を添付データ表に示す。

文献を調べた結果、FPの放出割合は温度と燃焼度の関数であることが分かる。Walker はFPの放出を温度で次の2つの区分として考えている。

< 1000 °C…… 通常運転時燃料ロッドのプレナムに蓄積されていると予想される分に対応

> 1000 °C…… 高温となる事故時に放出される分に対応

この区分の考え方と添付のデータから Walker は次の推奨値（放出割合）を提案している。

核 種	測 定 範 囲	使 用 例	推 奨 値
(a) Noble Gas	0.015—0.34	0.018—0.10	0.10
Krypton-85	—	0.30	0.30
(b) Halogens	0.025—0.49	0.0032—0.10	0.10
Iodine-129	—	0.30	0.30
(c) Volatile Solids (Cs, Rb, Ru)	$< 4 \times 10^{-6} - 0.80$	—	0.01
(d) Non-Volatile Solids	$< 2 \times 10^{-6} - 8 \times 10^{-4}$	$< 10^{-6} - 0.05$	0.01

なおFPの放出割合に影響する燃焼度については添付のデータは7000 MWd/tまでがカバーされているが、更に高燃焼度領域のデータはない。又実燃料はヘリウム雰囲気であるが試験は空気中で行われておりUO<sub>2</sub>の酸化の影響が考えられる点に注意を要す。

通常運転時の燃料ギャップ中の希ガス量の算定では Walker が参照した燃料溶融実験データに加えて燃料ペレット内の希ガスの拡散データを今後調査あるいは実験により獲得することが有効と考える。

上記 Walker の推奨値は、測定範囲の上限値となつてははず、安全解析等での使用例を参考としながら測定範囲内に設定されたものと考えられる。そこで、最近のデータを含め彼の推奨値をサポートするデータを調査する目的で、A-1～A-8まで8件の文献を調べた。

上記の各文献の調査結果は添付データ表の通りである。調査結果からは、ギャップ内のFPのインベントリは、燃焼に伴う結晶構造の変化に依存しており、燃焼度があるしきい値を超えると急激に増加する傾向を示す様である。この調査では、燃焼度の高い範囲でのデータが得られた (Walker のデータは燃焼度が低い範囲のデータと思われる)。

再処理では、安定核種に着目すれば良く、これらに関しては Walker の推奨値0.3は妥当であると判断できる。

UO<sub>2</sub>ペレットの酸化の影響については、AAH参考文献A-9が参考となる。

Walker の推奨放出割合を裏付ける意味で、或いは、測定範囲内のどの放出割合が妥当であるかを検討する意味で、希ガス、ハロゲン、揮発性及び非揮発性固体のデータを採る為の種々の照射燃料のホット試験データを収集する必要があると思われる。

安全評価データベースとしては希ガス，ハロゲン，揮発性及び非揮発性固体の放出割合データを，燃料タイプ ( $\text{UO}_2$ ,  $\text{MOx}$  etc)，燃焼度と関連させてデータベースに載せることも考えられる。また，燃焼度だけでなく，燃料結晶構造の変化との関連もデータベースに載せておく方が良いものと思われる。

## Failed Fuel Gap Release

文献1. Parker, G.W., et al., "Out-of-Pile Studies of Fission-Product Release from Overheated Reactor Fuels at ORNL, 1955-1965." ORNL-3981 (July 1967), pp 75-82.

データ 表 2.1(1) 参照

核種	測定範囲 (放出割合)	推奨放出割合
(a) Noble Gas	0.015 ——— 0.34	0.1
Kr-85	—————	0.3
(b) Halogens	0.025 ——— 0.49	0.1
I-129	—————	0.3
(c) Volatile Solids (Cs, Rb, Ru)	$<4 \times 10^{-6}$ ——— 0.80	0.01
(d) Non Volatile Solids	$<2 \times 10^{-6}$ ——— $8 \times 10^{-4}$	0.01

## 1. 目的

拡散による燃料よりの各種の放射能の放出量を測定する。

## 2. 実験方法

誘導加熱炉中に PWR 型の燃料ペレット (トレーサーレベルの照射を施したもの) を設置し, He ガスの流通条件で 5.5 時間加熱しペレットからガス中へ放出された放射能を測定する。

加熱炉への He は高温 Zr により浄化されたものが導入される。

加熱炉出口で He ガスは NaOH ペレット充てんトラップ, 高温チャコールトラップを経由した後ガイガ管により連続的に放射性ガス量が測定される。ガスはその後, 液体窒素冷却されたチャコールトラップにより Kr, Xe ガスが捕集される。

試料は, PWR 燃料ペレットの 0.1~0.2 g の破片で最大 4000MWd/t まで照射されたものである。

## 3. 実験結果

添付データ参照

## 4. データの根拠

Walker は燃料ギャップの推定データとしては, 温度 1000℃ 未満のものを使用することとしており, 高温の試験データである本データは使用していない。

## 5. 備考

Walker は文献 14 の空気中の加熱実験データのうち, 1000℃ 未満のものを使用している。但し, 実際の条件に近い本ヘリウム雰囲気データのデータは, 空気中の実験データよりも放出量は小さくなっている。

## 6. 添付データ

Effect of Burnup Level and Temperature on Diffusion of Fission Products  
from UO<sub>2</sub> Heated 5.5 Hours in Pure Helium

Temperature (°C)	Irradiation Level (Mwd/ton)	Percent of Individual Fission Products Released <sup>a</sup>							
		Xe-Kr	I	Te	Cs	Ru	Sr	Ba	
1400	b								
	~1c	0.8	4.0	3.9	0.02	0.02	0.001		
	1005b	0.8	0.9	0.8	2.6	0.001	0.1		
	1000b	0.5	1.6	1.2	0.5	0.001	0.06	1.8	
1610	4000b	6.1	23	16	21	0.006	0.08	0.5	
	b								
	~1c	2.7	6.5	12	1.7	1.5	0.1		
	1005b	2.6	3.7	12	12	0.1	2.0		17
1780	1000b	6.0	5.5	27	20	0.3	0.2		12
	4000b	14	25	48	43	0.2	0.5		15
	b								
	~1c	3.7	12	21	3.2	6.9	1.0		
1980	1005b	12	24	67	27	0.4	9.0		39
	1000b	14	26	35	22	0.4	3.7		21
	4000b	42	59	60	40	5.7	5.8		18
	b								
1980	~1c	12	41	75	15	13	4.2		8.7
	1005b	29	53	74	84	6.0	15		57
	1000b	49	63	90	70	4.8	~10		51
	4000b	71	81	81	98	15	33		60

<sup>a</sup>Includes that portion adsorbed on crucible and reflector parts.

<sup>b</sup>pWR-type UO<sub>2</sub> (93 to 94% of theoretical density) - only the 1 Mwd/T pellets were full size (7 gm). The high-burnup samples were 0.1-0.2 gm fragments with a total weight of 1 to 2 gm.

<sup>c</sup>EGCR-type UO<sub>2</sub> (97% of theoretical density). Samples were similar to pWR samples in total weight and fragment size.

## Failed Fuel Gap Release

文献13. Parker, G.W., Creek G.E., and Martin, W.J. in "Chemistry Division Annual Progress Report for Period Ending June 30, 1961," ORNL-3176 (September, 1961) p. 68

データ 表 2.1(1) 参照

核種	測定範囲 (放出割合)	推奨放出割合
(a) Noble Gas	0.015 ——— 0.34	0.1
Kr-85	—————	0.3
(b) Halogens	0.025 ——— 0.49	0.1
I-129	—————	0.3
(c) Volatile Solids (Cs, Rb, Ru)	$<4 \times 10^{-6}$ ——— 0.80	0.01
(d) Non Volatile Solids	$<2 \times 10^{-6}$ ——— $8 \times 10^{-4}$	0.01

## 1. 目的

燃料を空气中で加熱し、 $UO_2$  から  $U_3O_8$  に酸化させた際の放出量を測定する。

## 2. 実験方法

トレースレベルの照射燃料を空气中で加熱し、燃料中の放射性物質の放出割合を求める。(詳細不詳)

## 3. 実験結果

添付データ参照

## 4. データの根拠

Walkerは添付データのうち温度1000℃未満(原子炉内での平均的な燃料ペレット温度)のものを燃料ギャップ中の蓄積放射能算定に使用している。

## 5. 備考

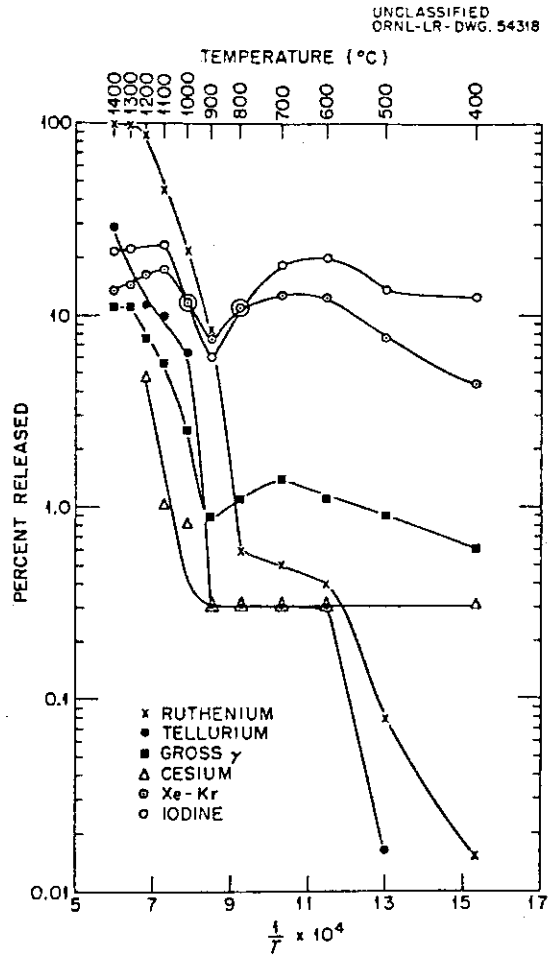
実際の燃料中にはヘリウムが封入されている。従って燃料ペレットからギャップ中の放射性物質の放出はペレット中の放射性物質の拡散によると考えられる。本試験は空气中で加熱を行っている。このため  $UO_2$  の  $U_3O_8$  への酸化によるペレットのクラックの生成及びFPの酸化による影響(放出割合の増大)が考えられる。

一方、本試験はトレースレベルの照射燃料を用いて行われており照射レベルが実際の燃料と異なっている。この観点からは放出割合は実際に比べて小さい可能性も考えられる。

Walkerは上記の2つの要素を工学的に判断し本試験結果から燃料ギャップ中の放射能割合を算定したものである。

Walkerは希ガス/よう素の放出率として0.1を推奨しているが、これらのうちKr-85, I-129の長半減期核種については、0.3を推奨値としている。これは短半減期核種の減衰を考慮したものと予想されるが該当するデータ/記載は本文献及びWalker資料中がない。

6. 添付データ



Fission Product Release by the Oxidation of  $UO_2$  to  $U_3O_8$  in Air, Showing Discontinuity Between 600 and 900°C.

## Failed Fuel Gap Release

文献14. Parker, G.W., et al., in "Nuclear Safety Program Semiannual Progress Report for Period Ending June 30, 1962," ORNL-3319(August, 1962), p.11.

データ 表 2.1(1) 参照

核種	測定範囲 (放出割合)	推奨放出割合
(a) Noble Gas Kr-85	0.015 ——— 0.34	0.1 0.3
(b) Halogens I-129	0.025 ——— 0.49	0.1 0.3
(c) Volatile Solids (Cs, Rb, Ru)	$<4 \times 10^{-6}$ ——— 0.80	0.01
(d) Non Volatile Solids	$<2 \times 10^{-6}$ ——— $8 \times 10^{-4}$	0.01

## 1. 目的

空气中で燃料ピンを加熱 (酸化) させた場合の F P 放出量の測定

## 2. 実験方法

予め加熱したプラスチック抵抗加熱炉中に燃料ペレットを入れた加熱管を挿入する。加熱管は始め高温 Cu 細片により浄化したヘリウムを流しており、加熱開始直後にバージガスを空気に変更する。加熱管を出たガスは NaOH, 希硝酸, フッ化アンモニア溶液を含浸させたミリポアフィルタ, 高温チャコールトラップ (運転温度 250℃), コールドトラップ及び低温チャコールベッド (運転温度 -195℃) により希ガス, よう素等の F P が捕集される。

一定時間加熱された後, 加熱管は加熱炉から出され冷却されると同時にバージガスが空からヘリウムに切替えられる。残った燃料ペレットの酸化度を求めるため, 未酸化ウランニウム HCl に溶解され  $U^{4+}$  濃度が滴定により測定される。

試験に用いた燃料ペレットは, PWR 型の燃料ペレットで燃焼度は最大 7000MWh/t である。

## 3. 実験結果

添付データ参照

## 4. データの考慮

Walker は添付データのうち温度 1000℃ 未満 (原子炉内での平均的な燃料ペレット温度) のものを燃料ギャップ中の蓄積放射能算定に使用している。

## 5. 備考

文献 13 の備考参照



## 6. 添付データ

Fission-Product Release from PWR-Type  $UO_2$ <sup>a</sup>  
Irradiated to 7000 Mwd/T and Heated in Air<sup>b</sup> for 90 min.

Temp. (°C)	Percent of Individual Fission Products Released							
	Rare Gases	I	Te	Cs	Ru	Sr	Ba	
500	3.1	4.1	<0.5	0.0006	0.1	<0.0007	<0.0004	
600	4.2	3.1	<0.1	<0.002	0.7	<0.0004	<0.009	
700	6.1	15	<0.08	<0.005	0.1	<0.0005	<0.007	
800	9.4	9.0	<0.3	0.002	9.8	<0.0005	0.03	
850	15	34	1.4	0.02	35	<0.005	<0.08	
900	34	29	80	<0.01	78	<0.03	<0.8	
1000	86	78	37	<0.03	93	<0.04	<0.3	

<sup>a</sup>Samples 0.5 to 0.9g of 96% density material in porous alundum cups, preheated for 13 to 16 min. in helium.

<sup>b</sup>Air flow, 100 cc/min.

Fission-Product Release from PWR-Type  $UO_2$ <sup>a</sup>  
Irradiated to 4000 Mwd/T and Heated in Air<sup>b</sup>

Temp. (°C)	Time at Temp. (min.)		Percent of Individual Fission Products Released									
	He	Air	Rare Gases	I	Te	Cs	Ru	Sr	Ba	U		
500	16	23	1.5	3.6	<0.007	<0.0004	<0.005	<0.0004	<0.0008			
	18	90	2.9	3.2	<0.01	<0.0007	<0.01	<0.0004				
600	14	18	4.4	10	<0.006	0.002	0.08	<0.001	<0.004			
	15	90	4.5	8.0	8.4	<0.001	1.8	<0.001				
700	14	12	9.3	9.6	0.01	0.001	1.7	<0.0002	<0.0004			
	13.5	15	7.0	10	0.004	<0.001	0.4	<0.0003	<0.0006			
	14	90	6.8	6.5	<0.05	<0.0005	2.3	<0.0004	<0.002			
800	13	15	14	7.1	0.007	0.015	1.0	<0.0004	<0.0007			
	14	90	14	16	<0.06	<0.01	12	<0.0004	<0.001			
900	14	19	21	49	0.4	0.009	17	<0.001	0.01			
	15	90	22	47	6.0	0.015	53	<0.0008	<0.004			
1000	16	15	40	84	12	0.09	72	<0.0003	<0.02			
	13.5	90	44	75	32	0.37	92	0.1	0.08	0.06		
1100	14	14	66	79	16	<0.02	91	<0.05	<0.003			
	14	90	73	84	39	0.2	99	0.006	0.01	<0.003		
1200	14	16.5	71	82	37	0.8	99	<0.01	<0.001			
	13	90	80	95	66	6.4	99.6	0.007	0.7	<0.003		

<sup>a</sup>Sample approximately 1 g of intermediate density (93 to 94%) material in porous aluminum cups.

<sup>b</sup>Air flow, 100 cc/min.

Fission Product Release from UO<sub>2</sub> Oxidized in Air

Sample: Intermediate density PWR UO<sub>2</sub> (93-94%)  
 Irradiation: 1000 Mwd/ton  
 Air flow: 100 cc/min

Temp. (°C)	Time at Temperature (min)		Percentage of Individual Fission Products Released										
	He	Air	Rare Gases	I	Te	Cs	Ru	Sr	Ba	U			
500		9	4.4	4.6	<0.014	0.02	0.013	<0.001	<0.0009				
	15	13	4.0	2.5	<0.003	<0.0008	<0.014	<0.004	<0.001				
	15	90	4.0	4.7	0.008	<0.002	0.36	<0.004	<0.0008				
600		11	6.6	3.4	0.003	0.004	0.33	0.003	0.0009				
	15	13	6.0	5.6	<0.003	<0.0007	<0.23	<0.001	0.0009				
	12	90	5.5	6.0	0.005	0.003	0.9	<0.0009	<0.0009				
700		12	8.5	9.4	0.01	0.001	0.63	0.001	0.001				
	15	12	7.2	10.1	<0.003	<0.003	1.25	<0.0009	<0.001				
	13	90	8.3	10.0	<0.003	0.02	3.8	<0.0008	<0.0007				
800		15	10.5	9.1	0.05	0.016	5.2	0.0006	0.0006				
	13	14	8.56	11.2	0.033	0.038	6.6	0.008	0.0006				
	13.5	90	15.1	14.1	0.08	<0.007	35.3	<0.001	<0.002				
900		15	11.2	15.2	<0.4	0.005	18.9	<0.001	<0.001				
	10	14	11.9	14.4	<0.85	0.03	11.5	<0.002	<0.01				
	12.5	90	13.7	26.9	0.41	<0.002	30.3	<0.001	<0.0015				
1000		26	30.3	55.2	<7.7	0.07	81.5	<0.001	<0.007				
	10	18	22.2	42.2	<0.6	~0.03	69.8	<0.001	0.002			0.007	
	12	90	30.5	73.3	31.3	0.02	97.9	0.002	0.005			<0.0012	
1100		10	60.0	70.4	75.3	2.8	85.7	<0.001	<0.002			0.002	
	12.5	11	49.9	64.1	28.0	<0.01	95.5	0.001	<0.016				
	12.5	90	52.7	71.2	58.0	<0.4	99.9	<0.2	<0.2			0.19	
1200		15	79.6	86.6	59.4	<0.1	97.8	<0.03	0.1				
	14.5	90	77.0	83.4	75.9	4.5	99.7	0.14	0.14			0.142	

Failed Fuel Gap Release

文献 A-1 三島良績, 大久保恒他 沸騰水型原子炉燃料集合体の信頼性実証試験(Proving Test on Reliability for BWR Fuel Assemblies) Vol.29, No.2 (1987)日本原子力学会誌

1. 目的

燃料集合体の信頼性を製造段階から照射段階, さらに詳細な照射後試験から得られる一貫したデータにより実証する。

2. 実験方法

福島第一・3号炉の第1回取り替え燃料から無作為に選定した10体をモニタリング燃料集合体とし, 試験対象としたモニタリング燃料要素を燃料集合体毎に15体ずつ選定して, この燃料要素を中心に照射後試験を行った。

照射途中あるいは照射終了後の燃料状態を調査するため, モニタリング燃料集合体のうち1サイクルから4サイクルまで照射した合計7体の燃料集合体を日本核燃料開発(株)のホットラボ試験施設へ輸送し, 照射後試験を実施した。照射試験の項目は, ①燃料の健全性の確認, ②設計の妥当性, 設計裕度の確認, ③燃料のふるまいに関する情報取得の観点から決定した。燃料集合体に関する照射後試験はプール内で, 集合体解体後の燃料要素の非破壊及び破壊試験はホットセル内で実施した。照射後試験項目を以下に示す。

モニタリング燃料集合体の照射後試験項目

プール内試験	ホットセル内非破壊試験	ホットセル内破壊試験
<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料集合体外観観察</li> <li>・燃料集合体燃料要素間隔測定</li> <li>・燃料集合体外部スプリング長さ測定</li> <li>・燃料要素引張り力測定</li> <li>・燃料要素超音波探傷</li> <li>・燃料要素ガンママスクヤン</li> <li>・クラッド分析</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料要素外観観察</li> <li>・燃料要素外径測定</li> <li>・燃料要素長さ測定</li> <li>・燃料要素真円度測定</li> <li>・燃料要素渦電流探傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料要素バンクチャ試験</li> <li>・ペレット・被覆管金相試験</li> <li>・被覆管内外面観察</li> <li>・被覆管金属中ガス分析</li> <li>・被覆管引張り試験</li> <li>・被覆管内内圧破裂試験</li> <li>・被覆管硬さ測定</li> <li>・ペレット密度測定</li> <li>・ペレットマイクロガンママスクヤン</li> <li>・ペレット燃焼度測定</li> <li>・外部スプリングばね定数測定</li> <li>・内部スプリングばね定数測定</li> </ul>

3. 実験結果

4回にわたって行った照射後試験データを燃料集合体, 燃料要素, 燃料要素内FP, 燃料ペレット及び燃料集合体部品の各照射挙動に分けて, 健全性の確認, 設計の妥当性の確認及び炉内の燃料のふるまいの確認の観点から整理してまとめている。ここでは, この中から燃料要素内FPに関するものについて摘出している。

燃料要素内のFPの挙動

3.1 気体状FPのペレット外放出

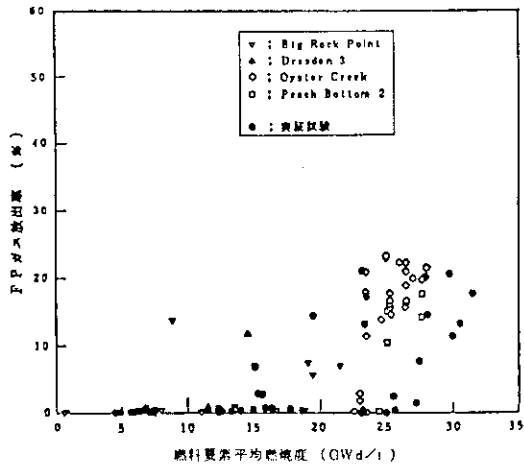
1) 測定法

燃料要素のFPガス放出量は, 燃料要素プレナム部のKr<sup>85</sup>γ線スペクトロメトリー及びプレナム部穿孔後の一次拡散圧測定法とガス組成分析法とを併用することにより測定した。

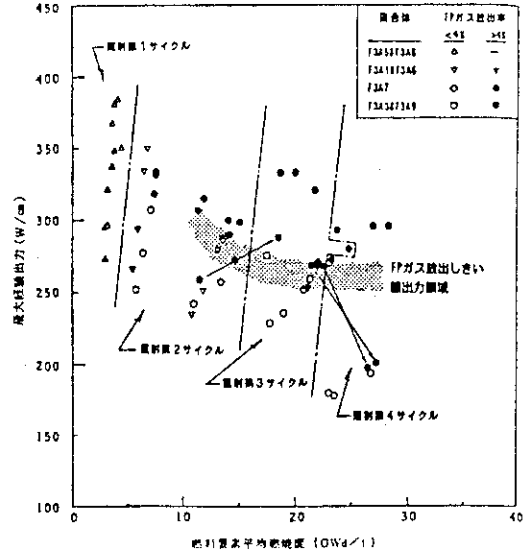
- 2) FPガス放出の燃焼度依存性  
 FPガス ( $X_e + K_r$ ) 放出率測定データと燃料要素平均燃焼度との関係を第13図に示す。  
 15GWd/t 以下 1%未満  
 15GWd/t 以上 22%前後のデータも現れバラツキが大きくなっている  
 BWRの文献データとも全体の傾向は一致している。
- 3) FPガス放出の線出力依存性  
 a. 燃料が経験した最高線出力と燃焼度との関係を第14図に示す。  
 FPガス放出率が4%より高いデータと低いデータとの間に明確な境界(放出率が増加するしきい線出力)が存在する。このしきい線出力は燃焼度10GWd/t 前後まで急速に低下するが、以後あまり変化せずほぼ一定値を示す。  
 b. 10GWd/t 以上の燃焼度領域で経験した最高線出力とFPガス放出率との関係を第15図に示す。  
 10GWd/t 以上の燃焼度領域では 250~300W/cm の間にFPガス放出率が増加するしきい線出力があり、この線出力を超えるとFPガス放出が急増している。しきい線出力を超えたときのFPガス放出率は、主として線出力(ペレット温度)で決まり燃焼度の影響は少ない。
- 4) Heの放出  
 He量測定データと燃料要素平均燃焼度との関係を第16図に示す。  
 生成Heは殆ど放出されていたと考えられる。

4. 備考

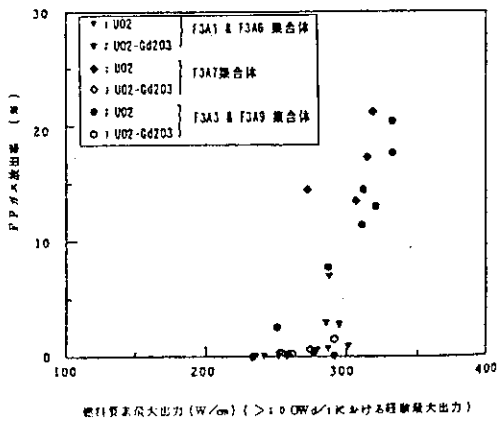
Walkerの推奨放出割合（安定核種に対し0.3）は妥当と言える。



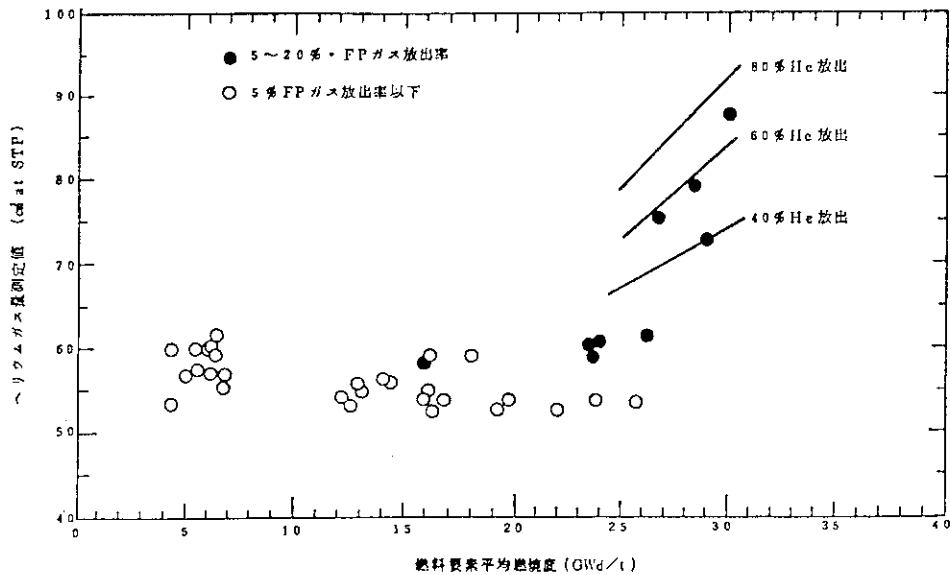
第13図 FPガス放出率の燃焼度依存性



第14図 FPガス放出率の燃料要素の出力履歴（ペレット最大出力）との相関



第15図 FPガス放出率の燃料要素の出力依存性



第16図 He量と燃焼度との関係

## Failed Fuel Gap Release

文献 A - 2 S. R. Pati & A. M. Garde-Fission Gas Release from PWR Fuel Rods at Extended Burnups

## 1. 目的

ジルカロイ-4と $UO_2$ ペレットから成るヘリウム加圧のPWR燃料棒について、燃焼度を増大させた時の核分裂生成ガスの放出挙動を把握する。

## 2. 実験方法

- ・ Calvert Cliffs 1で54GWd/mtUまで照射。
  - ・ Fort Calhounで48.3GWd/mtUまで照射。
- ホットセル試験を実施していると思われる（詳細不明）。

## 3. 実験結果

- 1) 核分裂生成ガス放出割合は、通常の運転条件下では2%以下（End-of-Life インベントリーベース）である。核分裂生成ガス放出割合と燃焼度の間には、僅かながら線形の依存性がある（40GWd/mtU迄）。40GWd/mtUを超えるとやや依存性が強くなる。（Table 1 & Figure 1 参照）
- 2) 通常の運転温度では、拡散による放出は小さく、放出はロックアウト及びリコイルメカニズムに支配される。
- 3) 360W/cm を超える線出力では、ランプテストデータから、燃料温度が拡散メカニズムが支配的になる程高くなると、最終到達温度及び粒子サイズへの依存性が強くなることが判る。

## 4. 備考

Walkerの推奨放出割合より小さなデータとなっている。

添付データ

Table 1. Fission Gas Release Results for Five-Cycle Fuel Rods From Calvert Cliffs I

Fuel Rod Type <sup>a</sup>	A	B	C	C	D	E
Fuel Densification Characteristics	Densifying		← Nondensifying →			
Rod Average Burnup at Discharge, GWD/MtU	49.7	49.7	49.4	49.3	49.4	54.1
Fission Gas Release, % <sup>b</sup>	0.96	1.03	0.67	1.00	1.16	2.03

<sup>a</sup> Common Design Parameters (Nominal)

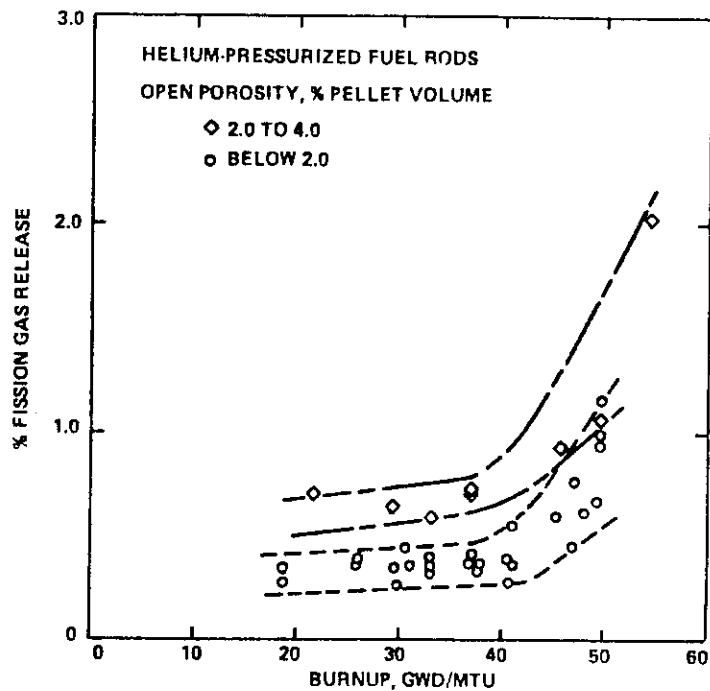
Fuel Column Length, inches 136.7    Cladding ID, inches 0.388  
 Fuel Rod Length, inches 147        Fuel Rod OD, inches 0.440  
 Fuel Pellet OD, inches 0.3795        Pellets - Dished at both ends

Initial Fill Gas Pressure 450 psig except for Fuel Rod Type D which had 300 psig @ 20C

Initial Fill Gas Composition - Helium

<sup>b</sup> Assumes a production rate of 30 atoms of (Xe + Kr) / 100 fissions and 200 MeV/fission and the release fraction is calculated based on the inventory at the end of life.

Figure 1. Burnup Dependence of Fission Gas Release For Helium-Pressurized Fuel Rods From Calvert Cliffs I and Fort Calhoun Containing UO<sub>2</sub> Fuel With Different Levels of Open Porosity





Failed Fuel Gap Release

文献 A-3 A. Charlier, D. Haas, H. Bairiot & F. Motte, HSE of BR3 for The Belgian Plutonium Recycle Irradiation Programme

1. 目的  
80GWd/tM (ピークペレット) まで照射したMOX燃料の一般的な機械的挙動について考察する。

2. 実験方法  
BR3/PWRで照射。照射条件は以下の通り。

Reactor	BR 3/PWR						
Assembly	20-100		C54		B101	B310	
Examination	Interim	Final	Interim	Final		Interim	Final
Irradiation cycles	2 bis	3 bis 3A	3A	3A 3B 4A		4A	4A 4B
time at power	440	860	420	1300	495	980	1421
Coolant pressure kg/cm <sup>2</sup>	140						
inlet T °C	255						
aver. outlet °C	280						
Burnup average GWd/t	14	33	19	40	34	47	72
peak pellet GWd/t	23	46	31	62	50	58	91
Fast fluence (E 1Mev) average 10 <sup>21</sup> n/cm <sup>2</sup>	1.0	3.4	1.9	4.1	4.1	3.7	6.7
peak 10 <sup>21</sup> n/cm <sup>2</sup>	1.3	4.4	2.4	5.9	5.3	4.6	8.3
Linear heat rating average W/cm	165	180	320	220	350	315	250
peak W/cm	280	320	550		500	450	

3. 実験結果

Pu燃料の熱的及び機械的挙動は、線出力密度が高い所での核分裂生成ガスの放出に関するものを除くとU燃料のそれと殆ど差異はない。線出力密度が高い所での核分裂生成ガスの放出割合の違いは、Pu燃料とU燃料のマイクロ構造（密度、開孔率、Puの均質性、安定性）によるものである。

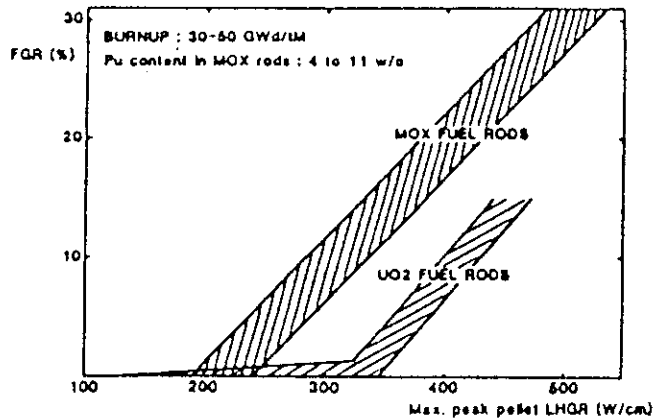
ZU-100 EXPERIMENT-EFFECT OF THE FUEL MICROSTRUCTURE ON FGR.

Rod N*	Rod Burnup Gwd/tM	Fuel density % TD	Open porosity* % TD	Pu agglomerate rate ** size(μm)	stability*** % TD	FGR (%)
351 (U)	29	93	3.5	—	1	1.4
PC 15 (Pu)	34	93	3.5	6	2	1.3
PC 1 (Pu)	33	92	4	25	3	3.4
PC 6 (Pu)	30	91	4.5	110	4	16.4

\* 50% of total porosity

\*\* about 80% or more PuO<sub>2</sub> in these agglomerates

\*\*\* density increase after resintering test.



BR3 FISSION GAS RELEASE DATA

4. 備考

Walkerの推奨放出割合は、妥当と判断できる。

## Failed Fuel Gap Release

文献 A - 4 M. J. F. Notley, F. R. Campbell, I. J. Hastings & H. E. Sillis, FUEL MODELLING : GAP CONDUCTIVITY, GAS BUBBLE SWELLING AND FISSION GAS RELEASE

## 1. 目的

核分裂生成ガス放出に関する簡易モデル (structure-dependent) を提示する。

## 2. 実験方法

解析モデルの検討の為に必要な実験データは他の文献から引用しており、ここでは実験を行っていない。

## 3. 実験結果

核分裂生成ガスの放出に関する予測値と実測値は、燃料要素の出力のバラツキ10%に相当するバラツキ範囲内で良く一致している。AEC Lから引用した照射データは、120kW/mまでの出力範囲及び240MW·h/kgUまでの燃焼度をカバーしている。(Figure 7参照)

## 4. 備考

Walkerの推奨放出割合の根拠となる様なデータは、含まれていない。

添付データ

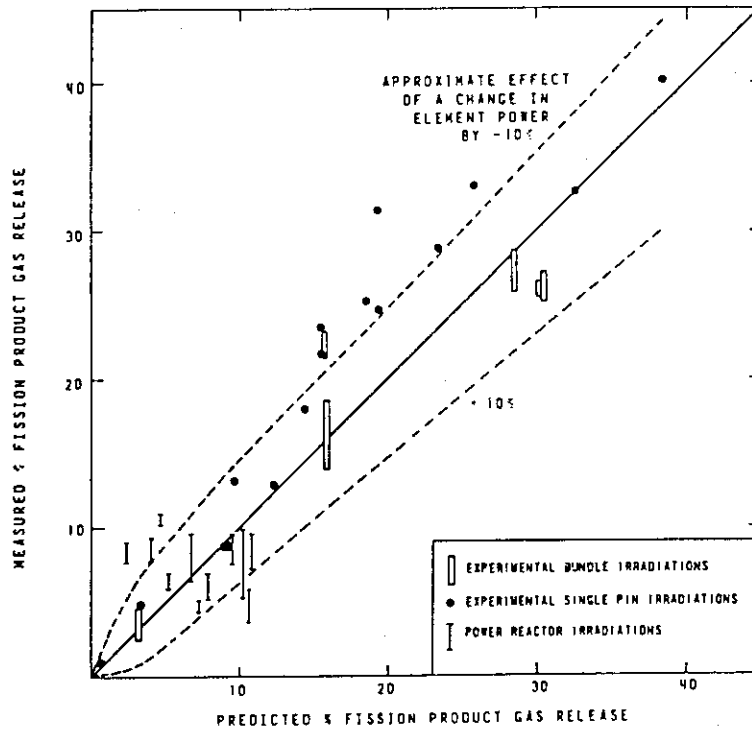


Figure 7 Comparison of Measured and Predicted Fission Product Gas Releases.

## Failed Fuel Gap Release

文献 A-5 J. A. TURNBULL, A model for calculating the gap inventory of  $^{131}\text{I}$  in intact fuel rods

## 1. 目的

事故の影響を評価する為には、ギャップインベントリに関する知識が必要であることから、短半減期核種、特に  $^{131}\text{I}$  の  $17 \times 17 \text{ PWR}$  燃料からの放出量の計算モデルを示す。

## 2. 実験方法

解析モデル検討に必要なデータとして、仏の CONTACT 1 及び 2 実験、ウィンズケールあるいはハルデン等の実験を利用している。

## 3. 実験結果

(R/B) と個々の核分裂生成ガスの崩壊定数  $\lambda$  との関係を図 5 (添付データ参照) に示す。この図より、外挿で  $^{131}\text{I}$  については (R/B) = 0.1 が得られた。

$$(R/B) = \frac{\text{核分裂生成物の放出割合}}{\text{核分裂生成物の生成割合}}$$

## 4. 備考

本モデル (温度依存性も考慮) による予測結果は、Walker の推奨放出割合 (短半減期核種に対して 0.1) がほぼ妥当である事を示していると考えられる。

添付データ

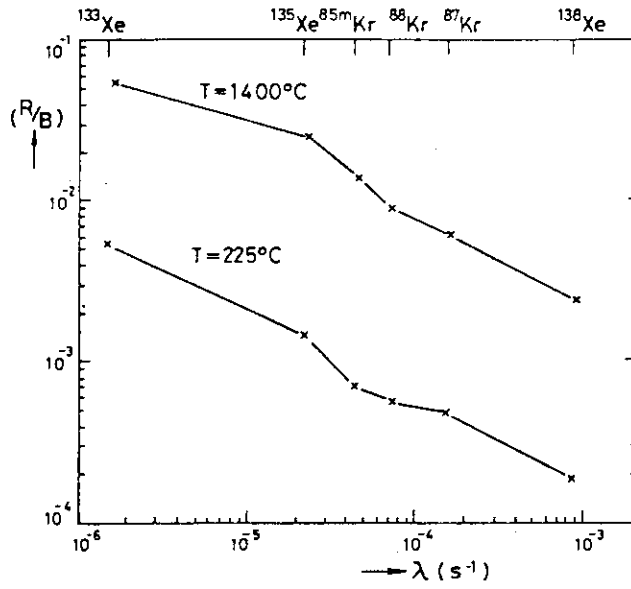


Fig. 5. Plots of  $(R/B)$  versus  $\lambda$  for interlinked fuel at temperatures of  $1400^\circ\text{C}$  and  $225^\circ\text{C}$ .

## Failed Fuel Gap Release

文献 A - 6 William Blackadder, Ronald S. Forsyth, Karl Malén & Curt Wikström,  
FISSION PRODUCT MIGRATION IN INTACT FUEL RODS

## 1. 目的

S176-7燃料棒の燃料-被覆材間のギャップのceramographyの結果を報告する。

## 2. 実験方法

核分裂生成物の移動 (migration)に関する基礎データ取得の為に、燃料棒S176-7を最大51kW/mで25MWd/kgUまで照射した。

## 3. 実験結果

照射を受けた燃料内部の様相の写真をもとに、照射の影響を考察している。核分裂生成ガス放出割合には触れていない。

## 4. 備考

Walkerの推奨放出割合の根拠となる様なデータは、含まれていない。

## Failed Fuel Gap Release

文献 A-7 L.M.Lusanova & P.D.Slavyagin, The Study of Fission Products Release from Failed Fuel Elements of Light Water Reactors

## 1. 目的

圧力、冷却材温度等の主要パラメータが、燃料要素の運転条件を超えた状態を模擬した熱負荷条件で、酸化燃料 ( $UO_2$ ) 要素からの放射性核分裂生成物の放出特性を調べる。

## 2. 実験方法

MR炉の1ループを使用し、破損燃料を用いて実験した。

実験の一部は、 $UO_2$ 構造の変化による核分裂生成物の放出の研究に当てられた。良いデータ取得の為に特別な措置を施し、径方向周辺燃料領域からの核分裂生成物放出及び燃料と被覆材間の径方向ギャップ間の核分裂生成物の移動 (migration)の影響を取り除いた。即ち、

- ・ 520W/cmまでの熱負荷運転では、径方向ギャップは閉じている (radial gap closure) こと
- ・ 被覆材を貫通する欠陥は、加圧器内に位置していると言う事実による。

## 3. 実験結果

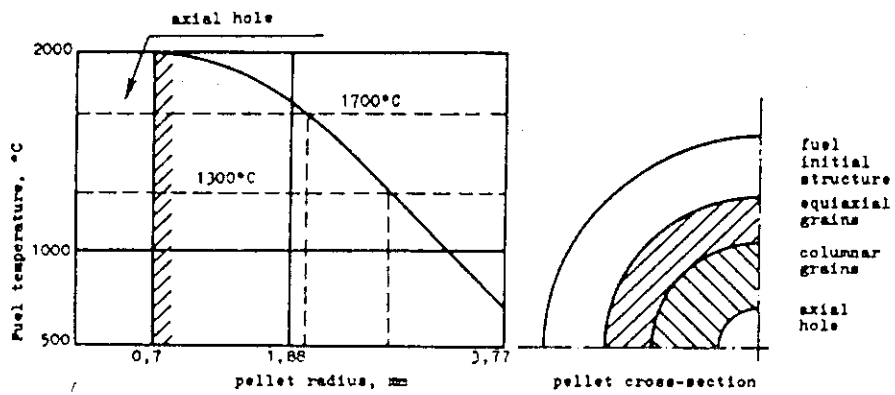
- ・ 添付データ参照。
- ・ 燃料要素中に蓄積された  $^{131}I$  全量の約30%が出力を遮断すると同時に冷却材中に放出された。

## 4. 備考

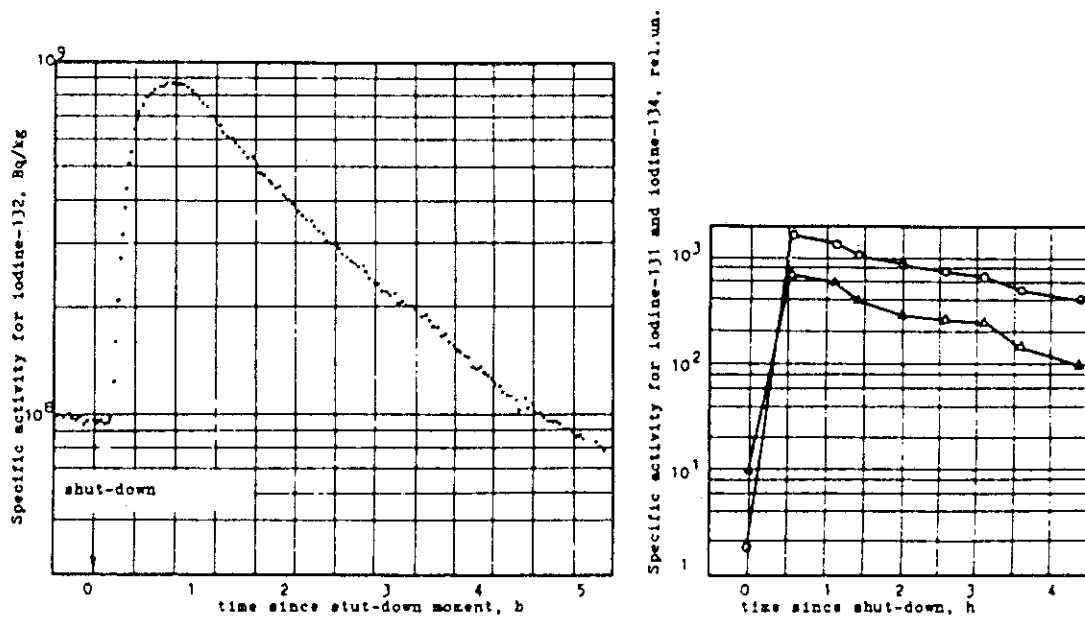
$^{131}I$ の放出量 (約30%) は、Walkerの推奨値 (短半減期核種に対して0.1)より大きいデータとなっている。



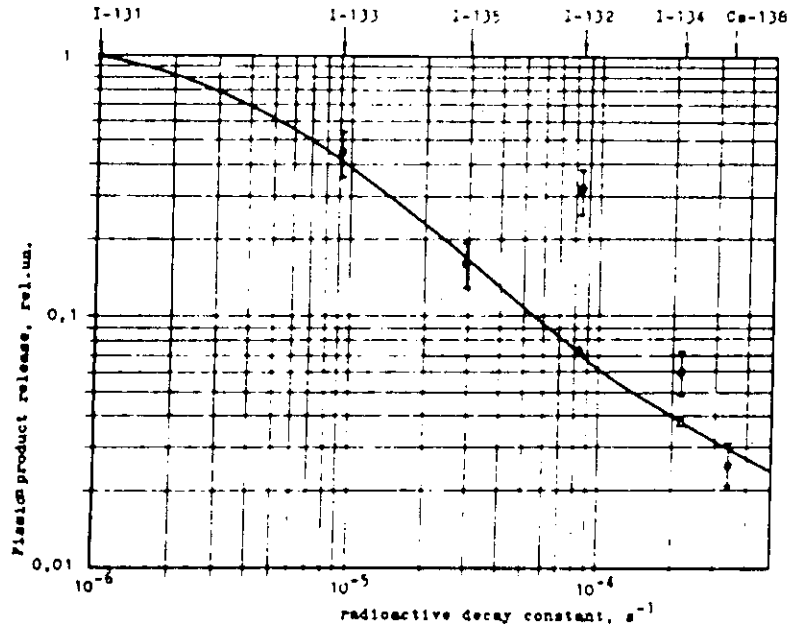
添付データ



Distribution of fuel temperature in failed fuel element pellet radius (calculation) and the pellet schematic cross-section (after-reactor study data).



The change of iodine isotopes activity in the loop coolant after a rapid decrease in the failed fuel element power (iodine-132 - readings of gamma-gamma-coincidence sensor, iodine-131 and iodine-134 - data of sampling: o - iodine-131, Δ - iodine-134).



The dependence of fission products release into intergranular pores on radioactive decay constant (— - calculation, ● - experiment, ▲ - with allowance for tellurium).

Failed Fuel Gap Release

文献 A-8 J. H. Davies, Fission Product Release from Artificially Perforated Fuel Rods Operating in A Test Reactor Loop

1. 目的

ジルコニウムライナ燃料が、欠陥状態でもある程度の期間は、従来燃料と同様、大きな損傷あるいは2次的損傷に至ることなく運転できる事を示す。

2. 実験方法

- ・試験燃料 — BWR 8×8, 長さ50cm (濃縮燃料部40cm)
- 軸方向 peak-to-average Power ratio=1.6で設計
- 燃料カラム底部から10.3cmの所に小さなピンホール (貫通) を1個あけている。

Table 1 PERFORATED ROD TEST DESIGN DETAILS

Test Rod	Hole Size (mm)	Fuel Rod Diam. (mm)	Cladding Wall (mm)	Diametral Gap (mm)	Fuel Pellet Diam. (mm)
Reference Standard	0.15	12.5	0.86	0.23	10.57
Barrier 1	0.15				
Barrier 2	0.25				
Barrier 3	0.15				

Note: Nominal barrier thickness 76μm

- ・ Studsvik (スウェーデン) の R2 炉 (加圧水ループ) で照射
  - ピーク出力: 35±5 kW/m
  - 冷却材圧力: 8.2MPa
- ・ 冷却材サンプルを最低2つ採取し、分析 (Ge (Li) 検出器によりγスペクトル分析)
  - 測定核種は, <sup>131</sup>Xe, <sup>133</sup>Xe, <sup>135</sup>Xe, <sup>85</sup>Kr, <sup>88</sup>Kr, <sup>87</sup>Kr である。I 及び他の核種の放射能は、イオン交換による鈍化回路で、検出レベル以下に抑えている。

3. 実験結果

- ・ 欠陥燃料からの FP 放出は、冷却材圧力の小さな変化にも敏感であり、また、出力の変化には余り敏感でない。
- ・ FP 放出割合; 添付データ参照

4. 備考

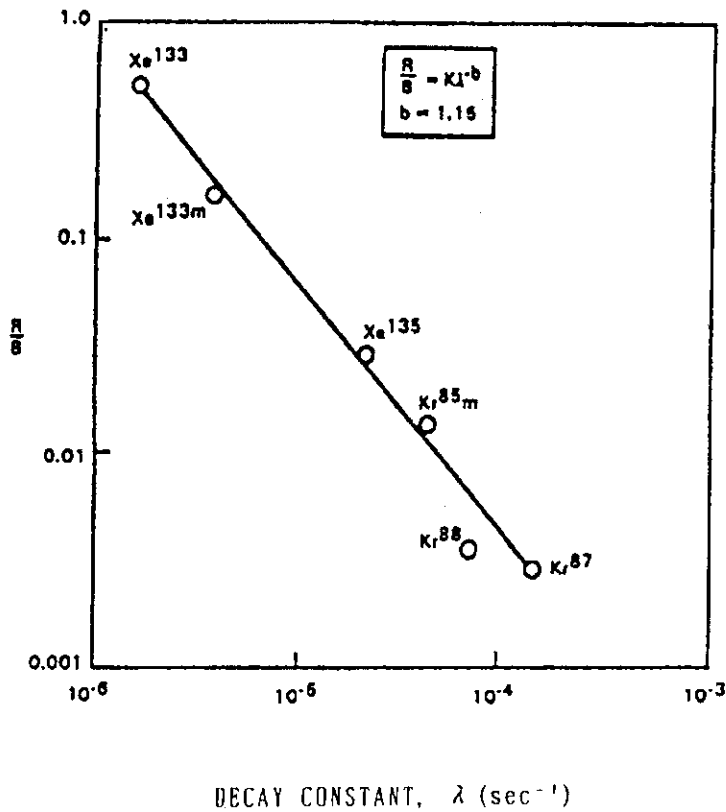
Walkerの推奨放出割合の根拠となる様なデータは含まれていない。

添付データ

FRACTIONAL RELEASES - END OF 1ST CYCLE

Fission Product	Sample Activity (Ci/ml)	Decay Constant (s <sup>-1</sup> )	Fission Yield	R <sup>(a)</sup> (Ci/s)	R <sup>(b)</sup> (Ci/s)	R/B
<sup>133</sup> Xe	1.4 × 10 <sup>-4</sup>	1.52 × 10 <sup>-6</sup>	0.0677	2.56 × 10 <sup>-3</sup>	4.93 × 10 <sup>-3</sup>	0.52
<sup>133m</sup> Xe	2.9 × 10 <sup>-6</sup>	3.55 × 10 <sup>-6</sup>	0.00191	5.20 × 10 <sup>-5</sup>	3.25 × 10 <sup>-4</sup>	0.16
<sup>135</sup> Xe	9.1 × 10 <sup>-5</sup>	2.10 × 10 <sup>-5</sup>	0.0663	1.97 × 10 <sup>-3</sup>	6.67 × 10 <sup>-2</sup>	0.029
<sup>85m</sup> Kr	1.5 × 10 <sup>-5</sup>	4.30 × 10 <sup>-5</sup>	0.0131	3.81 × 10 <sup>-4</sup>	2.70 × 10 <sup>-2</sup>	0.014
<sup>87</sup> Kr	1.1 × 10 <sup>-5</sup>	1.48 × 10 <sup>-5</sup>	0.0254	5.23 × 10 <sup>-4</sup>	1.80 × 10 <sup>-1</sup>	0.0029
<sup>88</sup> Kr	1.3 × 10 <sup>-5</sup>	6.88 × 10 <sup>-5</sup>	0.0358	4.00 × 10 <sup>-4</sup>	1.18 × 10 <sup>-1</sup>	0.0034

Notes: (a) From Equation 1 assuming coolant mass of 200kg and λ<sub>2</sub> = 8.75 × 10<sup>-5</sup> s<sup>-1</sup>  
 (b) From Equation 1 assuming fission rate of 1.63 × 10<sup>-15</sup> fissions/s



Relationship Between Fractional Release and Decay Constant (1st Cycle)

(AAHの参考文献)

文献 E. R. Gilbert, G. D. White, C. A. Knox, "Oxidation of  $UO_2$  at 150 to 350°C", A-9 PNL-SA-12632 (1985).

## Key Words

oxidation,  $UO_2$ , spent fuel, dry storage, temperature, cover gas

## データ AAH記載

## Particle Size Distribution for Spent Fuel Specimens

Mesh Size	H. B. Robinson	Point Beach	Shippingport
+14	98.1	89.7	94.1
-14 +20	1.3	5.5	3.4
-20 +40	0.6	4.8	2.5

(Gilbert, White and Knox 1985)

Sieve analysis results for PWR spent fuel fragments from Point Beach Reactor at 29,282 MWd/MTU peak burnup.

Location	Weight Fraction, %			
	Mesh			
	+14	-14 to +20	-20 to +40	-40
Low Gamma Field	91.7	3.02	2.68	2.59
Near Cs Sources	90.59	3.55	2.87	2.98

(White et al. 1984)

ソースタームの評価において、平常時に粉化が生じているものについてはその寄与の評価が必要であり、AAHでは使用済燃料についての1データとして本文献を引用している。

## 1. 目的

使用済燃料の乾式貯蔵状態における $UO_2$ 燃料の酸化現象に影響を与える因子を把握する。

## 2. 試験方法

未照射ペレット及び照射済ペレットについて、温度、雰囲気（空気又は窒素）、 $\gamma$ 線空間線量率等をパラメータにして、主に重量法により酸化量を測定している。

## 3. 試験結果

未照射ペレットの酸化に対する各因子の影響をTABLE 4 に示す。また、温度による違いの例をFIGURE 1に示す。なお、窒素雰囲気（露点20℃）において温度 225℃、250℃、275℃、 $\gamma$ 線空間線量率 200,000 R/h で 295~1165 h 試験したが、重量増加及び外観の変化は見られなかった。

Point Beach 炉の使用済燃料について、空気雰囲気では 230℃及び 200℃の試験を行った。200℃における試験結果をFIGURE 5に示す。なお、230℃、2337 h 及び 200℃、3000 h 後にペレットを観察した結果、酸化による粉末が見られた。

## 4. データの根拠

TABLE 1 に示す。

## 5. 添付データ

TABLE 1:  
PARTICLE SIZE DISTRIBUTION FOR SPENT FUEL SPECIMENS

Mesh Size	H. E. Robinson	Point Beach	Shippingport
+14	98.1	89.7	94.1
-14 +20	1.3	5.5	3.4
-20 +40	0.6	4.8	2.5

TABLE 4:  
IMPACTS OF OXIDATION STUDIES WITH NONIRRADIATED  
UO<sub>2</sub> ON SPENT FUEL PROJECTS

Variable	Nonirradiated UO <sub>2</sub> Results	Impact on Spent Fuel Studies
Temperature	Oxidation proceeds rapidly above 230°C.	Focus spent fuel studies below 230°C.
Aging	Aging in ambient air reduces oxidation rate.	Examine effect of aging.
Surface area	Fragmentation increases rate approximately 5 to 7 times and has minor effect on particulate induction time.	Measure fragment size distribution.
Gamma field	Gamma field enhances oxidation.	Impose gamma field spent fuel tests.
NO <sub>2</sub> in cover gas	Simulated NO <sub>2</sub> radiolysis product enhances oxidation.	Impose gamma field fuel spent tests.
Gadolinia	Gadolinia delays formation of U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> and results in the formation of fine fragments.	Include gadolinia spent fuel in tests; provide insight on fission product effects.
Density	Minor effect for closed porosity above 94.5% TD.	Measure density of spent fuel specimens.
Moisture	Moisture slightly increases oxidation rate.	Perform spent fuel tests under typical dry storage moisture conditions.
Temperature changes	Oxidation response to temperature changes supports cumulative damage models.	Perform temperature change tests on spent fuel.
Thermal cycles	Minor effect from thermal cycles.	Confirm slight thermal cycle effect for spent fuel.

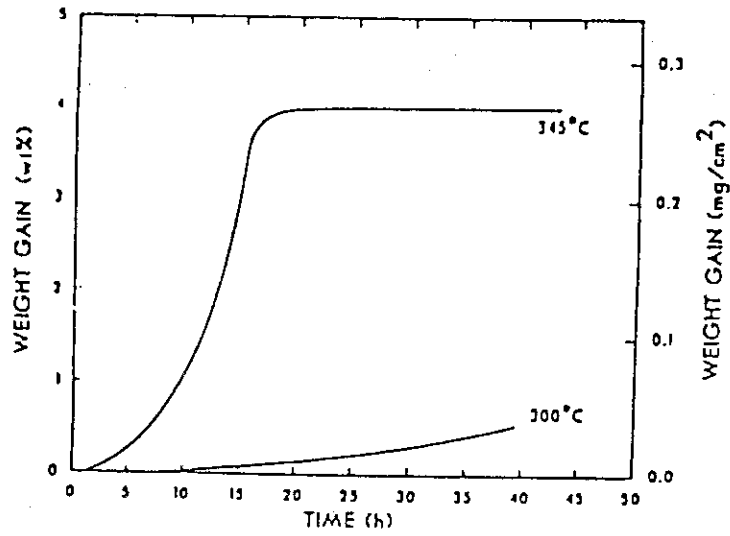


FIGURE 1: Continuous Weight Gain Data of Nonirradiated  $UO_2$  in Air

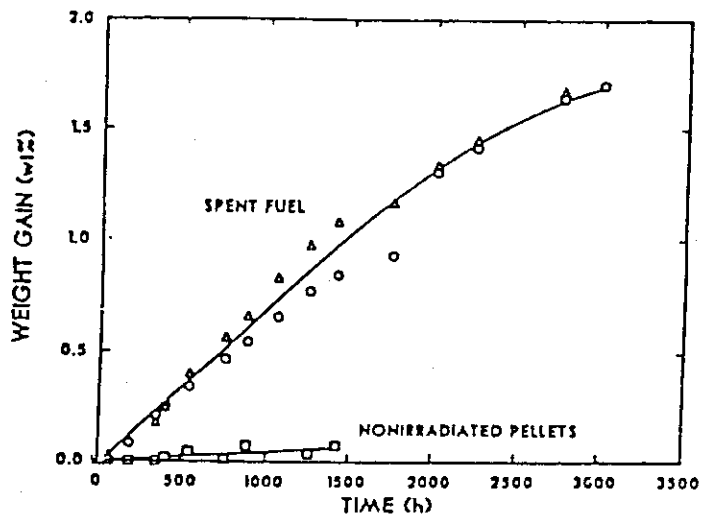


FIGURE 5: Oxidation Behavior of Point Beach PWR Spent Fuel at 200°C (~29,000 MWD/MTU burnup)

## 2.2 Boiling Pool Release, Evaporating Pool Release (Bグループ)

WalkerはBoiling Pool Release及びEvaporating Pool Releaseに関する移行率のデータを整理して、表2.2.1に示すような推奨値を提案している。

これらの値を導出するにあたり、Walkerは表2.2(3)~(5)に示すように引用文献No.16, 17, 18, 19, 20, 21, 22, 23, 24, 25, 26から実験データを参照し、整理してまとめた。

ここでは、これらの引用文献のうちNo.16, 17, 18, 19, 21, 23, 24, 25, 26の9件を対象にWalker報告書に示された数値の背景を調査した。

気液境界面での放射性物質の移行割合は、除染係数(DF)や気液分配係数(H)及び乾燥実験による放出率(f)等のかたちで文献中に記載されている。そこでは、DFは沸騰状態の液体から気体への物質の移動を記述するために用いられ、通常エバポレータや蒸気発生器を想定している。また、Hは平衡状態にある気体-液体系に対し用いられ、典型的な例として蒸発状態のプールが想定される。

Walkerは表2.2.1に示すとおり、プールからの放出に関する推奨値として放出率fとDF値またはH値の両者を提案している。表2.2.1に示される測定範囲は乾燥実験より得られた放出率に関してのものである。

放出率fの推奨値は希ガスと揮発性固体を除き測定範囲の上限値よりも上に設定されている。希ガスについては測定値はなく、使用例の値と同様に全量放出されるものとしている。

揮発性固体の放出率は、Evaporating Pool ReleaseではExxon再処理工場のPSARに記載のプルトニウム蒸発缶のレッドオイル爆発の評価において、蒸発缶が破損した際の床上に漏洩した酸性溶液からのRuの放出率 $10^{-2}$ と同じ値を推奨している。このRuの放出率は蒸発速度から評価され、放出率として安全側に仮定されたものである。Boiling Pool Releaseにおける揮発性固体の放出率の推奨値0.1の選定根拠は本文献からは不明である。

放出率と同様にDF及びHについてもWalkerが調査した文献の中のいくつかに測定値が記載されている。DF及びHの測定範囲と推奨値の比較を表2.2.2に示す。表2.2.2の測定値の中には推奨値を下回るものがいくつか見られる。Boiling Pool Releaseにおいて推奨値を下回った値のほとんどがHumboldt Bayのエバポレータのデータである。測定を行ったHumboldt Bayのエバポレータのデータにはentrainment separatorsがない等DFが低くなる要因はいくつか考えられるが詳細は不明である。またRuの測定値で推奨値を下回るものがみられたがその実験は硝酸濃度を高め、気化を促進する条件が整ったものであった。Evaporating Pool Releaseのヨウ素においても溶液の濃度が高い場合や、pHが小さい時などヨウ素の放出を高める条件が整った場合にはHは推奨値を下回っている。

Evaporating Pool Releaseの揮発性固体のHについては測定値はなく、推奨値の決定根拠は本文献からは得られなかった。

以上、Boiling Pool Release及びEvaporating Pool Releaseの移行率データの推奨値は概ね測定値に対して保守的な数値となっているが、安全評価に推奨値を適用する場合も考慮し、各々の数値の適用条件を明確にすべきと思われる。また、ヨウ素以外は全体に実測値が不足しており、特に揮発性固体の測定値の入手が必要と思われる。



実験によって補うことが適当と考えられるデータを知るため表 2.2.3 に Walker の文献調査結果を基にした主要元素別の DF 値, H 値及び乾燥実験による放出率の測定データの存在割合を比較した結果を示す。希ガスは別としても, 推奨値の裏付けとなるデータの整備の観点から揮発性固体の H, 放出率及び非揮発性固体の DF, H について温度, 物質濃度, pH, 還元剤存在等を考慮した体系的なデータの取得が必要と思われる。

安全評価データベースを作成する際に考慮すべき事項として, 沸騰あるいは, 蒸発しているプール表面から気相への放射性物質の移行を表す除染係数 (DF), 気液分配係数 (H) 及び乾燥実験での放出率を, 主要核種についてプール温度, 物質濃度, 溶液の pH, 還元剤の存在等の関数として求めることが考えられる。

表 2.2.1 放出率に関するデータ

核 種	測 定 範 囲 (放出率)	使 用 例 (放出率)	推 奨 値
<u>Boiling Pool Release</u>			
(a) Noble Gas	—	1.00	$f = 1.00$ <sup>(a)</sup> $DF = 1.00$ <sup>(b)</sup>
(b) Halogen	0.09 - 0.90	1.00	$f = 1.00$ $DF = 10$
(c) Volatile Solids (dissolved)	—	0.20	$f = 0.10$ $DF = 100$
(d) Non-Volatile Solids (non-dissolved)	$1.3 \times 10^{-6} - 1.8$ $\times 10^{-3}$	$10^{-4} - 0.20$	$f = 10^{-3}$ $DF = 100$
<u>Evaporating Pool Release</u>			
(a) Noble Gas	—	1.00	$f = 1.00$ $H = 1.00$ <sup>(c)</sup>
(b) Halogen	0.01 - 0.90	0.10 - 1.00	$f = 1.00$ $H = 100$ ( $I_2$ ) / 1.0 ( $CH_3I$ )
(c) Volatile Solids (dissolved)	—	0.01 - 0.20	$f = 0.01$ $H = 100$
(d) Non-Volatile Solids (non-dissolved)	$10^{-10} - 5.7$ $\times 10^{-7}$	$10^{-4} - 0.20$	$f = 10^{-4}$ $H = 1000$

(a)  $f$  = Instantaneous release fraction

(b)  $DF$  = Transfer release decontamination factor (Activity in liquid/activity in vapor)

(c)  $H$  = Pool release partition coefficient (Activity per vol liquid/activity per unit vol air)

表 2.2.2 DF と H に関する測定範囲と推奨値との比較

核 種	測 定 範 囲	推 奨 値
<u>Boiling Pool Release</u>		
(a) 希ガス		DF = 1.00
(b) ハロゲン	DF = 5 - 10 <sup>5</sup>	DF = 10
(c) 揮発性固体	DF = 60 - 6 × 10 <sup>6</sup>	DF = 100
(d) 非揮発性固体	DF = 10 - 1.2 × 10 <sup>6</sup>	DF = 100
<u>Evaporating Pool Release</u>		
(a) 希ガス	H = 1.4 - 2.4	H = 1.00
(b) ハロゲン	H = 16.4 - 10 <sup>6</sup> (I <sub>2</sub> )	H = 100 (I <sub>2</sub> )
	H = 1.04 - 6.5 (CH <sub>3</sub> I)	H = 1.0 (CH <sub>3</sub> I)
	H = 63 - 5 × 10 <sup>7</sup> (ヨウ素)	
(c) 揮発性固体		H = 100
(d) 非揮発性固体	2.9 × 10 <sup>7</sup>	H = 1000

表 2.2.3 実験によって補うことが適当と考えられるデータ

主要元素 \ データ	除 染 係 数 DF	気液分配係数 H	放 出 率
希ガス (Xe, Kr)	×	×	×
ハロゲン (I)	○ 但しプラント実測値	○	○
揮発性固体 (Ru, Cs)	△	×	×
非揮発性固体 (Pu, 他)	×	×	△

○ : あり    △ : 少しあり    × : なし又はほとんどなし

Activity Decontamination from Liquid Systems

文献16. Mishima, J. et al., "Plutonium Release Studies IV. Fractional Release from Heating Plutonium Nitrate Solutions in a Flowing Air Stream," USAEC Report BNWL-931 (November, 1968)

データ	表 2.2(3) 参照	乾燥実験		
物質	放出率	温度	空気流速	
Pu(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub>	10 <sup>-10</sup>	~25℃	100cm/s	
	3×10 <sup>-5</sup>	100℃	100cm/s	
	1.8×10 <sup>-3</sup>	100℃	2.9cm/s	Boiling-90% Water Reduction
	10 <sup>-5</sup> -3×10 <sup>-5</sup>	100℃	10-50cm/s	Boiling to Dryness

1. 目的

硝酸プルトニウム溶液を加熱したエアロゾル, または硝酸プルトニウム残渣から放出されるプルトニウム量を測定する。

2. 実験方法

実験は次の3種類の方法とした。

実験1: 低速空気流中の浅いプールに入れた硝酸プルトニウム溶液をゆっくり加熱する。

実験2: 異なる加熱入力のある低速空気流中で, 硝酸プルトニウム溶液を入れたプールを加熱する。

実験3: 低速空気流中で, 硝酸プルトニウム蒸発後に残った固形物を加熱する。

以下にWalkerの文献で引用している実験1及び実験2について示す。

実験1

Fig. 3に実験装置の概要を示す。

濃縮硝酸プルトニウム溶液 (Pu0.72 又は0.86g) 2.5 又は3ml を液体追加部よりステンレス鋼製の皿に滴下する。空気流速は10, 50又は100cm/s のいずれかとし, 2ヶの赤外線ランプで加熱。空気中に含まれる過剰湿分はフィルタにかける前に水冷却コンデンサにより除去した。凝縮物は傾斜したシリンダーの中で集められ, 実験の最後にプルトニウムを分析した。エアボーン粒子は膜フィルタで捕捉した。加熱冷却サイクル後に各種フィルタは顕微鏡で検査し, 各種フィルタ, 凝縮物及び収納容器を洗ってプルトニウム濃度を分析。

実験2

Fig. 5 に実験装置を示す。

プルトニウム 700µg 当量の硝酸プルトニウム溶液 2.5mlを 180mlビーカー内の0.25モル硝酸97.5mlに混合し, システムに毎分1立方フィートの空気を吹き込む。予め熱しておいたアルミ・ブロックにより溶液を実験湿度に急速加熱し, 溶液の90%を沸騰蒸発させた。

3. 実験結果

実験1の結果をTable Iに, 実験2の結果をTable IIに各々示す。

## 4. データの根拠

6. 添付データのTable IおよびTable IIを参照。

Walkerの報告書 Table 4-3に記載のデータと一致する放出率及び実験条件のものは本文献では見当たらない。最も近いものを各々下記に示す。

Walker 報告書の値			本 文 献 の 値				
放出率	温 度	空気流速	RUN No.	放出率 (W/D)	温 度 (℃)	空気流速	記載表番号
$10^{-10}$	~25℃	100cm/S	N7	$<2 \times 10^{-8}$	ambient	100cm/S	Table I
$3 \times 10^{-5}$	100℃	100cm/S	N5	0.003	100℃	50cm/S	Table I
$1.8 \times 10^{-3}$	100℃	100cm/S	A	0.18	218℃ average Hot Plate Temp.	2.9cm/S	Table II
$10^{-5} \sim 3 \times 10^{-5}$	100℃	10~50 cm/S	N3	0.001	100℃	10cm/S	Table I
			N5	0.003	100℃	50cm/S	

## 5. 備 考

プルトニウム濃度と放出率の関係についても明らかにする必要がある。また気相中へ放出されたプルトニウムの化学形態についても把握する必要がある。

## 6. 添付データ

TABLE I  
FRACTIONAL RELEASE DURING AIR DRYING OF CONCENTRATED PLUTONIUM NITRATE SOLUTIONS  
 (Using 0.72g Plutonium as a source)

Run No.	Temp. (°C)	Air Velocity (cm/sec)	Sampling Time		Weight Percent Plutonium Found In			
			Evap. (hr)	Residue (hr)	Containment Vessel Wash	Condensate + Wash	Sweep Air During Evaporation	Sweep Air Following Evaporation
N1*	Ambient	10	24		0.0033	$8.7 \times 10^{-3}$	$<10^{-7}$	--
N2*	75	10	5	20	0.00027	$9.5 \times 10^{-8}$	$<10^{-6}$	$<10^{-6}$
N3	100	10	2	4	0.0046	$1.7 \times 10^{-6}$	0.001	$3 \times 10^{-7}$
N4	Ambient	50	24	24	0.00035	$4.5 \times 10^{-7}$	$2.5 \times 10^{-7}$	$1 \times 10^{-7}$
N5	100	50	1-1/2	3	0.027	$1.4 \times 10^{-4}$	0.003	$6 \times 10^{-7}$
N6	90	50	2	4-1/2	0.00051	$5.4 \times 10^{-6}$	$5.3 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-6}$
N7	Ambient	100	24	24	0.020	$7.5 \times 10^{-8}$	$<2 \times 10^{-8}$ <sup>1)</sup>	$<2 \times 10^{-8}$
N8	50	100	2	4	0.00045	$9.4 \times 10^{-6}$	$1.3 \times 10^{-5}$	$<2 \times 10^{-8}$
N9	90	100	1-1/2	4	0.00013	$9.4 \times 10^{-5}$	$5.7 \times 10^{-5}$ <sup>1)</sup>	$3 \times 10^{-6}$

\* 0.86 g plutonium used during these runs.

本調査注： 1) 文献17のTable IIに引用されている。

TABLE II  
 FRACTIONAL RELEASE DURING THE HEATING OF POOLS OF PLUTONIUM NITRATE SOLUTIONS  
 (90% solution boiled off, 700 µg plutonium as source,  
 2.9 cm/sec air up sweep during evaporation.)

Run No.	Average Hot Plate Temp. (°C)	Average Boil-Off Rate (ml/min)	Period Time Heated (min)	Plutonium Recovered			Visual Appearance of Solution During
				Exhausted by Sweep Air (dpm)	by Sweep Air (wt.%)	Fall-Out (dpm)	
A	218	1.4	63 <sup>1)</sup>	2 × 10 <sup>5</sup>	.18** <sup>1)</sup>	2.3 × 10 <sup>4</sup>	.02 Boiling
B	190	0.9	80	9.4 × 10 <sup>4</sup>	.084 <sup>1)</sup>	3 × 10 <sup>5</sup>	.27 Disturbed Surface
C	175	0.73	124	2.7 × 10 <sup>4</sup>	.024	1.3 × 10 <sup>4</sup>	.012 Disturbed Surface
D	150	0.6	151 <sup>1)</sup>	500	4.5 × 10 <sup>-4</sup> <sup>1)</sup>	500	4.5 × 10 <sup>-4</sup> Simmering
E*	220	2.1	42	~5*	~4.5 × 10 <sup>-5</sup> †	~23	~2 × 10 <sup>-4</sup> Boiling
F	150	0.5	150	150	1.3 × 10 <sup>-4</sup> <sup>1)</sup>	~3	~3 × 10 <sup>-6</sup> Simmering
G	164	0.66	121	6.5 × 10 <sup>3</sup>	.0058 <sup>1)</sup>	1.9 × 10 <sup>4</sup>	.016 Disturbed Surface
H	188	1.2	64	1 × 10 <sup>4</sup>	.008	8 × 10 <sup>5</sup>	.71 Disturbed Surface
I	218	1.4	59	3 × 10 <sup>4</sup>	.03 <sup>1)</sup>	2.3 × 10 <sup>4</sup>	.02 Boiling
J*	200	1.4	66	1.2 × 10 <sup>4</sup> †	.11†	1.9 × 10 <sup>5</sup>	1.7 Boiling

\* No. air flow through containment vessel, 70 µg plutonium as source. ("Airborne" is that found on containment vessel wall following this run.)

\*\* Filter ruptured. All plutonium found in acid washes of equipment downstream of filter position.

† Plutonium in condensate.

本調査注： 1) 文献17のTable IIに引用されている。

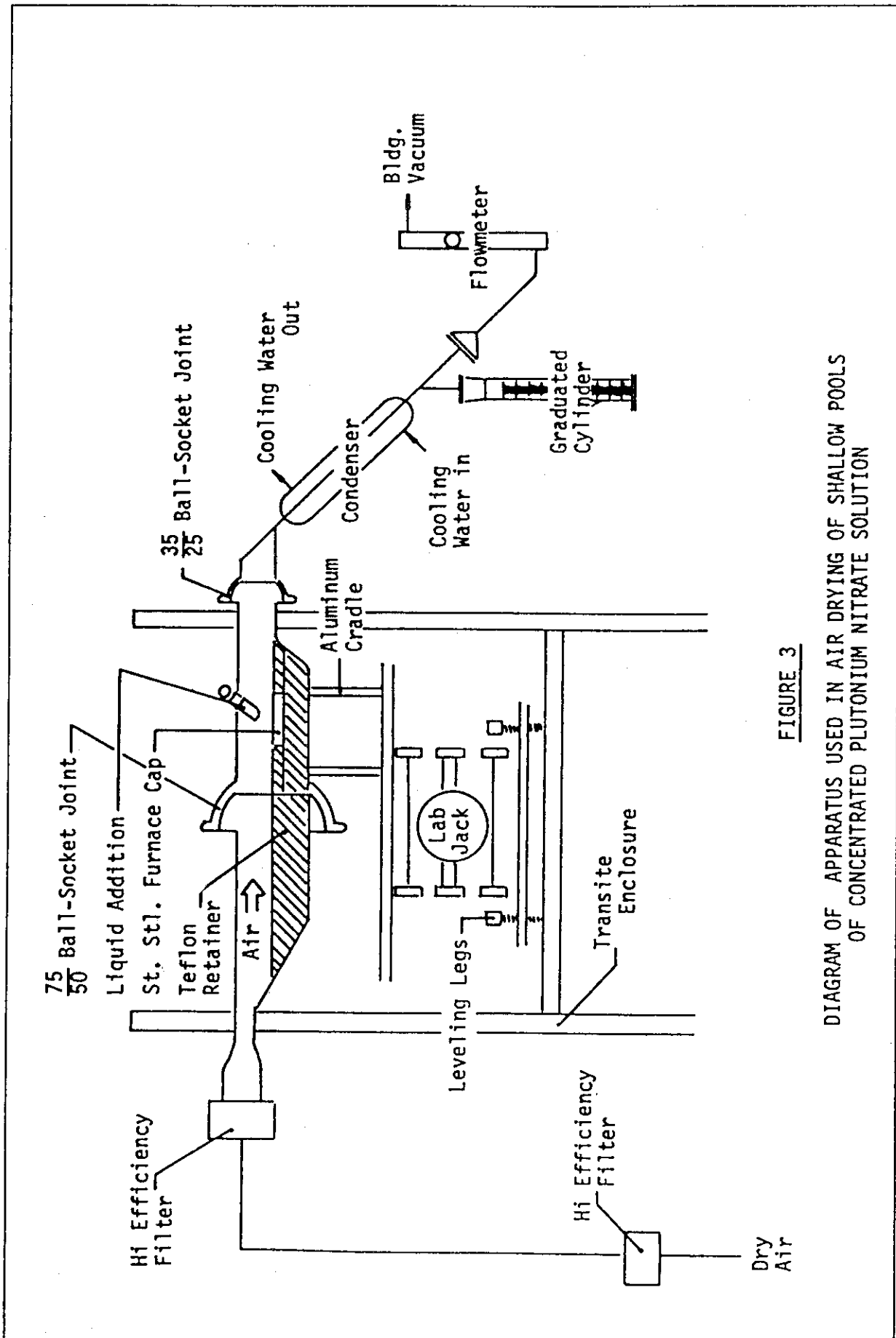


FIGURE 3

DIAGRAM OF APPARATUS USED IN AIR DRYING OF SHALLOW POOLS OF CONCENTRATED PLUTONIUM NITRATE SOLUTION

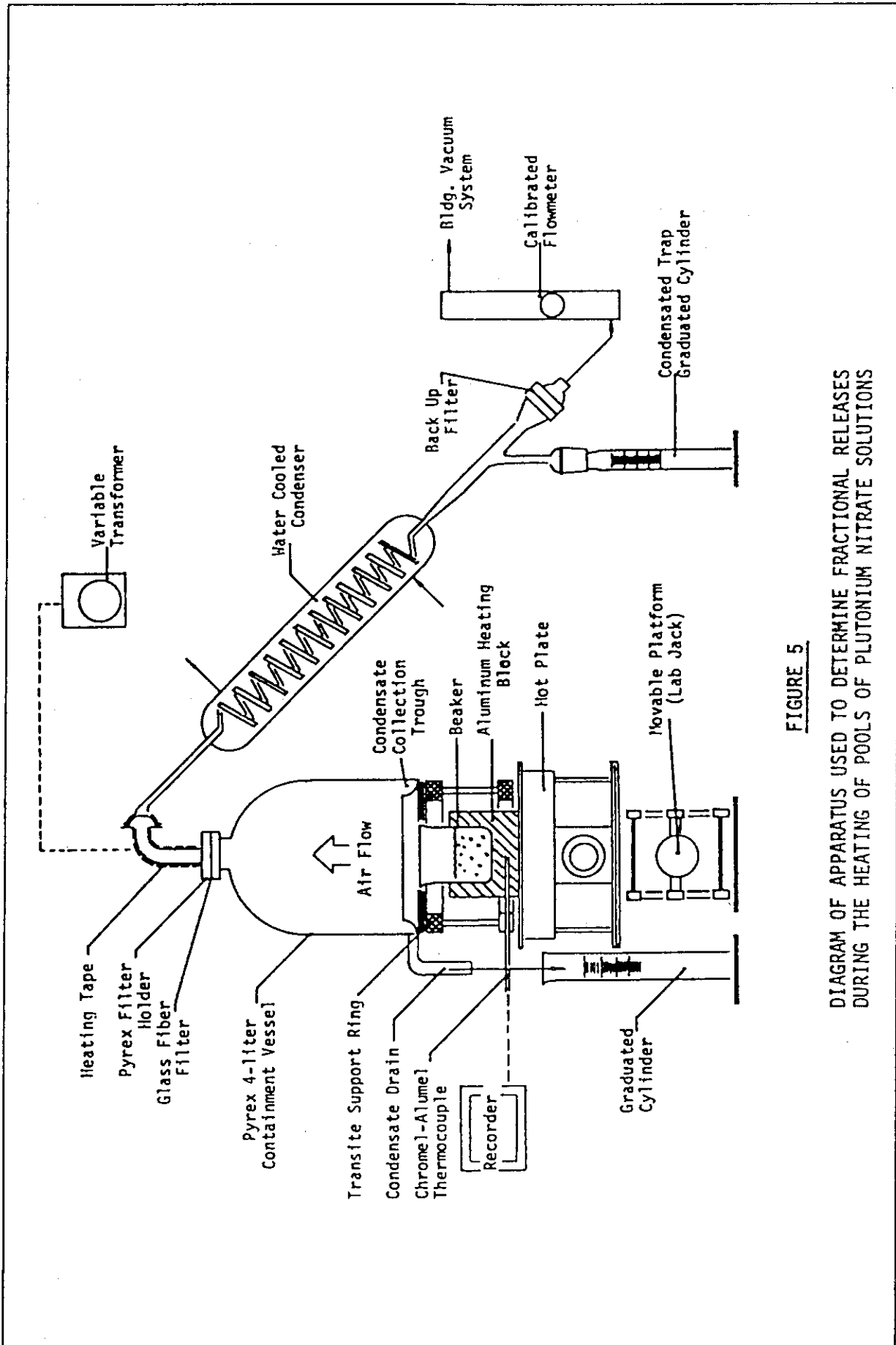


FIGURE 5  
 DIAGRAM OF APPARATUS USED TO DETERMINE FRACTIONAL RELEASES  
 DURING THE HEATING OF POOLS OF PLUTONIUM NITRATE SOLUTIONS



Activity Decontamination from Liquid Systems

文献17. Mishima, J. et al., "Potential Aerosol Generation Mechanisms from Damaged Sipping Package," BNWL-SA-5742, Battelle-PNL, Richland, Wash. (July, 1976)

データ 表 2.2(3) 参照

物質	放出率	湿度	空気流速	Vapor Rate	液体体積	
Pu(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub>	$<2 \times 10^{-10}$ - $5.7 \times 10^{-7}$	~25-90 °C	10-100cm/s			
	$1.3 \times 10^{-6}$ - $4.5 \times 10^{-6}$	100°C	5.9cm/s	0.5-0.6 ml/m	97.5ml	90% Water Reduction
	$5.8 \times 10^{-5}$ - $8.4 \times 10^{-4}$	100°C	5.9cm/s	0.66-0.9 ml/m	97.5ml	90% Water Reduction
	$8 \times 10^{-5}$ - $1.8 \times 10^{-3}$	100°C	5.9cm/s	>1.4ml/m	97.5ml	90% Water Reduction

1. 目的

事故条件下で発生したエアロゾルの量と特性の推定に適用できるデータを収集するため公表された報告例をまとめる。

2. 実験方法

特に記載なし

3. 実験結果

Table II に収集した実験結果を示す。

4. データの根拠

Table II の実験結果の  で囲んだデータ参照。

上記 Table II は文献16 BNWL-931の文献より作成されたものと思われる。  
Walker 報告書 Table 4-3 に記載のデータと本文献 (BNWL-SA-5742) 及び BNWL-931 の間で記載されている数値が異なるものを以下に示す。

Walker 報告書 Table 4-3	本文献 Table II (BNWL-SA-5742)	文献16 (BNWL-931)
放出率 $5.8 \times 10^{-5} \sim 8.4 \times 10^{-4}$	$8 \times 10^{-5} \sim 8.4 \times 10^{-4}$	$5.8 \times 10^{-3} \sim 8.4 \times 10^{-2}$ wt% (RUN No. G 及び B)
$8 \times 10^{-5} \sim 1.8 \times 10^{-3}$	$3 \times 10^{-4} \sim 1.8 \times 10^{-3}$	$3.0 \times 10^{-2} \sim 1.8 \times 10^{-1}$ wt% (RUN No. I 及び A)

5. 備考

本文献のデータは文献16 (BNWL-931) を引用したものであるため文献16を参照のこと。

6. 添付データ

TABLE II  
SOME FRACTIONAL AIRBORNE RELEASE VALUES  
OF RADIONUCLIDES UNDER THERMAL STRESS

Plutonium Nitrate Solutions

EVAPORATION OF SHALLOW POOLS OF LIQUID: 10 to 100 CM/SEC, AMBIENT TO 100°C  
(1.5 to 24-hour sampling period)

$<2 \times 10^{-10}$  to  $5.7 \times 10^{-7}$

REDUCTION OF VOLUME OF HEATING (90% REDUCTION): 5.9 CM/SEC (63 to 151-min.  
sampling period)

SIMMER

$1.3$  to  $4.5 \times 10^{-6}$

DISTURBED SURFACE

$8 \times 10^{-5}$  to  $8.4 \times 10^{-4}$

BOILING

$3 \times 10^{-4}$  to  $1.8 \times 10^{-3}$

HEATING OF SOLID RESIDUES FROM AIR DRYING OF SOLUTION: ON STAINLESS STEEL  
(1-hour sampling period)

10 to 100 CM/SEC, AMBIENT TO 100°C

$<2 \times 10^{-10}$  to  $3 \times 10^{-8}$

10 to 100 CM/SEC, 400° to 1000°C

$2 \times 10^{-6}$  to  $1.2 \times 10^{-3}$

: ON SAND

100 CM/SEC, 240° to 1000°C

$2 \times 10^{-6}$  to  $2.8 \times 10^{-4}$

## Activity Decontamination from Liquid Systems

文献18. Moldenhawer, F. and Uhlig, B., "Activity Losses in Handling Aqueous Solutions of I, " ORNL-tr-1660 (1966)

データ 表2.2(3) 参照

核種	放出割合	温度	液体の濃度
I-131	0.16-0.63	25℃←?85	—
	0.01-0.03	~25℃	—
	0.31-0.32	85℃	SO <sub>2</sub> : 10 <sup>-6</sup> M
	0.45-0.50	85℃	10 <sup>-5</sup> M
	0.99	85℃	10 <sup>-2</sup> M
	0.02	~25℃	SO <sub>2</sub> : 10 <sup>-5</sup> M
	0.89-0.90	~25℃	10 <sup>-2</sup> M
	0.09	85℃	NaCl: 10 <sup>-6</sup> M
	0.09-0.16	85℃	10 <sup>-5</sup> M
	0.19-0.21	85℃	10 <sup>-4</sup> M
	0.32-0.40	85℃	10 <sup>-3</sup> M
	0.45-0.52	85℃	10 <sup>-2</sup> M
	0.89-0.90	85℃	10 <sup>-1</sup> M
	0.05-0.06	~25℃	NaCl: 10 <sup>-6</sup> M
	0.09-0.12	~25℃	10 <sup>-3</sup> M
	0.02-0.03	~25℃	10 <sup>-1</sup> M

## 1. 目的

Na<sup>131</sup>I溶液における揮発性<sup>131</sup>Iの放出割合の測定。

## 2. 実験方法

以下の3つの実験条件について実施

## 実験条件

A: 85℃のウォーターバスによる直接蒸発乾燥

B: 室温における蒸発乾燥

C: 1週間室温で放置した場合

- 実験は20ml (手法Bでは10ml) の蒸留水を50mlのビーカー (手法Bではペトリ皿) に以下の条件を保ち, Na<sup>131</sup>Iの溶液少量 (~1 μCi) と共に設置する。

pH 7~8, carrier-free, 殺菌した状態

準備日における放射能濃度 約3-5 mCi/ml

不純物: SO<sub>4</sub><sup>2-</sup> < 0.1 mg/ml

放射性不純物; < 0.05%

- <sup>131</sup>Iのα線はNaI (Tl) のシンチレーションカウンターでリングシールチャンバ内で測定する。

- 実験開始時のカウント数を測定後, サンプルは決められた時間, 一定温度で開放する。蒸発により溶液が濃縮されるため, 蒸留水を加え (初期体積まで) 残ったアクティビティを測定する。

2つのカウント数と実験期間中の<sup>131</sup>Iの崩壊を考慮し, activityのlossを算出する。

## 3. 実験結果

Table 1~6に測定結果を示す。

NaClを含んだ溶液の10の測定の評価は以下となる。

サンプルサイズ : 20ml 蒸留水

pH : 5.5

Na<sup>131</sup>I濃度 : 10<sup>-3</sup>m

蒸発温度 : 85℃

蒸発時間 : 2 時間  
 残留物 : 完全乾燥  
 $^{131}\text{I}$  loss in% :  $38 \pm 1.8$   
 1 回測定 of 二乗平均平方根偏差 : 5.8%  
 small  $^{131}\text{I}$  loss (0 to 4%) を伴う 1 回測定 of 平均誤差は 1.5% のオーダー

4. データの根拠  
 6. 添付データの Table 1, 4, 5 の  内参照。

なお, Walker 報告書 Table 4-3 記載のデータでは, 放出率 0.16-0.63 の時の温度条件は 25℃ となっているが本文献では 85℃ の記載となっている。

5. 備考  
 実プラントへの適用にあたっては不純物としての還元剤や塩の存在に注意のこと。  
 また, 液面上の sweep air の影響についても無視できないと思われるため確認が必要。

6. 添付データ

Table 1. % loss of  $^{131}\text{I}$  as a function of the degree of purity of water.

	pH	Method		
		A	B	C
H <sub>2</sub> O [8] double- dist.	7.0	54	1	-
		45	3	-
		48	-	-
Dist. H <sub>2</sub> O deaerated then saturated with N <sub>2</sub>	6.4	48	-	-
		58	-	-
		60	-	-
		48	-	-
		63	-	-
Dist. H <sub>2</sub> O deaerated then saturated with CO <sub>2</sub>	4.3	16	-	-
		37	2	-
		33	-	-
Dist. H <sub>2</sub> O deaerated	6.0	8	-	-
		16	-	-
		17	-	-
		10	-	-
		17	-	-
H <sub>2</sub> O dist.	5.0	4	-	-
		4	-	-
		5	-	-
		6	-	-
Tapwater	7.6	1	2	-
		3	3	-
		1	-	-

Table 2. % loss of  $^{131}\text{I}$  as a function of addition of NaI and  $\text{NaHCO}_3$ .

Molar Conc.	Method					
	A		B		C	
	NaI	$\text{NaHCO}_3$	NaI	$\text{NaHCO}_3$	NaI	$\text{NaHCO}_3$
$10^{-6}$	2	6		2		—
	3	7		2		—
	2	6				—
	4	13				—
$10^{-5}$	—	—	2			—
	3	1	4			—
	—	1				—
	3	1				—
$10^{-4}$	—	—				
	1	—				
	2	2				
	3	3				
$10^{-3}$	—	—	1			
	1	1	1			
$10^{-2}$	—	—				
	—	—				
$10^{-1}$	—	—				—
	—	—				—
		—				—
		—				—

Table 3. %  $^{131}\text{I}$  loss as a function of NaOH concentration.

Molar Concentration	Method		
	A	B	C
$10^{-6}$	19	1	—
	21	3	—
$10^{-5}$	2	4	
	2	3	
	3		
	3		
$10^{-4}$	2		
	4		
$10^{-3}$	—		
	—		
$10^{-2}$	—		
	—		

Table 4. Loss of  $^{131}\text{I}$  (%) as a function of addition of reducing agents.

Molar Concentration	Method					
	A		$\text{Na}_2\text{SO}_3/\text{Na}_2\text{SO}_4 \approx 4:1$	B		C
	$\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_3$	$\text{SO}_2/\text{H}_2\text{O}$		$\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_3$	$\text{SO}_2/\text{H}_2\text{O}$	$\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_3$
$10^{-6}$	3	31				--
	6	32				--
$10^{-5}$	--	45		--	2	--
	--	30		--	2	--
$10^{-4}$	--					--
$10^{-3}$	--		7			--
	--		13			--
$10^{-2}$	--	39	6		89	--
	--	39	8		90	--
$10^{-1}$	--		--			--
	--		--			--

Table 5. Loss of <sup>131</sup>I (%) as a function of salt content.

Molar Concentration	Method								
	A			B			C		
	NaBr	NaCl	Na <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>	NaBr	NaCl	Na <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>	NaBr	NaCl	Na <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>
10 <sup>-1</sup>	15	9	12	2	6	3			
	15	9	18	4	5	5			
10 <sup>-2</sup>	32	9	18						
	42	16	26						
10 <sup>-3</sup>	16	19	7						
	28	21	9						
10 <sup>-4</sup>	22	32	7	4	9	2			
	27	38	8	3	12	4			
		40							
		35							
10 <sup>-5</sup>	23	45	6						
	26	52	6						
10 <sup>-6</sup>	21	89	1		2		2	-	-
	22	90	-		3		3	2	-
							2	3	-

Table 6. Loss of <sup>131</sup>I (%) as a function of acid concentration and addition of reducing agents.

Molar Concentration	Method									
	A				B			C		
	HCl	H <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>	HNO <sub>3</sub>	KJO <sub>2</sub>	HCl	H <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>	HNO <sub>3</sub>	HCl	H <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>	HNO <sub>3</sub>
10 <sup>-6</sup>	39	22	16	17						
	49	28	10	18						
			13							
10 <sup>-5</sup>	88	94	82	14						
	92	96	86	20						
10 <sup>-4</sup>	86	87	62	6						
	95	97	67	9						
10 <sup>-3</sup>	77	97	59	12				7	10	
	89	98	66	12				6	9	
								8	11	
								8	11	
10 <sup>-2</sup>	83	93	57	10	38	19	33			
	95	94	62	11	36	34	38			
10 <sup>-1</sup>	94		66	34						
	97		85	41						
			71							
			75							
			HNO <sub>3</sub> conc.							HNO <sub>3</sub> conc.
			75							9
			77							6
										7

Activity Decontamination from Liquid Systems

文献19. Yuill, W.A., et al., "Release of Radioiodine from Open Pools", IN-1449, Idaho Nuclear Corp (December, 1970)

データ核種	表 2.2(4) 参照			
I	H =	Concentration in Water	Liquid Concentration	
		Concentration in Air		Theoretical Values
	63-93		$4 \times 10^{-4}$ moles l/l-H <sub>2</sub> O	
	$6.5 \times 10^3 - 6.9 \times 10^3$		$4 \times 10^{-6}$	H=200
	$6.9 \times 10^{-2}$		$2.5 \times 10^{-6}$	H=300
	$2.6 \times 10^4$		$4.0 \times 10^{-8}$	H= $5 \times 10^3$
	$2.4 \times 10^4 - 2.9 \times 10^4$		$4.0 \times 10^{-8}$	H= $10^4$
	-		$1.0 \times 10^{-10}$	H>> $10^6$

1. 目的

本レポートは開放型の貯蔵タンクあるいはプールから放出される放射性よう素の総量を予測するための物質移行の関係の使用法について記述したものであり、既知の物質移行値に対し計算された気液分配係数と実験値から決定された気液分配係数の比較を行うことで解析的な物質移行の整合性のチェックを行う。

2. 実験方法

(1) H.R. Diffey et al の実験 ("Iodine Clean-up in a Steam Suppression System," AERE-R-4882 May 1965)

一定温度のよう素発生器からのよう素あるいは特殊なエアロゾルを含んだ空気を steam flow中に注入し、この混合物を水プールの水面下に導く。ろ過された空気の sweep flow はプール水面上に引き出され、復水器を通り air flow中に残ったよう素を除去するためチャコールベットへ導かれる。

入口出口のガスのサンプルはよう素を注入している間採取する。

蒸気と空気を注入した flowを閉じた後、sweep flowは出口サンプルがとられる間は継続して流す。

液体のサンプルはプールより、注入中と注入後採取する。

脱塩水及びチオ硫酸塩の溶液のプールについて、0.66ft/min及び3f/min空気速度の場合について3種の異なったよう素濃度について測定を実施。

(2) Watson et al の実験 ("Iodine Containment by Dousing in NPD-II," CRCE-979 Oct. 1960 ABCL-1130)

高速かくはん器、液体と蒸気のサンプリングポート、及び液体の水面下にのびたチューブをもったよう素発生器を備えた 120ℓ のガラスフラスコを用いる。よう素がフラスコ内に導かれた後、よう素発生器はシステムから取り出す。液体は定期的にかくはんされ、空気のサンプルを採る。アルカリ又は酸を pH調整のため添加する。

(3)-1 著者等による定常状態における実験

長さ72インチ、巾6インチ、深さ10インチの囲われたプールを用い、プールから放出されたよう素を収集するためMSAチャコールフィルタを持つHigh-Volume air サンプラを使用し実験を行う。

(3)-2 実際の環境条件下での実験

長さ48インチ、巾14インチ、深さ1/2インチのプールにI-131でトレースしたよう素-チオ硫酸塩溶液を用いて実施。実験は3日間行い、毎日朝と午後の2回液体サンプルを採取。

風速は0~5 mph。

3. 実験結果

Table 1に各実験から得られた気液分配係数を示す



4. データの根拠

6. 添付データのTable 1の  内のデータ参照。

Walker報告書のデータのうち、下記の示すものが本文献に記載の値と相異している。

Walker報告書		本文献におけるTable 1の値	
Partition Coefficient	よう素濃度	Partition Coefficient	よう素濃度
$2.6 \times 10^4$	<u><math>4.0 \times 10^{-8}</math></u>	$2.6 \times 10^4$	<u><math>8.2 \times 10^{-8}</math></u>
$2.4 \times 10^4 - 2.9 \times 10^4$	$4.0 \times 10^{-8}$	$2.4 \times 10^4 - 3.1 \times 10^4$	$4.0 \times 10^{-8}$

5. 備考

本文献に記載の実験データは他の文献の実験結果を引用しており、そのため本文献からだけではpH等の実験条件が不明な点があるため、データの使用に際してはもと文献にさかのぼり、確認が必要。

6. 添付データ

TABLE 1  
CALCULATED AND OBSERVED PARTITION COEFFICIENTS FOR GIVEN SOLUTIONS

Solution	Partition Coefficients, R'				
	Theoretical		Experimental		
Distilled or demineralized water	Iodine Concentration (moles/liter)	Eggleton [a]	Diffey et al [b] (0.66 ft/min)	Watson et al [c]	
	$4 \times 10^{-4}$ $4 \times 10^{-6}$ $2.5 \times 10^{-6}$ $8.2 \times 10^{-8}$ $4 \times 10^{-8}$ $1 \times 10^{-10}$	100 $2 \times 10^2$ $3 \times 10^2$ $5 \times 10^3$ $1.10^4$ $>10^6$	93 $6.5 \times 10^3$  $3.1 \times 10^4$	63 $6.9 \times 10^3$  $2.4 \times 10^4$	83 $6.9 \times 10^2$ $2.6 \times 10^4$
Thiosulfate solution					
$5 \times 10^{-3}N$ $5 \times 10^{-3}N$ $5 \times 10^{-9}N$ $3 \times 10^{-4}N$ $3 \times 10^{-4}N$	$4 \times 10^{-4}$ $4 \times 10^{-6}$ $4 \times 10^{-8}$ $5 \times 10^{-8}$ $2 \times 10^{-10}$		$1.1 \times 10^5$ $9.7 \times 10^4$ $7.7 \times 10^4$	$4.1 \times 10^5$ $1.4 \times 10^5$ $1.6 \times 10^5$	$2 \times 10^4$ to $8 \times 10^4$ $2 \times 10^6$ to $6 \times 10^6$

[a] Partition coefficients given by Eggleton for pH-7 and not including iodate reaction.

[b] Velocities calculated assuming residence times of 4-)/2 and 1 minute, respectively, and the length of the pool to be 3 feet, as listed by Diffey.

[c] Experiments listed pH ranging from 4.0 to 9.3. The solution pH values for the listed coefficients from top of the column are 4, 6.9, and 6.9, respectively.

[d] Velocities were approximately 200 ft/min with pH ranging from 6.6 to 8.8.

Activity Decontamination from Liquid Systems

文献21. Nishizawa, y., et al., "Vapor-Water Partition Coefficient of Iodine and Organic Iodides," ORNL-tr-2255, translated November, 1969

データ 表2.2(4) 参照  
気水分配係数

実験条件; 液相部体積 5 ℓ  
気相部体積 7 ℓ

物質	気水分配係数 (**)	温度	液相濃度	
CH <sub>3</sub> I	4.47-6.5	25℃	0.58-423 μg/l/l	Sample Taken After 24 hrs (Equilibrium)
	1.95-3.29	50℃	2.93-378 μg/l/l	
	1.04-1.8	80℃	0.24-16.2 μg/l/l	
I <sub>2</sub>	3,040-3,200	25℃	0.076 mg/l/l	Water pH=6.6
	1,500-1,690	50℃	↓	↓
	1,100-1,566	80℃	↓	↓
	244-261	25℃	2.54mg/l/l	
	203-239	50℃	↓	
	161-245	80℃	↓	
	69.2-90.6	25℃	35.8mg/l/l	Water pH=4.9
	33.2-35.3	50℃	↓	↓
	17.5-18.6	80℃	↓	↓
	103-114	25℃	310 mg/l/l	
	32.0-37.6	50℃	110 mg/l/l	
	16.4-18.4	75℃	110 mg/l/l	

$$(*) \text{ 気水分配係数} = \frac{\text{液相濃度}}{\text{気相濃度}}$$

1. 目的

常温から80℃までの大気圧力下におけるよう素と有機よう素化合物の気水分配係数を測定する。

2. 実験方法

- 装置の概略をFig.1に示す。反応容器はガラス製で有効容積は12ℓ。恒温槽はこの中に入れた反応容器の内部温度を室温から90℃まで任意の値に保持できる。
- イオン交換樹脂で精製し、有機物を除去するためさらに過マンガン酸カリと苛性ソーダを加えて蒸留した水5ℓを反応容器に入れ、これに非放射性よう素又は有機よう素を添加する。反応容器を恒温槽に設置後、よう素の場合には<sup>131</sup>I<sub>2</sub>を放射性よう素発生器から導入する。
- よう素では<sup>131</sup>I<sub>2</sub>の導入後、有機よう素化合物では濃度調整後反応容器内を攪拌器で攪拌しながら恒温槽を所定の温度に加熱保持する。
- 実験温度は25℃, 50℃, 80℃の3点。
- よう素濃度は気相中の濃度4mg/ℓ~0.1μg/ℓとなるように、水相中の濃度を0.076~300mg/ℓまで変化させた。
- 各反応の制御のためにホウ酸、あるいはよう素除去のために苛性ソーダが添加される可能性があるためこれらの1%溶液によるよう素の気水分配係数を求める実験も行った。
- 有機よう素としては、よう化メチルとヨードベンゼンを用い、水相濃度はよう化メチルでは0.58~420μg/ℓまで変化させ、ヨードベンゼンでは約800μg/ℓとした。
- よう素の測定には井戸型シンチレーションカウンタを用い、一部の高よう素濃度の実験では、N/200のチオ硫酸ソーダで滴定。有機よう素は電子捕捉型検出器付ガスクロマトグラフで分析。

3. 実験結果

よう素についての結果をTable 1に示す。測定は24時間又はそれ以上で行い、3～6点の測定結果を範囲で示す。よう化メチル及びヨードベンゼンの結果をTable 2に示す。Table 2は3～24時間以上にわたり測定した1～3点の結果を範囲で示す。

ここで気水分配係数Hは下記と定義する。

$$H = \text{水相濃度} / \text{気相濃度}$$

- よう素の気水分配係数は高濃度では文献値および飽和濃度における計算値と一致したが低濃度になると大きくなり、水相濃度が0.1mg/lでは $10^3$ オーダとなる。
- よう素の気水分配係数は高温ほど小さくなったが、この傾向は低濃度になると減少する。
- 苛性ソーダの添加は気水分配係数を増加させたが、ホウ酸はほとんど影響しなかった。
- 有機よう素化合物の気水分配係数はほとんど濃度に依存せず一定温度では一定値となった。

4. データの根拠

Table 1 およびTable 2 の実験結果の  で囲んだデータ参照。

Walker報告書

と本文献記載値で下記の相異が見られた。

物質	気水分配係数	
	Walker報告書	本文献
CH <sub>3</sub> I	1.95~3.29	1.96~3.29
I <sub>2</sub>	1.100~1.566	1.100~1.560
	161~245	161~248
	69.2~90.6	69.7~90.6

5. 備考

実プラントへの適用に当たっては、液面上のsweep airの影響も無視できないものであり、確認が必要。

6. 添付データ

Table 1 Gas-liquid partition coefficient of iodine

Conc. in water (mg/l)	Water used	Temp. (°C)	Activity in water $a_L$ (dpm/ml)	Activity in gas $a_G$ (dpm/ml)	Partition coeff. $H(a_L/a_G)$	pH in water
0.076	Distilled water	25	23,500~23,300	7.74~7.28	3.040~3.200	6.6
		50	21,400~20,000	14.3~11.8	1.500~1.690	
		80	19,000~19,200	17.3~12.3	1.100~1.560	
2.54	"	25	57,000~52,000	233~199	244~261	
		50	50,100~45,900	245~192	203~239	
		80	44,700~40,700	277~164	161~248	
35.8	"	25	14,100~20,300	202~224	69.7~90.6	4.9
		50	10,800~12,500	325~354	33.2~35.3	
		80	10,200~8,700	582~458	17.5~18.6	
310† 110† 110†	"	25	313~295(mg/l)	3.03~2.58(mg/l)	103~114	
50		105~112( " )	3.28~2.96( " )	32.0~37.6		
75		112~110( " )	6.82~5.97( " )	16.4~18.4		
76.2	1% $H_3BO_3$	30	6,000~5,490	673~694	89.1~93.5	4.4
		50	7,270~6,300	274~215	26.5~29.3	
		80	5,370~4,370	360~208	14.9~21.0	
76.2	1% $NaOH$	30	3,110~3,060	0.427~0.375	7,290~8,160	12.3
		50	2,520~2,670	0.344~0.308	7,320~8,670	
		80	2,130~1,910	0.625~0.360	3,410~5,300	

† Non-radioactive iodine was used.

Table 2 Gas-liquid partition coefficient† of organic iodine

Compound	Temp. (°C)	Conc. in water $C_L$ ( $\mu\text{g/l}$ )	Conc. in gas $C_G$ ( $\mu\text{g/l}$ )	Partition coeff. $H$ ( $C_L/C_G$ )
Methyl iodide	25	0.58	0.089	6.5
		3.80	0.795~0.770	4.78~4.93
		396~423	88.6~83.7	4.47~4.77
	50	2.93~3.30	1.43~1.31	2.05~2.52
		196~378	100~115	1.96~3.29
	80	0.30~0.24	0.21~0.13	1.4~1.8
1.9~1.4		1.75~0.97	1.1~1.4	
16.2~10.2		15.5~7.8	1.04~1.31	
Iodo-benzene	25	846~972	44.0~43.4	19.2~22.4
	50	741~723	124~110	5.97~6.57
	73	609	214	2.85

† Determined in distilled water

注) □ 内はBNFO-81-21の文献に引用の値。

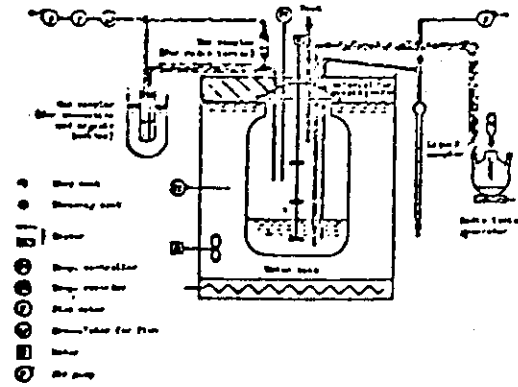


Fig. 1 Apparatus for determining partition coefficient

Activity Decontamination from Liquid Systems

文献23. Horton, N.R., et al., "Analytical Methods for Evaluating the Radiological Aspects of the General Electric Boiling Water Reactor," APED-5756, General Electric Co., San Jose, Ca (July 14, 1959)

データ 表 2.2(4) & (5) 参照

$$\text{Partition Factor ; } \left( \frac{\text{Concentration in vapor}}{\text{Concentration in liquid}} \right)$$

物質	Partition Factor	温度	
Iodine	$1.3 \times 10^{-5} - 4.2 \times 10^{-5}$	545° F	PF (avg) = $3 \times 10^{-5}$
		225° F	PF (avg) = $1 \times 10^{-2}$
Decontamination Factor			
物質	DF	Volatility	
Iodine	$2 \times 10^4 - 5 \times 10^4$	Volatile	Measurement at Dresden I Reactor Primary System 7/61-3/65 (BWR)
Na-24	$> 7.7 \times 10^3 \rightarrow 10^4$	Non-Volatile	Measured at Dresden I in 1960
Cu-64	$1.3 \times 10^5$	↓	

1. 目的  
原子炉からのFP放出による影響の解析を行うため、よう素の移行割合を測定する。

2. 方法  
ドレスデン1の運転中の実績データよりDFを求める。DFは次式で定義する。  

$$DF = \frac{\text{炉水中の濃度}}{\text{主蒸気の濃度}}$$

3. 結果  
Table II-1にドレスデン1の運転実績から得られたよう素のDFを、Table II-10に1960年のドレスデン1の運転実績から得られたNa-24及びCu-64のDFを示す。

4. データの根拠  
6.添付データのTable II-1及びTable II-10を参照。  
Walker報告書に記載のPartition Factorのデータについては本文献内に記載が見当たらなかった。

5. 備考  
本データはBWRプラントの実績値であるため、高圧の沸騰条件下の値であり、また、復水濃度はドライヤー、セパレータを通過後の主蒸気である点に留意が必要。

## 6. 添付データ

TABLE II-1  
 KENE L. CONTAMINATION FACTORS BETWEEN  
 REACTOR WATER AND CONDENSATE

	July 1961	May 22, 1963	January 13, 1964	March 3, 1965
Power (MWt)	620	620	530	375
Off-Gas ( $\mu\text{Ci}/\text{sec}$ ) (30 min. holdup)	$3 \times 10^2$	$2 \times 10^3$	$4 \times 10^3$	$6 \times 10^4$
Approximate number of fuel defects	2	5	6	15 Identified 28 Suspect
Type of fuel cladding	Zr	Zr + SS	Zr + SS	Zr + SS
Average Burnup (MWd/T)		5,000	8,300	9,000
Conductivity, $\mu\text{mho}$				
Reactor Water	0.4	0.4	0.4	0.4
Condensate	0.3	0.3	0.3	0.3
pH				
Reactor Water	7	7	7	7
Condensate	7	7	7	7
Sampling Method				
Reactor Water	Grab	Grab	Grab	Grab
Condensate	Grab	Grab	Grab	Grab
Analysis Method*				
Reactor Water	1	1	1	1
Condensate	1	3	2	1
$\mu\text{Ci}/\text{ml}$ I-131				
Reactor Water	Isotopic Values	$1.2 \times 10^{-3}$	$1.6 \times 10^{-2}$	$3.6 \times 10^{-2}$
Condensate +	Not Reported	$4 \times 10^{-8}$	$6 \times 10^{-7}$	$2.2 \times 10^{-6}$
$\mu\text{Ci}/\text{ml}$ I-133				
Reactor Water	Gross Iodine	$3.6 \times 10^{-3}$	-	$2.0 \times 10^{-1}$
Condensate +	Only	$< 1.2 \times 10^{-7}$	-	$4.1 \times 10^{-6}$
Decontamination Factor				
I-131	Gross Iodine	$3 \times 10^4$	$3 \times 10^4$	$2 \times 10^4$
I-133	Only	$> 3 \times 10^4$		$5 \times 10^4$
Average	$> 3 \times 10^4$	$3 \times 10^4$	$3 \times 10^4$	$3 \times 10^4$

## \*Analytical Methods:

1. Radiochemical separation.
2. Gross decay and spectrometry data on untreated samples.
3. Gross decay, spectrometry, and ion exchange filtration.

+Values corrected for dilution by secondary steam.



TABLE II-10  
PRIMARY STEAM DECONTAMINATION FACTORS

Reactor Power Mwt	Primary Steam Flow lbs/h	Decontamination Factor	
		Na-24	Cu-64
300	$1.15 \times 10^6$	$>7.7 \times 10^3$	-
630	$1.4 \times 10^6$	$>1.0 \times 10^4$	$1.3 \times 10^5$

Activity Decontamination from Liquid Systems

文献24. Martucci, J.A., "Iodine Decontamination Factors During PWR Steam Generation and Steam Venting," CENPD-67, Combustion Engineering, Inc. (September, 1973)

データ 表 2.2(5) 参照

物質	DF	揮発性	
Iodine	624	Volatile	Measured in Palisades Reactor Steam Generator 1/14/73(PWR)

1. 目的

通常状態および異常なchemistry conditionsにおけるPWRのvertical U-tube 蒸気発生器からの飽和蒸気における放射性よう素の放出について調査する。

2. 方法

Palisades 原子力発電所の運転実績よりよう素のDFを得る。

3. Palisades 原子力発電所の運転実績

1973年1月14日 Palisades原子力発電所の凝縮させた蒸気内からI-131が測定された。凝縮させた50ccのサンプルをLi(Ge)検出器を用い2048秒測定。

○蒸気発生器Aにおける蒸気中のI-131濃度；

$$4.4 \times 10^{-7} \pm 30\% \mu\text{Ci/cc at } 1\sigma (0.9\text{error})$$

○ボイラー水中のI-131濃度； $2.72 \times 10^{-4} \mu\text{Ci/cc}$

○プラント状態；76%出力

よう素に対するDFは約624であり、moistur content の約0.16%に等しい。

4. データの根拠

上記3.のよう素に対するDF参照。

5. 備考

本データは蒸気発生器における実績値であり、高温・高圧下の値である点に留意のこと。また、よう素検出時のpHの記載はないがBasic Steam Generator Water Chemistry によるpHは9.7-10.2である。

6. 添付データ

なし。

## Activity Decontamination from Liquid System

文献25. Wilson, A. S., "Ruthenium Behavior in Nitric Acid Distillation,"  
HW-45620 HAPD, General Electric, Richland, Wash. (September 1, 1965).

データ 表 2.2(5) 参照

元素	Activity in Liquid		条 件
	DF=	Activity in Vapor	
Ruthenium	62-120	Volatile	Acid Solution-HNO <sub>3</sub> : 1.85-10 M
	156-1350	↓	: 0.18-0.83 M
Cerium	$1.2 \times 10^4 - 8.5 \times 10^4$	Non-Volatile	: 1.85-10 M
	$4.3 \times 10^3 - 2.9 \times 10^4$	↓	: 0.18-0.83 M

## 1. 目的

ルテニウムの気化を促進させる要因を調査する。

## 2. 実験方法

実験に用いた改良型オスマー平衡蒸留器をFig. 1に示す。溶液は、ハンフォード技術開発研究所の溶解槽の溶液を放射性ルテニウムの供給源とし、ルテニウム濃度の調査のために、yellow tetrapotassium ruthenium nitrite saltの形の不活性ルテニウムを使用。

留分の分析試料は定期的に採取し、硝酸、ルテニウムの放射能濃度及びセシウム又はセリウムの放射能濃度の定量分析は、留分分析試料とポット内試料の両方で行った。

## 3. 実験結果

Table 1に測定結果を示す。

- 硝酸ナトリウム、二酸化窒素及びリン酸トリブチルと炭化水素希釈剤の混合液 (Soltrol 170)のような軟還元剤はルテニウムの気化を抑制するのに効果的。
- 還元剤が存在すると硝酸はentrainmentにより定めた限界の10<sup>5</sup>程度のルテニウム蒸留率でFPから蒸留することが出来た。還元剤が存在しないと、ルテニウムは50程度の低い蒸留率となった。
- ルテニウムの気化は酸濃度を高め、ホールドアップ時間を延ばすと高められる。
- ルテニウムの気化は硝酸濃度5～13モルの範囲を超えると起こる。

## 4. データの根拠

Table 1の測定結果の  内のデータ参照。

## 5. 備考

本試験においては、温度の条件について何も記載がないが、温度の影響についても確認が必要と思われる。また、実プラントへの適用にあたっては還元剤の有無の確認に留意のこと。

## 6. 添付データ

TABLE I  
EFFECT OF NITRIC ACID CONCENTRATION ON THE  
VOLATILIZATION OF RUTHENIUM

Boiler charged with HNO<sub>3</sub>, 0.5 gm/l of yellow salt,  
dissolver solution spike = 1%.

Exp. No.	Boiler M HNO <sub>3</sub>	Time in Hours	Distil- late M HNO <sub>3</sub>	Ruthenium Distillation Factor	Cerium Distillation Factor	Remarks
1	13.3	3	<u>10.0</u>	79	$8.5 \times 10^4$	
		5	9.8	65	$6.1 \times 10^4$	
		22	9.8	112	$7.5 \times 10^4$	
		28	9.6	<u>62</u>	$5.6 \times 10^4$	
2	8.8-10.8*	2	<u>1.85</u>	99	$1.2 \times 10^4$	Distillate drops in condenser dark colored
		18	3.1	<u>120</u>	$2.0 \times 10^4$	
		43	4.1	85	$1.2 \times 10^4$	
3	6.8	3	<u>0.83</u>	<u>156</u>	$1 \times 10^4$	Black deposit in condenser
		6	0.79	407	$4.3 \times 10^3$	
		25	0.77	1000	$6.7 \times 10^3$	
		58	0.76	1000	$6.5 \times 10^3$	
4	6.4	2	0.53	240	--	Black deposit in condenser
		10	0.42	402		
		20	0.50	360		
		24	0.50	375		
5	5.4	4	0.29	<u>1350</u>	$2.8 \times 10^4$	Black deposit in condenser
		6	<u>0.18</u>	897	$2.8 \times 10^4$	
		20	0.24	915	<u><math>2.9 \times 10^4</math></u>	
		23	0.22	897	$2.8 \times 10^4$	
		26	0.22	940	$2.7 \times 10^4$	
		44	0.23	1040	$2.8 \times 10^4$	

\* In this experiment the acid, removed by means of the distillate samples, was not replaced as was done in the other experiments.

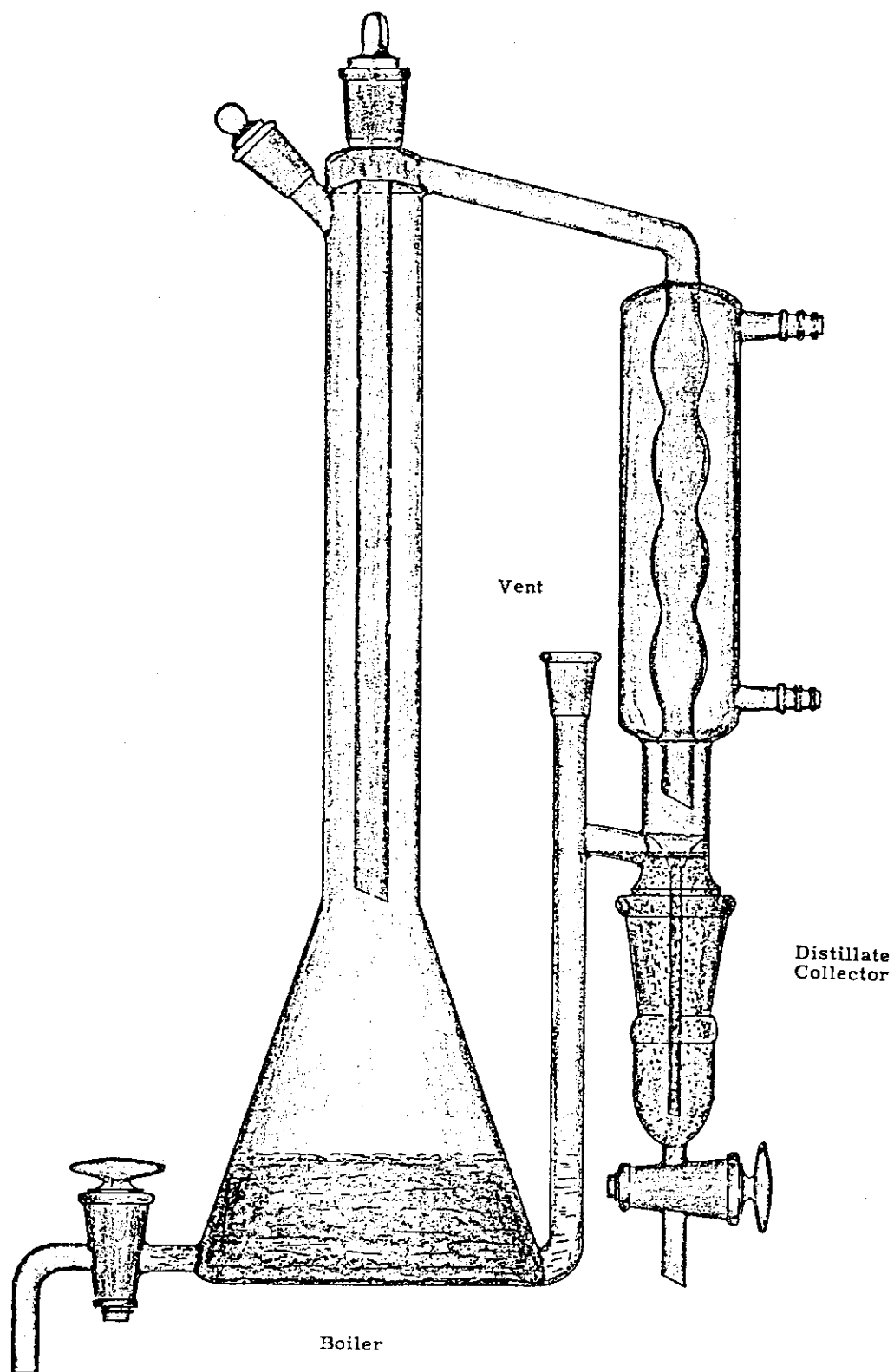


FIGURE 1  
MODIFIED OTHMER STILL

Activity Decontamination from Liquid Systems

文献26. Godbee, H. W., "Use of Evaporation for the Treatment of Liquids in the Nuclear Industry," ORNL-4790, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tenn. (September, 1973)

データ 表 2.2(5) 参照

Waste Evaporator Operating Experience

物質	DF	揮発性	
Iodine	10 <sup>3</sup>	Volatile	Dresden 2&3 (BWR) ↓ Ginna (PWR) Humboldt Bay (BWR) Chemical Waste Humboldt Bay-Low Purity Waste Point Beach (PWR)
	10 <sup>3</sup> -10 <sup>5</sup>		
	200-400		
Cs-137	5-10	Volatile	Ginna Humboldt Bay-Chemical Waste Humboldt Bay-Low Purity Waste
	10-20		
	10 <sup>5</sup>		
Gross Alpha	3×10 <sup>3</sup> -4×10 <sup>3</sup>	Non-Volatile	Ginna Humboldt Bay-Chemical Waste Humboldt Bay-Low Purity Waste Ginna Humboldt Bay-Chemical Waste Humboldt Bay-Low Purity Waste Oyster Creek (BWR) Point Beach Robinson 2 (PWR)
	60-90		
	3×10 <sup>3</sup> -4×10 <sup>5</sup>		
Gross β/γ	10-50	Non-Volatile	ANL-NRTS ICPP-NRTS
	25-125		
	900-6×10 <sup>5</sup>		
Co-60, Sr-90	400-500	Non-Volatile	ORNL
	700-10 <sup>4</sup>		
Ru, Cs	800-10 <sup>5</sup>	Non-Volatile	SRP
	10 <sup>5</sup> -5×10 <sup>5</sup>		
Gross α	1.2×10 <sup>4</sup> -1.2×10 <sup>6</sup>	Volatile	ORNL
	2×10 <sup>4</sup> -6×10 <sup>6</sup>		
Gross β/γ	500-10 <sup>4</sup>	Non-Volatile	SRP
	500-10 <sup>4</sup>		

1. 目的

エバポレータの運転実績及び設計のデータを調査・収集する。

2. 方法

ユーティリティ会社14社, エバポレータ製造会社7社, 原子力による蒸気供給システムの供給会社4社, architect-engineering 会社2社及びAECの3つの運転中の施設, 合計30の機関に対しエバポレータの性能に関する設計と運転のデータを入手するために接触し, 回答の得られた18機関のついてまとめた。

3. 結果

Table 3 及び Table 5 にエバポレータの運転状態を, Fig. 8 及び Fig. 9 にシステム DF の結果をまとめたものを示す。

- 不揮発性放射性物質に対し, ルーチンの運転状態下では10<sup>3</sup>~10<sup>4</sup> の平均システム DF (\*)が期待できる。
- アルカリ性の状態の溶液におけるルテニウムに対し, ルーチンの運転状態下では10<sup>3</sup>~10<sup>4</sup> の平均システム DF が期待できる。
- アルカリ性の状態の溶液におけるよう素に対し, ルーチンの運転状態下では10<sup>2</sup>~10<sup>3</sup> の平均システム DF が期待できる。
- 油, 石けん, 及び洗浄剤が混入した液体廃棄物は約10のファクターでシステム DF が低下。

$$(*) \frac{\text{the feed concentration}}{\text{the average condensate concentration}}$$

## 4. データの根拠

6. 添付データのFig. 8 & 9 を参照。

Walker報告書のデータでGross Alphaとして $3 \times 10^3 - 4 \times 10^5$ , 10-50, 25-125,  $900 - 6 \times 10^5$ , 400-500,  $700 - 10^4$ とあるが, 本文献ではGross  $\beta \cdot r$ あるいはMiscellaneousの記載となっている。また, ANL-NRTSのGross  $\beta \cdot r$ の値はWalker報告書では $800 - 10^5$ であるが, 本文献では $800 - 3 \times 10^5$ の記載となっている。

## 5. 備考

溶液のpHの条件についての確認が必要。

6. 添付データ

Table 3. Performance of Evaporators Used at Nuclear Power Plants<sup>a</sup>

Installation (Capacity) Reactor Type	Waste Stream Treated	Evaporator Capacity (gal/min)			Time Operated (%)		Pressure (psia)	Anti-foam Agent	Volume Reduction (feed/thick liquor)	Condensate Treatment	Comments by Utility
		Design	Max	Min	Operating Avg	Normal					
Dresden 2, 4, 3 [2527 MW(t)] ea. BWR	Chemical	25	~21	~20	20	80	-	45	Dow B	Filter and ion exchange (mixed bed)	Performance below de- sign.
Ginma [1300 MW(t)] PWR	Dirty <sup>c</sup>	2	2	2	2	10-25	~100	4	Dow H-10	Ion exchange (mixed bed)	Performance below de- sign.
Rumboldt Bay [240 MW(t)] BWR	Chemical	1	1	0.2	0.5	30 <sup>d</sup>	-	15	Yes	Filter	Performance below de- sign.
Miss Mile Point [1890 MW(t)] BWR	Low Purity	1	1	0.2	0.5	30 <sup>d</sup>	-	15	Yes	Filter	Performance below de- sign.
Point Beach 1 & 2 [1518 MW(t)] ea. PWR	Chemical	10	-	-	3	36	-	15	No	Ion exchange (mixed bed)	Performance slightly below design.
Point Beach 1 & 2 [1518 MW(t)] ea. PWR	Dirty <sup>e</sup>	2	1	1	1	~100	-	2	Dow H-10	Filter (mixed bed ion exchange being added)	Performance below de- sign. Modifications being made.
	Clean	12.5	12.5	12.5	12.5	10-30	-	6-7	No	Ion exchange (anion and filter)	Performance at design.

<sup>a</sup> Evaporators operated in semicontinuous mode as defined in Sect. 4.

<sup>b</sup> See Figs. 1 and 2 and Table 1 for sources of waste.

<sup>c</sup> MF 2-gpm evaporator with modifications described in ref. 17.

<sup>d</sup> Same evaporator used for chemical and high-purity waste; time is for evaporating both wastes.

<sup>e</sup> MF 2-gpm evaporator without modifications described in ref. 17.

<sup>f</sup> See ref. 17 for modifications being made.



Table 5. Performance of Evaporators Used at AEC-Operated Facilities

Installation	Waste Stream Treated	Evaporator Capacity (gal/min)			Time Operated (%)	Pressure (psig)	Anti-foam Agent	Mode of Operation	Volume Reduction (feed/thick liquor)	Condensate Treatment	Comments by Installation
		Design	Max. Operating	Min. Avg.							
NRTS: <sup>a</sup>											
TAN <sup>b</sup>	Chemical (slightly basic)	1.7	1	0.8	0.9	4-6	Dov DB-31	Semicontinuous	10	Discharge or recycle to evaporator	Performance is below the originally achieved
ANL <sup>c</sup>	Chemical (slightly basic)	4.2		0.4	0-20	~15	No	Semicontinuous	50	Discharge or recycle to evaporator	Performance below design. System being modified.
ICPP <sup>d</sup>	Chemical (Acidic and basic)	12.5	12.5	5	30	12	No	Semicontinuous	30	Ion exchange (cation)	Performance at design level. Some scaling of tubes.
ORNL <sup>e</sup>	Chemical (Basic)	10	7	4	5	~15	Dov A	Semicontinuous	25-75; 35 avg.	Ion exchange and modified lime-soda water treatment	Performance below design specifications on rate and DP
SRF: <sup>f</sup>											
GFE <sup>g</sup>	Chemical (Basic, HNO <sub>3</sub> + NaOH)	12	12	10	30	3	No	Semicontinuous	50	None	Performance at design specifications.
CE <sup>h</sup>	Chemical (Acidic, 1 M HNO <sub>3</sub> + traces)	40	40	8	28	30	~15	Continuous	30	Fractionated to recover HNO <sub>3</sub>	Performance at design specifications. Design capacity not required.
PTE <sup>i</sup>	Chemical (Acidic, 1 M HNO <sub>3</sub> + 1.2 M Al(NO <sub>3</sub> ) <sub>3</sub> )	8	8	3	6	80	~15	Semicontinuous	2-35	Fractionated to recover HNO <sub>3</sub>	Performance at design specifications

<sup>a</sup>National Reactor Testing Station (NRTS), Idaho.  
<sup>b</sup>Test Area North (TAN); see Appendix F for more detail on waste and evaporator.  
<sup>c</sup>Argonne National Laboratory (ANL) West - operator of the EBR-II site at the National Reactor Testing Station, Idaho. The evaporator referred to is of the type shown in Fig. A-5 of Appendix A. The evaporator system at ANL is presently undergoing extensive modifications; but, no operating data on the performance of these modifications are yet available.  
<sup>d</sup>Idaho Chemical Processing Plant (ICPP); see Appendix G for more detail on waste and evaporator.  
<sup>e</sup>Oak Ridge National Laboratory (ORNL); see Appendix H for more detail on waste and evaporator.  
<sup>f</sup>Savannah River Plant (SRP), Aiken, South Carolina.  
<sup>g</sup>General Purpose Evaporators (GPE) of the type shown in Fig. A-6 of Appendix A. Vapors pass through four wet bubble-cap trays.  
<sup>h</sup>Continuous Evaporators (CE) of the type shown in Fig. A-5 of Appendix A. Vapors pass through three bubble-cap trays (bottom dry, middle wet, top dry).  
<sup>i</sup>Hot Type Evaporators (PTE) of the type shown in Fig. A-1 of Appendix A with steam coils instead of tube-and-shell heat exchanger. Vapors pass through three wet bubble-cap trays.

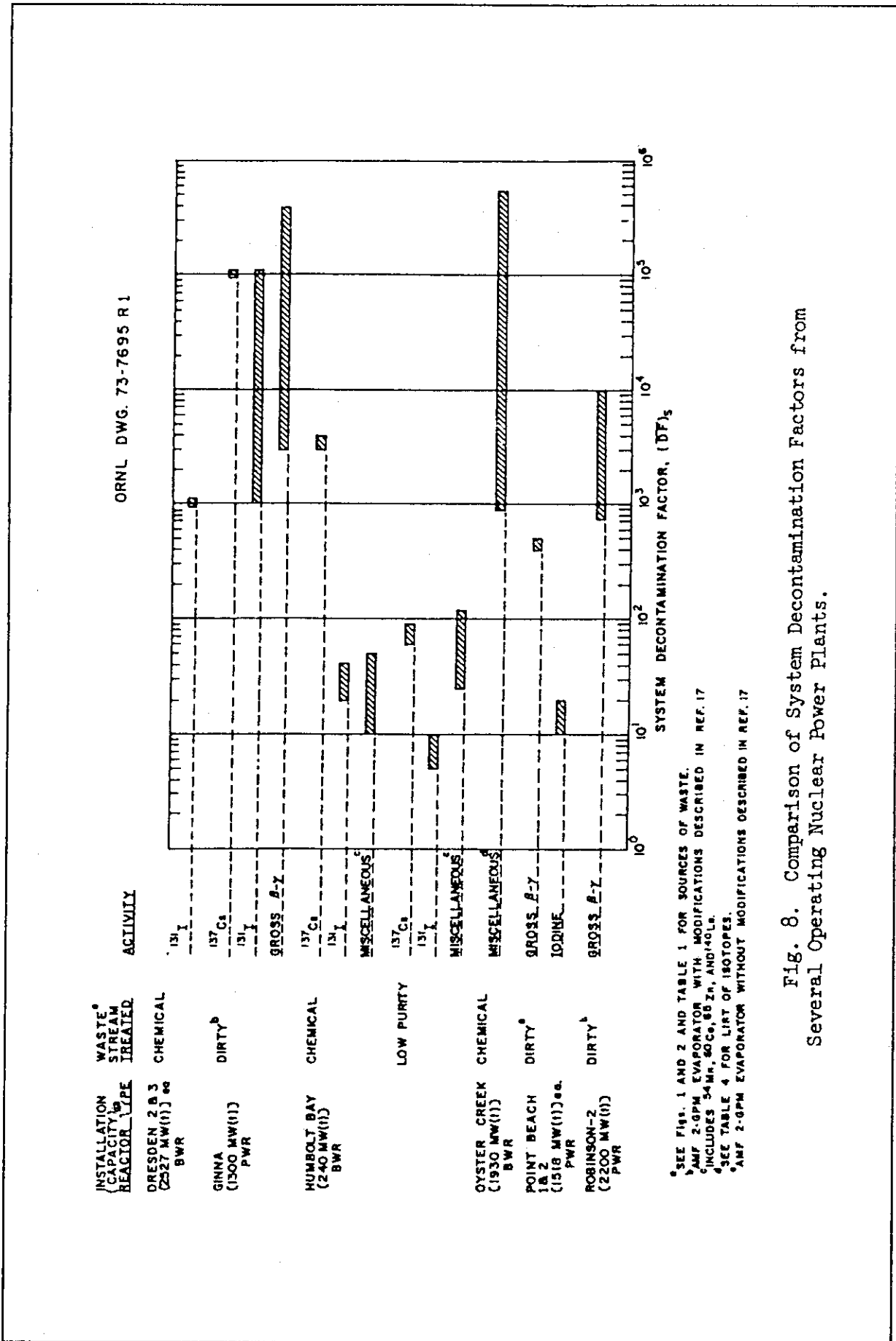


Fig. 8. Comparison of System Decontamination Factors from Several Operating Nuclear Power Plants.

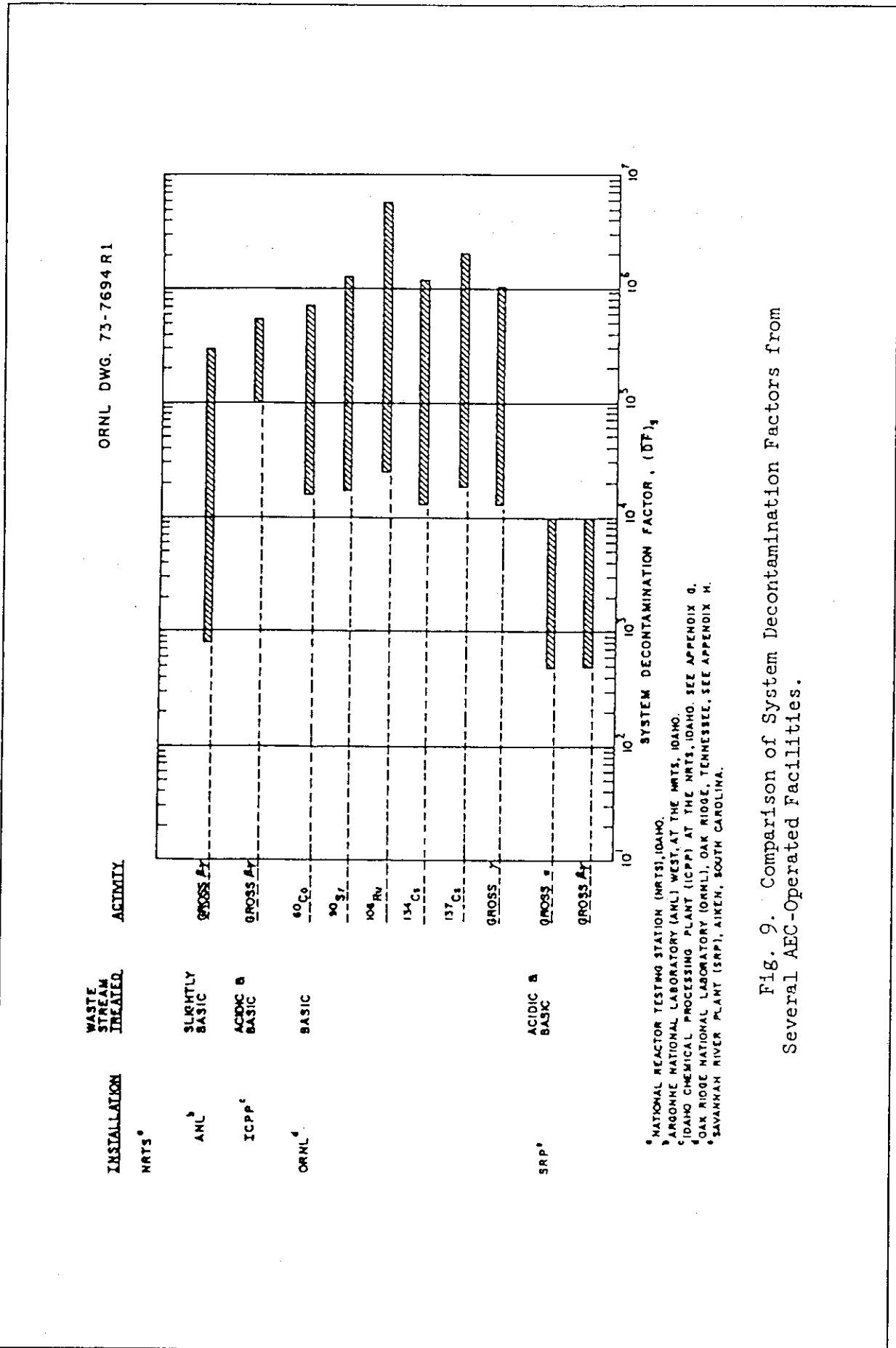


Fig. 9. Comparison of System Decontamination Factors from Several AEC-Operated Facilities.

### 2.3 Fire Release (Cグループ)

Walker 報告書の火災での放射性物質放出率は以下のようにになっており、希ガス、ハロゲンを除いて、1%の放出率を推奨している。

核 種	測 定 範 囲	使 用 例	推 奨 値
(a) Noble Gas	—	0.90 - 1.00	1.00
(b) Halogen	0.65 - 0.84	1.00	1.00
(c) Volatile Solids	$\sim 3 \times 10^{-6} - 0.01$	0.01 - 0.90	0.01
(d) Non-Volatile Solids	$\sim 4 \times 10^{-6} - 0.38$	0.01 - 0.60	0.01
(e) Fly Ash	$\sim 5 \times 10^{-4} - 0.20$	0.01 - 0.05	0.01
(f) Airborne Particle Size ( $\mu$ )	< 0.1 - 10	< 5	< 5

上に示したように、各文献から得られた希ガス、ハロゲン以外の放出率データは、推奨値1%を上回っているものもあり、この推奨値を導出した根拠については不明確である。但し、事象としての火災には多くの種類があり、核種の化学形態には、液体、粉体、固体（金属）などが考えられ、また、燃焼するものとしても、金属など放出源自体が燃えるものの他、溶媒や雑固体（紙、ビニールなど）のように、核種が燃焼するものに溶解していたり、付着していたりする場合もある。Walker 報告書では、これらを一括して火災として扱っているため、データのばらつきとしては大きくならざるを得ないものと推定される。Walker 報告書にある主な引用文献（同一のNo表示）や最近の関連文献（C-Noで表示）を分類すると、概略次のようになる。

種 類	関 連 文 献 No	放出率データの概要
溶 液 の 火 災	17, 39, 40, 42, 109, 110, 111, 113, C-1, C-3, C-4, C-5, C-6, C-10	ほとんどが1%未満であるが、条件、核種により上回るデータあり。
金 属 の 火 災	43, 47, 110, 113	実験内容の明らかな測定データでは1%未満である。
雑固体等の火災	17, 17引用文献, 46, 113	1%未満のデータが多いが、これを上回る測定データもある。
粉 体 の 火 災	17, 113	
そ の 他	41, 45, C-2, C-7, C-8, C-9	

このように見てみると、一部のケースを除いて、ほぼ1%放出率におさまっており、希ガス、ハロゲン以外の放出率を1%とすることは、種々の火災という事象をおしなべてみた場合には、適当な判断とすることができると考えられる。一方、前述のように火災には各種の形態やシナリオが考えられるため、着目している事象における放出率にWalkerの推奨値を用いる場合には、引用文献等を調査の上、着目事象と類似しているか確認することが望ましいと考えられる。

希ガス、ハロゲンなどの揮発性の核種については、Walkerの推奨値は100%放出となってお

り、文献データも高い放出率を示していることから妥当な設定と考えられる。

なお、Walker 報告書での引用文献は、比較的古いものが多く最近の測定データが必ずしも反映されていない。特に最近では、溶媒火災のデータがいくつか得られているため、Walker 文献との比較を行った。これを以下に示す。

溶媒火災の放射能放出率

Walker 文献			最近のデータ		
文献No	放射能放出率		文献No	放射能放出率	
39	U	0.027~0.3 %	C-1	UO <sub>2</sub>	0.2~7.0 %
	Cs	0.2 ~1.0 %		Cs	5~40 %
	Zr	0.24 ~0.65 %	C-3	Ce	0.05~0.4 %
40	Sr	0.2 %	C-4	U, FP	0.2~7.1 %
42	Ru, Sr	0.1~1.0 %	C-5	U	0.7~1.4 %
	Pu	0.1 %			
111	Pu	~1 %	C-10	UO <sub>2</sub>	0.003~0.08 %
				Ce	<0.1 %
				Sr	0.03~4 %
				Cs	1~40 %
				Ru	0.8~40 %

UやCeなど不揮発性のものは、一部のデータを除いてWalker 文献と最近のデータは同程度と考えられるが、最近のデータの方が大きめの放出率が測定されている場合がある。FP核種についても、Csなど最近のデータの方が大きな放出率が得られているものがある。一方、最新の知見の一つとしてC-24などの文献では、水相が沸騰した場合には、放出率が大きくなることが報告されており、実験条件の違いなどに注意する必要がある。従って単純には比較できないところもあるため、今後も測定などの継続が望まれる。

範囲の広い火災全般を考えて信頼性の高い測定を行うのは、比較的難しいものと考えられ、再処理工場の安全評価上必要となる火災事象をしぼり込み、その火災の条件やシナリオに沿った実験により放出率のデータを求めることが、Walker 報告書の補完となり、安全評価データベースにおいても信頼性の高いデータを得ることができると考えられる。また、実験においては条件、シナリオから得られる各種のパラメータから適切なものを変動させるなどして、幅の広いデータを得ることが、データの信頼性を向上させるものと考えられる。

Fire Solid Release Fraction

文献17. J. Mishima, "Potential Aerosol Generation Mechanisms from Damaged Shipping Packages," International Atomic Agency in Vienna, Austria August 23-27, 1976

データ 材 料	表 2.2(12) 参照 放出率 (%)	試 験 条 件		備 考
UO <sub>2</sub> (AMD~1 μ)	3.5×10 <sup>-2</sup>	滑らかな砂地 植物のある地面	Va=2.5mph	散布材料上石油火災, 自然消火までの時間 20分~2時間 <10μ AED の粒子の 質量割合
	1.3×10 <sup>-2</sup>			
	7.9×10 <sup>-2</sup>	ステンレス	Va=20mph	
	2.9×10 <sup>-2</sup>	コンクリート		
	2 ×10 <sup>-1</sup>	滑らかな砂地		
	2.5×10 <sup>-1</sup>	植物のある地面		
9 ×10 <sup>-3</sup>	ステンレス			
UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> )	4.8×10 <sup>-3</sup> (4×10 <sup>-2</sup> )	滑らかな砂地 植物のある地面	Va=2.5mph	
	7.5×10 <sup>-2</sup> (1×10 <sup>-2</sup> )			
	4.4×10 <sup>-1</sup> (1.1)	ステンレス	Va=20mph	
	1.6×10 <sup>-1</sup> (2.4×10 <sup>-1</sup> )	コンクリート		
	2.2×10 <sup>-1</sup> (1.2×10 <sup>-1</sup> )	滑らかな砂地		
	1.7×10 <sup>-1</sup>	植物のある地面		
3.9 (11.4)	ステンレス			
UO <sub>2</sub> (AMD~1 μ)	1.5×10 <sup>-1</sup>	静的条件	時間 1~2時間	汚染材料を含む火災, 自己消火まで
	1.6-38	1.1-2.2mph	時間 6分~20分	
UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	1.5×10 <sup>-2</sup>	静的条件	時間 1~2時間	<10μ AED の粒子の 質量割合
	3.6×10 <sup>-4</sup> -8.0			
PuO <sub>2</sub>	1.0	汚染可燃物 ↓	Va=5.6cm/sec	* 本文献でreter できず
	3.4×10 <sup>-4</sup> -0.1		Va=50cm/sec	
	5×10 <sup>-2</sup> -8.0		Va=100cm/sec	

1. 目的  
火災事故の結果としての飛散物中の放射性物質の量を評価するためには、各種の条件下での固体、液体の移行率を測定する必要がある。本文献では、各種条件下での測定についての報告例をまとめてみる。

2. 実験方法  
材料を散布した種々の表面状態下で石油火災を発生させ（自己消火まで20分~2時間）放出割合を測定する。

3. 実験結果  
酸化物粉末及び硝酸溶液についての実験結果をTable 1に示す。

4. データの根拠  
火災下での移行率 (fraction) は10<sup>-6</sup>~10<sup>-1</sup>の範囲にばらついており最大で 3.8×10<sup>-1</sup>となっている。風速、表面状態、材料の状態への依存を把握するまでには到っていない。Walkerの報告書 (Table 4-8) では、移行率を%表示している。Table 4-8の中でPuO<sub>2</sub> (データ数3) は本文献中に記載がない。

## 5. 添付データ

TABLE I (by MISHIMA)

COMPARISON OF FRACTIONAL AIRBORNE RELEASE OF DIOXIDE POWDER  
AND NITRATE SOLUTION UNDER SIMULATED ACCIDENT CONDITIONS

	FRACTION OF MASS	
	Dioxide Powder	Nitrate Solution
HEATING IN UPSWEEP OF AIR (0.2 to 2.2 MPH)* to 1000°C, 1-Hr. Sampling Period	$5.3 \times 10^{-6}$ to $2.4 \times 10^{-6}$ (a)	$< 2 \times 10^{-10}$ to $1.2 \times 10^{-7}$ (b)
AERODYNAMIC ENTRAINMENT FROM FRESHLY DISPERSED MATERIAL ON VARIOUS SURFACES, 24-Hr sampling period		
smooth, sandy soil, 2.5 mph	$2.4 \times 10^{-3}$ (c,d)	$3.7 \times 10^{-4}$ (d,e)
smooth, sandy soil, 20 mph	$9.8 \times 10^{-4}$ (c,d)	$7 \times 10^{-3}$ (d,e)
vegetation covered, sandy soil, 2.5 mph	$3.0 \times 10^{-3}$ (c,d)	
vegetation covered, sandy soil, 20 mph	$4 \times 10^{-4}$ (c,d)	
stainless steel, 2.5 mph	$7.5 \times 10^{-3}$ (d,f)	$1.7 \times 10^{-2}$ (d,e)
stainless steel, 20 mph	$2.9 \times 10^{-3}$ (d,f)	$7.8 \times 10^{-3}$ (d,e)
* asphalt-gravel aggregate, 2.5 mph	$8.7 \times 10^{-4}$ (d,f)	$3.3 \times 10^{-3}$ (d,e)
DURING A PETROLEUM FIRE OVER VARIOUS SURFACES (FROM FRESHLY DISPERSED MATERIAL), to self extinguishment of fire, 20 min. to 2 hr.		
smooth, sandy soil, 2.5 mph	$3.5 \times 10^{-4}$ (c,d)	$4.8 \times 10^{-5}$ (d,e)
smooth, sandy soil, 20 mph	$2 \times 10^{-3}$ (c,d)	$2.2 \times 10^{-3}$ (d,e)
vegetation covered sandy soil, 2.5 mph	$1.3 \times 10^{-3}$ (c,d)	$7.5 \times 10^{-4}$ (d,e)
vegetation covered sandy soil, 20 mph	$2.5 \times 10^{-3}$ (c,d)	$1.7 \times 10^{-3}$ (d,e)
stainless steel, 2.5 mph	$7.9 \times 10^{-4}$ (c,d)	$4.4 \times 10^{-3}$ (d,e)
stainless steel, 20 mph	$9 \times 10^{-5}$ (c,d)	$3.9 \times 10^{-2}$ (d,e)
asphalt-gravel aggregate, 2.5 mph	$2.9 \times 10^{-4}$ (c,d)	$1.6 \times 10^{-3}$ (d,e)
DURING FIRE INVOLVING CONTAMINATED MATERIALS, (to self extinguishment of fire)		
static, 1 to 2 hr.	$1.5 \times 10^{-3}$ (c)	$1.5 \times 10^{-4}$ (e)
1.1 to 2.2 mph, 6 min to 20 min	0.016 to 0.38 (c)	$3.6 \times 10^{-6}$ to 0.08 (e)

- (a) Plutonium dioxide particles from oxidation of metal above ignition temperature in the range 15 to 150  $\mu$ m AED.  
 (b) Plutonium nitrate solid from air drying a 250 g Pu per liter at ambient temperature.  
 (c) Ball-milled uranium dioxide powder of AMD approximately 1  $\mu$ m used as source.  
 (d) Fraction of mass as particles airborne less than 10  $\mu$ m AED.  
 (e) Uranium nitrate solution in dilute nitric acid (510 g U per liter) used as a source.  
 (f) Solid residue from ball-milled uranium dioxide (see c) following a petroleum fire used as a source.

\* Miles per hour.

\* Walker 報告書での引用部分 (火災)

## Fire Solid Release Fraction

## 文献17.の引用文献

Mishima, J, and Schwendiman, L. C., "Fractional Airborne Release of Uranium (Representing Plutonium) During the Burning of Contaminated," Waste, USAEC Report BNWL-1730 (April 1973)

## 1. 目的

標準的な形にパッケージされた汚染可燃物の、焼却中に生成されたエアロゾルの放出割合と径状分布を測定する事を目的として、Atlantic Richfield Hanford Companyをスポンサーとして行われた。

## 2. 実験方法

プルトニウムの代わりに、ウラニウム化合物と代表的な材料を入れた11種の可燃廃棄物のボール箱が直径 9.5ft, 高さ10ftの容器 R A R T (Radioactive Aerosol Release Tank) の中で焼却された。

可燃物はステンレスのスクリーン上で焼却され、アルミニウムのフォイル片 (2 in幅×10ft長) が壁にはりつけられ、床には浅く油の入った鋼製トレイ (11in×17in) が設置されて沈着物が測定された。

ウラニウム粒子飛散物の量及び粒径分布は、周期的にとったフィルタをモニターする事とカスケードインパクターによって測定された。

実験パラメータをTABLE I に示した。

なお、可燃物の平均的な組成は次のとおりである。

ボール箱	17.5% (15.7-20.9%)
紙	41.1% (31.7-43.9%)
プラスチック	9.7% (8.9-14.4%)
ゴム	2.4% (1.8-4.2%)
その他	29.3% (23.8-38.2%)

又、 $UO_2$  はボールミルド粉末である。

ウラニウム硝酸溶液は0.51g U/mlの濃度である。

## 3. 実験結果

測定結果をTABLE II に示したが、飛散物は 0.003%~0.053%の範囲にあり、沈積物は 0.0029%~0.23%にあった。

溶液よりも乾燥物質 ( $UO_2$ 粉末, UNH溶液乾燥機残存物)の方が放出率が大である傾向が見られた。又、全ての実験ではウラニウム飛散物の50%以上が $10\mu AED$ 以下であった。

## 4. データの根拠

Walker報告書の引用文献No.17である。対応は次の通りと考えられる。

$UO_2$  粉末として FW-11 (但し、FW-11では 0.015%と報告されているのに対し、文献17及びWalker報告書では0.15%と報告されていて矛盾がある。)

UNHとして FW-10 (0.015%)



## 5. 添付データ

TABLE I  
AIRBORNE RELEASE DURING BURNUP OF CONTAMINATED WASTE - EXPERIMENTAL PARAMETERS

Experimental Designation	FW-1	FW-2	FW-3	FW-4	FW-5	FW-6	FW-7	FW-8	FW-9	FW-10	FW-11
Uranium form used*	UO <sub>2</sub>	a.d.UNH	UNH	UNH	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> /UNH	UNH	UO <sub>2</sub>	a.d.UNH	UNH	UO <sub>2</sub>
Grams Uranium	9.1	25.5	25.5	25.5	64.1	51	25.5	50.2	25.5	51	51.6
Uranium Distribution in Waste**	1	2	1	2	2	2	2	3	3	3	2
Total Wt. Flammable Materials, kg	4.70	4.34	4.38	4.57	8.43	4.37	4.44	4.47	4.57	4.65	4.57
<u>Cardboard</u>											
Waste Carton	0.74	0.76	0.77	0.77	0.77	0.76	0.77	0.78	0.77	0.77	0.77
Scrap				0.18							
Ice Cream Carton					0.05						
<u>Paper</u>											
Tissue	0.73	0.38	0.38	0.38	0.30	0.40	0.40	0.40	0.37	0.37	0.37
Towels	0.74	0.75	0.74	0.74	0.79	0.78	0.75	0.77	0.77	0.72	0.76
Wipes		0.72	0.76	0.77	0.72	0.72	0.77	0.74	0.74	0.76	0.73
<u>Plastic</u>											
Wat. Carton	0.25	0.26	0.26	0.26	0.26	0.25	0.26	0.26	0.25	0.25	0.25
Bags	0.13	0.32	0.13	0.13	0.05	0.09	0.03	0.07	0.08	0.07	0.08
Gloves	0.09	0.05	0.07	0.06	0.09	0.07	0.07	0.08	0.08	0.07	0.08
<u>Rubber</u>											
Gloves	0.20	0.08	0.11	0.12	0.14	0.08	0.08	0.08	0.12	0.11	0.00
<u>Miscellaneous</u>											
Rags	1.80	0.89	0.72	0.79	0.83	0.89	0.96	0.97	0.93	1.08	1.05
Oil			0.34	0.30	0.43	0.32	0.33	0.31	0.46	0.42	0.37
Tape		0.04		0.07	0.01	0.02	0.02	0.02	0.01	0.01	0.02
Other		0.09									

\*UNH: Uranyl nitrate hexahydrate solution  
a.d.UNH: Air dried following addition to waste as UNH solution.

- \*\*1. 50% on loose waste, 50% in sealed plastic bags, carton sealed.
2. 100% distributed throughout waste, carton sealed.
3. 100% distributed throughout waste, carton open.

TABLE II  
 FRACTIONAL AIRBORNE RELEASES OF URANIUM DURING THE BURNING OF CONTAMINATED WASTE

Experi- ment No.	Uranium Compound Used	Weight Uranium Used (grams)	Waste Config.	Fractional Airborne Release (% of Uranium Used As Source)		Percent Uranium Recovered	Percent Uranium Recovered In		
				Max. Concentration	Wall Deposition		Residue	Floor Walls Airborne	
FW-1	UO <sub>2</sub>	9.1	1	0.053	0.048	78	1.7	0.06	0.07
FW-2	a.d.UNH	25.5	1	0.003	0.045	80	0.06	0.008	0.003
FW-3	UNH	25.5	2	0.0083	0.011	85	0.46	0.013	0.01
FW-4	UNH	25.5	1	0.0047	0.11	177	0.01	0.06	0.003
FW-5	UO <sub>2</sub>	64.1	2	0.017	0.23	69	0.9	0.5	0.02
FW-6	UO <sub>2</sub> /UNH	51	2	0.0041	0.0033	89	0.08	0.004	0.005
FW-7	UNH	25.5	2	0.0030	0.0094	85	0.1	0.01	0.004
FW-8	UO <sub>2</sub>	50.2	3	0.0052	0.010	74	0.7	0.01	0.007
FW-9	a.d.UNH	25.5	3	0.015	0.016	65	0.07	0.03	0.06
FW-10	UNH	51	3	0.015	0.0029	66	0.3	0.004	0.02
FW-11	UO <sub>2</sub>	51.6	2	0.015	0.024	91	0.5	0.03	0.008
						$\bar{x}$			97

UNH -- Uranyl nitrate hexahydrate solution  
 a.d.UNH -- Air dried following addition to waste as UNH solution.

Fire Liquid Release Fraction

文献39. Mishima J., "The Fractional Airborne Release of Dissolved Radioactive Materials during the Combustion of 30 Percent Normal Tributyl Phosphate in a Kerosine-Type Diluent," USAEC Report BNWL-B-274 (June, 1937)

データ 核種	表 2.2(1) 参照 放出率 (%)	条 件
Uranium	0.027	流量 = 1 cfm, 自発的燃焼から自然鎮火まで (残存液は 5~10ml), 濃度 = ~270 g/l
	0.023	流量 = 2 cfm
	0.3	流量 = 1 cfm, 自発的燃焼後, プロパントーチで乾燥するまで加熱
Cesium	0.22	流量 = 1 cfm, 自発的燃焼から自然鎮火まで, 濃度 = ~0.2 ppm
	0.25	流量 = 2 cfm, "
	0.19	流量 = 1 cfm, 自発的燃焼後, プロパントーチで乾燥するまで加熱
	1.0	流量 = 2 cfm, "
Cesium	0.74	流量 = 1 cfm, 自発的燃焼から自然鎮火まで, 濃度 = ~0.2 ppm
	0.56	流量 = 2 cfm, "
	0.77	流量 = 1 cfm, 自発的燃焼後, プロパントーチで乾燥するまで加熱
	0.71	流量 = 2 cfm, "
Zirconium	0.65	流量 = 1 cfm, 自発的燃焼から自然鎮火まで, 濃度 = ~0.2 ppm
	検出不能	流量 = 2 cfm, "
	0.55	流量 = 1 cfm, 自発的燃焼後, プロパントーチで乾燥するまで加熱
	0.24	流量 = 2 cfm, "
Iodine	65.7	流量 = 1 cfm, 自発的燃焼から自然鎮火まで, 濃度 = ~0.2 ppm
	65.3	流量 = 2 cfm, "
	81.7	流量 = 1 cfm, 自発的燃焼後, プロパントーチで乾燥するまで加熱
	84.3, 82.3, 83.3	流量 = 2 cfm, "

1. 目的  
30% TBP-ケロソンの溶媒燃焼時における各種の放射性物質の気相放出率を測定する。

2. 実験方法  
直径 2.7in. のチムニーで覆われた50mlのビーカに放射性物質を含んだ有機溶媒を20mlとり、プロパンバーナにて着火させた。チムニーには1~2 cfmの空気を流した。チムニーの上端には煤煙を取るためのファイバークラスの詰物とフィルタが付いている。溶媒中には、270 g/lのUに0.2ppmの <sup>137</sup>Cs, <sup>144</sup>Ce, <sup>95</sup>Zr, <sup>131</sup>Iのトレーサが含まれている。  
実験は、2通りの方法で実施した。それは、着火から自然鎮火までの実験とビーカの内部を乾燥するまで加熱した実験である。着火から自然鎮火までの実験では42~56分で鎮火し、4~9 mlのシロップ状の液体が残った。もう一つは、自発的燃焼の後でビーカ内部をプロパントーチで残留物が乾燥するまで加熱した実験である。  
実験後、ビーカ内部の残留物及びチムニー、フィルタ、バックアップ装置(スクラバー、活性炭)の沈着物を洗い出して、その全量を測定し放出率を決定した。ウラン量の分析は紫外線蛍光分析法で、トレーサ量はγ線を測定した。

3. 実験結果  
測定された核種の放出率は、ヨウ素を除いて1%以下であった。Table Iに測定した核種の放出率を示す。TBPは燃焼中にビーカ内に若干残留するので、自然鎮火までのUの放出率は他の核種に比較して1桁程度低い。

## 4. データの根拠

Table 1の放出率を参照すること。

## 5. 備考

本論文の放出率は、溶媒の着火から鎮火までの放射性核種の全気相移行量を測定したものである。放出の百分率は、気相への移行量を初期の溶媒中の全放射性核種量で割った値として定義されている。したがって、ある時間の放出率を求めようとする場合には、この定義の意味に注意をはらうことが必要である。

## 6. 添付データ

TABLE I

FRACTIONAL AIRBORNE RELEASE OF SELECTED ISOTOPES IN 30 PERCENT  
n-TRIBUTYL PHOSPHATE IN A KEROSENE-TYPE DILUENT DURING COMBUSTION

Element	Percent Of Source Airborne <sup>1</sup>			
	Self Sustaining Burning Up To The Point of Spon- taneous Extinguishment <sup>2</sup>		Self-Sustaining Burning But Heat Added With A Propane Torch In A Later Stage, Taken To Dryness	
	1 cfm	2 cfm	1 cfm	2 cfm
Uranium (~ 270 g/l)	0.027%	0.023%		0.3 %
Cesium (~ 0.2 ppm)	0.22 %	0.25 %	0.19 %	1.0 %*
Cerium (~ 0.2 ppm)	0.74 %	0.56 %	0.77 %	0.71%*
Zirconium (~ 0.2 ppm)	0.65 %*	ND	0.55 %*	0.24%*
Iodine (~ 0.2 ppm)	65.7 %*	65.3 %*	81.7 %*	84.3 %* 82.8 %* 83.3 %*

<sup>1</sup> Activity measured in all samples except residue.

<sup>2</sup> Experiment ended when flame self-extinguished. Usually 5 to 10 ml of liquid remained.

\* Percent of total activity collected.

ND Not Detectable

## Fire Liquid Release Fraction

文献40. Sutter, S.L., "Fractional Airborne Release of Strontium during the Combustion of 30 Percent Tri-N-butyl Phosphate in a Kerosine Type Diluent," USAEC Report BNWL-B-358 (June, 1974).

データ 表 2.2(1) 参照

核種	放出率 (%)	条件
Strontium	0.2	大規模火災 濃度 = $\sim 0.17\text{g}/\ell$

## 1. 目的

30% T B P - ケロシンの大規模火災におけるストロンチウムの気相放出率を測定する。

## 2. 実験方法

実規模の大型セル (ARHCO 224-T) を用いて非放射性のストロンチウムを含む有機溶媒の火災実験を実施した。大型セルの大きさは約  $120\text{m}^3$  ( $3.66\text{m} \times 3.66\text{m}$ , 約  $9\text{m}$  の可変構造の天井を持つ) である。給気はセルの天井から、排気はセルの下方に設置されたダクトから排気されている。排気ダクトは  $0.46\text{m} \times 0.6\text{m}$  の寸法で、スプレー水による冷却器、フィルタ、ファン及びスタックが取り付けられている。

実験は、 $25\text{g}$  のストロンチウムを含む  $150\ell$  の 30% T B P - ケロシンをセル内の燃焼皿 ( $0.43\text{m} \times 0.58\text{m} \times 0.08\text{m}$  deep) に貯え、セルへの空気の給気流量を  $3,400\text{m}^3/\text{h}$  の条件下で着火させた (燃焼面積は約  $0.25\text{m}^2$ )。実際は、溶媒の着火から鎮火まで行った。

煤煙や気相に移行した Sr は、スプレー水冷却器の前後に設置したサンプリング装置で採取した。また、スプレー水冷却器のパプラー内に溶解している Sr を採取した。ストロンチウムの分析は、原子吸光分析と X 線蛍光分析を用いた。

## 3. 実験結果

溶媒火災によるセル内の温度上昇は、最大で  $1000^\circ\text{C}$  に達した。成功した 2 回の実験における溶媒の燃焼時間は 70 分 (Burn #2) と 51 分 (Burn #3) であった。Table 1 (6. 添付データ参照) にダクト内各位置のサンプリングにより得た Sr の分析結果を示した。ストロンチウムの気相放出率は Burn #2 実験では  $0.22\%$ 、Burn #3 実験では  $0.19\%$  であった。

これらの値は、以前に実施した小型実験 (BNWL-B-274) の結果と比較して大きく違わない。

## 4. データの根拠

6. 添付データの Table 1 を参照すると、溶媒火災に伴って気相に放出した Sr の積算された放出率 (ダクト内のサンプリング) が記載されている。

## 5. 備考

Table 1 には、Sr の気相放出に係わる詳細なサンプリング条件が時間毎に記載されているので、これらの積算放出量から溶媒火災の Sr の気相放出率を求めることが可能である。

6. 添付データ

TABLE I  
RESULTS OF TWO BURN EXPERIMENTS

Sample Number	Sampling Time (min)		Sr Conc. in Washings and Bubbler, $\mu\text{g}/\text{cc}$	Sr in Bubbler and Washings, $\mu\text{g}$	Sr on Filter, $\mu\text{g}/\text{cm}^2$	Area of Filter, $\text{cm}^2$	Sr on Filter, $\mu\text{g}$	Total Air Sampled, $\text{ft}^3$	Total Sr <sup>90</sup> in Air Passing in Duct During Sampling Time, $\mu\text{g}$	Fraction of Sr Released Per Minute During Sampling Time	Duration of This Release Rate (min)	Fraction of Sr Released to Air During Time Period	Accumulative Fraction Released
	on	off											
Burn #2. Up Stream of Spray Washer Section	11	5.2 7.2	0.3±0.05	3	15±3	44.1	0.66	13	3700	3×10 <sup>-5</sup>	14.5	4×10 <sup>-4</sup>	4×10 <sup>-4</sup>
		10 14.5											
	21	20 31	0.5±0.05	5	20±13	44.1	0.88	22	5900	3×10 <sup>-5</sup>	16.5	5×10 <sup>-4</sup>	9×10 <sup>-4</sup>
	31	35 45	0.6±0.05	6	13	44.1	<0.57	20	6000	3×10 <sup>-5</sup>	14	4×10 <sup>-4</sup>	1.3×10 <sup>-3</sup>
	41*	50 57	0.4±0.05	4	13	44.1	<0.57	14	<400	3×10 <sup>-5</sup>	25	8×10 <sup>-4</sup>	2.2×10 <sup>-3</sup>
Dosa Stream of Spray Washer	18	5.25 7.25	<0.04	0.4	5	51.6	<0.26	11	<400	3×10 <sup>-5</sup>	15	<5×10 <sup>-5</sup>	
	28	20 28	<0.04	0.4	5	51.6	<0.26	16	<400	3×10 <sup>-4</sup>	13	<1×10 <sup>-5</sup>	
	38*	35 40.5	<0.04	0.4	5	51.6	<0.26	11	<400	0.9×10 <sup>-4</sup>	12.5		
	48	45 49	<0.04	0.4	17.7±7	51.6	0.91	8	900	6×10 <sup>-5</sup>	29.5	6×10 <sup>-5</sup>	
Burn #3. Up Stream of Spray Washer Section	13	5 7.5	0.18±0.05	1.8	<14	44.1	0.62	5.0	1800	9×10 <sup>-4</sup>	7.5	5×10 <sup>-4</sup>	5×10 <sup>-4</sup>
	21**	14 15.5	0.18±0.05	1.8	<15	44.1	0.66	3.0	1800	9×10 <sup>-4</sup>	8.0	7×10 <sup>-4</sup>	1.2×10 <sup>-3</sup>
	31	36 43.5	0.09±0.05	0.9	<12	44.1	0.53	15.0	900	9×10 <sup>-4</sup>	28	3×10 <sup>-2</sup>	1.3×10 <sup>-3</sup>
	41***	51 56	0.18±0.05	1.8	<11	44.1	0.47	10.0	1800	3×10 <sup>-5</sup>	12.5	<4×10 <sup>-5</sup>	1.9×10 <sup>-3</sup>
Dosa Stream of Spray Washer	18	5 5.5	<0.05	<0.5	<11	51.6	<0.57	1	<107	8×10 <sup>-4</sup>	5.5	<4×10 <sup>-5</sup>	
	28**	14 16.5	<0.05	<0.5	<12	51.6	<0.62	5	<112	1.8×10 <sup>-5</sup>	11.0	2×10 <sup>-4</sup>	
	38	36 39.5	<0.05	<0.5	20±11	51.6	1.3	7	300	3×10 <sup>-5</sup>	23.0	7×10 <sup>-4</sup>	7×10 <sup>-4</sup>
	48***	51 56	<0.05	<0.5	<12	51.6	<0.62	10	<112	9×10 <sup>-5</sup>	16.5	1.5×10 <sup>-3</sup>	

\* FINE BURNED 71 MINUTES  
 \*\* THE AIRFLOW IN DUCT WAS SLOWED AT THIS POINT BUT FLOW READING IN INSTRUMENTATION DID NOT OPERATE  
 \*\*\* SAMPLING CONTINUED AFTER FIRE WENT OUT AT 51 MINUTES  
 SCRAMBLER SECTION WAS CONCENTRATED TO 10cc VOLUME  
 ALIQUOT SAMPLED WAS 2CFX ±0.001  
 BASED ON Sr DISSOLVED IN TRP NPH AT BEGINNING OF THE RUN

## Fire Liquid Release Fraction

文献41. Jarrett, A.A. et al., "Sodium Fires and the Release Characteristics of Particulates and Fission Products," International Symposium on Fission Products Release and Transport under Accident Conditions, CONF-650407 (Vol. 1), Oak Ridge, Tenn. (April 5-7, 1965), pp 94-117

データ	表 2.2(11) 参照 核種	放出率 (%)	条 件
	Iodine	10.0	ナトリウム火災実験: 6.5mCiの $^{131}\text{I}$ を含む 1g の NaI を 280kg の Na に添加, 火災時の粒子径は $\sim 1.5\text{-}2.0\ \mu\text{m}$ .
	Na	30.0	ナトリウムスモークは $1\text{-}1.5\ \mu\text{m}$ .

## 1. 目的

Atomics International 社において, Na 冷却型高速炉の安全性解析データを取得するために液体 Na 火災時のナトリウムとヨウ素の気相放出量を求めた。

## 2. 実験方法

3.4m<sup>3</sup>の燃焼容器 (1.7m $\phi$   $\times$  1.5m) に 6.5 mCi の  $^{131}\text{I}$  を含む 1g の NaI を添加した 280kg の金属ナトリウムを貯え, 4 m<sup>3</sup>/min の給気下で着火させた。燃焼容器の天井には 0.25m $\phi$  のダクトが設置されており, Na エアロゾルの分析用サンプルと Na エアロゾル捕集用のウェットスクラバーが接続されている。燃焼装置には, 温度, 流速, 酸素のセンサーが取り付けられている。

ナトリウムの燃焼速度と酸素の消費速度から Na 火災時における熱収支を求めた。ヨウ素の気相放出量は, Na 中に仕込んだ  $^{131}\text{I}$  の放射能とウェットスクラバー内の放射能の比から求めた。

## 3. 実験結果

液体 Na の燃焼速度は約 30kg/m<sup>2</sup>h である。Na とヨウ素の気相放出量を 6. 添付データの Table III に示す。Na の気相放出速度は, 液体 Na の燃焼速度の 30% 以下であった。ヨウ素の気相放出率は, Na の気相放出率が 30% の条件下では 10% であった。

## 4. データの根拠

6. 添付データには, 実験により得たヨウ素とナトリウムの物質収支が記載されている。ヨウ素と Na の放出率は, ウェットスクラバーの溶液に溶解した量と沈着した量の和を燃焼装置各部に存在している全対象量で割って決定される。

## 5. 備考

これらのデータは, 再処理施設の放射性物質の気相放出・移行データに関連があるとは考えられない。

6. 添付データ

TABLE III  
IODINE AND SODIUM MATERIALS BALANCE

SAMPLE DESCRIPTION	I-131 ( $\mu\text{c}$ )	Na (lbs)
Remaining in burnpot in solution	2800	334
Remaining in burnpot as precipitate	1039	35
Leak from burnpot in solution	76	37
Leak from burnpot as precipitate	460	0
Scrubber and bubbler solution	465	132
Scrubber and bubbler precipitate	34	0
Plated on pipes and cone	26	35
Scrubber and bubbler; escaped from burnpot during dissolution of $\text{Na}_2\text{O}$	48	4
	—	—
TOTAL	4948	577



## Fire Liquid Release Fraction

文献42. Harper, J. A., Jolly, L. Jr., "A Method for Disposal of Large Quantities of Degraded and Low Level Contaminated Solvent," DPSPU-64-30-8B, SRP, Aiken, S. C. (May, 1974)

データ 表2.2(11) 参照

核種	放出率 (%)	条件
$^{106}\text{Ru}$ $^{90}\text{Sr}$	0.1-1.0	溶媒の燃焼 $\beta/\gamma = 1.9 \times 10^4 \sim 4.6 \times 10^5 \text{ dpm/ml}$ $\alpha = 3 \times 10^3 \sim 3.8 \times 10^3 \text{ dpm/ml}$ 溶媒燃焼容器による焼却 (Solvent-Burning Salamander)
$^{239}\text{Pu}$	0.1	

## 1. 目的

サバンナリバの化学分離プロセスで発生した大量の劣化溶媒の廃棄において、大気下でそのまま焼却させる方式が採用された。2年間にわたって、放射性物質を含む80,000ガロンの劣化溶媒を焼却した。溶媒中の放射能の99%以上が燃焼した溶媒の残留物内に留まった。溶媒の焼却による環境への影響は見当たらない。

## 2. 実験方法

放射性物質で汚染された劣化溶媒の焼却による安全性を確かめるため、先行的に石油ストーブに似た小型の溶媒燃焼容器に劣化溶媒を蓄え、溶媒焼却実験が行われた。溶媒燃焼容器の煙突にはサンプリング用のフィルタと銀添着活性炭を設置し、着火から鎮火までの排気ガス中の放射能を測定した。さらに、燃焼溶媒の残留物内の放射能の増加量から放出率を求めた。

小型容器による溶媒燃焼実験の後、サバンナリバの固体廃棄物の保管敷地内に焼却場を設け、2年間にわたって8 Ciの $\gamma$ 線核種と60  $\mu\text{Ci}$ の $\alpha$ 線核種を含む80,000ガロンの劣化溶媒を大気下で直接焼却処分した。

## 3. 実験結果

小型実験において、燃焼容器の煙突に設置したフィルタと銀活性炭の放射能測定から $^{106}\text{Ru}$ が放出していることが分かった。気相に放出した核種の最大放射能濃度は $^{239}\text{Pu}$ を含む $\alpha$ 線測定では $57 \times 10^{-12} (\mu\text{Ci}/\text{CC})$ 、 $^{106}\text{Ru}$ と $^{90}\text{Sr}$ を含む $\beta-\gamma$ 線測定では $71 \times 10^{-9} (\mu\text{Ci}/\text{CC})$ であった。溶媒中の初期放射能濃度(燃焼前)と溶媒残留物中の放射能残留物中の放射能残留率を6.添付データに示した。

大型燃焼皿による劣化溶媒焼却では、150ガロン/hの燃焼速度で燃焼させたが、50ガロン/hが燃焼の最適条件である。溶媒の燃焼中に火炎上の気流中の放射能濃度を測定したが、その放出量は許容濃度に達していないので敷地外には大きな影響は与えていない。放射能が濃縮した溶媒の残留物はベントナイト層で包みこみ、地中に埋葬した。

## 4. データの根拠

核種の放出率 (%) は、6.添付データの燃焼溶媒の残留物中の放射能残留率より得られる。気相中では採取した放射性核種サンプリングにより、 $\alpha$ 線核種は主として $^{239}\text{Pu}$ 、 $\beta-\gamma$ 線核種は $^{106}\text{Ru}$ と $^{90}\text{Sr}$ であることが分かった。なお、トレース量の $^{125}\text{Sb}$ が気相中で検出された。

## 5. 備考

核種の放出率の導出は、気相で採取した放射性核種の放射能から決定したものではなく、溶媒燃焼容器内に残存している放射能より求めたものである。そのため、得られた核種の放出率はかなり誤差が大きいものと思われる。

## 6. 添付データ

Trial	Solvent Activity, d/m/ml		Percent of Original Curies Retained in Residue*	
	Gross Alpha	Gross Gamma	Alpha	Beta-Gamma
1	60	$1.9 \times 10^4$	--	99.9
2	4	$2.5 \times 10^4$	--	99.9
3	4	$2.5 \times 10^4$	--	99.9
4	6	$1.2 \times 10^5$	--	99.9
5	6	$1.2 \times 10^5$	--	99.9
6	6	$1.2 \times 10^5$	--	99.9
7	3000	$1 \times 10^5$	99.9	99
8	3800	$4.6 \times 10^5$	99.9	99.8
9	3800	$4.6 \times 10^5$	99.9	99.9
10	3800	$4.6 \times 10^5$	99.9	99.9

\* Assuming 100% collection efficiency.

Fire Solid Release Fraction

文献43. Mishima, J., "Plutonium Release Studies," BNWL-357, Battelle-Northwest (November, 1966)

データ 表 2.2(12) 参照

金属Pu 燃焼時放出量 (CMD 1.2 $\mu$ , MMD 4.2 $\mu$ , 8 $\mu$ 以上の粒子なし)

Run	金属Pu 燃焼時放出割合 (重量%)	同放出率 (W/O/hr)	最高温度	備考
# 1	$4.9 \times 10^{-2}$	$3.2 \times 10^{-2}$	約 960 $^{\circ}$ C	$\alpha$ 相金属
# 2	$1.4 \times 10^{-2}$	$1.9 \times 10^{-2}$	約 1000 $^{\circ}$ C	$\alpha$ 相金属
# 3	$3.4 \times 10^{-3}$	$4.5 \times 10^{-3}$	約 930 $^{\circ}$ C	$\delta$ 相金属
# 4	$3.9 \times 10^{-4}$ (2.9)	$2.9 \times 10^{-4}$	約 800 $^{\circ}$ C	$\alpha$ 相金属 MgO 砂中

1. 目的

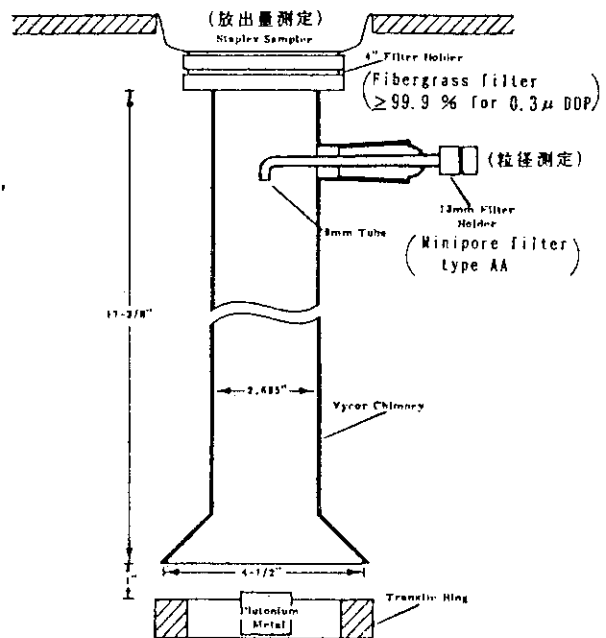
比較的大きな空気流の中で、金属プルトニウムの酸化中に放出される粒子状プルトニウム酸化物の量を得る。

2. 実験方法

グローブボックス内に右図のような実験設備を設置し、燃焼するPu金属からの放出量等を測定する。

Pu金属にはアーク溶接機で点火させ、上昇する粒子を煙突上部のフィルタで集め、硝酸中に溶かして $\alpha$ 粒子測定で放出Pu量を測る。煙突内の気流は、約525 cm/secであり、PuO<sub>2</sub>で200 $\mu$ 以上の径の粒子を上昇させ得る。

放出粒子の粒径は煙突側部のフィルタで集めたものを粒径分析器で測る。



3. 実験結果

燃焼するプルトニウム金属からの放出率は、空気流速 525cm/sec で、0.032~0.0045 重量%/時間であった。

デルタ相の金属の方がアルファ相のものより、放出量は少ない傾向にある。

放出粒子のCount Median Diameter は約 1.2 $\mu$ 、同じくMedian Mass Diameterは約 4.2 $\mu$ であった。8 $\mu$ 以上の粒子径のものは観測されなかった。

## 4. データの根拠

下記TABLE IIによる。

燃焼中のプルトニウム金属を、酸化マグネシウムの砂中に入れると、放出量は約1桁減少する。粒子径データはMin 約  $0.2\mu$ まで記載されている。次ページに示すようにRun No. 3の値は算出方法が不明であること、Run No. 4は  $2.9 \times 10^{-4}\%$ の誤記であると考えられるものがあり注意を要する。

Walker報告書ではこれを  $3.9 \times 10^{-4}\%$ としている。

## 5. 添付データ

TABLE II

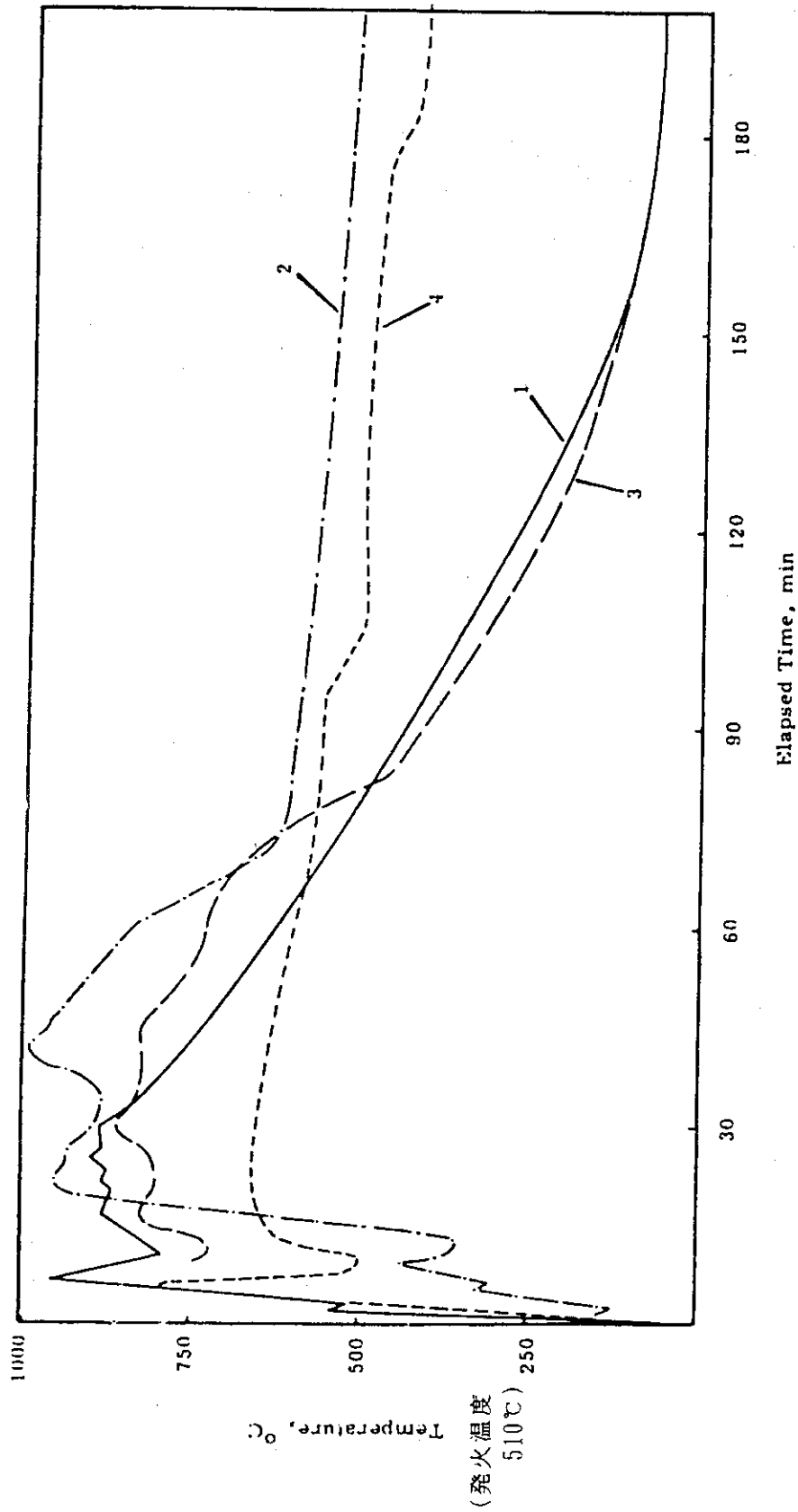
PLUTONIUM RELEASED DURING THE OXIDATION OF LARGE  
METAL PIECES ABOVE IGNITION TEMPERATURES

Run No.	Weight Plutonium (grams)	Weight Pu Released (grams)	Weight % Plutonium Released	Total Time Sampled (min)	Release Rate (w/o hr)
1	569.8 ( $\alpha$ 相)	0.268	$4.9 \times 10^{-2}$	90	$3.2 \times 10^{-2}$
2	1770 ( $\alpha$ 相)	0.257	$1.4 \times 10^{-2}$	45	$1.9 \times 10^{-2}$
3	997 ( $\delta$ 相)	0.034	$3.4 \times 10^{-3}$	22	$4.5 \times 10^{-3}^{*1}$
4	455.5 ( $\alpha$ 相)	0.00132	$3.9 \times 10^{-4}^{*2}$ (2.9)	60	$2.9 \times 10^{-4}$

各Runの試験片温度変化を次葉に示す。

\*1 計算方法不明

\*2 本文中  $2.9 \times 10^{-4}\%$ と記載。MgO砂中で燃焼



Time vs Temperature for Plutonium Oxidation Runs Above Ignition Temperature on Large Metal Pieces

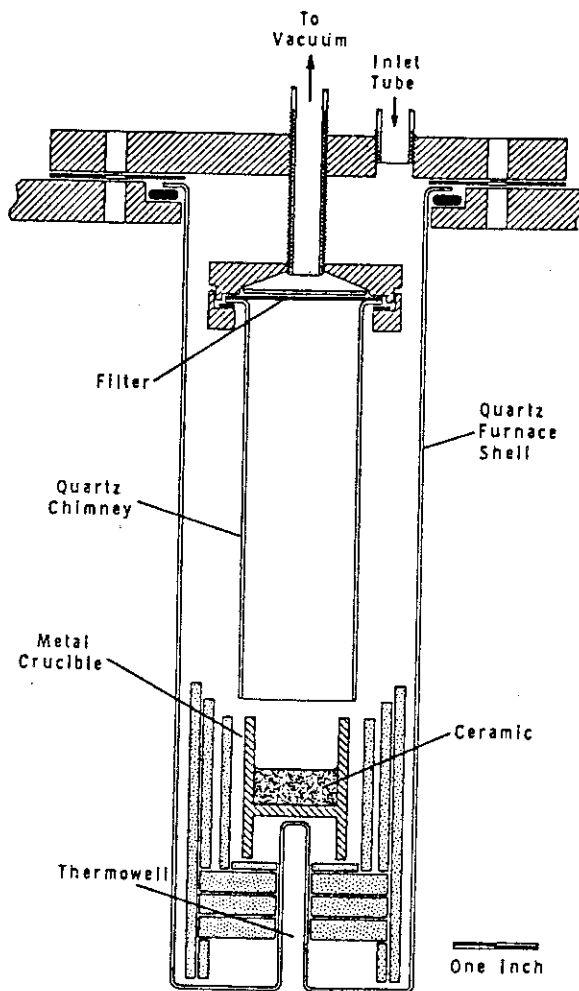
Fire Solid Release Fraction

文献45. Albrethsen, A. E., and Schwendiman, L. C., "Volatilization of Fission Products from High Level Ceramic Wastes," BNWL-338, Battelle Northwest, (February, 1967).

データ	表 2.2(13) 参照 構成物質	放出速度 (%/hr)	条 件
<sup>137</sup> Cs	磷酸塩	$1.5 \times 10^{-3} - 2.4 \times 10^{-2} / \text{hr}$	温度 1,100~1,200 ℃. 時間 = 1/2~2 時間 模擬火災条件における固化セラ ミック廃棄物 材料からのFP放出 詳しい粒子径のデータ無し ND: 検出不可
	珪酸塩	$1.7 \times 10^{-3} - 1.1 \times 10^{-2} / \text{hr}$	
	硼珪酸	$5.1 \times 10^{-3} - 3.5 \times 10^{-2} / \text{hr}$	
<sup>106</sup> Ru	磷酸塩	ND- $2.4 \times 10^{-3} / \text{hr}$	
	珪酸塩	ND- $1.2 \times 10^{-3} / \text{hr}$	
	硼珪酸	ND- $1.1 \times 10^{-2} / \text{hr}$	
<sup>90</sup> Sr	磷酸塩	$1.5 \times 10^{-7} - 2.0 \times 10^{-5} / \text{hr}$	
	珪酸塩	$2.0 \times 10^{-7} - 7.0 \times 10^{-5} / \text{hr}$	
	硼珪酸	$< 1.9 \times 10^{-6} / \text{hr}$	
<sup>144</sup> Ce	磷酸塩	$< 2.3 \times 10^{-7} - 1.1 \times 10^{-5} / \text{hr}$	
	珪酸塩	$1.1 \times 10^{-6} - < 9 \times 10^{-6} / \text{hr}$	
	硼珪酸	$< 8 \times 10^{-7} - < 1.0 \times 10^{-6} / \text{hr}$	

1. 目的  
高レベルのセラミック廃棄物の火災下でのFP放出挙動についての研究を行う。

2. 実験方法



Neg 0662079-6

Furnace for Fission  
Product Release Studies

実験は3段階で行われた。

- 第1にセラミックと金属るつばの適合性に関する研究がなされ、溶融炉の運転と収集技術が確立された。
- 第2に各々のFPの同位体を用いて放出実験がなされた。
- 第3に実際の高レベル固化廃棄物によって実験が行われた。

3. 実験結果

結果を添付資料に示す。

放出速度は  $^{137}\text{Cs}$  の場合  $^{144}\text{Ce}$  と  $^{90}\text{Sr}$  のそれに比べて1000倍であった。ただし、 $^{106}\text{Ru}$  の場合は奇妙な特性を示し、 $^{137}\text{Cs}$  より大きな放出速度を示した時もあったが、又、一方で検出されないほど小さな値を示すこともあった。

4. データの根拠

TABLE V. 参照。

5. 備考

今後、次の様な場合の研究を提案している。

- ① 廃棄物を含んだキャスクが火災温度にさらされた場合における挙動。
- ② セシウムを取り込んでいる蒸気の挙動。
- ③ 様々なセラミック成分の物理化学的性質の基礎研究。

## 6. 添付データ

TABLE V. Fractional Release Rates Observed from Various Samples of Simulated Waste Traced with Actual High-Level Waste

Composition	Run	Crucible	Exposure		Release Rates, Fraction/hr			
			Temp., °C	Time, hr	<sup>137</sup> Cs	<sup>106</sup> Ru	<sup>90</sup> Sr	<sup>144</sup> Ce
<u>PW-1 Phosphates</u> M <sup>4</sup> /P								
1.0	H-8a	Nickel	1100	1	$8.1 \times 10^{-3}$	ND	$3.1 \times 10^{-7}$	$<1.2 \times 10^{-6}$
	H-8b		1100	1	$7.7 \times 10^{-3}$	ND		
	H-8c		1200	1	$1.3 \times 10^{-2}$	ND		
2.5	H-1a	Nickel	1100	1/2	$2.4 \times 10^{-3}$	$1.6 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^{-5}$	$1.1 \times 10^{-5}$
	H-1b		1100	2	$6.0 \times 10^{-3}$	$3.4 \times 10^{-4}$	$4.7 \times 10^{-6}$	$2.5 \times 10^{-6}$
	H-1c		1100	2	$1.5 \times 10^{-2}$	$2.8 \times 10^{-4}$	$3 \times 10^{-6}$	
	H-1d		1200	2	$1.2 \times 10^{-2}$	ND	$5 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^{-6}$
2.5	H-14a	Nickel	1100	1	$3.1 \times 10^{-3}$	ND		
	H-14b		1150	1	$4.8 \times 10^{-3}$	ND		
	H-14c		1200	1	$5.6 \times 10^{-3}$	ND		
2.5	H-2a	SS-304L	1100	1	$1.5 \times 10^{-3}$	$2.4 \times 10^{-2}$	$2 \times 10^{-6}$	
	H-2b		1100	2	$1.6 \times 10^{-2}$	ND	$1.8 \times 10^{-7}$	
	H-2c		1200	2	$2.1 \times 10^{-3}$	ND	$7 \times 10^{-7}$	
4.0	H-9a	Nickel	1100	1	$6.2 \times 10^{-3}$	ND	$4.0 \times 10^{-7}$	$3.8 \times 10^{-7}$
	H-9b		1100	1	$3.9 \times 10^{-3}$	ND		
	H-9c		1200	1	$8.2 \times 10^{-3}$	ND	$1.8 \times 10^{-7}$	$<2.3 \times 10^{-7}$
4.0	H-13a	SS-304L	1100	1	$1.9 \times 10^{-3}$	$1.6 \times 10^{-4}$		
	H-13b		1150	1	$4.4 \times 10^{-3}$	ND		
	H-13c		1200	1	$5.8 \times 10^{-3}$	ND		
<u>PW-2 Phosphates</u> M <sup>4</sup> /P								
1.0	H-10a	Nickel	1100	1	$2.8 \times 10^{-3}$	$1.1 \times 10^{-3}$	$6.2 \times 10^{-7}$	$<1.3 \times 10^{-6}$
	H-10b		1100	1	$4.1 \times 10^{-3}$	ND	$1.5 \times 10^{-7}$	$<3.1 \times 10^{-7}$
	H-10c		1150	1	$1.4 \times 10^{-2}$	ND		
2.5	H-3a	Nickel	1100	1	$6 \times 10^{-3}$	$8.1 \times 10^{-3}$	$3.9 \times 10^{-6}$	
	H-3b		1100	2	$5 \times 10^{-3}$	ND	$1.1 \times 10^{-6}$	
	H-3c		1100	2	$4.1 \times 10^{-3}$	ND	$1.9 \times 10^{-7}$	
	H-3d		1100	2	$4.0 \times 10^{-3}$	ND	$1.3 \times 10^{-6}$	
2.5	H-4a	SS-304L	1100	1	$1.2 \times 10^{-2}$	$1.7 \times 10^{-2}$	$7.4 \times 10^{-6}$	
	H-4b		1100	1	$2.4 \times 10^{-2}$	ND	$1.6 \times 10^{-7}$	
<u>PW-2 Silicate</u>								
Si-1	H-5a	Nickel	1150	1	$1.1 \times 10^{-2}$	$6.8 \times 10^{-4}$	$7 \times 10^{-5}$	$<9 \times 10^{-6}$
	H-5b		1150	2	$2.9 \times 10^{-3}$	ND	$1.8 \times 10^{-6}$	$5.7 \times 10^{-6}$
	H-5c		1200	1	$4.7 \times 10^{-3}$	ND	$2.9 \times 10^{-6}$	$<3.8 \times 10^{-6}$
Si-1	H-11a	SS-304L	1100	1	$2.5 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^{-3}$	$2 \times 10^{-7}$	$1.4 \times 10^{-6}$
	H-11b		1150	1	$1.7 \times 10^{-3}$	$3.4 \times 10^{-4}$	$<5 \times 10^{-6}$	$1.1 \times 10^{-6}$
	H-11c		1200	1	$7.0 \times 10^{-3}$	ND		
<u>PW-2 Borosilicates</u>								
B-Si-1	H-6a	Nickel	1100	1	$1.0 \times 10^{-2}$	ND	$<1.8 \times 10^{-6}$	$<1.0 \times 10^{-6}$
	H-6b		1100	1	$3.5 \times 10^{-2}$	$1.1 \times 10^{-2}$		
	H-6c		1100	1	$2.6 \times 10^{-2}$	$1.1 \times 10^{-2}$		
B-Si-2	H-7a	Nickel	1100	1	$2.0 \times 10^{-2}$	ND	$<1.9 \times 10^{-6}$	$<8 \times 10^{-7}$
	H-7b		1100	1	$9.0 \times 10^{-3}$	ND		
	H-7c		1150	1	$1.6 \times 10^{-2}$	ND		
B-Si-2	H-12a	SS-304L	1100	1	$5.1 \times 10^{-3}$	$2.0 \times 10^{-3}$		
	H-12b		1150	1	$8.0 \times 10^{-3}$	$7.8 \times 10^{-4}$		
	H-12c		1200	1	$1.1 \times 10^{-2}$	$5.4 \times 10^{-4}$		

Note 1: ND (Not Detectable) indicates that there was an insufficient amount of <sup>106</sup>Ru activity to be detected in the presence of the <sup>137</sup>Cs activity. In all cases this means that the ruthenium release was less than 5% of the cesium release and in some cases less than 2%.

Note 2: Accuracy of most strontium releases is on the order of  $\pm 25\%$ ; however, some of the very low releases may approach  $\pm 100\%$ .

Note 3: Accuracy on most cerium releases is about  $\pm 25\%$ .



Fire Solid Release Fraction

文献46. Stern, A.C., Air Pollution, Volume III  
 "Sources of air Pollution and their control," Academic Press, New York  
 (1968)

データ 表 2.2(13) 参照

核 種	放出率 (%)	条 件	
Particulate	0.9-27.7	1b/ton burned	} 本文中でrefer出来ず。
	3.34-23	1b/ton burned	
	31-415	1b/ton burned	
	3	1b/ton burned	
	10	1b/ton burned	
	16	1b/ton burned Municipal	} 屋外火災
	17	1b/ton burned Landscape	
	100	1b/ton burned Auto Components	

(ゴミ 1 ton 焼却における放出率)

1. 目 的

都市や町で出る一般的なゴミが火災となった場合、それが大気にどのような影響を与えるかを調べる。

2. 実験方法

炎の上部に円すい形のフードをつり下げて燃焼ガスを集め、その成分を調べる。

3. 実験結果

ゴミが 1 ton 燃えると炭火水素類が平均30ポンド、有機酸が15ポンド、ホルムアルデヒドが0.06~0.095 ポンド放出されている。また一酸化炭素と粒子との放出割合を添付データに示す。

4. データの根拠

添付データ参照のこと。

本論文では一般的なゴミの他、鉱山のぼた山の火災、あるいはアメリカのオレゴン州やカンザス州で行われている焼畑についても述べられていたが、特記するデータもなく、省略した。放射性物質に関するデータは全くなし。Walker報告書で引用されたのは、5.に示す屋外火災のデータであるが、詳細条件が不明であり、注意する必要がある。

5. 添付データ

	CO (lbs/ton)	Particulates (lbs/ton)
Municipal refuse	85	16
Landscape refuse	65	17
Auto components	125	100

Fire Solid Release Fraction		
文献47. Serious Accidents Issue No.264-May 13, 1966 "The United States Atomic Energy Commission Plutonium Fire Outside of Glovebox Leads to \$30,000 Contamination Cleanup Cost"		
データ	表 2.2(13) 参照	
核種	放出率 (%)	条 件
Plutonium	$1.2 \times 10^{-2}\%$	Puの板状部品100gと金属Pu 290gがダブルプラスチックバックの中に入っている。
1. 目的 Pu火災と対策		
2. 実験方法 (事故結果 - 詳細不明) 金属Pu棒と板状部品がAr雰囲気中で処理中不注意で湿気にさらされPu水素化合物とPu水酸化物が出来た。ビニール袋に入れたこの部品を床の上に週末中保管し週明け後、事故が発生した。 この事故は2-3分以内で容易に制御できる程度の小さな火災を伴った。		
3. 実験結果 対策としてマスクを付けた従業員によってNa-塩化物の金属消火剤の入った缶に金属Puと板状部品を入れ、放射能の汚染の拡大を防ぐためにプラスチック張りをした部屋が通路に設けられた。 汚染されたオペレーティングルーム内の床面では、ホットスポットの100,000dpm/100cm <sup>2</sup> を上限に平均30,000dpm/100cm <sup>2</sup> であり、除染作業後の初日では床で10,000dpmに減り、酸素マスクを着用するというよりむしろ防毒マスクで可能なレベルとなった。 この火災は、障害もなければ過度の放射線被曝もなかったので現在の非常時管理処置は十分であることを証明した。		
4. データの根拠 本論文からWalker報告書に示されている値を見い出すことは出来なかった。		

Liquid Fire

文献109. Docket 50-332, Final Safety Analysis Report-Barnwell Nuclear Fuel Plant Separation Facility, Allied General Nuclear Service, Barnwell S.C. (Oct., 1973)

データ 表 2.3(2) 参照

放出形態	放出分率 (-)						
	ハロゲン	Te-Se-Sb	Ba-Sr	Ru	Zr-Nb	その他	粒 子
液体火災	1.00	0.01	0.01	0.10	0.01	0.01 (Pu)	放出 0.01

1. 目 的

米国 A G N S 社の再処理工場における安全解析において、溶媒火災シナリオに用いられている核種の放出率を示す。

2. 概 要

共除染工程の溶媒の火災  
共除染工程の H A P の漏洩に起因した抽出分離第 1 サイクルの溶媒火災を想定している (事故クラス 5)。Hanford と Savannah River の試験結果に基づいて、溶媒の燃焼時には 0.1% の P u と F P, 10% の R u, 50% のヨウ素が放出すると考える。煤煙のフィルタによる捕集率は 99.9% (実測値は 99.996%) とする。

3. 放出データ

溶媒火災のシナリオと F P 核種の放出率のデータは別添の通りである。  
但し、Table 5-2 (Walker 報告書) に記載されている F P 核種のうち、Te-Se-Sb, Ba-Sr, Zr-Nb の放出率データは別添では F P として表されている。

4. データの根拠

Docket 50-332 には、核種の放出率は Hanford と Savannah River の試験結果より得たと記載されているが、その数値はない。

5. 備 考

Docket 50-332 の内容はかなりの部分に変更されている。変更後の詳細は Docket 50332-41 (目次) と Docket 50332-44 を参照されたい。50332-44 には、P u, I, R u 及び F P の放出データに関する文献名が記載されている (DPSPU-64-30-8B, ORNL-4451, ORNL-3441)。

6. 添付データ

C. Solvent Fire-1st Cycle:

1. Assumed a leak of HAP, organic solvent loaded with plutonium and uranium.
2. Smoke at 3 mg/ft<sup>3</sup> would set off alarm, and the fire would be extinguished within about 10 minutes.
3. If solvent is uniformly spread across the cell floor, about 378 liters of solvent could burn within 10 minutes.
4. Based on limited tests at Hanford and Savannah River, it is estimated that the burning solvent would release about 0.1% of its Pu and fission products, 10% of its Ru, and about 50% of its iodine content.
5. For dense smoke, the HEPA filters' efficiency would be at least 99.9% (99.998% measured).

Solid Fire, Liquid Fire

文献110. Docket 50-564, Preliminary Safety Analysis Report-Nuclear Fuel Recovery and Recycling Center, XN-FR-32, Rev.1, Exxon Nuclear Co., Inc. (Sept., 1977)

データ 表 2.3(2) 参照

放出形態	放出分率 (-)						
	希ガス	na/gn	Te-Se-Sb	Ru	Zr-Nb	その他	粒 子
固体火災							
Zr	0.90	0.90	0.60	0.90	0.01	0.01	放出 0.01 径 < 0.5 $\mu$
その他	1.00	1.00	0.01	0.01	0.01	0.01	放出 0.05 径 < 0.5 $\mu$
液体火災	1.00	1.00	0.01	0.01	0.01	0.01	放出 0.05

1. 目的

米国 Exxon 社の再処理工場における安全解析において、Zr 被覆材火災、HA カラム溶媒火災のシナリオに用いられている核種の放出率を示す。

2. 概要

(a) ジルコニウム被覆管の火災

ジルコニウム被覆管の火災を重大事故として想定している。そのシナリオは、溶解槽バスケットの容量から火災の規模を求めている。Zr 火災による核種の気相放出量は、核種のインベントリと上記した放出率の積である。核種の気相放出率は、揮発性物質とエアロゾルに分けて評価している。

(b) 共除染工程の溶媒火災

溶媒火災は、HA カラム（抽出塔）から溶媒が漏洩して燃焼すると想定している。溶媒火災による核種の気相放出量は、核種のインベントリと上記した放出率の積としている。フィルタの捕集に係わる DF 値は、気体核種では = 1、エアロゾル粒子については =  $10^5$  としている。

3. 放出データ

(a) ジルコニウム被覆管の火災

Zr は 8 時間にわたって燃え、燃焼によるエアロゾルの発生は Zr 燃焼量の 1% とする。別添の Table 9.4.9-1 には、放射性核種の放出率と共に、核種の放出量を求める計算が記載されている。評価では、トリチウム、Kr、Xe、ハロゲンを除き、他の揮発性核種はエアロゾルとなりフィルタに捕集されるものとした。

(b) 共除染工程の溶媒火災

溶媒火災で放出される核種と環境への放出の計算を別添の Table 9.4.8-1 に示した。表中、核種のインベントリは EF（燃料当量トン）、放出率は RF で表わされている。

4. データの根拠

Docket 50-564 には、Zr 火災の放出データに関して ORNL の燃料加熱実験（空气中）に基づいたと記載されているが、文献名の記載はない。溶媒火災の放出データに関しては、根拠になる参考文献名も数値も記載がない。

5. 備考

Exxon では最終報告書は公開されなかった。但し、安全解析に関する最終の文献は Nucl. Technol. Vol.43, 213 (1979) を参照されたい。なお、Docket 50-564 の変更報告書はDocket 50564-11 である。

6. 添付データ

TABLE 9.4.8-1  
Estimated Radionuclide Releases from a HA Column Solvent Fire

Component	EF(a) (Equivalent Tonnes)	SF(b)	RF(c)	FF(d)	Release To FRF Vent Stack (Equivalent Tonnes)	
					0-1/2 hr (e)	1/2-2.2 hr (f)
H	8.5E-02	Negligible	-	-	0	0
Kr, Xe	8.5E-02	0	-	-	0	0
I	8.5E-02	7.3E-01	1	1	1.4E-02	4.8E-02
Ru	8.5E-02	2E-04	1E-02	1E-05	3.9E-13	1.3E-12
Np	8.5E-02	2.6E-01	1E-02	1E-05	5.0E-10	1.7E-09
Tc	8.5E-02	1.4E-01	1E-02	1E-05	2.7E-10	9.2E-10
U	8.5E-02	1.0	1E-02	1E-05	1.9E-09	6.6E-09
Pu	8.5E-02	1.1	1E-02	1E-05	2.1E-09	7.2E-09
Zr-Nb	8.5E-02	4E-04	1E-02	1E-05	7.7E-13	2.6E-12
Other	8.5E-02	1E-04	1E-02	1E-05	1.9E-13	6.6E-13

(a) Equivalence Factor (EF)

$$= 1195 \text{ \mu burned} + 1.4\text{E}+04 \text{ \mu/T} = 8.5\text{E}-02 \text{ tonnes}$$

where

$$\text{HAP flow @ } 79.6 \frac{\text{g}}{\text{min}} \times \frac{60 \text{ min}}{\text{hr}} \times \frac{24 \text{ hr}}{\text{day}} \times \frac{\text{day}}{8 \text{ tonnes}} = 1.4\text{E}+04 \text{ \mu/tonne}$$

TABLE 9.4.8-1 (Continued)

- (b) Source Factor (SF)  
 = fraction of component in organic solvent relative to unprocessed fuel
- (c) Release Factor (RF)  
 = 1 for I and H-3 (Appendix 9A)  
 = 0.01 for non-volatile nuclides (Appendix 9A)
- (d) Filter Factor (FF)  
 = 1 for gaseous nuclides (Appendix 9A)  
 = 1E-05 for particulates (Appendix 9A)
- (e) Release (0-1/2 hr)  
 =  $EF \times SF \times RF \times FF \times \frac{272 \text{ g consumed in 0.5 hr}}{1195 \text{ g consumed total}}$
- (f) Release (1/2-2.2 hr)  
 =  $EF \times SF \times RF \times FF \times \frac{932 \text{ g consumed in 1.7 hrs}}{1195 \text{ g consumed total}}$

TABLE 9.4.9-1  
Estimated Radionuclide Releases from a Zirconium Cladding Fire

<u>Component</u>	<u>EF(a)</u>	<u>SF(b)</u>	<u>VRF(c)</u>	<u>ERE(d)</u>	<u>Release to FRF Vent Stack (Equivalent Tonnes)</u>	
					<u>0-1/2 hr(e)</u>	<u>1/2 - 8 hr(f)</u>
Activation Products	4.0	1.0	1E-07	1E-07	5.0E-08	7.5E-07
H-3	4.0	1.0	1.0	-	2.5E-01	3.8E+00
Kr, Xe	4.0	1E-03	9E-01	-	2.3E-04	3.4E-03
I, Br	4.0	1E-03	9E-01	-	2.3E-04	3.4E-03
Te, Se, Sb	4.0	1E-03	6E-06	-	1.5E-09	2.3E-08
Ru, Mo, Tc, Pd, Rh	4.0	1E-03	9E-06	-	2.3E-09	3.4E-08
Other	4.0	1E-03	1E-07	1E-07	5.0E-11	7.5E-10

(a) Equivalence Factor (EF)

= 4.0 metric tonnes -- design value for dissolver basket

(b) Source Factor (SF)

= fraction of component in cladding relative to unprocessed fuel



Table 9.4.9-1 (continued)

(c) Volatilized Release Factor (VRF)

Volatile fraction penetrating filters = fraction volatilized x filter factor  
 =  $0.01 \times 1E-05 = 1E-07$  for activation products and others  
 =  $1.0 \times 1.0 = 1.0$  for  $H^3$   
 =  $0.9 \times 1.0 = 0.9$  for Kr, Xe, I, Br  
 =  $0.6 \times 1E-05 = 6E-06$  for Te, Se, Sb  
 =  $0.9 \times 1E-05 = 9E-06$  for Ru, Mo, Tc, Rd, Rh  
 = 1.0 for  $H^3$ , Kr, Xe, I, and Br (assuming no condensation after volatilization).

(d) Entrainment Release Factor (ERF)

= fraction released as airborne particulate x filter factor  
 =  $0.01$  (activation products and others only) x  $1E-05 = 1E-07$

(e) Release (0 - 1/2 hr) =  $EF \times SF \times (VRF + ERF) \times \frac{0.5 \text{ hr}}{8 \text{ hr}}$

(f) Release (1/2 - 8 hr) =  $EF \times SF \times (VRF + ERF) \times \frac{7.5 \text{ hr}}{8.0 \text{ hr}}$

Liquid Fire

文献111. Docket 50-268, Safety Analysis Report-Midwest Fuel Recovery Plant, NEDO-10178, General Electric Co., (Dec., 1970)

データ 表 2.3(2) 参照

蒸発したActivityの1%がSand filter を通ってスタックから放出される。

1. 目的

Morris 再処理プラント (300 t/y) の安全解析書から溶媒火災事故の事故解析に用いられている移行率の調査を行った。

2. 実験方法

Savanna River Facilityの溶媒火災試験による。(詳細記載なし)

3. 実験結果

最大で溶媒中のプルトニウムの約1%が蒸発した。

4. データの根拠

3.4 Solvent Fire

To evaluate the effects of a solvent fire in the process canyon, it is assumed that the HAP line leaks undetected until about 200 gallons (40 percent of the 500 gallon inventory) of HAP have been lost from the system. This amount of solvent will contain about 1200 gms of Pu, about  $1.5 \times 10^{-4}$  days' inventory Ru and Zr-Nb, and about  $1.5 \times 10^{-5}$  days' inventory of all remaining fission products. It is further assumed that this solvent, which has collected on the floor in a layer approximately 1-1/2 inches deep, is ignited and about one third of the solvent burns before being extinguished. Based on data obtained from solvent burning tests at the Savannah River facility, a maximum of about one percent of the plutonium in the solvent would be volatilized. It is assumed that approximately one percent of activity thus volatilized passes through the sand filter and is discharged from the stack. The activity discharged from the stack ( $\sim 0.04$  g Pu,  $< 0.5 \times 10^{-8}$  days' inventory of fission products) is far less than the activity released from either the assumed HAW concentrator explosion or the assumed anion exchange resin reaction.

## Solid Fire, Liquid Fire

文献113. Selby J.M., et al., "Considerations in the Assessment of the Consequences of Effluents from Mixed Oxide Fuel Fabrication Plants," BNWL-1697, (1973), p.73-79.

データ 表 2.3(2) 参照

放出形態	放出分率 (-)		
	PuO <sub>2</sub>	Pu (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	その他
固体の火災	0.4	0.1	0.01
液体の火災	—	0.007 0.10	—

## 1. 目的

米国の混合酸化物核燃料製造施設の事故時における放射性物質の放出評価の考え方を整備するため、事故時の環境放出に対する支配因子を明らかにし、燃料製造施設の安全解析と設置評価に資することを目的にしている。

## 2. 概要 (火災事故)

燃料製造施設の火災事故において最も重大な事故は、硝酸混合タンク近傍の火災によるPuの放出である。この場合、タンクにベントがあれば過熱されて沸騰が起こりPuが放出する。沸騰によりPu(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>溶液の体積が90%に減少した場合にはPuの気相放出は0.2%以下、100% (ドライの状態) の場合には0.7%以上である。タンクにベントがない場合には、タンクの圧力が上昇し、Puを含む硝酸溶液がタンクの床に噴出・漏洩して広がる。漏洩した硝酸溶液により火災が鎮火する場合には、Puの気相放出は0.003%以下、火災が継続する場合には0.5%以上になると考えられる。また、PuO<sub>2</sub>の気相放出が問題になる事故は、グローブボックスの破損である。

## 3. 放出データ

添付したTable 13には、種々の事故条件下におけるPuエアロゾルの発生に関するデータが示されている。Table 16中の放出率(%)は、有用なデータから抽出した最大値として記載されている。

Walkerの放出分率(-)のうち、固体の火災データにおける0.4(=PuO<sub>2</sub>)は、添付データのTable 13の“可燃性物質に含まれたPuO<sub>2</sub>の強制燃焼”、0.1(=Pu(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>)は“可燃性物質に含まれているPu(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>溶液を強制的”に燃やした場合に相当する。液体火災のデータの放出分率のうち0.10の値は添付データのガソリン火災(ステンレス上)であるが、0.007の値については数値がない。

## 4. データの根拠

添付されたTable 13には出典の記載がない。但し、BNWL-1697のAppendixには文献名が列記されている。

## 5. 備考

70年代初期の報告書であるので、記載されている数値やデータは古いものと思われるが核燃料製造施設の安全性評価の考え方は現在でも十分参考になると考えられる。

## 6. 添付データ

**TABLE 13.** Summary of Experimentally Determined and Estimated Airborne Release Fractions of Plutonium Under Various Thermal and Aerodynamic Stresses

	<u>Stress Imposed</u>	<u>% of Source Initially Airborne</u>
• <u>Fire</u>		
Metal -	Ignited airflow less than 100 cm/sec (2.2 mph)	0.01 <sup>(a)</sup>
	Partial disruption of molten metal, airflow greater than 100 cm/sec	1.0 <sup>(a)</sup>
Dioxide Powder -	Airflow less than 100 cm/sec	0.5
	Airflow 100 cm/sec	1.5
	Airflow greater than 100 cm/sec	15
	Involved with flammable material natural convection	0.05
	Involved with flammable material forced draft	40
Oxalate Powder -	Airflow less than 100 cm/sec	1.0
Fluoride Powder -	Airflow less than 100 cm/sec	0.1
Nitrate Solution -	Airflow less than 100 cm/sec	0.5
	Airflow greater than 100 cm/sec	1.0
	Gasoline fire, stainless steel surface, 20 mph	10
	Involved with flammables, natural convection	0.2
	Involved with flammables, forced draft	10

• Explosion

Any explosive mechanism of sufficient magnitude to completely destroy the integrity of the containment is assumed to make airborne all the source material directly involved or fill the available air space with an aerosol which has a mass concentration of 100 mg Pu/cm<sup>3</sup> after 10 minutes.

• Other

If air at a velocity of greater than 10 mph is directed upon or through a finely divided powder (particles less than 50 microns AED), 100% of the powder is assumed airborne.

a. Percent of source airborne associated with particles less than 10 microns Aerodynamic Equivalent Diameter (AED).

		Fire	Release Fraction
文献 C-1	Aerosol Released in Accidents in Reprocessing Plants. Nucl. Technol. Vol. 81, 278 May (1988)		
<u>データ</u>			
放出核種	放出率 (%)	濃度 (g-U/ℓ-solvent)	その他
UO <sub>2</sub>	0.7 1.4	1.0 84.0	K f K 実験 (30%TBP-n-kerosene)
UO <sub>2</sub>	0.2~7.0	101~188	P N L 実験 (30%TBP-NPH)
C s	5~40		J A E R I の実験 (30%TBP-n-dodecane) chek
1. 目的			
再処理施設の溶媒火災時のエアロゾル挙動について、K f K、P N L 及び J A E R I の研究をまとめた (A N S の原子力エアロゾル特集)。			
2. 概要			
K f K では、大型及び小型装置により T B P / ケロシン / 硝酸系の大気火災とセル内火災の実験を実施した。また、溶媒火災時のウランエアロゾルの放出率を測定した。			
P N L では、火災時のソースターム解析コード (F I R I N) を開発したが、このコードの検証のため、小型装置によるウランの放出実験を行った。			
J A E R I では、抽出工程のセル内で想定される溶媒火災について、大型及び小型装置による実証試験を実施した。試験では、溶媒火災の挙動、放射性物質の放出率及び H E P A フィルタの補集効率と健全性を明らかにした。			
3. 実験			
K f K : 溶媒火災時のウランの、放出率は溶媒中のウラン濃度に比例している。それは T B P - U O <sub>2</sub> ( N O <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> の反応によ大量の熱分解ガスが発生するからである。ウランエアロゾルは、溶媒の燃焼による放出に加えて熱分解ガスや水相の沸騰によるバブルの溶媒液面上の破裂で発生する。熱分解ガスや水相の沸騰による放出が加わると、ウラン粒子の放出量は5倍以上大きくなる。			
P N L : 3 M の H N O <sub>3</sub> 水溶液の上層に30% T B P - N P H の溶媒を蓄え、溶媒火災実験を実施した。実験では、溶媒中のウラン濃度を 101 g / ℓ - solvent と 188 g / ℓ - solvent の2種類とした。溶媒は、空気中で32cm <sup>2</sup> の燃焼面積で燃焼させた。			
J A E R I : 大型の実証試験装置を用いて、T B P / ドデカン / 水相系の火災実験を行った。溶媒の燃焼中に気相に放出した非放射性の C s , S r , C e , R u 及び U O <sub>2</sub> の同伴係数 (= 放出分率) を求めた。C s の放出率はきわめて大きい。			

## 4. 放出データの根拠

K f K : ウランエアロゾルの放出速度は溶媒中のウラン濃度に比例しており、 $1 \text{ g/l-solvent}$ では0.7%、 $84 \text{ g/l-solvent}$ では1.4%のウラン粒子が放出した。Fig. 6にウランの放出率と溶媒中のウラン濃度の関係を示した。水相が存在するとウランの放出率が增大することに注目されたい(熱分解ガスや水蒸気のパブル破裂効果)。

P N L : 溶媒中のウラン濃度が $101 \text{ g/l-solvent}$ と $188 \text{ g/l-solvent}$ の火災実験では、0.2~7%のウランが放出した。ウランは全て煤煙に付着しており、 $D_g = 0.6 \mu\text{m}$ 、 $\sigma_g = 3.1$ であった。

J A E R I : C s の同伴係数のみ掲載されている。溶媒の燃焼に伴って放出するC s の同伴係数の時間変化をFig. 21に示す。水相が沸騰すると放出量が増大し、同伴係数の値は1.0を超える。

## 5. 備考

## 溶媒火災における放出分率と同伴係数について

溶媒火災の文献中でよく使用されている核種の放出分率あるいは放出率は、紛らわしい定義が用いられている場合があり、その意味を把握しておく必要がある。本来、放出分率(放出率)と同伴係数は同じ定義であるが、J A E R Iでは以下の理由により放出分率と同伴係数を区別した。

## (1) 放出分率の定義

溶媒 $1 \text{ kg}$ 中に $C_s$  ( $\mu\text{g/kg}$ )の核種が存在し、 $t$ 時刻までに $W$  ( $\text{kg}$ )の溶媒が燃焼したとする。セル内は $F$  ( $\text{m}^3/\text{s}$ )の流量で換気されていると考える。 $t$ 時刻において、放出した核種の気相濃度を $C_F$  ( $\mu\text{g}/\text{m}^3$ )とすれば、核種の気相放出分率 $r$ は

$$r = \frac{\int_0^t C_F F dt}{C_s W} = \frac{C_F F t}{C_s W} \quad (1)$$

(1)式の右辺は、核種の気相濃度 $C_F$ が時間に対して一定の場合に成り立つ。

## (2) 同伴係数の定義

溶媒火災実験における放出核種の同伴係数 $\epsilon$ は、時間毎に求める。その定義は、

$$\epsilon = \frac{\dot{m}_F}{C_s \dot{m}_{ru}} = \frac{C_F F}{C_s \dot{m}_{ru}} \quad (2)$$

ここで、 $\dot{m}_F$  ( $\mu\text{g}/\text{s}$ )は核種の気相放出速度、 $\dot{m}_{ru}$  ( $\text{kg}/\text{s}$ )は溶媒の燃焼速度で、 $\dot{m}_{ru} = W/t$ である。従って、 $C_F$ の値が時間に対して一定の場合には放出分率と同伴係数は全く同じ定義となる。

同伴係数を用いる利点は、①時刻毎の評価ができること、②溶媒の燃焼速度と $\epsilon$ の値が既知であれば放出量が決定できること、③水相中の核種の濃度が既知であれば、分配係数を用いて $C_s$  ( $\mu\text{g}/\text{kg}$ )の値が決定できること等である。

文献等で核種の放出分率を利用したい場合には、特に水相が存在している場合には、(1)式の分母の核種の重量が溶媒相だけの値か、溶媒相と水相の重量を用いているかを確かめておくこと必要となる。

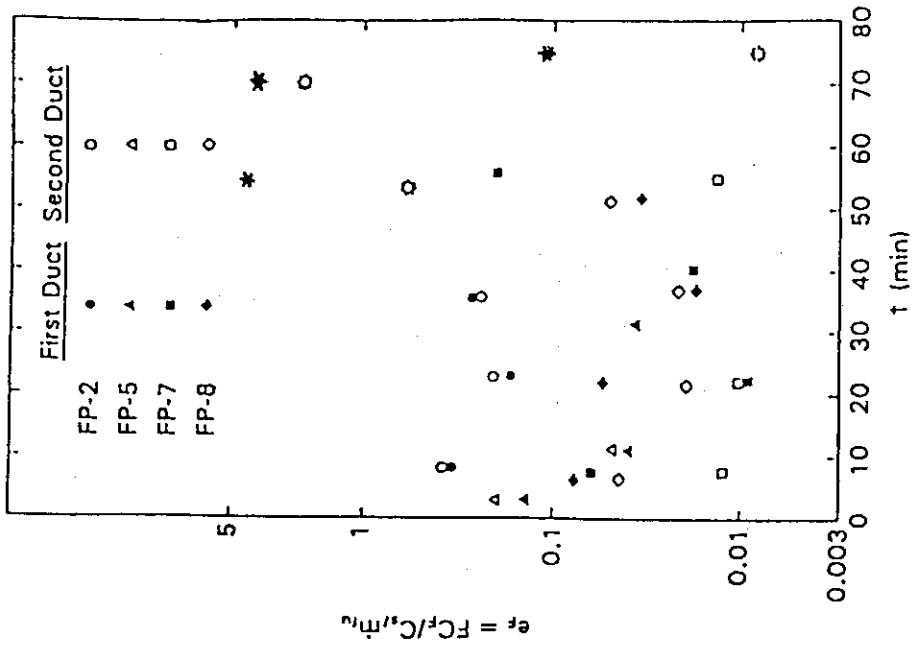


Fig. 21. Entrainment coefficient of cesium versus time in first and second ducts.

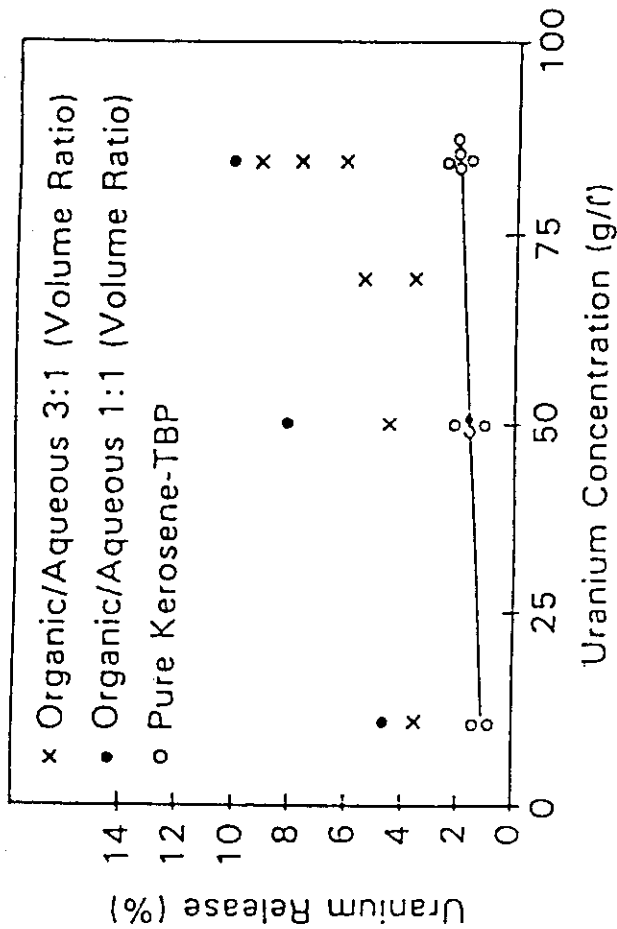
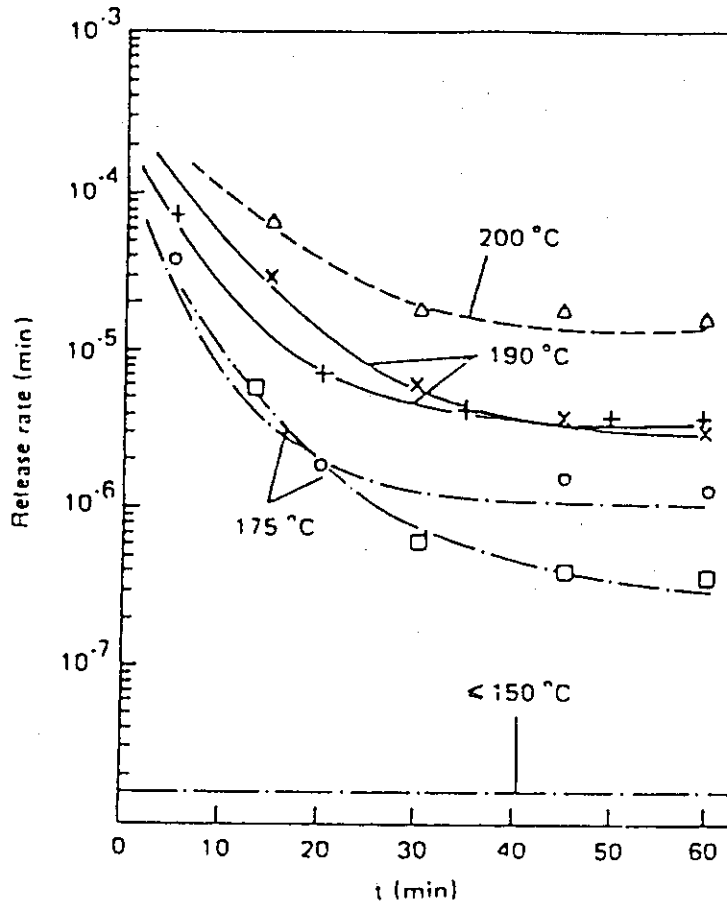


Fig. 6. Uranium release from burning solvents.

	Fire	Release Fraction
文献C-2	Means of Evaluating the Consequence of a Fire in Ventilation and Filtration Networks, J.C.Laborde, et.al., Fire Protection and Fire Fighting in Nuclear Installations, IAEA Vienna, 1989 IAEA-SM-305/69.	
実験条件:	核種	放出速度 (l/min)
	<sup>99</sup> Tc <sup>m</sup> (煤煙)	10 <sup>-4</sup> ~ 5 × 10 <sup>-7</sup> (定義は放出データの根拠を参照)
条件:	ガス流体の温度 (℃)	HEPAフィルタの仕様
	150 ~ 200	フィルタ濾材: Glass fiber, シラント材: PVC ガasket材: Neoprene, フィルタタイプ: Clogged filter
1. 目的 火災事故時のフィルタの閉じ込め効果を解明するため、HEPAフィルタ上に捕集された放射性粒子の離脱・放出を空気の温度をパラメータにして実験した (IPSN/CEA/France)。		
2. 概要 フランス (Saclay) では、原子力施設における火災時の換気系とフィルタ設備の安全性を確かめるため、大型のSIMOUN装置を用いて、空気温度をパラメータにHEPAフィルタに沈着した放射性粒子の気相放出速度を測定している。		
3. 実験 Saclayでは、NaFあるいはNaClエアロゾルに放射性のテクネチウムを加えて、温度上昇によるHEPAフィルタから <sup>99</sup> Tc <sup>m</sup> の放出速度を測定した。実験結果から、 (1) <sup>99</sup> Tc <sup>m</sup> の離脱・放出は175℃以上から始まる。 (2) <sup>99</sup> Tc <sup>m</sup> の放出速度は温度が上昇すると増加し、流体のフィルタへの流通時間を長くすると減少する。 (3) 放出の現象は、HEPAフィルタに堆積した煤煙の離脱に関係している。また、フィルタの素材 (ファイバボインダ、スパーの刻み、シラント、円筒形フィルタ (Clogged filter) に堆積したダスト等) の熱損傷に原因している。 (4) 実験の結果から、 <sup>99</sup> Tc <sup>m</sup> の放出速度は10 <sup>-4</sup> /minの値を超えることはない。		
4. 放出データの根拠 <sup>99</sup> Tc <sup>m</sup> の放出は時間毎に測定されているので、放出速度 (min <sup>-1</sup> ) の定義は、 $T_r = \frac{[\text{時間 } t \text{ と時間 } t + \Delta t \text{ の間に放出した } ^{99}\text{Tc}^m \text{ の放射能}]}{[\text{HEPAフィルタ上に初期に堆積していた } ^{99}\text{Tc}^m \text{ の放射能}] \times \Delta t}$ Fig. 5にHEPAフィルタからの <sup>99</sup> Tc <sup>m</sup> の放出速度と時間の関係を温度に対して示した。		
5. 備考 この実験は、火災の発生セルの近傍にHEPAフィルタを設置した場合のフィルタの漏洩量の評価に重要なデータである。		





Filter media: Glass fibre  
 Design: Mini pleats  
 Sealant: PVC  
 Gasket: Neoprene  
 Clogged filter

FIG. 5. Release rate as a function of time at different temperatures.

		Fire	Release Fraction
文献 C-3	Estimation of Fire Consequences, Fire Fighting and Repair Methods in Nuclear Plants. J.C. Malet, et al., Fire Protection and Fire Fighting in Nuclear Installations, IAEA Vienna, 1989 IAEA-SM-305/71.		
実験条件:	<u>核種</u>	<u>放出率 (%)</u>	<u>その他</u>
	Ce	0.05~0.4	Transfer factor (定義は備考を参照)
条件:	<u>溶媒 (Vol.%)</u>	<u>燃焼容器 (m<sup>3</sup>)</u>	<u>燃焼面積 (m<sup>2</sup>)</u> <u>燃焼速度 (kg/m<sup>2</sup>s)</u>
	30%TBP-n-kerosene	400	0.4~5    0.02
1. 目的 溶媒火災時のFPの放出を模擬するため、溶媒相と平衡した酸溶液にCeを加え、溶媒火災実験を実施した (IPSN/CEA/France)。			
2. 概要 フランスでは、1ℓから400m <sup>3</sup> の燃焼容器を用いて、再処理における溶媒火災実験を実施している。本論文には、400m <sup>3</sup> の大型セルの溶媒火災実験におけるセリウムの気相放出率 (Transfer factor) が掲載されている。 溶媒火災時に気相に放出したCe量は燃焼前後の溶媒相中のセリウムの濃度を分析し、その物質収支から決定された。気相に放出したセリウムの Transfer factorは0.05から0.4の範囲にある。			
3. 実験 フランス (CEN) では、Ceを加えた30%TBP-n-keroseneを400m <sup>3</sup> の角型セル内で燃焼させる溶媒火災実験を実施した。フランスの再処理施設では Fire dumperがセルの出入口に設置されているので、給気位置の流量はゼロである。燃焼面積は0.4~4m <sup>2</sup> である。燃焼面積が4及び5m <sup>2</sup> の実験では、大量の燃焼ガス (7000m <sup>3</sup> /h) が流れ、差圧上昇に起因してHEPAフィルタが破損した。実験で得られた燃焼速度の最大値は0.02kg/m <sup>2</sup> sである。Table. IIに燃焼面積、燃焼ガス流量、HEPAフィルタの効率、そしてセリウムの Transfer factorを示す。			
4. 放出データの根拠 CENでは、Ceの気相放出を Transfer factorを用いている (Table. II 参照)。この定義は備考に示す。			
5. 備考 Transfer factorの定義は以下の通りである <sup>(*)</sup> 。			
$T_r = \frac{[\text{燃焼皿中の初期のCeの質量} - \text{燃焼皿中の燃焼後のCeの質量}]}{[\text{燃焼皿中の初期のCeの質量}]}$			
* 燃焼皿には、Ceを含む溶媒相と水相 (平衡状態) があることに注意されたい。			
** 論文中には、溶媒相中及び水相中ともCeの濃度が記載されていない。			

TABLE II. KEROSENE-TBP MIXTURE TESTS

Pool burning (m <sup>2</sup> )	Maximum gas exhaust flow rate (m <sup>3</sup> ·h <sup>-1</sup> )	Filter efficiency	Cerium transfer factor
0.4	1520	$5.2 \times 10^4$	$1.7 \times 10^{-1}$
0.4	1095		$3.3 \times 10^{-1}$
1.0	3650	$6.7 \times 10^3$	$1.2 \times 10^{-1}$
4.0	8850	Damaged	$6.0 \times 10^{-2}$
4.0	7380	Damaged	$6.3 \times 10^{-2}$

		Fire	Release Fraction
文献C-4 Combustion Aerosol Formed during Burning of Radioactive Contaminated Materials-Experimental Results NUREG/CR-4736, PNL-5999 (1978) by A. Halverson et. al.			
実験条件			
放出核種		ウラン, FP, 溶媒及び硝酸濃度	
UO <sub>2</sub>	HNO <sub>3</sub> (mol/l) : 2.5~2.88		
	溶媒 (Vol.%) : 30%TBP-n-kerosene		
	FP (g/l) : Ru:0.43, Cs:1.34, Sr:4.69		
	UO <sub>2</sub> (g/l) : 101~188		
データ			
	UO <sub>2</sub> の放出率 (%)	燃焼系の組合せ (溶媒相/硝酸相)	備考
実験1	0.4~0.6	UO <sub>2</sub> /pure-HNO <sub>3</sub>	UO <sub>2</sub> の放出率は小さい
実験2	2.5~2.7	UO <sub>2</sub> /FP	2.88Mの硝酸を用いたので放出率は大きい
実験3	0.2 6.0~7.1	pure-sol./FP+UO <sub>2</sub> pure-sol./FP+UO <sub>2</sub>	燃焼皿中に溶媒相がある状態(40%のTBPを使用している) 最後まで燃焼, ドライ残留物より放出
実験4	0.8~1.6	FP+UO <sub>2</sub> /FP+UO <sub>2</sub>	最後まで燃焼しなかった
1. 目的			
溶媒火災時におけるソースターム放出の時間依存性と計算コードFIRINの検証のため、硝酸相の存在する場でウランとFPの気相放出の小型燃焼実験を実施した。			
2. 概要			
PNLでは、核燃料施設の火災時ソースターム解析コード(FIRIN)を開発したがこのコードの検証のため、小型装置によるウランの放出実験を行った。この実験は、燃焼皿にビーカーを用いた、ウランと模擬FPの気相放出実験であるが、実験回数が多いことが特徴である(計15回)。ウランの気相放出実験は成功したが、FPについては失敗した(データ無し)。			
3. 実験			
PNLでは、HNO <sub>3</sub> 相と30%TBP-NPH相にウランやFPを加えた溶媒を調整し、火災実験を実施した。実験は、溶媒中のウラン濃度を101g/l-solventと188g/l-solventの2種類とした。溶媒は、空気中で32cm <sup>2</sup> の燃焼面積で燃焼させた。 実験は、18cmφ×0.8mの円筒容器内に溶媒相/硝酸相を含むビーカーを入れ、加熱しながら空気を流して溶媒を燃焼させる。燃焼量の測定はロードセルを使用している。ウランの採取はフィルタで行い、分析は蛍光分析を採用している。			
4. 放出データの根拠			
硝酸を含む水相と30%TBP-NPH(ノルマルパラフィン)にウランや模擬FPを加え、溶媒火災実験を実施した。この実験では、模擬FPの測定は失敗しており、データは記載されていない。実験の組合せ及び条件は以下の通り。			
(1) 溶媒相(UO <sub>2</sub> 有り)/硝酸相(FP無し)の実験			
溶媒相中のウラン濃度: 101.2g/l, 硝酸相: 3M-HNO <sub>3</sub> の実験。この実験ではウランの放出率が小さく、0.4~0.56%であった。燃焼が進むと硝酸相が沸騰し、ポイルオーバが発生した(40~60%のTBP相が残った)。			

- (2) 溶媒相 (UO<sub>2</sub>有り) / 硝酸相 (FP有り) の実験  
ウランの放出率は 2.5~2.7%であり, (1)の実験に比較して5~6倍大きい。この理由は, 2.88M-HNO<sub>3</sub>を用いたので, 硝酸濃度の違いかも知れない。
- (3) 溶媒相 (40%TBPのみ) / 硝酸相 (FPとUO<sub>2</sub>有り) の実験  
ウランの放出率はきわめて小さい (0.2%)。ただし, 溶媒を燃焼させ, ドライ状態にすると, 固体の残留物から6~7.1%のウランが放出した。
- (4) 溶媒相 (UO<sub>2</sub>有り) / 硝酸相 (UO<sub>2</sub>有り) の実験  
両相ともウランが入った場合の実験。放出率は, 0.8~1.6%である。  
別添に(1)~(4)の実験結果を示した。

5. 備 考

本論文中には 15Runの実験結果が記載されているが, 実験結果に対する考察がない。そのため, 各実験のねらいや実験条件に対する相関がわかりにくい。

## Results from Burning 30% Kerosene/Tributylphosphate (TBP)

Run #	Time, min	Cumulative % Release		Notes (a)
		Uranium	Smoke	
44	0	0.0	0.0	Pure acid/organic with uranium
	13.2	0.009	0.10	
	16.3	0.040	0.53	
	22.5	0.132	1.32	
	27.5	0.404	1.89	
45	0.0	0.0	0.0	Pure acid/organic with uranium
	14.7	0.054	0.10	
	18.0	0.395	0.70	
	25.5	0.529	1.00	
	34.8	0.557	1.10	
46	0.0	0.0	0.0	Pure acid/organic with uranium
	19.0	0.006	0.04	
	25.5	0.081	0.17	
	35.7	0.031	0.33	
	53.3	0.434	0.76	
47	0.0	0.0	0.0	Acid with fission product/ organic with uranium
	13.3	0.032	0.15	
	16.0	0.105	0.69	
	19.0	0.343	1.46	
	24.8	2.517	3.18	
48	0.0	0.0	0.0	Acid with fission product/organic with uranium
	17.0	0.034	0.10	
	22.0	0.335	0.69	
	26.3	2.054	2.28	
	34.0	2.697	2.88	
52	0.0	0.0	0.0	
	8.3	0.068	0.18	
	12.5	0.170	1.10	
	20.5	0.606	2.03	
	61.3	5.978	8.11	
53	0.0	0.0	0.0	Acid with uranium and fission product/pure organic
	9.3	0.097	0.22	
	14.2	0.206	1.1	
	37.0	2.620	4.64	
	65.0	7.088	8.94	

(contd)

Run #	Time, min	Cumulative % Release		Notes
		Uranium	Smoke	
56	0.0	0.0	0.0	Acid with uranium and fission product/organic with uranium 150 mL acid/50 mL organic
	24.8	0.032	0.18	
	31.5	0.060	1.15	
	39.3	0.330	2.45	
	57.3	1.563	6.51	
57	0.0	0.0	0.0	Acid with uranium and fission product/organic with uranium 100 mL acid/50 mL organic
	19.2	0.010	0.10	
	28.5	0.028	0.83	
	39.5	0.621	2.52	
	51.0	0.809	3.03	
58	0.0	0.0	0.0	Acid with uranium and fission product/pure organic 150 mL acid/50 mL organic
	16.0	0.003	0.20	
	23.0	0.006	2.04	
	30.0	0.012	4.55	
	40.0	0.170	6.44	
42	0		0	Pure acid/pure organic
	17.3		0.25	
	19.2		0.79	
	23.0		1.60	
	36.8		2.53	
43				No ignition. Slight boiling loss. Pure acid/pure organic
49	0		0	Acid with fission product/ pure organic
	14.8		1.06	
	18.5		1.94	
	30.0		2.87	
50	0		0	Acid with fission product/Pure organic
	12.5		0.28	
	17.0		1.36	
	21.0		2.79	
	31.5		4.51	
54	0		0	Pure acid/pure organic
	12.3		0.16	
	16.8		1.10	
	27.0		2.74	
	32.0		3.81	

(a) 100 mL of acid/100 mL organic unless otherwise noted.

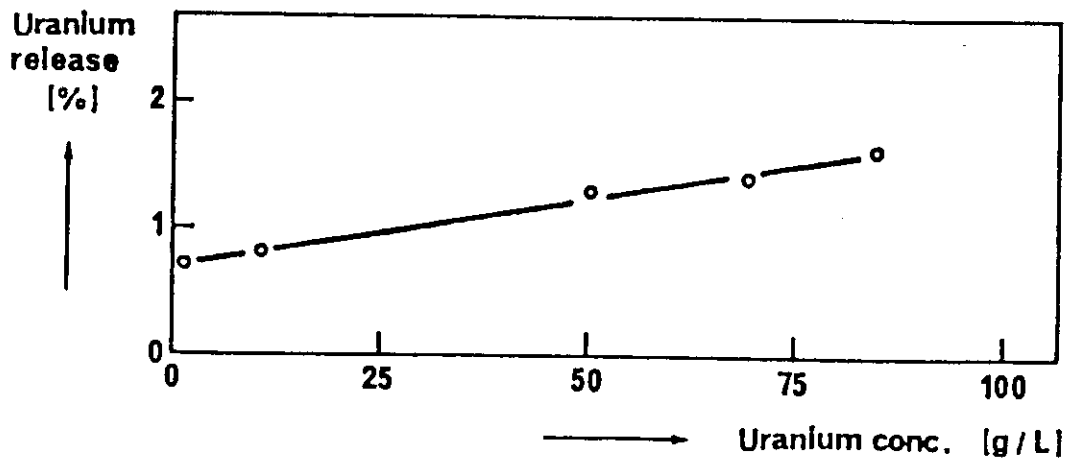
	Fire	Release Fraction
文献 C-5	S. Jordan and W. Linder "Aerosols Release from Solvent Fire Accidents in Reprocessing Plants" KfK-3800 P101-108 (Feb. 1985)	
<u>データ</u>		
溶媒火災時のエアロゾル放出割合とエアロゾル径		
	エアロゾル径 (MMD, $\mu\text{m}$ )	
	火炎外空气中 (プール火災)	0.22
	通気孔付容器内	0.34
	相対湿度90% (プール火災)	0.35
	自由空气中 (スプレー火災)	0.45
	エアロゾル放出割合 0.7%~1.4%	
1. 目的 溶媒火災におけるエアロゾル形成割合と粒子の特性を求める。		
2. 実験方法 (1) 表面積 2 m <sup>2</sup> までの円形容器 (Ⅲ) 及び体積 220 m <sup>3</sup> までの閉容器内で、有機-非有機混合液を燃焼させ、燃焼速度、火災中の溶媒濃度、エアロゾル形成割合、エアロゾル粒径を調べた。 有機溶液としてケロシンだけの場合とケロシン+TBP (30%) の場合について行った。 (2) 試験装置内で少量 (5.5 ml) の溶媒を燃焼させ、溶媒中のウランの放出割合を調べた。溶媒中の硝酸ウランの濃度を 1.0 g U / l ~ 84.4 g U / l に変化させた。排気経路の配管とフィルタに付着したウラン量を X線スペクトロスコープにより決定した。		
3. 実験結果 (1) エアロゾルの径と形は溶媒の組成、燃焼のタイプ (プール火災、スプレー火災) や空気の相対湿度に依存する。径 (MMD) の最も小さいものは、自由空气中のプール火災で 0.22 $\mu\text{m}$ であった。閉容器内やスプレー火災時はこれよりやや大きかった。 (2) ウランの放出割合は、溶媒中のウラン濃度に比例する結果が得られ 1 g U / l のとき 0.7%、84 g U / l のとき 1.4% であった。		
4. データの根拠 添付データによる。Nucl. Technol. Vol. 81 文献の K f K 実験に同じデータである。		



添付データ

Experimental conditions	Mass median aerodynamic diameter	Standard deviation	Median geometric number rel. diameter	Standard deviation
Primary particles	-	-	0.05	1.5
Free atmos. outside the flame (pool fire)	0.22	2.0	0.3	1.6
Closed vented containment	0.34	1.8		
r.h. 90% (pool fire)	0.35	2.0	0.3	1.8
Free atmos- (spray fire)	0.45	1.8	-	-

Diameters of solvent fire aerosols



Uranium release during solvent fires

	Fire	Release Fraction
文献 C-6	H. D. Seehors, D. Hochrainer and M. Spiekermann "Release and Dispersion of Overheated Liquids from Plutonium-nitrate Transfer Containers" KfK-3800 P109-116 (Feb. 1985)	
データ	Pu 輸送容器火災時の移行率	
	輸送容器の向き	エアロゾル放出割合
	水 平	no data (0.16%以下と推定)
	水平から 5° 傾斜	0.16 %
	垂 直	3.2 %
1. 目的	硝酸プルトニウム輸送時の火災（交通事故）における放出と拡散について評価する。	
2. 実験方法	<p>輸送容器はチタン製でレンジ及び被覆材が付いており、体積は11.5ℓである。実験では硝酸プルトニウムの替わりに、4価の硝酸セリウム（5モル硝酸中に 250g Ce/ℓ）を用い、8リットルを容器に入れる。</p> <p>この輸送容器を3種類の向き（水平/水平から5°/垂直）で火中に曝し破壊させる。距離20～200mの間（幅40°）にダストサンプラーを置き、放出と拡散を調べた。2次元的な拡散の時間変化をカメラで撮影した。</p>	
3. 実験結果	<p>垂直の場合は、容器は完全に破壊され、他の2ケースは部分的な破壊（15～25cmの亀裂）であった。</p> <p>吸入可能な粒子の放出割合が最も大きいのは垂直の場合で、このケースでは破壊圧が高く（7MPa）、内容物の全量が流出し、粒子の放出割合は3.2%である。水平のケースについては放出割合は決定できなかったが、全流出量が5°傾斜の場合より小さいので0.16%以下と推定される。</p> <p>100mの地点のセリウムを含む粒子は球形に近い液滴であり、例示されている粒子の直径は11μm～17μmである。</p>	
4. データの根拠	添付データ（Table 2）による。	

## 5. 添付データ

table 2: release of total mass and the respirable particle mass fraction as a function of the orientation of the vessel.

Exp. No.	I (deg.)	$1 - \frac{M_{tot}^V}{M_{tot}}$ (%)	$M_{20}^{RPF,Ce}$ ( $\mu$ g)	$M_{tot}^{RPF,Ce}$ (g)	$M_{tot}^{RPF,Ce} / M_{tot} \cdot 100$ (%)
1	0	60	n	n	n
2	5	91	11	3.2	0.16
3	90	100	54	64.0	3.20

I : orientation of the vessel.

$M_{tot}^V$  : remaining mass of elemental Cerium in the vessel.

$M_{tot}$  : total mass of Cerium in the solution.

$M_{20}^{RPF,Ce}$  : mass of elemental Cerium, belonging to the respirable particle fraction, determined on the backup filter of the elutriator, in a distance of 20 m from the origin, by neutron activation analysis.

$M_{tot}^{RPF,Ce}$  : totally released respirable mass fraction of particles.

n : no data.

## 高温時の移行率

文献C-7 F. Baumgärtner, K. Krebs, B. Meré  
 "Zur Emission von Spaltprodukten und Transuranen aus hochradioaktivem  
 Abfall zwischen 200 und 1100°C", Kerntechnik 51 (1987) No.3 P151-156

## データ

HAWが1100°Cに達するまでの放射能移行率

Cs ~18%	Ba < 0.001 %	Eu < 0.001 %
Rb ~4%	Mo ~0.2 %	Tb < 0.001 %
Zn < 0.01%	Tc ~50%	Y < 0.001 %
Sb < 0.001 %	Ru ~2.5 %	Nb < 0.001 %
Se ~55%	Rh < 0.001 %	La < 0.001 %
Te ~2.5 %	Pd < 0.001 %	Pm < 0.001 %
Sr < 0.001 %	Sm < 0.001 %	Zr < 0.001 %

## 1. 目的

HAWが高温状態になった時の放射能移行率を測定する。

## 2. 実験方法

各種FP及び超ウラン核種を混合したHAWの模擬試料を加熱し、エアロゾル等により放散する放射能の移行率を測定する。

## 3. 実験結果

400°CまではRuが約1%の移行率となるが、他の核種は0.001%以下である。400°Cから1100°CではRuの他Cs, Rb, Te, Tc, Moなどの移行率が大きくなる。Cs, RbはTcの存在下で移行量が大きくなり、CsについてはCsTcO<sub>4</sub>の形態と考えられる。

## 4. データの根拠

添付データFig. 3 (400°Cまで), Fig. 4 (1100°Cまで)による。また、Fig. 5に経時的に温度を上昇させた場合の移行割合(%/h)の変化を示す。

本データは火災のデータではないが、高温時の移行率として参考になると考えられる。

5. 添付データ

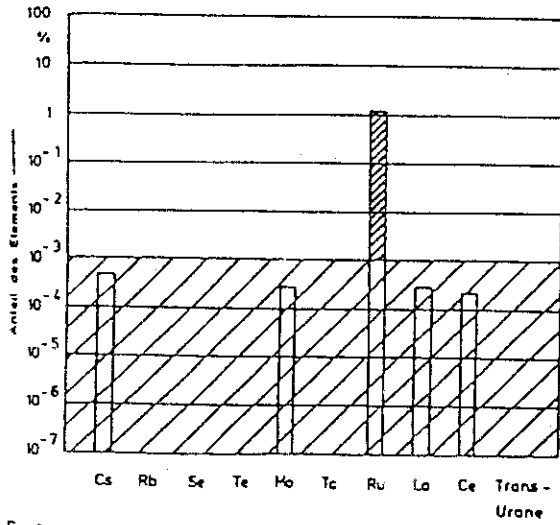


Fig. 3. Integraler elementspezifischer Massenaustrag aus dem HAW im Kalzinationsbereich von 150 bis 400°C

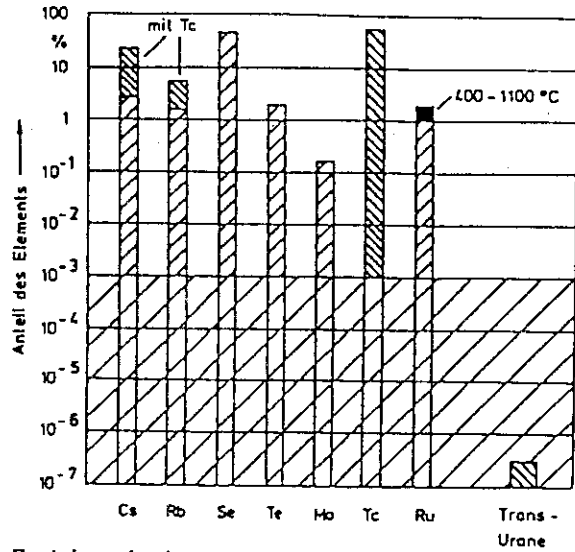


Fig. 4. Integraler elementspezifischer Massenaustrag bis 1100°C. Der Zuwachs von Ruthenium im Temperaturbereich 400 ... 1100°C und der Mehraustrag von Cs und Rb durch den Einfluß von Tc sind getrennt ausgewiesen

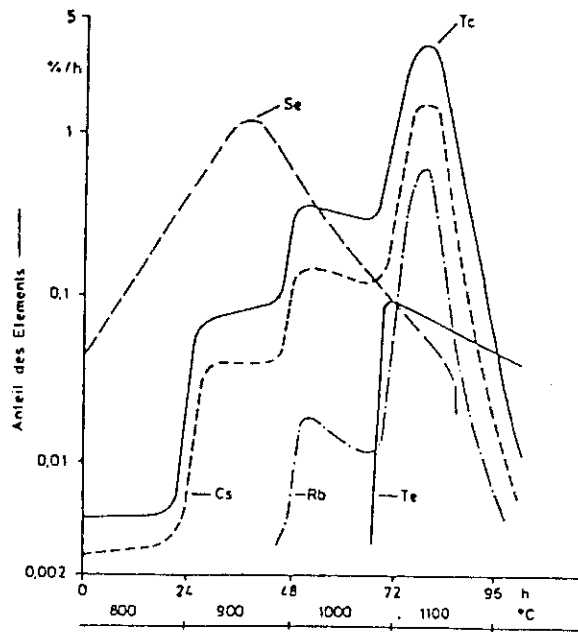


Fig. 5. Zeitlicher Verlauf des Aerosolaustrages der einzelnen Elemente aus dem HAW

## エアロゾルの発生量

文献C-8 J. Furrer, R. Krissel, H. Leibrecht, A. Linek, F. J. Herrmann, B. Nemes, B. Stojanik  
 "MESSUNGEN ZUR AEROSOLENTWICKLUNG BEIM DURCHMISCHEN UND FÖRDERN VON LÖSUNGEN DER WIEDERAUFBEREITUNGSANLAGE" KFK-4177 (Apr. 1987) P232-256

データ

オフガス系へ移行するエアロゾル量を測定している。測定は、槽内の溶液をエアでかく拌した場合の廃ガスと、エアリフト廃ガスについて行っている。

## 1. 目的

WAKのHAWのオフガス系設計のために、エアロゾルの発生量を確認する目的で、ラボスケールのコールド試験と、オフガス系の試験設備BEATEによる測定を行っている。

## 2. 実験方法

ラボスケールの試験では、溶液の組成を変化させて基礎的なデータを採取している。BEATEによる試験では、掃気の湿度を2種類設定し、エアロゾルの発生源からコンデンサ出口までのエアロゾル量を測定している。また、WAKのHAWのオフガス系における放射能濃度を実測し、BEATEの試験との比較を行っている。

## 3. 実験結果

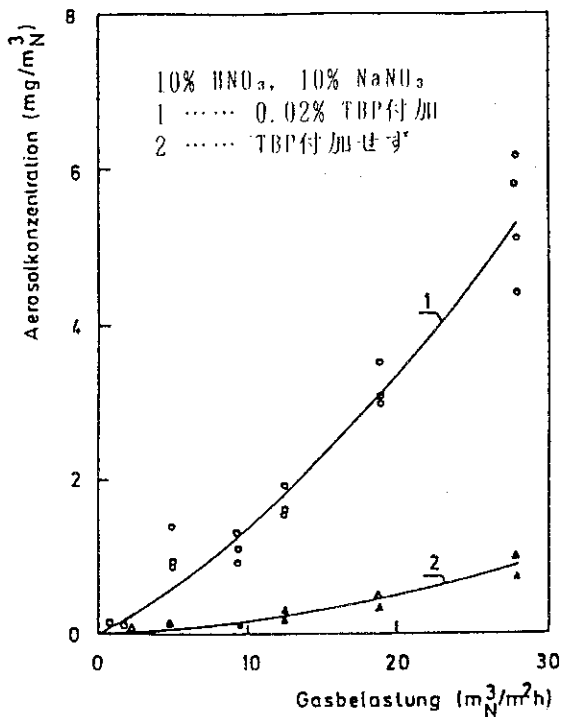
エア流量を変化させた時のエアロゾル発生量につき、ラボスケール試験とBEATEの試験の結果を添付データ(1)に示す。溶液の組成により発生量が異なっている。BEATEの設備概要と、エアロゾル量の測定結果及び低減率を(2)に示す。掃気の湿分が、コンデンサでの低減が大きくなっている。

WAKでのオフガス系の構成と、放射能測定結果および測定点間のDF値(加熱器とフィルタが間にある)を(3)に示す。入口側で放射能を有するエアロゾルは $5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ に相当している。

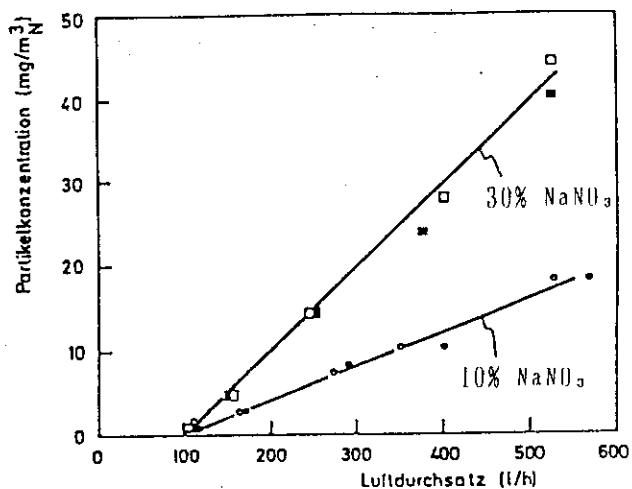
## 4. データの根拠

添付データによる。なお、BEATEの試験結果とWAKの実測は整合性ありとしているが、測定場所等異なっており、その詳細は不明確であった。

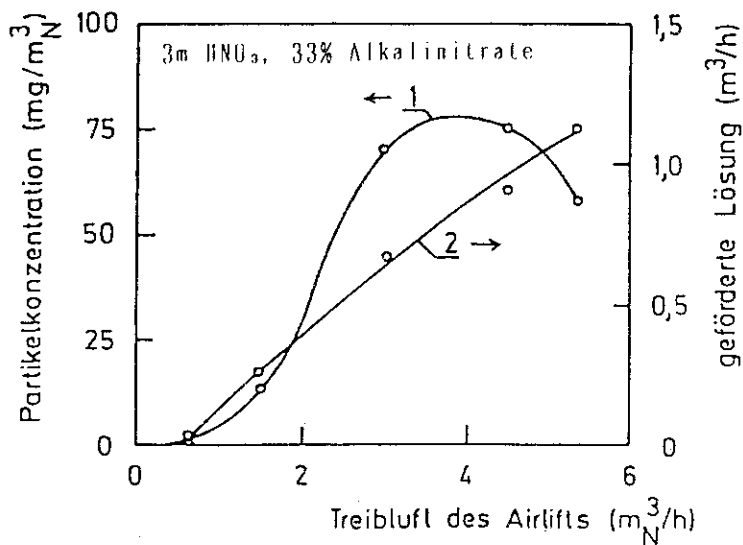
添付データ (I)



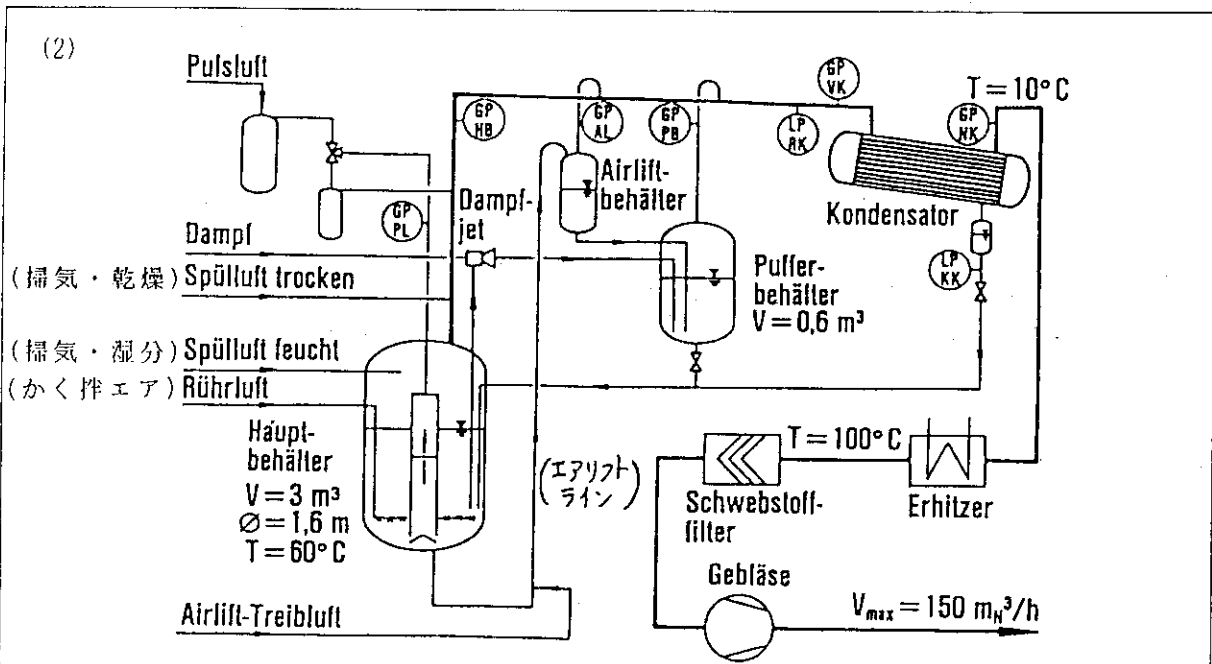
ラボスケールのかく拌試験



ラボスケールのエアリフト試験



BEATEでのエアリフト試験



Schema der Testanlage BEATE

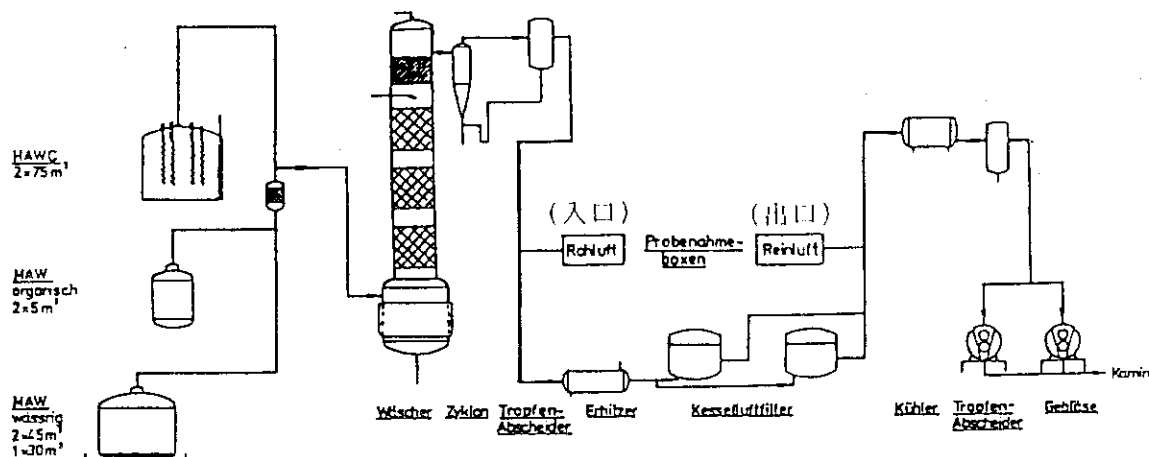
Masse der Alkalinitrate	Aerosol- quelle	Aerosol vor Kondensator	Aerosol nach Kondensator	
<b>trockene Spülluft</b>				
m (mg/h)	112	13,6	2	
C (mg/m³)	2,8	0,35	0,05	
RF	8	7		Σ = 56
<b>feuchte Spülluft</b>				
m (mg/h)	680	80	7,2	
C (mg/m³)	17	2,0	0,18	
RF	8,5	11		Σ = 94
<b>trockene Spülluft</b>				
m (mg/h)	224	126	13	
C (mg/m³)	49,8	28	2,9	
RF	1,8	9,7		Σ = 17
<b>feuchte Spülluft</b>				
m (mg/h)	224	85	2,3	
C (mg/m³)	49,8	19	0,51	
RF	2,6	37		Σ = 96

エアかく拌  
試験

エアリフト  
試験



(3)



Fließbild HWL - Behälterabgassystem (WAK)

Meßperioden Nr. (Tage)	(入口) Konzentration (出口)		Dekontaminations- faktoren
	$\bar{c}_{Roh}$ (Bq/m <sup>3</sup> )	$\bar{c}_{Rein}$ (Bq/m <sup>3</sup> )	
1 (1 d)	1,9 E + 4	1,6 E ± 0	1,2 E + 4
2 (1 d)	3,0 E + 4	5,0 E - 2	6,0 E + 5
3 (8 d)	3,4 E + 4	1,1 E - 1	3,2 E + 5
4 (8 d)	6,7 E + 4	1,4 E - 1	5,0 E + 5
5 (8 d)	6,2 E + 4	1,7 E - 1	5,3 E + 5
6 (7 d)	4,0 E + 4	1,2 E - 1	3,3 E + 5
7 (8 d)	1,4 E + 3	3,2 E - 1	4,4 E + 3
8 (8 d)	6,9 E + 3	3,2 E - 1	2,2 E + 4
9 (8 d)	2,6 E + 3	5,9 E - 2	4,4 E + 4
10 (8 d)	9,9 E + 4	3,4 E ± 0	3,0 E + 4

Dekontaminationsfaktoren des Schwebstofffilters der Klasse S und mittlere Roh- und Reingaskonzentrationen im HWL-Abgas der WAK im bestimmungsgemäßen Betrieb.

## エアロゾルに対する機器のDF

文献C-9 K. Nagel, J. Furrer  
 "Calculating Released Amounts of Aerosols"  
 CONF-840806 Vol. 2 P873-894 Mar. 1985

データ

波板型の Droplet Separator と、Packed Fiber Mist Eliminator のエアロゾルに対する DF 測定値あり。データは添付に示す。

## 1. 目的

カールスルーエの溶解槽オフガス処理系の試験施設である PASSAT におけるエアロゾル低減機器の実測 DF から、DF 値の実験式を風量、エアロゾル径等の関数として求め、運転状態に近い状態での性能を評価する。

## 2. 測定方法

塩を含む溶液を定量スプレイして、エアロゾルを作り、機器に導入する。機器下流に設置したフィルタに捕捉されたエアロゾル量から、DF 値を求める。エアロゾル径は、Nuclepore フィルタに残る溶液量等の計測から計算している。

## 3. 測定結果

Droplet Separator では、風量を変えて測定しており、エアロゾル径が同じ場合は、風量が大きい程、DF 値は向上している。Packed Fiber Mist Eliminator (300kg/m<sup>3</sup>の充てん、5cm厚) では、径別の DF 値のみ測定値がある。

## 4. データの根拠

添付データによる。これらのデータより得た DF 値の実験式を基に、入口側でのエアロゾル量等を仮定した場合の放出量を試算している。

添付データ

Measured values of aerosol removal at the wave-plate droplet separator.

Scattered Light Measurements

75 Std.m <sup>3</sup> /h			125 Std.m <sup>3</sup> /h			150 Std.m <sup>3</sup> /h		
D(μm)	DF	η	D(μm)	DF	η	D(μm)	DF	η
8.	0.62	0.62	3.5	1.0	0.0	3.	1.0	0.0
8.5	4.07	0.75	4.	1.06	0.06	3.5	1.16	0.14
9.	17.78	0.94	4.5	1.32	0.24	4.	1.51	0.34
			5.	1.70	0.41	4.5	2.14	0.53
			5.5	2.14	0.53	5.	2.82	0.65
			6.	2.69	0.63	5.5	4.17	0.76
			6.5	3.89	0.74	6.	5.37	0.82
			7.	5.49	0.82	6.5	9.12	0.89
			7.5	9.44	0.89	7.	14.79	0.93
			8.	22.39	0.96	7.5	28.84	0.97
			8.5	109.65	0.99	8.	107.15	0.99

Measured values of aerosol removal at PFME (Packed Fiber Mist Eliminator)

LogD*	LogDF	LogD*	LogDF
0.143	2.805	0.555	5.000
0.201	2.875	0.602	5.750
0.279	2.911	0.634	5.607
0.322	3.500	0.652	6.089
0.342	3.500	0.690	6.125
0.380	3.964	0.719	5.821
0.477	4.661	0.748	6.107
0.517	4.768	0.778	6.089

\* D ( μ m )

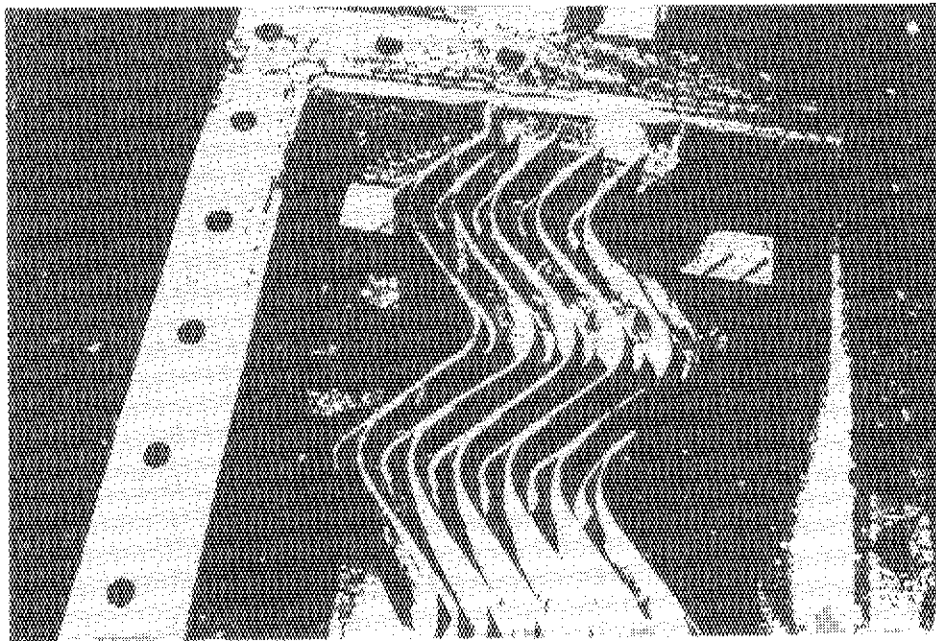


Figure The wave-plate droplet separator.

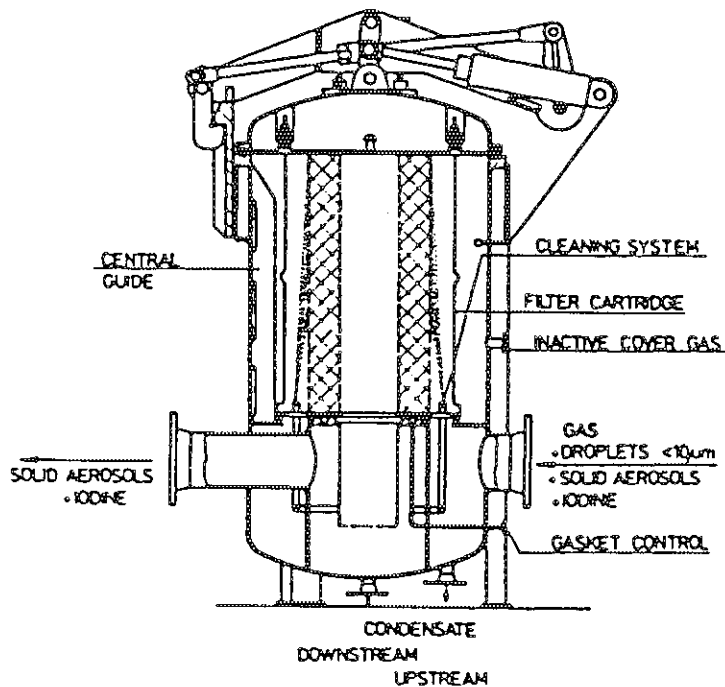
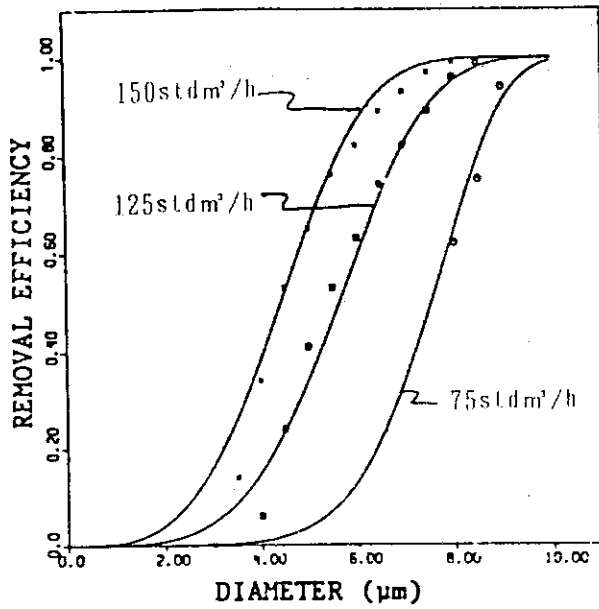


Figure PASSAT packed fiber mist eliminator (PFME) for droplet removal  $< 10 \mu\text{m}$ .

フィッティング式との比較例

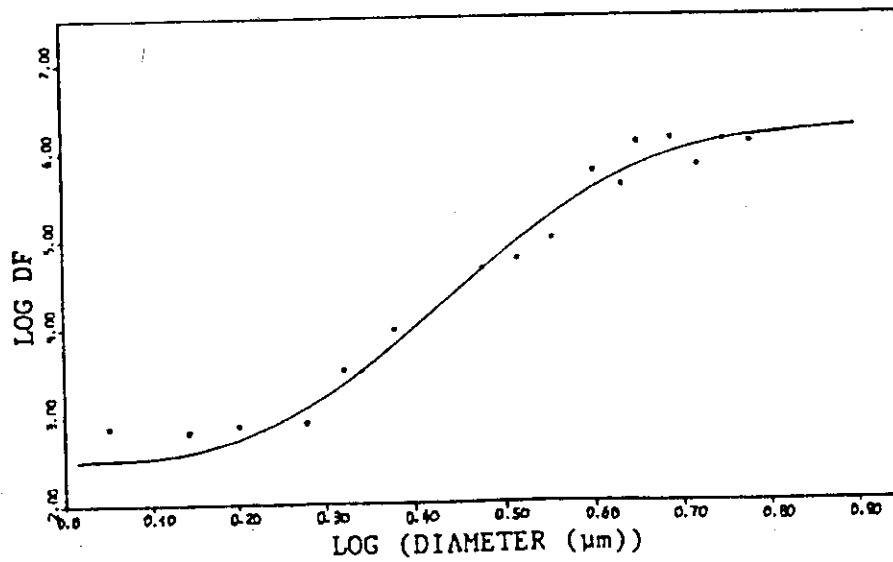
Droplet Separator



Point ..... 測定値  
実線..... フィッティング式

Section of the two-dimensional fitting and the corresponding experimental results.

PFME



Cグループ			
Fire Release Fraction			
文献C-10 Release of Radioactive Materials in Simulation Tests of Postulated Solvent Fire a Nuclear Reprocessing Plant. Nucl. Technol. vol.88, Dec. No.3. 213(1989)			
データ			
放出核種	放出率 (%)	濃度 (g/l-solvent)	その他
Cs	1~40 10~40	39~64 -	大型火災試験 小型火災試験
Sr	0.03~0.5 0.6~4	42~118 -	大型火災試験 小型火災試験
Ce	0.1以下	8.3~10.4	大型火災試験
Ru	1~40 0.8~10	1.9~16.3	大型火災試験 小型火災試験
UO <sub>2</sub>	0.01~0.08 0.003~0.007	0.006~0.3 0.6~6.0	小型火災試験 (硝酸系) 小型火災試験 (水系)
<p>1. 目的 再処理施設における抽出工程の溶媒火災時の放射性物質の放出挙動について、大型及び小型の試験装置による溶媒火災試験を実施した。試験では、燃焼している溶媒からのCs, Sr, Ce, Ru, 及びUO<sub>2</sub>の気相移行率を求めた。</p>			
<p>2. 概要 溶媒火災時の放射性物質閉じ込め効果の情報を得るため、大型及び小型の試験装置を用いて30%TBP-n-ドデカン溶媒の火災時に放出するCs, Sr, Ce, Ru, 及びUO<sub>2</sub>核種の気相放出率を測定した。大型試験(20m<sup>3</sup>の火災セル)では非放射性の模擬核種を用いて、小型試験では、放射性物質をトレーサとして空気の換気回数と燃焼面積を変化させて実験を行った。核種の気相放出率は、溶媒の燃焼速度、煤煙の発生速度、溶媒と水相間の分配係数及び気相への核種の同伴係数によって与えられる。</p>			
<p>3. 実験 大型火災試験：20m<sup>3</sup>の火災セルを持つ大型試験装置を用いて、30%TBP/ドデカン/水相系の溶媒火災実験を実施した。試験では、非放射性のCs, Sr, Ce, Ruを含む煤煙をメイバックサンプリング及びカスケードインパクトを用いて採取し、気相に放出する核種の重量を放射化分析により決定した。 小型火災試験：0.1m<sup>3</sup>の燃焼容器を用いて、30%TBP/ドデカン/水相中に放射性の<sup>134</sup>Cs, <sup>89</sup>Sr, <sup>141</sup>Ce, <sup>103</sup>Ru及びUO<sub>2</sub>を加え、その気相放出率を測定した。なお、小型火災試験で用いた放射性物質の核種の濃度は抽出工程のそれに一致させた。</p>			

## 4. 放出データの根拠

大型火災試験：実験により得た同伴係数の時間変化をCsについてはFig. 7に、RuについてはFig. 8に示した。また、Fig. 9にSr、Fig. 10にCeの同伴係数を示した。なお、図中、ドットで示した記号は、水相の沸騰により発生した急激燃焼（ボイルオーバー燃焼）時の同伴係数である。水相が沸騰すると放出量が増大し、同伴係数の値は1.0を超える。

小型火災試験：溶媒燃焼に伴って放出する $^{134}\text{Cs}$ 、 $^{89}\text{Sr}$ 、 $^{141}\text{Ce}$ 、 $^{103}\text{Ru}$ 及び $\text{UO}_2$ の同伴係数の時間変化をFig. 11に示す。水相に硝酸が入ると、 $\text{UO}_2$ の同伴係数は増加する。

なお、Ruを除く核種はエアロゾルとして、Ruは大部分がエアロゾルであるがその一部は揮発性の4酸化ルテニウムになる。

## 5. 備考

## (1) 放出率と同伴係数の関係

本来、この論文で使用されている同伴係数は放出率と同じ定義である。本来、同伴係数は時間で変化するので、正確な放出率を求めるためには同伴係数を時間に対して平均化する必要がある。

## (2) 同伴係数の定義

溶媒火災実験で気相に放出した核種の同伴係数 $\epsilon$ は時間毎に変化する。その定義は、

$$\epsilon = \frac{m_F}{C_S m_{r_u}} = \frac{C_F F}{C_S m_{r_u}}$$

ここで、 $m_F$  ( $\mu\text{g/s}$ )は核種の気相放出速度、 $m_{r_u}$  ( $\text{kg/s}$ )は溶媒の燃焼速度で $m_{r_u} = W/t$ である。 $C_F$  ( $\mu\text{g/m}^3$ )は核種の気相濃度、 $C_S$  ( $\mu\text{g/kg}$ )は核種の溶媒相中の濃度である。 $F$  ( $\text{m}^3/\text{s}$ )は燃焼セルを流れる流量である。従って、 $C_F$ の値が時間に対して一定の場合には、放出分率と同伴係数は全く同じ定義となる。

同伴係数を用いる利点は、①時刻毎の評価ができること、②溶媒の燃焼速度と $\epsilon$ の値が既知であれば放出量が決定できること、③水相中の核種の濃度が既知であれば、分配係数を用いて $C_S$  ( $\mu\text{g/kg}$ )の値が決定できること等である。

文献等で核種の放出率を利用した場合には、水相の有無でその値が変わるので注意が必要である。

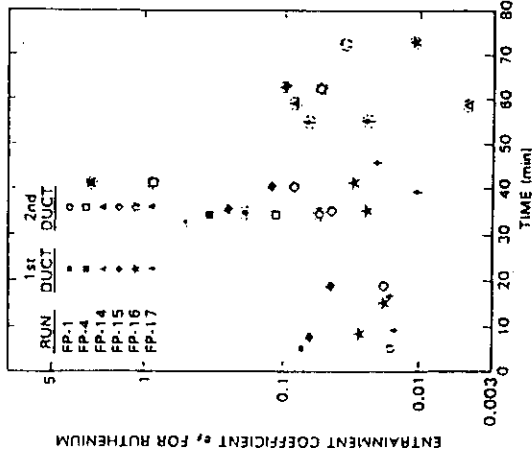


Fig. 7. Entrainment coefficients of cesium in the large-scale test.

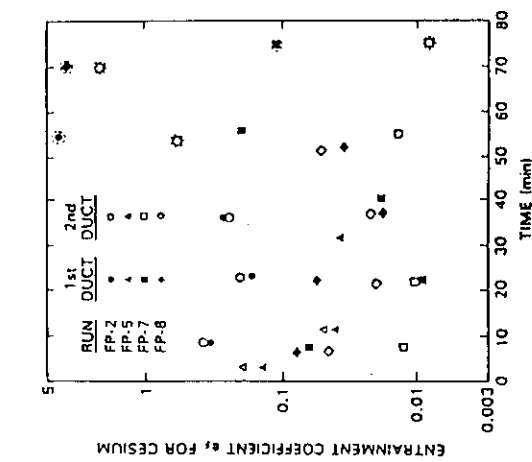


Fig. 8. Entrainment coefficients of ruthenium in the large-scale test.

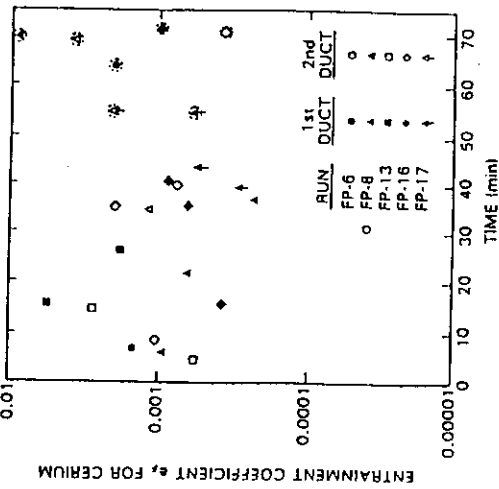


Fig. 9. Entrainment coefficients of strontium in the large-scale test.

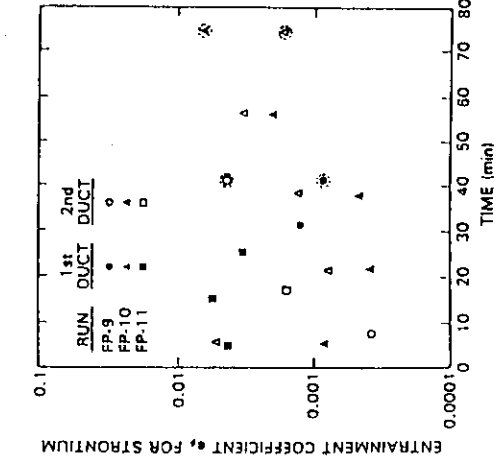


Fig. 10. Entrainment coefficients of cerium in the large-scale test.

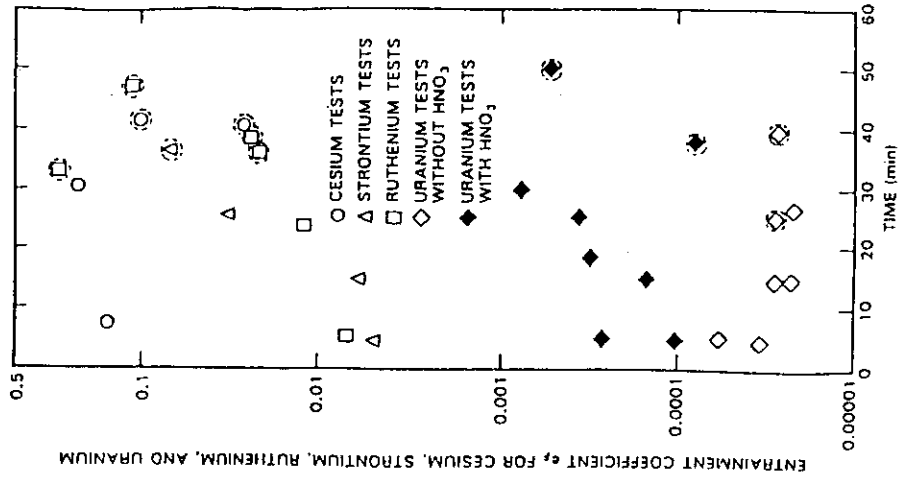


Fig. 11. Entrainment coefficients of radioactive tracers in the small-scale test.



## 2.4 Explosions (Dグループ)

### (1) データ内容の調査・検討・分析・評価

Walker 報告書では、下表に示すように爆発による放射性物質の気相中への移行率、気相中の浮遊物質濃度（爆発により浮遊物質と化した放射性物質の濃度）及び浮遊物質の最大粒子径の3通りの安全評価用基礎データを推奨している。再処理施設セル内での爆発事故を想定すると、これらのデータは、爆発による放射性物質の換気系への移行率、フィルタ等の除染機器を通過する前の換気空気中の浮遊物質の濃度及び最大粒子径に相当する。

核 種	測 定 範 囲	使 用 例	推 奨 値
(a) Noble Gas	—	1.00	1.00
(b) Halogens	—	1.00	1.00
(c) Volatile Solids	—	0.001	0.01
(d) Non-Volatile Solide	$9 \times 10^{-5} - 0.14$	0.01	0.01 *
(e) Airborne Material (time > 100 sec)	1.0 - 71 mg/m <sup>3</sup>	10 - 100 mg/m <sup>3</sup>	100 mg/m <sup>3</sup> (d)
(f) Airborne Particle Size ( $\mu$ )	—	< 10 - < 30	< 10

\*(d) Applicable to particulate material only, not to gas or volatile marterial release

これらの値を導出するにあたり、Walker は表 2.2 (4) および表 2.3 (2) に示すように引用文献 No. 50, 51, 52, 53, 54, 55, 56, 57, 109, 110, 113, 114, 116 から実験データを参照し、整理してまとめた。

ここでは、これらの引用文献のうち No. 51, 52, 54, 55, 56 を対象に、Walker 報告書に示された数値の背景を調査した。又、最近のデータを調べるため D-1, D-2, D-3 を文献調査した。

爆発による放射性物質の気相への移行率については、希ガスは 1.0、ハロゲンも 1.0、揮発性核種は 0.01、非揮発性核種は 0.01 を推奨している。実測値が唯一調査された非揮発性核種も含めて、移行率の推奨値は既存又は計画された核燃料サイクル施設の安全解析での使用例を参照して決められている。

揮発性核種の移行率が、使用例の 0.001 に対して、推奨値は一桁大きい 0.01 に見直されている。この使用例はバーンウェル再処理工場 FSAR 文献 D-1 において、高レベル廃液蒸発缶のレッドオイル爆発の安全評価に使用された Ru に対する移行率である。この Ru に対する移行率は、蒸発缶を模擬したピーカーサイズの実験で得られたデータに基づいているが、飛沫同伴分を除いた揮発のみによる Ru の移行率であり、爆発により生成する浮遊物質の寄与を含まない値である。したがって、この使用例の値は安全側ではなく、少なくともこの値より大きい数値への見直しが必要であると考えられる。ただし、物理的な飛散による移行量に対して爆発による寄与が小さい場合にのみ非揮発性核種と同じ移行率になるはずであり、非揮発性核種と同じ移行率 0.01 が妥当か否かについては検討の余地がある。また、Ru のように揮発性核種の蒸

発時の移行率がそれが含まれる溶液の性状（pH）や核種の化学的形態によって大きく変化することを、安全評価基礎データとしてどのように取扱うべきかについても検討する必要があると考えられる。

非揮発性核種の実測値は全て実際に起こった事故の調査に基づくもので、 $9 \times 10^{-5}$ から0.14まで広い範囲に及んでいる。これらの実測値は、参考文献の記載内容が不十分なため、その数値を確認できないものが多い。最大実測値の0.14は、U及びPu硝酸水溶液の蒸発缶の洗浄作業中に起きた爆発事故の文献No 56のデータであるが、セル内への飛散量で換気系及び屋外への移行量を割った値として求められており、爆発した蒸発缶内のインベントリに対する移行率ではない。インベントリに対する移行率は0.003と計算され、推奨値の0.01より小さい値になる。このように、測定値に推奨値を上回るものが記載されているが、内容を吟味すると推奨値の設定に異議を申し立てるようなものではない。しかし、Walker 報告書の中では移行率の実験的な裏付けがほとんどなされていないため、実験等による補充が必要と思われる。

浮遊物質濃度は、爆発発生から100 s以降に適用する値として使用例の最大値  $100 \text{ mg/m}^3$  を推奨している。UO<sub>2</sub>及びPuO<sub>2</sub>粉末に対する実験データが調査され、これらの測定値が使用例の最大値を若干下回る  $70 \text{ mg/m}^3$  以下の範囲にあることから、浮遊物質濃度の推奨値は概ね妥当な値と考えられる。

浮遊物質の最大粒子径については、測定値は調査されておらず、使用例の最小値  $< 10 \mu$  を推奨している。

以上、爆発による放射性物質の移行率データに関しては、全搬に実測値が不足しており、計画的な実験によるデータの補充が必要であると思われる。

なお、爆発による気相中への液体及び固体粉末の移行量の推算については、文献D-4で報告されている体系的な実験データ及び理論的考察に基づく実験式が有用であると思われる。

## (2) 実験によって補うことが適当と考えられるデータ

再処理施設で想定される爆発事故は何れもセル内に設置された塔槽類又はグローブボックス内で発生するため、爆発により飛散した放射性物質で汚染した空気は、直接環境に放出されることはなく、換気系を経て環境に放出される。したがって、換気系での浮遊物質のデータが安全評価上重要である。

文献D-2（ORNL-4451）によれば、粒子径の大きい浮遊物質は重力沈降やダクト壁との衝突により途中で消失してしまうので、換気系における浮遊物質の濃度は約  $10 \text{ mg/m}^3$  まで減少したのち安定し、浮遊物質の粒子径も  $10 \mu$  以下の範囲に分布して安定することが、ORNLでの実験により確認されている。ただしこれらのデータは、液体の浮遊物質に対するもので、固体（粉末）の場合にも適用できる保証はない。浮遊物質の発生メカニズムも、冷却塔、蒸発缶及び空気パージ槽等によるもので、爆発によるものではない。このように、有用な実験データは部分的に取得されているが、爆発の規模とそれに伴う移行率データを更に蓄積することが望ましく、以下のデータを実験により取得すべきと考えられる。

- ・高レベル廃液又はPuの蒸発缶内でのレッドオイル爆発を念頭に置いた、模擬硝酸水溶液の爆発による換気系ダクト内の浮遊物質濃度及び粒子径分布のデータ
- ・PuO<sub>2</sub>粉末を取扱うグローブボックス内機器での可燃性溶媒蒸気の爆発を念頭に置いた、

模擬粉末の爆発による換気系ダクト内の浮遊物質濃度及び粒子径分布のデータ

- ・爆発事故はそれによって発生するエネルギーあるいは、その威力に大きな巾があるので、爆発の規模と移行の関係を念頭においた実験が必要である。

(8) 安全評価データベースに記載するのが妥当と考えられる項目

爆発事故による放出放射性物質量の評価には、①放射性物質の放出経路の検討、②気相中（換気系）へ移行する放射性物質量の検討、③放出経路の途中（換気系ダクト、フィルタ等）での放射性物質の沈着／補集率の検討を行うための基礎データを必要とする。

①放射性物質の放出経路の検討については、例えば蒸発缶及びその槽類換気系ダクト等の一次閉じ込め障壁が爆発によって破損するか否かが検討の目的になるが、検討条件は施設毎の設備設計に依存するため、共通の安全評価データベースを設定するのは難しいと思われる。また、データベースを設定するとしても、特定の評価式又は計算コードを想定して、そのなかで使用されるパラメータをデータベース化の対象とすることが必要であると考えられる。

②気相中（換気系）へ移行する放射性物質量の検討については、Walkerの報告書に見られるように、希ガス、ハロゲン（ヨウ素）、揮発性核種及び非揮発性核種の各々の移行率がデータベース化の対象になると考えられる。揮発性核種については、それが含まれる物質の化学的／物理的性状が移行率に影響する点をデータベースとしてどのように取扱うべきかを検討する必要があると考えられる。非揮発性核種については、移行率で評価する方法と、浮遊物質濃度と換気風量で評価する方法の2通りの方法が考えられるため、浮遊物質濃度についてもデータベース化しておくことが望ましい。また非揮発性核種については、AAHの参考文献D-3に示されるような評価式を想定して、そのパラメータをデータベース化する整理方法も考えられる。

③放出経路の途中（換気系ダクト、フィルタ等）での放射性物質の沈着／補集率の検討については、換気系ダクト等への沈着率及びフィルタ等の除染係数がデータベース化の対象になると考えられる。フィルタの除染係数については、Fグループ及びGグループの調査が利用できる。

なお、TNT法で移行率を計算する場合や計算コードにより換気系における浮遊物質の移行をシミュレーションする場合には、浮遊物質の粒子径分布のデータが必要になる。

## Explosion-Solid Release

文献51. A.W.Castleman, Jr., et al., "On the Behavior of Aerosols Under Fast Reactor Accident Conditions", BNL-14070, Brookhaven National Lab., Upton, N.Y., Nov, 1969

データ 表 2.2(14) 参照

材 料	放出率	条 件
プルトニウム	71 mg/m <sup>3</sup>	ワイヤ爆発, 試験数分後

## 1. 目 的

原子炉事故時の放射性エアロゾルの生成及び移送を検討する為に  $\text{PuO}_2$  と  $\text{UO}_2$  エアロゾルの理論的, 実験的研究を行う。

## 2. 実験方法

$\text{PuO}_2$ ,  $\text{UO}_2$  をガス流の中に急速に蒸発させる為に resistance ribbon-heaterを用いる。飛散粒子のサンプリングは thermal Precipitatorを用いて行われ, 壁及び床のサンプルは disk samplerを用いて得た。

この実験では小さなガスジェットを直接, サンプルにあてるかヒーターの近くにおいた低速回転ファンを用いてガス流を形成させており, 容器の中でミキシングが良くなる様5~10分間連続して行われた。

## 3. 実験結果

実験結果を Table 1, 及び Fig. 4, Fig. 5 に示した。

実験の複雑さを考えれば計算結果と実験結果は良く一致していると結論している。

## 4. データの根拠

Table 1 のデータを参照すること。

Walker 報告書では  $71 \text{ mg/m}^3$  と記載されている。これに対して, 本論文での Table 1 の  $\text{PuO}_2$  の実験 c の値は  $0.071 \text{ g/cm}^3$  である。

数値の大きさから考えて, 本論文の単位が誤記であり, Walker 報告書の単位が正しいと考えられる。

5. 添付データ

Table I. Initial Parameters for PuO<sub>2</sub> and UO<sub>2</sub> Experiments

Material	Experiment	C <sub>o</sub> , theo., g/cm <sup>3</sup>	C <sub>o</sub> , g/cm <sup>3</sup>	r <sub>g</sub> , μ	σ	h, cm	Atmo- sphere
PuO <sub>2</sub>	a	0.067	0.016	0.064	1.97	100	N <sub>2</sub> +3% Ar
	b	0.067	0.013	0.057	2.01	100	N <sub>2</sub> +3% Ar
	c	0.375	0.071	0.103	1.57	100	N <sub>2</sub> +3% Ar
UO <sub>2</sub>	a	0.065	0.0105	0.074	1.50	100	N <sub>2</sub> +3% Ar
	b	0.041	0.0143	0.074	2.09	100	N <sub>2</sub>
	c	0.303	0.051	0.110	1.81	100	N <sub>2</sub>

FIGURE 4. VARIATION OF CONCENTRATION WITH TIME FOR PuO<sub>2</sub> AEROSOLS

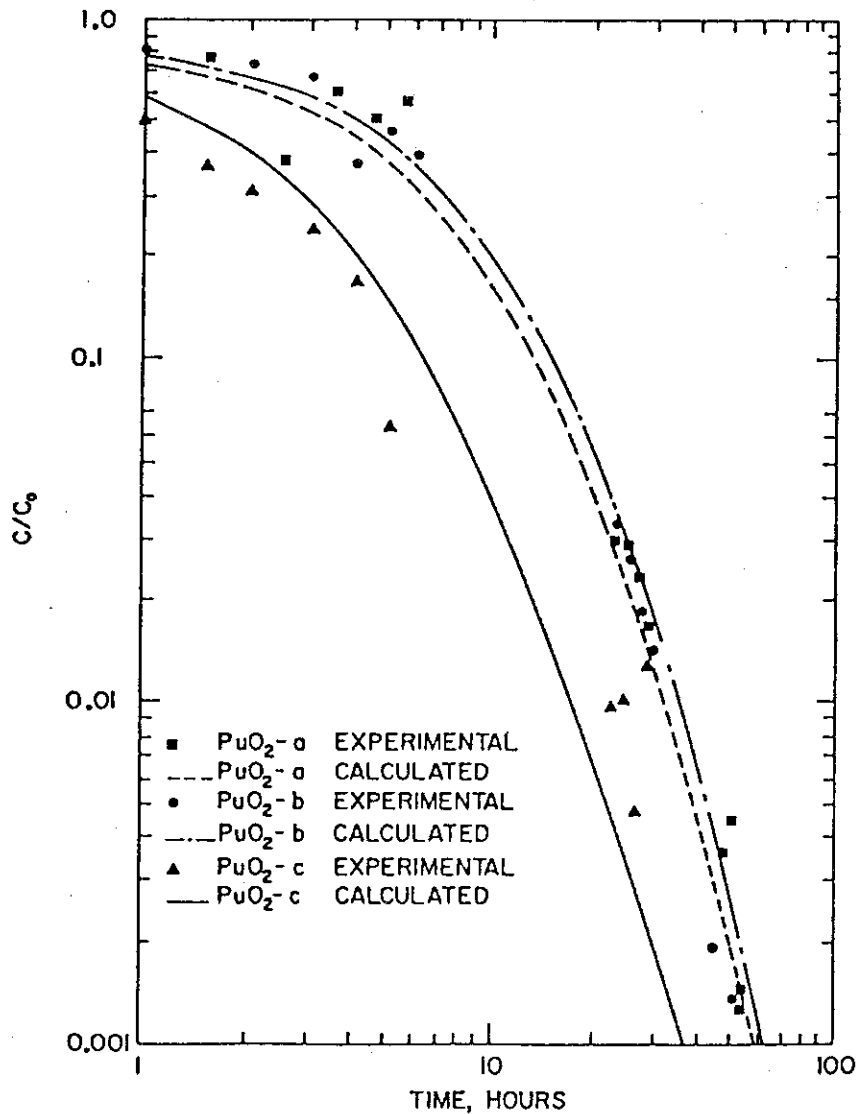
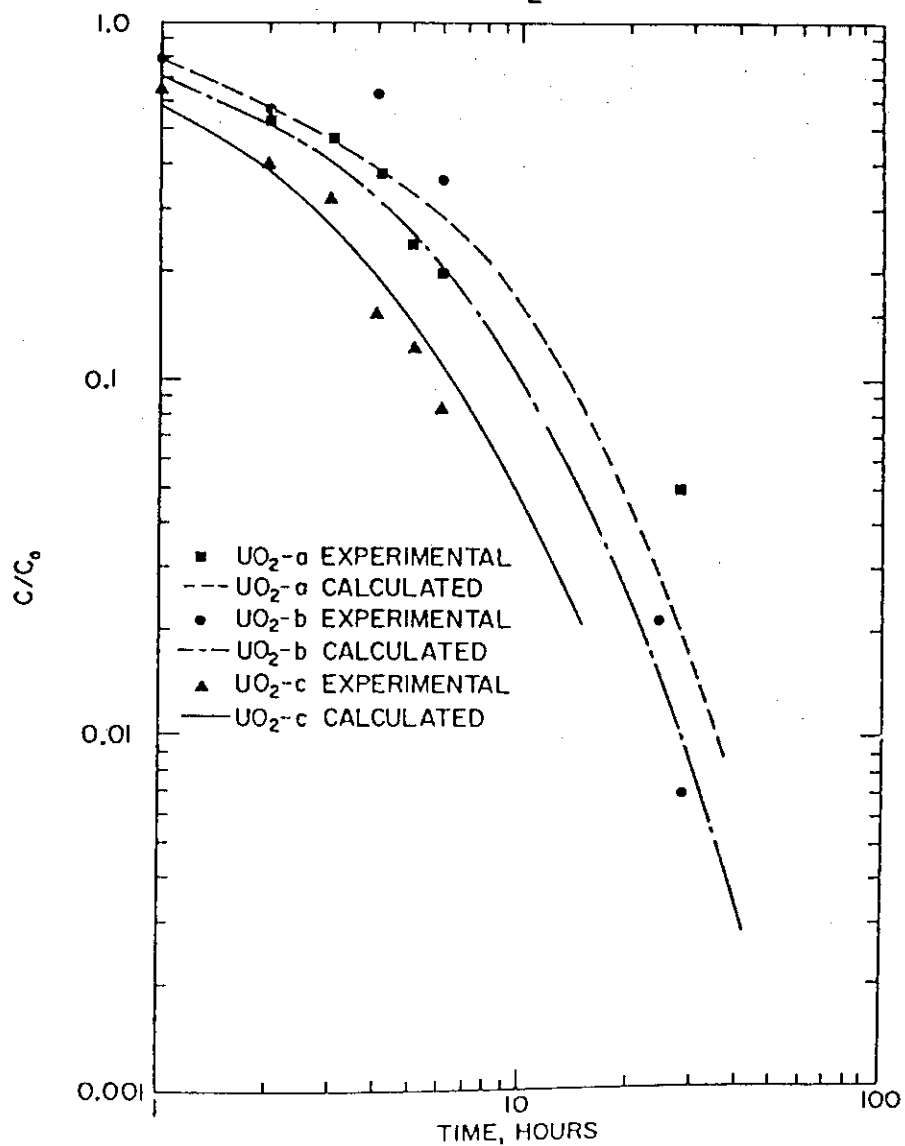


FIGURE 5. VARIATION OF CONCENTRATION WITH TIME FOR  $UO_2$  AEROSOLS



## Explosion-Liquid Release

文献52. WASH-1192, "Operational Accidents and Radiation Exposure Experience within the USAEC, 1943-1970", Incident No. HS-59-7 (1971)

文献53. Ibid, Incident No. HS-64-25

データ 表 2.2(14) 参照

物質: Pu, 放出率;  $9 \times 10^{-5}$ ,

条件; 機械的に取扱う Pu は ~550mg, 冷媒用溶媒は ~50mg の放出

物質: Pu, 放出率; 0.10,

条件; 燃焼する Pu 片が入った缶の四塩化炭素液中への落下

## 1. 文献 52. の内容

No.	Type	Date	Field Office-Contractor	Injuries Exposures	AEC Property Damage
59-7		3-31-59	HA-General Electric Co.	1-1st degree burns-face	\$9,518
Plutonium glovebox explosion.					

## 2. 文献 53. の内容

64-25 B 6-12-64 AL-Dow Chemical Co. 1 exposed/injured \$56,400

Chemical explosion caused by burning plutonium chips accidentally dropped into carbon tetrachloride bath. The thumb and index finger of the operator had to be amputated to effect decontamination because flying fragments of plutonium had become embedded in them.

## 3. 備考

文献 52. 及び文献 53. には, Walker の移行率を裏付けるデータは記載されていないため別の文献を調査する必要がある。

## Explosion-Liquid Release

文献54. USAEC-Searious Accidents, Issue No.242 (January 11, 1965)

データ 表2.2(14) 参照

物質: Pu-238, 放出率;  $3.4 \times 10^{-4}$ ,

条件; グローブボックス中でのメタノールと空気の混合気体の爆発

### 1. 概要

Pu-238を17g取扱うグローブボックスでメタノールと空気の混合気体が爆発し、プルトリウム酸化物が室内に飛散した。そのため、3人の作業員が被曝した。

### 2. 事故の状況

#### (1) 室内の汚染

グローブボックスの操作エリア床の汚染は、ルースコンタミ（拭取り可能な汚染）で  $40 \text{ in}^2$  の床面積当たり  $4 \times 10^6 \text{ d/m}$  が測定された。

#### (2) 作業員の汚染

3人の作業員の衣服及び体の外表面の汚染は、市販の $\alpha$ サーベイメータ（55 $\text{m}^2$ 窓）による測定を行い、 $100 \sim 1,300,000 \text{ c/m}$ であった。また、3人の作業員の鼻の表面は  $44 \sim 10,000 \text{ d/m}$  が測定された。

これらの測定結果から、作業員のPu摂取量は、2人が許容値の10%以下、1人が許容値の50~75%以下と推定される。

### 3. 備考

文献54.は、事故の要旨を報告した2枚のレターであり、Walkerの移行率を裏付ける直接のデータは記載されていないため、別の文献を調査する必要がある。



Explosion-Solid Release

文献55. Schwendiman, L. C., "Supporting Information for the Estimation of Plutonium Oxide Leak Rates Through Very Small Apertures," BNWL-2198, Jan, 1977

データ 表 2.2(14) 参照

材料	放出率 (%)	条件
UO <sub>2</sub>	7-1,000 mg/m <sup>3</sup> ts=100sec 1.0-70 mg/m <sup>3</sup> 100<ts<3600 2.5-6 mg/m <sup>3</sup> ts>3600sec	4.5kg UO <sub>2</sub> 、容器を回転後、時間を追って測定 100秒後には浮遊粒子の 100%は 2.0μ以下、 4 実験 経験式 ; $C = C_0 \exp(-0.0987t) + (5.5 \times 10^{-9}) \times \exp(-0.00056t)$

1. 目的

輸送コンテナが事故時に応力をうけて歪み、小さな間隙、穴などが生じた場合に放出される Pu 酸化物の量を推定するためには、小さな穴からのガスリークの挙動と、事故時の粉末の挙動を把握する事が必要となる。

前者は水力学的な流体方程式を基本式として求められる。後者については PuO<sub>2</sub> と似た UO<sub>2</sub>、粉末コンテナを数回ころがして粉末濃度を測定する事によって得られる。

2. 実験方法

粉末全体の挙動は個別に浮遊している粒子より連続流体としての挙動に近い。この挙動も最も現実的な情報は PuO<sub>2</sub>、によく似た UO<sub>2</sub> の微粉末で行った実験から得られる。

実験は UO<sub>2</sub> 粉末 4.5kg を入れたコンテナを数回回転させて、コンテナの空気スペースの UO<sub>2</sub> 粉末濃度を静止後時間を追ってフィルタに採って測定を行う。

3. 実験結果

実験結果を Fig. 3 に示す。

空気スペース (粉末レベルから内壁まで 6 cm) 中の粉末濃度は

$$C = C_0 \exp[-0.0987t] + 5.5 \times 10^{-9} \exp[-0.00056t]$$

で表わされる。C<sub>0</sub> は保守的に  $1 \times 10^{-4} \text{g/cm}^3$  (測定による最大値 :  $1 \times 10^{-5} \text{g/cm}^3$ ) とする。

又、コンテナ静止後の時間による空気スペース中の粒径分布を Table I に示す。空気中の粉末濃度は、静止後最初の 100秒までの間に急速に減少する。

又、空気中の粉末の粒子サイズ分布は、静止後 100秒後には、浮遊粒子の 100%は 2.0 μ以下となる。

4. データの根拠

Fig. 3 及び Table I を参照する事。

粉末が急速に沈降するので、コンテナが地面に落下してから火災が発生して内圧が高まっていくまでの間が長い程コンテナの空気スペースからのリーク率は問題にならなくなる。

又、粉末層からのリークについても本文献の中でとりあげられているが、空気層、粉末層からのリーク等については限定された数のデータしかないのでより良く評価するには、より多くの理論的、実験的研究が必要であると述べている。

5. 添付データ

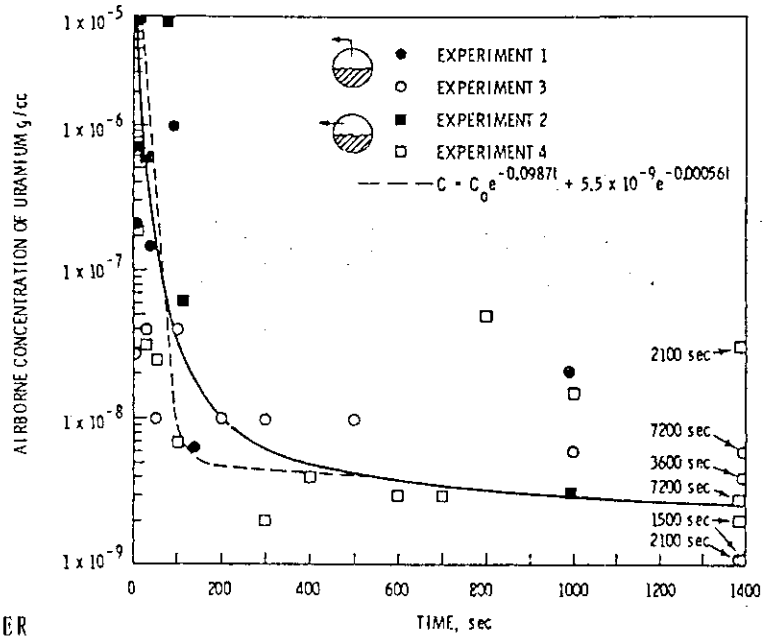


Fig. 3  
 URANIUM OXIDE AIRBURNE OVER  
 THE BULX POWDER FOLLOWING DISRUPTION

TABLE I

100 may be 1.0

FRACTION BY WEIGHT IN INDICATED SIZE AND SMALLER  
 RANGE

Indicated Diameter and smaller $\mu\text{m}$	$t = 50 \text{ sec}$	$t = 100 \text{ sec}$	$t = 500 \text{ sec}$	$t = 1000 \text{ sec}$
2	0.99	100	100	100
1	0.90	0.97	100	100
0.5	0.71	0.80	0.99	100
0.3	0.31	0.54	0.94	0.98
0.2	0.14	0.30	0.83	0.91
0.1	0.018	0.06	0.50	0.65
0.08	0.006	0.03	0.40	0.50
0.03	0.0001	0.0014	0.03	0.08
0.02	--	--	0.007	0.02
0.01	--	--	0.0003	0.002

## Explosion-Liquid Release

文献56. L. J. King and W. T. McCarley ; "Plutonium Release Incident of November 20, 1959", ORNL-2989, UC-41-Health and Safety

データ 表 2.2(14) 参照

物質 ; Pu, 放出率 ; 0.14,  
条件 ; Decon の爆発による PuO<sub>2</sub> 微粒子のセルからの漏洩

## 1. 概要

ORNL Radiochemical Processing Pilot Plant で蒸発缶が爆発し、蒸発缶内の Pu が飛散、漏洩する事故が1959年11月20日に発生した。本文献は、その事故報告。

## 2. 事故の状況

U-Pu ストリップカラムのプロダクトの濃縮に使用する蒸発缶において、Turco Decon 4501 (洗浄剤) 及び硝酸を使用した洗浄作業中に爆発事故が発生した。

- ・爆発の種類 ; Turco Decon のニトロ化合物の爆発。  
Turco Decon 13.9ℓ と 4 M の硝酸 270ℓ の煮沸による下記の合成物が予想される。  
potassium nitrate (黒色火薬)  
nitrate salt of amines  
picric acid (旧軍用爆薬)  
nitrate esters等
- ・爆発の大きさ ; 蒸発缶の破損 (Fig. 3.9 参照), > 1100 psi (77.3kg/cm<sup>2</sup>)
- ・放射性物質の形態 ; Pu の酸化物 (残存物は不溶性であることから予想される)
- ・放射性物質の量 ; 約 700 g Pu (蒸発缶内)
- ・気相中への移行量 ; Fig. 3.4 除染作業のデータから推定される。
- ・エアロゾルの状態 ; 粒形分布等のデータは記載されていない。

## 3. データの根拠

Walker のデータ (移行率 0.14) は、セル内への飛散量でセル換気系及び屋外への移行量を割った値と一致する。即ち、Fig. 3.9 において④と⑤への移行量を③への移行量で割った値が爆発による移行率として示されているものと考えられる。

$$\text{移行率} = (1.5 + 0.6) / 15 = 0.14$$

## 4. 備考

Walker 報告書の移行率は、上述の様に機器内の Pu インベントリに対する移行率ではないため、爆発による換気系への移行量を算定するためには、当該移行率を掛ける量の吟味が重要である。

5. 添付データ

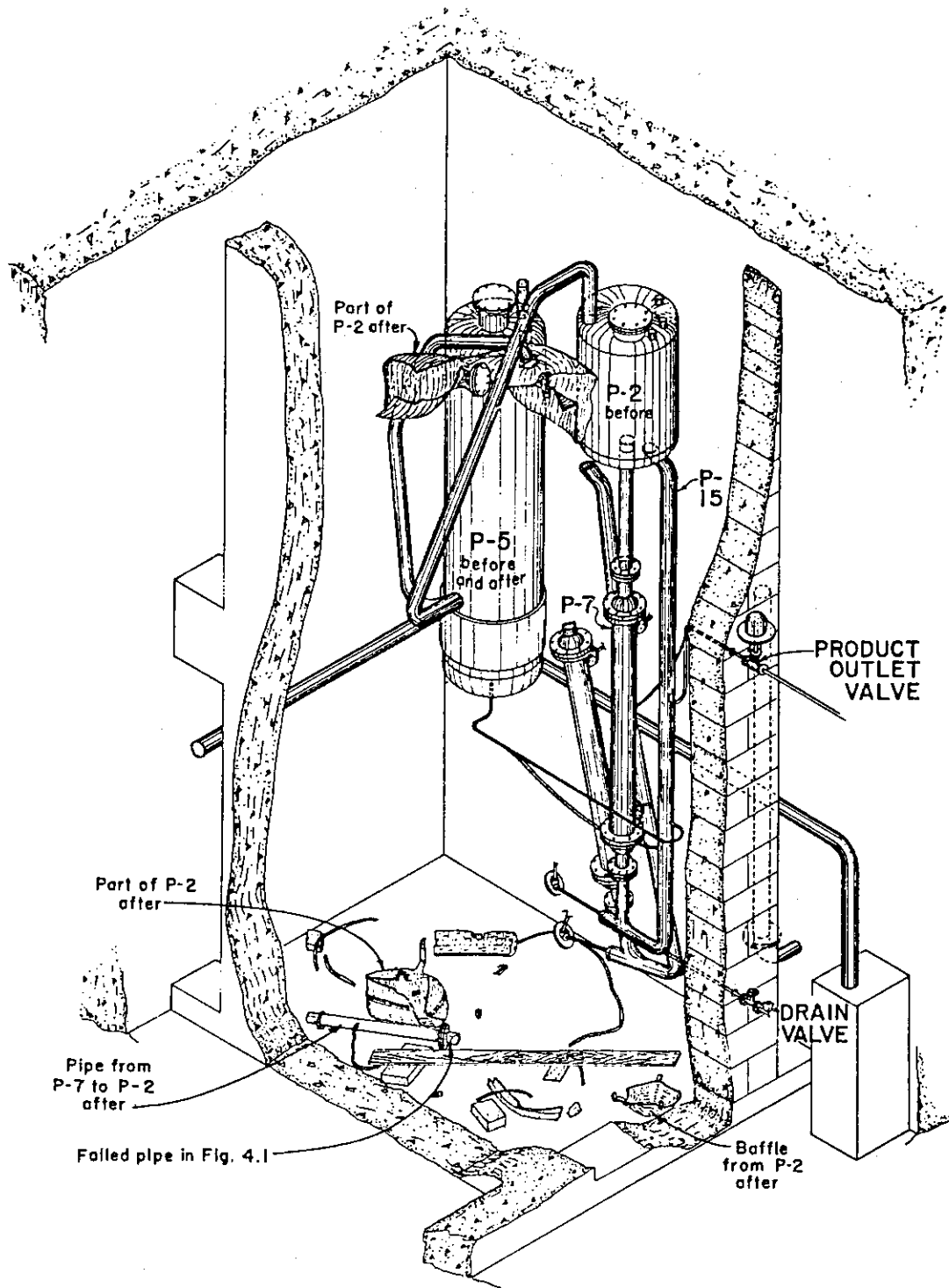


Fig. 3.9. Intercycle evaporator before and after explosion.

(爆発による機器の破損状況)

UNCLASSIFIED  
ORNL-LR-Dwg. 50851 R-2

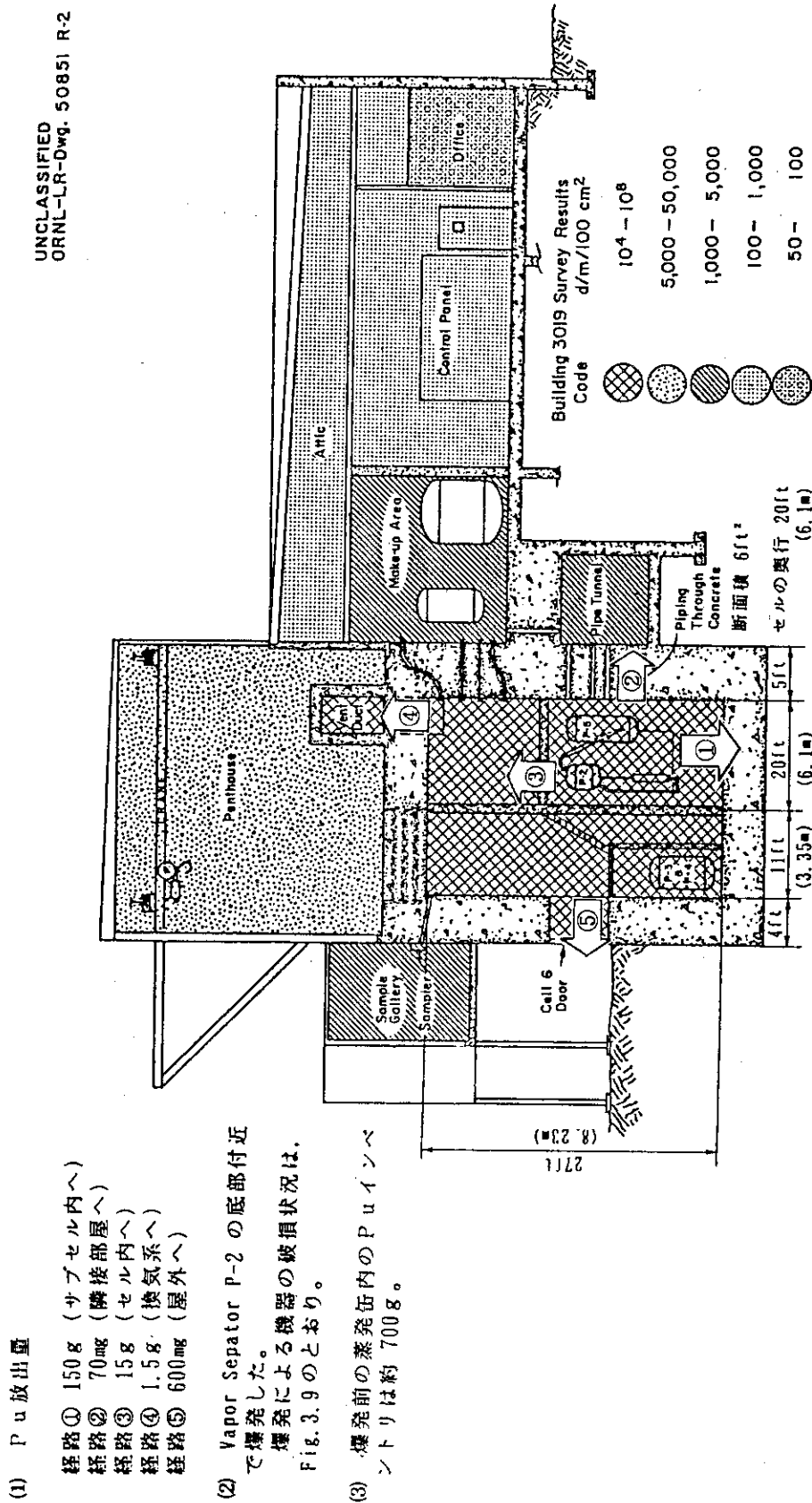


Fig. 3.4. Sectional elevation through cell 6, Radiochemical Processing Pilot Plant, showing inside contamination levels after explosion.  
( P u の放出経路及び放出量 )

(1) P u 放出量

- 経路① 150g (サブセル内へ)
- 経路② 70mg (隣接部屋へ)
- 経路③ 15g (セル内へ)
- 経路④ 1.5g (換気系へ)
- 経路⑤ 600mg (屋外へ)

(2) Vapor Separator P-2 の底部付近で爆発した。  
爆発による機器の破損状況は、Fig. 3.9のとおり。

(3) 爆発前の蒸発缶内の P u インベントリは約 700g。

Explosion - Red Oil

文献D-1

Docket 50-332, Final Safety Analysis Report - Barnwell Nuclear Fuel Plant Separations Facility, Allied-Gulf Nuclear Services, Barnwell, S. C. (October 10, 1973)

データ 表 2.3(2) 参照

物質	放出率	条件
ハロゲン	1.00	レッドオイル爆発
ルテニウム	0.001	
粒子状物質	浮遊物質濃度 100 mg/m <sup>3</sup>	

1. 概要

米国AGNS社のBarnwell再処理工場の安全解析書において、次の3か所の蒸発缶でのレッドオイル爆発事故が設計基準事故として評価されている。

- ・高レベル廃液蒸発缶
- ・プルトニウム蒸発缶
- ・低レベル廃液蒸発缶

2. 放出データ

本文の第15章 "Safety and accident analyses" にレッドオイル爆発の安全評価に使用された放出率データが記載されている。何れの事故も同じ放出率データが使用されている。

	高レベル廃液蒸発缶	プルトニウム蒸発缶	低レベル廃液蒸発缶
ヨウ素の放出率	1.00		1.00
Ruの放出率	0.001 (7M-HNO <sub>3</sub> )		0.001
浮遊物質濃度	100 mg/m <sup>3</sup>	100 mg/m <sup>3</sup>	100 mg/m <sup>3</sup>

3. データの根拠

浮遊物質濃度 100 mg/m<sup>3</sup> の参考文献は、"Traveler's Research Corporation, Personal Communication, September 22, 1969" であり、その根拠を調査することができない。

Ruの放出率0.001は、"Wilson, A. S., Journal of Chemical Engineering Data, 5, 521 (1960)" に記載された実験データに基づいている。その関連データを添付に示すが、この実験データは飛沫同伴による移行を差し引いた値であり、爆発時の換気系への移行率としては過小評価になっていると考えられる。

4. 添付データ

Ruの放出率0.001の根拠とした実験データは図1に示す実験装置を用いて測定された。

Boiler部にRu及びその他の粒子状FPを含む硝酸塩溶液が注入され、次式で定義されるRuの蒸発係数 (volatilization factor) が測定された。Ruはイエローソルト (tetrapotassium ruthenium nitrate salt) が使用された。

$$\text{Ruの蒸発係数} = \left\{ \frac{\text{凝縮水のRu濃度}}{\text{Boiler部のRu濃度}} \right\} - \left\{ \frac{\text{凝縮水の粒子状FP濃度}}{\text{Boiler部の粒子状FP濃度}} \right\}$$

実測データは図2に示すように、Ruの蒸発係数は硝酸濃度が高いほど大きくなり、ケースBのように6.8M-HNO<sub>3</sub>では10<sup>-3</sup>を若干下回ったところで定常状態になる。また、5時間後のデータは図3のようであり、この場合、7M-HNO<sub>3</sub>の蒸発係数は、約3×10<sup>-2</sup>である。

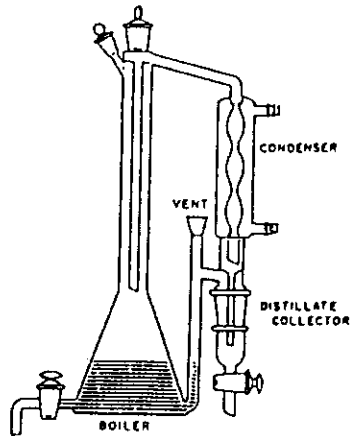


図1 Round-bottomed Oihmer still modified for heating with hot plate

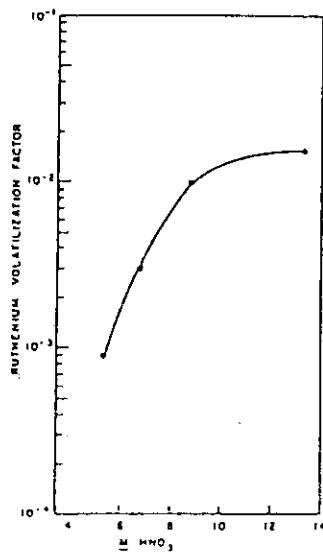


図3 Effect of acid concentration  
Data taken from Figure 2 at 5-hour points

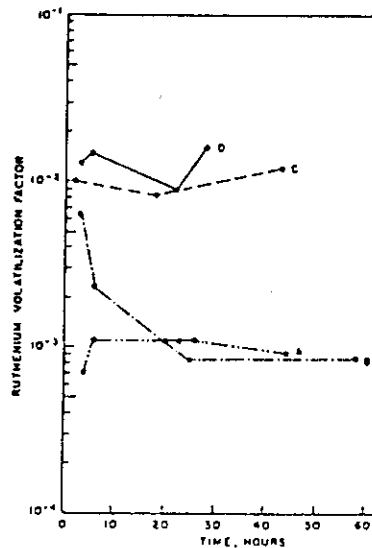


図2. Effect of acid concentration and reaction time  
Boiler charged with 250 ml. of HNO<sub>3</sub>, 0.5 gram/liter of yellow salt, 2 ml. of fission product-nitric acid solution  
A. 5.4 M HNO<sub>3</sub> in boiler, 0.22M in distillate. Black film deposited in condenser.  
B. 6.8M HNO<sub>3</sub> in boiler, 0.78M in distillate. Black film deposited in condenser.  
C. 8.8 to 10.8M HNO<sub>3</sub> in boiler, 1.8 to 4.1M in distillate. Acid removed by distillate samples not replaced as in other experiments. Distillate drops in condenser colored dark brownish purple.  
D. 13.3M HNO<sub>3</sub> in boiler, 9.8M in distillate. Distillate drops in condenser colorless.

Explosion							
<p>文献 D-2</p> <p>Staff of the Oak Ridge National Laboratory, "Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities", USAEC Report ORNL-4451 (July, 1970); p 8-45 to 8-97</p>							
<p>データ</p>	<p>表 2.3(2) 参照</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">物質</th> <th style="text-align: center;">放出率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">ハロゲン</td> <td style="text-align: center;">1.00</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">粒子状物質</td> <td style="text-align: center;">浮遊物質濃度100 mg/m<sup>3</sup>, 粒子径10μ</td> </tr> </tbody> </table>	物質	放出率	ハロゲン	1.00	粒子状物質	浮遊物質濃度100 mg/m <sup>3</sup> , 粒子径10μ
物質	放出率						
ハロゲン	1.00						
粒子状物質	浮遊物質濃度100 mg/m <sup>3</sup> , 粒子径10μ						
<p>1. 概要</p> <p>使用済燃料再処理工場及びその放射性廃棄物処理施設の立地に係わるポリシーの確立に必要な情報の調査並びにその検討結果が、USAEC の要請を受けたORNLによってまとめられている。安全評価用の基礎データについては、8.3 Accidental Releases of Radioactive Materialsに記載されている。</p>							
<p>2. 放出データ</p> <p>(1)ハロゲン</p> <p>安全評価の条件として、固体のハロゲン吸着器の火災又は爆発によって吸着されていたI-129及びI-131の全量が放出すると仮定している。但し、その根拠データは記載されていない。</p> <p>(2)浮遊物質</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却塔、蒸発缶及び空気パージ槽から発生する浮遊物質の最大濃度は、重力沈降があるため添付データ (Fig. 8. 10) に示すような空塔速度との相関関係が見られる。1) 空塔速度が0.15ft/s以下では、10mg/m<sup>3</sup>程度の準安定な浮遊物質が形成される。</li> <li>・換気系における浮遊物質の粒子径分布は準安定で一貫性があること、及び添付データ (Fig. 8. 11) に示す10μ以下の範囲に分布することがORNLの実験により求められた。1)</li> <li>・Walsh とSchleaの蒸発缶の飛沫同伴に関する研究 2) によれば、固体面との一回の直角な衝突により、液体の浮遊物質濃度は10mg/m<sup>3</sup>程度以下に、重元素のダストは1mg/m<sup>3</sup>程度に減少した。</li> <li>・浮遊物質濃度と最大粒子径の関係として添付データ (Fig. 8. 12) が記載されている。</li> <li>・Cheever の実験 3) によれば、100mg/m<sup>3</sup>のプルトニウム粒子が4.8ft/minの空塔速度で30inのdeep sand filterを通過すると0.02mg/m<sup>3</sup>に減少した。このdeep sand filterを通過したプルトニウムの浮遊物質をHEPAフィルタで処理した場合の除去効率は99%だった。</li> </ul>							



### 3. データの根拠

浮遊物質濃度 $100\text{mg}/\text{m}^3$ を安全評価に使用したという記載はない。本文には、粒子径の大きい浮遊物質は重力沈降や固体面との衝突により途中で消失してしまうので、換気系における浮遊物質の粒子径が $10\mu$ 以下の範囲に分布し、安定することが記載されている。このデータは爆発実験によるものではないが、爆発の場合にも適用できると考えられる。添付データ (Fig. 8.1 2) において $10\mu$ に対する浮遊物質濃度を液滴の実験データから読み取ると、 $10\text{mg}/\text{m}^3$ 程度である。また、  
 のCurrent Practiceには $10\sim 100\text{mg}/\text{m}^3$ と記載されているが  
 には $10\text{mg}/\text{m}^3$ に該当するデータが示されていないことから、 $10\text{mg}/\text{m}^3$ の誤記であるとも考えられる。

### 4. 参考文献

- 1) E. D. Arnold, A. T. Gresky, and J. P. Nichols, "The Evaluation of Radioactive Releases from chemical Plants," p. 222 in Proceedings of the seventh AEC Air cleaning conference, TLD-7627 (March 1962)
- 2) C. S. Schlea and J. P. Walsh (E. I. duPont de Nemours and company, Aiken, south Carolina), "Desntrairment in Evaporators", presented at the 2nd National Meeting of the American Institute of chemical Engineers, preprint 38 (February 1960).
- 3) C. L. Cheever et al., "ZPRR Roof Sand Filtration of Uraninum, Plutonium, and Uranine Aerosols, "pp. 942-64 in CONF-660904; vol. 2 (January 1967).

5. 添付データ

ORNL-LR-DWG 47936 R2

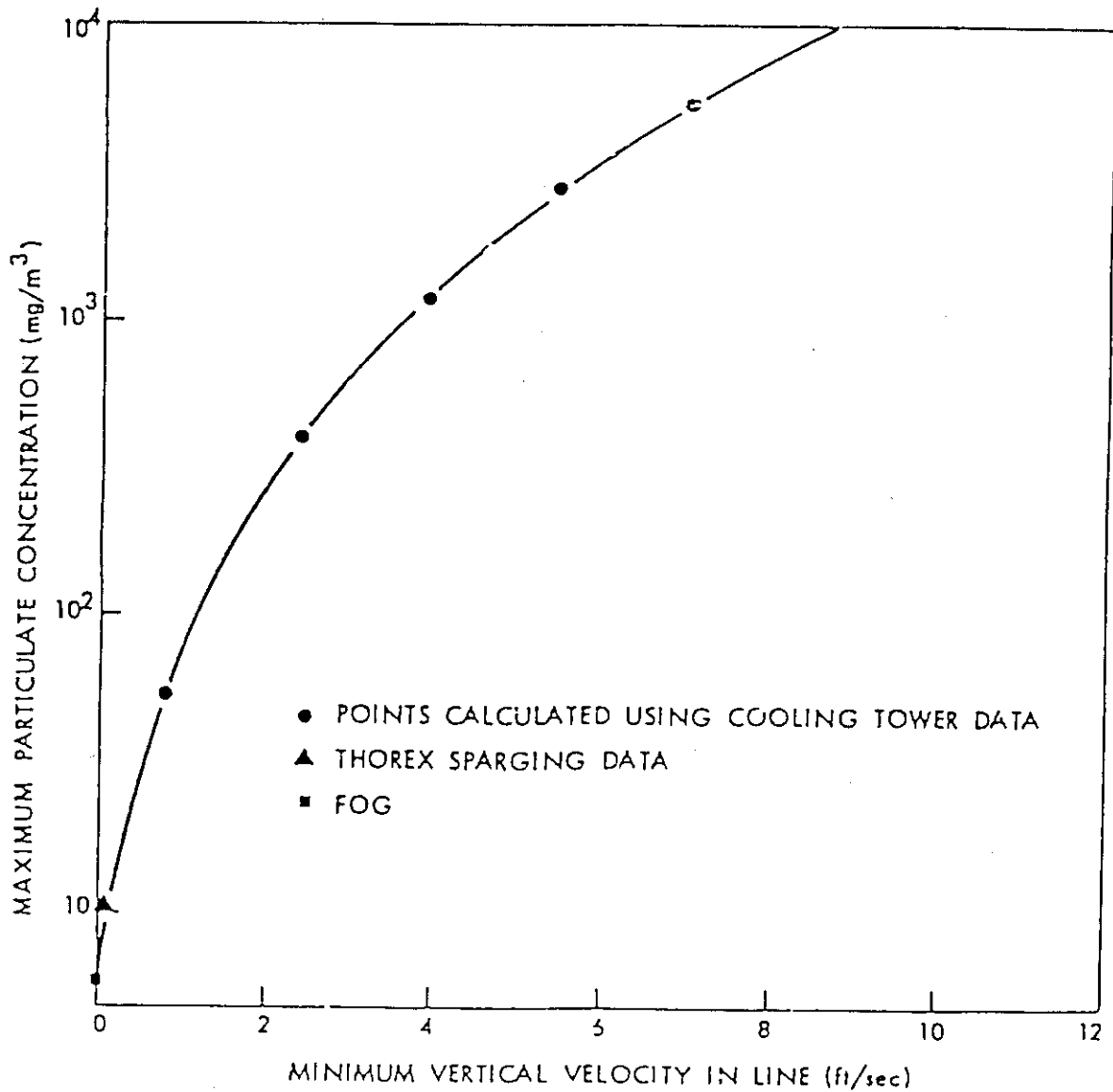


Fig. 8.10. Effect of Minimum Superficial Velocity in an Off-Gas Line on the Concentration of Liquid Solution Particles Resulting from Vigorous Mixing of a Solution with Air. Density of solution, 1 g/cc.

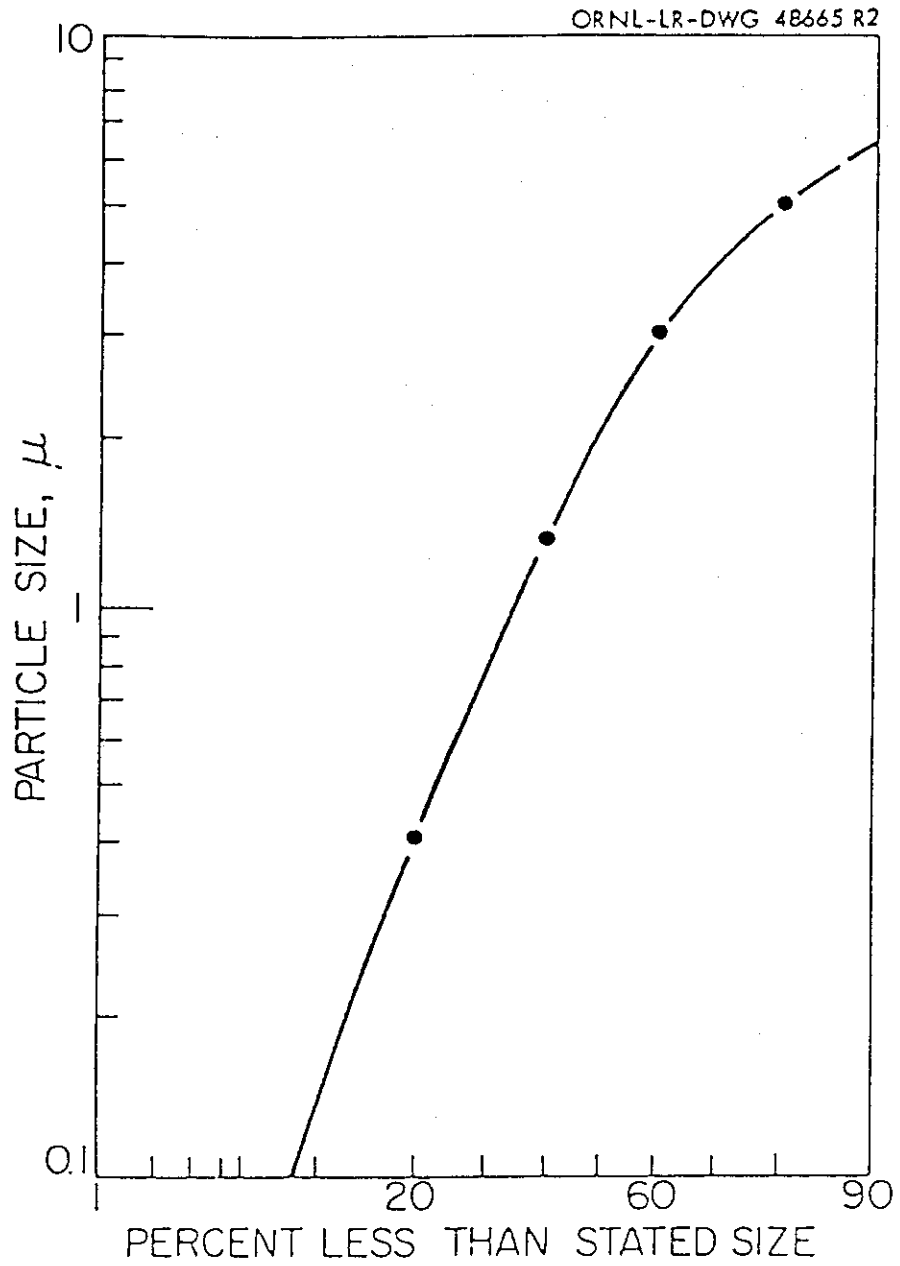


Fig. 8.11. The Particle Size Distribution of a Stable Aerosol Which Has Encountered Several Changes of Direction in a Pipeline.

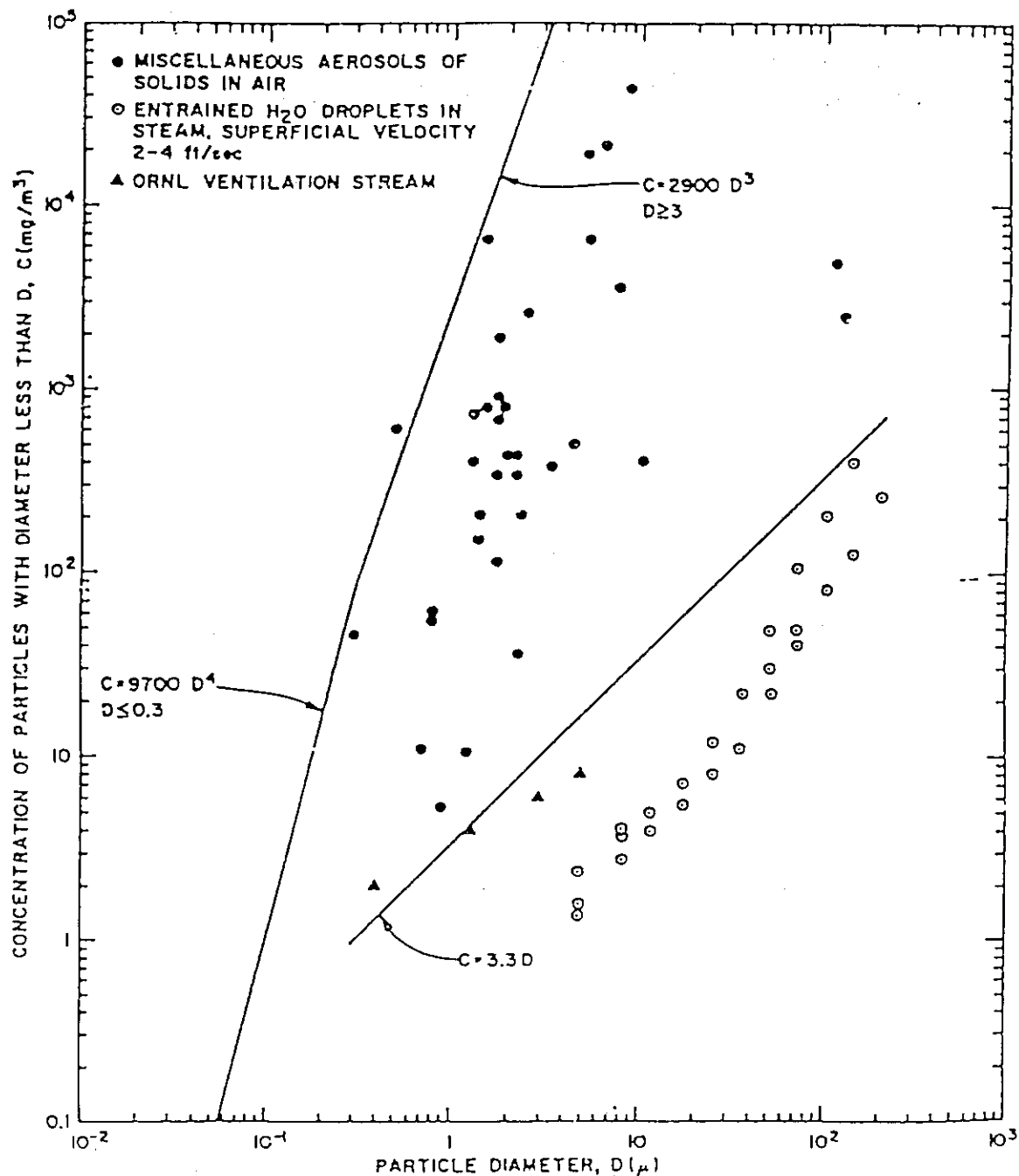


Fig. 8.12. Mass Concentration of Solid and Liquid Particles in Aerosols.

文献 M.A. Halverson and J. Mishima, "Initial Concepts on Energetics and Mass Releases during Nonnuclear Explosive Events in Fuel Cycle Facilities", D-3 NUREG/CR-4593, PNL-5839 (1986)

1. 概要

核燃料施設における非核爆発によるエアロゾル放出の推算に関するU. S. N R Cの研究成果が、次の4通りのタイプの爆発ごとに、まとめられている。

- ・ fast physical explosion
- ・ slow physical explosion
- ・ fast chemical explosion
- ・ slow chemical explosion

核燃料施設における fast Physical explosionは、溶融ガラスと水の水蒸気爆発として数多くの研究が行われた。これらの研究により、核燃料施設におけるこの種の爆発は、とても起こりそうにないと結論されている。

Slow Physical explosion による放出については、流体力学に基づく関係式等から導出した推算式がしめされている。

Fast chemical explosion による放出については、T N T-equivalent methodによる推算が適用される。この方法は、爆発物質のT N T相当量で爆発の影響を評価する方法であり、爆発の影響についてはT N T火薬の実測値を用いている。核燃料施設では、レッドオイル爆発がこの種の爆発に該当する。

Slow chemical explosion による放出については、最も複雑な爆発現象であり、多くのパラメータが影響するため正確な推算は困難であるが、fast chemical explosion と同様の推算方法が適用できる。

最後に、PNLにおける実験的知見及びSteindler-Seefeldtの式に基づいた爆発事故による放出量の上限值を求める関係式が示されている。

2. 推算方法

2.1 Slow Physical Explosion

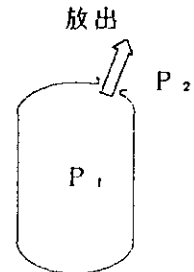
高圧ガスボンベ、圧力容器、高圧蒸気配管等の破損による物質及びエネルギーの放出がSlow Physical Explosion に該当する。

容器内の気体のみが破損部から放出される場合には、流体力学に基づく下記の推算式が適用される。一方、容器内に粉末や液体が存在し、これらを伴って放出する場合の放出量の推算に関しては、Sutterの実験的研究<sup>1)</sup>が有用との記述があるが、具体的方法は紹介されていない。

(1) 物質の放出

容器内の圧力 $P_1$ が外部の圧力 $P_2$ に比べて大きく、 $P_2/P_1 < \gamma$ の臨界状態が成立する場合の放出速度は次式で与える。

$$w = S \sqrt{\gamma P_1 \rho_1 \left( \frac{2}{\gamma+1} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma-1}}} \dots\dots\dots (1)$$



又、放出時間は、

$$t = \frac{v/S}{\sqrt{\gamma \left(\frac{P_0}{\rho_0}\right) \left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma-1}}}} \left(\frac{2}{\gamma+1}\right) \left[ \left(\frac{P_0}{\rho_0}\right)^{\frac{1-\gamma}{2}} - 1 \right] \dots\dots (2)$$

ここに、

- w = instantaneous mass flow rate
- S = area of orifice opening
- P<sub>1</sub> = Pressure inside the tank at time t
- ρ<sub>1</sub> = vapor density in tank at time t
- γ = heat capacity ratio of vapor = Cp/Cy
- P<sub>2</sub> = pressure at nozzle opening at time t
- t = discharge time
- v = tank volume
- P<sub>0</sub> = initial tank pressure
- ρ<sub>0</sub> = initial vapor density in tank

$$\gamma = \frac{2}{\gamma+1} \frac{\gamma}{\gamma-1}$$

外部の圧力が 1 atm の場合、臨界圧力は約 2 atm なので、高圧容器では臨界状態での放出が大半を占める。また、臨界状態の仮定は、実際よりも短時間に放出する評価になるので、爆発の影響評価上は保守的な条件設定といえる。

(2) エネルギーの放出

等温膨張を仮定すると、最大のエネルギー放出量が次式で計算される。

$$E = 1.26V \left(\frac{P_0}{1 \text{ atm}}\right) \left(\frac{273^\circ \text{ K}}{T_0}\right) RT_0 \ln \left(\frac{P_0}{P_2}\right) \dots\dots (3)$$

ここに、

- E = energy, calories
- V = volume of vessel, ft<sup>3</sup>
- P<sub>0</sub> = initial pressure of gas, atm
- T<sub>0</sub> = initial temperature of gas, °K
- R = gas constant = 1.987  $\frac{\text{cal}}{\text{g-mole}^\circ\text{K}}$
- P<sub>2</sub> = pressure outside the tank

2.2 Fast Chemical Explosion

化学反応によるエネルギーが 1/10<sup>6</sup> ~ 1/10<sup>3</sup> 秒の短時間に放出されることによって引き起こされる爆発（爆ごう）が Fast Chemical Explosion に該当する。

この種の爆発に伴う放出の評価には、TNT-equivalent 法が適用される。

TNT-equivalent 法は、反応にあずかる物質の TNT 相当量で爆発の威力を代表させ、爆発による影響評価は TNT の実験データを適用するという方法である。そのため物質の密度及び燃焼熱が TNT と大きく相違するときは、好ましい方法とはいえない。TNT-equivalent 法では、次の手順で評価する。

① TNT 相当量の計算

$$\begin{aligned} \text{TNT-equivalent weight (lb)} &= H_c \text{ (Btu/lb)} / 1,940 \times \text{weight of material (lb)} \\ \text{TNT-equivalent weight (g)} &= H_c \text{ (cal/g)} / 1,080 \times \text{weight of material (g)} \\ H_c &= \text{heat of combustion of the material.} \end{aligned} \quad \dots\dots (4)$$

② 物質比 (MR) の計算

$$\text{MR} = \frac{\text{爆発しない物質質量 (g)}}{\text{爆発物の TNT 相当量}} \quad \dots\dots (5)$$

③ 粒子直径の中央値, dg の評価

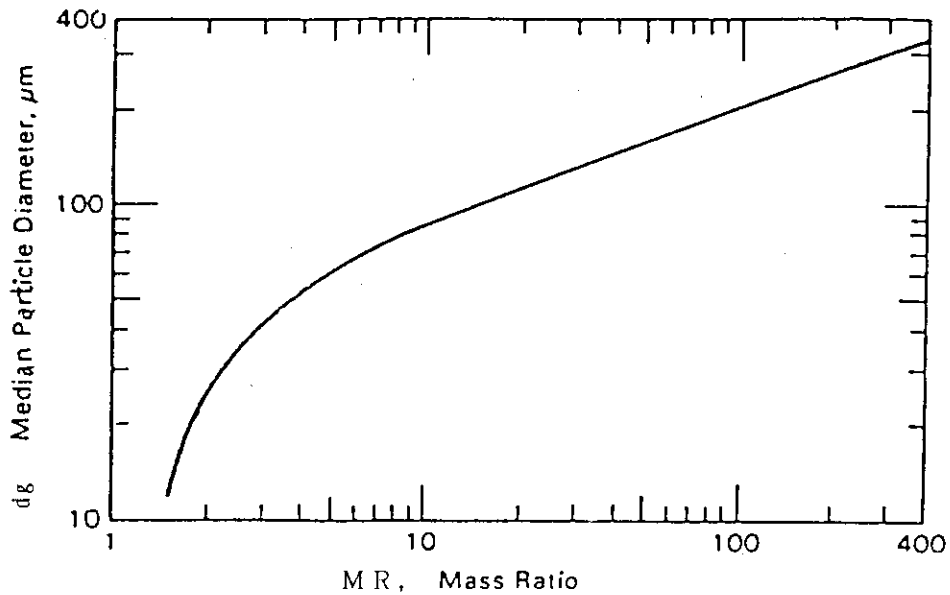


図1 Extrapolation of Explosive Dispersal Data to High Mass Ratios

④ 初期エアロゾル量の評価

$$\text{initial amount made to aerosol} = 2.783 (\text{MR})^{0.3617} \text{ in g aerosol/g explosive} \quad \dots\dots (6)$$

⑤ 粒子径の区分

通常、0~3 μm, 3~10 μm, 10~100 μm 及び 100 μm 以上の区分が用いられる。設定した各粒子径範囲について、次の⑥~⑧を繰り返す。

⑥ Standard normal deviate Z の計算

$$Z = \frac{(\ell nd - \ell ndg)}{\ell n \sigma g} \dots\dots\dots (7)$$

ここに、d は区分した各粒子径範囲の上限径、 $\sigma g$  はエアロゾル粒径分布の標準偏差であり、SteindlerとSeefeldtは彼らの評価において $\sigma g = 2$ を用いた。

- ⑦ 各粒子径範囲に含まれるエアロゾルの割合の評価  
表1のデータを用いて、Zの値からエアロゾルの割合を求める。
- ⑧ 各粒子径範囲に含まれるエアロゾル量の評価  
④で求めたエアロゾル量に、⑦で求めた割合を掛けて、各粒子径範囲に含まれるエアロゾル量を計算する。

以上のTNT-equivalent 法は、Steindler と Seefeldt (1980)<sup>2)</sup>が評価に用いた方法であり、EXPACコードに入力されるソースタームを与える計算コードDETTINに組み込まれている。

なお、TNT-equivalent 法のデータは比較的小さいMR値の実験データが使用されているが、各燃料施設のMR値は100~400であり、実験データのMR値より大きい値を持つ。また、爆発による粉末の飛散には、この方法を直接使用することができない。

2.3 放出量の上限值

PNLで1979年以来実施して来た爆発に関する実験データを基に、爆発によって放出されるエアロゾルの割合Wは、図2に示すようにE/M<sub>0</sub>をパラメータにとると最も良い相関関係を与える。

図中の曲線はPNLの実測データを上回るように設定した実験式であり、放出量の上限值を与える。

$$\log(W) = -2.6 + [18.8(X) - (X)^2 - 67.2]^{1/2} \dots\dots\dots (8)$$

$$X = \log(E/M_0) \dots\dots\dots (9)$$

- ここに、W ; weight percent airborne
- E ; energy applied, dyne-cm  
粉末の圧力放出の場合、全圧  
液体の放出の場合、液中に溶けたガスの圧力  
粉末又は液体の自由落下の場合、物質に作用する重力
- M<sub>0</sub> ; weight of inert material, gram

図中の直線 (Steindler-Seefeldt Model)は、液体及び固体のデータに基づいているため粉末の爆発に対しては過小評価になる場合がある。

なお、E/M<sub>0</sub>が $6 \times 10^4$ 以下の条件下ではエアロゾルの放出は無視小になる。

3. 参考文献

- 1) Sutter, S.L. 1983. Aerosol Generated by Releases of Pressurized Powders and Solutions in Static Air, NUREG/CR-3093, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.
- 2) Steindler, M.J. and W.B. Seefeldt, 1980. "A Method for Estimating the Challenge to an Air Cleaning System Resulting from an Accidental Explosive Event." In Proceedings of the 16th DOE Nuclear Air Cleaning Conference, ed. M.W. First, pp. 1165-1174. Harvard Air Cleaning Laboratory, Boston, Massachusetts.



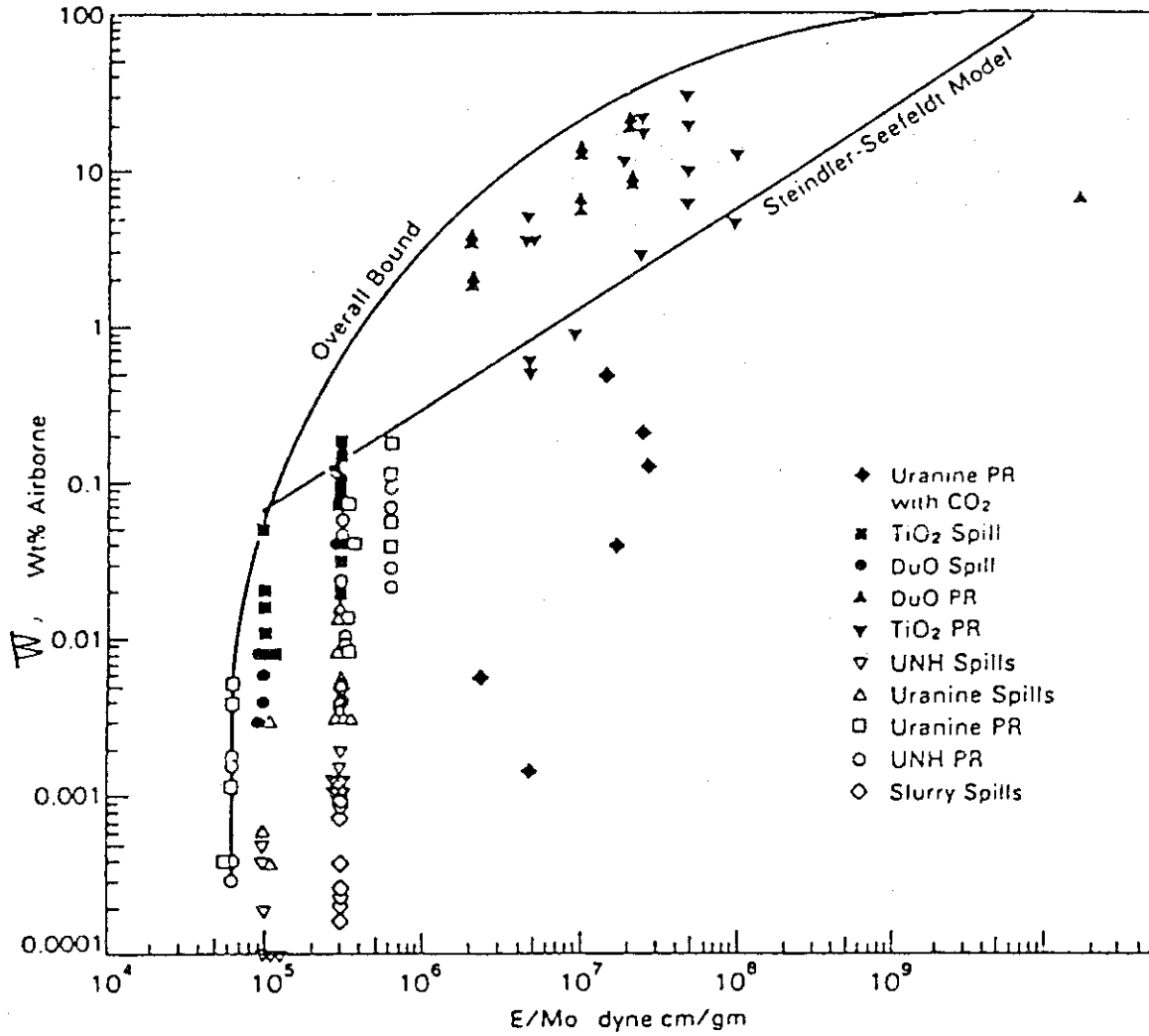
## 4. 備 考

- (1) 本文献には、A A Hに記載されている次のデータが示されている。
- 1) 爆発により放出されるエアロゾルの上限値を計算する実験式及び実験データの相関図 図2
  - 2) Slow Chemical Explosion の放出エネルギー計算式 (3)式
  - 3) TNT-equivalent 法の評価式及びデータ 図1, 表1, (6)式, 7式
- (2) 液体または粉末を伴って放出するSlow Physical Explosion の評価方法については、具体的記述がなく、別の文献を調査する必要がある。
- (3) Slow Chemical Explosion の評価方法については、TNT-equivalent 法及びポイントソースの理想的燃焼波理論が通常使用されるとしているが、複雑な現象であるため、正確な評価は難しいとのコメントが付けられている。  
本件についても、評価方法の具体的な記述がなく、別の文献を調査する必要がある。
- (4) 再処理施設ではFast Physical Explosion は起きないとしているが、高放射性廃液のガラス固化設備を念頭において、爆発が発生しない条件を調査し、当該設備の運転条件等との対比としてまとめる必要がある。

5. 添付データ

表1 Cumulative Probability Distribution (from Abramowitz and Stegun 1965)

$z$	$P(z)$	$z$	$P(z)$	$z$	$P(z)$
0.00	0.50000 00000 00000	1.30	0.90319 95154 14390	2.60	0.99533 88119 76281
0.02	0.50797 81137 16902	1.32	0.90658 23910 06528	2.62	0.99560 35116 51879
0.04	0.51595 34368 52831	1.34	0.90997 73275 35548	2.64	0.99585 46986 38964
0.06	0.52392 21826 54107	1.36	0.91308 50380 52915	2.66	0.99609 29674 25147
0.08	0.53188 13720 13988	1.38	0.91620 66775 84986	2.68	0.99631 88919 90825
0.10	0.53982 78372 77029	1.40	0.91924 33407 66229	2.70	0.99653 30261 96960
0.12	0.54775 84260 20584	1.42	0.92219 61594 73454	2.72	0.99673 59041 61109
0.14	0.55567 00348 05907	1.44	0.92506 63004 65673	2.74	0.99692 80407 81350
0.16	0.56355 94628 91433	1.46	0.92785 49630 34106	2.76	0.99710 99319 23774
0.18	0.57142 37159 00901	1.48	0.93056 33766 66669	2.78	0.99728 20550 77299
0.20	0.57925 97094 39103	1.50	0.93319 27987 31142	2.80	0.99744 48696 69572
0.22	0.58706 44226 48215	1.52	0.93574 45121 81064	2.82	0.99759 88175 25811
0.24	0.59483 48716 97796	1.54	0.93821 98232 89188	2.84	0.99774 43233 08458
0.26	0.60256 81132 01761	1.56	0.94062 00594 05207	2.86	0.99788 17949 59525
0.28	0.61026 12475 55797	1.58	0.94294 65667 62246	2.88	0.99801 16241 45106
0.30	0.61791 14221 88955	1.60	0.94520 07083 00442	2.90	0.99813 41866 99616
0.32	0.62551 58347 23320	1.62	0.94738 38615 45748	2.92	0.99824 98430 71324
0.34	0.63307 17360 36028	1.64	0.94949 74165 25897	2.94	0.99835 89387 65843
0.36	0.64057 64332 17991	1.66	0.95154 27737 33277	2.96	0.99846 18047 88262
0.38	0.64802 72924 24163	1.68	0.95352 13421 36280	2.98	0.99855 87580 82660
0.40	0.65542 17416 10324	1.70	0.95543 45372 41457	3.00	0.99865 01020
0.42	0.66275 72731 51751	1.72	0.95728 37792 08671	3.05	0.99885 57932
0.44	0.67003 14463 39407	1.74	0.95907 04910 21193	3.10	0.99903 23968
0.46	0.67724 18897 49653	1.76	0.96079 60967 12518	3.15	0.99918 36477
0.48	0.68438 63034 93778	1.78	0.96245 20196 51483	3.20	0.99931 23621
0.50	0.69146 24612 74013	1.80	0.96406 96808 87074	3.25	0.99942 29750
0.52	0.69846 82124 53034	1.82	0.96562 04975 54110	3.30	0.99951 65759
0.54	0.70540 24837 84302	1.84	0.96711 58813 40836	3.35	0.99959 59422
0.56	0.71226 02811 50973	1.86	0.96855 72370 19248	3.40	0.99966 30707
0.58	0.71904 26911 01436	1.88	0.96994 59610 38800	3.45	0.99971 97067
0.60	0.72574 68822 49977	1.90	0.97128 34401 83998	3.50	0.99976 73709
0.62	0.73237 11065 31017	1.92	0.97257 10502 96163	3.55	0.99980 73844
0.64	0.73891 37003 07139	1.94	0.97381 01550 59548	3.60	0.99984 08919
0.66	0.74537 30853 28664	1.96	0.97500 21048 51780	3.65	0.99986 88798
0.68	0.75174 77694 46430	1.98	0.97614 82356 48592	3.70	0.99989 22003
0.70	0.75803 63477 76927	2.00	0.97724 98680 51821	3.75	0.99991 15827
0.72	0.76423 75022 20749	2.02	0.97830 83062 32353	3.80	0.99992 76520
0.74	0.77035 00028 35210	2.04	0.97932 48371 33930	3.85	0.99994 09411
0.76	0.77637 27075 62401	2.06	0.98030 07295 90623	3.90	0.99995 19037
0.78	0.78230 45624 14267	2.08	0.98123 72335 65062	3.95	0.99996 09244
0.80	0.78814 46014 16604	2.10	0.98213 55794 37184	4.00	0.99996 83288
0.82	0.79389 19464 14187	2.12	0.98299 69773 52367	4.05	0.99997 43912
0.84	0.79954 58067 39551	2.14	0.98382 26166 27834	4.10	0.99997 93425
0.86	0.80510 54787 48192	2.16	0.98461 36652 16075	4.15	0.99998 33762
0.88	0.81057 03452 23288	2.18	0.98537 12692 24011	4.20	0.99998 66543
0.90	0.81593 98746 53241	2.20	0.98609 65524 86502	4.25	0.99998 97115
0.92	0.82121 36203 85629	2.22	0.98679 06161 92744	4.30	0.99999 14601
0.94	0.82639 12196 61376	2.24	0.98745 45385 64054	4.35	0.99999 31931
0.96	0.83147 23925 33162	2.26	0.98808 93745 81453	4.40	0.99999 45875
0.98	0.83645 69406 72308	2.28	0.98869 61557 61447	4.45	0.99999 57065
1.00	0.84134 47460 68543	2.30	0.98927 58899 78324	4.50	0.99999 66023
1.02	0.84613 57696 27265	2.32	0.98982 95613 31281	4.55	0.99999 73177
1.04	0.85083 00496 69019	2.34	0.99035 83300 54642	4.60	0.99999 78875
1.06	0.85542 77003 36091	2.36	0.99086 25324 69428	4.65	0.99999 83403
1.08	0.85992 89099 11231	2.38	0.99134 36809 74484	4.70	0.99999 86992
1.10	0.86433 39390 53618	2.40	0.99180 24640 75404	4.75	0.99999 89829
1.12	0.86864 31189 57270	2.42	0.99223 97464 49447	4.80	0.99999 92067
1.14	0.87285 68494 37202	2.44	0.99265 63690 44652	4.85	0.99999 93827
1.16	0.87697 55969 48657	2.46	0.99305 31492 11376	4.90	0.99999 95238
1.18	0.88099 98925 44800	2.48	0.99343 08808 64453	4.95	0.99999 96289
1.20	0.88493 93297 78292	2.50	0.99379 03346 74224	5.00	0.99999 97133
1.22	0.88876 75625 52166	2.52	0.99413 22502 84668		[[1-6]]
1.24	0.89251 23029 25413	2.54	0.99445 73765 56918		
1.26	0.89616 53188 78700	2.56	0.99476 43918 36444		
1.28	0.89972 74320 45558	2.58	0.99505 99842 42230		



2

PNL Experimental Results and Curve Fits

## 2.5 Criticality (Eグループ)

臨界事故に関する基礎データとして、Walker 報告書には下表に示すような核分裂数や放射性物質放出割合等について推奨値が記載されている。ここでは、測定範囲を調べるため Walker が参照した文献No15について調査した。

パラメータ	測定範囲	使用例	推奨値
(a) Initial Pulse - Fissions	$1 \times 10^{15} - 4.68 \times 10^{18}$	$1 \times 10^{18} - 3.7 \times 10^{18}$	$1.0 \times 10^{18}$
(b) Secondary Pulse - Fissions, pulse Interval	No Estimate No Estimate	$0.4 \times 10^{17} - 5 \times 10^{17}$ 10min	$1.9 \times 10^{17}$ 10min
(c) Total Fissions Total Time	$3 \times 10^{15} - 1.2 \times 10^{20}$ No Estimate	$1 \times 10^{18} - 1 \times 10^{20}$ 7min - 24hr	$1.0 \times 10^{19}$ 8hr
(d) Gas Release Fraction	No Estimate	1.00	1.00
(e) Halogen Release Fraction	No Estimate	0.25 - 1.00	0.25
(f) Solid Release Fraction	No Estimate	0.001 - 0.20	*
(g) Material Release Fraction	No Estimate		*

\* Use applicable Reg Guide Recommendations

Walker 報告書記載の全核分裂数等の基礎データは、基本的に米国原子力規制指針 (Regulatory Guide, 以下RG) 3.33, 3.34, 3.35 (文献E-1, E-2, E-3) の推奨値に基づいている。指針では、核燃料取り扱いに係わる施設の総ての装置・機器に関して臨界事故の可能性を評価し、最も厳しい事故が起きた場合の規模の大きさを推定して事故解析に必要なソースタームの条件を定めるべきだとしている。そのうえで、指針では、推定された事故の規模の大きさが次に示すような事故の規模を超えないことが示されたならば、次に示すような全核分裂数、初期バースト、継続時間等の条件値を事故解析のために用いてもよいとしている。また妥当であると示されたならばより保守的ではない他の条件値を用いてもよいとしている。

- 全核分裂数;  $10^{19}$  fissions
- 初期バースト;  $10^{18}$  fissions (0.5sec)
- バースト繰り返し;  $1.9 \times 10^{17}$  fissions  $\times$  47回 (10分間隔)
- 継続時間; 8時間

上に示した全核分裂数の導出根拠は、明確には指針に説明されていないが、過去に公表された

溶液系の臨界事故データを参照すると、文献No 15及びE-4の調査結果から分かるように全核分裂数に関して上記の数値を越えるものは1ケースのみであるということが、有力な根拠として考えられる。バースト繰り返し及び継続時間に関しては、濃縮度5%以下のウラン濃度400g/lの溶液を仮定して、これが100l蒸発したところで臨界未満になるという条件で計算したものと考えられる（全核分裂数を推定するために必要となる添加反応度量及び核分裂性物質質量等についての記述は指針に与えられていない）。

事故時の核分裂数等の簡易評価法について、文献E-5、E-6、E-7を調査した結果をまとめると次に示すようになる。事故時の全核分裂数の簡易評価法は、実験あるいは簡易動特性解析コードにより得られた結果から導かれたものであり、過去の臨界事故における実測（推定）値より概ね保守側の値を与えることが分かった。これらの評価式の形を見ると、全核分裂数は溶液燃料体積、あるいはその最大値としてタンク体積に比例、あるいは体系が大きくなると増大する関係となっている。

以上に述べたことから、再処理施設の安全評価のために仮定すべき全核分裂数等のデータに関しては、施設内部の核燃料物質の量、分布、濃度及び体積等を十分に把握し、運転操作・条件等から臨界事故に至るシナリオを同定することが始めに実施すべき重要なステップとなる。Walker推奨の全核分裂数等のデータは、米国指針に記載されている注意事項を守る限り、安全評価に用いることは差し支えないものと考えられる。ただし、この場合に事故規模の大きさを推定するためには、同定された事故シナリオに対して事故の結果を実験あるいは信頼性のある計算コード等を用いて評価する必要がある。簡易評価法については、実験あるいは検証された計算コードによる結果との比較等により信頼性が十分確かめられたうえで用いられる必要がある。

次に米国指針RG 3.33, 3.34, 3.35では、事故時に放出される放射性物質の放出に関する仮定が述べられており、基本的にWalker推奨値従ってANSI推薦値と同一のデータが記載されている。すなわち、

- ・希ガスは100%、よう素は25%が換気された室（またはセル）に放出される。
- ・RG 3.33では、さらにルテニウムについても0.1%放出されるとしている。
- ・溶液の場合、蒸発した溶液中の塩成分の0.05%がエアロゾルとなって放出される。

希ガス100%放出の仮定は、当然のことながら容認されるとして、よう素25%放出に関しては、Exxon再処理工場のPSAR文献E-8に導出根拠について記述があるが、そこで引用している実験レポート文献E-9には、25%に直接関係する数値は見当たらない。文献E-8の引用箇所の記述にもあるように、プレイアウト等の施設内部への壁等に沈着することによる除去効果を考慮する必要がある。また、Walker報告書の現行使用例の参考文献E-10に説明されているように、よう素が時間遅れを以て溶液内に生成されることを考慮すると、臨界事故が起きて数時間の解析に対してはよう素25%放出を仮定してもよいものと考えられる。

これまで述べたように、過去に経験した溶液系の臨界事故、また欧米諸国で実施された臨界過渡実験は大部分が90%以上の濃縮ウランを燃料に用いており、またこれらの結果から臨界事故の規模を推定するための簡易評価法が導かれた。したがって、現在の軽水炉燃料サイクルに係わる再処理施設の安全性を評価するためには、5%程度の低濃縮ウラン燃料を用いた実験を実施して、実際の施設に起こりうる臨界事故の規模、全核分裂数等を求めるためのデータを得ることが必要

となると思われる。

また、安全評価データベースを作成する際に、考慮すべき事項として次が考えられる。

- 再処理施設の安全性評価のために仮定すべき全核分裂数については、核燃料サイクル施設において考えられる妥当な事故シナリオについて計算を実施して、起こりうる事故時の核分裂数の範囲を知ってからデータベースに載せる必要がある。このためには、事故時の核分裂を容易に求めることのできる簡易評価法あるいは計算コードを、公開された簡易評価法及び計算コードを参考として開発・整備しておく必要がある。
- 事故解析を行う上で必要となる動特性パラータすなわち、即発中性子寿命 $\ell$ 、遅発中性子割合 $\beta$ 、反応度温度係数 $\alpha T$ 、反応度ボイド係数 $\alpha V$ 等を、燃料濃度及び温度等の関数として求め、利用しやすい形（図、表）にまとめてデータベースに載せる。
- 放射性物質の放出率等について、最近の知見を加えて検討して、妥当な数値をデータベースに記載する。

Criticality			
文献15. Stratton, W. R., "A Review of Criticality Accidents," LA-3611, LASL (January, 1967).			
データ	表 2.1(2) 参照 パラメータ	測定範囲	推奨値
(a)	初期パルス (核分裂数)	$1 \times 10^{15} - 4.68 \times 10^{18}$	$1 \times 10^{16}$
(b)	2次パルス (核分裂数)	なし	$1.9 \times 10^{17}$
	パルス間隔 (分)	なし	10
(c)	全核分裂数	$3 \times 10^{15} - 1.2 \times 10^{20}$	$1.0 \times 10^{19}$
	継続時間 (時間)	なし	8
(d)	ガス放出割合	なし	1.0
(e)	ハロゲン放出割合	なし	0.25
1. 目的 臨界事故時の各種放射性物質放出量を推定するため、過去に起きた事故内容を調査して安全評価上仮定される事故の規模の大きさを整理した。			
2. 調査方法 米国において1966年以来発生した34件の臨界事故について調査し、初期パルス及び全核分裂数に関して整理した。			
3. 調査結果 34件のうち、10件は溶液体系で起き全核分裂数が $4 \times 10^{16}$ から $4 \times 10^{19}$ の範囲にあり、9件は金属体系で起き全核分裂数が $3 \times 10^{15}$ から $3.76 \times 10^{17}$ の範囲にあり、9件は水減速非均質体系で起き全核分裂数が $3 \times 10^{16}$ から $1.2 \times 10^{20}$ の範囲にあり、6件はその他の体系で起き全核分裂数が $3 \times 10^{16}$ から $2.5 \times 10^{19}$ の範囲にあることがわかった。典型的な臨界事故においては、最初のパルスのあと核分裂数のプラトーが続く。多くの場合、このプラトーの継続時間は定かではない。			
4. データの根拠 データは、初期パルスと全核分裂数についての調査結果を全体系についてまとめた。			
5. 備考 DATA表中推奨値は、Regulatory Guide 3.33, 3.34, 3.35 及びANSI N46.1-1980に記載されているものと同様である。AAH (Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook) にも同様な内容が記載されており、ここではAAH記載内容に基づいて検討を加える。 (1) 臨界事故以前に使用済み燃料溶液中に存在していた核分裂生成物とTRU核種の量は、AAHには次に示すような条件で求められた。 ・ 初期濃縮度 ; 3.3%, ・ 燃 焼 度 ; 33,000 MWd/MTU, ・ 冷却時間 ; 150日, ・ 計算コード ; ORIGEN。 従って、上記条件値以外の解析を行う場合は、別に計算によって求めなければならないと考えられる。			

## (2) 臨界事故の規模

臨界事故が十分に同定され、事故シナリオが明確になった場合には、よく検証された計算コードあるいは公表された事故データを用いて臨界事故の規模を推定することができる。それ以外の場合には、Regulatory Guide記載の次に示すような条件値を用いて核種生成量を算出することとなる (Walker推奨値と同じ)。

- ・ 全核分裂数；  $10^{19}$  fissions,
- ・ 初期パルス；  $10^{18}$  fissions (0.5sec),
- ・ パルス繰り返し；  $47回 \times 1.9 \times 10^{17}$  fissions (10分間隔),
- ・ 継続時間； 8時間。

上記の数値の根拠は、明確には示されていないが過去に公表された溶液体系での事故データを参照すると、全核分裂数及び初期パルスに関して上記の数値を越えるものは1ケースのみであるということが有力な根拠として考えられる。パルス繰り返し及び時間に関しては、U-235の濃縮度5%、濃度400gU/literの溶液を仮定し、これが100liter蒸発したところで未臨界になるという条件で計算した結果から得られたものと考えられる。従って解析においてこれらの数値を適用するためには、例えば容積が100liter以上の臨界上不安全形状の容器に、溶解槽等からの燃料溶液が不用意に配管を通して移送されるという事故状況が、可能性あるものとして同定されなければならない。

## (3) 放射性物質の放出割合

R. G. 3.33に記載の、次に示すようなデータが、AAHにも引用されており、その根拠は明示されていない。過去の公表された事故データあるいは実験データが、基礎になっていると思われる。

- ・ 稀ガス； 100% (ただし、事故発生以前に存在していたものは、総て除去されていると仮定する。),
- ・ ヨウ素； 25% (事故により発生したものも含む。),
- ・ ルテニウム； 0.1% (事故により発生したものも含む。),
- ・ 蒸発溶液 (100liter)中の塩； 0.05%がエアロゾルとして放出、ただしトリチウムについては全量水蒸気として放出。



## Criticality

- 文献 E-1 Regulatory Guide 3.33, "Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of Accidental Nuclear Criticality in a Fuel Reprocessing Plant," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C. (1977)
- 文献 E-2 Regulatory Guide 3.34, "Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of Accidental Nuclear Criticality in a Uranium Fuel Fabrication Plant," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C. (1979)
- 文献 E-3 Regulatory Guide 3.3, "Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of Accidental Nuclear Criticality in a Plutonium Processing and Fuel Fabrication Plant," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C. (1979)

## 1. 概要

米国原子力規制指針 (Regulatory Guide, 以下 R G) 3.33, 3.34, 3.35には, それぞれ再処理施設, ウラン燃料製造施設, プルトニウム加工及び燃料製造施設での臨界事故による放射線障害を評価するときに使用する仮定についての指針が書かれている。

## 2. 内容

## (1) 考慮すべき臨界事故の規模

- ・ 臨界事故の評価結果が厳しくない場合, 以下の条件例を仮定してもよい。また, 妥当ならば, より保守的でない条件を使ってもよい。
- ・ 核分裂数は次のように仮定する。
  - 初期バースト (0.5 秒間) :  $10^{18}$  fissions
  - 47回バースト (10分間隔) :  $1.9 \times 10^{17}$  fissions/回
  - 全核分裂数 (8時間) :  $10^{19}$  fissions
  - (溶液 100ℓ の蒸発で終了する)
- ・ 臨界事故は, 400g/ℓ のウラン (< 5%  $^{235}\text{U}$ ) 溶液を保有する通気した非安全形状の容器で発生すると仮定する。溶液には, プラント設計基準の最大燃焼度及び最小冷却期間において使用済燃料中に存在するすべての T R U 元素と希ガス以外の F P が含まれ, その容器は 5 フィート厚のコンクリート (密度  $142 \text{ lb/ft}^3$ ) に相当する遮蔽付の換気されたセル中に配置されていると仮定する (R G 3.33)。

## (2) 放射性物質の放出に関する仮定

- ・ 希ガスは全量, 1 は 25% が換気された室 (またはセル) に放出されるとする (R G 3.33 では R u も 0.1% 放出されるとしている)。
- ・ 溶液の場合, 蒸発された溶液の溶質の 0.05% がエアロゾルとして放出されるとする。
- ・ 換排気系の正常運転を考慮に入れてよい。

## (3) 放出量の計算法

## (i) R G 3.33

- ・ 臨界事故後 8 時間までの放出量 (全放出量) は, 親核, 祖母核の崩壊時間や臨界事故の時間モードを考慮して計算されている。
- ・ 0 ~ 0.5 時間, 0.5 ~ 8 時間の放出量については, 全放出量をもとに, このそれぞれの時間における核分裂数の比 0.138 対 0.862 を四捨五入し, 0.1 対 0.9 として, この割合でそれぞれの時間に分配している。
- ・ 核分裂性核種としては,  $^{235}\text{U}$  のみか, 他の核種があったとしてもその割合は小さい。

- (n) RG 3.34 及び RG 3.35
- ・ 全放出量は親核や祖母核の崩壊時間や臨界事故の時間モードを考慮せずに計算されている。
  - ・ 0～0.5 時間, 0.5～8 時間の放出量については, 全放出量をもとに, このそれぞれの時間における核分裂数の比 0.138対0.862 の割合でそれぞれの時間に分配している。
  - ・ 核分裂性核種としては, ウラン施設 (RG 3.34) では  $^{235}\text{U}$  が, プルトニウム施設 (RG 3.35) では  $^{239}\text{Pu}$  が, それぞれ熱中性子によって核分裂を起こすとしている。

表 放射核種の放出放射能(Ci)の比較

核種	0-0.5 Hr			0.5-8 hr			Total		
	再処 理 施 設	ウラン燃料 製造施設	プルトニウ 施設	再処 理 施 設	ウラン燃料 製造施設	プルトニウ 施設	再処 理 施 設	ウラン燃料 製造施設	プルトニウ 施設
<sup>83m</sup> Kr	3.7	2.2×10	1.5×10	3.3×10	1.4×10 <sup>2</sup>	9.5×10	3.7×10	1.6×10 <sup>2</sup>	1.1×10 <sup>2</sup>
<sup>85m</sup> Kr	1.6×10	2.1×10	9.9	1.5×10 <sup>2</sup>	1.3×10 <sup>2</sup>	6.1×10	1.7×10 <sup>2</sup>	1.5×10 <sup>2</sup>	7.1×10
<sup>85</sup> Kr	1.5×10 <sup>-4</sup>	2.2×10 <sup>-4</sup>	1.2×10 <sup>-4</sup>	1.4×10 <sup>-3</sup>	1.4×10 <sup>-3</sup>	7.2×10 <sup>-4</sup>	1.6×10 <sup>-3</sup>	1.6×10 <sup>-3</sup>	8.1×10 <sup>-4</sup>
<sup>87</sup> Kr	1.0×10 <sup>2</sup>	1.4×10 <sup>2</sup>	6.0×10	9.0×10 <sup>2</sup>	8.5×10 <sup>2</sup>	3.7×10 <sup>2</sup>	1.0×10 <sup>3</sup>	9.9×10 <sup>2</sup>	4.3×10 <sup>2</sup>
<sup>88</sup> Kr	6.5×10	9.1×10	3.2×10	5.9×10 <sup>2</sup>	5.6×10 <sup>2</sup>	2.0×10 <sup>2</sup>	6.6×10 <sup>2</sup>	6.5×10 <sup>2</sup>	2.3×10 <sup>2</sup>
<sup>89</sup> Kr	4.1×10 <sup>3</sup>	5.9×10 <sup>3</sup>	1.8×10 <sup>3</sup>	3.7×10 <sup>4</sup>	3.6×10 <sup>4</sup>	1.1×10 <sup>4</sup>	4.1×10 <sup>4</sup>	4.2×10 <sup>4</sup>	1.3×10 <sup>4</sup>
<sup>131m</sup> Xe	3.8×10 <sup>-4</sup>	1.1×10 <sup>-2</sup>	1.2×10 <sup>-2</sup>	3.5×10 <sup>-3</sup>	7.0×10 <sup>-2</sup>	8.6×10 <sup>-2</sup>	3.9×10 <sup>-3</sup>	8.2×10 <sup>-2</sup>	1.0×10 <sup>-1</sup>
<sup>133m</sup> Xe	5.5×10 <sup>-2</sup>	2.5×10 <sup>-1</sup>	3.1×10 <sup>-1</sup>	4.9×10 <sup>-1</sup>	1.6	1.9	5.5×10 <sup>-1</sup>	1.8	2.2
<sup>133</sup> Xe	1.3	3.8	3.8	1.2×10	2.3×10	2.3×10	1.3×10	2.7×10	2.7×10
<sup>135m</sup> Xe	1.1×10	3.1×10 <sup>2</sup>	4.6×10 <sup>2</sup>	9.9×10	1.9×10 <sup>3</sup>	2.8×10 <sup>3</sup>	1.1×10 <sup>2</sup>	2.2×10 <sup>3</sup>	3.3×10 <sup>3</sup>
<sup>135</sup> Xe	1.6×10	5.0×10	5.7×10	1.5×10 <sup>2</sup>	3.1×10 <sup>2</sup>	3.5×10 <sup>2</sup>	1.7×10 <sup>2</sup>	3.6×10 <sup>2</sup>	4.1×10 <sup>2</sup>
<sup>137</sup> Xe	3.8×10 <sup>3</sup>	6.9×10 <sup>3</sup>	6.9×10 <sup>3</sup>	3.5×10 <sup>4</sup>	4.2×10 <sup>4</sup>	4.2×10 <sup>4</sup>	3.9×10 <sup>4</sup>	4.9×10 <sup>4</sup>	4.9×10 <sup>4</sup>
<sup>138</sup> Xe	1.2×10 <sup>3</sup>	1.8×10 <sup>3</sup>	1.5×10 <sup>3</sup>	1.0×10 <sup>4</sup>	1.1×10 <sup>4</sup>	9.5×10 <sup>3</sup>	1.1×10 <sup>4</sup>	1.3×10 <sup>4</sup>	1.1×10 <sup>4</sup>
<sup>129</sup> I	4.2×10 <sup>-11</sup>	-	-	3.9×10 <sup>-10</sup>	-	-	4.3×10 <sup>-10</sup>	-	-
<sup>131</sup> I	1.8×10 <sup>-1</sup>	1.2	1.5	1.6	7.5	9.5	1.8	8.7	1.1×10
<sup>132</sup> I	6.7×10 <sup>-1</sup>	1.5×10 <sup>2</sup>	1.7×10 <sup>2</sup>	6.1	9.5×10 <sup>2</sup>	1.0×10 <sup>3</sup>	6.7	1.1×10 <sup>3</sup>	1.2×10 <sup>3</sup>
<sup>133</sup> I	3.5	2.2×10	2.2×10	3.1×10	1.4×10 <sup>2</sup>	1.4×10 <sup>2</sup>	3.5×10	1.6×10 <sup>2</sup>	1.6×10 <sup>2</sup>
<sup>134</sup> I	4.8×10	6.3×10 <sup>2</sup>	6.0×10 <sup>2</sup>	4.3×10 <sup>2</sup>	3.9×10 <sup>3</sup>	3.7×10 <sup>3</sup>	4.8×10 <sup>2</sup>	4.5×10 <sup>3</sup>	4.3×10 <sup>3</sup>
<sup>135</sup> I	1.2×10	6.6×10	6.3×10	1.0×10 <sup>2</sup>	4.0×10 <sup>2</sup>	3.9×10 <sup>2</sup>	1.2×10 <sup>2</sup>	4.7×10 <sup>2</sup>	4.5×10 <sup>2</sup>

## Criticality

文献 15. W. R. Stratton, LA-3611(1967)  
 文献 E-4 館盛, 桜井, JAERI-M 84-155(1984)

文献 15, E-4 を参照して, 核燃料化学処理・加工施設において発生した溶液系の 8 件の臨界事故について, 事故の発生条件・状況をレビューすると以下に示すようになる。

## (1) ORNL Y-12 1958-6-16

- 1) 燃料条件 : 硝酸ウラニル (90%濃縮)
- 2) 容器 : ドラム缶 (空, 208 ℓ)
- 3) 反応度添加条件 : 最初の 20 分間に 56.2 ℓ (2.1kg<sup>235</sup>U) が流入し, 臨界。更に 0.4kg<sup>235</sup>U が流入し, その後 180 ℓ の水が 18 分間に流入。  
 反応度添加率 17cents/sec
- 4) 出力変化 : 第一パルス約  $10^{16}$  fis. その後, 15 秒間隔の出力振動が 2.6 分間続く (平均出力  $7 \times 10^{15}$  fis/s, 放出エネルギー  $6 \sim 7 \times 10^{17}$  fis)  
 その後, 沸騰が始まり, 18 分後に終結。全核分裂数  $1.3 \times 10^{18}$  fis
- 5) 臨界形状 : 円筒形, 直径 55.2cm, 高さ 23.45cm, 体積 56.2 ℓ, 燃料量 2.1kg<sup>235</sup>U
- 6) 停止機構 : 大量の水の流入による。

## (2) LASL 1958-12-30 (図 1)

- 1) 燃料条件 : プルトニウム有機溶液 (TBP)
- 2) 容器 : 溶媒処理槽 (直径 96.5cm, 水相 331 ℓ (Pu40g)+有機相 160 ℓ (Pu 3.27kg, 厚さ 20.3cm)+固形物 (Pu60g, 両相及び界面))
- 3) 反応度添加条件 : 溶液の攪拌により有機相の中央部の厚さが臨界厚さ 21cm を超えた (21.6cm)。  
 反応度添加率 5 \$/sec
- 4) 出力変化 : 攪拌後約 1 秒で臨界, 2~3 秒後には終結。第二パルスが発生したかどうかは不明。  
 全核分裂数  $1.5 \times 10^{17}$  fis.
- 5) 臨界形状 : 変形円筒形, 直径 96.5cm, 厚さ 21.6cm, 体積 160 ℓ, 燃料量 3.27kgPu
- 6) 停止機構 : 溶液の攪拌による。

## (3) ICPP 1959-10-16

- 1) 燃料条件 : 硝酸ウラニル溶液 (91%濃縮)
- 2) 容器 : 廃液貯留槽 (直径 274cm, 容積 18900 ℓ, 横置き, 600 ℓ の廃液有り)
- 3) 反応度添加条件 : 約 200 ℓ (34kg<sup>235</sup>U) の溶液が 13 ℓ/min の流速で流入。  
 反応度添加率 25cents/sec 以下
- 4) 出力変化 : 第一パルス約  $10^{17}$  fis. 20 分後に終結。  
 全核分裂数  $4 \times 10^{19}$  fis.
- 5) 臨界形状 : 変形平板形
- 6) 停止機構 : 400 ℓ の水の蒸発による。

## (4) ICPP 1961-1-25

- 1) 燃料条件 : 硝酸ウラニル溶液 (90%濃縮)
- 2) 容器 : 蒸発缶上部 (直径 61cm, 高さ 122cm)
- 3) 反応度添加条件 : 約 200gU/ℓ の溶液が 40 ℓ (8kg<sup>235</sup>U) が加圧空気により流入  
 反応度添加率 不明
- 4) 出力変化 : 時間変化は不明。2~3 分後に終結。  
 全核分裂数  $6 \times 10^{17}$  fis.

- 5) 臨界形状 : 円筒形, 直径61cm  
 6) 停止機構 : 溶液のオーバーフローによる。

## (5) Hanford 1962-4-7

- 1) 燃料条件 : プルトニウム溶液  
 2) 容器 : 移送タンク (直径46cm, 高さ41.5cm, 体積69ℓ, 側面はパイレックスガラス製(3/8inch厚), 上下部は鋼板(下部は1inch厚))  
 3) 反応度添加条件 : 高濃度硝酸プルトニウム(45gPu/ℓ)の移送  
 反応度添加率 不明  
 4) 出力変化 : 第一パルス $10^{16}$ fis.以下37.5時間継続。  
 全核分裂数  $6 \times 10^{17}$ fis.うち約20%は初期の30分間のバースト時発生。  
 5) 臨界形状 : 円筒形, 直径46cm, 約1ℓの有機溶媒及び46ℓの水溶液,  
 1400~1500gPu  
 6) 停止機構 : 溶液の蒸発飛散, 移行及びPuの有機相への抽出等による有機相の沈降。

## (6) Wood River Junction 1964-7-24

- 1) 燃料条件 : 硝酸ウラニル溶液  
 2) 容器 : 調整タンク (直径45.7cm, 高さ66cm, SUS 3.18mm厚, 底部は皿状, 約41ℓの0.54mol炭酸ナトリウム溶液有り)  
 3) 反応度添加条件 : 調整タンクの攪拌機を駆動した状態で硝酸ウラニル溶液約10ℓ (2.6kg<sup>235</sup>U)を手作業にて注入。  
 反応度添加率 不明  
 4) 出力変化 : 溶液量の約1/5が噴き出す。短時間で終結。  
 全核分裂数  $1 \times 10^{17}$ fis.  
 5) 臨界形状 : 円筒形  
 6) 停止機構 : 溶液の攪拌によるウランの分散及び気泡; 渦の発生による。  
 7) 特記事項 : 攪拌機を停止した後, 気泡, 渦の消滅により再び臨界となった (被曝結果よりの推定)。このときの核分裂数は $2 \times 10^{16}$ であり, 沈殿物の生成により終結した。

## (7) Windscale 1970-8-24 (図2)

- 1) 燃料条件 : プルトニウム溶液  
 2) 容器 : 移送トラップ (直径61cm, 高さ68.6cm, 55gPu/ℓの有機溶液(TBP-ケロシン)40ℓ+5~6gPu/ℓ硝酸プルトニウム容器50ℓ有り)  
 3) 反応度添加条件 : 移送トラップへの水溶液の注入により水相と有機相が混合分散し, 注水停止時に臨界となった。(注水中は有機相に注水液による“hole”が生じるため未臨界である。)  
 反応度添加率 不明  
 4) 出力変化 : 数秒間臨界状態が継続  
 全核分裂数  $1 \times 10^{15}$ fis.  
 5) 臨界形状 : 円筒形, 直径61cm  
 6) 停止機構 : 分散相の消滅による。

## (8) ICPP 1978-10-17

- 1) 燃料条件 : 硝酸ウラニル溶液 (82%濃縮)  
 2) 容器 : 洗浄カラム底部  
 3) 反応度添加条件 : 有機相のウランが水相に逆抽出されたカラム底部で遅発臨界 (22.2gU/ℓ)となる。カラム底部の水相を排出したところ, カラム中央部の高ウラン濃度の水相が底部に流入し即発臨界となった。  
 反応度添加率 不明  
 4) 出力変化 : 時間変化は不明。  
 全核分裂数  $2.74 \times 10^{18}$ fis.  
 5) 臨界形状 : 円筒形

6) 停止機構 : 溶液の温度上昇, 局部沸騰, 放射線分解ガス発生及び水相のカラムからの流出, パルサーの運転による水相のウラン濃度の減少による。

以上に記したような高濃縮ウランあるいはプルトニウムの水溶液系の最近に起きた8件の臨界事故に加えて, さらに以前に発生した臨界事故をレビューした結果を表1に示す。

これら12件の臨界事故の中で最大の全核分裂数を与えたものは, 1959年10月のIdahoの臨界事故における $\sim 4 \times 10^{19}$ である。しかも, この場合硝酸ウラニル水溶液の体積が800ℓと他の事故の場合と比較してみると桁違いに大きく。投入された反応度に対して, 核分裂物量の量が多ければそれだけ反応量が大きくなる理である。

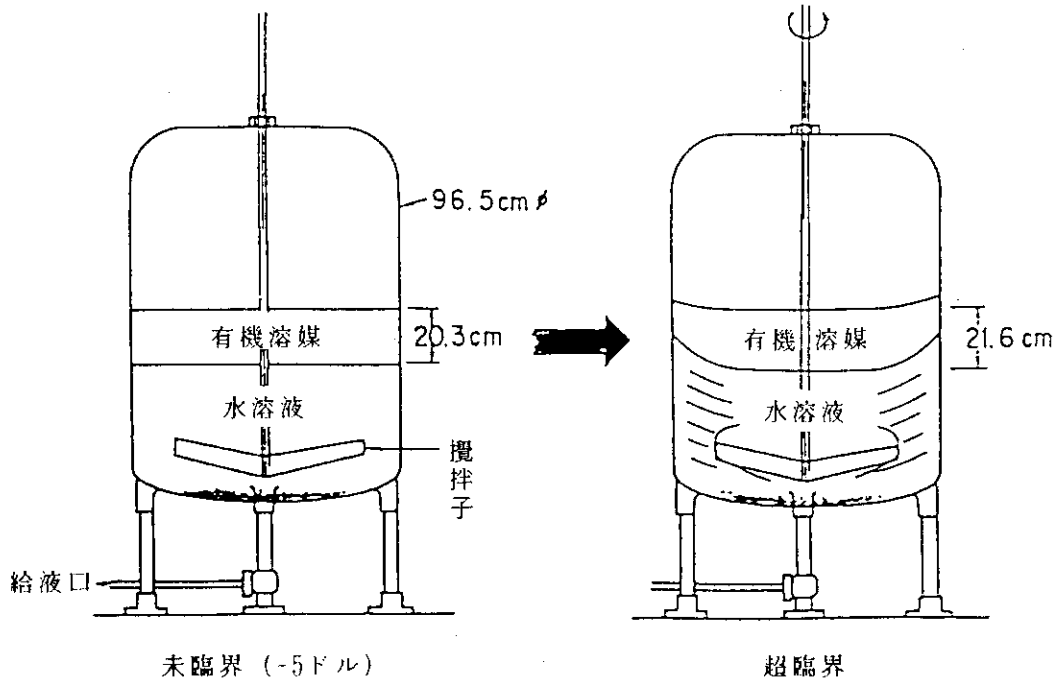


図1 L A S L (1958・12-30)での事故

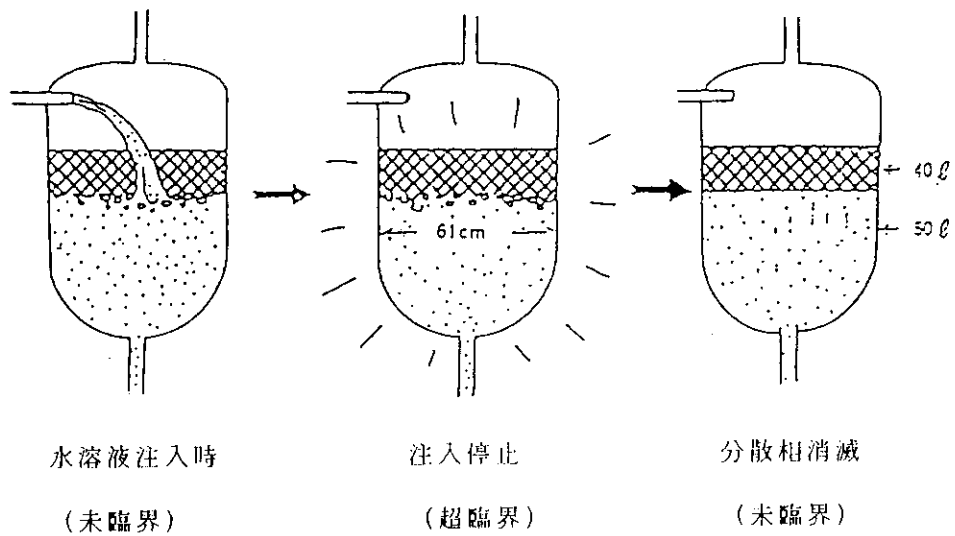


図2 Windscale (1970・8-24)での事故

表1 臨界事故時の核分裂数

施設名	年月日	区分	核分裂性物質	全核分裂数	初期スライク時核分裂数	プラト一時核分裂数	即発臨界から最大出力までの時間(sec)	プラト一の時間幅
LASL	1949. 12	水溶液	水13.6ℓ中, ~1kg <sup>235</sup> U UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	3~4 x 10 <sup>16</sup>	~3 x 10 <sup>15</sup>	2.7~3.7 x 10 <sup>16</sup>	3.5	~1.5 sec
Hanford	1951. 11. 16	"	水63.8ℓ中, 1.15kg Pu PuO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	8 x 10 <sup>16</sup>	8 x 10 <sup>16</sup>	なし	—	—
ORNL	1954. 5. 26	"	水55.4ℓ中, 18.3kg <sup>235</sup> U UO <sub>2</sub> F <sub>2</sub>	1 x 10 <sup>17</sup>	5 x 10 <sup>16</sup>	5 x 10 <sup>16</sup>	7.8 x 10 <sup>-2</sup>	~0.5 sec
"	1956. 2. 1	"	水58.9ℓ中, 27.7kg <sup>235</sup> U UO <sub>2</sub> F <sub>2</sub>	1.6 x 10 <sup>17</sup>	1.6 x 10 <sup>17</sup>	なし	7.4 x 10 <sup>-3</sup>	~0
ORNL Y-12	1958. 6. 16	"	水56ℓ中, 2.5kg <sup>235</sup> U, UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	1.3 x 10 <sup>18</sup>	~10 <sup>16</sup>	1.29 x 10 <sup>18</sup>	—	170 sec
LASL	1958. 12. 30	"	水168ℓ中, 3.7kg Pu, PuO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	1.5 x 10 <sup>17</sup>	1.5 x 10 <sup>17</sup>	なし	—	~0
Idaho	1959. 10. 16	"	UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> ~800ℓ中 34.5kg <sup>235</sup> U	~4 x 10 <sup>19</sup>	~10 <sup>17</sup>	~4 x 10 <sup>19</sup>	—	15~20 min
"	1961. 1. 25	"	水40ℓ中, 8kg <sup>235</sup> U, UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	6 x 10 <sup>17</sup>	—	—	—	2~3 min
Hanford	1962. 4. 7	"	Pu溶液 40ℓ中, Pu 1.36kg	8 x 10 <sup>17</sup>	8 x 10 <sup>16</sup>	7.2 x 10 <sup>17</sup>	—	37 hr
Wood River Junction	1964. 7. 24	"	UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> 46ℓ中 2.8kg <sup>235</sup> U	1.2 x 10 <sup>17</sup>	—	—	—	—
Windscale	1970. 8. 24	"	PuO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> 水溶液中, 2.5kg Pu	10 <sup>15</sup>	—	—	—	—
Idaho	1978. 10. 17	"	水7 <sup>235</sup> U, UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	2.7 x 10 <sup>18</sup>	—	—	—	—



## Criticality

文献 E-5 G. Tuck, "Simplified Methods for Estimating the Results of Accidental Solution Excursions," Nucl. Technol., 23, 177-188(1974)

## 1) 概要

バースト積算出力, 最大出力, トータル積算出力, 最大圧力をタンク直径, 高さ, 溶液燃料の給液速度から計算する。この方法の前提条件及び適用範囲を以下に示す。

## I. 前提条件

- a. 給液速度はシステムの設計の最大値とする。
- b. タンク体積はシステムの最大のものとする。
- c. 溶液燃料の体積は, 通常運転時の最大量に偶発的に加えられると考えられる量を足し合わせた量とする。
- d. タンク底は床等の反射体より30cm以上離れているとする。
- e. 燃料濃度は最大の事故となる条件とする。
- f. 臨界警報の後, バルブ, ポンプ等の機器の運転員による停止は行われぬものとする。

## II. 適用範囲

- a. 直立円筒体系で体積はいくらでも良い。
- b. 円筒の底は反射体より30cm以上離れている。側面の反射条件は重要ではない。
- c. タンクの直径は28~152cmの範囲
- d. タンクの冷却条件は, 裸のタンクで空冷(自然循環)あるいはそれより冷却されにくい条件である。また, ベント系に流入した蒸気はほとんど凝縮されずタンク内に戻ってこない。
- e. 給液速度は, 0.47~0.006 ℓ/secの範囲。
- f. 燃料 ( $^{235}\text{U}$  or  $^{239}\text{Pu}$ ) 濃度は 500g/ℓ以下。

## 2) 内容

① バースト積算出力  $F_B$  (fiss)

Pu系

$$F_B = 4.6 \times 10^{16} a^{1/4} \exp \left\{ 0.0177D - \frac{(150-H)(0.8)a}{D} \right\} \quad (+100\%, -70\%)$$

ここで, a : 給液速度 (ℓ/sec)

D : タンク直径 (cm)

h : タンク高さ (cm), 150cm 以上は 150cmとする。

この式は簡易動特性コードによるパラメータ解析の結果より導出された。

$$\text{U系} \quad F_B = 2.4 \times 10^{15} V \quad (+70\%, -90\%)$$

ここで, V : タンク体積 (ℓ)

この式はCRAC実験結果及び簡易動特性コードによる計算結果より導出された。

② 最大出力  $f_r$  (fiss/sec ℓ)

$$f_r = \frac{7.7 \times 10^{23}}{H^3 D^2} (k) (a) \left( \frac{L}{S} \right)^{1/2} \quad (+110\%, -70\%)$$

ここで, L : 最大長さ (H or D)

S : 最小長さ (H or D)

k : 初期出力因子 (Pu; k=1, U; k=1~100)

H = 20cm for D = 29~40cm

H = 10cm for D > 40cm

この式は簡易動特性コードによるパラメータ解析の結果より導出された。また, kの値はCRAC実験結果より導出された。

③ トータル積算出力  $F_T$  (fiss)

$$F_T = V \times 10^{17} (\pm 20\%)$$

この式は溶液の蒸発により事象が終結するとして、発生した熱のうち20%がロスするとしたときの体積  $V$  の水の蒸発に必要なエネルギーを表わしている。事象の途中で体積が増加している場合は、その増加分も体積に含める。

④ 最大圧力  $P_{max}$  (kg/cm<sup>2</sup>)

$$P_{max} = 6 \times 10^{-1} f_r (\pm 40\%)$$

この式は、KEWB及びCRAC実験結果より導出された。圧力範囲は 0.7~14kg/cm<sup>2</sup>である。

⑤ 沸騰時の平均出力  $P$  (fiss/sec)

$$P = 2.6 \times 10^{12} V \cdot R$$

ここで、 $R$  : タンクの半径 (cm)

この式は沸騰時の最大ボイド率 (80%) を核計算により決定し、Rocky Flatでの実験 (水を使用) より求めた。そのボイド率での出力を表す。この式は、低液位での臨界到達後給液が引続き行われた場合に適用される。

## Criticality

文献 E-6 A. R. Oisen et al., "Empirical Model to Estimate Energy Release from Accidental Criticality," Trans. ANS, 19, 189-191(1974)

## 1) 概要

CRAC実験結果に基づき、バースト積算出力及びプラトー積算出力のempirical modelを導いた。

## 2) 内容

① バースト積算出力  $F_B$  (fiss)

$$F_B = 2.95 \times 10^{15} V_B^{0.82}$$

ここで、 $V_B$  : バースト時の溶液燃料体積 ( $\ell$ )

この式は容器直径が 300~800mm, 給液速度がCRAC実験の範囲(0.027~0.52  $\ell$ /sec)に対して適用できる。また、燃料は高濃縮ウランである。プルトニウムの場合は中性子源有りの場合CRAC実験結果より 1/2以下になると考えられる。低濃縮ウランの場合、どのくらい小さくなるかは評価していない。

② プラトー積算出力  $F_P$  (fiss)

$$F_P = 3.2 \times 10^{18} (1-t)^{-0.15}$$

ここで、 $t$  : プラトー継続時間(sec)

③ トータル積算出力  $F_T$  (fiss)

$$F_T = F_B + F_P$$

本方法を過去の臨界事故に適用した結果をtable 1 に示す。

TABLE 1. Comparison of Total Energy Release Predicted by Battle Model and Actual Energy Release of Past Criticality Accidents

No.	Location	Characteristics of Fissile Material System			Duration of Excursion Min.	Number of Fissions ( $\times 10^{17}$ )			
		Form	Mass Kg Fissile	Volume $\ell$		Actual Excursion		Predicted By DNW Model	
						Initial Burst	Total	Initial Burst	Total
P-1	Y12	UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> (*)	2.5	56	13	~ 0.1	13.0	0.8	21.0
P-2	LASL	Pu/Organic	3.3	168	<1	1.5	1.5	2.0	16.7
P-3	IF	UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> (*)	34.5	800	20	1.0	400	7.1	20.1
P-4	IF	UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> (*)	8.0	40	<1	~ 0.6	6.0	0.6	15.3
P-5	Hanford	Pu Complex	1.5	~ 60	2220	~ 0.1	8.0	0.9	27.4
P-6	Wood River	UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> (*)	2.6	~ 70	<1	1.1	1.3	1.0	15.7
P-7	Windscale	Pu/Organic	2.5	~ 100	<1	0.01	0.01	1.3	16.0
SE-2	ORNL	Pu(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub>	1.15	64	<1	~ 0.8	0.8	0.9	15.6
SE-3	ORNL	UO <sub>2</sub> F <sub>2</sub>	18.3	55	<1	0.5	0.5	0.8	15.5
SE-5	ORNL	<sup>235</sup> UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub>	~ 1.0	5.8	<1	0.11	0.11	0.1	14.8

(a) Uranium Enrichment ~ 93wt% <sup>235</sup>U

## Criticality

文献 E-7 F. Barbry, "Envelop Values Concerning the Total Number of Fissions and the Dose as a Result of CRAC and SILENE Experiments." Technical Report No. 82/83, CEA(1982)

## 1) 概要

CRAC及びSILENE実験結果より、トータル積算出力の包絡値(envelop value)を定式化した。これは、中性子源有りの均質高濃縮ウラン体系に適用できる。また、プルトニウム体系にも適用可能と考える。使用した燃料濃度は20~360gU/lであり、体系は直径30及び80cm(CRAC), 36cm(SILENE)の円筒系である。

## 2) 内容

① トータル積算出力  $F_T$  (fiss)

$$F_T = \frac{3.55 \times 10^{-15} + 6.38 \times 10^{-17} t}{V \cdot t}$$

ここで、 $V$  : 燃料溶液の体積 (ℓ)

$t$  : 時間(sec), 10分以下

Criticality		
文献 E-8 文献 E-9	Docket 50-564, Preliminary Safety Analysis Report, Appendix 9A, Annual Progress Report, Chemical Technology Division, Oak Ridge National Laboratory, USAEC Report ORNL-4572 (1970).	
データ	表 2.1(2) 参照 (Walker 報告書 Table 3-1)	
	パラメータ	測定範囲
(e)ハロゲン放出割合	評価なし	推奨値 0.25
1. 目的	<p>文献 E-8 は, Exxon 再処理工場の P S A R であり, Appendix 9A には事故時の放射性物質の挙動について核種ごとに解説が与えられている。この一部によ素の挙動について記述があり, 臨界事故時の安全解析のために溶液からの放出割合を25%設定したことが述べられており, この根拠として文献 E-9 を引用している。</p> <p>文献 E-9 は, LWR, LMFBR, HTGR 等の使用済燃料再処理工程に関して, ORNL で行われた安全性比較研究の報告書である。自所を含めて多くの研究所で行われた実験・試験のデータを用いて, 多くの項目について評価検討した成果が述べられており, 文献 E-8 の引用箇所は「供給液からのよう素の蒸発」の項目に述べられている。</p>	
2. 測定データ (文献 E-9)	<p>4 M 硝酸溶液を 105℃ 一定に保ち, 蒸留中に放出されるよう素の量を測定した実験では, 2% の溶液体積減少までに95%のよう素が放出され, さらに蒸留を続けるとよう素の蒸発放出は緩慢になるものの, 10ないし20%の体積減少では99.5%のよう素放出が確認された。</p>	
3. データの根拠	<p>2. の測定データの記述からは, 揮発性のよう素の大部分が溶液沸騰開始の初期に放出され, 後に時間遅れを持って徐々に非揮発性のよう素が放出されることが分かるが, よ素放出割合25%についての直接の記述は見当たらない。文献 E-8 の引用箇所の記述にもあるように, プレートアウトによる施設内除去等の考慮が必要と思われる。</p>	
4. 備考	<p>臨界事故時のよう素放出割合の評価のためには, 文献 E-10 の内容が参考となる (よう素の放出が遅れる原因について崩壊連鎖の考え方が述べられている)。</p>	

Criticality Paraments			
文献 E-10 Docket 50-268, Safety Analysis Report - Midwest Fuel Recovery Plant, NEDO - 10178, G. E. (1977)			
データ	表 2.1(2) 参照		
	全核分裂数	経過時間	ガス・ハロゲン放出率
	$1.0 \times 10^{20}$	数時間	1.0
1. 目的 MFRPの運転認可申請に係わる安全解析書の個々の内容について、AECがGE社に対して行った質問への回答を集めたものである。			
2. データの根拠 NEDO-10178-9の19番の質問及び回答は、要約次のとおり。 (質問) 安全解析書中 核分裂生成物量の導出根拠を説明せよ。 (回答) 核分裂生成物量の値は、数時間にわたって $1.0 \times 10^{20}$ の核分裂が継続したという仮定の上で、ガス及びハロゲン元素の収率及び崩壊を計算して求めたものである。 $^{239}\text{Pu}$ の核分裂による $^{131}\text{I}$ の直接の生成は無視できるので、大部分の $^{131}\text{I}$ は $^{131}\text{Sb} - ^{131}\text{Te}$ の崩壊連鎖により生成する。24時間以内にこの連鎖により生成する $^{131}\text{I}$ の全量は、 $180\text{Ci}$ である。臨界事故が起こると、最初の数時間以内に連鎖により生成した $^{131}\text{I}$ が現れ、また溶液中に既存のものも出てくる。このような状況においては、 $^{131}\text{I}$ が溶液から放出されるとは考えにくい。50%が蒸発により放出され、そのうち100%が環境に放出されると仮定しても、 $90\text{Ci}$ の $^{131}\text{I}$ の放出による公衆への被曝は $0.01\text{Rem}$ 以下の寿命中の甲状腺被曝に過ぎない。……			
3. 備考 Walker報告書では100%放出となっているが、文献では50%放出である。			

## 2.6 Particulate Filters (Fグループ)

Walker は、粒子フィルタとしてHEPAフィルタ、サンドフィルタ、ファイバークラスフィルタを取上げ、これらの除去効率のデータを整理して、下記のような推奨値を提案している。

フ イ ル タ 種 類	測 定 範 囲	使 用 例	推 奨 値
(a) HEPA 1st Stage	96.0 - 99.999	99.0 - 99.99	99.9
2nd Stage	99.976 - 99.992	99.0 - 99.9	99.0
3rd Stage	99.49 - 99.99+	99.8 - 94.0	99.0
4th Stage	—	83.0	83.0
(b) Sand Filter Bed	99.60 - 99.999	99.0	99.0
(c) Fiber Glass - Deep Bed	70.0 - 99.995	90.0	90.0

本調査では、HEPAフィルタとファイバークラスフィルタを取上げ、前者についてはWalker報告書の引用文献及び最近の国内外の報告を、後者についてはWalker報告書の引用文献を対象に調査し、データ内容について検討した。以下に検討結果を記す。

### 2.6(1) HEPAフィルタ

HEPAフィルタは微小粒径のエアロゾルを非常に高い効率で捕集できるため、核燃料取扱施設等の排気処理設備に一般的に使用されており、HEPAフィルタの通常時及び苛酷時における捕集効率の設定は安全評価上重要性が高い。

#### ① Walker報告書の引用文献の調査

Walker報告書の引用文献については、測定結果の報告として文献No 58, 59, 60, 61, 62, 63を、使用例の報告としてNo113を調査した。

このうち、通常時に対応する報告としては文献No 58, 59, 60, 63がある。このうち、文献No 58のデータはPuO<sub>2</sub>エアロゾル（粒径0.36 - 1.6 μm及び0.15 - 0.66 μm）に対するHEPAフィルタ3段システムの測定結果であり、重要性が高い。これらの測定結果でWalkerの推奨値を下回るものはない。

文献No 59のデータはサンドフィルタ透過後のPu（粒径不明）に対するHEPAフィルタの捕集効率の測定データであり、あまり汎用性がないと考えられる。文献No 60のデータは試験前のメーカーテスト値（DOP 0.3 μm）であり、試験データではない。また、文献No 63では試験装置は2段システムであるが、Walker報告書の記載値は単段における測定値（DOP 0.3 μm）であり、2段システムとしてのデータではない。

一方、苛酷時の報告として、大風量時の測定結果が引用文献No 61、高温負荷時の測定結果が引用文献No 62にあり、いずれも最悪のデータはWalkerの推奨値を下回っており、想定する苛酷条件を考慮した上でWalkerの推奨値を使用する必要があることを示している。

使用例の引用文献No 113は、4段HEPAフィルタの透過率を $1 \times 10^{-7}$ とし、これを工学的に各段の除去効率として割り振ったものであり根拠に乏しい。



以上のように、Walkerの推奨値は総合的には妥当な値と考えられるが、Walker報告書の引用文献だけでは必ずしも裏付けが十分ではないと考えられる。

## ② 最近の文献の調査

最近日本において、尾崎、金川らによって以下に示す「高性能エアフィルタの苛酷時健全性試験」が体系的に行われ、報告されている。

- (I) DOPエアロゾルの捕集性能
- (II) ダスト負荷試験
- (III) 高温負荷試験
- (IV) 多湿試験
- (V) 衝撃波試験
- (VI) 振動試験
- (VII) 圧力変化試験

従って、この一連の文献を中心に調査を行い、必要に応じ、最近のNuclear Air Cleaning Conferenceの文献を追加・補足調査した(F-1~F-19)。又、AAHの参考文献F-20を調査した。調査結果の概要を以下に示す。

### イ) 多段システムの除去効率(表2.6.1参照)

HEPAフィルタは一般的に $0.3\mu\text{m}$ DOPに対して除去効率99.97% ( $DF 3 \times 10^3$ )以上が要求されている。尾崎らによれば、4種類のHEPAフィルタについて測定した結果、最も透過し易い粒径は $0.15\mu\text{m}$ 付近であり、そこにおけるDFは $3 \times 10^3 \sim 2 \times 10^4$ であった。実際のエアロゾルは粒径分布を持っており、グロスのDFはこれらの値より相当大きくなるため、1段目の $DF 10^3$ というWalkerの推奨値は十分安全側と考えられる。

一方、これまでの多段システムの捕集効率測定の多くはグロスで行われており、フィルタ通過により粒径分布が変わるため、見掛け上、1段目より2段目の方がDFが低下することになる。尾崎らは2段システムについて粒径別にDFを測定した結果、1段目と2段目でDFが変わらないことを確認している。帯電量の大きいエアロゾルの場合は静電効果により捕集効率が2段目の方が小さくなるため、1段目より2段目のDFが低下し得るが、2段目の $DF 10^2$ というWalkerの推奨値は十分妥当と考えられる。

### ロ) 苛酷時の除去効率(表2.6.2~表2.6.7参照)

尾崎らによれば、ダスト負荷試験ではダスト負荷による差圧の上昇とともにDFは増加し、 $DF 10^6$ 以上を耐圧差圧の250mmAqを超えるまで維持した。また、高温負荷試験では、最高使用温度200℃において、26試験体中4体に微小リークが発生したが、DFは $10^4$ 以上であった。多湿負荷試験では、耐圧差圧の250mmAqを超えるとリークが発生したが、300mmAqでもDFは $10^3$ を下回らなかった。衝撃波試験では、単段フィルタの場合20kPa前後でリークが発生した(リークが発生すると $DF 10^3$ を下回る)。振動試験ではフィルタユニット(3列2段)の固有振動数は30Hzであり、地震波の周波数範囲から十分離れているとともに、設計地震に対し加振後もDFの低下は見られなかった。

また、最近の国外の関連報告を調査した結果、尾崎らの報告と明らかに矛盾するものは無く、概ね同様な結果が得られている。

従って、上記のような範囲の苛酷条件に対しては、Walker の推奨値は適用できると考えられる。

#### 2.6(2) ファイバークラスフィルタ

ファイバークラスフィルタについては、フィルタ仕様が標準化されておらず、Walker の引用数値の幅も大きいので、使用する場合には、フィルタの使用条件に合わせてデータを評価する必要がある。引用文献No 66, 67, 68, 69 を対象に、Walker 報告書に示された数値の背景を調査した。

これまで述べたように、HEPAフィルタについては、最近体系的に試験が行われており、新たに実験を行う必要性は低いと考える。また、その他のフィルタについては日本では汎用されていないという理由から実験実施の必要性は低いと考えられる。

また、安全評価データベースを作成する際に考慮すべき事項として、HEPAフィルタについて、フィルタ仕様、負荷する苛酷条件、エアロゾル仕様、除去効率の測定値を利用しやすい形(図、表)にまとめてデータベースに記載し、理論的取扱いが可能な事項についてはそれについても記載することが考えられる。

表 2.6.1 HEPA フィルタの DOP エアロゾルの捕集性能

	尾崎ら (文献 F-1)
捕集性能の粒径依存性	最も透過しやすい粒径は $0.15\mu\text{m}$ 付近。そこにおける除去効率 DF (1 段) は $3 \times 10^3 \sim 2 \times 10^4$ 。
2 段システムの捕集性能	$0.15\mu\text{m}$ の場合, 1 段目と 2 段目の DF は $\pm 20\%$ で一致した。0.1, 0.22 $\mu\text{m}$ でも同様の結果であった。

表 2.6.2 HEPA フィルタのダスト負荷試験

	尾崎ら (文献 F-2)
ダスト負荷量と差圧	ダスト負荷量にほぼ比例してフィルタ差圧は増加する。
ダスト負荷下の DF	ダスト負荷とともに DF は増加し, JIS 11 種ダスト (関東ローム土) の場合, $DF 10^6$ 以上を, NaCl エアロゾルの場合, $DF 10^7$ 以上を, 耐圧差圧の $250\text{mmAq}$ を超えるまで維持した。
ダスト負荷停止後の DF	ダスト負荷停止により DF は漸次低下し, 初期の DF 付近に戻る。

表 2.6.3 HEPA フィルタの高温負荷試験

	(文献 F-3)	(文献 F-4)	(文献 F-5)	(文献 F-6)
(1) フィルタ差圧 (PD)	温度上昇にはほぼ比例して上昇			
(2) 高温下の DF	温度上昇とともに高くなり 200°C では常温より約 1 桁高くなる。			ガスケット シリコン テフロン 温度 315°C 315°C 400°C DF $3.0 \times 10^3$ $3.5 \times 10^4$ $8.0 \times 10^5$ 以上 $8.0 \times 10^3$ (エアロゾルは NaCl)
(3) 冷却後の DF	高温負荷前に比して 20~30% 高くなる。	500°C, 10~45分 DF 負荷前 $3.2 \times 10^3 \sim 3.4 \times 10^4$ 負荷後 $1.1 \times 10^2 \sim 1.0 \times 10^3$ PD は負荷前後ではほとんど変化なし。	200°C, ダスト 503~866g 負荷後 DF 38.4~530	ガスケット シリコン テフロン 温度 315°C 315°C 400°C 負荷前 DF $1.1 \times 10^4$ $1.0 \times 10^4$ $6.3 \times 10^3$ 負荷後 DF $3.0 \times 10^3$ $1.6 \times 10^4$ $2.8 \times 10^2$ (エアロゾルは Uranine)
(4) 加熱によるリーク発生	150°C まで: リーク発生せず。 200°C : 26 試験体中 4 体に微小リーク発生。但し, DF 温度は $10^4 \sim 10^5$ 。 240°C 6h : 3 社中 2 社には DF が $10^3$ 維持できないリーク発生。			

	(文献 F-7)	(文献 F-8)
(1) フィルタ差圧 (PD)	温度上昇に従って上昇	
(2) 高温下の DF	3 試験中 2 試験は 300°C までは約 2 倍 DF が良くなった。1 試験は逆に DF 低下。	タイプ 1 タイプ 2 タイプ 3 温度 200°C 200°C 400°C DF $1.5 \times 10^4$ $1.0 \times 10^4$ $2.0 \times 10^4$ (20分まで)
(3) 冷却後の DF	500°C DF 負荷前 $2.6 \times 10^3 \sim 3.3 \times 10^4$ 負荷後 $9.1 \times 10^1 \sim 6.7 \times 10^2$	
(4) 加熱によるリーク発生		

表 2.6.4 HEPAフィルタの多湿負荷試験

	(文献 F-9)	(文献 F-10)	(文献 F-11)	(文献 F-12)	(文献 F-13)
(1) 高相対湿度低下での性能	30%RHの値に対してメーカー間の傾向の違いが見られた。基本的にはDF 0~10%程度低下	破損差圧 glass fiber 炭素繊維 1.7~9.0kPa 7.1~8.0kPa	新規データ無し 文献F-9と同	(文献 F-12)	(文献 F-13) 破損差圧 Deep Pleat 2.2~5.0kPa Mini Pleat 0.7~2.7kPa
(2) 水ミスト負荷下の性能	水ミスト負荷→差圧増加→DF低下 DFの最も悪いB社の場合 DF10 <sup>3</sup> に低下するPD42mmAq, 水負荷量1.5kg			破損差圧 3相フィルタ 1.0kPa	
(3) リーク発生	フィルタ耐圧の250mmAqを越すと リーク発生。但し、300mmAqでは DF10 <sup>3</sup> を下回らなかった。				
(4) 乾燥後のフィルタ性能	影響残存。但し、 DF→10%/1kg水				
(5) 2段フィルタの性能	1段目は水ミスト負荷、2段目は高 相対湿度負荷としてDF評価できる。				

表 2.6.5 HEPAフィルタの衝撃波試験

	尾崎ら (文献 F-14)	Cuccuruら (文献 F-15)
反 射 係 数	1.4 前後	1.34~1.54
破 損 衝 撃 過 圧 (単段フィルタ)	20kPa前後	(1) ダクト端が開 22.4, 14.3kPa (2) ダクト端が閉 28.7, 37.7kPa
破 損 衝 撃 過 圧 (2段フィルタ)	(1) 1段目 34kPa (2) 2段目 42kPa	
破 損 衝 撃 過 圧 の 定 義	リークが発生し始める衝 撃過圧 (リークが発生す るとDF10 <sup>3</sup> を割る。)	効率が99.97%未満にな る衝撃過圧。

表 2.6.6 HEPAフィルタの振動試験

	尾崎ら (文献 F-16)	Yowら (文献 F-17)
固 有 振 動 数	フィルタユニット (3列 2段) の固有振動数は30 Hz	1列1段ハウジングの固 有振動数は33Hz以上
加 振 後 の 除 去 効 率	設計地震に対し、加振後 もDFの低下なし。 加振中も気密性維持。	設計地震に対し、加振後 も維持すべき効率 (99.97 %以上) 以上の効率が得 られている。
	水平方向で4500gal以上、 鉛直方向で1700gal以上。 の加速度に対し機能を維 持する。(リーク発生す るも10 <sup>3</sup> より1ケタ大き いDFを維持)	

表 2.6.7 HEPA フィルタの圧力変化試験

	尾崎ら (文献 F-18)	V. Ruedinger ら (文献 F-9)
抵抗特性	風量 $200\text{m}^3/\text{m}$ くらいまでは、風量と差圧は比例するが、これ以上の風量では、差圧は風量の増加割合以上に増加する。	高流速になると差圧が急激に大きくなる。(比例関係からのずれが大きくなる。)
リーク発生差圧	9.5 ~ 18kPa の範囲	4 ~ 20kPa の範囲 (改良により 27.6kPa まで改善)
ダスト負荷の影響	—	差圧 1kPa のダスト負圧により破損差圧が最大 40% 低下。 (但し、従来型木枠フィルタでは影響無)
大風量下の DF	定格の 10~15 倍の風量下で、小粒径エアロゾルに対して 1~2 ケタ DF が低下するが、 $0.3\mu\text{m}$ 以上では低下なし。	—

Particulate Filters

文献58. Manuel Gonzales, John C. Elder, Harry J. Ettinger, "Performance of Multiple HEPA Filters against Plutonium Aerosols", 13th AEC Air Cleaning Conference, CONF-740807, Los Alamos Scientific Laboratory (1974).

Key Words

multiple HEPA filters, plutonium aerosol

データ 表 2.2(15) 参照

Ref.	Filter Type	Measured Efficiencies (%)			
		1st Stage	2nd Stage	3rd Stage	
58	HEPA	99.99+	99.99+	99.49-99.99+	*1
		99.99+	99.98-99.99+	99.50-99.99+	*2

\*1 Particle size = 0.36-1.6 $\mu$  AMAD-Dry Ball Milling PuO<sub>2</sub>

\*2 Particle size = 0.15-0.66 $\mu$  AMAD-Wet Centrifuge Milling PuO<sub>2</sub>

1. 目的

プルトニウムエアロゾルに対する多段HEPAフィルタの除去効率を測定する。

2. 測定方法

(1) Puエアロゾルの実態調査

排気系HEPAフィルタの上流におけるPuの粒径及び $\alpha$ 濃度を調べるために, Mound Lad 及び Rocky Flats Plantから2箇所づつ, LASLから1箇所, 計5箇所からサンプルを採取した。これらのサンプルのamad (activity median aerodynamic diameter) を9段の Andersen impactorで測定した。

(2) 除去効率の測定

(a) 測定装置

3段直列のHEPAフィルタの除去効率を測定するために, 測定装置は以下の要素から構成される。なお, HEPAフィルタにおける流速は0.012 m<sup>3</sup>/s(25cfm)で, これは実機で典型的な流速である 0.472m<sup>3</sup>/s(1000cfm)に相当する。

- ① aerosol generators
- ② sampler #1 first module
- ③ HEPA filter #1 ↑

---

- ④ sampler #2 ↓
- ⑤ HEPA filter #2
- ⑥ sampler #3 second module
- ⑦ HEPA filter #3
- ⑧ sampler #4
- ⑨ vacuum pump

Figure 1, Figure 2 参照

## (b) エアロゾルの粒径

$^{238}\text{PuO}_2$  粉末を乾式ボールミルにかけることにより得られたamadが $0.7\sim 1.6\ \mu\text{m}$ のエアロゾルと、湿式遠心ボールミルにかけることにより得られたamadが $0.22\sim 0.66\ \mu\text{m}$ のエアロゾルを測定に使用した。なお、1段目のHEPAフィルタの上流におけるエアロゾルの濃度は $8.06\times 10^8\sim 2.28\times 10^{10}\ \text{d/s}\cdot\text{m}^3$ である。

## 3. 測定結果

## (1) Puエアロゾルの実態調査

amadの測定結果をTABLE IIに示す。

## (2) 除去効率の測定

## ① 乾式ボールミルにより得られたエアロゾルに対する各段のHEPAフィルタの除去効率の測定結果のまとめをTABLE IVに示す。

3段目の除去効率が1,2段目より低くなっているが、これは統計誤差の問題(3段目の下流での測定率は $0.01\ \text{c/s}$ 以下)及びラドン・トロンの娘核種の影響と考えられる。実際、エアロゾル濃度を高くし、測定時間を長くした7つの測定では最低で99.96%の除去効率を得られている。

エアロゾルの粒径に対するHEPAフィルタの除去効率をTABLE Vに示す。

## ② 湿式遠心ボールミルにより得られたエアロゾルに対する各段のHEPAフィルタの除去効率の測定結果のまとめをTABLE VIIに示す。

3段目の除去効率については、①と同様の傾向が見られるが、測定条件を改善した8つの測定では最低で99.99%の除去効率を得られている。

2段の除去効率として $1.6\times 10^8\sim 1.7\times 10^{11}$ 、3段の除去効率として $2.1\times 10^{12}\sim 4.7\times 10^{13}$ が得られた。

## 4. データの根拠

TABLE IV, TABLE VIIに示す。



## 5. 添付データ

TABLE II  
MEAN Pu AEROSOL SIZE CHARACTERISTICS\* AND ACTIVITY CONCENTRATION

<u>Location</u>	<u>Type</u>	<u>Isotope</u>	<u>amad (<math>\mu\text{m}</math>)</u>	<u><math>\sigma_g</math></u>	<u>Activity Concentration</u> <u>d/s-m<sup>3</sup></u>
00	R & D	Both	1.9	2.1	$2.0 \times 10^2$
04	R & D	238	2.9	3.0	$2.0 \times 10^3$
08	Fabrication	238	4.1	1.7	$1.0 \times 10^3$
11	Recovery	239	0.5	3.9	$1.5 \times 10^5$
14	Fabrication	239	2.6	2.9	$2.7 \times 10^4$

\*Assuming particle diameters are lognormally distributed.

TABLE IV  
OVERALL HEPA FILTER EFFICIENCY

<u>HEPA Filter</u> <u>Stage</u>	<u>Range of Size</u>		<u>Efficiency Range (%)</u>		
	<u>amad (<math>\mu\text{m}</math>)</u>	<u><math>\sigma_g</math></u>	<u>Min.</u>	<u>Mean</u>	<u>Max.</u>
1 *	0.70 - 1.6	2.07 - 2.9	99.99+	99.99+	99.99+
2 *	0.45 - 0.82	1.5 - 2.04	99.99+	99.99+	99.99+
3 **	0.36 - 0.70	1.31 - 2.54	99.49	99.86	99.99+

\*Total of 14 test runs.

\*\*Total of 11 test runs.

TABLE V

## HEPA FILTER EFFICIENCY AS A FUNCTION OF AEROSOL SIZE

Sampling Impactor Stage Number	Aerodynamic Diameter Range $\mu\text{m}$	Mean Efficiency (%)	
		HEPA #1	HEPA #2
0	>11	99.999	99.999
1	7.0 - 11	99.999	99.996
2	4.7 - 7.0	99.999	99.999
3	3.3 - 4.7	99.999	99.998
4	2.1 - 3.3	99.999	99.999
5	1.1 - 2.1	99.999	99.999
6	0.65 - 1.1	99.997	99.998
7	0.43 - 0.65	99.997	99.998
NF#2	<0.43	99.998	99.997
OVERALL	-	99.998	99.998

TABLE VII

## SUMMARY OF HEPA FILTER EFFICIENCY

HEPA Filter Stage	Pu Aerosol Range ( $\mu\text{m}$ )	HEPA Filter* Efficiency (%)		
		Minimum	Avg.	Maximum
1	0.22 - 0.66	99.99+	99.99+	99.99+
2	0.29 - 0.53	99.98+	99.99+	99.99+
3	0.15 - 0.42	99.50	99.86	99.99+

\*Total of 17 experimental runs.

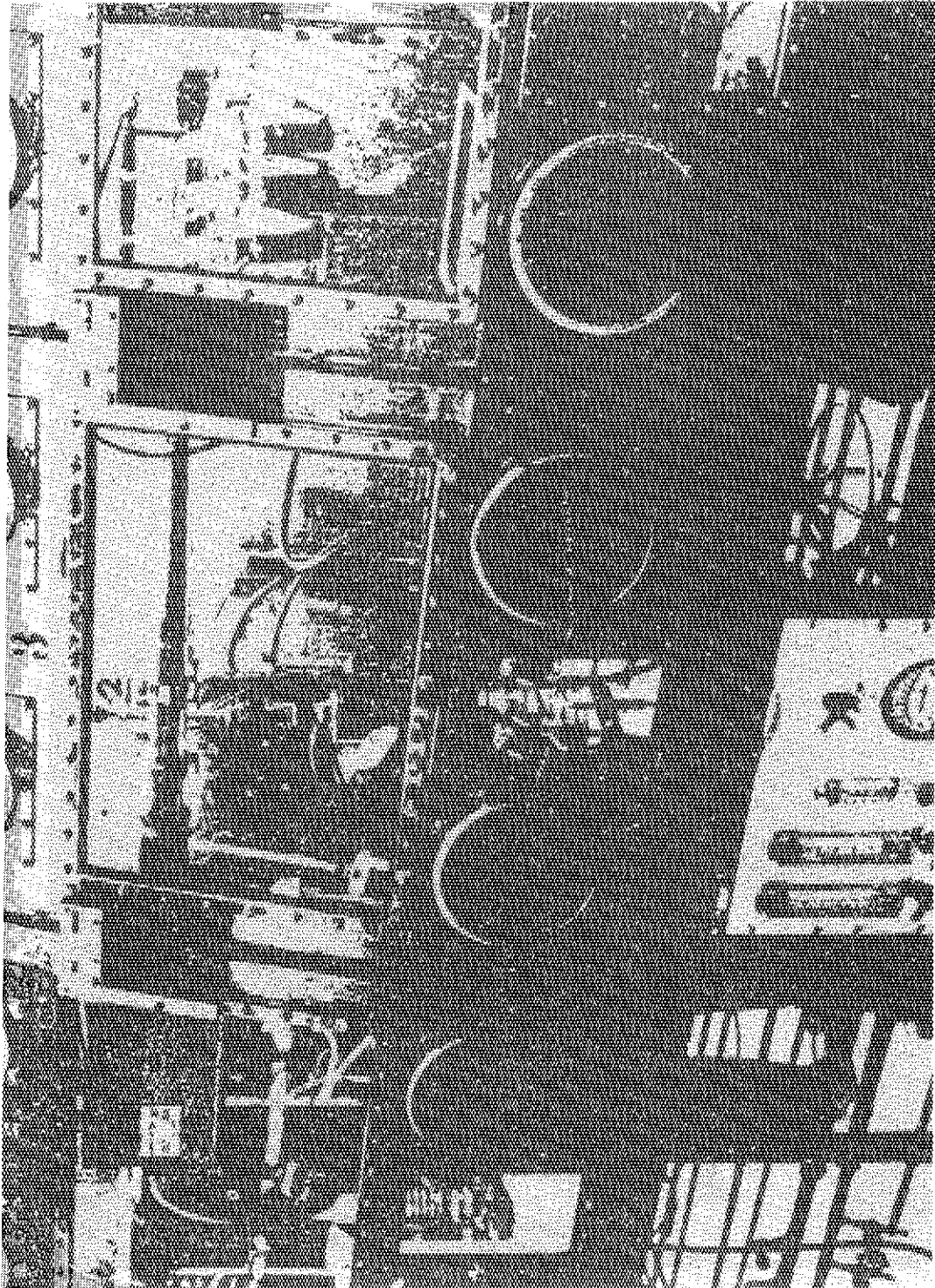


Figure 1. Glovebox module.

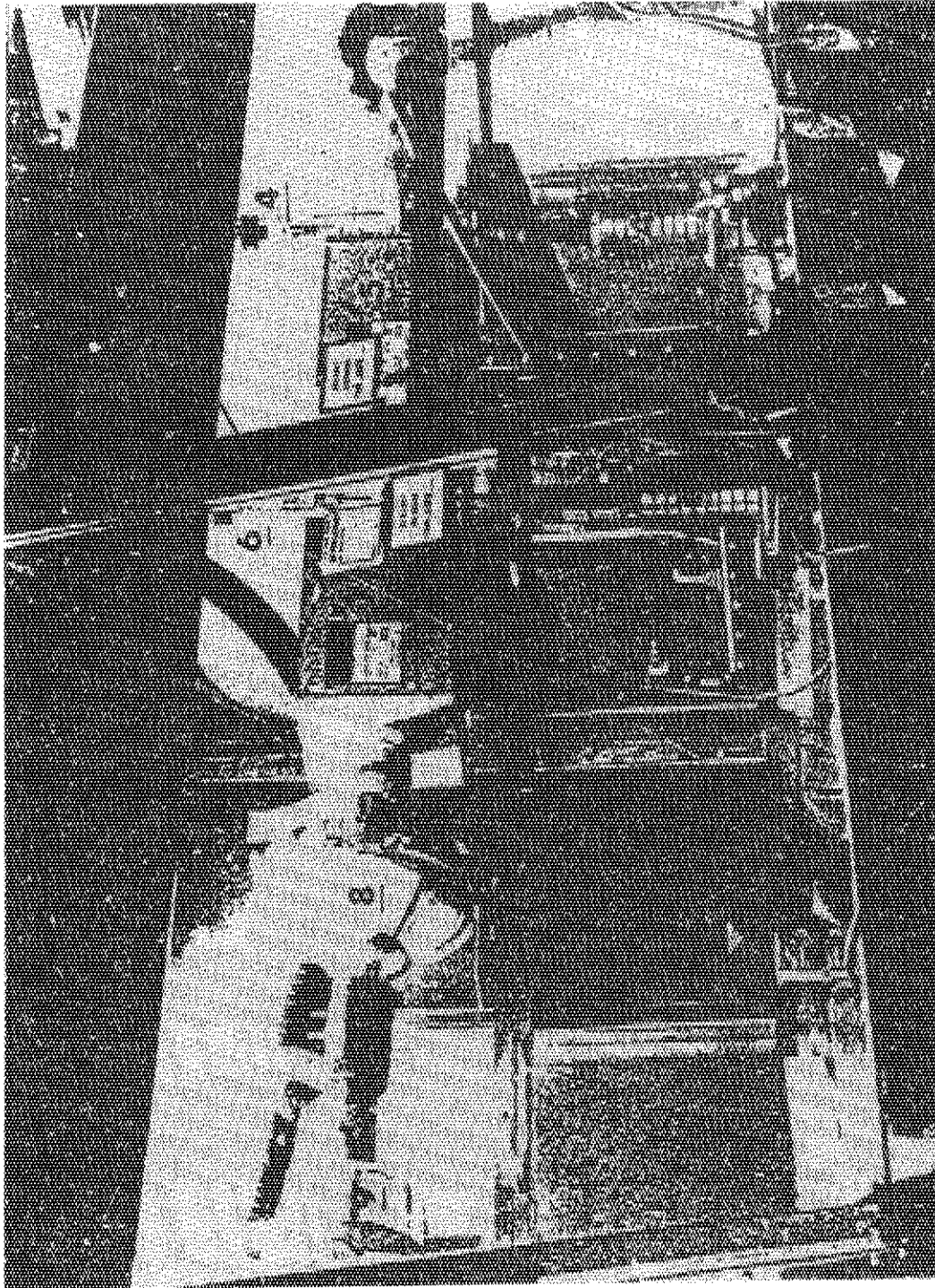


Figure 2. Hood module.

## Particulate Filters

文献59. D. B. Zippler, "Evaluation of Multistage Filtration to Reduce Sand Filter Exhaust Activity", E. I. du Pont de Nemours and Company, Savannah River Plant, 13th ABC Air Cleaning Conference (1974)

## Key Words

HEPA filter, filtration efficiency, Pu, sand filter

データ 表 2.2(15) 参照

efficiencies (%)

HEPA	97.0-99.9
------	-----------

HEPA filter downstream of a sand filter

詳細はTABLE 1を参照。

## 1. 目的

サンドフィルタの後段に設置するHEPAフィルタの効率を測定する。

## 2. 測定方法

Figure 2. に測定システムを示す。サンドフィルタの排気の一部をHEPAフィルタに導き、その前後の放射能を測定することにより効率を求めている。HEPAフィルタ (24 × 24 × 11 1/2 in.) 流量は1000 ft<sup>3</sup>/min(cfm), 差圧は 0.9 inch aq.である。なお、測定システムはDOPテストにより 99.97%の効率を確認してある。

放射能の測定値にはThBが含まれるため、これが十分減衰した後の測定値から、効率を求めている。

## 3. 測定結果

TABLE 1に測定結果を示す。これにより97%~99.9%の効率を得られたことがわかる。

## 4. データの根拠

TABLE 1を参照のこと。

## 5. 備考

通常条件の除去効率の測定値としては低い原因は不明。

6. 添付データ

TABLE I SAND FILTER HEPA TEST.

Sample Collection Period, hours	Sample Decay Time, hours	Pu Activity, d/m		DF	Efficiency, %
		Upstream	Downstream		
72	192	102	2.3	44.3	98
144	168	913	10.5	87	99
96	168	775	<1	775	99.9
240	168	1539	3.0	500	99.8
67	168	97	0.98	98	99
192	168	943	4.6	205	99.5
145	168	553	2.66	207	99.5
96	168	500	2.8	178	99.4
72	168	47	1.4	34	97
98	168	664	1.05	632	99.8
69	168	839	7.23	116	99.1
96	168	234	<0.9	315	99.7

The last 8 samples were taken with the intake approximately 18 inches above the "G layer" sand.

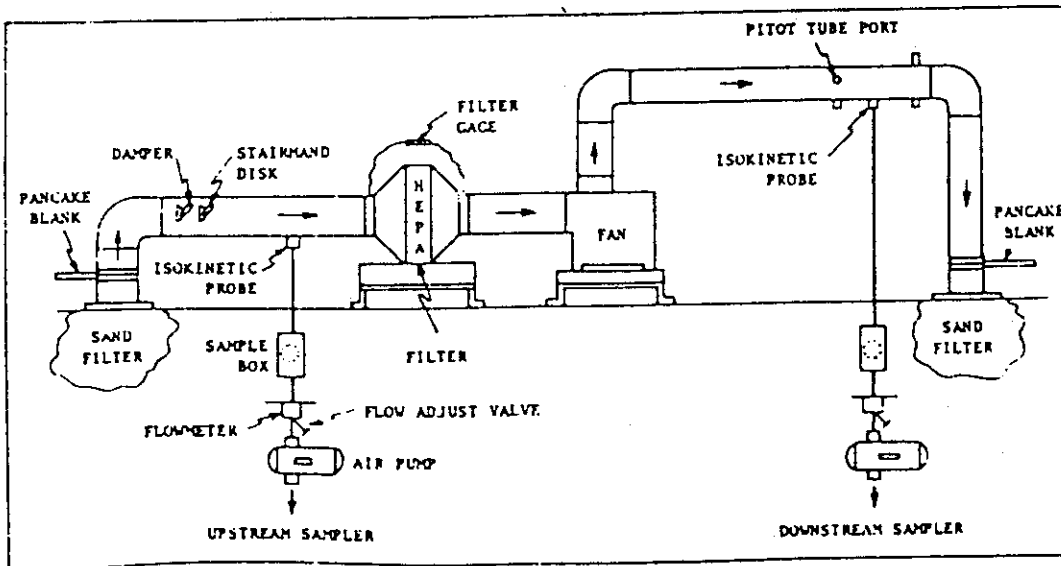


Figure 2. High efficiency particulate air filter test equipment.

## Particulate Filters

文献60. M.W. First & D. Leich, "Entrainment Separator Performance", Harvard Air Cleaning Laboratory, 14th ERDA Air Cleaning Conference (1976).

## Key Words

entrainment separator, absolute filter, steam, droplet, DOP

データ 表 2.2(15) 参照

efficiencies (%)

HEPA	99.990-99.998
------	---------------

DOP Test,  $Q_a = 600-1600$  cfm : Flanders Filter Size F, Cat. No. 7C83-L

## 1. 目的

水蒸気からアブソリュートフィルタを保護するために取り付けられた水分分離器 (entrainment separator) の能力を試験する。

## 2. 測定方法

Figure 1 に測定システムを示す。水分分離器は SUS とグラスファイバーのメッシュからできている。(24×24×5 1/2 in.)

アブソリュートフィルタ (24×24×11 1/2 in.) は 0.3 μm DOP テストで効率 99.97 % 以上を確認している (Table 1 参照)。

約 70℃ での飽和水蒸気を試験装置に供給し、その前後において水分分離器及びアブソリュートフィルタの DOP テストを行っている (DOP テストの流速は 600, 1000, 1600 cfm)。

10 回のテストのうち、Test 1 ~ 3 は 1 時間水蒸気吹き付け、Test 4 ~ 10 は水分分離器及びアブソリュートフィルタにダストを付着させた後、試験を行っている。

## 3. 測定結果

Table 5 に測定結果を示す。水蒸気吹き付け前後でアブソリュートフィルタの透過率に変化はなく (<0.01%)、水分分離器は十分な保護能力を有することがわかった。

## 4. データの根拠

Table 1 がデータの根拠と考えられる。

## 5. 備考

Walker が採用した除去効率は単にメーカーテスト値 (試験前, DOP テスト) であり、本レポートの試験データではない。

6. 添付データ

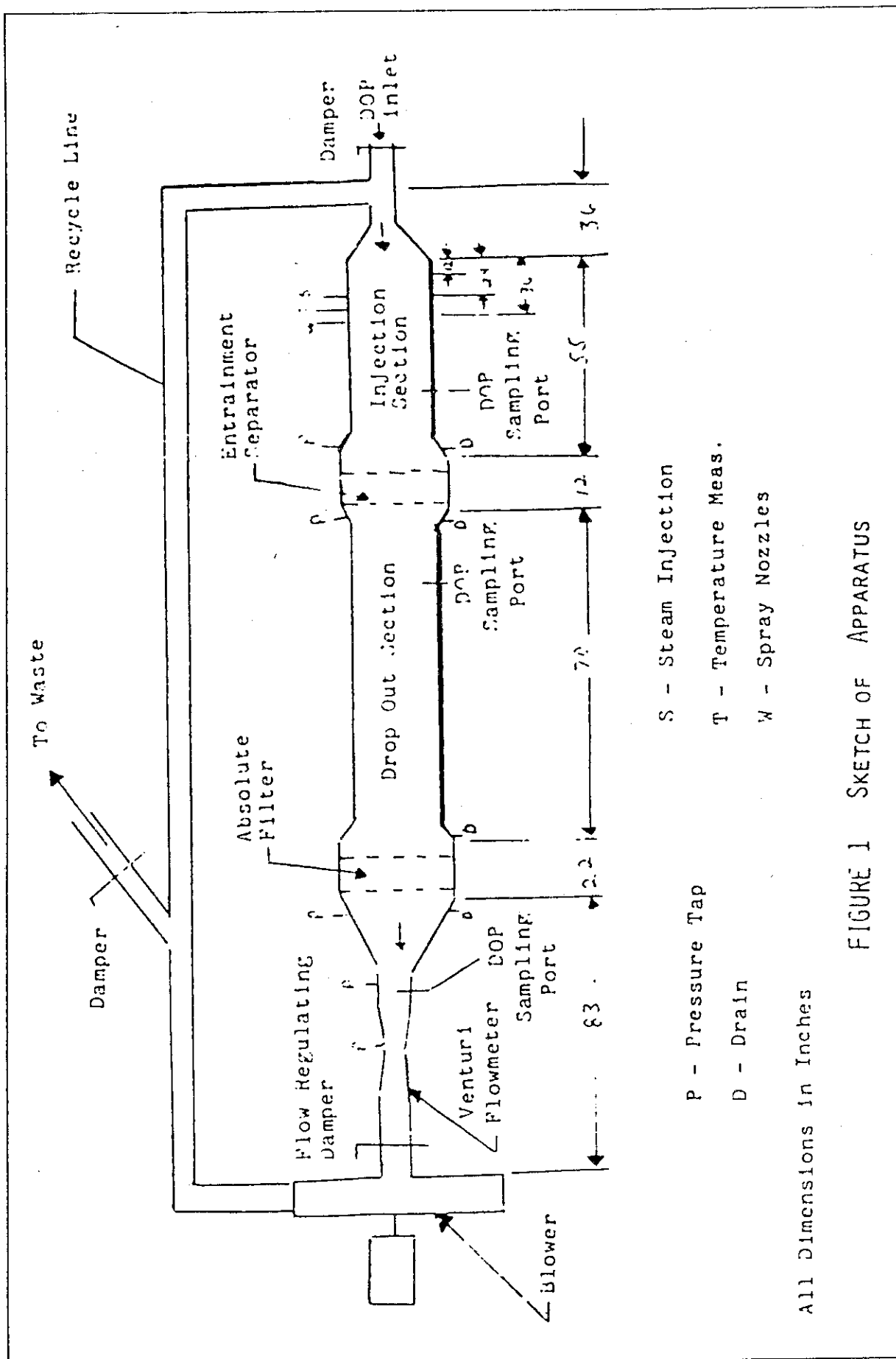
Table 1 Absolute filters used for tests.

Test #	Serial #	Factory Measurements	
		Airflow Resistance at 1000 cfm in. w.g.	Homogeneous DOP % Penetration
1	A445098	0.74	0.004
2	A445100	0.72	0.006
3	A445095	0.86	0.002
4	A445099	0.78	0.010
5	A445104	0.80	0.002
6	A445097	0.70	0.006
7	A445105	0.80	0.004
8	A445096	0.76	0.006
9	A445102	0.80	0.002
10	A445103	0.78	0.005

Table 5 DOP penetration for separators and absolute filters before and after steam and droplet exposure.

Test	Separator, %		Absolute Filter, %	
	<u>before</u>	<u>After</u>	<u>Before</u>	<u>After</u>
1	80-90	100	<0.01	<0.01
2	98-100	87-100	<0.01	<0.01
3	90-100	88-100	<0.01	<0.01
4	95-96	93-97	<0.01	<0.01
5	93-97	94-98	<0.01	<0.01
6	93-95	93-95	<0.01	<0.01
7	95-97	93-95	<0.01	<0.01
8	90-93	90-95	<0.01	<0.01
9	78-87	92-97	<0.01	<0.01
10	84-90	90-100	<0.01	<0.01





P - Pressure Tap  
 D - Drain  
 S - Steam Injection  
 T - Temperature Meas.  
 W - Spray Nozzles

All Dimensions in Inches

FIGURE 1 SKETCH OF APPARATUS

## Particulate Filters

文献61. C. A. Gunn & D. M. Eaton, "HEPA Filter Performance Comparative Study", Filter Applications Engineering, Mine Safety Appliances Company, 14th ERDA Air Cleaning Conference (1976).

## Key Words

HEPA filter, separator, entrained water, excessive pressure, steam-air, service life, particle size, DOP

データ 表 2.2(15) 参照

efficiencies (%)

HEPA	96.0-99.999
------	-------------

DOP: 0.16-0.56  $\mu$ ,  $V_a = 5$  to  $>25$  fpm ; results from testing 5 different designs

## 1. 目的

種々の苛酷な条件において、種々のHEPAフィルタの能力を比較する。

## 2. 測定方法

下記の試験を行っている。

## (1) 水試験 (Heavy Entrained Water Loading Tests)

Figure 2に測定システムを示す。試験条件を下記に示す。

- ① 温度  $95^{\circ} \pm 5^{\circ} F$
- ② 相対湿度 最小95%
- ③ 水滴負荷量  $1 \frac{1}{4}$  pounds/min/1000CFM
- ④ フィルタ差圧  $10.0 \pm 0.02$  in. 水柱
- ⑤ 最大差圧到達時間 最大  $1 \frac{1}{2}$  min
- ⑥ 空気流量 ④の差圧となる流量

## (2) 過圧試験 (Excessive Pressure Tests)

Figure 4に測定システムを示す。ASHRAEダスト付着により差圧が4 in. 水柱に達したフィルタに対して、コットレルダストを454g/minを負荷している(流量は1000又は1500CFM)。

## (3) 蒸気試験 (Steam-Air Exposure Tests)

セパレータ有無の両タイプについて試験を行っている。試験条件を下記に示す。

- ① 蒸気流量 1000 CFM
- ② 蒸気温度  $270^{\circ} F$
- ③ 蒸気圧力 47 PSIG

## (4) フィルタ寿命測定

A-SHRAE 52-68及び酸化ナトリウムの負荷試験を行い、フィルタ寿命を評価している。

(5) 粒径影響評価

DOP 粒径 0.56, 0.40, 0.30, 0.16  $\mu$  について流量 3 ~ 28 FPM (Filter Media Velocity) の DOP テストを行っている。

なお、試験に使用したフィルタを下記に示す。

タイプ	セパレータ	ろ過面積 (ft) <sup>2</sup>	差 圧 (水柱)
A	無し	約 250	1 in. at 1500 CFM
B	無し	約 320	1 in. at 1765 CFM
C	Tapered Separator	約 250	1 in. at 1320 CFM
D	Mini Separator	約 300	1.2 in. at 1500 CFM
E	Standard Separator	約 240 ~ 250	1 in. at 1000 CFM

3. 測定結果

水試験の測定結果を Table I に、過圧試験の測定結果を Table II に示す。蒸気試験の測定結果を下記に示す。

タイプ	負荷時間	DOP 透過率	
		試験前	試験後
A	12 h	0.006%	24%
D	24 h	0.001%	0.017%

粒径影響評価の結果を Figure 12 に示す。

4. データの根拠

Figure 12 がデータの根拠と考える。流量が 5 FPM を超えると急激に効率が低下する。

5. 備考

Walker の除去効率の最低値 96.0% は、規格外の風量が流れた場合の値であり、定格風量時には測定された中でも最も悪い 0.16  $\mu$  m DOP に対しても除去効率は約 99.9% である。

## 6. 添付データ

Filter Type	Mfg's Rate Flow	*Initial DOP % Pen.	*Final DOP % Pen.	*Increase DOP % Pen.	Test Period
Type "A" Separatorless	1500	.002	100	99.998	4 min.
Type "A" Separatorless Divider	1500	.005	6.0	5.995	5 min.
Type "B" Separatorless	1500	.030	.65	.62	62 min.
Type "C" Tapered Sep.	1500	.006	.030	.024	62 min.
Type "D" Mini Separator	1500	.005	.017	.012	62 min.
Type "E" Standard HEPA	1000	.010	.020	.010	62 min.

\*DOP Penetration Tests conducted using Q107 Penetrometer (136-300-175A)

Table I Entrained water tests.

Filter Type	Air Flow CFM	Initial DOP % Pen.	Initial $\Delta P$ In. W.G.	DOP Pen. Prior to Visible Rupture %	Final DOP % Pen.	Max. $\Delta P$ In. W.G.
Type "A" Separatorless	1000	.001	4.0	0.30	1.5	20.0
Type "E" Standard Separator	1000	.001	4.2	0.001	6.0	31.25
Type "A" Separatorless	1500	.001	4.1	0.012	0.06	13.25
Type "D" Mini Separator	1500	.001	4.0	0.004	0.004*	30.25
At Visible Rupture						
*No sign visible rupture.						
In Situ Cold DOP Penetration Tests (2)						

Table II Excessive pressure tests.

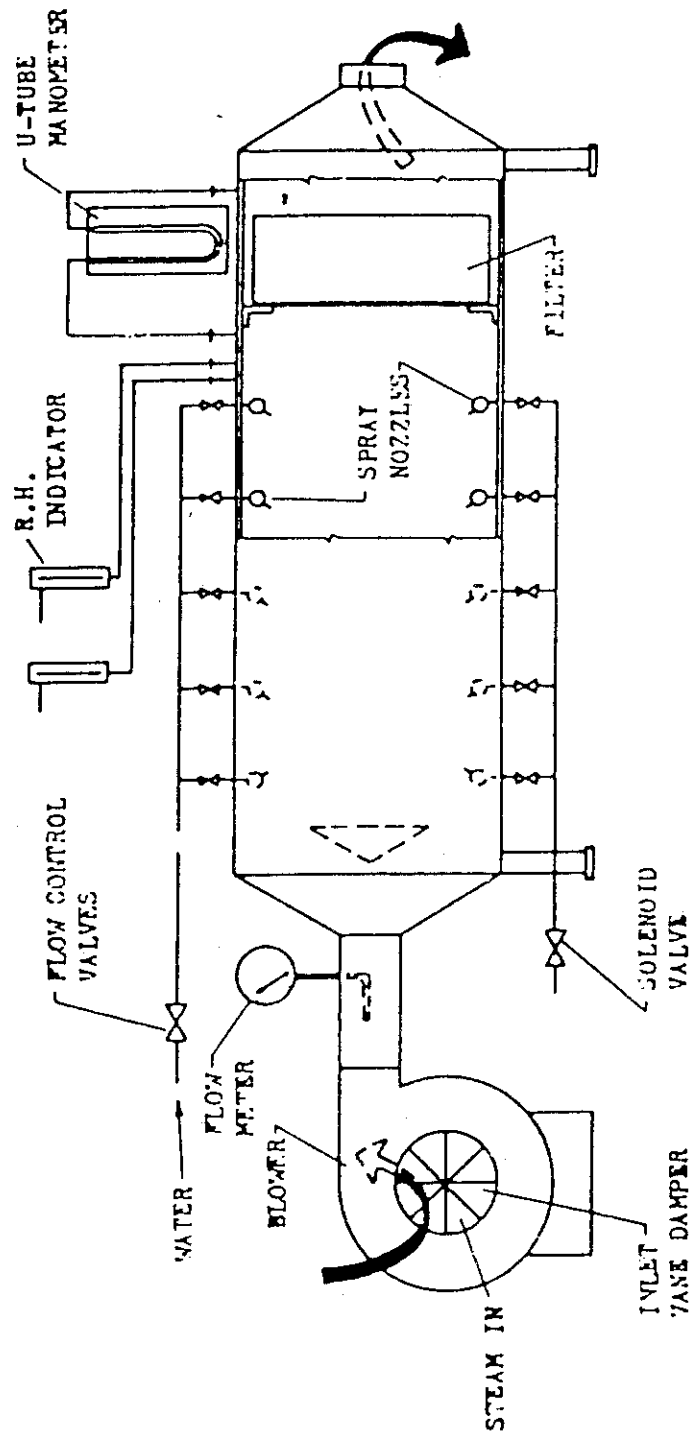


Figure 2 MSA moisture over pressure test system.

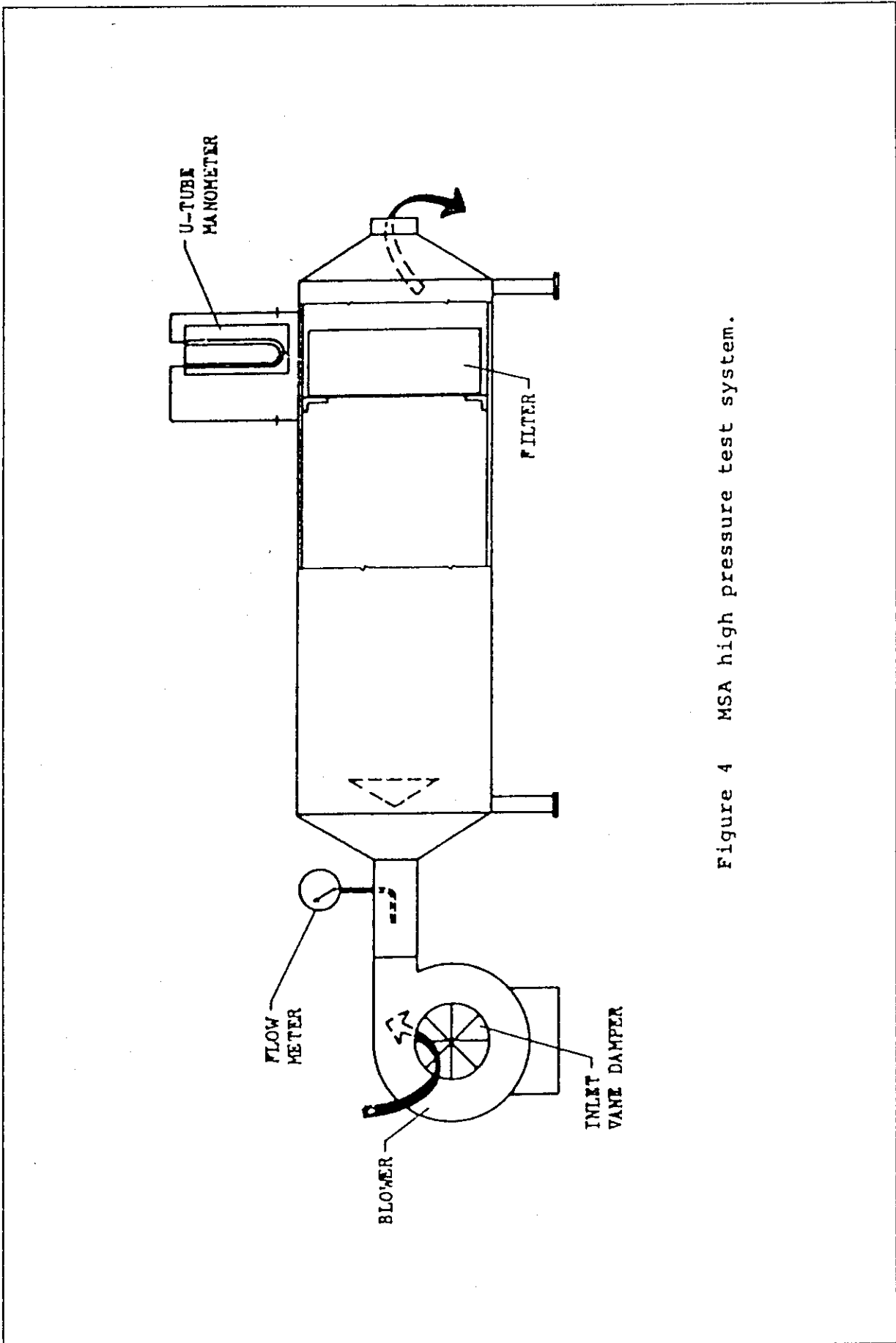


Figure 4 MSA high pressure test system.

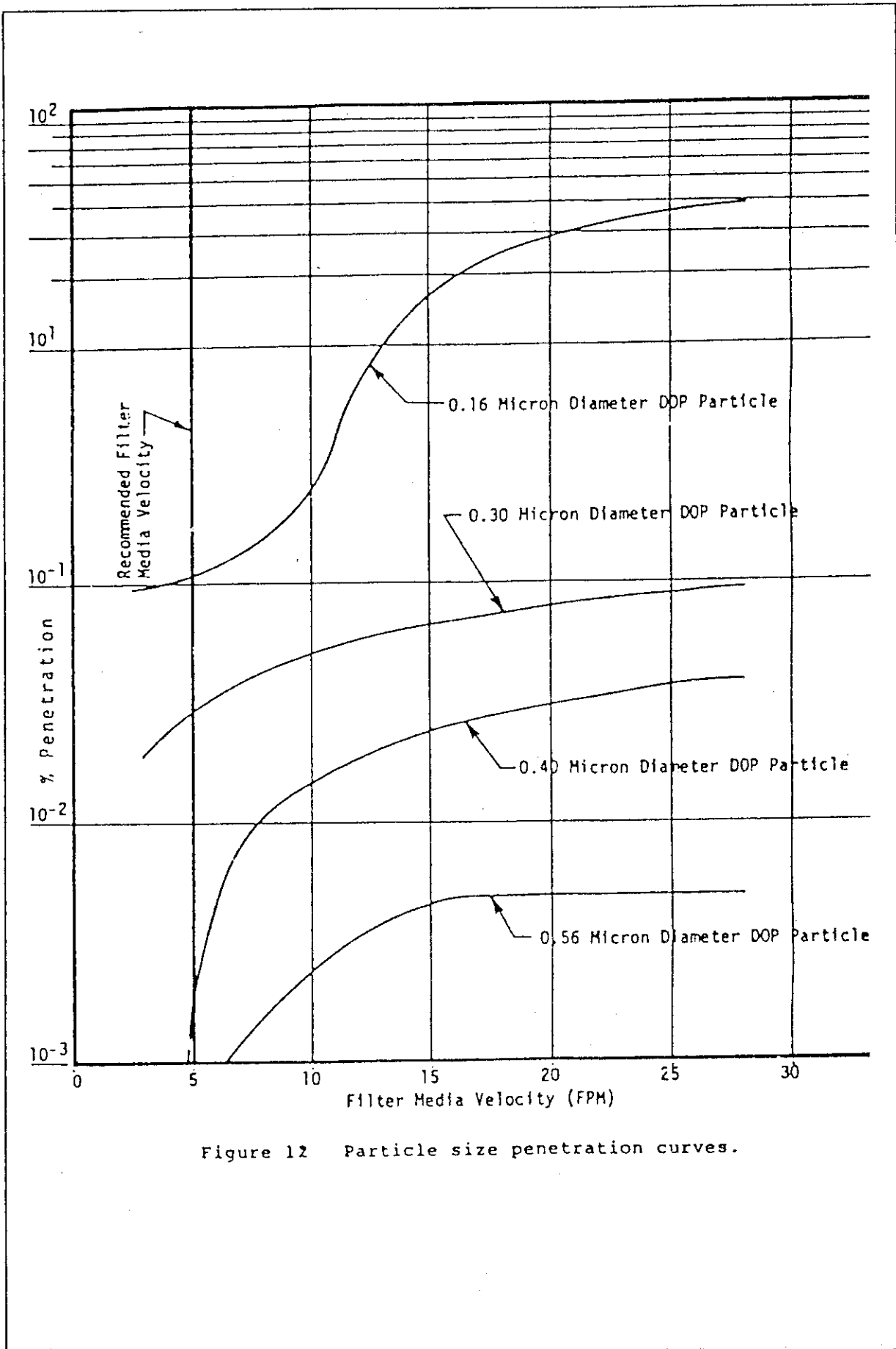


Figure 12 Particle size penetration curves.



## Particulate Filters

文献62. Melvin W. First, "Performance of Absolute Filters at Temperatures from Ambient to 1000° F", 12th AEC Air Cleaning Conference, CONF-720823 (1972)

## Key Words

sodium chloride aerosol, absolute filter, high temperature

データ 表 2.2(15) 参照

Ref.	Filter Type	Measured Efficiencies (%)		
		1st Stage	2nd Stage	3rd Stage
62	HEPA	98.8-99.99		

NaCl particles-0.14 $\mu$  MMD, Temp=70-1000° F,  $Q_a=100$  cfm ; 8' × 8' × 12'  
Flanders, Inc.

## 1. 目的

温度上昇時のアブソリュートフィルタの性能を把握する。

## 2. 測定方法

FIGURE 1 に測定システムを示す。測定システムは概略、エアロゾル発生器、テストトンネル、排気装置からなっており、フレイムフォトメータによりフィルタ前後のエアロゾル濃度を測定する。エアロゾルは酸素-アセチレンガスの炎で気化させたナトリウムの蒸気を凝縮して生成するサブミクロンの粒子を使用する。粒径分布の一例をFIGURE 5 に示す。温度範囲は室温から1000° F (116℃) である。

## 3. 測定結果

## (1) 耐熱石英ファイバーペーパー (Heat Shrunken Quartz Fiber Paper)

6 × 6 inch のペーパーに対する測定結果をTABLE 1 に示す。これより透過率に対する温度影響は見られない。

## (2) 8 × 8 × 12 inch AEC フィルタ

2種類の商業用耐熱フィルタ (Flanders Filters, Inc. No. 7031-G と No. 7031-G, 濾紙は両者とも同じグラスファイバー、但し、後者はAI製セパレータなし) に対する測定結果をTABLE 2 に示す。これにより800-1000° F において顕著な透過率の増加が見られる。また、その後、温度を下げて測定した場合、透過率が元に戻る場合と熱影響が残る場合がある。

アブソリュートフィルタが高温に長時間曝されるとケーシングが膨張・変形し、ケーシングの継ぎ目に開口が生じる。また、AI製セパレータが軟化し、ケーシングとの間に隙間が生じる。あるいは、濾紙が収縮して隙間が生じる場合もある。

なお、8 × 8 × 6 inch フィルタの測定結果をTABLE 3 に示す。

(3) 24×24×12inchフィルタ

ローレンスリヴァモア研究所で1000cfm フィルタの高温試験が行われ、前述の実験室規模の測定結果と同様な結果が得られた（具体的測定値等は記載がない）。

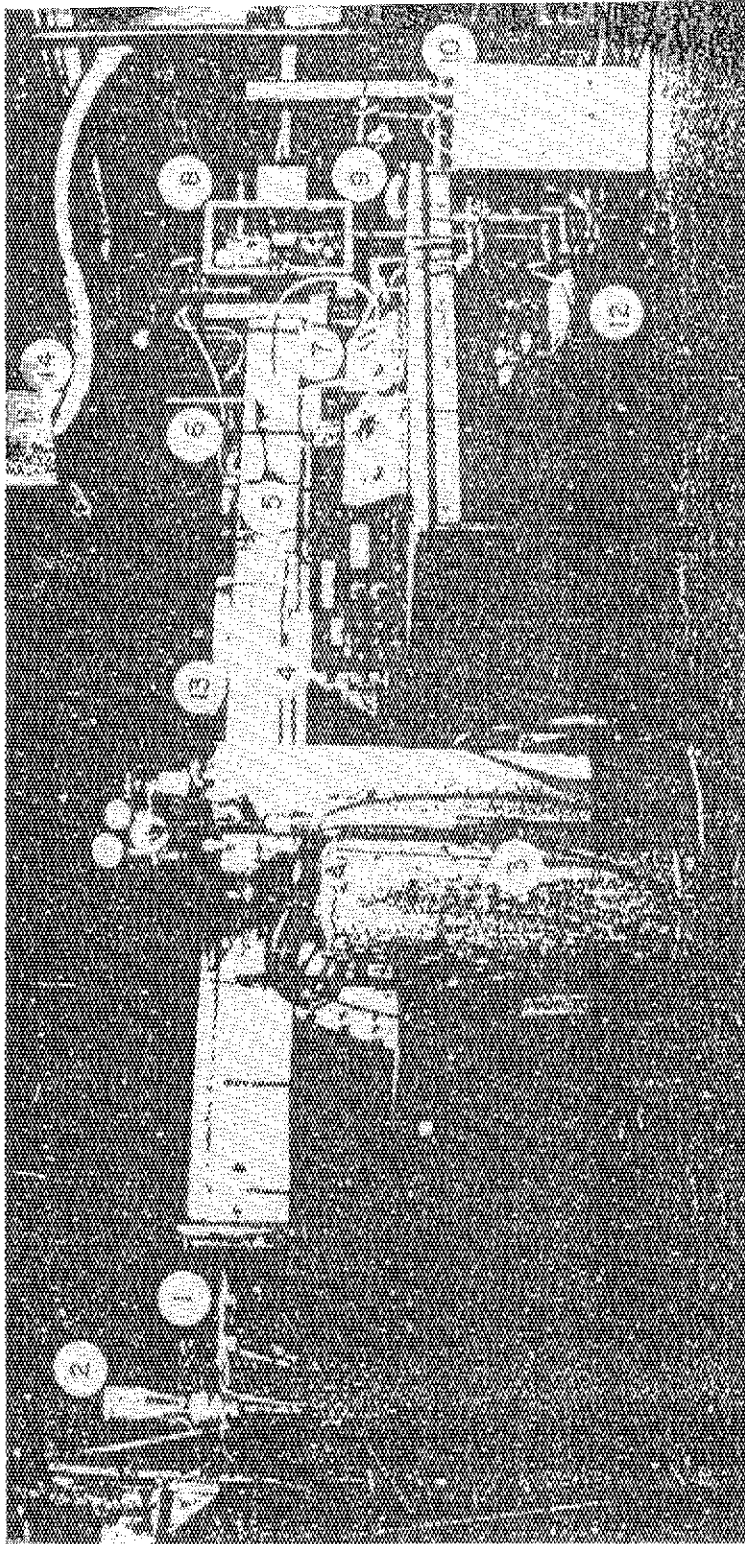
4. データの根拠

TABLE 2 に示す。

5. 備 考

高温時にフィルタの透過率が増加するのは、濾紙そのものによりフィルタカートリッジの構造的損傷による影響が大きいと考えられる。

6. 添付データ



- 1. METALIZING GUN AEROSOL GENERATOR
- 2. FEED HOPPER FOR GENERATOR
- 3. OXYGEN AND ACETYLENE FOR GENERATOR
- 4. DIFFERENTIAL PHOTOMETER
- 5. SAMPLE PROBES
- 6. FILTER
- 7. FLAME PHOTOMETERS WITH PERISTALTIC PUMPS

- 8. ELECTROSTATIC PRECIPITATOR
- 9. PYROMETER (FILTER AND FLOW METER)
- 10. MANOMETERS FOR FILTER FLOW AND FLAME PHOTOMETER FLOW MEASUREMENT
- 11. BLOWER
- 12. PROPANE FOR FLAME PHOTOMETERS
- 13. 7" X 7" INSULATED TUNNEL WITH FLOW MIXERS AND STRAIGHTENERS
- 14. EXHAUST AEROSOL TO WASTE

FIGURE 1. SODIUM CHLORIDE AEROSOL TEST APPARATUS.

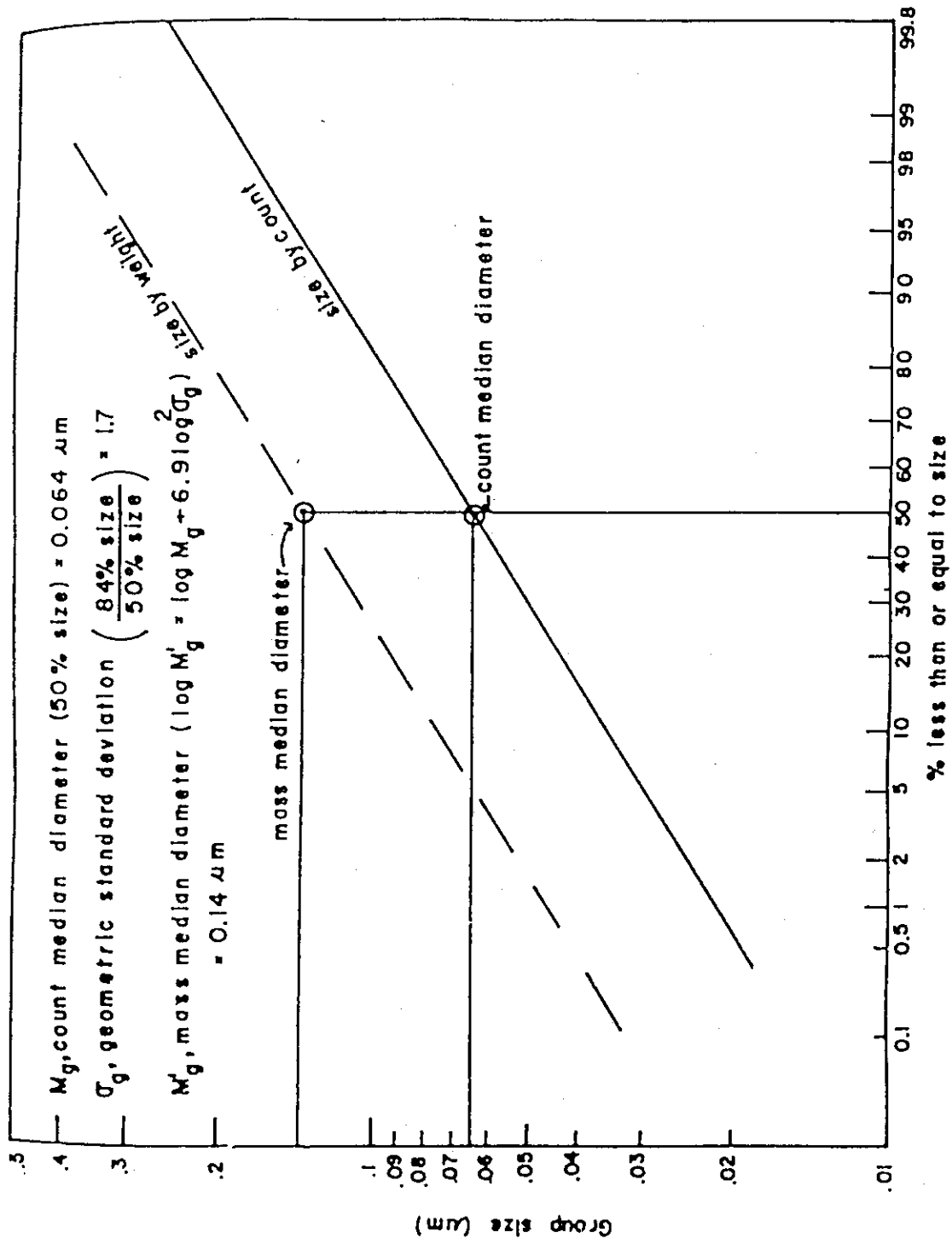


FIGURE 5. SIZE DISTRIBUTION OF PARTICLES

TABLE 1  
Heat Shrunken Quartz Fiber Paper

Paper No.	DOP Pen. <sup>1</sup> --X Before After	Temp. of OP	Face Vel. <sup>2</sup> at temp. fpm	No. Salt Tests	Salt Pen. --X Av. Range <sup>3</sup>	Filter resistance at temp. in. w. h. Start End	Dura- tion of test (min)	Salt conc'n mg/M <sup>3</sup> at temp.
1	--	225	33.7	4	.043 .039--.054	3.7 13.3	4.5	45.6
2	.72	330	41.7	12	.074 .042--.137	6.7 16.8	10.5	26.1
3	.57	580	49.4	15	.055 .023--.100	8.4 15.0	14.0	26.6
4	.50	660	53.2	12	.078 .050--.115	10.0 15.4	11.0	13.2
5	--	780	55.6	11	.048 .025--.058	8.6 14.2	26.0	11.9
6	--	840	59.5	15	.063 .036--.079	13.0 15.1	24.0	11.1
7	--	950	62.4	10	.032 .020--.050	14.8 16.8	18.0	15.5

Notes:

- 1 With Jitu colu iOP generator and ATI Penetrometer
- 2 Mass gas flow approximately constant throughout the entire test program
- 3 Variations in penetration were random throughout each series of tests

TABLE 2  
 Penetration Tests at Various Temperatures  
 Flow Rate--100 cfm at temp.

Test Temperature °F	<u>7C31-G Filters</u>		<u>7031-G Filters</u>	
	No. 1	No. 2	No. 1	No. 2
70	.012*	.020*	.020*	<u>.010*</u> <sub>min</sub>
70	--	.062	.094	.081
200	.038	.082	.097	.065
400	.032	.071	.10	.062
600	.033	.092	.10	.058
800	.046	.11	.16	.063
1000	.053	<u>1.2</u> <sub>max</sub>	.50	.17
800	.074	.11	.26	.082
600	.040	.076	.21	.082
400	.029	.073	.21	.077
200	.036	.082	.22	.077
70	.036	.059	.16	.080
70	.050*	.060*	.020*	<u>.010*</u> <sub>min</sub>

\* Cold DOP Test

TABLE 3

EFFICIENCY TESTS-SALT AEROSOL  
(8"x8"x6" Absolute Filters)

Filter	Flow Rate cfm at STP	Temp. °F	Penetration	
			Salt wt. %	DOP %
1-Separatorless	50	70	.037	.026
		200	.028	
		400	.022	
		600	.032	
		800	.049	
		1000	.062	
2-Separators	50	70	-	.017
		200	.052	
		400	.052	
		600	.064	
		800	.076	
		1000	.074	

## Particulate Filters

文献63. B.G. Schuster, et al., "The Use of A Single Particle Intra-cavity Laser Particle Spectrometer for Measurements of HEPA Filters and Filter Systems", 14th ERDA Air Cleaning Conference (1976).

## Key Words

laser particle spectrometer, HEPA filter, NaCl, DOP, particle size

データ 表 2.2(15) 参照

Ref.	Filter Type	Measured Efficiencies (%)		
		1st Stage	2nd Stage	3rd Stage
63	HEPA	99.986-99.992	99.976-99.992	

DOP tests-03 $\mu$

## 1. 目的

高感度のレーザー粒子スペクトロメータで2段連続のHEPAフィルタの除去効率を測定する。

## 2. 測定方法

Fig. 1 に測定システムを示す。8×8×4 inchのHEPAフィルタを直列に2段設置している。入気にはHEPAフィルタで浄化した空気を使用し、流量は25cfmである。1段目のHEPAフィルタの上流には、レーザー粒子スペクトロメータで測定可能な濃度に希釈するための分岐ラインが設けられ、0.2%が採取されるようになっている。レーザー粒子スペクトロメータはHe-Neレーザー(633nm)を使用し、粒子による散乱光を検出することにより0.06~2.9 $\mu$ mの粒径を16チャンネルに分別する。エアロゾルはNaClとDOPの2種類を使用する。粒径分布をそれぞれFig. 2, Fig. 3に示す。

## 3. 測定結果

## (1) HEPA 1段の測定

HEPA 1段について、除去効率 (Protection factor:PF) の粒径依存性を測定した。NaCl及びDOPについての測定結果をそれぞれFig. 6, Fig. 9に示す。どちらも同様な傾向を示し、粒径が0.19 $\mu$ m付近でPFが最小となる。

## (2) HEPA 2段の測定

HEPA 2段について、除去効率を測定した。NaCl及びDOPについての測定結果をそれぞれTABLE II, IIIに示す。ここで、

DOP検査値 (従来法による1段毎の測定)

$P_{1s}$  : 1段目の除去効率

$P_{2s}$  : 2段目の除去効率

$P_{21s}$  : HEPA 2段での除去効率 ( $P_{1s} \times P_{2s}$ )



2 段システムの測定値

$P_{1m}$  : 1 段目の除去効率

$P_{2m}$  : 2 段目の除去効率 ( $P_{21m} \div P_{1m}$ )

$P_{21m}$  : HEPA 2 段での除去効率

NaCl の 2 段システムの測定結果には、2 段目の除去効率が 1 段目より低下する傾向が見られる。これは、1 段目通過により粒径分布が HEPA フィルタを透過しやすい分布に変化するためと考えられる。

4. データの根拠

TABLE II のうち DOP 検査値を採用。

5. 備考

Walker 報告書では、DOP 検査値を採用しているが、これは 1 段毎の測定値であり、2 段システムの測定値ではない。

なお、この論文でも記載があるように HEPA フィルタの最も透過し易い粒径は DOP 検査の  $0.3 \mu m$  より小さい領域にある。



TABLE III  
TANDEM PROTECTION FACTORS (DOP)

QUALITY CONTROL	MEASURED (DOP)			
	PERIOD #1	PERIOD #2	PERIOD #3	PERIOD #4
P <sub>1s</sub> 2.50 x 10 <sup>6</sup>	1 - 13 minutes	13 - 36 minutes	37 - 62 minutes	63 - 96 minutes
P <sub>2s</sub> 2.50 x 10 <sup>6</sup>	P <sub>1m</sub> 8.21 x 10 <sup>3</sup>	1.27 x 10 <sup>6</sup>	1.01 x 10 <sup>6</sup>	2.84 x 10 <sup>3</sup>
P <sub>21s</sub> 6.25 x 10 <sup>6</sup>	P <sub>2m</sub> 2.24 x 10 <sup>3</sup>	3.73 x 10 <sup>3</sup>	9.71 x 10 <sup>6</sup>	1.10 x 10 <sup>6</sup>
	P <sub>21m</sub> 1.84 x 10 <sup>7</sup>	4.74 x 10 <sup>7</sup>	9.81 x 10 <sup>7</sup>	3.12 x 10 <sup>7</sup>
P <sub>1s</sub> 2.50 x 10 <sup>6</sup>	1 - 11 minutes	12 - 17 minutes	18 - 23 minutes	24 - 27 minutes
P <sub>2s</sub> 2.50 x 10 <sup>6</sup>	P <sub>1m</sub> 5.80 x 10 <sup>3</sup>	6.80 x 10 <sup>3</sup>	5.05 x 10 <sup>3</sup>	4.24 x 10 <sup>3</sup>
P <sub>21s</sub> 5.25 x 10 <sup>6</sup>	P <sub>2m</sub> 4.35 x 10 <sup>3</sup>	7.42 x 10 <sup>3</sup>	5.56 x 10 <sup>3</sup>	4.76 x 10 <sup>3</sup>
	P <sub>21m</sub> 2.53 x 10 <sup>7</sup>	5.05 x 10 <sup>7</sup>	2.81 x 10 <sup>7</sup>	2.02 x 10 <sup>7</sup>
P <sub>1s</sub> 2.50 x 10 <sup>6</sup>	0 - 1 minute	2 - 11 minutes	12 - 23 minutes	24 - 60 minutes
P <sub>2s</sub> 2.5 x 10 <sup>6</sup>	P <sub>1m</sub> 2.87 x 10 <sup>3</sup>	2.87 x 10 <sup>3</sup>	2.87 x 10 <sup>3</sup>	2.87 x 10 <sup>3</sup>
P <sub>21s</sub> 6.25 x 10 <sup>6</sup>	P <sub>2m</sub> 7.58 x 10 <sup>3</sup>	3.52 x 10 <sup>3</sup>	7.58 x 10 <sup>3</sup>	8.44 x 10 <sup>3</sup>
	P <sub>21m</sub> 2.18 x 10 <sup>7</sup>	1.01 x 10 <sup>6</sup>	2.18 x 10 <sup>7</sup>	2.42 x 10 <sup>7</sup>
P <sub>1s</sub> 5.00 x 10 <sup>6</sup>	4 - 9 minutes	10 - 40 minutes	41 - 45 minutes	46 - 50 minutes
P <sub>2s</sub> 5.00 x 10 <sup>6</sup>	P <sub>1m</sub> 2.44 x 10 <sup>6</sup>	6.29 x 10 <sup>6</sup>	3.14 x 10 <sup>3</sup>	5.22 x 10 <sup>3</sup>
P <sub>21s</sub> 2.50 x 10 <sup>6</sup>	P <sub>2m</sub> 2.07 x 10 <sup>6</sup>	4.82 x 10 <sup>6</sup>	1.79 x 10 <sup>6</sup>	2.42 x 10 <sup>6</sup>
	P <sub>21m</sub> 5.05 x 10 <sup>6</sup>	3.03 x 10 <sup>3</sup>	5.02 x 10 <sup>7</sup>	1.26 x 10 <sup>6</sup>
P <sub>1s</sub> 1.67 x 10 <sup>6</sup>	0 - 5 minutes	6 - 10 minutes	11 - 15 minutes	16 - 20 minutes
P <sub>2s</sub> 5.00 x 10 <sup>6</sup>	P <sub>1m</sub> 3.22 x 10 <sup>3</sup>	7.86 x 10 <sup>3</sup>	5.09 x 10 <sup>3</sup>	5.59 x 10 <sup>3</sup>
P <sub>21s</sub> 8.33 x 10 <sup>6</sup>	P <sub>2m</sub> 1.57 x 10 <sup>6</sup>	6.42 x 10 <sup>3</sup>	2.48 x 10 <sup>6</sup>	9.03 x 10 <sup>6</sup>
	P <sub>21m</sub> 5.05 x 10 <sup>7</sup>	5.05 x 10 <sup>7</sup>	1.26 x 10 <sup>6</sup>	5.05 x 10 <sup>6</sup>

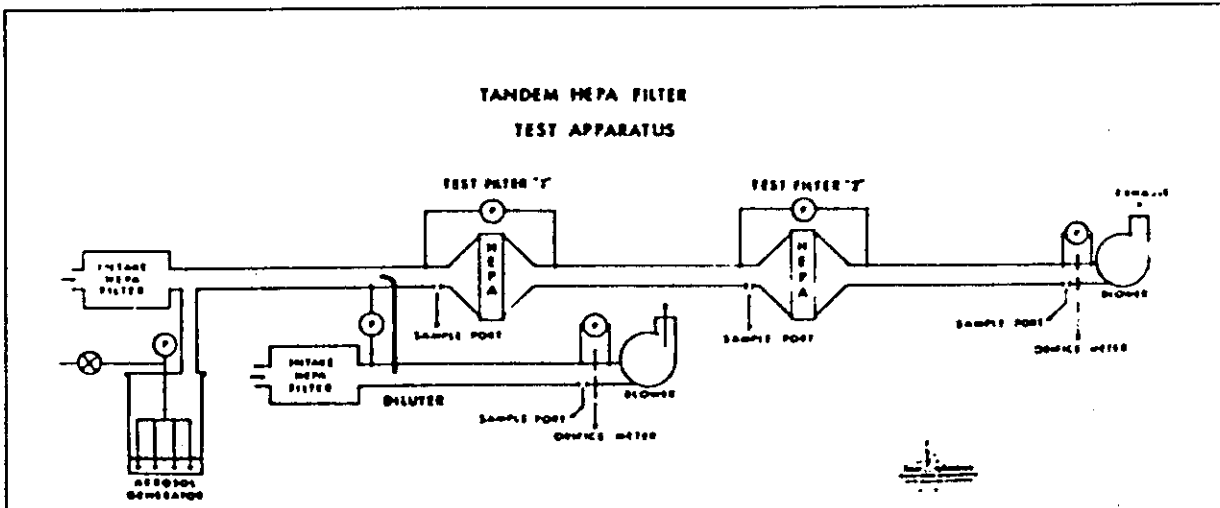
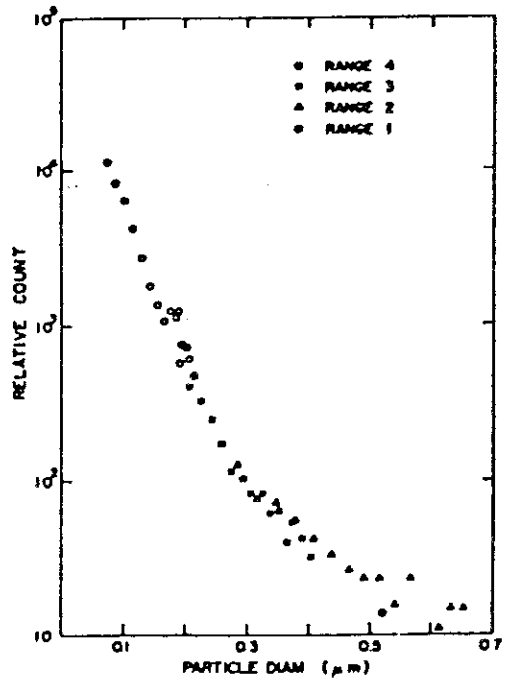
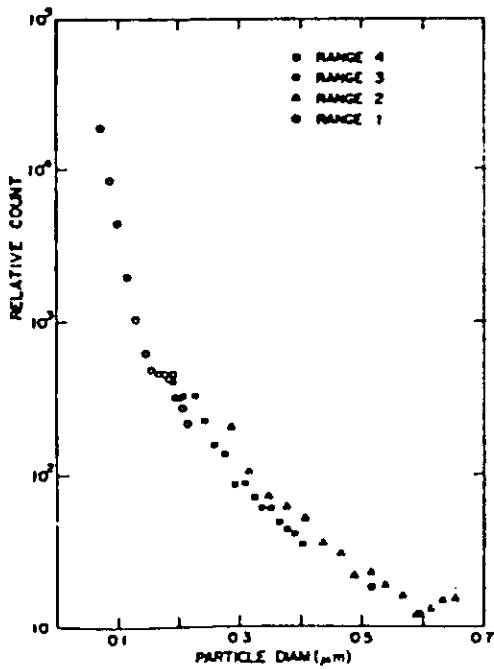


Fig. 1.  
HEPA Filter Test Apparatus.



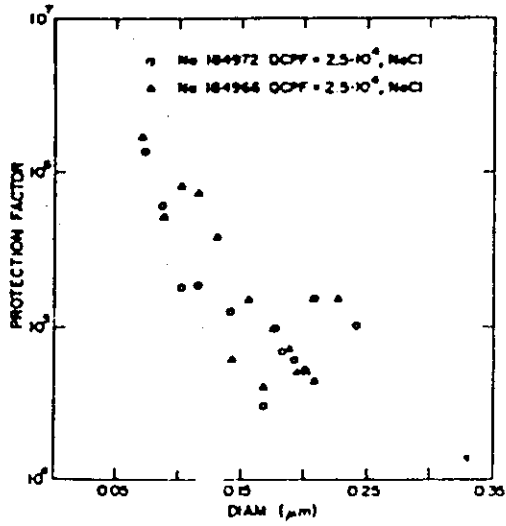


Fig. 6.  
Protection Factor as a  
Function of Particle Size.

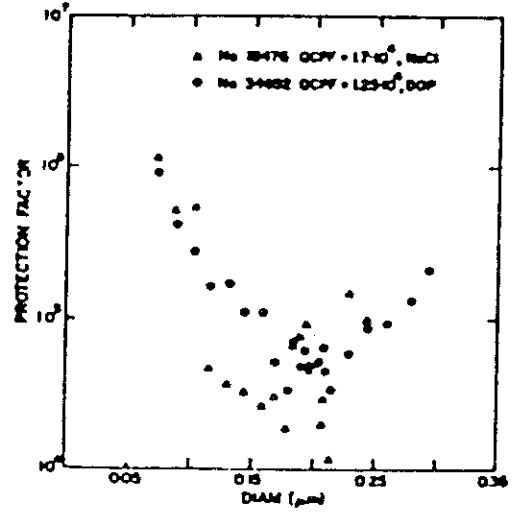


Fig. 9.  
Protection Factor as a  
Function of Particle Size.

HEPA

文献113. Selby, J.M., et al., "Considerations in the Assessment of the Consequences of Effluents from Mixed Oxide Fuel Fabrication Plants", BNWL-1697, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, Richland, Wash. (June 1973), p 73-79.

データ

表 2.3(4) 参照

	除去効率
HEPA (1 段目)	99.9%
HEPA (2 段目)	99.0%
HEPA (3 段目)	94.0%
HEPA (4 段目)	83.0%

1. 目的

大型MOX燃料加工施設の環境への影響評価に関連するパラメータを明確化し、関連情報を提供する。

2. データの根拠 (添付データ参照)

- ・ 4 段のHEPAフィルタに対して行われた実際の測定に基づく工学研究より、4 段のHEPAは、透過率  $1 \times 10^{-7}$  を達成する必要があると結論づけられた。
- ・ この工学研究より、実務上、多段フィルタに対して以下の効率が仮定される。

	除去効率	透 過 率	
		単 体	集 合
1 段目	99.9%	$1 \times 10^{-3}$	$1 \times 10^{-3}$
2 段目	99.0%	$1 \times 10^{-2}$	$1 \times 10^{-5}$
3 段目	94.0%	$6 \times 10^{-2}$	$6 \times 10^{-7}$
4 段目	83.0%	$1.7 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{-7}$

3. 備考

4 段HEPAに対する透過率  $1 \times 10^{-7}$  は、実験結果そのものではなく、又、各段の除去効率は、工学的に割り振られた値と考えられるので、多段HEPAの後段の除去効率として、本データは根拠に乏しい。

## 4. 添付データ (関連部分の抜粋)

One engineering study of building filter capabilities determined, on the basis of actual measurements made on four stages of HEPA filters, that four stages are required to achieve a transmission factor of  $1 \times 10^{-7}$ .<sup>(9)</sup> Based largely on this engineering study, it will be assumed that, in practice, the following benefit may be expected to be achieved by multiple filter banks.

	Removal Efficiency	Transmission Factors	
		Specific	Aggregate
First Stage	99.9%	$1 \times 10^{-3}$	$1 \times 10^{-3}$
Second Stage	99%	$1 \times 10^{-2}$	$1 \times 10^{-5}$
Third Stage	94%	$6 \times 10^{-2}$	$6 \times 10^{-7}$
Fourth Stage	83%	$1.7 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{-7}$

9. N. Hetland, J. L. Russell, Jr., C. F. Brown and Company, Adequacy of Ventillation Exhaust Filtering System for New Plutonium Facilities, CONF 720823, 1972.

Glass Fiber Beds

文献66. G. A. Scurr, D. B. Zippler, and D. C. Guyton, "Deep-Bed Filter Performance Tests", Proc. of the 12th AEC Air Cleaning Conference, pp 596-616 (1972).

データ 表 2.2(15) 参照

効率 (%)	条 件
70.0 (1 段目)	プレ フィルタ
99.98 (2 段目)	ファイナルフィルタ

} DOP 試験

1. 目 的

サンドフィルタとファイバークラスフィルタのろ過効率と、粒子保持容量について比較試験を行い、エンジニアリングデータを得る。

2. 実験方法

ファイバークラスフィルタの効率はDOP試験により測定した。エアロゾルは、HEPAフィルタ試験で用いるTDA-4A DOPエアロゾル発生器で生成し、フィルタユニットの上流、下流のDOPエアロゾル濃度の測定は、前方光散乱粒子検出器により行った。ファイバークラスユニットは、十分な性能がすでに示されている。ハンフォード再処理工場の仕様に従って製造した。プレフィルタは、84インチの115Kファイバーで構成されており、30インチは0.7 lb/ft<sup>3</sup>、36インチは1.5 lb/ft<sup>3</sup>、18インチは3.0 lb/ft<sup>3</sup>の密度で詰めたものである。ファイナルフィルタの媒質は、Corning グラスタイプ25 & 50 ファイバークラスマットである。通常の流速は、プレフィルタで50ft/min、ファイナルフィルタで20ft/minとなるようにコントロールした。なお流量は200ft<sup>3</sup>/minに維持した。サンプリングポイントはプレフィルタ、ファイナルフィルタ及び全体での効率が測定できるようにおいた。

3. 実験結果

DOPにより測定されたフィルタ全体での効率は99.94%であった。なお、50ft/minの流速での最初の試験では、プレフィルタで70%、ファイナルフィルタで88%、全体で97%の効率であったが、これはファイナルフィルタのシールが適正でなかったことによるものであった。フィルタの検査、再シール後の再試験では、ファイナルフィルタの効率は99.88%になった。

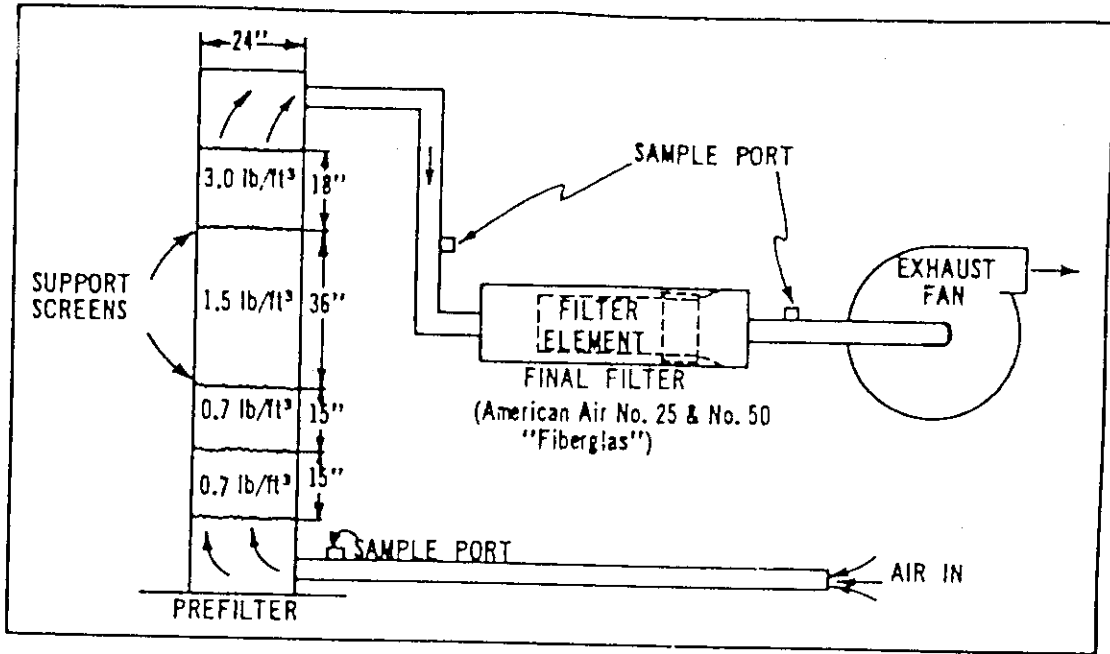
4. データの根拠

下記データが根拠と考えられるが、Walkerはファイナルフィルタのデータを誤って引用している。

Prefilter Flow, ft/min	Total Δ P, in. of H <sub>2</sub> O	Efficiency (%)		
		Prefilter	Final Filter	Total
27	1.35	-	-	99.95
50	3.0	65- 70	99.88	99.94
130	5.0	-	-	99.92



5. 添付データ (試験装置)



"FIBERGLAS" FILTER MODEL

Glass Fiber

文献67. W. L. Anderson, W. S. Magee, Jr., L. A. Jonas, "Aerosol Filtration by Fibrous Filter Mats : Part III Geometric Relations", Proc. of the 13th AEC Air Cleaning Conference, p 445-464 (1974).

データ 表 2.2(15) 参照  
 効率 (%) 91.5-99.995 (1 段目)  
 条件 DOP 試験 粒 径 0.26~0.32 μ  
 V<sub>a</sub> 7.2~141 cm/s  
 ファイバ-平均径 0.62~1.12 μ

1. 目 的

エアロゾルの粒径とフィルタを通過するエアロゾルの関係を調べ、現状の理論式における形状効果を含む速度依存関係を明確にする。

2. 実験方法

各フィルタのろ過特性の試験に用いた装置は、DOPエアロゾル試験装置である。DOPの粒径は0.26, 0.28, 0.30, 0.32 μ mで、エアロゾル濃度は、25℃で80 μg DOP / ℓ -airとした。エアロゾルの粒径は前方光散乱法によりMIT-EIR 2粒径測定器で計測した。また、線速度は7.1~141 cm/secの範囲で10通りとした。

試験装置の詳細及び操作方法等については、Part IIの報告書に記している。

グラスファイバーについては、3種類について試験を行っており、それぞれのファイバーの直径は、平均で1.12 μ (Aタイプ), 0.87 μ (AAタイプ), 0.62 μ (AAAタイプ)である。

3. 実験結果

実験結果をTABLE Iに示す。グラスファイバーはA, AA及びAAAの3種類である。

4. データの根拠

TABLE Iには、グラスファイバーのDOP通過パーセントが示されている。従って、効率は以下で求められる。

$$\text{効率 (\%)} = 100 - (\text{DOP 通過パーセント})$$

TABLE IのデータによるとDOPの通過パーセントは、Aタイプで0.20~8.5%, AAタイプで0.000~0.066%, AAAタイプで0.000~0.078%となっている。従って、効率はそれぞれ、

A	タイプ	91.5	~99.8%
AA	タイプ	99.934~	%
AAA	タイプ	99.922~	%

となる。上限の効率は、通過率 0.000%に対応するものと考えられるが、引用値99.995%の根拠は明確でない。

5. 添付データ

TABLE I. DOP PENETRATION AS A FUNCTION OF VELOCITY AND AEROSOL SIZE

Lin Vel cm sec	Aer Diam μ	DOP% Penetration of							グラスファイバーマット		
		5	M11	M13	M15	Esp	Visc 1.5D	Visc 3.0D	A	AA	AAA
7.2	0.26	29	0.006	0.022	0.004	31	72	87	5.5	0.009	0.022
	0.28	32	0.004	0.033	0	29	74	85	3.2	0.006	0.015
	0.30	27	0.001	0.030	0	32	75	88	2.7	0.002	0.004
	0.32	19	0	0.015	0	24	74	86	1.5	0	0
10.7	0.26	31	0.009	0.030	0.006	33	74	87	6.0	0.019	0.038
	0.28	33	0.005	0.030	0.001	30	76	86	4.2	0.012	0.021
	0.30	28	0.003	0.027	0	33	80	90	3.6	0.004	0.006
	0.32	21	0	0.010	0	24	75	88	1.7	0	0
14.2	0.26	31	0.011	0.085	0.007	33	74	87	7.0	0.026	0.048
	0.28	33	0.005	0.025	0.002	30	78	86	4.0	0.016	0.027
	0.30	29	0.002	0.022	0	33	80	90	4.1	0.005	0.007
	0.32	21	0	0.006	0	25	77	88	1.8	0	0
17.6	0.26	33	0.012	0.074	0.007	34	78	87	7.5	0.035	0.051
	0.28	33	0.005	0.024	0.003	30	80	87	5.3	0.018	0.030
	0.30	29	0.002	0.022	0	33	83	90	4.3	0.005	0.007
	0.32	21	0	0.005	0	26	80	88	1.8	0	0
26.7	0.26	33	0.014	0.074	0.008	33	78	87	8.0	0.052	0.072
	0.28	33	0.004	0.016	0.004	30	80	87	5.8	0.025	0.044
	0.30	29	0.001	0.012	0	32	83	90	4.8	0.005	0.006
	0.32	21	0	0.001	0	23	81	88	1.7	0	0
35.3	0.26	33	0.010	0.062	0.009	33	78	87	8.5	0.062	0.078
	0.28	33	0.002	0.009	0.003	28	80	87	6.0	0.028	0.044
	0.30	29	0	0.007	0	30	83	90	4.8	0.004	0.005
	0.32	21	0	0	0	20	81	88	1.6	0	0
53.0	0.26	32	0.008	0.050	0.007	32	78	87	8.5	0.066	0.076
	0.28	32	0.001	0.005	0.002	26	80	87	6.0	0.027	0.030
	0.30	27	0	0.001	0	27	83	90	4.6	0.002	0.003
	0.32	19	0	0	0	14	81	88	1.4	0	0
71.0	0.26	30	0.006	0.020	0.007	28	78	87	8.5	0.058	0.074
	0.28	30	0	0.001	0.001	22	80	87	5.8	0.021	0.032
	0.30	25	0	0	0	23	83	90	4.0	0	0.002
	0.32	15	0	0	0	9	80	88	1.1	0	0
106.4	0.26	28	0.003	0.018	0.006	22	78	87	7.5	0.014	0.064
	0.28	27	0	0	0	16	80	87	5.0	0.012	0.025
	0.30	21	0	0	0	15	82	89	3.0	0	0
	0.32	11	0	0	0	4	79	80	0.6	0	0
141	0.26	24	0.001	0.008	0.003		78	83	6.5	0.028	0.040
	0.28	23	0	0	0		80	82	4.0	0.005	0.010
	0.30	17	0	0	0		80	86	1.6	0	0
	0.32	7	0	0	0			74	0.20	0	0

\* DOP penetration of 0.000% shown as 0.

## Glass Fiber Bed

文献68. D.L.Reid and L.M.Browne, "The Electrostatic Capture of Submicron Particles in Fiber Beds", Proc. of the 14th ERDA Air Cleaning Conference, p 578-601 (1976).

データ 表 2.2(15) 参照

効率 (%) 93.5-99.5 (1 段目)  
 条件 粒 径 0.07~0.6  $\mu$   
 $V_a$  100 fpm  
 ベッド厚さ 6~12 in

## 1. 目的

サブミクロンの荷電粒子について、除去効率と粒子の電気抵抗、ガス流速、ベッド深さ、エアロゾル濃度などの関係を調べる。

## 2. 実験方法

試験装置は、直径24インチ、長さ7フィートのパイプに組み込まれており、中央部に荷電部、そこから3フィート後流にファイバーベッドがある。ファイバーベッドの入口及び出口の直径は24インチであるが、ベッド部分は端部の漏れを防ぐために28インチまで大きくしている。フレームはアクリルの一種でできており、他の部分と絶縁されている。サンプリング点での流速が均一になるように直径12インチの入口部には拡散板を設置した。

ファイバーベッドのファイバー自体で占められていない体積の割合を空げき率と定義すると、6インチベッドでは、空げき率は $\sim 0.96$ 、12インチベッドの最初の6インチの空げき率は $\sim 0.975$ である。

実験には、粒子の電気抵抗に関する効率の変化を調べるために塩化アンモニウム、酸化マグネシウム、酸化ナトリウムの3種類の粒子を用いた。 $\text{NH}_4\text{Cl}$ の粒子は、装置の入口で、 $\text{HCl}$ と $\text{NH}_4\text{OH}$ 溶液をエアスパージして発生させた。粒子の発生率は溶液の濃度とスパージェアの流量を調整してコントロールした。 $\text{MgO}$ と $\text{Na}_2\text{O}$ 粒子は、金属から蒸発酸化させて発生させた。発生率は主に温度で調整した。

空気力学的平均径 (AMD) を測定するために、荷電部の上流に8段Andersonサンプラーをおいた。

質量サンプルは、荷電部の上流とファイバーベッドの上流、下流で採取した。

$\text{NH}_4\text{Cl}$ と濃度が小さい場合の $\text{Na}_2\text{O}$ 、 $\text{MgO}$ に対してはミリポアフィルタが有効であったが、濃度が大きい場合の $\text{Na}_2\text{O}$ 、 $\text{MgO}$ の測定には、グラスフィルタが必要であった。

実験に用いたエアロゾルの特性をTABLE Iに示す。又、試験装置をFig. 1に示す。

## 3. 実験結果

ポリプロピレンの6インチ及び12インチベッドでの効率の測定結果をFig. 4に流速の関数として示す。また、効率と流速との関係を式であらわした (TABLE II)。これによると50ft/min以下の流速での効率はほぼ100%であることが示された。

また、実験範囲の粒径0.06~0.83  $\mu\text{m}$  AMDでは、効率には影響がなかった。

## 4. データの根拠

Fig. 4及びTABLE IIから、 $V_a=100\text{fpm}$ に対する除去効率を求めると95~99.75%となり、Walkerの引用値93.5~99.5%とは異なっている。

## 5. 備考

ベッドの材料は、ポリプロピレンであり、フィルタの種類がグラスファイバーではない。

6. 添付データ

TABLE I  
PARTICLE PROPERTIES OF GENERATED AEROSOLS

<u>Particle</u>	<u>AMD in Microns</u>	<u>MMD in Microns</u>	<u>Resistivity in Ohm-Cm</u>
NH <sub>4</sub> Cl	0.25, 0.38	0.16-0.24	~10 <sup>8</sup>
Na <sub>2</sub> O	0.25, 0.3, 0.4, 0.6, 0.7	0.17-0.56	~10 <sup>10</sup>
MgO	0.06, 0.1, 0.15, 0.25	0.03-0.13	~10 <sup>12</sup>

TABLE II  
EMPERICAL EQUATIONS OF EFFICIENCY

<u>Particle</u>	<u>6" Bed - &lt;200 ft/min</u>	<u>12" Bed - &lt;300 ft/min</u>
Na <sub>2</sub> O	E = 101.5 - 0.065V (95%)*	E = 100.91 - 0.0116V (99.75%)*
MgO		E = 99.8 - 0.0116V (98.64%)*
NH <sub>4</sub> Cl	E = 100.513 - 0.028V (99.713%)*	E = 101.286 - 0.0283V (98.456%)*

Where E = Efficiency in Percent and,  
V = Superficial Bed Velocity - ft/min.

\* : ( ) 内の数値は, V = 100 ft/min に対する除去効率の計算値を示した。

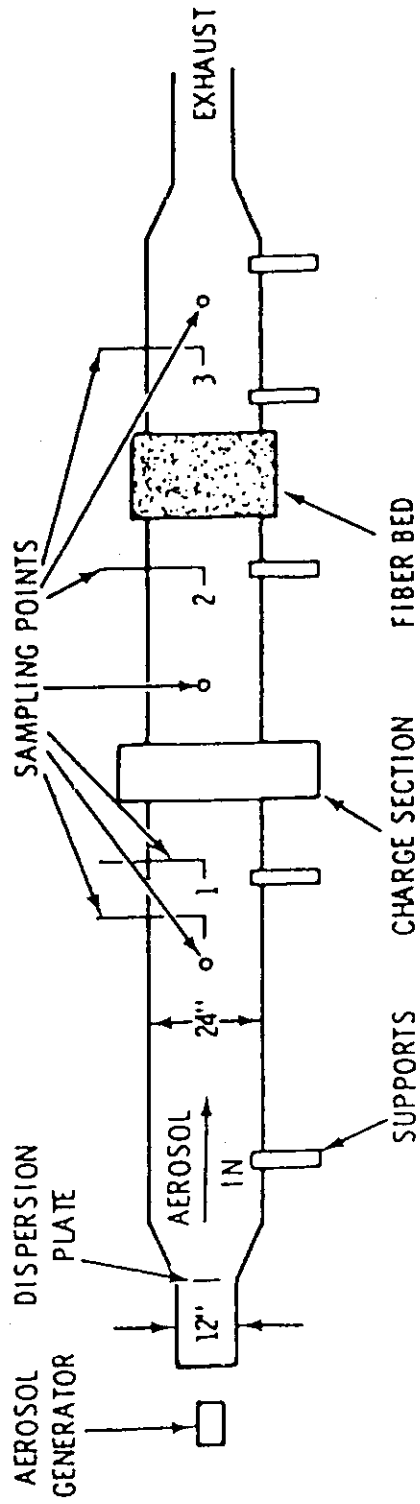
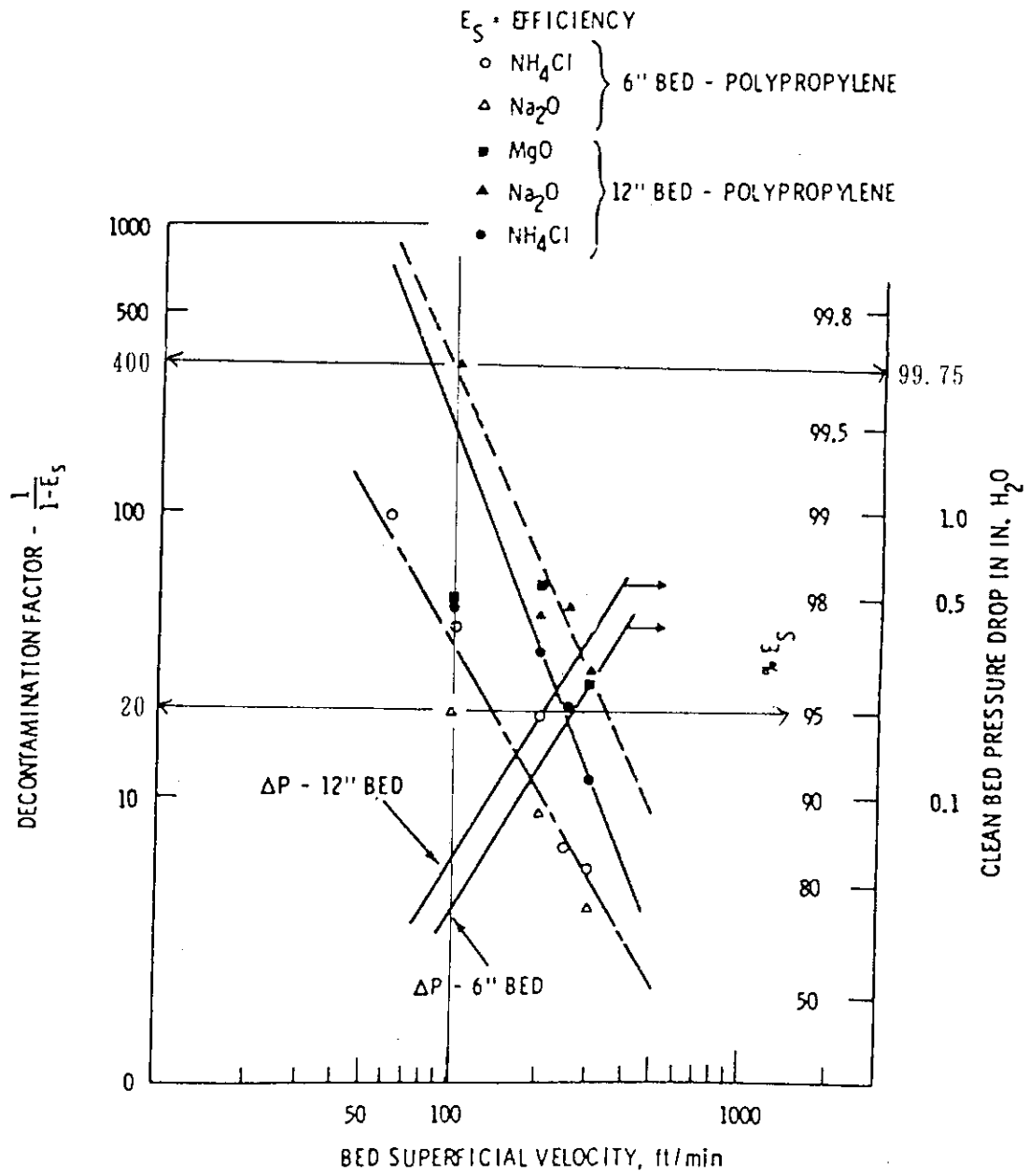


FIGURE 1 Wind Tunnel Schematic



FIBER BED DECONTAMINATION FACTORS

FIGURE 4

Glass Fiber Beds

文献69. B. J. Grady, Jr. and K. H. Henry, "In-Place Efficiency Tests of a Large Scale Ventilation Exhaust Filter", Proc. of the 12th AEC Air Cleaning Conference, p 646-653 (1972).

データ 表 2.2(15) 参照  
 効率 (%) 98.90-99.92 (1 段目)  
 条件 粒 径 0.3~0.7 $\mu$   
 プレフィルタ, ファイナルフィルタ

1. 目 的

ハンフォードの再処理施設で用いているベンチレーションシステムのフィルタの効率を 3 種類の方法で測定し、試験方法と結果について比較評価する。

2. 実験方法

キャニオン (セル) の排気系には, No. 1 及び No. 2 の 2 つのフィルタバンクが設けられ, それぞれフォアフィルタ及びアフタフィルタで構成される。

フィルタの効率測定は, Naエアロゾル試験, フルオレセンエアロゾル試験, DOPエアロゾル試験の 3 種類の方法で行った。

試験用のエアロゾルは, 東西の分岐の接合部から約 200 フィート上流の空気トンネルの西側の分岐に注入した。フィルタ入口のエアロゾルは, この接合部から約 100 フィート下流のサンプルステーションから取り出したサンプルを用いて測定した。また, フィルタ出口のサンプリングポイントは, それぞれのフィルタから約 15 フィート下流とした。No. 1 フィルタのフォアフィルタは, 3 室に分かれており, 115K タイプの Owens-Corning ファイバークラスの 7 フィートのベッドがあり, これは, ステンレススクリーンで保持されている。フィルタの密度は, 上部から下部で 0.7 lb/ft<sup>3</sup> ~ 3.3 lb/ft<sup>3</sup> の範囲にあり, およそ 37,000 ポンドのファイバークラスが詰められており, 2,500ft<sup>2</sup> のろ過面積を持っている (FIGURE 2 参照)。

No. 2 フィルターも 3 室に分けられており, 115K タイプの Owens-Corning ファイバークラスの 7 フィートのベッドがある。床は別々に保持された 5 層のパックで構成されており, 入口側から 0.7 lb/ft<sup>3</sup> の 15 インチの層が 2 段, 1.5 lb/ft<sup>3</sup> の 18 インチの層が 2 段, 3.0 lb/ft<sup>3</sup> の層が 1 段となっている。

アフターフィルタは, 132 個のユニットで構成されており, それぞれのユニットは, 0.5 インチの No. 25 FG フィルタダウン (1.4 lb/ft<sup>3</sup>) と 0.5 インチの No. 50 FG フィルタダウン (1.2 lb/ft<sup>3</sup>) が入っている。

アフターフィルタは 6,600ft<sup>2</sup> のろ過面積を持っている。

3. 実験結果

(1) Na のエアロゾル試験

Test No.	No. 2 Exhaust Filter Efficiency (95 Percent Confidence Level)
1	98.90 ± 0.68
2	98.98 ± 0.42
3	99.39 ± 0.27
Average	99.09 (Particle size assumed to be about 0.5 micron)



(2) フルオレセンエアロゾル試験

Efficiency of Exhaust Filters  
(Percent)

Test No.	Old (No. 1)	New (No. 2)	Mass Mean Particle Diameter (Microns)
1	>99.94	>99.77	0.43
2	>99.61	>99.42	0.30
3	>99.81	>99.27	0.30
Average	>99.79	>99.50	0.34

(3) DOPエアロゾル試験

(線量平均粒径 0.7 $\mu$ m)

Test No.	Filter Bank	Efficiency, Percent
1	No. 1	99.74
2	No. 1	99.73
3	No. 2	99.64
4	No. 2	99.68
5	No. 1 & No. 2	99.60

4. データの根拠

Walkerは、3.実験結果で示した各試験の実験データから、No.2フィルタに対するデータの上限值と下限値を引用したと考えられる。

5. 備考

Naエアロゾル試験では、バックグラウンドの変化及びNaの発生量の問題があったさ  
れているので、試験結果のデータの信頼性は低い。

6. 添付データ

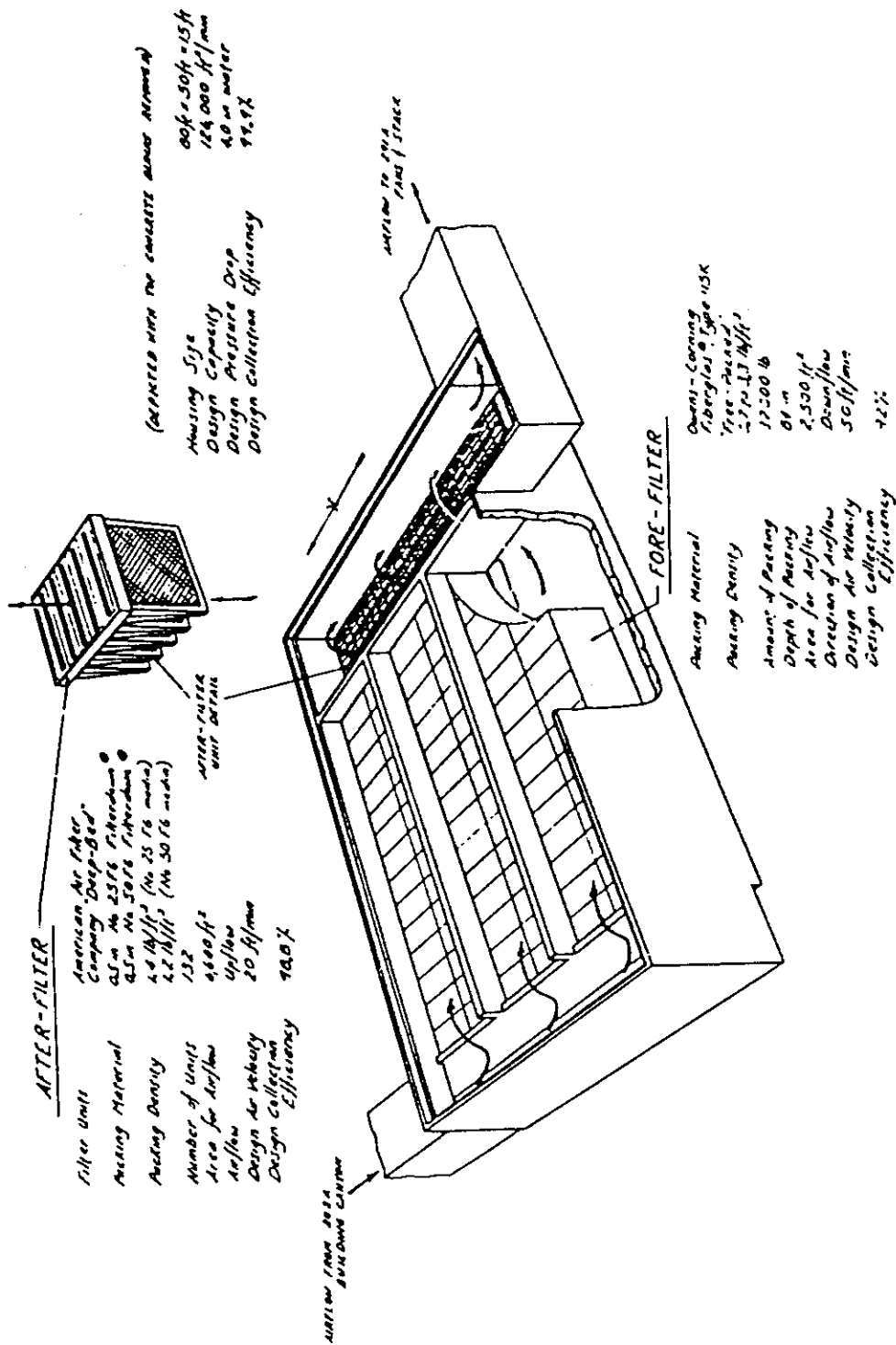


FIGURE 2  
 291-A Filter No. 1

Particulate Filters
<p>文献F-1 : 尾崎誠, 金川昭  「高性能エアフィルタの苛酷時健全性試験 (I)  DOPエアロゾルの捕集性能」  日本原子力学会誌, Vol. 27, No. 7 (1985)</p>
<p>Key Words  HEPA filter, aerosol, collection efficiency, laser particle spectrometer  diffusion battery, condensation nucleus counter, particle size, air flow,  dioctyl phthalate, performance</p>
<p>データ  4種類の高性能エアフィルタについて DOPエアロゾルに対する粒子捕集性能DF (エアロゾル濃度の比) を測定した結果, いずれも最も透過しやすい粒径は<math>0.15\mu\text{m}</math> 付近にあり, そこにおけるDF (1段) は <math>3 \times 10^3 \sim 2 \times 10^4</math> (除去効率 99.97~99.995%) であった。  また, 1段目と2段目のDFを<math>0.15\mu\text{m}</math> について測定・比較した結果, 両者の違いは<math>\pm 20\%</math> で一致した。</p>
<p>1. 目的  苛酷時健全性を評価するうえで重要な高性能エアフィルタの基本的捕集性能について, エアロゾル粒径依存性, 多段フィルタの性能等を明らかにする。</p>
<p>2. 測定方法  ① Fig. 1 に試験装置を示す。試験装置は単分散 DOPエアロゾル (Hot DOP) 用と多分散 DOPエアロゾル (Cold DOP) 用の2系列用意した。フィルタユニットは縦型1列2段であり, フィルタサイズは <math>610 \times 610 \times 292\text{mm}</math> である。試験フィルタの上流及び下流にエアロゾル・サンプリングポートを設けてある。試験条件を監視するために, 温度, 湿度, 風量, フィルタ差圧の記録計を取り付けてある。  ② レーザスペクトロメータにより測定した粒度分布は, H. DOP が個数中位径<math>0.16\mu\text{m}</math>, 幾何標準偏差1.35, C. DOP が個数中位径<math>0.24\mu\text{m}</math>, 幾何標準偏差1.63であった。  ③ エアロゾル測定装置は基本的にはレーザスペクトロメータを使用し, <math>0.09\mu\text{m}</math> 以下に対してはディフュージョンバッテリー+核凝縮測定装置 (CNC/DB) を使用した。なお, 上流側エアロゾルの測定は希釈装置を通して行った。  ④ 試験フィルタは, 一般仕様 (<math>0.3\mu\text{m}</math> DOP捕集効率99.97%以上:A) と動燃再処理仕様 (<math>0.3\mu\text{m}</math> DOP捕集効率99.98%以上:B, C, D), 計4種類を使用した。試験基準風量は<math>2000\text{m}^3/\text{h}</math>とした。</p>
<p>3. 測定結果  (1) 粒子捕集性能の粒径依存性  レーザスペクトロメータにより測定された DOPエアロゾル捕集性能 (DF) をFig. 2 に, CNC/DBにより測定されたDFをFig. 3 に示す。これより最も透過しやすい粒径は<math>0.15\mu\text{m}</math> 付近にあることがわかる。  (2) 風量と粒子捕集性能  風量を変化させた場合のDFの変化をFig. 5 に示す。風量が増加するとDFは低下し, その影響は小粒径ほど大きい。  (3) 温湿度と粒子捕集性能  温湿度のDFに対する影響をFig. 8 に示す。温度<math>10^\circ\text{C}</math>の上昇はDFを10% 増加させるが, 湿度の影響は極めて小さい。</p>

(4) 2段目高性能エアフィルタの性能

Fig. 9に $0.15\mu\text{m}$ の場合の1段目及び2段目でのDFを対比させて示す。両者のDFは $\pm 20\%$ で一致しており、 $0.1\mu\text{m}$ 及び $0.22\mu\text{m}$ でも同様の結果が得られた。

(5) ピンホールの影響

Fig. 10にピンホールのある高性能エアフィルタのDFの粒径依存性を示す。このようにピンホールの影響を受けているフィルタでは、DFの粒径依存性は著しく小さくなる。

4. 備考

著者によれば、2段フィルタの粒径別DFを測定した例で、1段目と2段目でDFの差はないとする報告と2段目が1段目に比べDFが低くなるとの報告とがある。サブミクロン領域において、フィルタのDFを決めるものとして、拡散、さえぎり及び静電効果がある。これらの中で、拡散、さえぎり効果は、1段目においても2段目においても同等に働き、DFの差は原理的に生じない。一方、静電効果は、同一粒径の粒子の帯電が通常分布をもつことから、1段目を透過した粒子の荷電分布はフィルタに入る前と異なり、2段目においては静電効果はより少なく働きDFは小さくなる。本報で使用したDOPはDFに影響を与える帯電はなかったとしている。

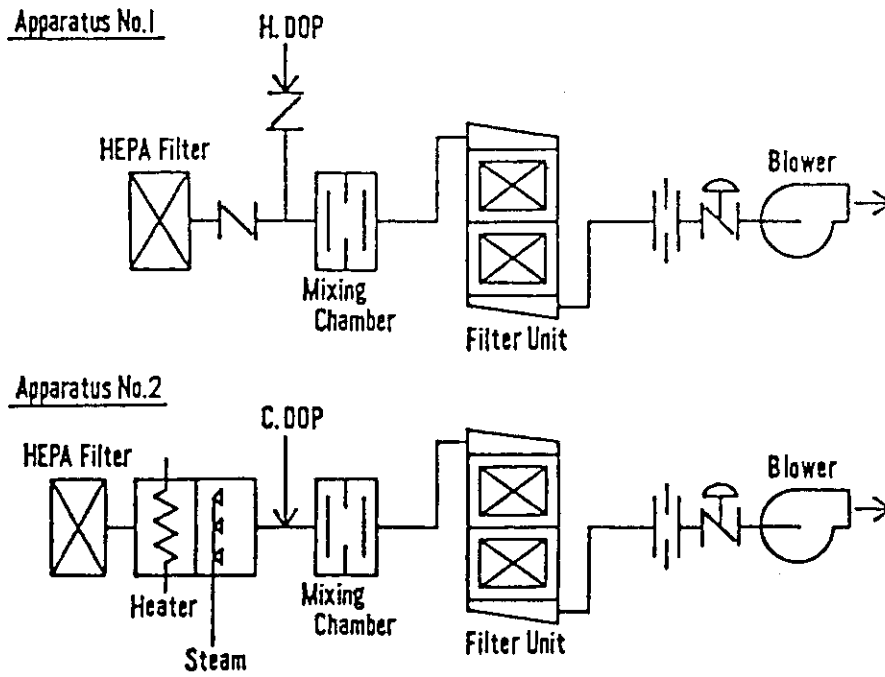


Fig. 1 Flowsheet of test apparatuses

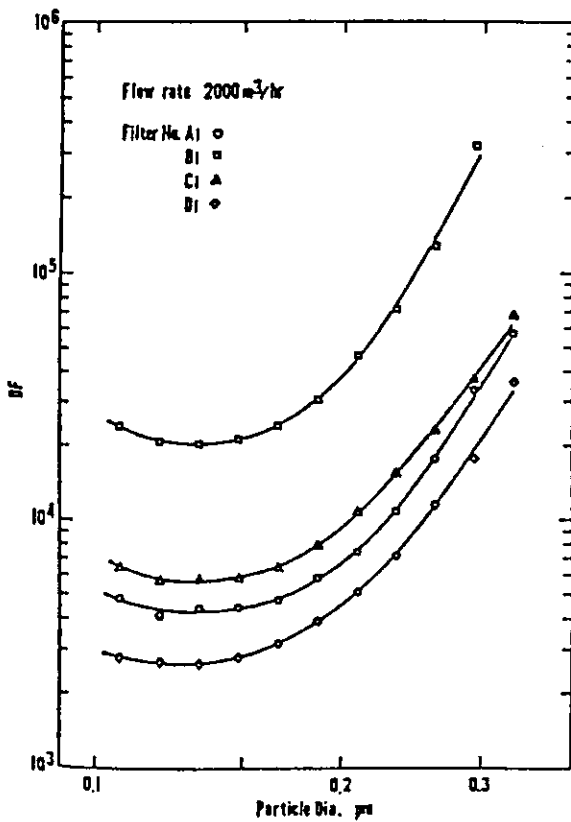


Fig. 2 Decontamination factor of HEPA filters measured by laser particle spectrometer

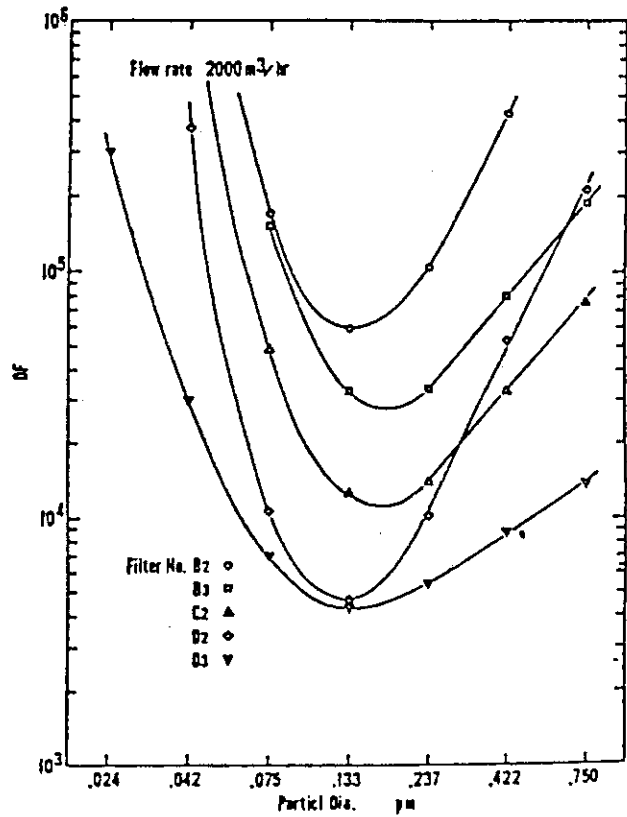


Fig. 3 Decontamination factor of HEPA filters measured by CNC/DB system

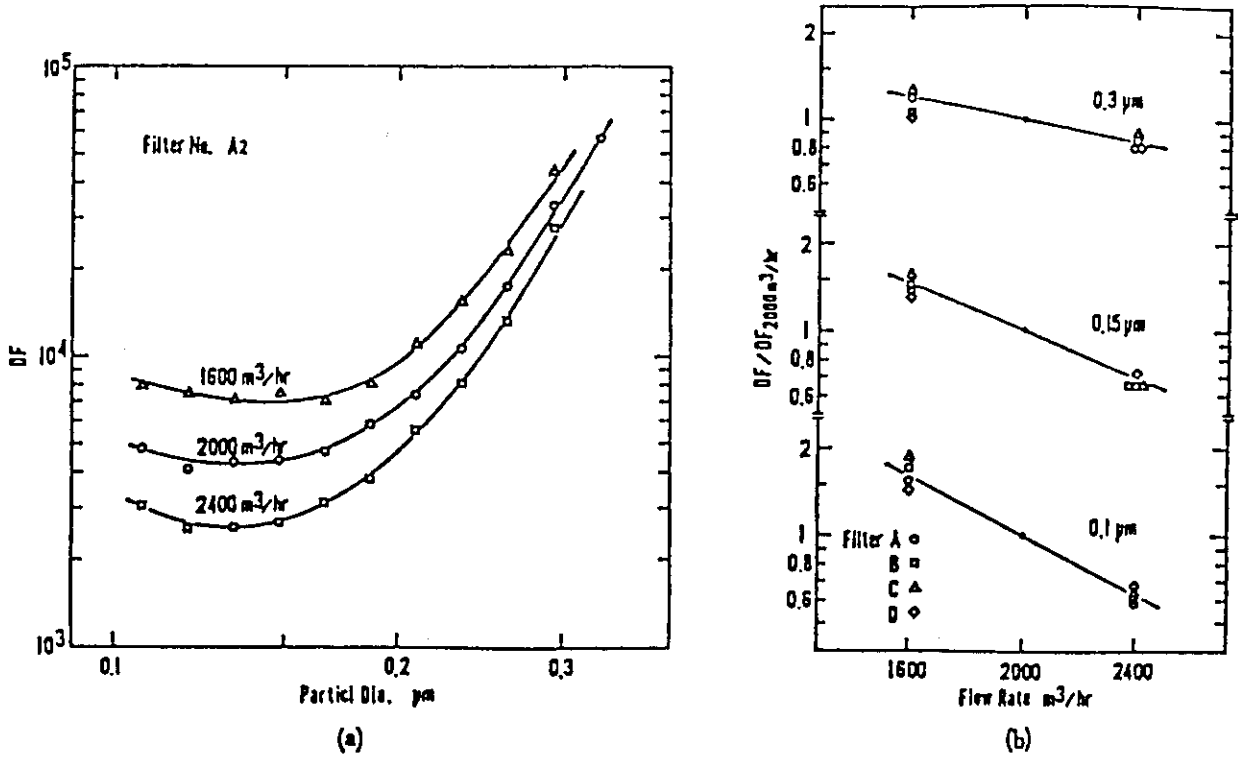


Fig. 5 (a), (b) Decontamination factor of HEPA filters as function of flow rate

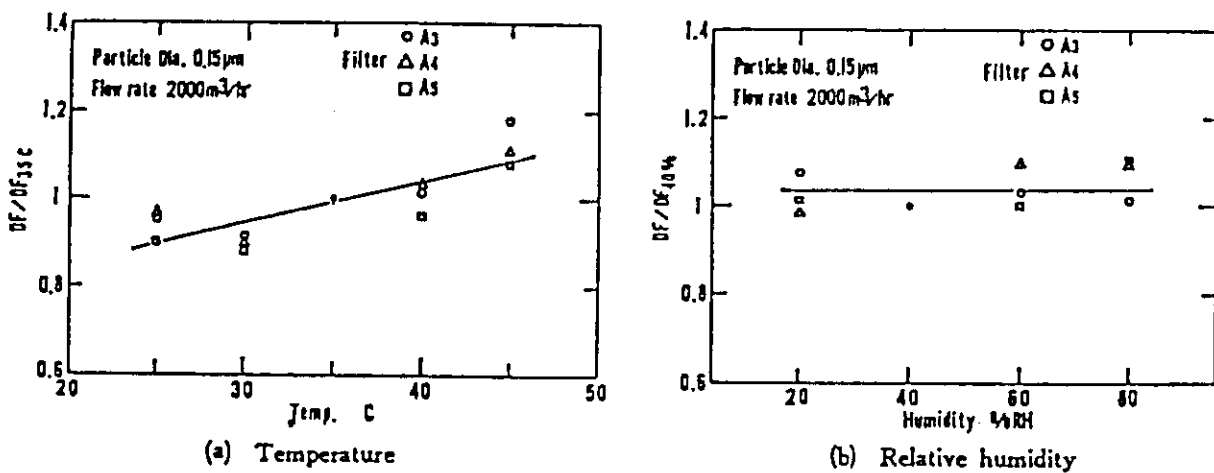


Fig. 8 (a), (b) Decontamination factor of HEPA filters as function of temperature and relative humidity

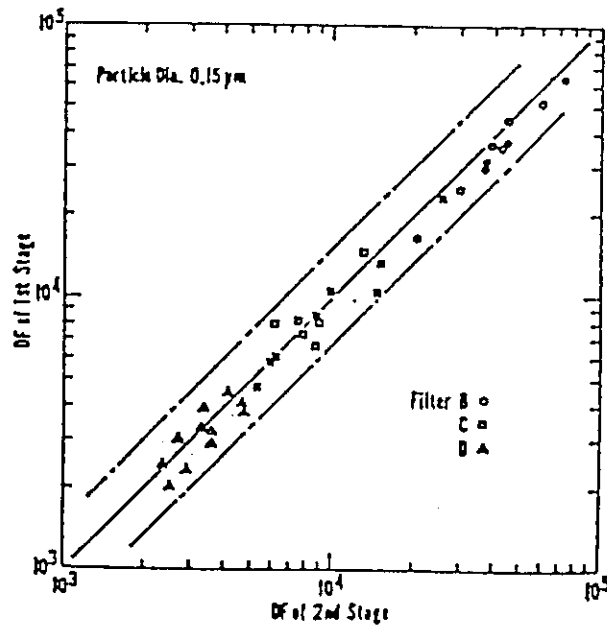


Fig. 9 Comparison between decontamination factor of HEPA filters at 1st and 2nd stages

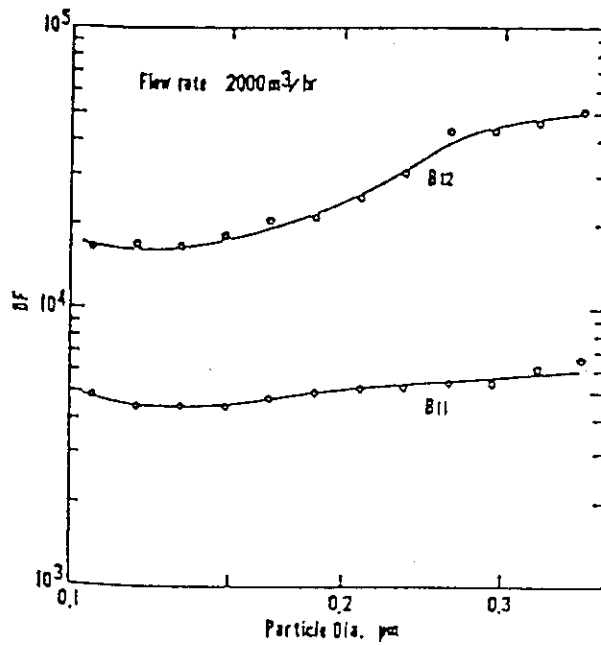


Fig. 10 Decontamination factor of pinholed HEPA filters

Particulate Filters	
文献 F-2 : 尾崎誠, 横井信司, 金川昭 「高性能エアフィルタの苛酷時健全性試験 (II) ダスト負荷試験」  日本原子力学会誌, Vol. 27, No. 12 (1985)	
<b>Key Words</b> air filters, dusts load, decontamination factor, aerosols, pressure drop, dust holding capacity, mass median diameter, pinholed filters, performance, efficiency	
<b>データ</b> ダスト濃度 $100\text{mg}/\text{m}^3$ , 風量 $2000\text{m}^3/\text{h}$ でダスト負荷した結果, 粒子捕集性能 DF (エアロゾル濃度の比) は増加し, JIS11種ダストの場合 DF $10^6$ 以上を, NaClエアロゾルの場合 DF $10^7$ 以上を, 耐圧差圧の $250\text{mmAq}$ を超えるまで維持することがわかった。また, 負荷停止により DF は漸次低下するが, 最終的には初期の DF 付近に落ち着くものと考えられる。	
<b>1. 目的</b> 重量中位径の異なるダストを, 実規模の高性能エアフィルタに負荷して, 差圧, 粒子捕集性能の負荷量依存性を測定し, 高性能エアフィルタが高濃度ダスト負荷に対して所定の性能を維持することを確認する。	
<b>2. 測定方法</b> ① Fig. 1 に試験装置を示す。負荷ダストは混合室において均一に混合されフィルタハウジングに導入される。粒子捕集性能の測定には多分散 DOPエアロゾル (Cold DOP) を使用した。フィルタユニットは縦型 1 列 2 段であり, フィルタサイズは $610 \times 610 \times 292\text{mm}$ である。試験フィルタの上流及び下流にエアロゾル・サンプリングポートを設けてある。試験条件を監視するために, 温度, 湿度, 風量, フィルタ差圧の記録計を取り付けてある。 ② 負荷ダストとしては, JIS11種ダスト (関東ローム土) 及び NaClエアロゾルの 2 種類を使用した。前者は重量中位径 $1.2\mu\text{m}$ , 幾何標準偏差 2.0, 後者は重量中位径 $0.2\mu\text{m}$ , 幾何標準偏差 1.8 であった。 ③ エアロゾル測定装置はレーザスペクトロメータを使用した。 ④ 試験フィルタは, 動燃再処理仕様 (Table I 参照) の 3 社 (A, B, C) のものを使用した。 ⑤ 試験条件は標準として次のようにした。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 試験風量 <math>2000\text{m}^3/\text{h}</math></li> <li>・ 試験温度 <math>35^\circ\text{C}</math></li> <li>・ ダスト濃度 <math>100\text{mg}/\text{m}^3</math></li> <li>・ 負荷差圧 <math>250\text{mmAq}</math></li> </ul>	
<b>3. 測定結果</b> <b>(1) ダスト負荷量と差圧</b> JIS11種ダストの場合のフィルタ A (濾紙面積 $20\text{m}^2$ ) についてのダスト負荷量と差圧の関係を Fig. 3 に示す。これより, フィルタのダスト保持量は, フィルタ交換の目安とされる $50\text{mmAq}$ において $500\text{g}$ , 最高使用差圧である $250\text{mmAq}$ において $3\text{kg}$ であった。濾紙面積が同じフィルタ B については Fig. 3 と同じ結果が得られ, 濾紙面積が $18\text{m}^2$ のフィルタ C では同一負荷量に対し約 1.2 倍の差圧が生じた。 NaClエアロゾルに対する測定結果を Fig. 5 に示す。これより, NaClエアロゾルに対する保持容量は差圧 $50\text{mmAq}$ で $50\text{g}$ , 差圧 $250\text{mmAq}$ で $300\text{g}$ と JIS11種ダストに比して 1 桁小さい値となった。	



今回の結果及びこれまでに報告されているダスト負荷量と差圧との関係をFig. 6に示す。これより、ダスト保持容量は重量中位径にほぼ比例し、差圧50mmAqとなる保持容量は次のように関係づけられる。

$$W = 160 \times \rho \times D$$

W : ダスト保持容量 (g)

$\rho$  : ダスト密度 (g/cm<sup>3</sup>)

D : ダスト重量中位径 ( $\mu$ m)

#### (2) ダスト負荷下のDF

JIS11種ダストを負荷した場合及びNaClエアロゾルを負荷した場合の高性能エアフィルタのDFの変化をそれぞれFig. 7, Fig. 8に示す。前者の粒径は0.15~0.2  $\mu$ m付近と推定され、後者の粒径は0.13  $\mu$ mである。

これより、差圧の1.5倍の上昇に対し、JIS11種ダストの場合、DFは2桁以上、NaClエアロゾルの場合、3桁以上も上昇した。また、高濃度ダスト負荷に対して、前者の場合はDF $10^6$ 以上を、後者の場合はDF $10^7$ 以上を、耐圧差圧の250mmAqを超えるまで維持することがわかった。

#### (3) ダスト負荷停止後の性能

ダスト負荷停止後のDOPエアロゾルに対するDFの変化の測定例をFig. 10に示す。ダスト負荷により捕集性能は上昇するが、負荷停止によりDFは漸次低下し、最終的には初期のDF付近に落ち着くものと考えられる。

#### (4) ピンホール

Fig. 12に、ピンホールを有するフィルタのダスト負荷前後のDOPエアロゾルに対するDFの測定結果を示す。これより、DFはダスト負荷に伴う差圧の上昇により徐々に低下し、DFの低下は差圧の比の平方根にほぼ比例する。例えば、初期DF $5 \times 10^3$ 、初期差圧30mmAqとすると、フィルタ差圧が耐圧の3倍である750mmAqにならないとDFは $10^3$ まで低下しないことになる。

#### 4. 備考

試験の判定基準としてWalkerの推奨値と同じ1段目DF $10^3$ 、2段目DF $10^2$ を使用している。本試験では高濃度ダスト負荷に対し1段目DF $10^3$ が満足されることが確認された。

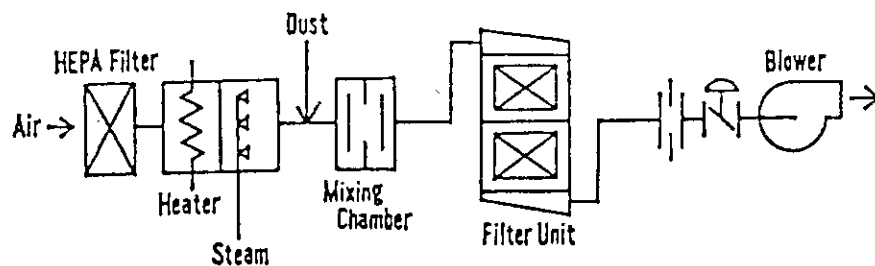


Fig. 1 Flowsheet of test apparatus

Table 1 Specification of tested filters

	Tested filter (PNC)	HEPA filter (JIS Z 4812)
Size (mm)	610×610×292	610×610×292
Frame material	Steel	Plywood
Filter medium	Glass fiber paper	Glass fiber paper
Separators	Stainless steel	Al
Sealants	Silicon rubber	Polyurethane
Gasket material	Neoprene	Neoprene
Capacity (m <sup>3</sup> /h)	2,000	1,860
Resistance to air flow (mmAq)	≤30	≤25
DOP smoke penetration (%)	≤0.02	≤0.03
Resistance to heated air (°C)	200	~100
Resistance to pressure (mmAq)	250	250

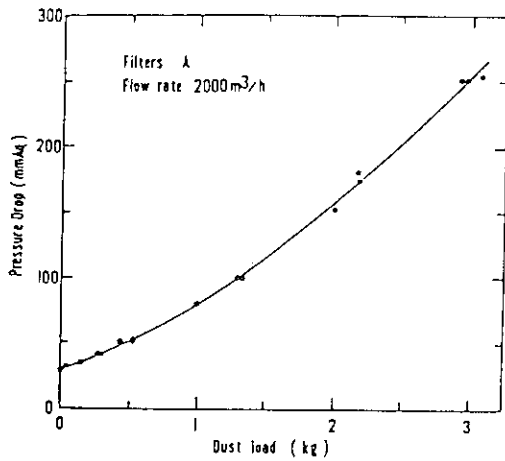


Fig. 3 Dust load - pressure drop -  
JIS No. 11 dust at 2,000 m<sup>3</sup>/h

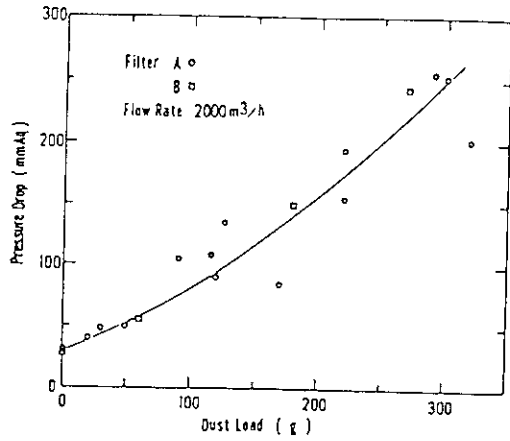


Fig. 5 Dust load - pressure drop -  
NaCl aerosol at 2,000 m<sup>3</sup>/h

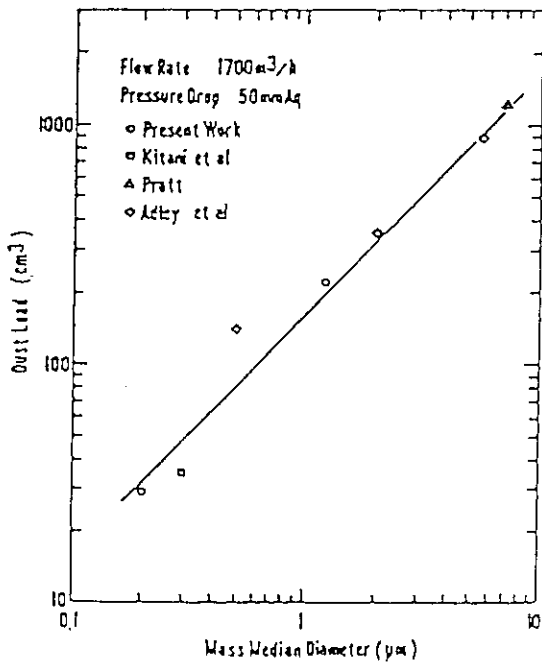


Fig. 6 Relation between mass median diameter of dust and dust load at pressure drops of 50 mmAq

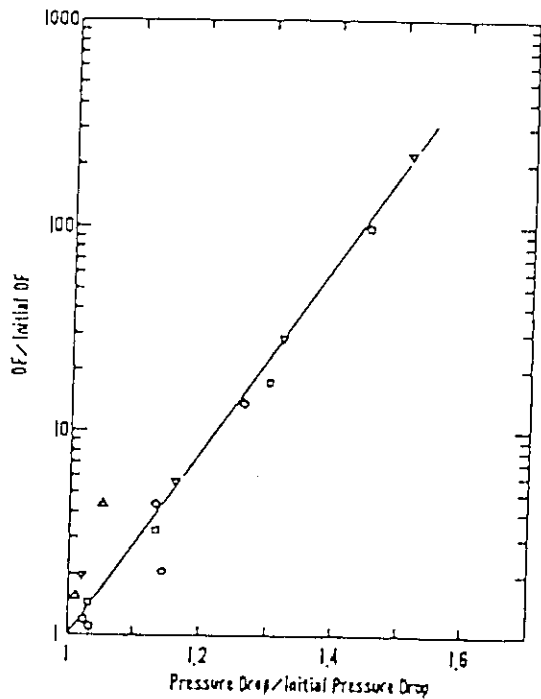


Fig. 7 Change of DF according to JIS No. 11 dust load

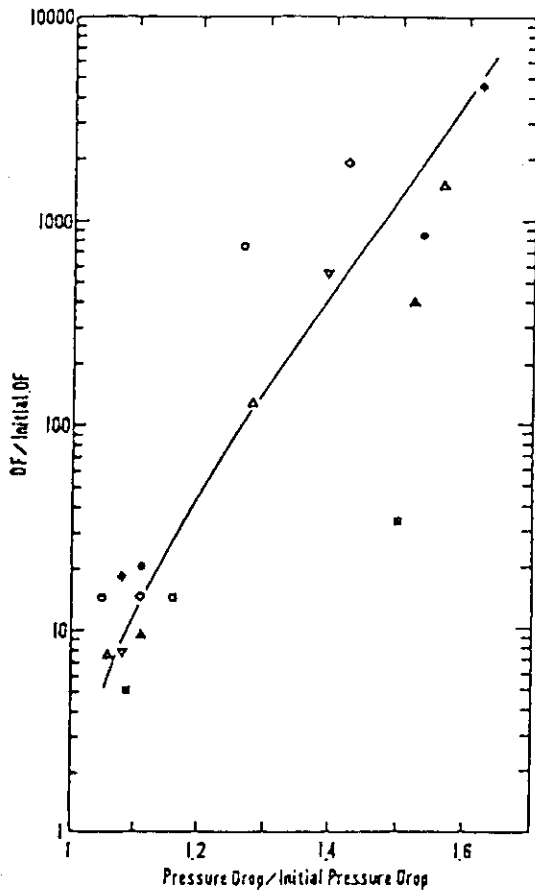


Fig. 8 Change of  $DF$  according to NaCl aerosol load

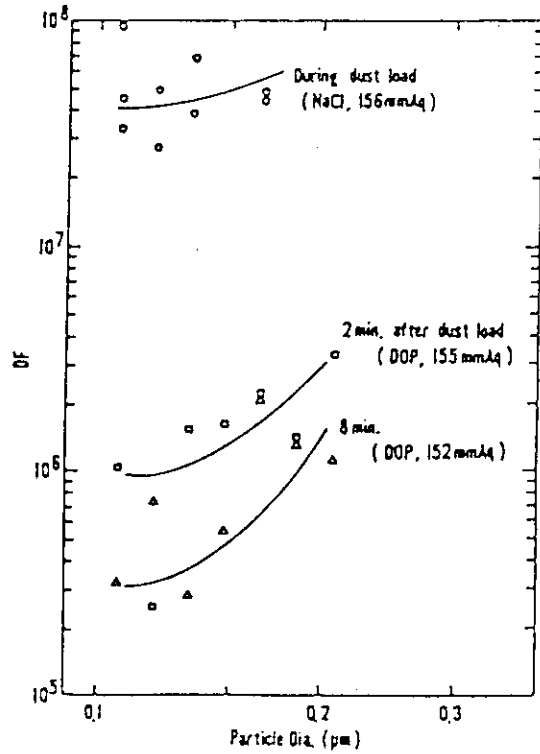


Fig. 10 Change of  $DF$  after dust load (NaCl aerosol)

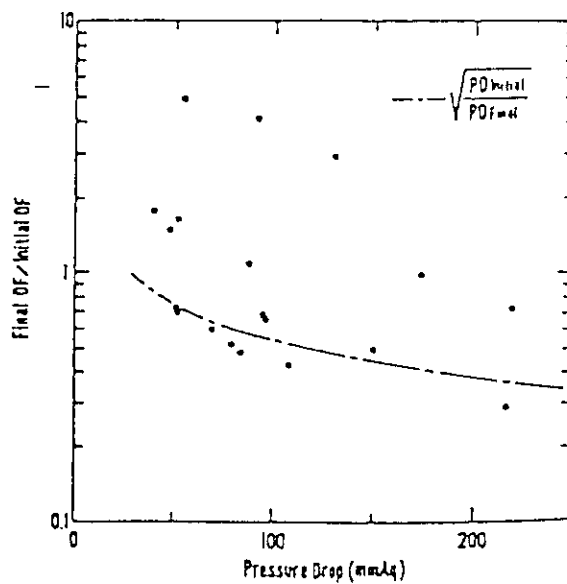


Fig. 12 Change of  $DF$  of pinholed filters by dust load

## Particulate Filters

文献 F-3 : 尾崎誠, 残間徳吾, 金川昭  
「高性能エアフィルタの苛酷時健全性試験, (Ⅲ) 高温負荷」  
日本原子力学会誌, Vol.28, No.1 (1986)

## Key Words

air filters, high temperature, decontamination factor, DOP aerosol, NaCl aerosol, pressure drop, Kirch's theory, temperature dependence, performance, efficiency

## データ

高温下での DF (粒子除染係数) は以下の式で表される。

粒子径	DF
0.125 $\mu\text{m}$	$DF_T = DF_{25} (0.00172T + 0.957)$
0.15 $\mu\text{m}$	$DF_T = DF_{25} (0.00155T + 0.961)$
0.2 $\mu\text{m}$	$DF_T = DF_{25} (0.00138T + 0.965)$
0.3 $\mu\text{m}$	$DF_T = DF_{25} (0.00112T + 0.972)$

但し,  $DF_T$  : T℃における粒子除染係数  
 $DF_{25}$  : 25℃における粒子除染係数

## 1. 目的

エアフィルタの高温下における捕集性能の粒径依存性, 温度によるフィルタ差圧の変化を測定し, フィルタ捕集理論との対比を行い, さらに高温負荷前後の捕集性能を測定して高温下での捕集性能と合わせて, 高性能エアフィルタの高温負荷に対する実験的検討を行う。

## 2. 測定方法

- ① 試験装置 : 高性能エアフィルタに高温試験空気を負荷して高温下での捕集性能を測定可能。(Fig.1 参照)
- ② エアロゾル : NaClエアロゾル (高温下)  
多分散DOPエアロゾル (高温負荷前後)
- ③ 試験フィルタ : 動燃事業団の再処理仕様 (3種類)
- ④ 試験風量 : 2,000 $\text{m}^3/\text{h}$  (体積流量一定)
- ⑤ 試験温度 : 100 ~ 240℃
- ⑥ 試験時間 : 2 ~ 12 h  
(高温下でのDF測定は試験時間の最後の1時間目から開始)

## 3. 測定結果

## (1) フィルタ差圧

フィルタ差圧は温度の上昇にほぼ比例して上昇しており, 直線近似で以下のように表される。

$$PD_T = PD_{25} (1 + 0.0015 (T - 25))$$

ここで,  $PD_T$  : T℃における差圧

$PD_{25}$  : 25℃における差圧

## (2) 濾紙の性状

高温負荷したフィルタの濾紙の質量、厚さの変化 (Table 2 参照) 及び引張強度の変化 (Fig. 4 参照) を求めた結果、高温負荷によるフィルタの物理的な変化は十分小さいことが判明した。

## (3) 高温下の DF

DF は温度の上昇とともに高くなり、200℃では常温に比して約 1 桁高くなった。また、高性能エアフィルタを最も透過しやすい粒径が大粒径側に移動した。(Fig. 5 参照) これは、温度による空気の物性の変化などによるものと考えられる。DF の温度依存性をデータに示す。

## (4) 冷却後の DF

Fig. 7 に粒径  $0.15 \mu\text{m}$  の DOP エアロゾルに対する高温負荷前後の DF の対比を示す。高温負荷後の DF は負荷前に比して 20~30% 高い値となる。これは、加熱初期の固体粒子発生による目詰りによるものと考えられる。

## (5) 加熱によるリークの発生

150℃まで : リーク発生せず。

200℃負荷 : 26 試験体中 4 体にフィルタ辺部に微小なリークが発生。但し、リークの大きさは、DF への効果において  $10^4 \sim 10^5$  の大きさであり、1 段目フィルタに要求される DF  $10^3$  に比して 1 桁小さいリークである。

240℃, 6h 負荷 : 3 社中、2 社のフィルタが高温負荷後に DF  $10^3$  を維持できなかった。リークは、密封材のシリコン樹脂に亀裂が生じ、これに引張られて濾紙が裂けて発生した。

## 4. 備考

- ・温度による DF, 差圧の変化について、測定値と理論による計算値の比較をおこなったところ、両者の値はほぼ一致することが判明している。

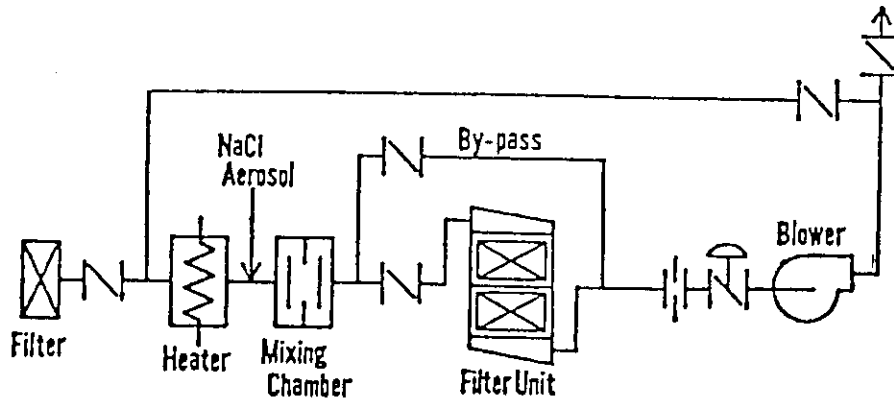


Fig. 1 Flowsheet of test apparatus

Table 2 Change of basis weight and thickness of filter media due to heating

Filter No.	Test condition			Basis weight (g/m <sup>2</sup> )	Thickness (mm)
	Temp. (°C)	Time (h)	Flow rate (m <sup>3</sup> /h)		
A2	Not heated			90.3	0.57
A3	150	4	2,000	84.1	0.56
A4	200	6	2,000	90.4	0.59
A5	200	12	2,000	89.2	0.58
A6	240	6	2,000	86.6	0.57

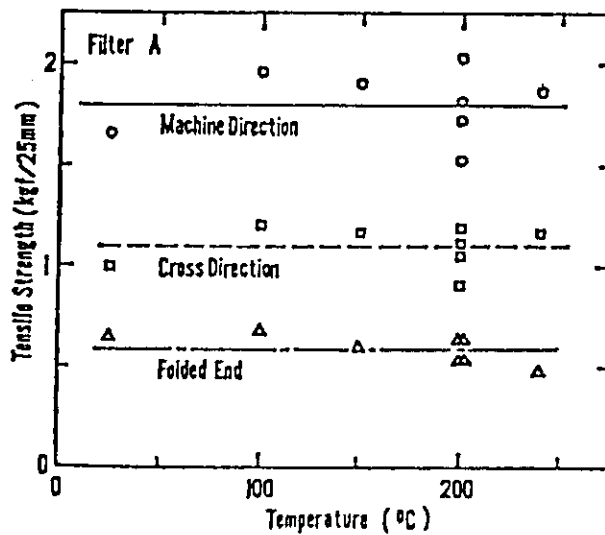


Fig. 4 Change of tensile strength of filter media due to heating

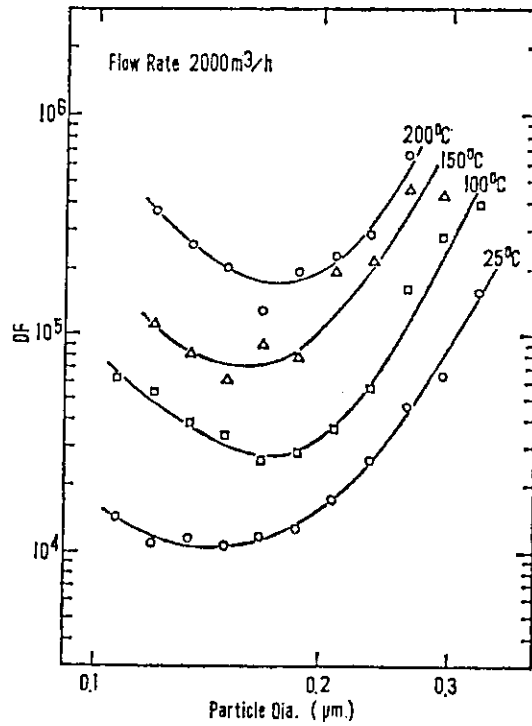


Fig. 5 *DF* of HEPA filters as function of temperatures

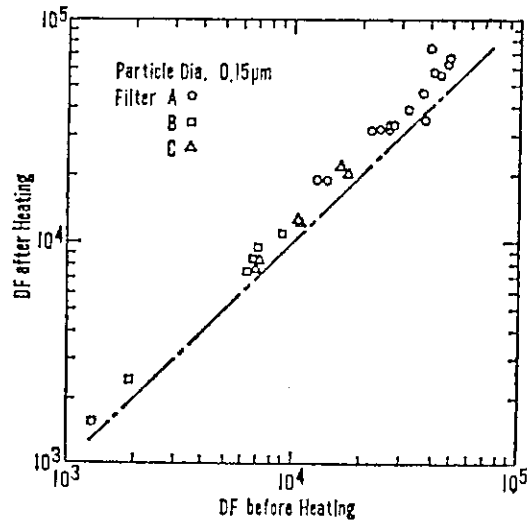


Fig. 7 Comparison of *DF* of HEPA filters before and after heating



Particulate Filters	
文献 F-4	: S. Mackney "Fire Testing of HEPA Filters installed in Filter Housings" 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference
Key Words	HEPA filters, high temperature, fire test, plywood, chipboard, Oxylene ignition, glass-fibre, silicone rubber, bead, unipak, PVC sheat, EPDM seal paper, steal, damper, penetration, pressure drop
データ	<p>高温加熱後の H E P A フィルタの透過率 (penetration) は以下の通り。</p> <p style="margin-left: 40px;">penetration : 0.1 ~ 0.9 %</p> <p>但し, air flow : 1,000 cfm temperature : 500 °C duration of fire test : 10~45min.</p>
1. 目的	<p>高温加熱時の H E P A フィルタの挙動等を観察し、且つ加熱後の除去性能を評価する。</p>
2. 測定方法	<p>以下の試験を行っている。</p> <p>(1) H E P A フィルタ (filter pack) の木製ケースの高温試験 H E P A フィルタの高温試験に先立ち、H E P A フィルタのケースの材質であるチップボード (chipboard) と合板 (plywood) を高温加熱し、その自然発火条件、外観等を評価する。</p> <p>(2) H E P A フィルタの高温試験 H E P A フィルタを高温加熱し、自然発火条件、外観等を評価する。 温度 : 500 °C 加熱時間 : 10~45分</p> <p>(3) H E P A フィルタ性能試験 (2)の高温試験の前後の H E P A フィルタの粒子透過率、フィルタ差圧等の性能試験を行っている。 air flow : 1,000 cfm</p>
3. 測定結果	<p>(3)の H E P A フィルタ性能試験の結果を Table 3 に示す。</p>
4. 備考	<p>高温加熱時の H E P A フィルタ各部の外観等が詳細に記されている。</p>

Table 3

Test No	Duration of fire test (mitntes)	Performance test before fire test		Performance test after fire test	
		Penetration Z	Pressure Drop ins wg	Penetration Z	Pressure Drop ins wg
Not reported	10	.003	0.94	0.3	0.9
NR	10	.03	0.99	0.4	1.00
9	45	.007	0.95	0.4	0.95
11	45	.014	0.90	0.7	0.90
NR	10	.014	1.09	0.1	1.06
12	45	.010	0.99	0.2	0.98
13	45	.003	0.88	0.3	0.87
NR	10	.014	0.97	0.3	0.95
NR	10	.027	1.00	0.9	1.00
14	45	.015	0.99	0.4	0.96
15	45	.031	1.02	0.6	0.98

Particulate Filters																					
文献 F-5	U. Ensinger, V. Rudinger, J. G. Wilhelm "A Procedure to Test HEPA-Filter Efficiency Under Simulated Accident Conditions of High Temperature and High Humidity" 18th DOE Nuclear Airborne Waste Management and Air Cleaning Conference																				
Key Words	HEPA-filter, accident condition, high temperature, high humidity, aerosol, TiO <sub>2</sub> , MoO <sub>3</sub> , plasma, decontamination factor, DOP, NaCl, uranine, atomic absorption spectroscopy (AAS), gravimetry, glass fiber, polycarbonat micro fiber,																				
データ	<p>高湿度、高温加熱後のHEPAフィルタのDF (decontamination factor) とη (removal efficiency) は以下の通り。</p> <table style="margin-left: 40px;"> <tr> <td>DF</td> <td>:</td> <td>38.4 ~ 28,200</td> </tr> <tr> <td>η (%)</td> <td>:</td> <td>97.4 ~ 99.996</td> </tr> </table> <p>但し、<math>\eta = (1 - 1/DF) \times 100</math> [%]            温度 : ~ 200°C            湿度 : ~ 100%R.H            その他の試験条件についてはTABLE III、及びTABLE IV参照。</p>	DF	:	38.4 ~ 28,200	η (%)	:	97.4 ~ 99.996														
DF	:	38.4 ~ 28,200																			
η (%)	:	97.4 ~ 99.996																			
1. 目的	Plasma condensation aerosol を用いて、多湿、高温加熱後のHEPAフィルタの除去効率を評価し、他の標準的な実験手法 (DOP aerosol、Uranine aerosol 等を使用) を用いた場合と比較する。																				
2. 測定方法	<p>① 試験装置 : Fig.12参照            ② 試験条件 : 3方法の試験を行っている。(Table III参照)            試験ケースはTable IVの通り。</p> <p>HEPAフィルタに加えられた前処理 (pretest history) は以下の通り。</p> <table style="margin-left: 40px;"> <tr> <td>Loaded with soot</td> <td>— PVCケーブル/溶媒火災、シリコンゴムケーブル/溶媒火災で生じた煤を装荷する。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>温度 : 200°C</td> </tr> <tr> <td></td> <td>湿度 : 部分的に多湿</td> </tr> <tr> <td></td> <td>フィルタ差圧 : 1.0 ~ 2.2kPa</td> </tr> <tr> <td>Humidity test</td> <td>— 湿度 : 多湿</td> </tr> <tr> <td></td> <td>温度 : 50°C</td> </tr> <tr> <td>High diff. pressure test</td> <td>— フィルタ差圧 : 高差圧</td> </tr> <tr> <td>Loaded with plasma aerosol</td> <td>— Plasma aerosols を装荷する。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>温度、湿度、フィルタ差圧 : 通常</td> </tr> <tr> <td>New filter</td> <td>— aerosol 等の装荷なし。</td> </tr> </table>	Loaded with soot	— PVCケーブル/溶媒火災、シリコンゴムケーブル/溶媒火災で生じた煤を装荷する。		温度 : 200°C		湿度 : 部分的に多湿		フィルタ差圧 : 1.0 ~ 2.2kPa	Humidity test	— 湿度 : 多湿		温度 : 50°C	High diff. pressure test	— フィルタ差圧 : 高差圧	Loaded with plasma aerosol	— Plasma aerosols を装荷する。		温度、湿度、フィルタ差圧 : 通常	New filter	— aerosol 等の装荷なし。
Loaded with soot	— PVCケーブル/溶媒火災、シリコンゴムケーブル/溶媒火災で生じた煤を装荷する。																				
	温度 : 200°C																				
	湿度 : 部分的に多湿																				
	フィルタ差圧 : 1.0 ~ 2.2kPa																				
Humidity test	— 湿度 : 多湿																				
	温度 : 50°C																				
High diff. pressure test	— フィルタ差圧 : 高差圧																				
Loaded with plasma aerosol	— Plasma aerosols を装荷する。																				
	温度、湿度、フィルタ差圧 : 通常																				
New filter	— aerosol 等の装荷なし。																				

3. 測定結果

Table VにDFと $\eta$ の結果を示す。

Fig. 13にDOP法, uranine法によるDFの結果とplasma法によるDFの結果の比較を示す。DOP法によるDFはplasma法によるDFの約2.2倍, uranine法によるDFはplasma法によるDFの約1.5倍である。

4. 備考

温度, 湿度等のデータが明記されていない。

Table III: Characteristics of HEPA-filter efficiency test methods

Test Method	Plasma	DOP	Uranine
Aerosol Compound	TiO <sub>2</sub> /MoO <sub>3</sub>	DOP	Sodium fluoresceine
Aerosol Generation	Vaporization of powders in an argon plasma	Atomization of a liquid	Atomization of a 1% aqueous solution
Shape	Spherical	Spherical	Nearly spherical
Size	0.06 $\mu\text{m}$	0.7 $\mu\text{m}$	0.15 $\mu\text{m}$
Mass Concentration Upstream of Test Filter	5 - 10 $\text{mg}/\text{m}^3$	approx. 100 $\text{mg}/\text{m}^3$	12 $\mu\text{g}/\text{m}^3$
Sampling Method	Collection on Nuclepore filters	Direct measurement	Collection on Nuclepore filters
Sampling Time	10 - 60 min	1 min	10 - 30 min
Analytical Method	Dissolution and measurement by AAS	Forward light scattering	Dissolution and measurement by fluorometry
Cross Sensitivity	Specific for test compound	Sensitive to contamination	Specific for test compound
Detection Limit	0.5 $\mu\text{g}/\text{m}^3$	1 $\mu\text{g}/\text{m}^3$	0.001 $\mu\text{g}/\text{m}^3$

Table IV: Characteristics of the 610x610x292 mm HEPA-filters used for comparative measurements of removal efficiencies

No.	Medium	Frame	Design flow rate (m <sup>3</sup> /h)	Pretest history	Particle loading
1	Glass fiber	Metal	1700	Loaded with soot	604 g
2	" "	"	1700	" " "	503 g
3	" "	"	1700	" " "	679 g
4	" "	"	1700	" " "	866 g
5	Polycarbonat micro fiber	Wood	2000	Humidity tested	Unloaded
6	" "	"	2000	" "	"
7	" "	"	2000	High diff. pressure test	"
8	Glass fiber	Wood	1700	Loaded with plasma aerosol	> 100 g*
9	" "	"	1800	New filter	Unloaded
10	" "	"	1700	New filter	Unloaded

\* Estimated value

Table V: Plasma, DOP, and uranine decontamination factors (DF) and removal efficiencies ( $\eta$ ) of the 610x610x292 mm HEPA-filters used for comparative measurements

Filter/ Method	Plasma		DOP		Uranine	
	DF	$\eta(\%)$	DF	$\eta(\%)$	DF	$\eta(\%)$
1	38.4	97.4	60.6	98.3	39.1	97.4
2	45.1	97.8	164	99.39	89.3	98.9
3	103	99.03	153	99.35	122	99.18
4	527	99.81	440	99.77	530	99.81
5	197	99.49	430	99.77	207	99.52
6	98.1	99.00	500	99.80	340	99.70
7	2000	99.95	2900	99.97	2430	99.96
8	1000	99.90	2500	99.96	1530	99.93
9	10500	99.99	28200	99.996	9780	99.99
10	5700	99.98	25000	99.996	22900	99.996

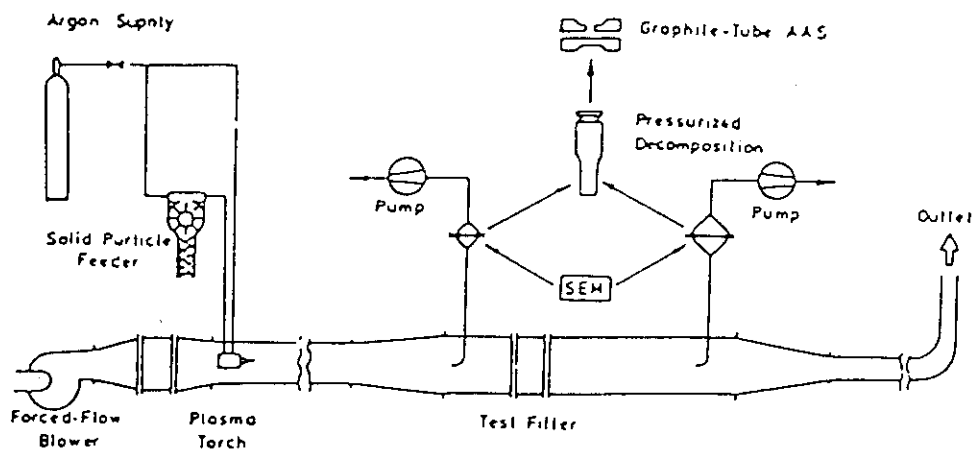


Fig. 12: Schematic of the plasma-aerosol filter-test method

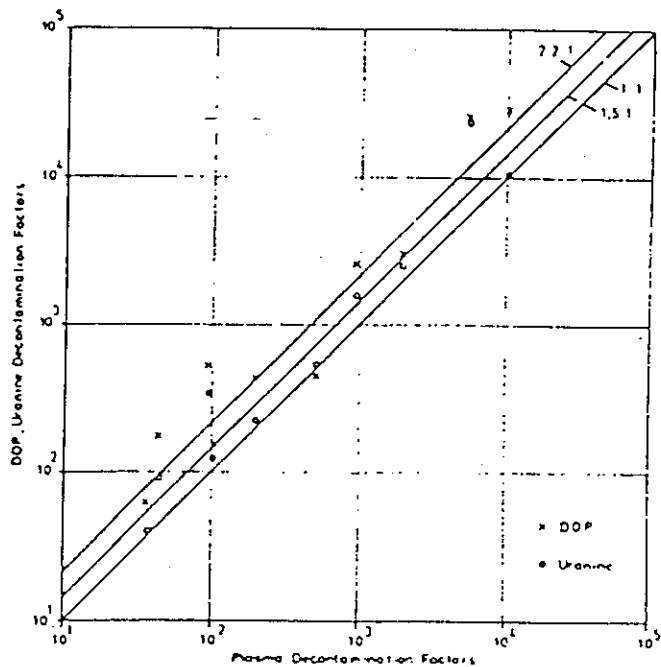


Fig. 13: Comparison of plasma, DOP and uranine decontamination factors



## Particulate Filters

文献 F-7 : R. P. Pratt and B. L. Green  
 "Performance Testing of HEPA Filters Under Hot Dynamic Conditions."  
 18th DOE Nuclear Airborne Waste Management  
 and Air Cleaning Conference

## Key Words

HEPA filter, NaCl aerosol, filter efficiency, hot dynamic condition,  
 glass fiber, dry seal, tensile strength, LAS-X spectrometer

## データ

高温加熱中及び高温加熱後のHEPAフィルタの除去効率は以下の通り。

除去効率 : 99.5 ~ 99.9 (%)

但し、 温度 : 500 ℃  
 空気流量 : 1,450 ~ 1,700 m<sup>3</sup>/h  
 フィルタ差圧 : ~ 147 mmH<sub>2</sub>O

## 1. 目的

高温下でのHEPAフィルタの挙動を評価することを目的とする。

## 2. 測定方法

試験装置 FIG. 1 参照

## 試験フィルタ

- TYPE 1 : deep-pleat (アルミナスペーサー付)  
 フィルタパックとフィルタケースの間は"dry seal"で密封  
 室温時除去効率 > 99.95% (flow rate 1700m<sup>3</sup>/h)
- TYPE 2 : deep-pleat (アルミナスペーサー付)  
 フィルタパックとフィルタケースの間は高温溶接  
 室温時除去効率 > 99.95% (flow rate 1700m<sup>3</sup>/h)
- TYPE 3 : mini-pleat  
 フィルタパックとフィルタケースの間は高温溶接  
 室温時除去効率 > 99.95% (flow rate 3000m<sup>3</sup>/h)

・高温時のHEPAフィルタ挙動測定

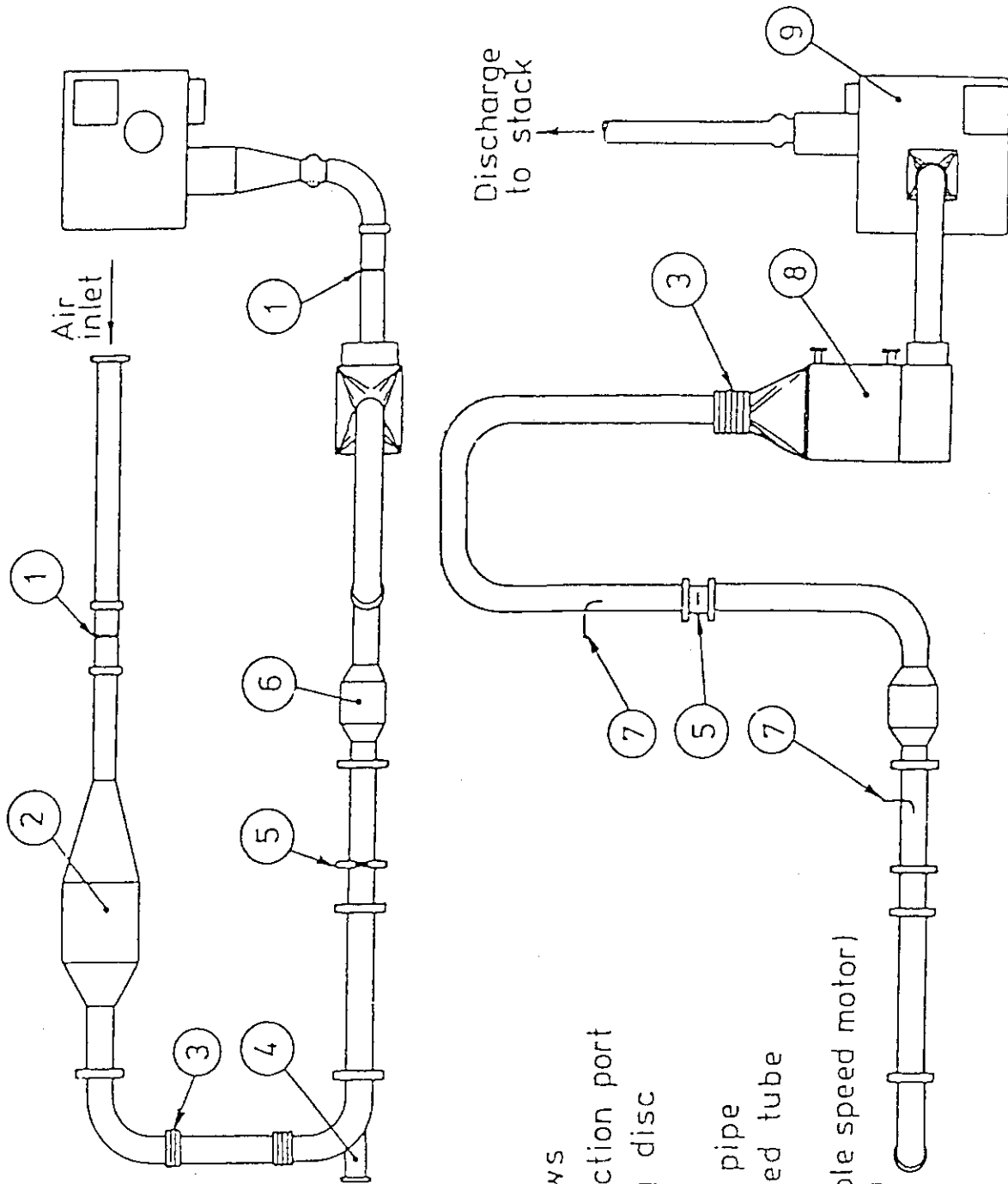
- 試験① 空気流量一定  
 試験② ファンの回転速度一定

- ・ filter efficiency の温度依存性測定  
aerosol : NaCl (詳細は Table 3 参照)  
温度 : 20 ~ 500℃  
flow rate : 1450 ~ 1700 m<sup>3</sup>/h
- ・ 高温加熱後のフィルタ引張強度測定  
加熱温度 : 500℃  
加熱時間 : 10分間

### 3. 測定結果

- ・ 高温時の H E P A フィルタ挙動測定  
Table 2 に結果をまとめる。
- ・ filter efficiency の温度依存性測定  
500℃加熱中, 及び加熱前後の結果を Table 4 に示す。  
filter efficiency の温度依存性の結果を Table 5 に示す。
- ・ 高温加熱後のフィルタ引張強度測定  
結果を Table 6 にまとめる。

### 4. 備考



Principal Features

- 1 Orifice plate
- 2 Air heater 750 kW
- 3 Expansion bellows
- 4 Aerosol / dust injection port
- 5 Stairmand mixing disc
- 6 Filter housing
- 7 Aerosol sampling pipe
- 8 Water cooled finned tube heat exchanger.
- 9 Suction fan (variable speed motor) and acoustic booth

FIG.1 HOT DYNAMIC FILTER TEST FACILITY

Table 2 - Effect of hot dynamic air flows on HEPA filters

Filter Type	Test Type	Folw sm <sup>2</sup> /h	Temp °C	Pressure Drop mm H <sub>2</sub> O	Comments	
Type 1 1700 m <sup>2</sup> /h dry pack	1	1700	25	29.2	Filter in good condition - centre channel opened up. Paper unbroken Fig. 3	
			100	38.1		
			200	51		
			300	68.6		
			400	84		
Type 1 1700 m <sup>2</sup> /h dry pack	2	1710	22	28	As above	
			1650	100		35.6
			1610	200		45.7
			1550	300		58.4
			1530	400		71
Type 2 1700 m <sup>2</sup> /h adhesive seal	1	1700	20	30.5	Paper torn along top edge of filter Fig. 4	
			100	43.2		
			200	58.4		
			300	73.7		
			400	84		
Type 2 1700 m <sup>2</sup> /h adhesive seal	2	1700	20	30.5	Paper torn along top edge of filter	
			1680	100		40.1
			1630	200		53.3
			1580	300		60
			1530	400		76.2
Type 3 3000 m <sup>2</sup> /h adhesive seal	1	3400	20	35.6	Filter failure channels bowed and ruptured. Test terminated at 250mm H <sub>2</sub> O (450°C) Fig. 5	
			100	51		
			200			
			300	Filter pressure rising		
			400			
Type 3 3000 m <sup>2</sup> /h adhesive seal	1	3000	20	33	Filter channels bowed - paper appears to be intact - high pressure drop Fig. 6	
			100	48.3		
			200	66		
			300	100		
			400	145		
		500	250			

Table 3 - Size distribution of sodium chloride aerosols

Generator	Rig	Temperature (°C)	GMD ( $\mu\text{m}$ )	MMD ( $\mu\text{m}$ )	GSD ( $\mu\text{m}$ )
Collision	BS3928	20 (room)	0.19	0.47	1.75
Salt stick	High temp	20 (room)	0.13	0.14	1.15
		100	0.14	0.15	1.18
		200	0.14	0.15	1.18
		300	0.14	0.15	1.17
		350	0.14	0.15	1.18
		500	0.14	0.15	1.16

Table 5 - Efficiency Measurements as a function of temperature

Filter No	Test Type	Flow $\text{m}^3/\text{h}$	Temp °C	Pressure inches $\text{H}_2\text{O}$	Penetration %	Comments
Type 2 Resin adhesive	1	1700	20	-	0.02	No noticeable damage in filter after 500°C excursion
			100	2.0	0.018	
			200	3.1	0.015	
			300	3.9	0.01	
			350	4.9	0.15	
Type 2 Resin adhesive	1	1700	20	-	0.007	No noticeable damage to filter after 500°C excursion
			200	3.1	0.004	
			300	4.1	0.004	
			350	5.1	0.025	
Type 2 Resin adhesive	1	1700	20	-	0.005	Filter $\Delta p$ increasing rapidly from 400°C to 500°C test terminated. Filter failed (Fig.9)
			100	2.3	0.008	
			200	3.2	0.03	
			300	3.9	0.12	
			350	4.7	0.4	

Table 6 - Tensile strength of filter media

Sample	Tensile Strength (kN/m)		
	Filter Type 1	Filter Type 2	Reference Sample
Machine Direction	0.16 - 0.2	0.02 - 0.11	0.94 - 1.16
Cross Machine Direction	0.09	0.05 - 0.09	0.58 - 0.68
Machine Direction across pleat fold	0.02	0.02	0.18 - 0.54

Table 4 - Efficiency Measurements at 500°C

Filter Type	Test Type	Flow m <sup>3</sup> /h @500°C	Penetration %		Pressure Drop mm H <sub>2</sub> O		Comments
			@20°C	@500°C	@20°C	@500°C	
Type 1 1700m <sup>3</sup> /h Dry Pack	1	1700	0.028	0.25	30	107	
Type 1 1700m <sup>3</sup> /h Dry pack	1	1700	0.031	0.45	28	109	Filter in good condition - centre channel opened up - paper unbroken. Fig.3
Type 1 1700m <sup>3</sup> /h Dry pack	2	1450	0.05	0.16	30	86	
Type 1 1700m <sup>3</sup> /h Dry pack	2	1500	0.038	0.2	28	81	
Type 2 1700m <sup>3</sup> /h Resin adhesive	1	1700	0.003	0.2	33	-	Paper tearing along top and bottom edges of filter. Fig.4
Type 2 1700m <sup>3</sup> /h Resin adhesive	1	1500	0.004	0.5	33	96	1.5
Type 2 1700m <sup>3</sup> /h Resin adhesive	1	1500	0.013	0.9	30	147	2.4

## Particulate Filters

文献 F-8 : A. Briand, J. C. Laborde and Ph. Mulcey  
 "Limit of HEPA Filters Operation Under High Temperature Conditions"  
 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference

## Key Words

SIMOUN, HEPA filter, decontamination factor, pressure drop, nuclear plant, NaCl aerosol, fire, silicone, polyurethane, glass fibre, PVC, neoprene, flame photometry, soda fluorescein, spectrophotometry,

データ

高温加熱中の HEPA フィルタの DF (decontamination factor) は以下の通り。

polyurethane シール付 フィルタ

$$DF \geq 5,000$$

(温度: 225℃, 加熱時間: 1 時間, 空気流量: 3,400m<sup>3</sup>/h)

PVC シール付 フィルタ

$$DF \leq 5,000$$

(温度: 200℃, 加熱時間: 30~35 分間, 空気流量: 3,400m<sup>3</sup>/h)

mineral シール付 フィルタ

$$DF \geq 20,000$$

(温度: 400℃, 加熱時間: 1 時間, 空気流量: 3,400m<sup>3</sup>/h)

## 1. 目的

実際の火災事故を模擬した条件下での HEPA フィルタの特性 (DF, フィルタ差圧等) を評価する。

## 2. 測定方法

試験装置 : SIMOUN (FIGURE 1)

HEPA フィルタ

- |       |   |   |
|-------|---|---|
| タイプ 1 | : | サイズ 610 × 610 × 292 mm<br>mini-pleats<br>フィルタ材質 glass-fibre<br>シール材 polyurethane<br>ガスケット材 silicone |
| タイプ 2 | : | サイズ 610 × 610 × 292 mm<br>mini-pleats<br>フィルタ材質 glass-fibre<br>シール材 PVC<br>ガスケット材 neoprene          |
| タイプ 2 | : | サイズ 610 × 610 × 292 mm<br>mini-pleats<br>フィルタ材質 glass-fibre<br>シール材 mineral<br>ガスケット材 silicone      |

aerosol : NaCl (粒径中央値 :  $0.065\mu\text{m}$ )  
空気流量 :  $3,400\text{ m}^3/\text{h}$   
温度 :  $\sim 400^\circ\text{C}$   
加熱モード : ステップ状

### 3. 測定結果

HEPAフィルタ各部の平衡温度をFigure 3に示す。

タイプ1～3のフィルタのDF, フィルタ差圧をFigure 5 ～Figure 10 に示す。

測定結果から, タイプ1, タイプ2のHEPAフィルタの上限温度は  $200^\circ\text{C}$ , タイプ3のHEPAフィルタの上限温度は  $400^\circ\text{C}$ である。

### 4. 備考

- ・ どのタイプのフィルタにも  $175^\circ\text{C}$ 付近から煙発生が観察されたが, 測定に対する影響はない。



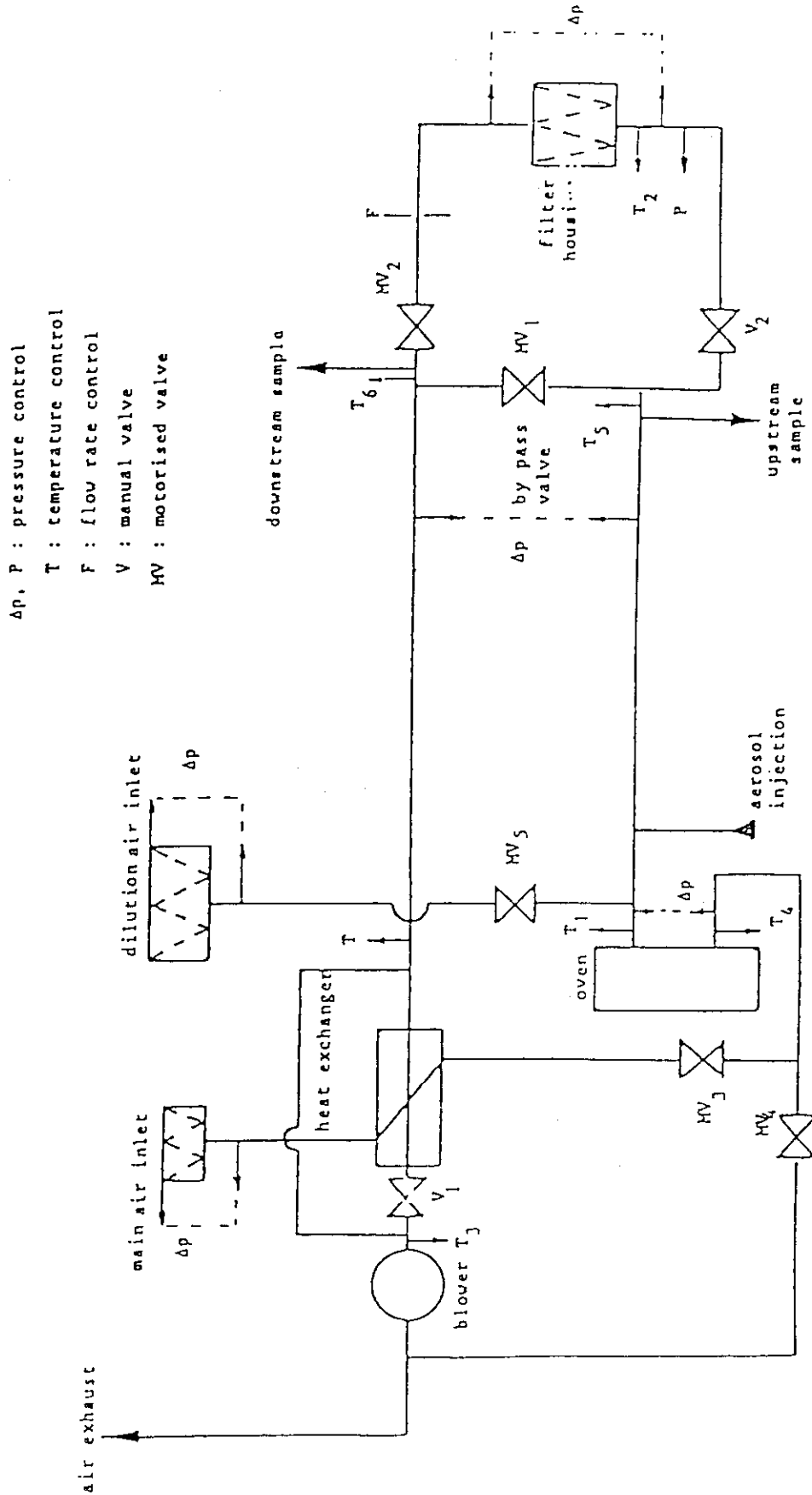


FIGURE 1  
 SCHEMATIC DIAGRAM OF THE SIMOUN TEST RIG

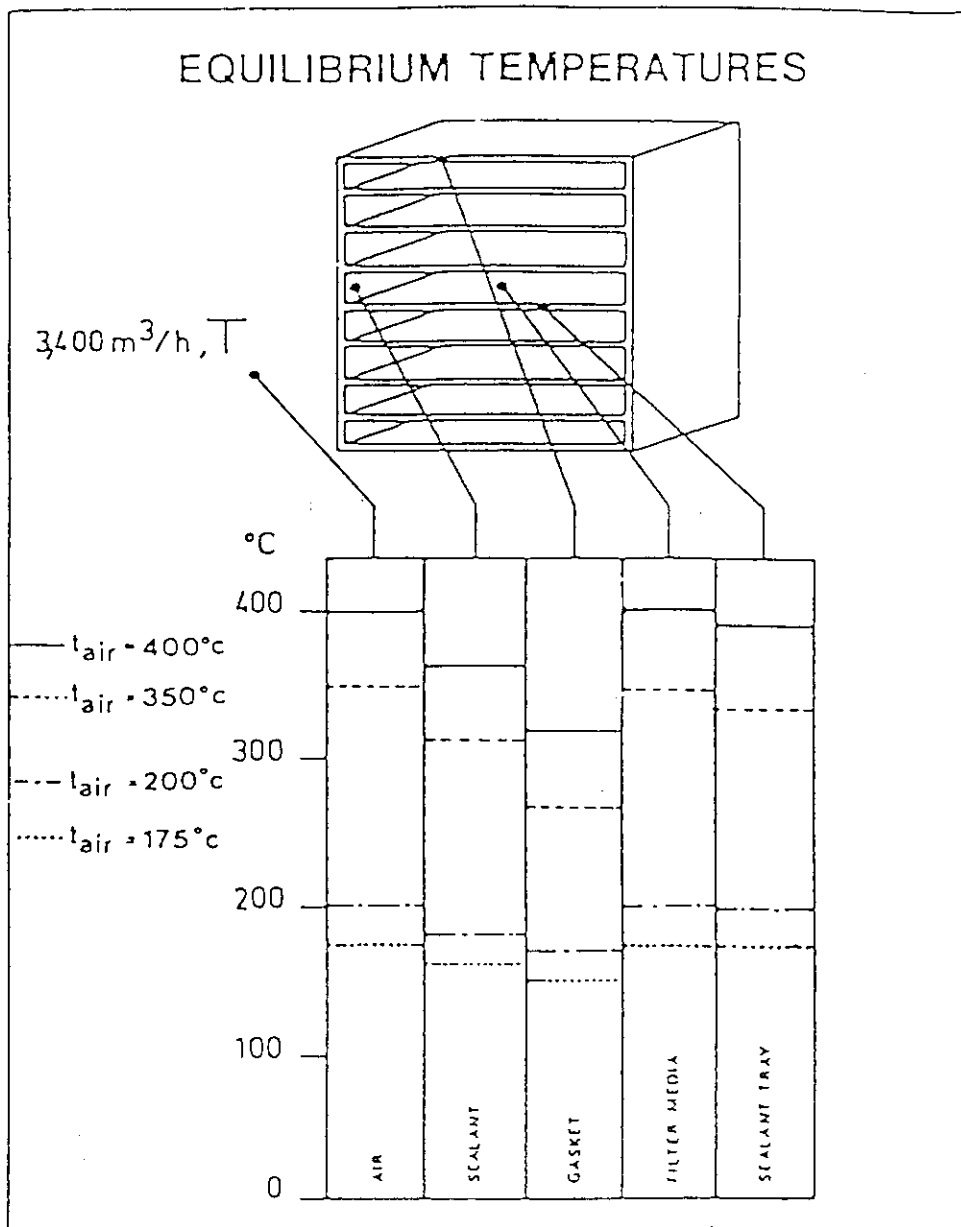


Figure 3

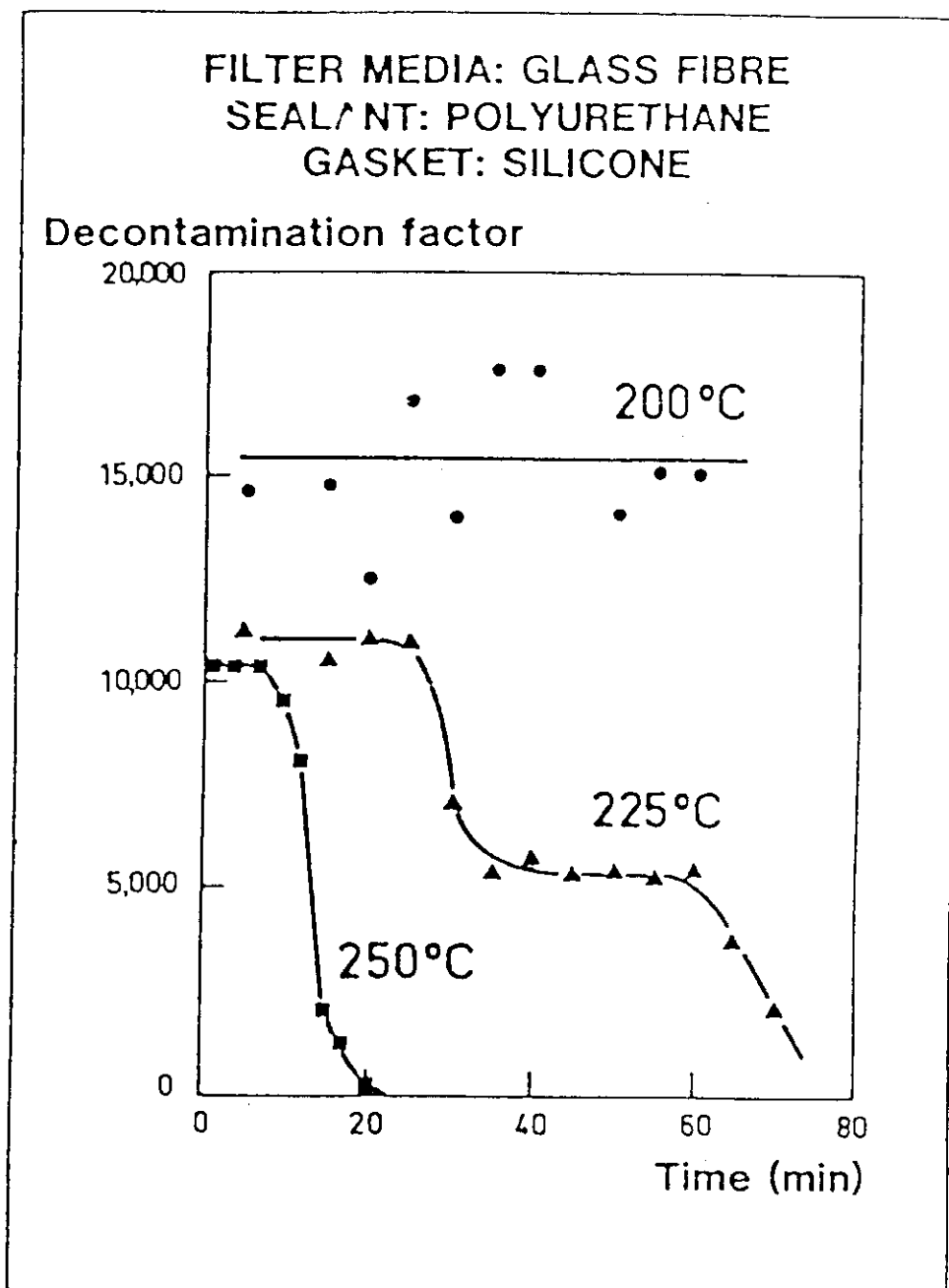


Figure 5

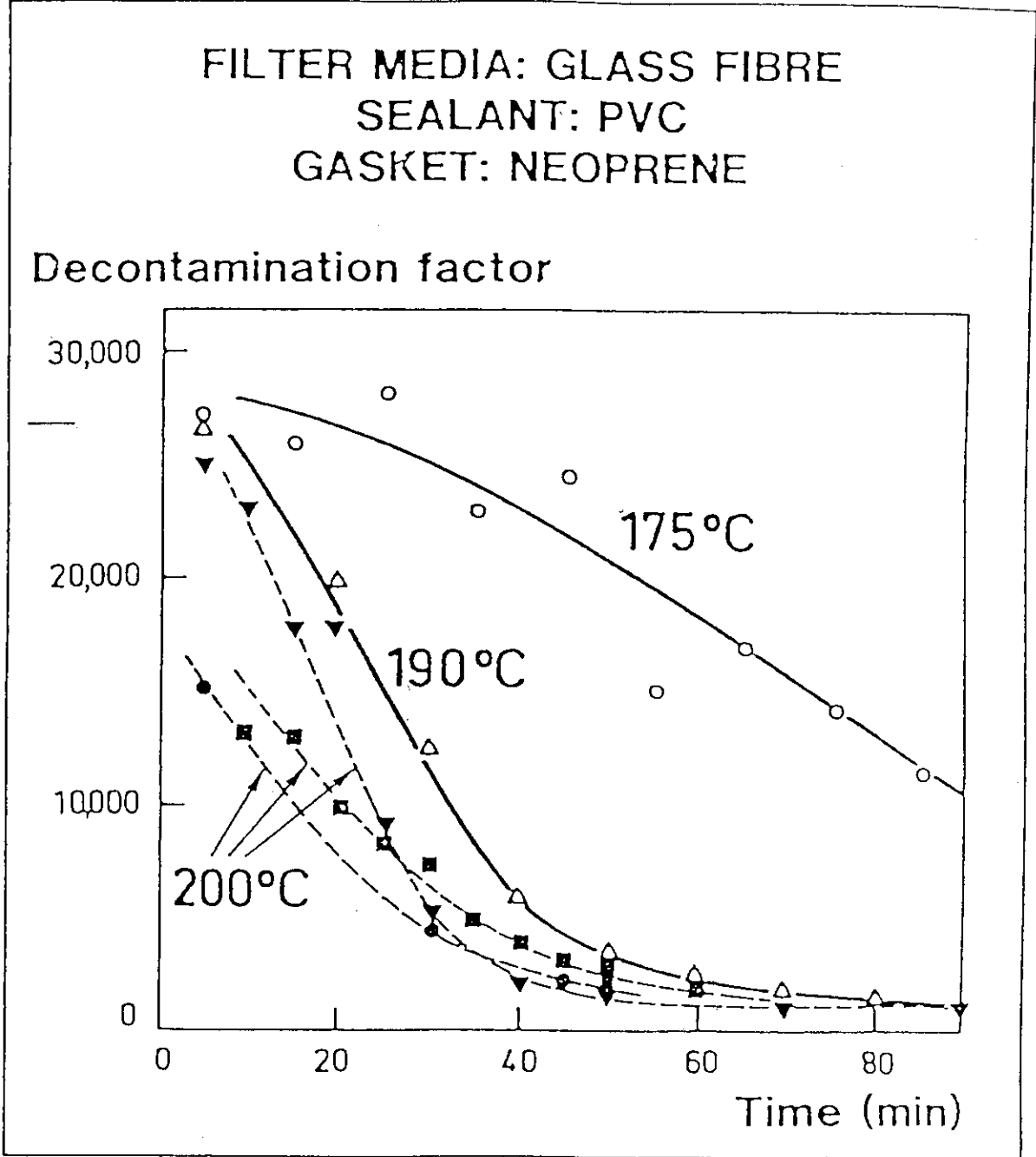


Figure 6

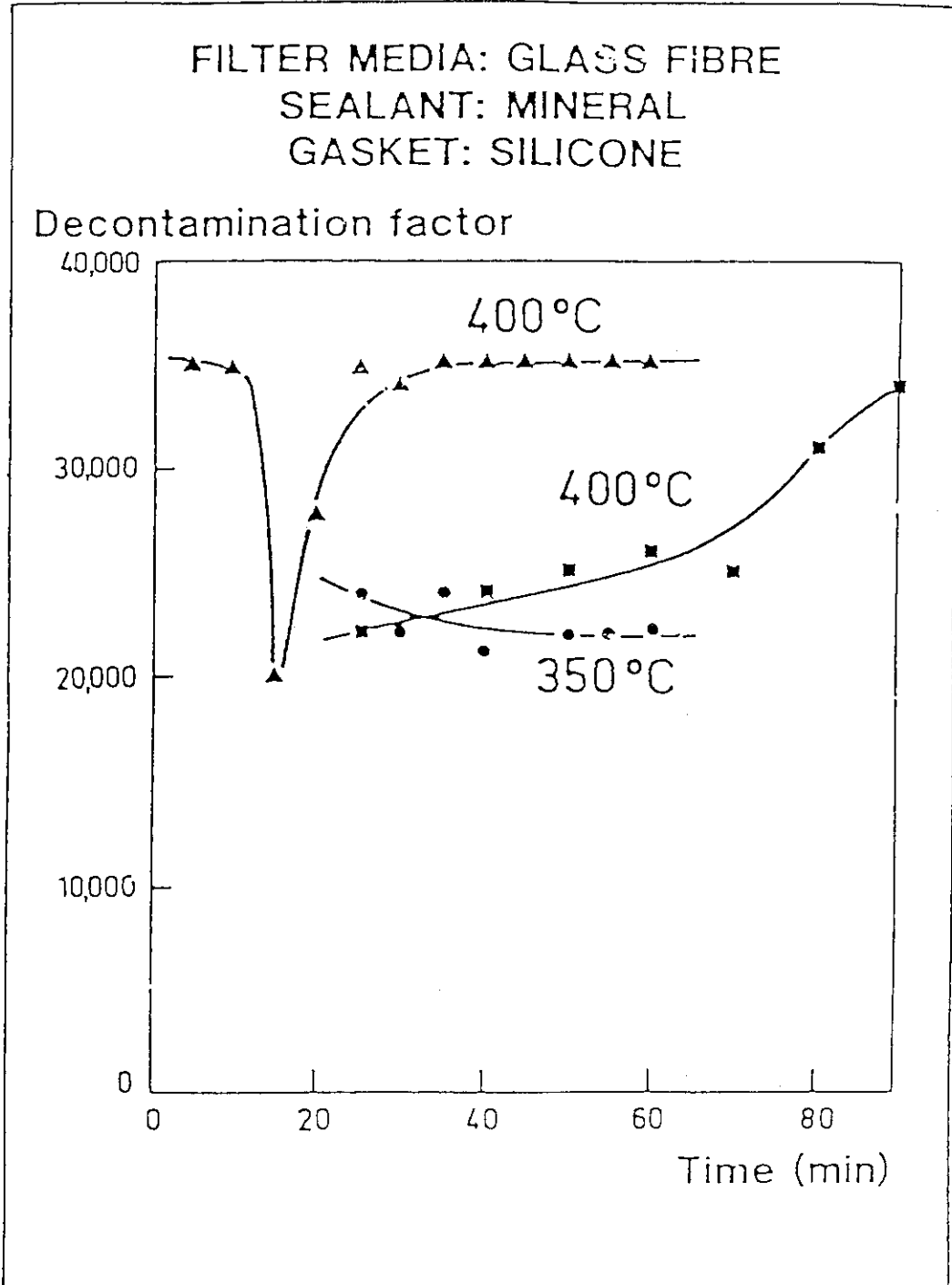


Figure 7

FILTER MEDIA : GLASS FIBRE  
SEALANT : POLYURETHANE  
GASKET : SILICONE

Pressure drop (da Pa)

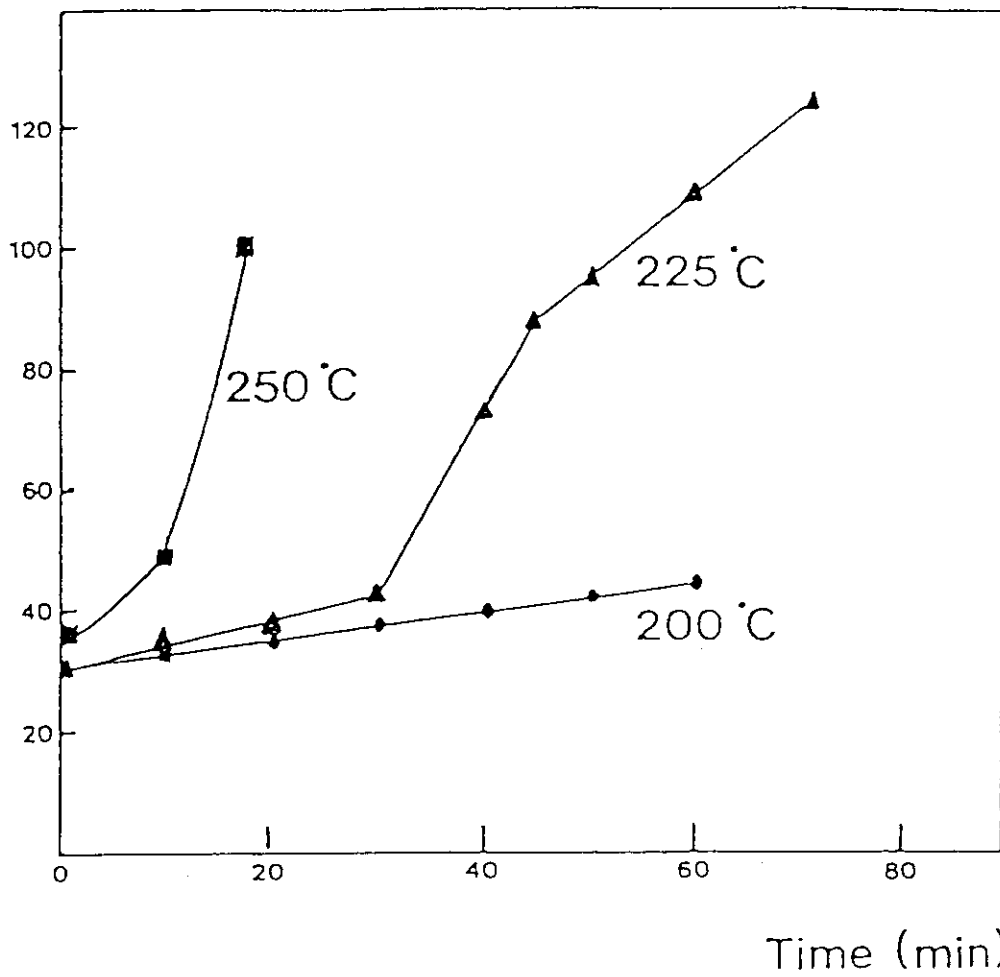


Figure 8

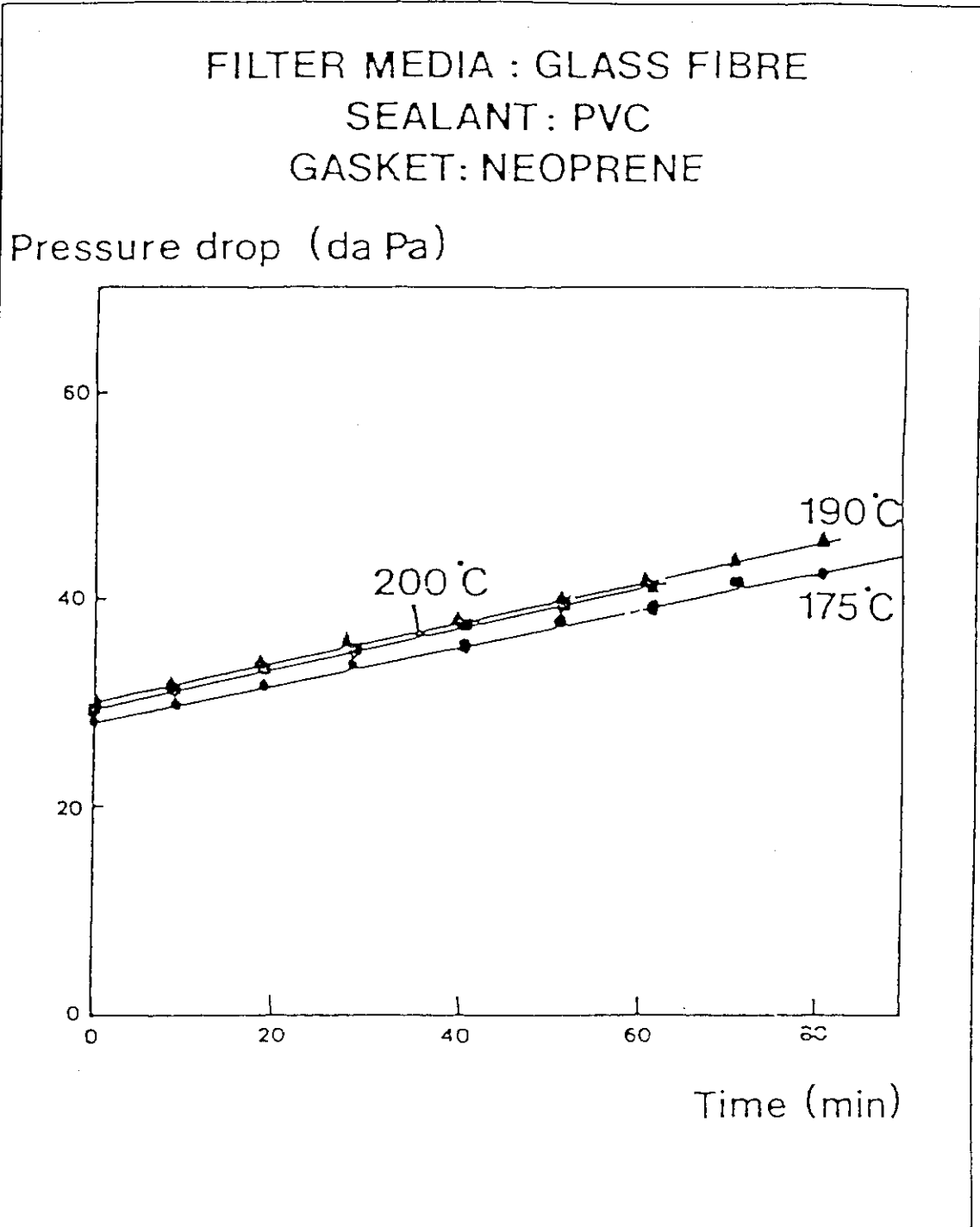


Figure 9

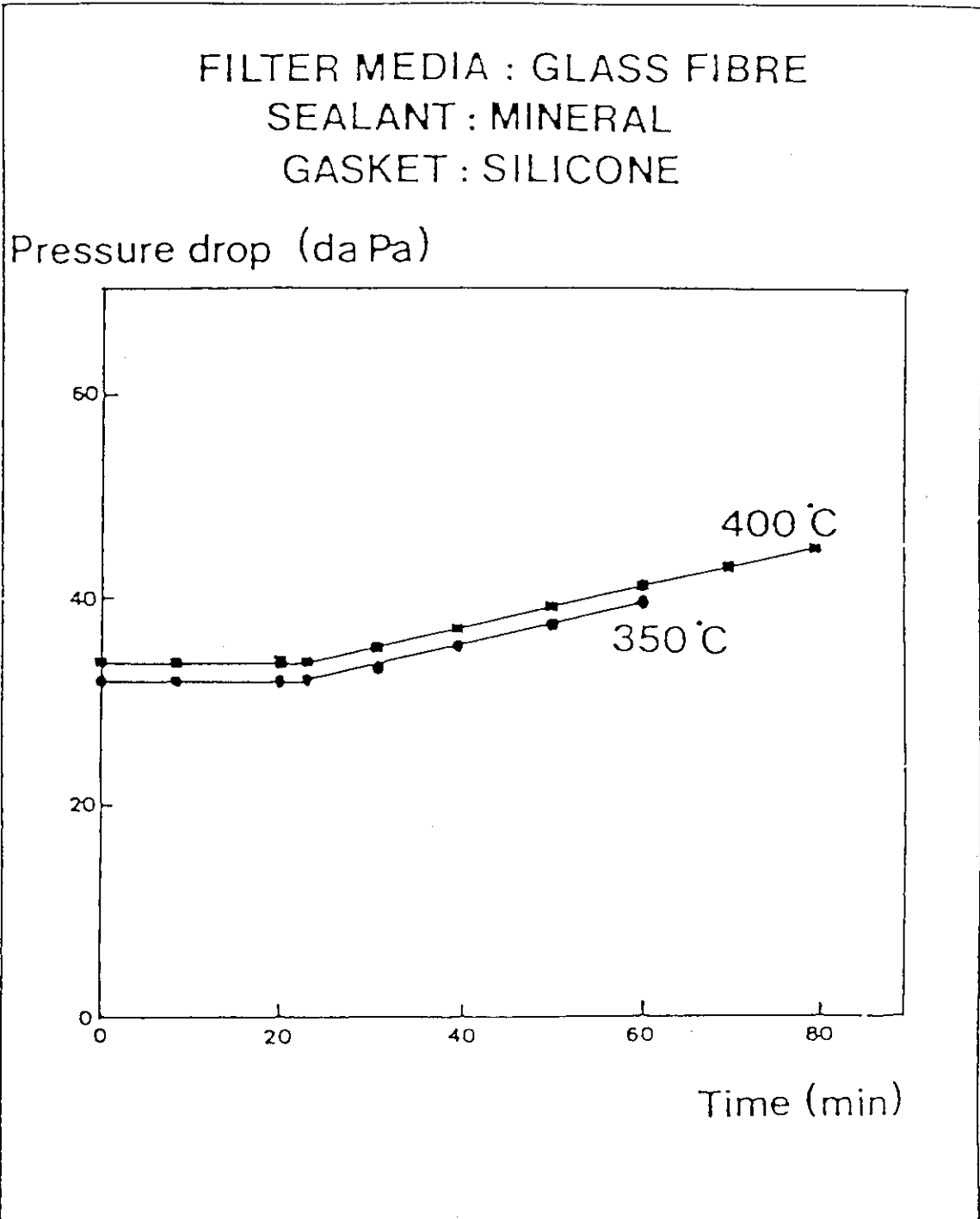


Figure 10



Particulate Filter	
文献 F-10	<p>“Limits of HEPA-filter application under high-humidity conditions”  Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik,  Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH  Postfach 3640, D-7500 Karlsruhe 1, F.R.Germany  18th DOE nuclear airborne waste management and air cleaning conference</p>
Key Words	HEPA, high humidity, polycarbonate, tensile, mist eliminator
データ	<p>Differential pressure of HEPA-filter damage.  Metal-frame VM type filter 2.5KPa (温度50℃ 空気流量1700m<sup>3</sup>/h)  Wood-frame DN type filter 7.6KPa “  Wood-frame AP type filter 4.7KPa “</p>
1. 目的	文献により、大気中よりフィルタへり水の移行を調査し、市販フィルタについて異常時の条件下でフィルタ効果が得られるかどうかを試験する。
2. 測定方法	<p>文献調査試験 フィルタへの水の吸着及び水の影響と対策について文献を調査している。</p> <p>(1) 多湿、水ミスト負荷試験  測定システムをFig.1及び、Fig.2に示す。下記項目について湿気、水ミストを負荷し最大差圧を決めている。  ① 新品のグラスファイバーフィルタ（市販のもの）  ② 新品の炭素繊維フィルタ（プロトタイプ）  ③ グラスファイバーでダストを差圧 0.7～1.3KPaまで負荷したもの。  ④ 炭素繊維でダスト差圧、0.7～1.3KPaまで負荷したもの。  ⑤ 上記フィルタに水分除去装置を付加した場合。  試験条件は、以下の通り。  温度：50℃ 空気流量：1700～2000m<sup>3</sup>/h  相対湿度：20～100% 水ミスト量：40g/m<sup>3</sup>  試験期間：～200時間以上</p> <p>(2) 引張張力測定  下記項目について、引張張力を測定している。試験方法は、DIN 53 857 Section Bに準拠  ① 新品フィルター  ② 過湿したもの。  ③ ①、②を一度折ったもの。</p>
3. 測定結果	<p>多湿、水ミスト負荷試験の結果をTab.1, Tab.2に示す。ここで、試験時間と差圧の関係をFig.3に、空気流量と差圧の関係をFig.4, 5, 6に示す。  水分除去装置を付加した場合の、時間と差圧の関係をFig.7, 8に示す。  引張張力試験の結果をTab.3に示す。  “データ”の値は、Tab.1, Tab.2により抜き出している。</p>
4. 備考	水ミストを含む空気に対して水分除去装置を付加しても、高湿度によりフィルタ破損の危険があると結論している。

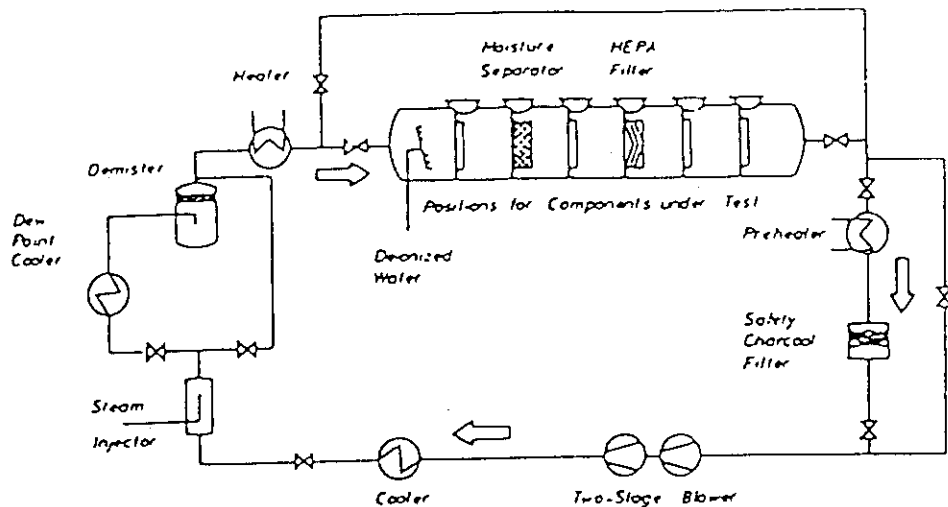


Fig. 1: Schematic of the test facility TAIFUN.

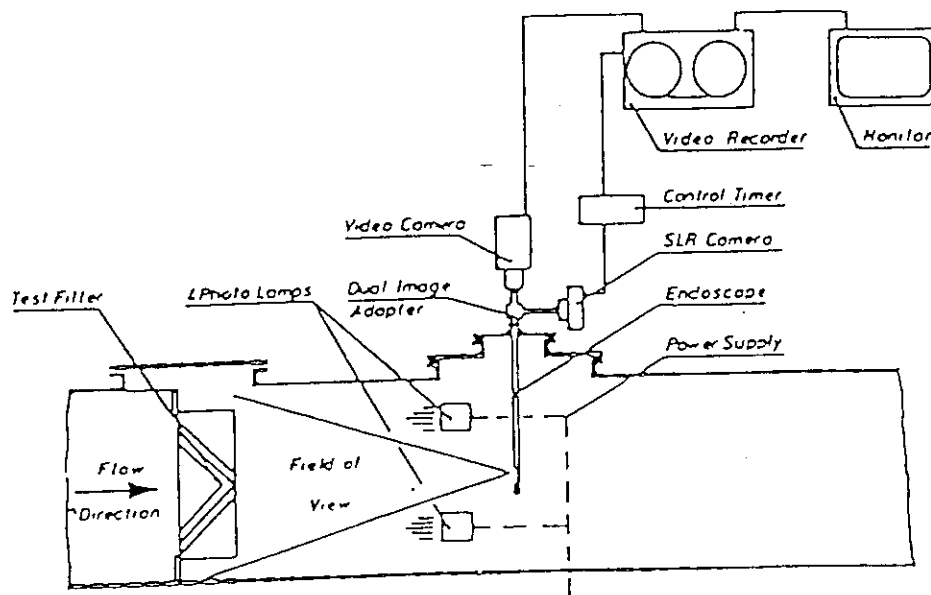


Fig. 2: Optical system for observation and recording of the HEPA-filter downstream side during humidity-exposure tests.

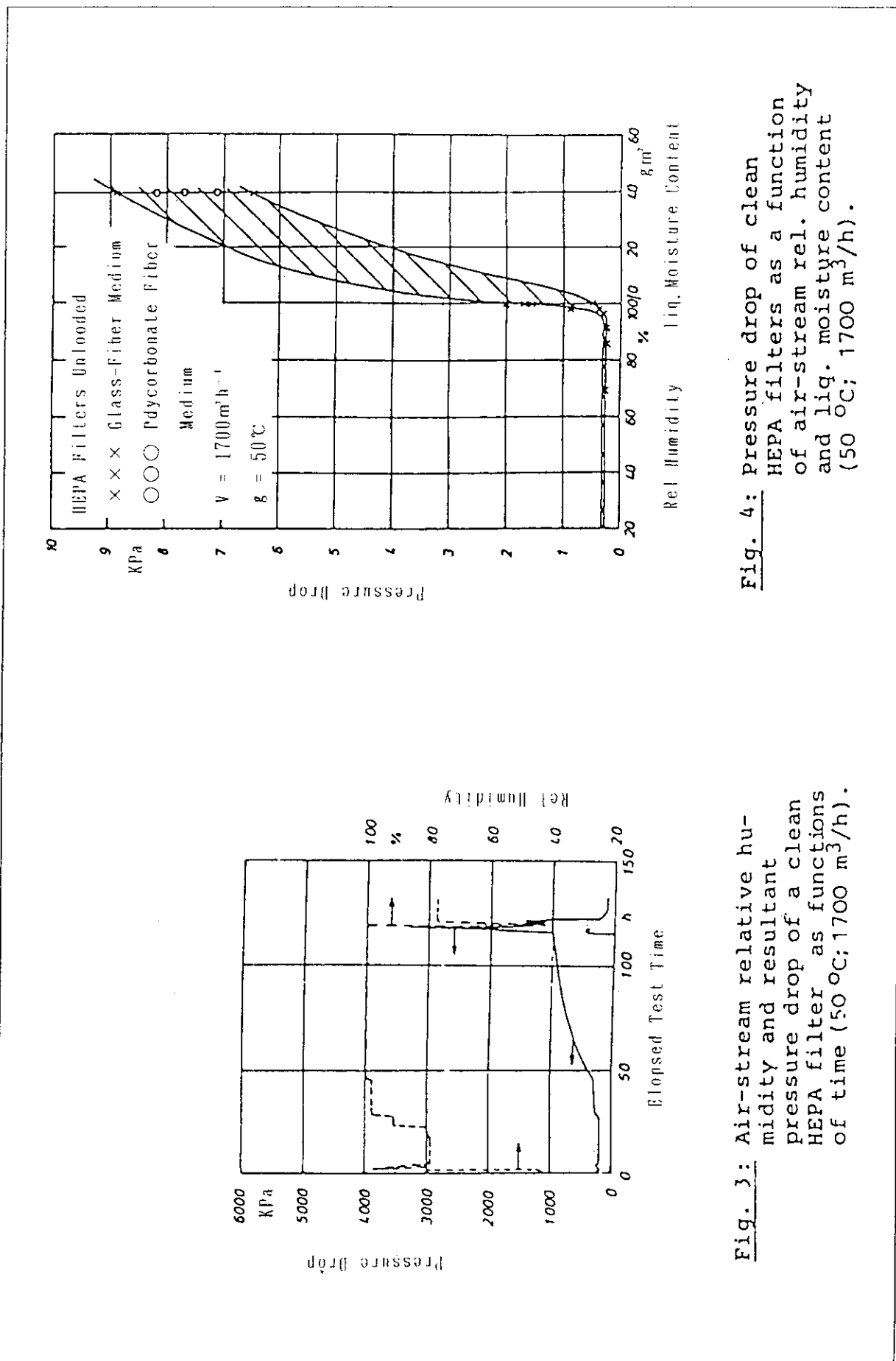


Fig. 3: Air-stream relative humidity and resultant pressure drop of a clean HEPA filter as functions of time (50 °C; 1700 m<sup>3</sup>/h).

Fig. 4: Pressure drop of clean HEPA filters as a function of air-stream rel. humidity and liq. moisture content (50 °C; 1700 m<sup>3</sup>/h).

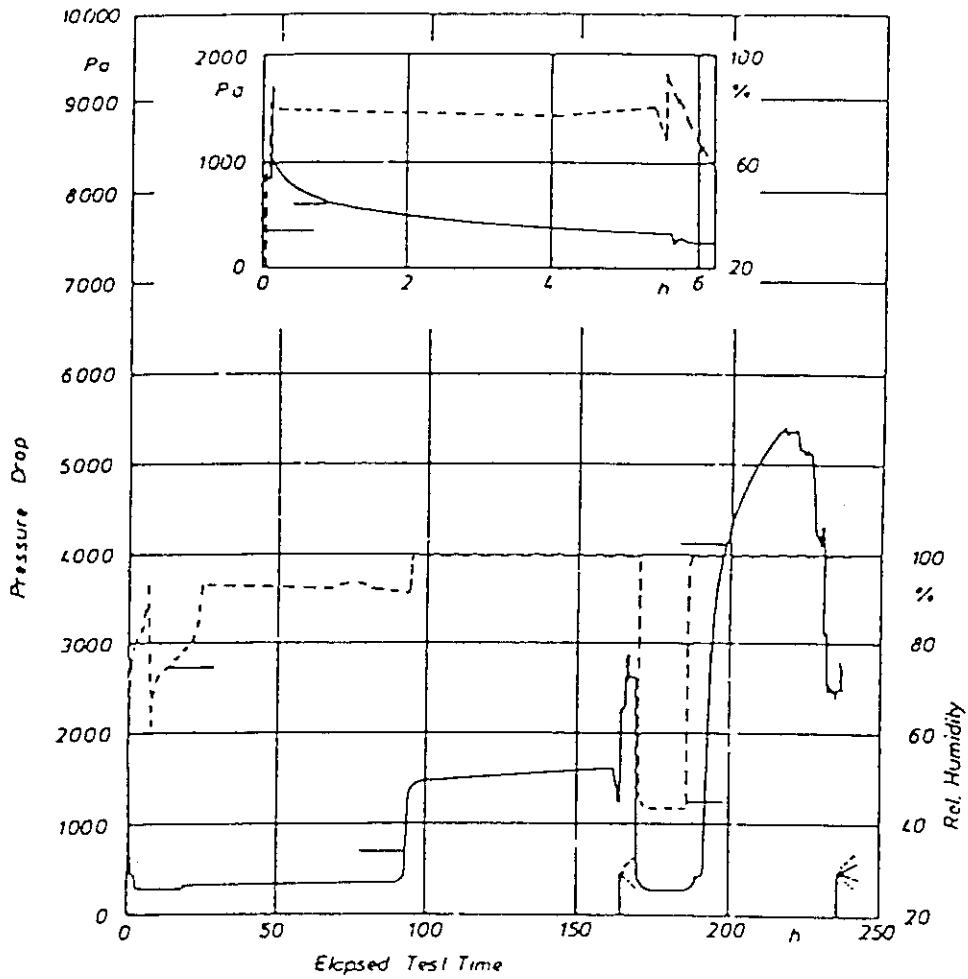


Fig. 5: Air-stream relative humidity and resultant pressure drop of a HEPA filter preloaded with room-air dust as functions of time (50 °C; 1700 m<sup>3</sup>/h).

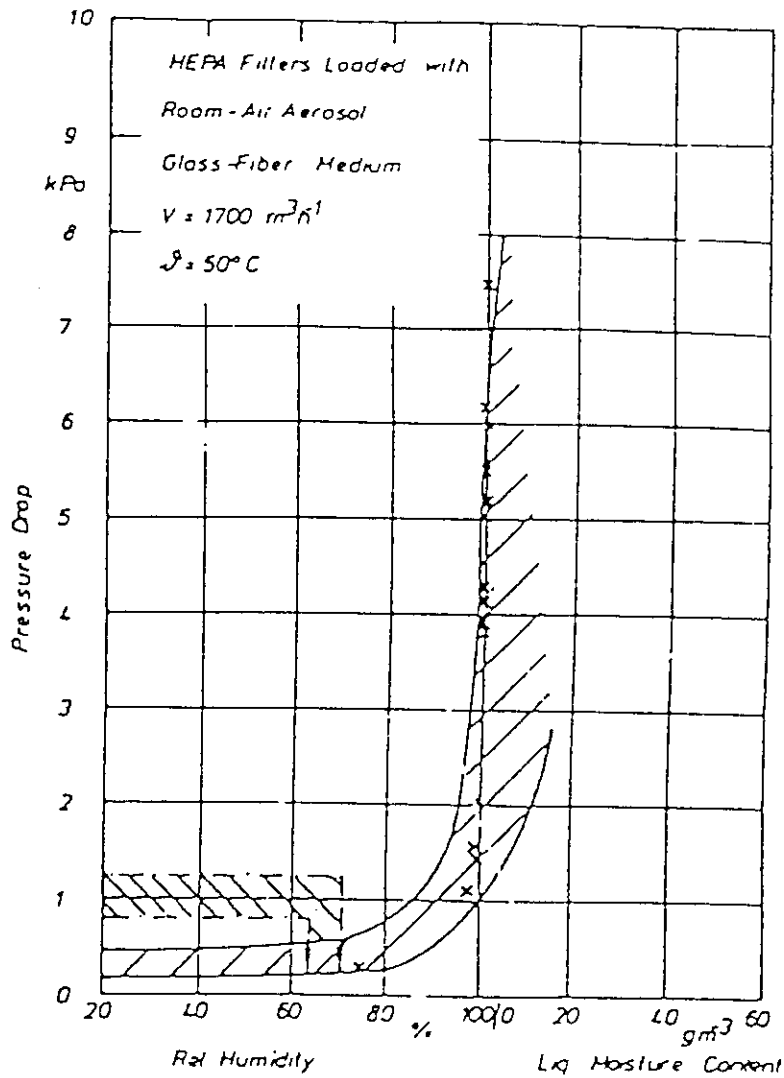


Fig. 6: Pressure drop of preloaded HEPA filters as a function of air-stream rel. humidity and liq. moisture content (50 °C; 1700 m<sup>3</sup>/h).

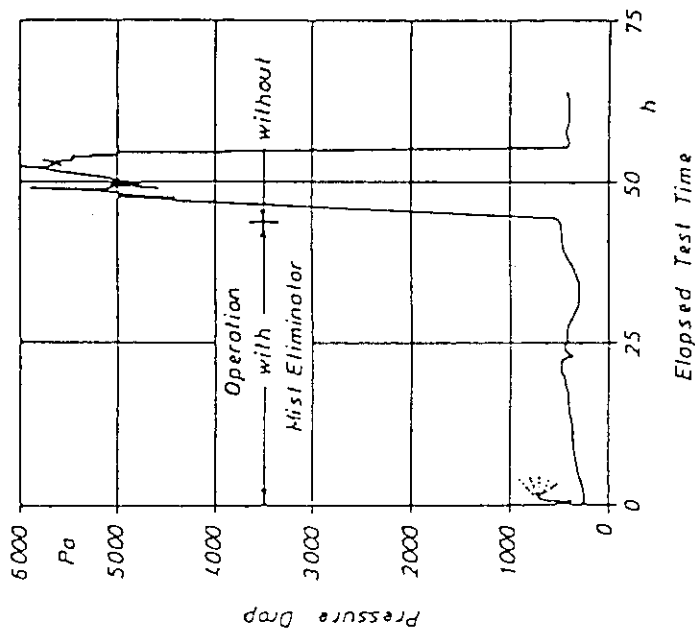


Fig. 7: Pressure drop of a clean HEPA filter tested with and without mist eliminator (50 °C; 1700 m<sup>3</sup>/h).

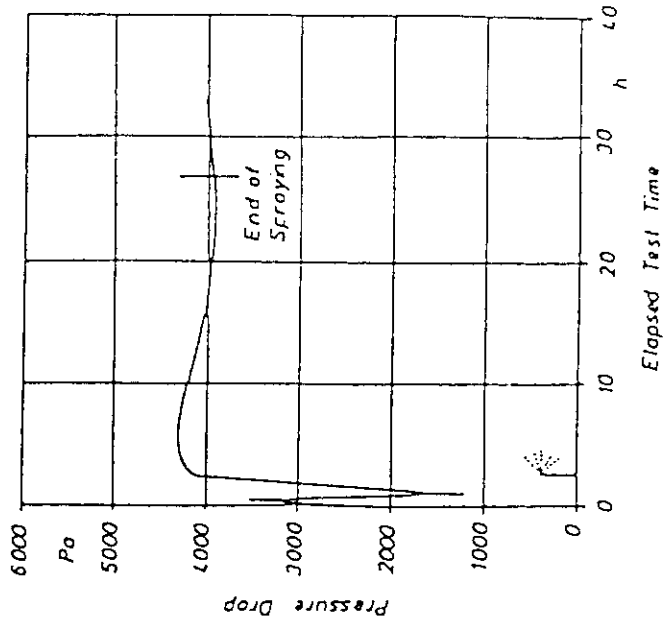


Fig. 8: Pressure drop of a HEPA filter preloaded with dust as tested with a mist eliminator (50 °C; 1700 m<sup>3</sup>/h).

Table 1: Structural limits of commercially available 610x610x292 mm HEPA filters tested under high-humidity or fog conditions ( $t=50^{\circ}\text{C}$ ,  $V=1700\text{ m}^3/\text{h}$ ).

Test No.	Test Filter		Exposure Time		Failure Diff. Pressure (kPa)
	Frame Material	Test Condition	100 % r.h. (h)	Fog (h)	
VM1	Metal	Clean	69	1.5	3.3
VM2	"	"	0	6	2.1
VM3	"	"	24	0	1.7
DN1	Ply-wood	Clean	43	5	9.0
DN2	"	"	74	3	6.5
AP1	Wood-particle board	Clean	62	0	2.6
AP4	"	"	0	5	4.8
AP7	"	"	45	4.5	5.9
AP8	"	"			
CN1	Ply-wood	Dust-loaded	16	0	5.1
AN1	Ply-wood	Dust-loaded	-	1	6.3
AN2	"	"	-	2	4.4
AN3	"	"	17	0	5.2
AN4	"	"	25	0	4.1
AN5	"	"	25	0	5.4

Table 2: Maximum differential pressures attained by  $\phi 10 \times 610 \times 292$  mm prototypical HEPA filters with polycarbonate microfiber media tested under high-humidity and fog conditions ( $t=50$  °C;  $V=1700$  m<sup>3</sup>/h).

No.	Test Filter		Exposure Time		Maximum Differential Pressure (kPa)
	Frame Material	Test Condition	100 % r.h. (h)	Fog (h)	
E 1	Ply-wood	ASHRAE dust	73	1.3	7.6
E 3	"	clean	96	20	7.6
E 5	"	"	66	7	8.0
E 9	"	"	24	65	7.1



Table 3 : Tensile strength of two clean HEPA-filter media, measured dry and wet, with different pretest histories. All samples were taken in the machine direction and tested in accordance with DIN 53 857 Part B.

Filter Type	Pretest History	Tensile Strength/Standard Deviation			
		dry (N/5 cm)		wet (N/5 cm)	
CN	new, unfolded	56.7	2.4	14.8	1.0
	new, folded	29.5	3.9	11.8	1.3
AP 4	humidity-tested, unfolded	20.8	6.4	26.4	5.2
	humidity-tested, folded	6.8	2.7	5.9	1.0

Particulate Filter	
文献 F-11	<p>"Development of a HEPA filter with high structural strength and high residence to the effects of humidity and acid"</p> <p>W. Alken*, H. Bella*, V. Rüdinger**, J. G. Weinheim, F. R. of Germany</p> <p>* Carl Freudenberg, Sparte Vliesstoffe Viledon, Weinheim, F. R. of Germany</p> <p>** Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik, Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, F. R. Germany</p> <p>18th DOE Nuclear Airborne Waste Management and Air Cleaning Conference</p>
Key Words	HEPA, Filter damage
データ	<p>Differential Pressure of filter damage.</p> <p>Glass-fiber filter 4~22KPa with dry air 2~6KPa 100% R. H. 50℃</p> <p>Polycarbonate &gt;30KPa " ~8KPa "</p>
1. 目的	新しい素材を用いたフィルタが従来のフィルタに比べ、耐酸性及び機械的負荷に関して改良されていることを確認すると共に、素材による比較を行う。
2. 測定方法	<p>グラスファイバー及び炭素繊維フィルタに対し、下記の試験を行っている。        (グラスファイバーは、HEPAフィルタからの切り出し、炭素繊維フィルタはプロトタイプで、繊維径は1.5μm)        炭素繊維フィルタの構造を Fig. 1 に示す。</p> <p>(1) 繊維の帯電による影響評価</p> <p>① 温度による粒子の透過試験</p> <p>② 空気流速による透過試験</p> <p>(2) 炭素繊維フィルタの能力評価</p> <p>① 構造強度試験 (フィルタ下流側損傷の目視検査) 差圧: ~30KPa</p> <p>② 多湿応答性試験 (フィルタ下流側損傷の目視検査)</p> <p>相対湿度: ~100% (水ミストを含む) 温度: 50℃</p> <p>差圧: ~8 KPa</p> <p>(3) 炭素繊維フィルタの強度評価</p> <p>① 炭素繊維の引張強度試験</p> <p>② 湿気と折り曲げの引張強度への影響評価</p> <p>③ 化学薬品による強度への影響評価</p> <p>薬品浸漬時間: 24時間, 使用薬品及びその濃度は, "Equipment Specification ESI, Appendix page 14" に準拠</p>
3. 測定結果	<p>温度による粒子の透過試験の結果を Fig. 2 に, 空気流速による影響評価の結果を Fig. 3 に示す。引張強度試験の結果を Fig. 4 に, 湿気と折り曲げの引張強度への影響評価の結果を Fig. 5 に示す。化学薬品による強度への影響評価の結果を Fig. 6 に示す。</p> <p>データで示した値については, 備考を参照のこと。</p>
4. 備考	<p>炭素繊維フィルタの能力評価として構造強度試験, 多湿応答性試験を行っているが, 詳細なデータは無く, 構造強度試験に対し, 乾燥空気の負荷において炭素繊維フィルタでは28KPa, 30KPaでも破損は無く, グラスファイバーフィルタは, 4~22KPaで破損したとのコメントがあるだけである。多湿応答性試験についても同様に, 50℃, 100% R. Hで, 炭素繊維フィルタは, 8KPa以下では明らかなダメージは見つからず, グラスファイバーフィルタは, 2KPa~6KPaで破損したとの記述があるだけである。</p> <p>この詳細は, Rüdinger, V.; Ricketts, C. I.; Wilhelm, J. G.        Proc. of the 18th DOE Nuclear Air Cleaning Conference, Baltimore, Maryland (1984) に, 記述されている。</p>

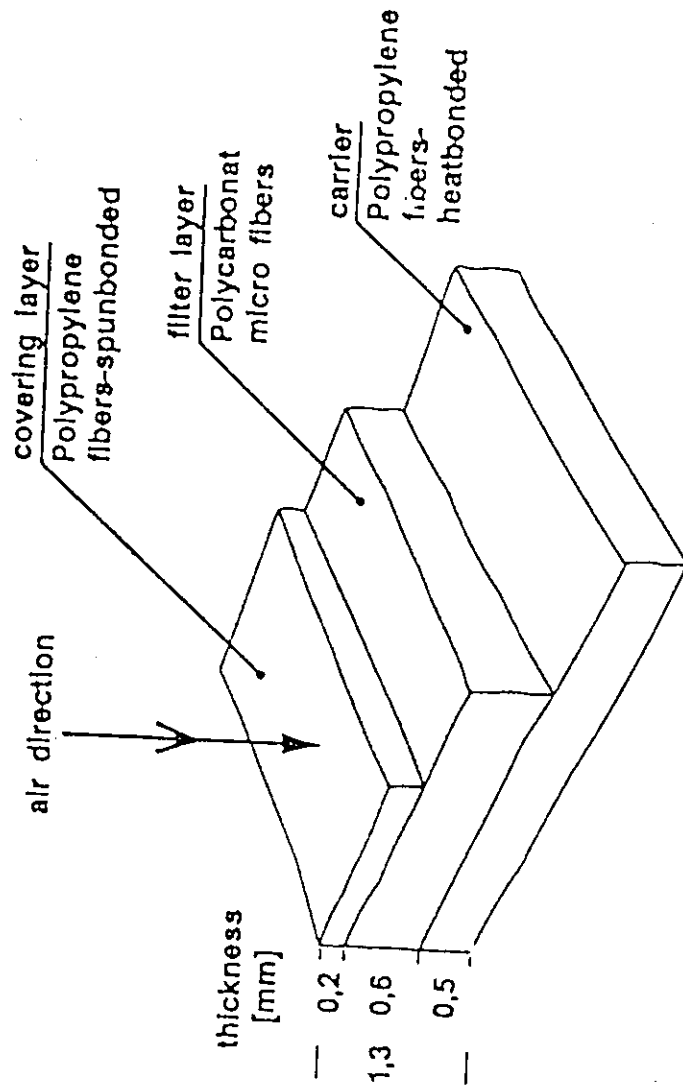


Figure 1: Sandwich structure of the Microdon S filter medium.

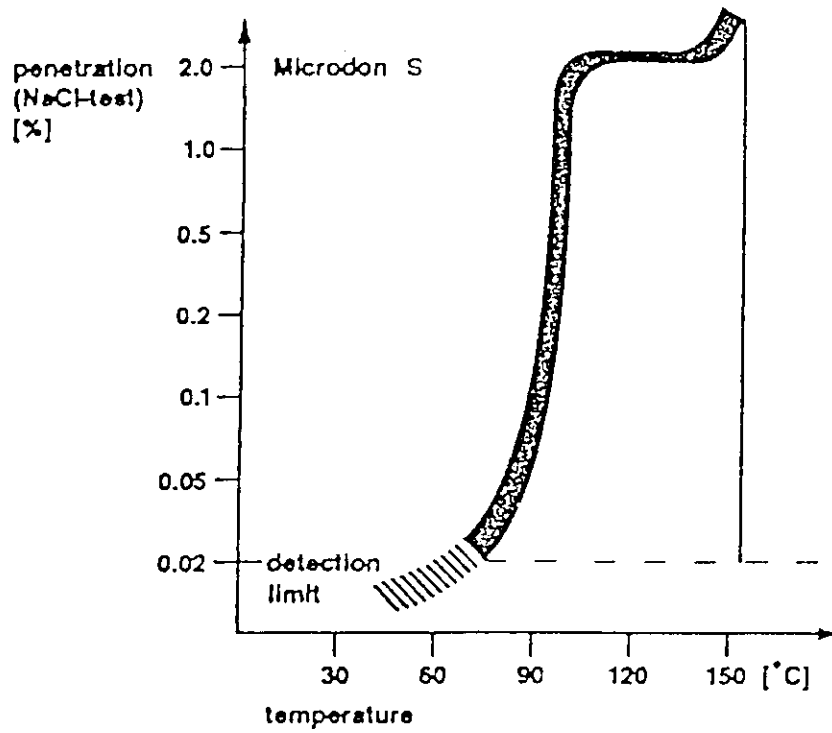


Figure 2: Influence of temperature on the penetration

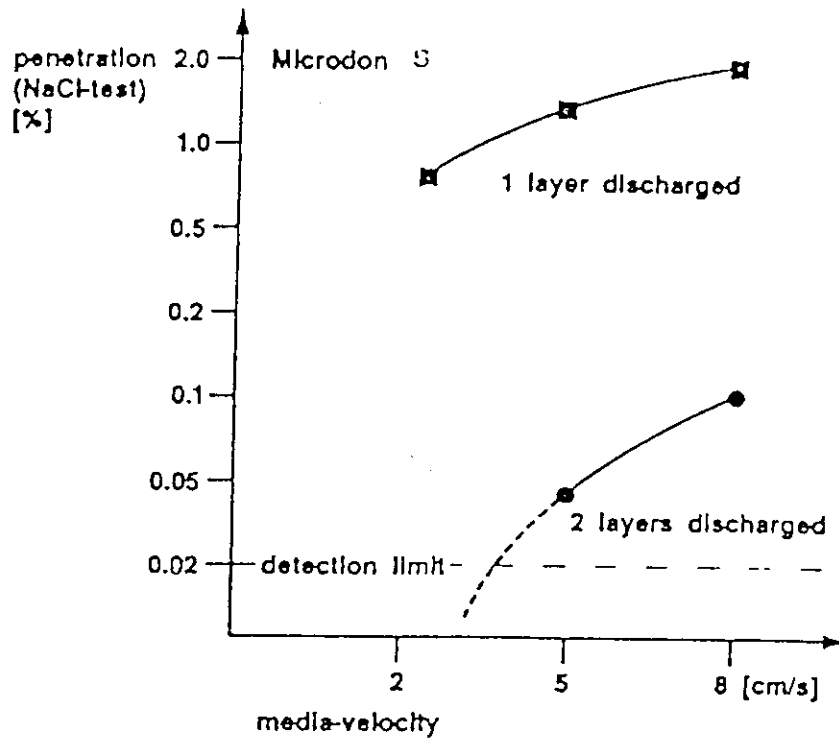


Figure 3: Influence of fiber charge on penetration

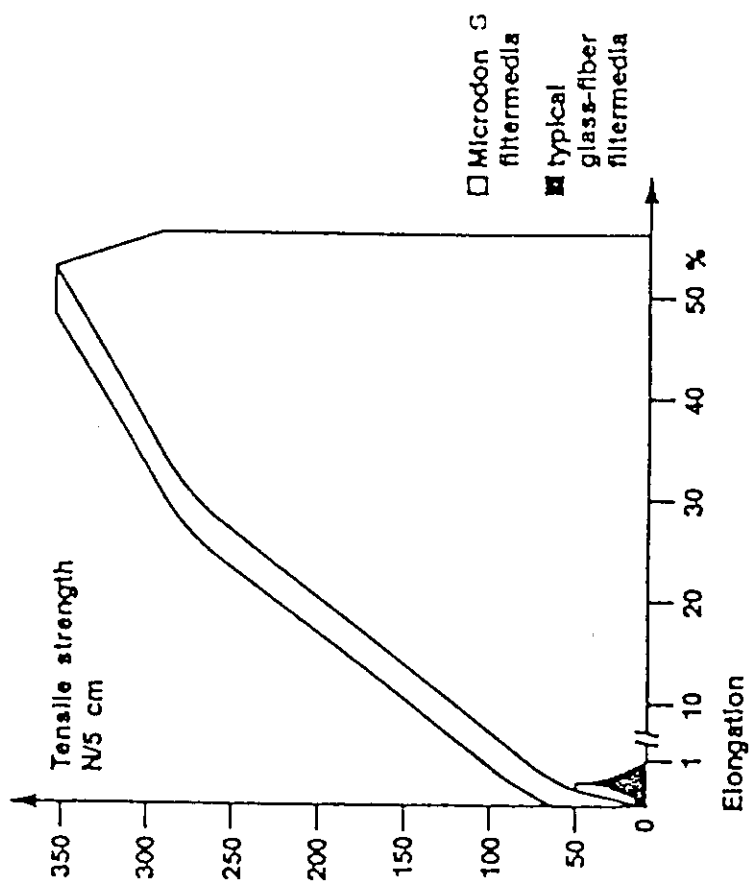


Figure 4: Tensile test acc. to DIN 53 657

Samples of unused HEPA-Filter-Units		Microdon media	glass-fiber media
without any folds			
dry	N/5 cm	300	< 60
wet	N/5 cm	300	< 30
containing typical folds			
dry	N/5 cm	300	< 40
wet	N/5 cm	300	< 20

Figure 5: Tensile strength acc. to DIN 53 857

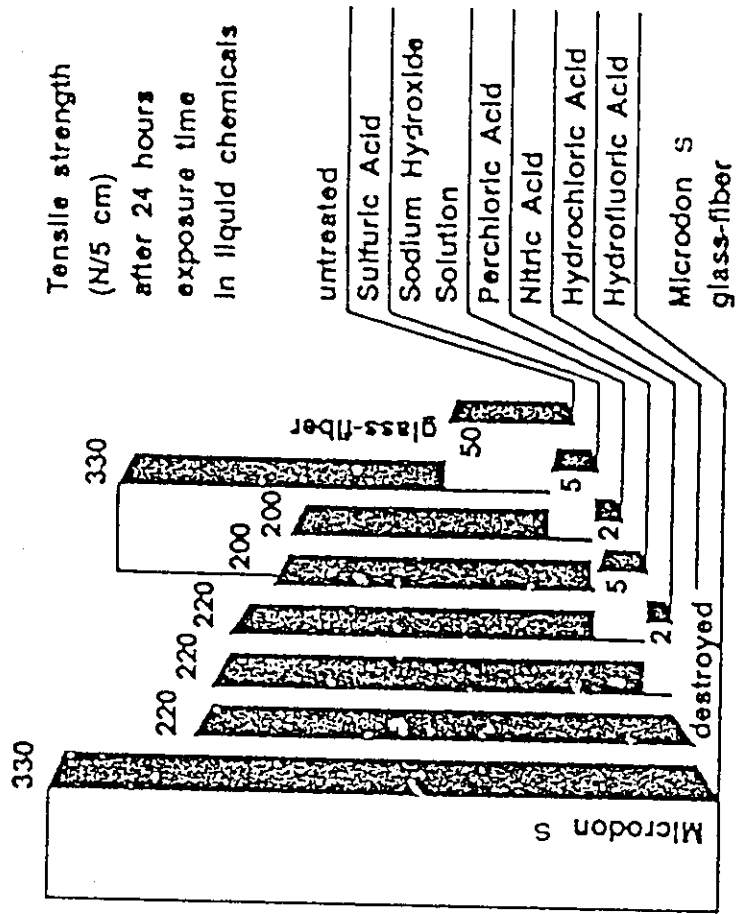


Figure 6: Corrosion resistance of filter media



Particulate Filter	
文献 F-12	"The effects of high relative humidities on hepa filter media" Bard Normann Studsvik Energiteknik AB S-611 82 Nykoeping SWEDEN 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference.
Key Words	Hepa Filter, High Relative Humidity, DOP, Triple Filter
データ	Differential pressure of filter damage Triple filter $\approx$ 1KPa (bed depth 67mm, air flow 450m <sup>3</sup> /h) Standard HEPA filter $\approx$ 2.5KPa (bed depth 294mm)
1. 目的	三層フィルタ及び同様の構造を持つフィルタの、破損の可能性を調査し、その原因を明らかにする。
2. 測定方法	<p>下記の試験を行っている。</p> <p>(1) フィルタ素材に対する加湿試験 試験項目は、以下の通り。三層フィルタの構造 Fig. 1に、測定システムを、Fig. 2 及び Fig. 3 に示す。</p> <p>① 多湿負荷下における差圧試験 ② 蒸気加湿時間による素材の強度試験 ③ 蒸気加湿によるフィルタ素材の構造変化（走査電子顕微鏡による観測） ④ DOP浸透試験（空気流速 5.3m/s） 試験条件は、相対湿度、50～100%、温度20～100℃である。</p> <p>(2) フルスケールフィルタに対する加湿試験 下記の項目について、フィルタ破壊の可能性を調査している。</p> <p>① 90% R.H. における、1週間の加湿 ② ①に、100% R.H. を3日間追加加湿した場合 ③ 水ミストを負荷した場合</p>
3. 測定結果	<p>多湿負荷下における差圧試験の結果を Tab. 1 及び、Fig. 4 に示す。 蒸気加湿時間による素材の機械強度試験の結果を Tab. 2 及び Fig. 5 に、DOP透過試験の結果を Tab. 3 及び、Fig. 6 に示す。 水ミストを負荷した場合のフルスケールフィルタに対する多湿負荷試験結果を、Fig. 7 に示す。 “データ”に示した値は、トリプルフィルタに関しては、Fig. 7 について本文中でコメントしている値を記述し、通常フィルタに関しては、本文で記述している値をそのまま記載した。</p>
4. 備考	<p>三層フィルタは、スウェーデンの原子力発電所においてオフガス処理及び、事故時の通風システムに使用される。 90% R.H. における1週間の加湿及び、それに 100% R.H. を3日間追加加湿した場合の結果は、破壊しなかったとのコメントが有るだけである。</p>

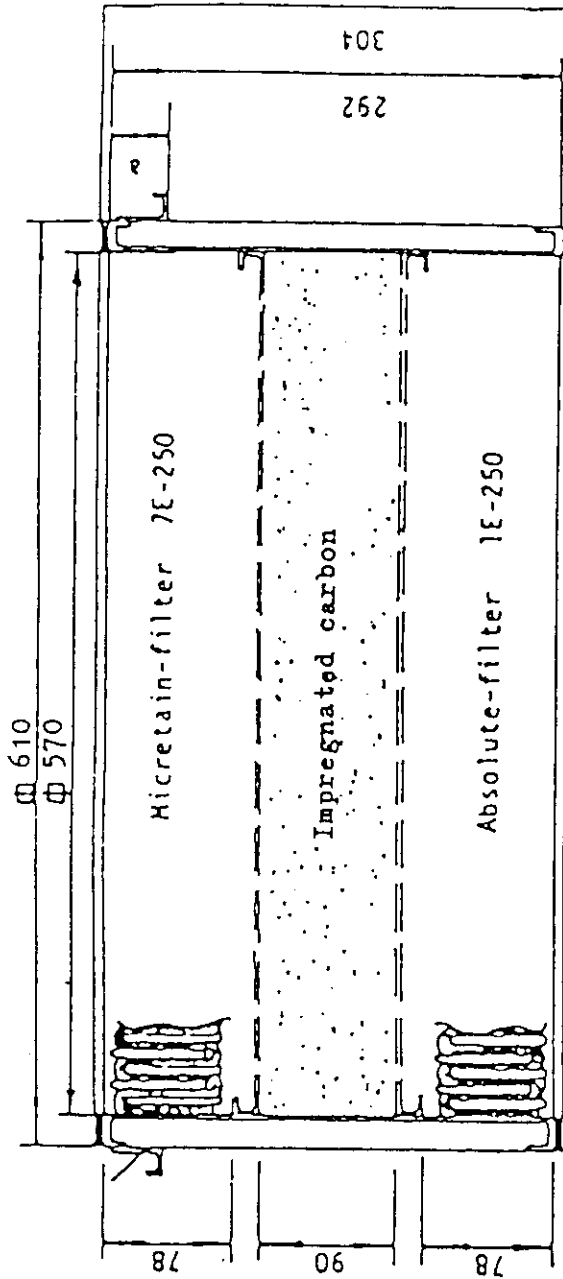


Figure 1. Exempel of a triple filter, manufacturer Camfil. Measurements in mm.

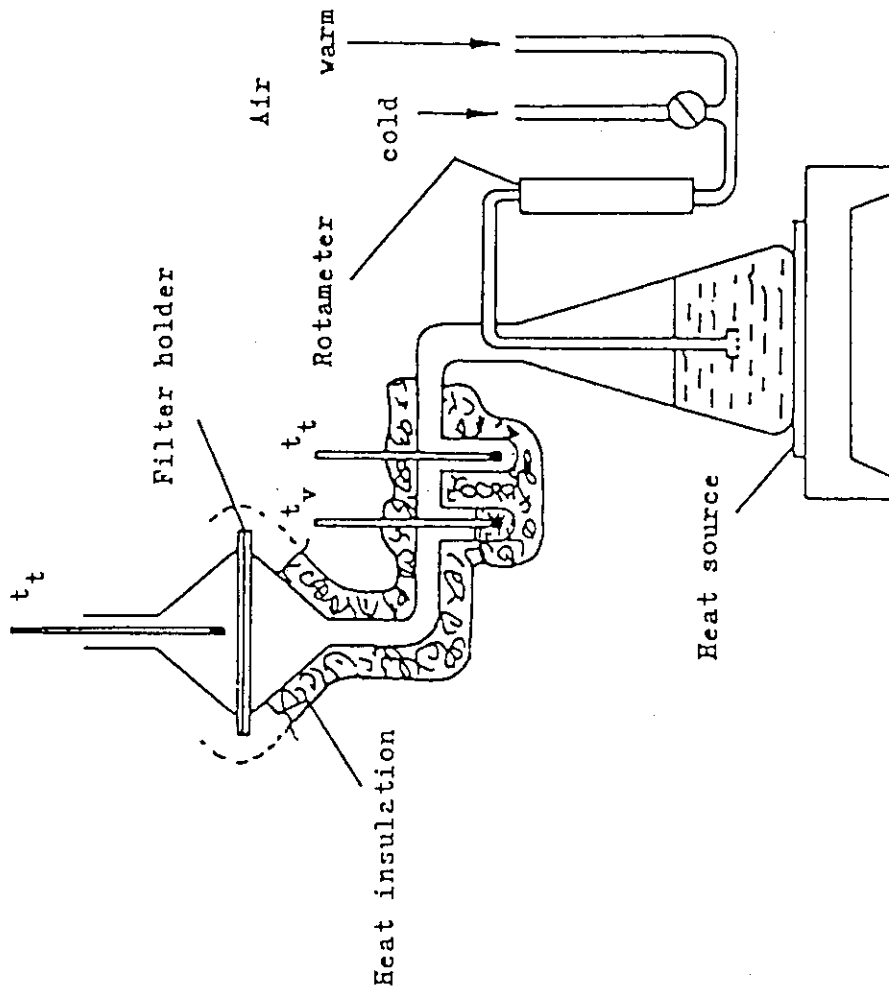


Figure 2. Apparatus for exposing filter material to varying temperatures and pressures.  $t_t$  and  $t_v$  are the dry and wet temperatures respectively.

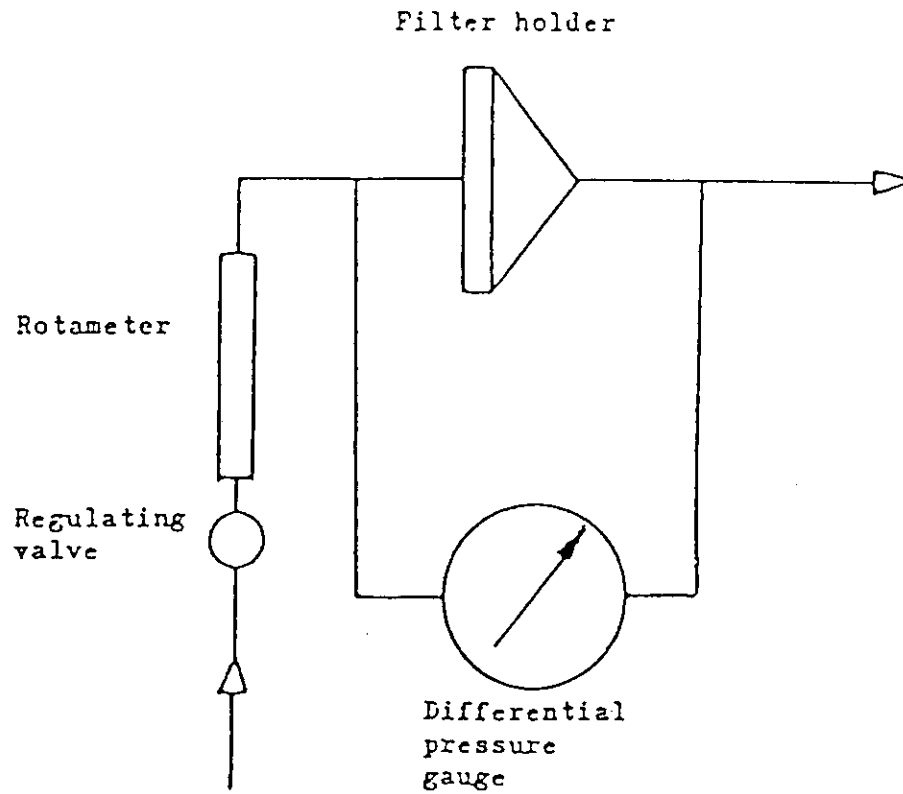


Figure 3. Apparatus for measuring the pressure drop and failure pressure across filter material.

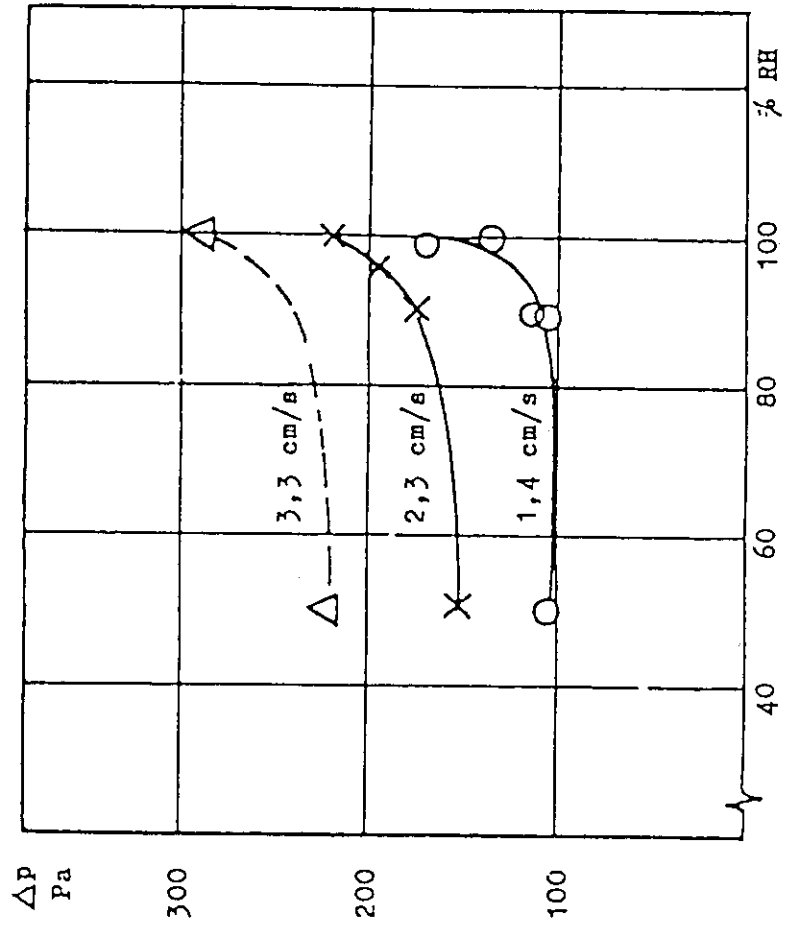


Figure 4. Pressure drop as a function of relative humidity for filter material type 1.

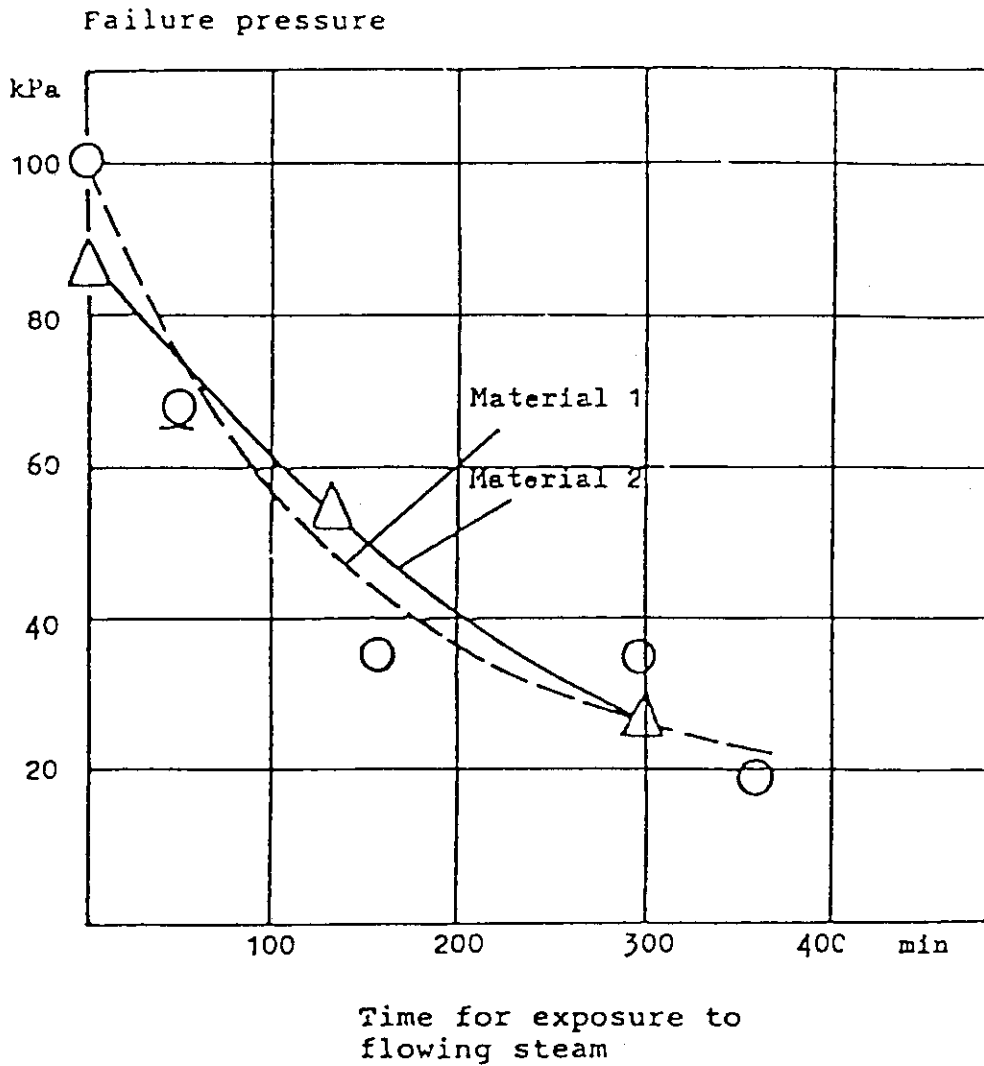


Figure 5.

Filter material 1 and 2 mechanical strength sample after exposure to steam at 100°C and a flow rate of approximately 1.3 cm/s. The point 68 kPa/50 min is at about 90°C. The material was dried at about 50°C after exposure to the steam.

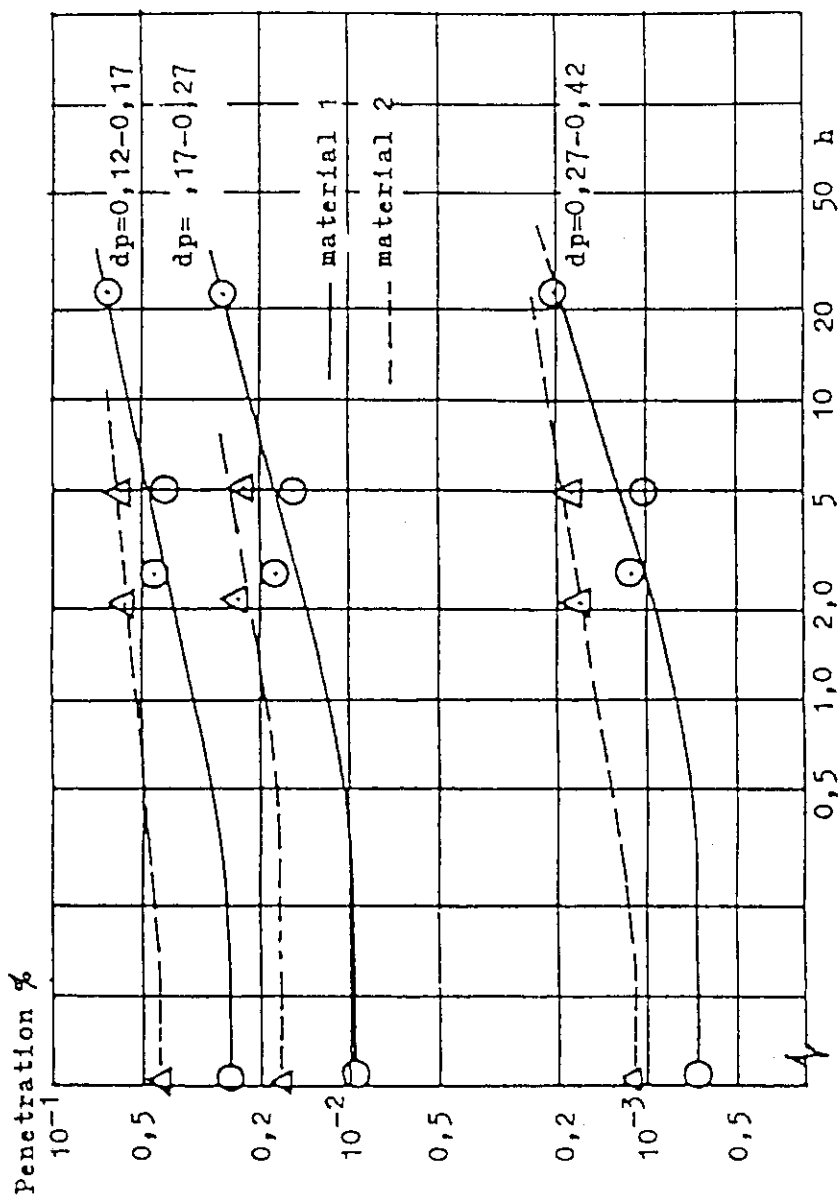


Figure 6. Increase in penetration measured after exposure to steam at 100°C and a flow rate of approximately 2 cm/s. dp in the diagram indicates the particle diameter during the penetration test.

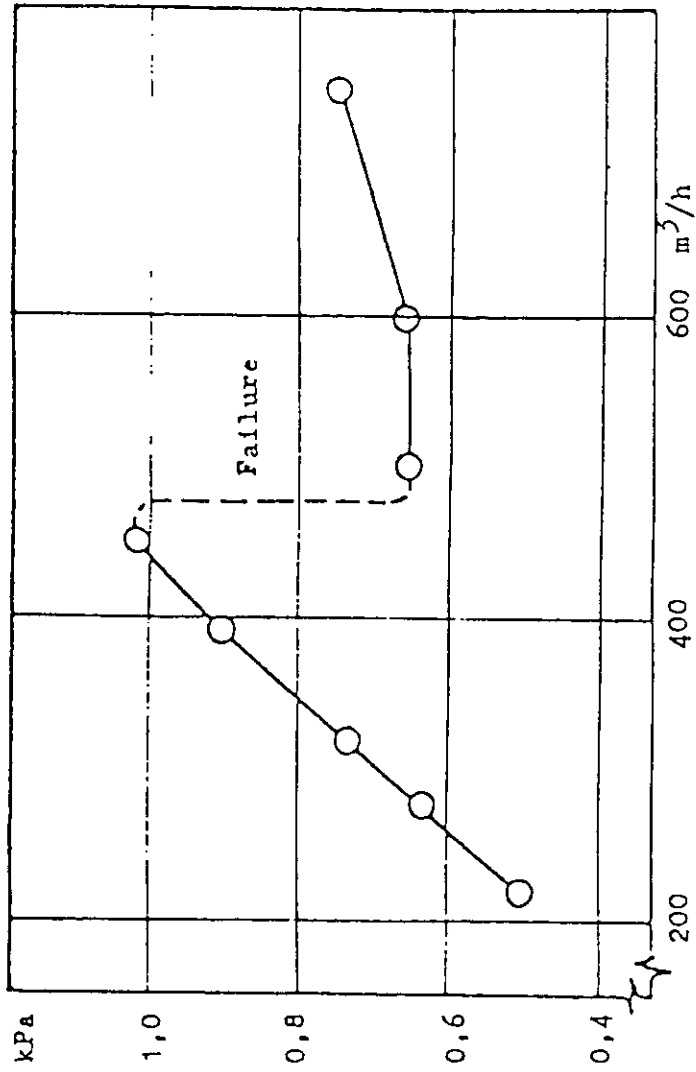


Figure 7. HEPA-filter "triple" design pressure drop after the filter was loaded with water.



Table 1. Pressure drop across filter material, type 1, exposed to flowing air.

Rel hum %	t°C l/min	Flow rate	v cm/s	ΔP mm vp
~90	20	-	1.43	10.8
50	20	14	1.41	10.4
50	20	23	2.32	15.6
50	20	32.5	3.28	22.4
95	20	22.5	2.32	16.8
100	20	13.4	1.35	13.8
100	20	22.4	2.30	22.0
100	20	27.8	2.80	28.4
90	20	13.4	1.35	11.2
90	20	13.4	1.35	13.8
90	20	13.4	1.35	10.8
90	20	14.6	1.47	10.8
97	20	13.4	1.35	16.8

Table 2. Mechanical strength after exposure to pure steam at 100°C. The material samples were dried prior to "pressure testing".

Pressure drop kPa at 28 l/min	Steam flow rate min	Failure pressure kPa
<u>Material 1</u>		
4.75	0	100
4.70	60	67
4.70	160	35
4.60	300	35
4.60	360	18
<u>Material 2</u>		
4.80	0	85
4.70	130	55
4.60	300	27

Table 3. Penetration through the filter material after exposure to flowing steam.

Exposure time h	Particle size, $\mu\text{m}$	Average
	0.12-0.17    0.17-0.27    0.27-0.42	
<u>Material type 1</u>		
0	0.0254	0.00066
2.67	0.0449	0.00112
5.0	0.0419	0.00103
23.0	0.0648	0.00202
<u>Material type 2</u>		
0	0.0433	0.00110
2.17	0.0583	0.00170
5.0	0.0585	0.00181
		0.0205
		0.0282
		0.0277

Particulate Filter	
文献 F-13	<p>"HEPA filter behavior under high humidity airflows"</p> <p>C. I. Ricketts, V. Ruedinger, J. G. Wilhelm            Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH            Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik            Postfach 3640, D-7500 Karlsruhe 1, Federal Republic of Germany.            19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference</p>
Key Words	HEPA, high humidity airflow, stream glass-fiber, structural failure, rupture, tears, structural strength, sorption.
データ	<p>Breakdown Differential Pressure</p> <p>AP and CN type filter      4KPa at 100% RH</p> <p>RNF and DPF type filter    0.9kPa at 100% RH</p>
1. 目的	文献により、フィルタパックの安定性と構造的強度を多湿負荷条件下について調査し、HEPAフィルタの構造的限界について実験を行い、不良項目について、そのモードと発生メカニズムを実証し、改良フィルタを用いた対策評価を行う。
2. 測定方法	
文献調査	フィルタ内への水の浸透と、フィルタに与える影響及び対策について、種々の文献を調査。
試験	下記の試験を行っている。
(1) 構造試験 (寿命試験)	<p>3種の市販のHEPAフィルタについて、下記条件により、破壊が起きるまでの差圧を調査している。</p> <p>① フィルタ種類</p> <p>a. 深い壁を持つ高分子接着剤と木のフレームを使用したフィルタで、120℃以下の使用に供されるもの。</p> <p>b. 深い壁を持つグラスファイバーを詰めた、金属フレームのフィルタで250℃以下で使用に供されるもの。</p> <p>c. V-タイプの小さい壁を持つ高分子接着剤と木のフレームを使用したフィルタで、120℃以下の使用に供されるもの。</p> <p>② 温度            20℃, 50℃, 80℃</p> <p>③ 空気流量       1700m<sup>3</sup>/h</p> <p>④ 相対湿度       50%~100%, 水ミスト入り (10g/m<sup>3</sup>~)</p> <p>⑤ 試験時間       2~200 h</p> <p>⑥ ダクト負荷    有, 無</p>
(2) 市販フィルタと改良フィルタを用いた引張強度試験	<p>試験条件は、下記フィルタを追加して(1)と同じ</p> <p>① フィルタ種類</p> <p>a. 深い壁を持ち、グラスファイバーをグラスファイバー布で保持した高分子接着剤と木のフレームを使用したもの。</p> <p>b. 深い壁を持ち、グラスファイバーををグラスファイバー布で保持したセラミック接着剤と金属のフレームを使用したもの。</p>
(3) 吸着試験	<p>下記条件について、フィルタ繊維への水蒸気吸着試験を行っている。</p> <p>① フィルタ種類    新品フィルタ, ダストを負荷したもの, 加湿負荷後のもの。</p> <p>② 相対湿度       32%~97%</p> <p>③ 温度            25℃</p>

3. 測定結果

構造試験の結果をTab.1に、引張強度試験の結果をTab.2に示す。吸着試験の結果をFig.1、Fig.2に示す。

“データ”で用いた値はTab.1の値を平均した値についてコメントしており、その値を用いた。

4. 備考

緊急に国際的なHEPAフィルタのテスト基準が必要であることを訴えている。

Table 1: Structural limits of commercial 610×610×292-mm glass fiber HEPA filters tested under high air humidities at 1700 m<sup>3</sup>/h and 50°C.

Filter Design Pack/Flow Rate (m <sup>3</sup> /h) Frame/Serv. Temp. (°C)	Manf. Code	Test Cond.	No. of Tests	Range of $\Delta p$ at Failure (KPa)	Std. Dev. (KPa)	Average $\Delta p$ at Failure (KPa)
Deep Pleat (270 mm)/1700 Al. Separators Wood/<120	$\lambda P$	new	4	2.5 - 5.9	1.1	4.6
	$\lambda N$	loaded	7	4.1 - 6.3	0.8	5.0
	CN	new	5	1.8 - 5.9	1.6	3.4
	CN	loaded	11	0.9 - 5.7	1.4	3.3
	DN *	new	2	6.3 - 9.0	1.9	< 7.6
Deep Pleat (270 mm)/1700 Al. Separators Metal/<250	VM	new	3	1.2 - 3.3	1.1	2.2
Mini Pleat (20 or 50 mm)/1700 V Panels Wood/<120	RNF	new	2	0.8 - 1.4	0.4	1.1
	RNF	loaded	4	1.4 - 3.6	0.9	2.3
	RNFS	loaded	3	2.5 - 3.4	0.3	2.7
Mini Pleat (25 mm) V Panels Wood/<120	DPF	new	2	0.4 - 0.9	0.4	0.7

\*  $\Delta p$  is that by first visible damage on downstream face of filter. Filters had probably failed sooner within pack at lower  $\Delta p$ .

Table 2: Results of tensile strength tests of filter medium samples removed from row and humidity tested HEPA filters.

Samples of Filter Media		Tensile Strength (kN/m)				Elongation (m/m %)				
Manf. Code	Pretest Cond.	No. of Filters Sampled	XD <sup>+</sup>	MD <sup>++</sup> (w/o fold)		XD	Wet MD (w/o fold)		Dry MD (w/fold)	Wet MD (w/fold)
				MD <sup>++</sup> (w/o fold)	MD (w/fold)		Wet MD (w/o fold)	MD (w/fold)		
AP	cl./new	1	0.92	1.08	0.33	0.63	0.86	0.24	0.29	0.30
AP	cl./h-t.	3	0.47	1.03	0.20	0.37	0.72	0.13	0.22	0.20
AN	cl./new	1	0.52	0.83	0.42	0.35	0.63	0.25	0.31	0.26
AN	ld./h-t.	6	0.56	0.85	0.19	0.28	0.40	0.06	0.29	0.30
CN	cl./new	3	0.57	0.87	0.38	0.14	0.20	0.11	0.51	0.47
CN	cl./h-t.	5	0.34	0.50	0.17	0.14	0.20	0.07	0.29	0.32
CN*	cl./h-t.	1	0.26	0.49	0.13	0.02	0.03	0.03	0.36	0.32
CN	ld.	1	0.82	1.08	0.36	0.25	0.32	0.16	0.34	0.40
CN	ld./h-t.	10	0.56	0.81	0.21	0.17	0.21	0.06	0.36	0.37
DN	cl./new	2	0.37	0.81	0.31	0.06	0.14	0.05	0.35	0.42
DN	cl./h-t.	3	0.64	0.83	0.29	0.13	0.17	0.09	0.43	0.45
VN	cl./new	1	0.69	1.05	0.58	0.13	0.20	0.16	0.58	0.48
VN	cl./h-t.	1	0.41	0.74	0.31	0.21	0.44	0.17	0.47	0.50
MP**	cl./new	1	10.3	14.7	14.7	6.9	11.8	11.6	1.52	1.52
MP**	cl./h-t.	1	9.8	16.0	15.5	7.4	12.9	11.4	1.91	1.50

<sup>+</sup>cross direction  
 cl. = clean filter  
<sup>++</sup>machine direction  
 h-t. = humidity tested filter  
<sup>\*</sup>partially water repellent medium  
 ld. = loaded filter  
<sup>\*\*</sup>Lydair 255UW1 medium

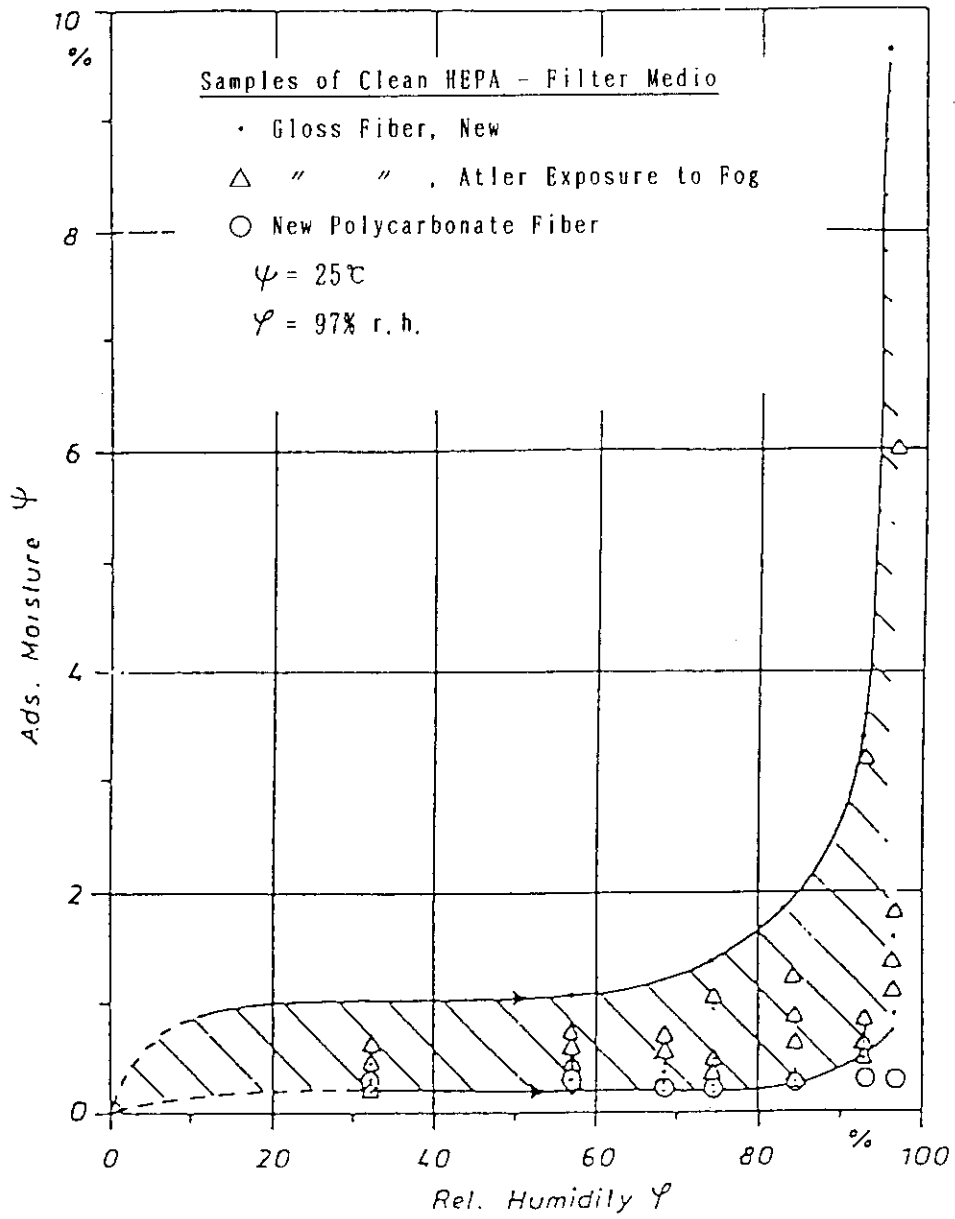


Fig. 1

Range of adsorption isotherms for media removed from 10 clean, new and humidity tested HEPA filters.

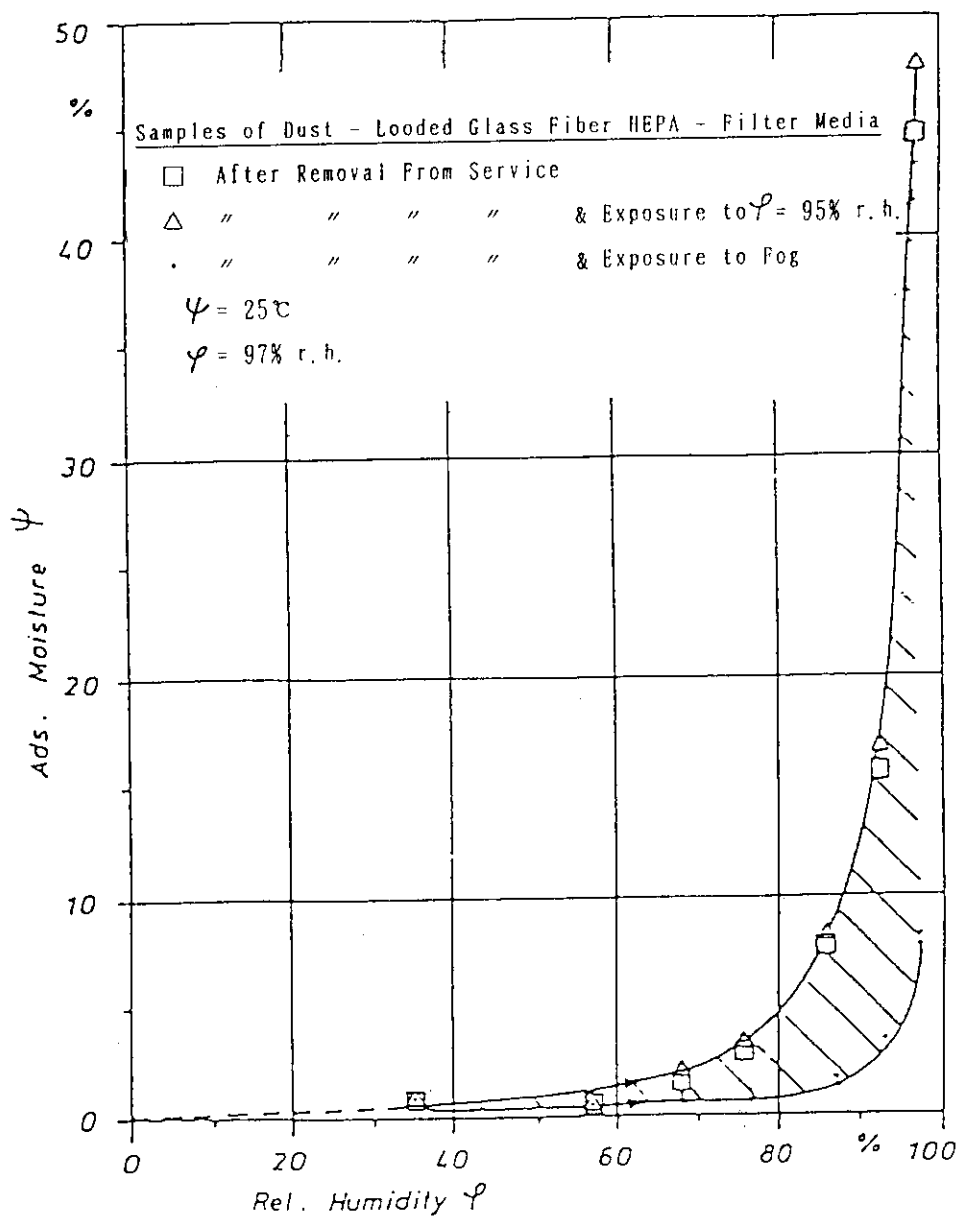


Fig. 2

Range of adsorption isotherms for media removed from 4 dust loaded HEPA filters.



Particulate Filter	
文献 F-15	A. Cuccuru, S. Cultrena, S. Langa, U. Marandola, "Effect of Shock Waves on High Efficiency Filter Units", 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference
データ (ダクト等の形状配置により異なる影響がある。)	
1. 目的	商用フィルタユニットの衝撃波試験を実施できる装置を利用可能とする。
2. 実験方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非密封爆発のCAMENシュミレータは、円筒状の爆発部、拡張管、計装、データ記録部からなる。(Fig.1 参照)</li> <li>・衝撃波は爆発部の中央で火薬に点火することにより発生し、管内を伝播する。拡張管は径の異なる3つの管をコンカル部で統合し、それぞれの径の部分にテスト部を設ける。(Table I)</li> <li>・No.3セクションにおけるTNTの量とピークの圧力の関係を Table II 及び Fig.2に示す。</li> <li>・反射係数の測定結果をTable III, Table IVに示す。</li> <li>・フィルタの仕様をTable Vに示す。</li> </ul>
3. 実験結果	<ul style="list-style-type: none"> <li>・反射係数は1.34~1.54である。</li> <li>・フィルタ破損(効率が99.97%未満になる)を生じる衝撃加圧を TableVIに示す。フィルタの仕様、ダクトの端の状況に応じ、破損衝撃過圧は、22.4, 14.3, 28.7, 37.7 KPa という値が得られている。</li> </ul>

17th DOE NUCLEAR AIR CLEANING CONFERENCE

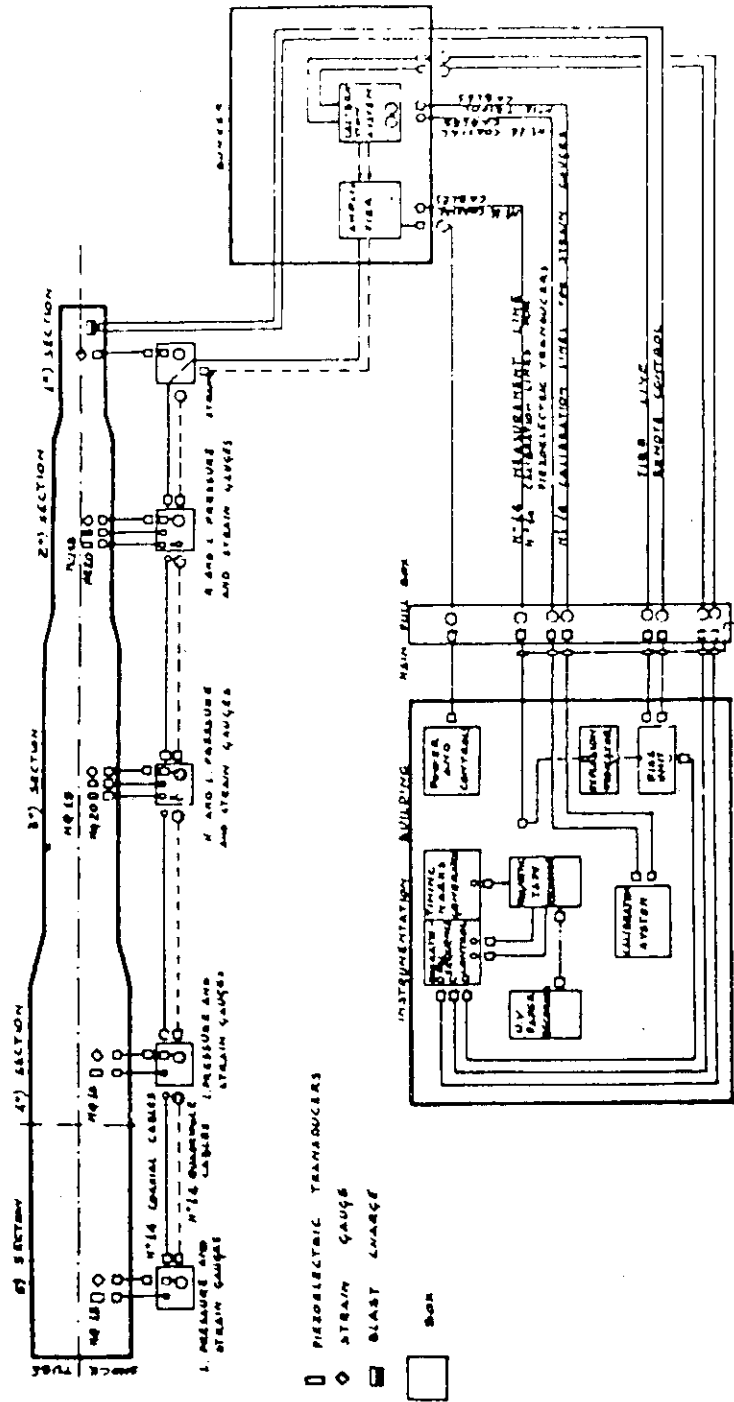


FIGURE 1  
SCHEMATIC OF SHOCK TUBE AND RELATED EQUIPMENT

Table I: Shock tube performances.

TEST STATION NUMBER	DIAMETER (mm)	SIDE ON OVERPRESSURE PEAK RANGE (kPa)	POSITIVE PHASE DURATION (ms)
1	915	105-210	20-27
2	1830	42-90	50-65
3	2440	0-56	60-70

※) 爆発部からTEST STATIONまでの距離

No. 1 : 25 m

No. 2 : 44 m

No. 3 : 62 m

17th DOE NUCLEAR AIR CLEANING CONFERENCE

Table II: Reproducibility tests

Charge Weight gr	Overpressures (kPa)			
	1 <sup>st</sup> series	2 <sup>nd</sup> series	3 <sup>rd</sup> series	4 <sup>th</sup> series
100	7.1	7.1	7.1	7.0
200	9.9	-	-	9.6
300	11.2	11.6	11.6	11.2
400	13.3	13.5	13.4	13.5
500	15.4	15.8	15.7	15.4
600	16.2	-	16.5	16.2
800	21.7	22.4	22.4	21.8
1000	24.5	-	-	24.9
1200	26.9	27.5	27.6	-

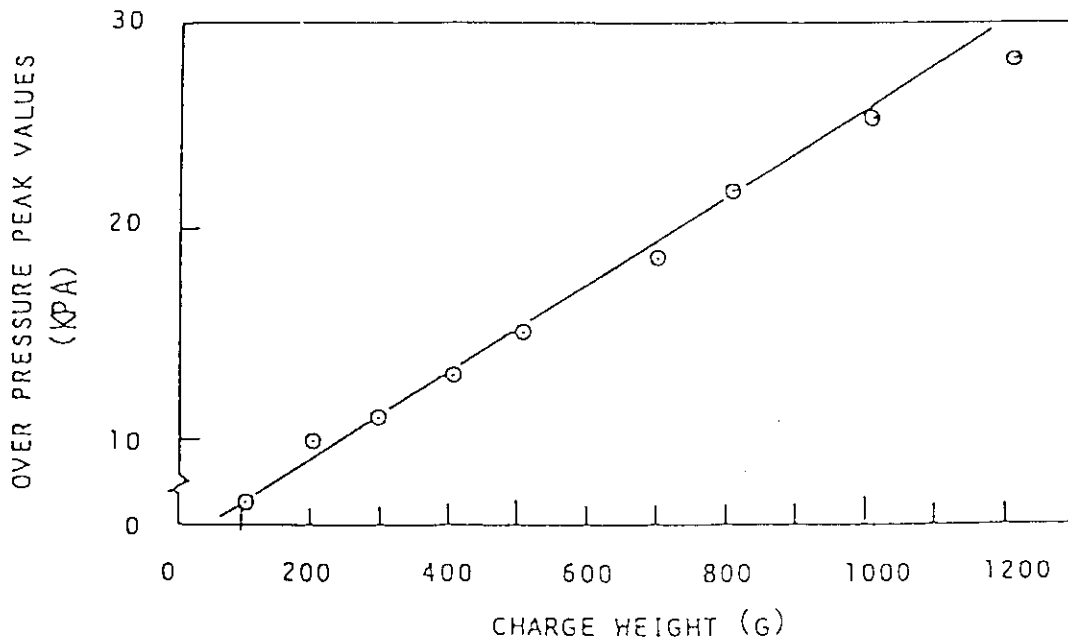


FIGURE 2  
OVERPRESSURE PEAK VALUES VS CHARGE WEIGHT

## 17th DOE NUCLEAR AIR CLEANING CONFERENCE

Table III: Peak overpressures in tests for evaluations of reflection coefficient: rigid table

CHARGE WEIGHT (gr)	OVERPRESSURE kPa		REFLECTION COEFFICIENT
	SIDES (average)	CENTER	
50	4.4	9.2	2.07
100	7.1	15.2	2.12
200	9.8	19.3	1.95
300	11.	22.8	2.05
400	12.5	27.6	2.20
500	15.	30.2	2.00
600	17.9	37.8	2.01
800	21.4	44.8	2.07
1000	22.7	50.3	2.19
1200	25.5	57.8	2.23

Table IV: Peak overpressures in tests for evaluation of reflection coefficient: standard HEPA filter (61x61x30.5 cm; wooden case)

CHARGE WEIGHT (gr)	OVERPRESSURE kPa		REFLECTION COEFFICIENT
	SIDES (average)	CENTRE	
100	7.0	9.5	1.34
500	15.5	24.1	1.54
1200	25.1	34.4	1.35

Table V : Filter Characteristics

FILTER	CASE	PAPER	SEPARATOR	GASKET	MAX U. R.	MAX TEMP	FLOW-RATE m <sup>3</sup> /h	INITIAL DROP PRESSURE
A	Wood	Glass fiber	Aluminum	Neoprene	100 S	80℃	1700	250 Pa
B	Galvanized Iron	" "	"	"	100 S	80℃	1700	250 Pa
C	Galvanized Iron	" "	"	"	100 S	80℃	2500	250 Pa
D	Galvanized Iron	" "	"	"	100 S	70℃	2500	250 Pa

Table VI : Pressure data of the blast which made filters fail

FILTER	NOMINAL FLOWRATE	DUCT CONFIGURATION	Overpressure peak at failure (KPa)			
			P <sub>i</sub>	P <sub>v</sub> *	P <sub>s</sub> *	P <sub>i</sub> -P <sub>v</sub>
A	1700	open	22.4	12.6	15.6	9.8
B	1700	covered	28.7	18.1	34.3	* 10.6
C**	2500	"	37.7	25.6	25.6	12.1
D	2500	open	14.3	9.3	11.9	5.0

(\*) P<sub>v</sub> = overpressure peak behind the filter

P<sub>s</sub> = overpressure peak near the duct end

(\*\*) a shock damper was placed on the cover

文献 高性能エアフィルタの苛酷時健全性試験 (VI) 振動試験  
F-16 日本原子力学会誌, vol 30, No.3 (1988)

- データ (1) 高性能エアフィルタの固有振動数は40Hz以上である。  
フィルタ濾紙中央部における加速度応答倍率は20Hzで1.3以下と小さい。
- (2) 高性能エアフィルタユニットの固有振動数は、地震波の周波数範囲から十分に離れており、20Hz以上とすることができる。
- (3) 高性能エアフィルタユニットは、最大水平加速度400gal、最大鉛直加速度200galの地震に対し、その機能を維持する。
- (4) 高性能エアフィルタユニットは、最大水平加速度4,000gal以上の地震を受けてもその機能を維持すると考えられ、地震に対して十分な余裕がある。

### 1. 目的

フィルタユニットの加振前後、加振下におけるDF、気密性等の性能を測定し、耐震安全性を検討する。

### 2. 実験方法

- ・フィルタユニット (3列2段) を振動台上に乗せ、その前後に試験空気調整部、排風機をフレキシブルダクトを介してつなぐ。(Fig. 1 参照)
- ・フィルタユニットのDFは、レーザースペクトロメータにより、DOPエアロゾルに対して測定。フィルタガスケット当たり面にテストグループを設け、ガスケット回りのバイパスリークを検出。
- ・フィルタユニットの仕様及び外観をTable 1及びFig. 2に、フィルタの仕様をTable 2に示す。
- ・試験項目
  - (1) フィルタ単体試験：剛性の大きい枠に高性能エアフィルタを固定し、正弦波掃引加振し、フィルタの加振特性を求める。
  - (2) 振動特性試験：フィルタユニットを正弦波掃引加振し、フィルタの応答特性を求める。
  - (3) 地震波加振試験：フィルタユニットを地震波により加振し、各部の加速度、加振前後のDF、加振中の気密性について測定。最大水平加速度400gal、最大鉛直加速度200galで水平上下同時にTAFT, EL CENTRO, 改標7番の三種の地震波で加振
  - (4) 設計裕度試験：正弦波により、設計入力を超えた加速度でフィルタユニットを加振し、加振前後のDF、加振中の気密性について測定。入力加速度400gal, 800gal, 応答加速度3000gal, 4500galで加振した。

3. 実験結果

(1) 単体試験

- ・共振曲線をFig. 3に示す。
- ・40Hzまで共振なし。

(2) 振動特性試験

- ・共振曲線をFig. 4に示す。
- ・フィルタユニット固有振動数は30Hz

(3) 地震波加振試験

- ・加振前後のDF測定例をFig. 6に示す。加振後もDF変化なし。
- ・加振中も気密性は維持された。

(4) 設計裕度試験

- ・加振前後のDF測定結果をFig. 7に示す。リークは発生するが、DFは $10^3$ に比し1ケタ大きい値を保つ。

4. データの根拠

同 上



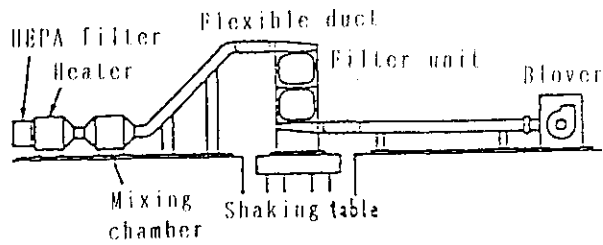


Fig. 1 Flow sheet of apparatus

Table 1 Specification of filter unit

Pathes and stages	One path and two stages
Style	Daico-Dalbag style
Number of contained filters	2
Filter size	610×610×292 mm
Fixing of filter	Press-up style
Sealing of gasket	With test groove
Material	Stainless steel plate
Thickness of plate	4 mm
Weight	450 kg

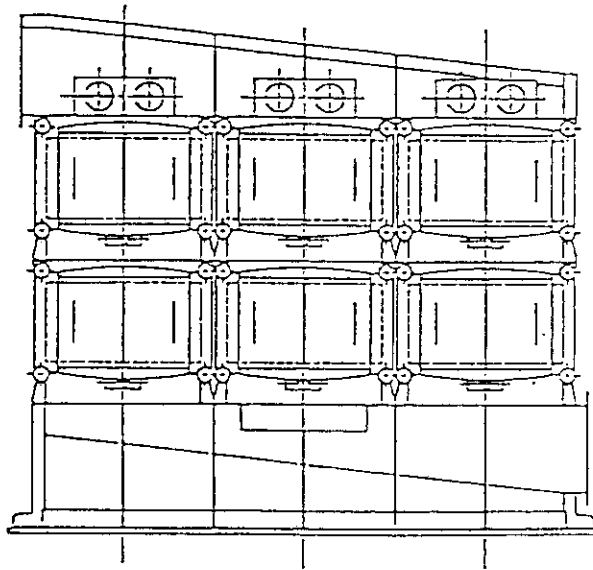


Fig. 2 Outlook of filter unit

Table 2 Specification of HEPA filters

		PNC type (Reprocessing)	JIS Z 4812 type	European type
Size	(mm)	610×610×292	610×610×292	610×610×292
Frame material		Steel	Plywood	Plywood
Filter medium		Glass fiber paper	Glass fiber paper	Glass fiber paper
Separators		Stainless steel	Aluminum	Asbestos
Sealants		Silicon rubber	Polyurethane	Polyurethane
Gasket material		Neoprene	Neoprene	Neoprene
Capacity	(m <sup>3</sup> /h)	2,000	1,860	3,000
Resistance to air flow	(mmAq)	≤30	≤25	≤25
DOP smoke penetration	(%)	≤0.02	≤0.03	≤0.03
Resistance to heated air	(°C)	200	~100	~100
Resistance to pressure	(mmAq)	250	250	250
Symbols of filters in report		A, B, C	D	E

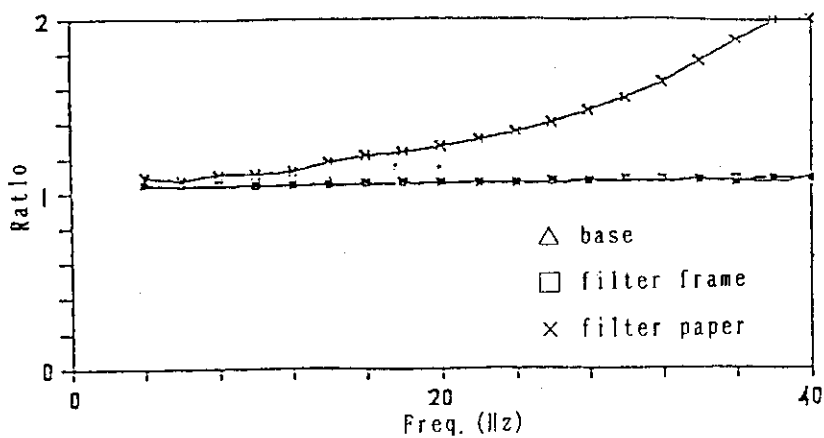


Fig. 3 Resonance curve of HEPA filter A

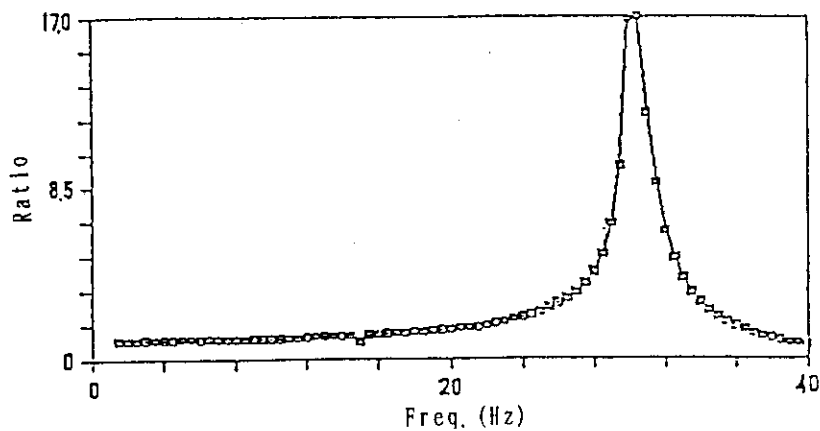


Fig. 4 Resonance curve of filter unit

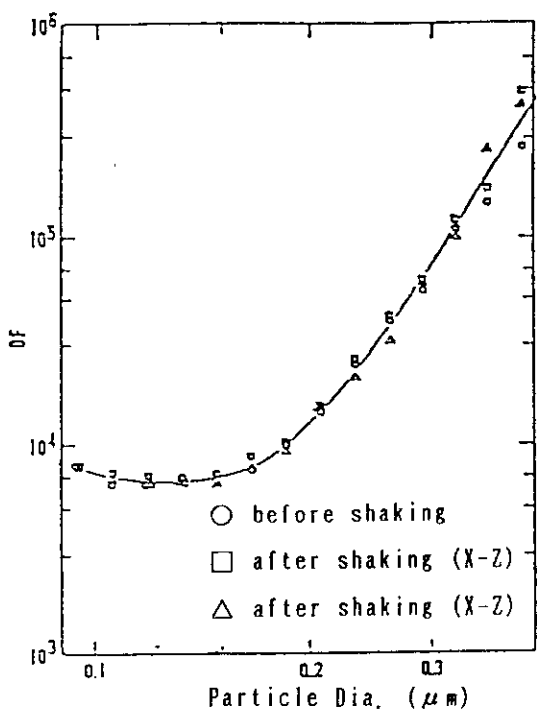


Fig. 6 DF of HEPA filter unit before and after seismic excitation test

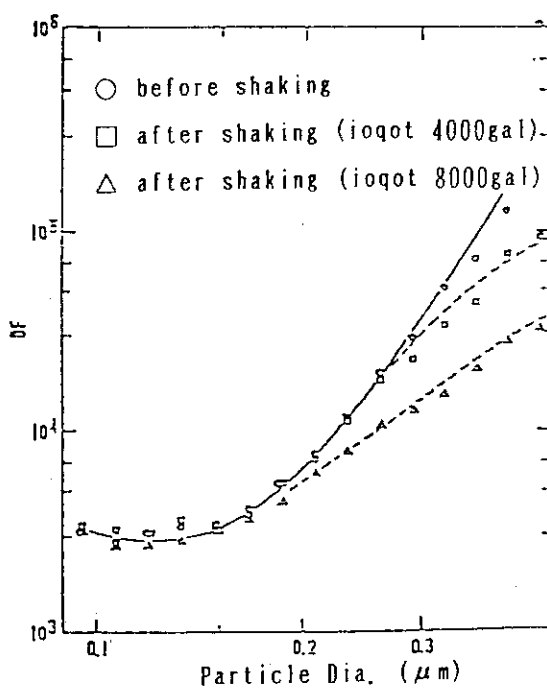


Fig. 7 DF of HEPA filter unit before and after with excessive acceleration

## Particulate Filter

文献 F-17 J. R. Yow, R. Hollman, A. Algan, "Seismic Qualification of HEPA Filters by Test in an Actual Operating Condition", 16th DOE Nuclear Air Cleaning Conference

データ E-4. NBC-4タイプのハウジングとフィルタは、DBEに対して安全機能を維持する。

## 1. 目的

HEPAフィルタ及びハウジングの耐震性を実証する。

## 2. 実験方法

- ・予備解析, 予備試験により, 必要な設計変更を行った後, 3列4段ハウジングの振動試験を行い, DOPテストで除去効率を測定する。
- ・試験装置をFig. 5に示す。
- ・Operating Basis Earthquake (OBE)及びSafe Shutdown Earthquake (SSE)で加振検討。
- ・DOPテストは1000cfm(差圧約1 inch H<sub>2</sub>O)で行った。
- ・フィルタの仕様を以下に示す。
  1. T-7025-NU, size GGF. Superflow(separatorless) nuclear grade filter with 14 gage 409 stainless steel frame. Filter media-to-frame seal is fire retardant solid urethane. Filter-to-housing seal is by channel and silicone grease (fluid seal). Filter size GGF (24"×24" 11-1/2").
  2. T-7045-NL, size GGF. Separator type nuclear grade filter with 3/4-inch fire retardant plywood frame. Filter media-to-frame seal by fire retardant polyurethan foam. Filter-to-housing seal by groove and silicone grease (fluid seal). Filter size GGF (24"×24"×11-1/2").

## 3. 実験結果

- ・予備試験における1列1段ハウジングの固有振動数は33Hzより大きい。
- ・3列4段ハウジングの応答スペクトルをFig. 7に示す。
- ・加振前後の除去効率の測定結果をTable 1に示す。

## 4. データの根拠

- ・Table 1より, 試験後においても維持すべき除去効率である99.97%以上の効率が得られている。

16th DOE NUCLEAR AIR CLEANING CONFERENCE

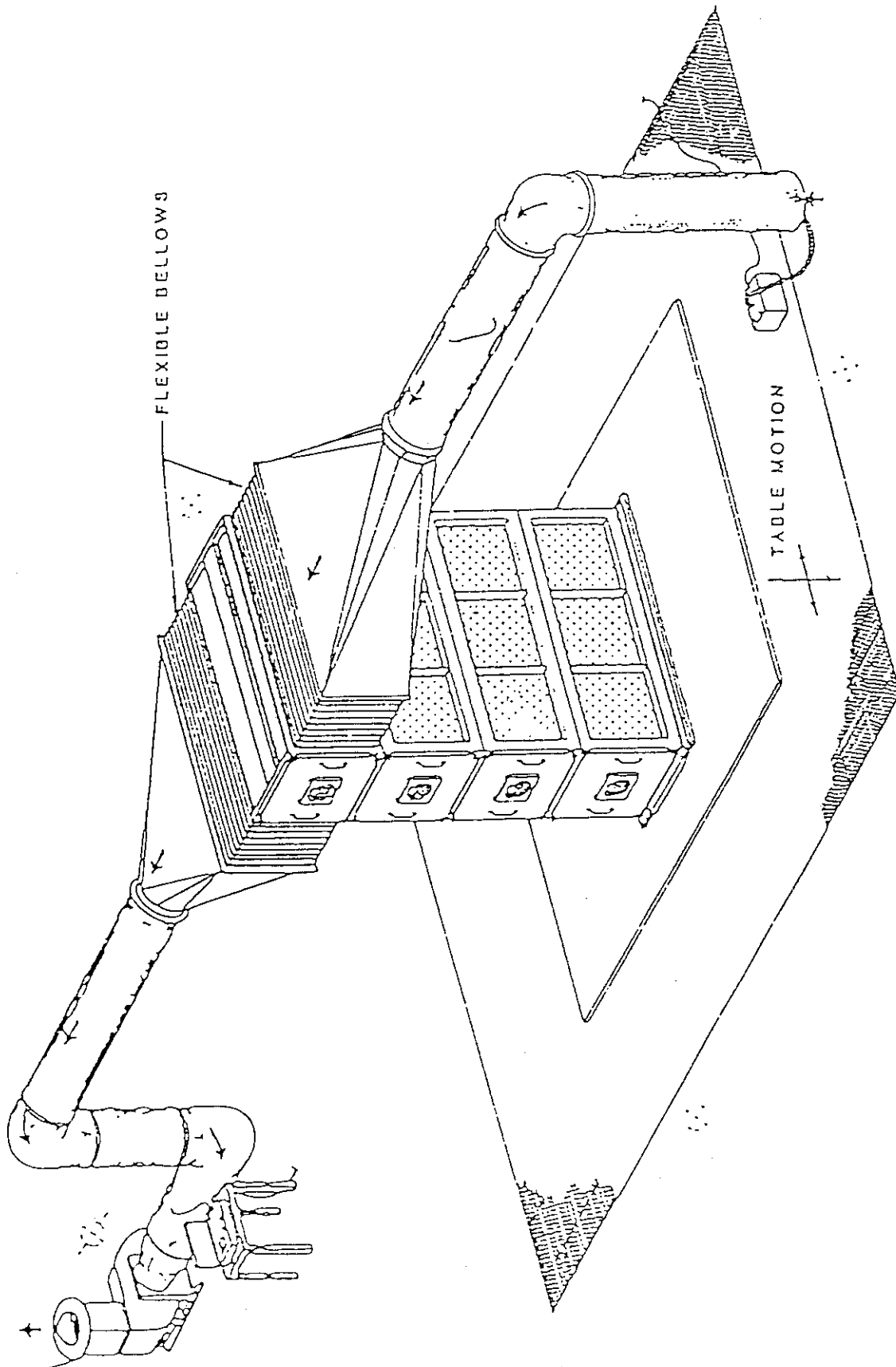


FIGURE 5 SCHEMATIC OF SHAKE TABLE CONFIGURATION

16th DOE NUCLEAR AIR CLEANING CONFERENCE

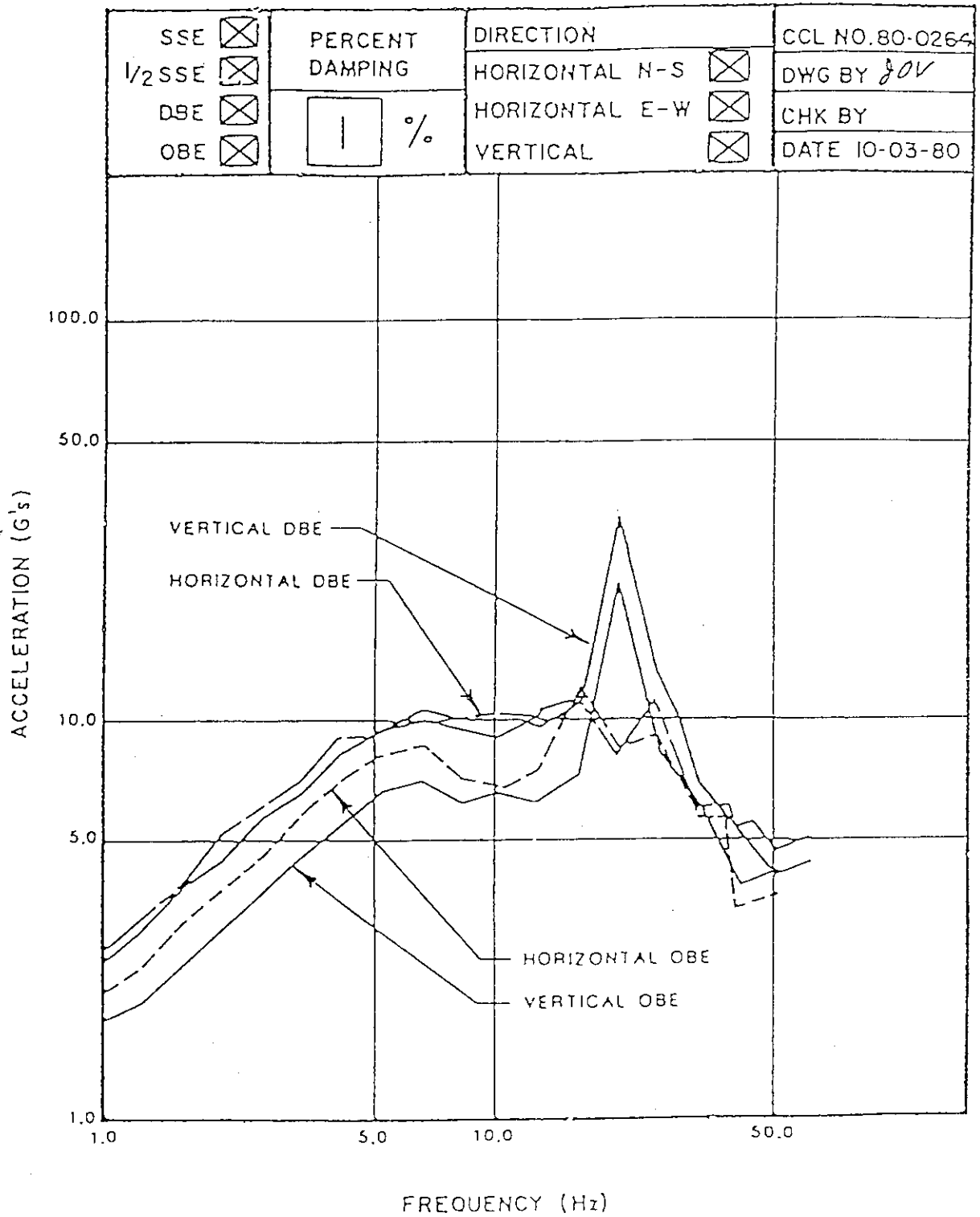


Figure 7 Seismic Test Response Levels.

TABLE I. FILTER EFFICIENCY TEST DATA

<u>FILTER NUMBER</u>	<u>BEFORE/AFTER SEISMIC</u>	<u>TEST NUMBER</u>	<u>AIR FLOW PER FILTER (CFM)</u>	<u>SYSTEM PENETRATION</u>	<u>FILTER EFFICIENCY (%)</u>
T-7025-KU-GGF	BEFORE	1	1000	.010	99.990
T-7025-KU-GGF	AFTER	2	1000	.010	99.990
T-7C45-NL-GGF	BEFORE	1	1000	.015	99.985
T-7C45-NL-GGF	AFTER	2	1000	.015	99.985

## Particulate Filter

文献 F-18 高性能エアフィルタの苛酷時健全性試験 (VII) 圧力変化試験  
日本原子力学会誌, vol 30, No. 4 (1988)

データ (1) 風量  $200\text{m}^3/\text{m}$  ぐらいまでは、風量と差圧は比例するが、これ以上の風量では、差圧は風量の増加割合以上に増加する。  
(2) リーク発生差圧は  $9.5\sim 18\text{kPa}$  の範囲にある。  
(3) 定格の  $10\sim 15$  倍の大風量下においては、小粒径エアロゾルに対する DF ほど低下し、 $0.1\ \mu\text{m}$  径で定格時より 2 ケタ、 $0.2\ \mu\text{m}$  径で 1 ケタ程度低下するが、 $0.3\ \mu\text{m}$  以上では低下は示さない。

## 1. 目的

風量変化に伴う圧力 (差圧) 変化を負荷し、高性能エアフィルタの挙動を測定することにより、圧力変化に対する高性能エアフィルタの安全評価の基礎データを得る。

## 2. 実験方法

- ・タンク内の高圧空気を開放することにより、短時間での大風量変動をフィルタに負荷する。(Fig. 1 参照)
- ・フィルタの仕様を Table 1 に示す。
- ・リーク発生差圧は、高速度 TV カメラの画像から最初に、破損までの時間を求め、風量、差圧の記録から求める。

## 3. 実験結果

- (1) 風量と差圧の関係 … Fig. 2
- (2) 差圧上昇速度とリーク発生差圧 … Fig. 4
- (3) 大風量下の DF … Fig. 6, 7

## 4. データの根拠

同上

## 5. 備考

フィルタユニット下においては、流路方向の変化に伴い、風速分布に偏りができ、リーク発生風量は均一負荷時よりも低下し、リーク発生箇所も特定箇所に集中する傾向がある。(Table 2, 3 参照)

Table 1  
Specification of test filters

	Tested Filter (PNC)	HEPA Filter (JIS Z 4812)
Size (mm)	610 · 610 · 292	610 · 610 · 292
Frame material	Steel	Plywood
Filter medium	Glass fiber paper	Glass fiber paper
Separators	Stainless steel	Aluminum
Sealants	Silicon rubber	
Gasket material	Neoprene	Neoprene
Capacity (3/h)	2000	1850
Resistance to air flow ( )	≤ 30	≤ 25
EOP penetration (%)	≤ 0.02	≤ 0.03
Resistance to heated air (L)	200	100
Resistance to pressure ( )	250	250

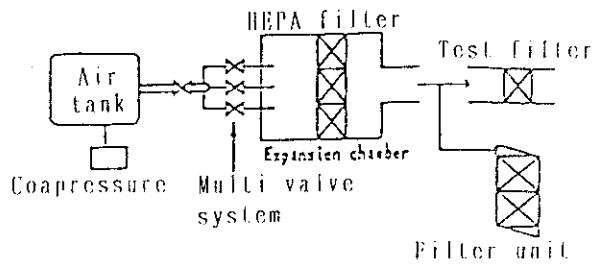


Fig. 1 Flowsheet of test apparatus

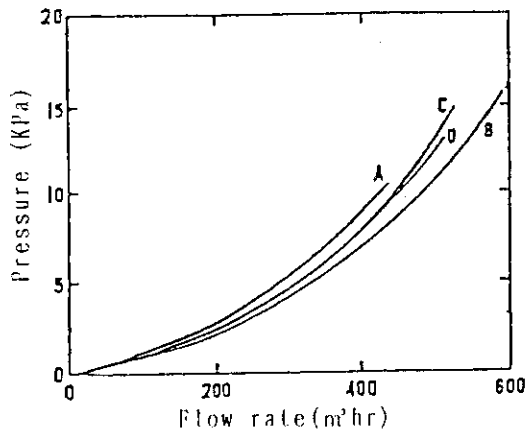


Fig. 2 Pressure vs. air flow rate curves on HEPA filters

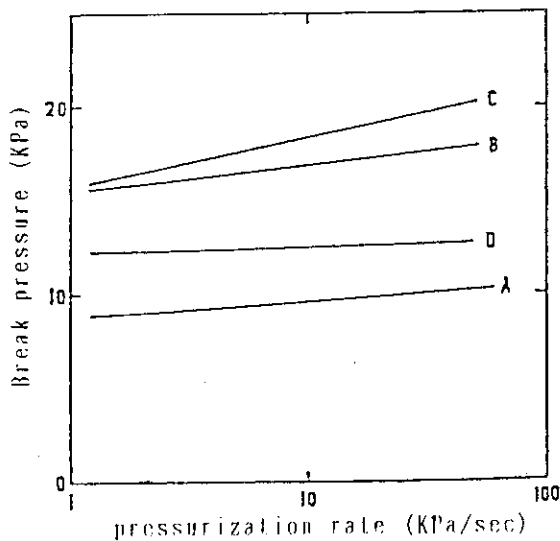


Fig. 4 Pressure at structural limits vs. pressurization rate of HEPA filters

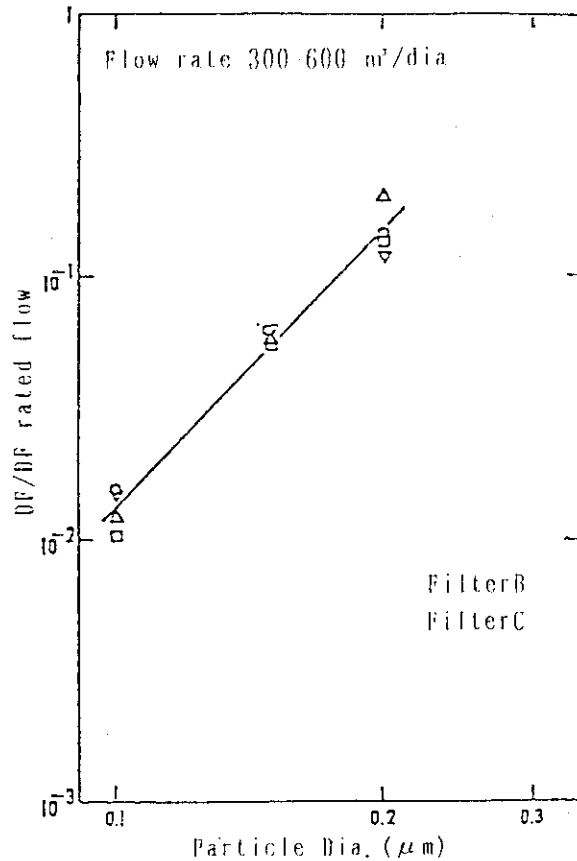


Fig. 6 Charge of DE under pressure transients



Table 2 Flow rate at structural limits of HEPA filters in filter unit

Filter	Setting direction	Flow at structural limit		A/B
		1st filter unit	2nd filter unit	
A	Cross	320 $\pm$ 3/ain	417 $\pm$ 3/ain	77%
	Right	317 $\pm$ 3/ain	417 $\pm$ 3/ain	76%
B	Right	473 $\pm$ 3/ain	620 $\pm$ 3/ain	76%
C	Right	410 $\pm$ 3/ain	560 $\pm$ 3/ain	73%
D	Right	430 $\pm$ 3/ain	508 $\pm$ 3/ain	85%

Table 3 Flow rate at structural limits of tandem filters in filter unit

Filter	Setting direction	Max. flow (m <sup>3</sup> /min)	Failure		structural limit
			1st filter	2nd filter	
A	Right	281	No	No	1st filter 282 $\pm$ 3/ain
		283	Yes	No	
		302	Yes	No	2nd filter 311 $\pm$ 3/ain
		320	Yes	Yes	
		321	Yes	Yes	

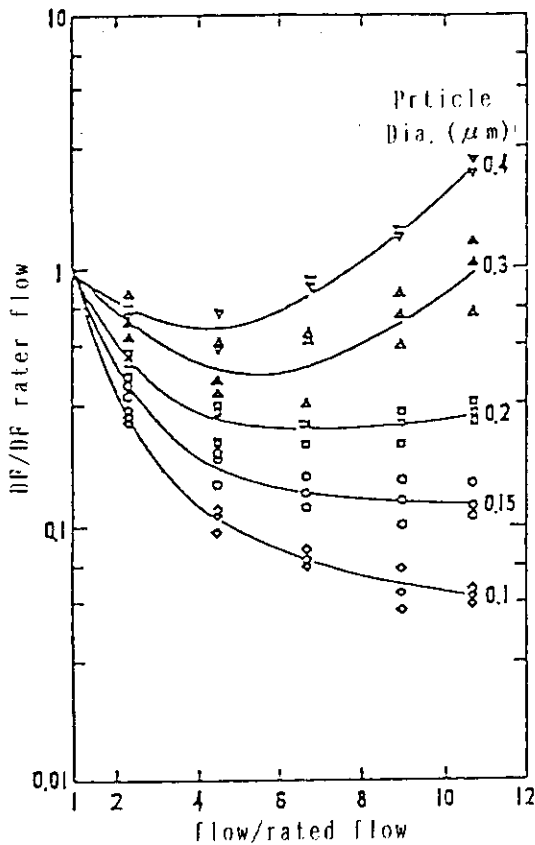


Fig. 7 DF vs. air flow of small size (305 $\times$ 305 $\times$ 150 mm) filters

## Particulate Filter

文献 F-19 V. Ruedinger, J. G. Wilhelm, "HEPA Filter Response to High Air Flow Velocity", 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference

- データ (1) 市販の3タイプのフィルタに各々大流量の空気を負荷した、構造強度試験で最も優れていたのは、従来からある木枠のフィルタであった。
- 破損差圧では、4~20kPa であるが、木枠の従来型フィルタは 22.5kPa であった。他の金属枠フィルタ、木枠のミニプリーツフィルタはいずれもプアーな結果であった。
- (2) 木枠の従来型フィルタはダストの負荷の有無による影響は明確には出なかったが、他の型では最大40%まで破損差圧が低下した。
- (3) 観察の結果、HEPAフィルタの構造強度の低下原因は下記としている。
- ① フィルタパックの枠への取付け方 (特に高温用フィルタの場合)
  - ② フィルタコアの安定性
  - ③ フィルタろ紙の引張強度
- (4) 改良型のフィルタを用いた結果、24kPa まで破損差圧が改善した。(27.6kPa まで破損しないフィルタも有った。)
- (5) 流速と差圧の関係は、高流速になると差圧が急激に大きくなる。(高流速で比例関係からのずれが大きくなる。)

## 1. 目的

苛酷な状態でも性能が維持できるフィルタを開発するため、高流速と高差圧型における構造強度試験、破損状況の観察、フィルタの改良を行う。

## 2. 実験方法

高圧空気を弁を介して昇圧速度、流量、差圧を変えながらフィルタに負荷する。(Fig. 3) フィルタの仕様をTable I, IIIに示す。

## 3. 実験結果

- 構造強度試験 : ダスト無負荷の破損差圧 → Table I  
 ダスト負荷の破損差圧 → Table II  
 改良フィルタの破損差圧 → Table III
- 抵抗試験 : 抵抗曲線 (流速vs差圧) の再現値  
 ミニプリーツフィルタの抵抗曲線 (流速vs差圧) → Fig. 16  
 (ダスト負荷の影響)  
 標準サイズフィルタの抵抗曲線 (流速vs差圧) → Fig. 17  
 従来型フィルタの抵抗曲線 (流速vs差圧) → Fig. 18  
 (ダスト負荷の影響)

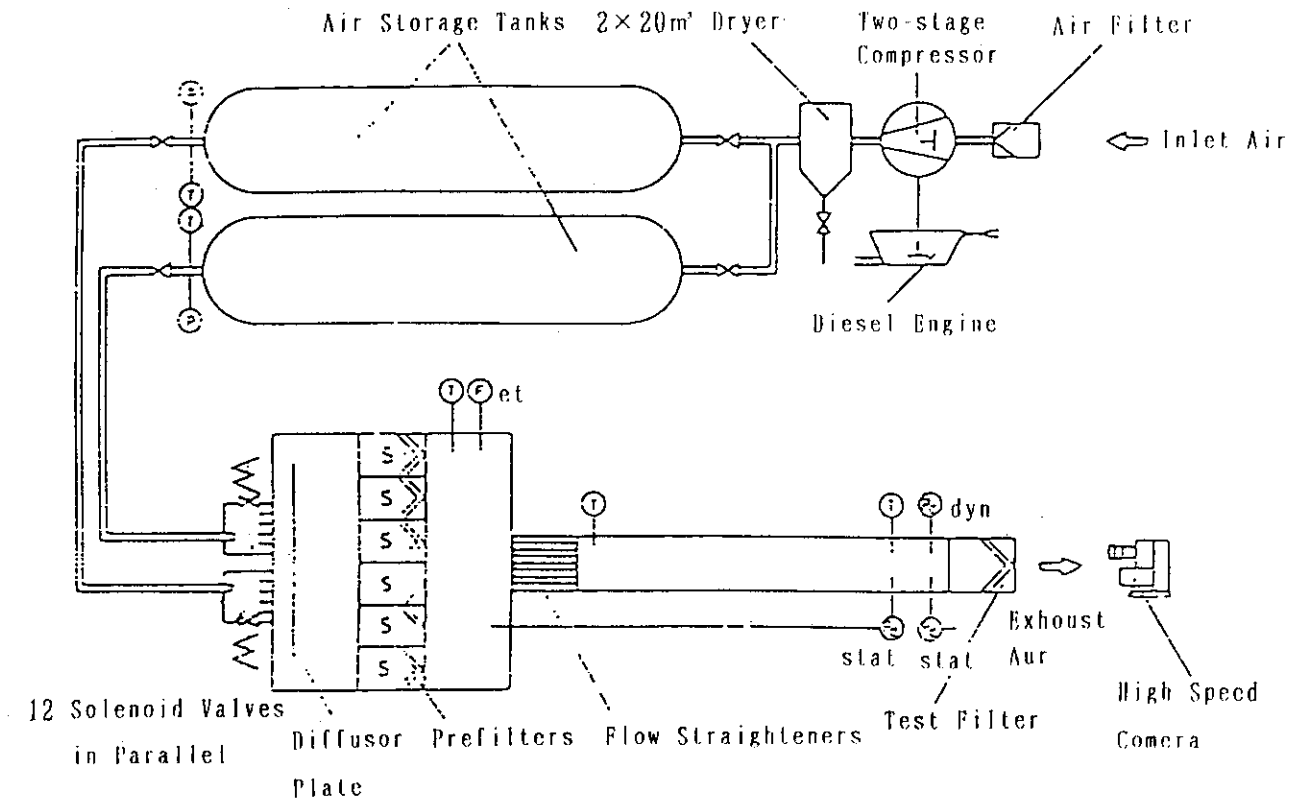


Figure 3 : Schematic of the LANL-facility for structural testing of HEPA filters

Table I Structural limits of commercial HEPA filter elements with respect to high differential pressure, filter size 610 x 610 x 292 mm

filter design pack            frame	type rated flow $\text{m}^3 \text{h}^{-1}$	No. of tests	break pressure kPa	standard deviation %
conv. deep pleat    wood	DH 1 700	5	11.6	9
	VN 1 700	3	13.9	7
	S3 1 800	3	17.4	28
	DN 1 800	3	22.5	9
conv. deep pleat    metal	C1 1 700	4	4.2	11
	VM 1 700	4	7.0	8
	AM 1 700	4	8.4	6
	C2 1 700	3	9.3	6
	DM 1 700	6	10.5	3
mini-pleat    wood	L 1 700	3	5.9	5
	DR 1 700	5	5.9	6
	DV 3 000	3	11.1	30

Table II Effect of preloading on the structural limits of HEPA filters preloaded with PSL up to 1000 Pa pressure drop at rated flow, filter size 610 x 610 x 292

filter design pack            frame	filter type	break pressure		
		unloaded kPa	preloaded kPa	reduction %
conv. deep pleat    wood	DN	22.5	22.5	0
conv. deep pleat    metal	AM	8.4	8.0	5
	VM	7.0	6.2	11
	DM	10.5	7.7	27
	DV	11.1	6.7	40

Table III Structural limits of modified HEPA filters, filter size 610 x 610 x 292 mm

filter type	rated flow $m^3 h^{-1}$	characterization	break pressure kPa
DH	1 700	basic version	11.6
DN	1 800	U-shaped protective fabric strip between separators and paper	22.5
S5	1 600	typ DN with vertical web plate	18.0 1)
S6	1 600	type DN with horizontal web plate	17.0 1)
S4	1 700	type DN with long-fiber filter paper	24.0 2) (27.6)
S7	1 700	protective glass fiber fabric pleated together with filter paper	23.1 3) (26.5)
S1	≈ 40	metal fiber filter with reinforcing screens and grids	> 28.2

- 1) low figures due to fabrication defects
- 2) one filter remained undamaged at the maximum load of 27.6 kPa
- 3) two filters remained undamaged at the maximum loads of 25.6 and 26.5 kPa, respectively.

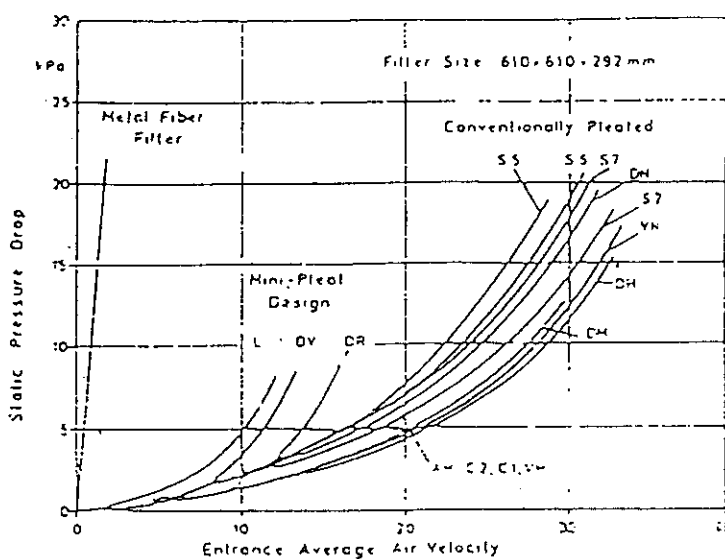


Figure 16: Resistance characteristics of standard size HEPA filters

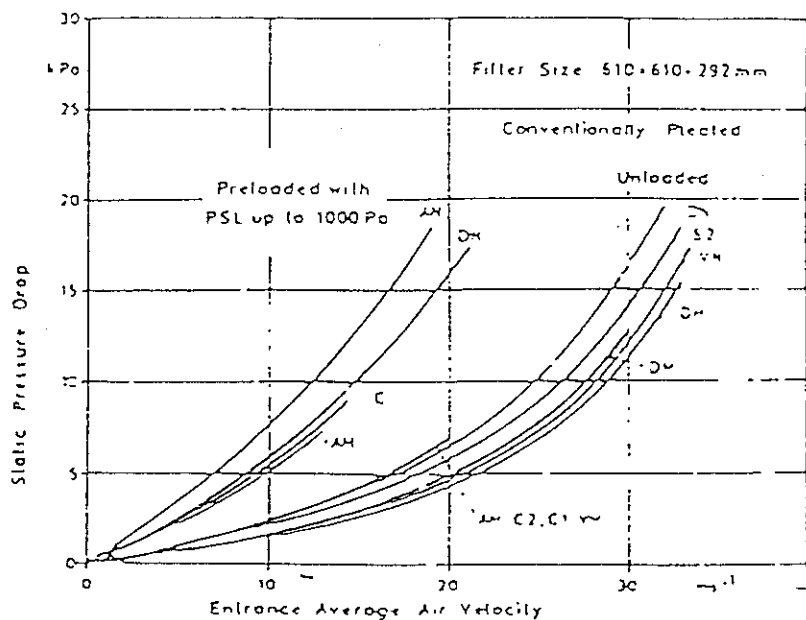


Figure 17: Increase in flow resistance of conventionally pleated HEPA filters due to preloading up to 1000 Pa at rated flow

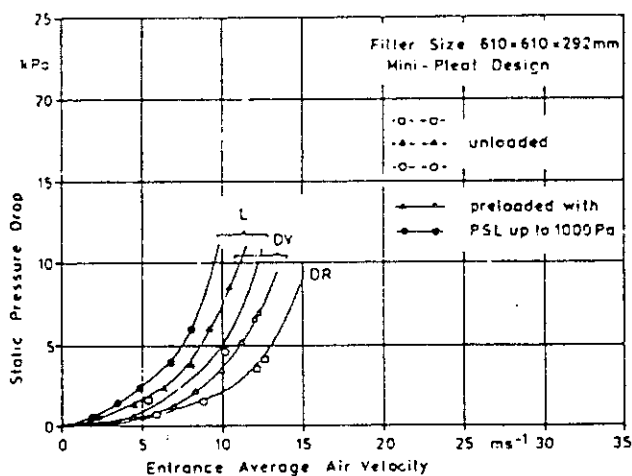


Figure 18: Increase in flow resistance of mini-pleat HEPA filters due to preloading up to 1000 Pa at rated flow

## AAHの参考文献

文献 P. K. Tang, et al, "High-Efficiency Particulate Air Filter Behavior at High-Speed Flows", LA-10078-MS (1984)  
F-20

## Key Words

HEPA filter high-speed flow, pressure differential, EVENT code

データ

Table 5.28. Filter Coefficients<sup>a</sup>

<u>Filter Maker</u>	<u>Nominal Design Flow Rate (ft<sup>3</sup>/min)</u>	<u>K<sub>L</sub></u>	<u>K<sub>T</sub></u>
American Air	500	7.298 x 10 <sup>6</sup>	10.50
American Air	1000	2.83 x 10 <sup>6</sup>	12.25
Flanders	1800	3.310 x 10 <sup>6</sup>	18.91
LUWA	1800	1.456 x 10 <sup>6</sup>	11.11

<sup>a</sup>The data outlined here are presented in more detail in a Los Alamos National Laboratory report.<sup>7</sup>

## 1. 目的

龍巻等の異常時に大流量の空気がHEPAフィルタを通過した時に生じるフィルタ差圧と流量の関係を結びつけるパラメータ値を設定する。

## 2. 測定方法

Fig. 1 に測定システムを示す。試験前に空気貯槽にコンプレッサで蓄圧(2.4MPa 以下)し、コントロールバルブを連続的に開く(4~18バルブ/秒)ことにより風洞(wind tunnel)に大流量の空気を供給する。外気圧の他に、テストフィルタの直前に設置する測定器により、静圧、動圧及び温度を測定する。

## 3. 測定結果

4種類のフィルタについての測定結果と最小自乗法により設定した2つのパラメータの値をTABLE 1 及びFig. 2.~5.に示す。

なお、流量と差圧の関係式を次式に示す。

$$\Delta P = K_L \mu \frac{Q}{A^{3/2}} + K_T \rho \frac{Q^2}{2 A^2}$$

- $\Delta P$  : 差圧
- $\mu$  : 粘性係数
- $\rho$  : 密度
- $Q$  : 流量
- $A$  : 断面積
- $K_L$  : 層流係数
- $K_T$  : 乱流係数

なお、この関係式は過渡圧力伝播計算コード EVENT に組み入れられている。

4. データの根拠

TABLE 1 に示す。

5. 添付データ

TABLE 1  
FILTER COEFFICIENTS

Filter Maker	Nominal Design Flow Rate	$K_L$	$K_T$
American Air, 4	14.2 m <sup>3</sup> /min	7.298 x 10 <sup>6</sup>	10.50
American Air, 5	28.3 m <sup>3</sup> /min	2.830 x 10 <sup>6</sup>	12.25
Flanders, 5	50.9 m <sup>3</sup> /min	3.310 x 10 <sup>6</sup>	18.91
LUWA, 5	50.9 m <sup>3</sup> /min	1.456 x 10 <sup>6</sup>	11.11

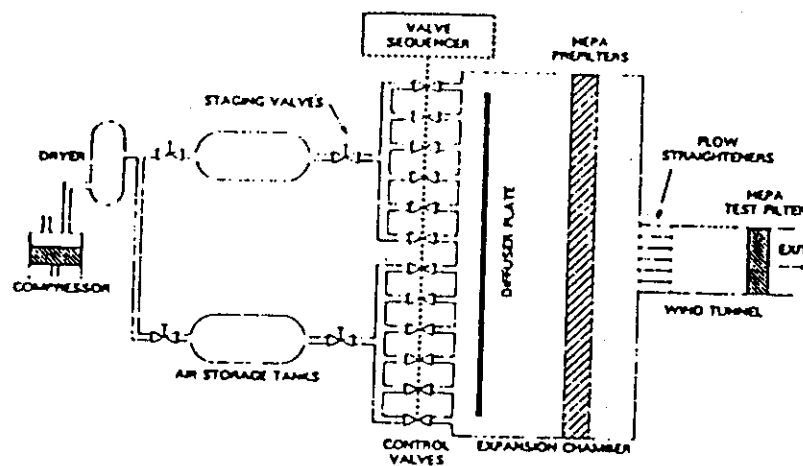


Fig. 1.  
HEPA filter test facility schematic.



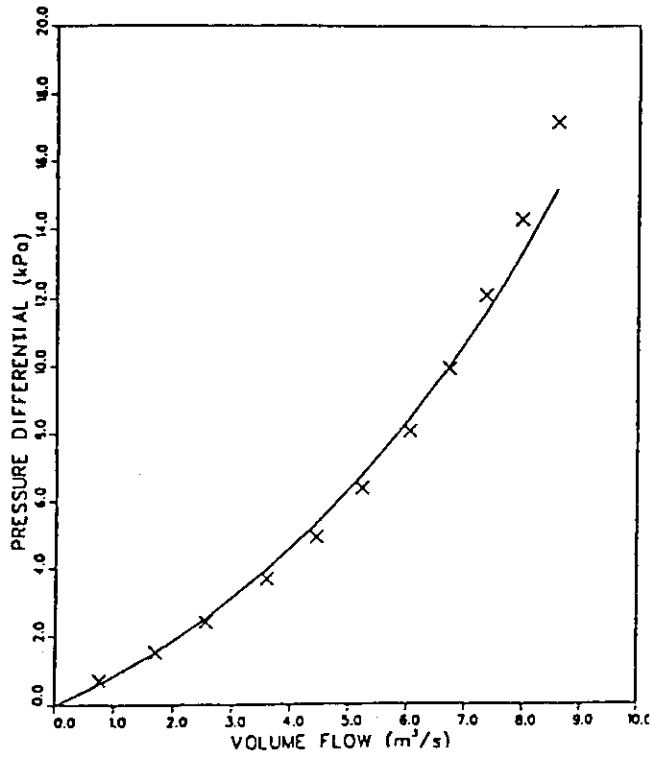


Fig. 2.  
American Air (14.2 m³/min design flow rate).

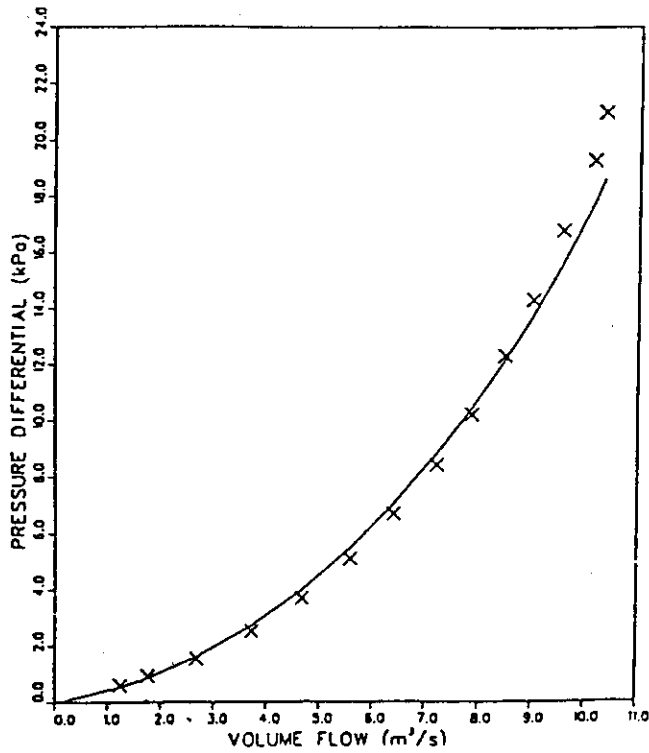


Fig. 3.  
American Air (28.3 m³/min design flow rate).

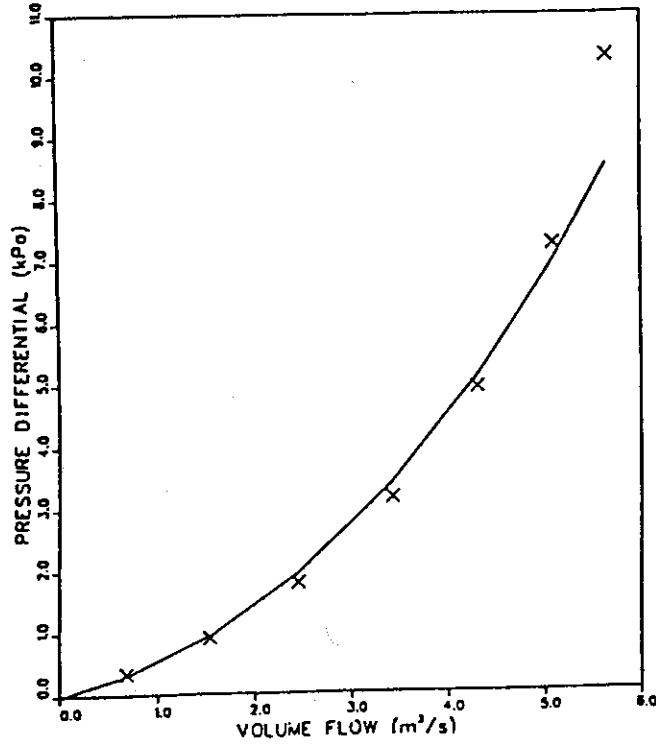


Fig. 4.  
Flanders (50.9 m<sup>3</sup>/min design flow rate).

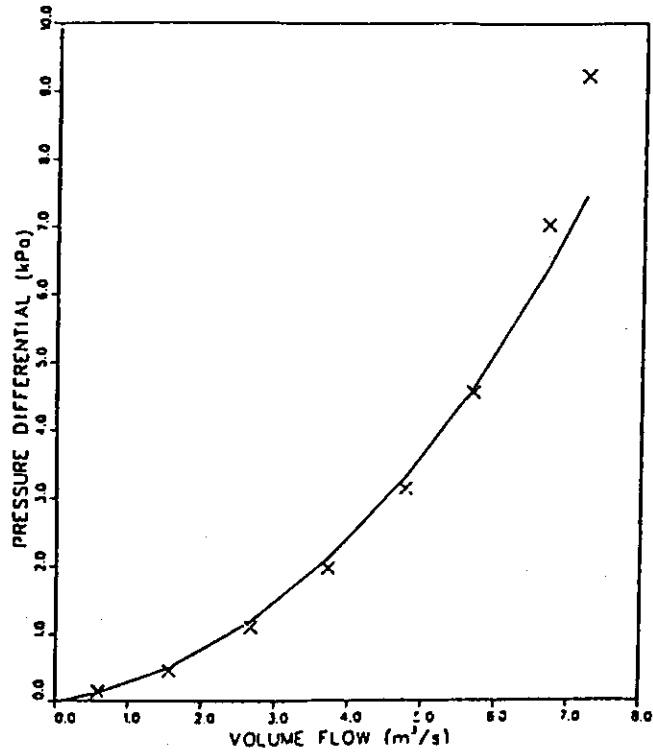


Fig. 5.  
LUWA (50.9 m<sup>3</sup>/min design flow rate).

2.7 Halogen Filters (Gグループ)

ハロゲンフィルタとして無機フィルタについて調査した。調査は再処理工場ではあまり使用されないチャコールフィルタを除き、Walker 報告書の引用文献No 76, 79, 83, 84, 85, 86 および87 について実施した。

銀シリカゲル…このフィルタはガス中の湿度が小さい条件で効率99.9%程度が得られる。従って湿度低減のため150℃程度で運転される。又、銀消費率が60%程度の場合で効率=99.99%以上が得られるが(文献No83)消費率が増加すると効率は低下する。

銀ゼオライト…このフィルタについてもフィルタ効率99.9%程度が得られる。フィルタ効率は処理ガス中の温度、湿度により影響を受けるが、運転温度が約100℃程度あれば高いフィルタ効率が得られるようである。又、処理ガス中にH<sub>2</sub>S、SO<sub>2</sub>が存在すると効率は著しく低下する。

Walker は添付のデータに基づき下表の推奨値を提案している。

フ イ ル タ	測 定 範 囲	使 用 例	推 奨 値
<u>Inorganic Adsorber</u> (Ag-KTB) (*)			
I <sub>2</sub> - Low Loading (h)	99.0 - 99.9997	-	99.0
I <sub>2</sub> - High Loading	57.0 - 76.0	-	50.0
CH <sub>3</sub> I - Low Loading	80.0 - 99.9997	-	99.0
CH <sub>3</sub> I - High Loading	45.9 - > 99.0	-	50.0
<u>Silver Zeolite</u>			
I <sub>2</sub>	99.0 - 99.99+	-	99.0
CH <sub>3</sub> I	90.0 - 99.999	-	99.0

(h) Low Loading < 50mg I<sub>2</sub> or CH<sub>3</sub>I / gm - Adsorber (\*) 銀シリカゲル

Walker の推奨値は概ね保守的な値として設定されていると考える。但し、ハロゲンフィルタの除去効率は温度、湿度、処理ガスの滞留時間等により影響を受ける。

従って、事故評価でハロゲンフィルタの除去効率を設定する場合は事故時のプロセス条件を勘案して添付のデータを用いて設定する必要がある。更に、添付のデータでは爆発事象のような急激な処理流量の増加に対応したデータはない。爆発事象に対しては更に検討の必要がある。

また、Walker 報告書での引用文献は、比較的古いものが多く最近の測定データが必ずしも反映されていないため、DOE Nuclear Air Cleaning Conference (16, 17, 18 及び 19th) で発表があったG-1 ~ G-6の文献を追加調査した。

これらの文献に報告されたハロゲンフィルタの除去効率に対する各パラメータの影響の傾向は、Walker 報告書の引用文献に記されたものとはほぼ同じであった。以下に各パラメータの影響について整理する。

- 湿度の影響……銀シリカゲル，銀ゼオライト共に湿度が増加すると著しく効率が低下する。
- 温度の影響……ハロゲンフィルタは100℃程度以上で運転されている。この運転温度が低下すると効率が低下する。しかしながら，温度の低下の影響は，温度低下による相対湿度の増加の影響とも考えられる。
- 流速の影響……流速の増加（滞留時間の減少）により効率は低下する。
- フィルタ材の形状……フィルタ材（銀ゼオライト，銀シリカ等）の形状，粒径により効率は影響を受ける。
- 飽和度……ハロゲンフィルタに対するよう素の飽和度が大きくなると効率は低下する。銀シリカゲル（AC6120）では，よう素の吸着量が80mg/g程度から低下するとの報告もある。
- 不純物……ハロゲンフィルタの効率はH<sub>2</sub>S，SO<sub>2</sub>が存在すると著しく低下する（銀ゼオライトに対する報告）。再処理工場の気体廃棄物処理設備で存在が考えられるNO<sub>2</sub>に対しては10%程度の濃度では影響はない。但し，同様に存在が考えられるNOに対するデータはなく，これに対する影響のデータを蓄積する必要があると指摘している文献もある。

ハロゲンフィルタの除去効率は上に述べたように種々のパラメータにより影響を受ける。

Walker 報告書の引用文献等には必ずしも全てのパラメータの値が明記されていないものもある。従って，Walker 報告書の補完としてプロセス条件（流量，温度，湿度，よう素濃度，飽和度）を変動した場合の幅の広いデータを実験により得ることがデータの信頼性を向上させるものと考えられる。また，ハロゲンフィルタの除去効率に対する不純物の影響についてデータの蓄積を図る必要がある（空気を処理する場合の大気中のSO<sub>x</sub>の影響，再処理工場の気体廃棄物処理設備で使用する場合のNO<sub>2</sub>，NOの影響）。更に，Walker 報告書等では火災・爆発のような高温・急激な処理流量の増加等に対応したデータはなく，これらの事象に対応したデータの試験による取得及び検討を行う必要があるものと考えられる。

安全性評価データベースを作成する際に考慮すべき事項として，ハロゲンフィルタの除去効率は想定されるプロセス条件により影響を受けるので，明確なプロセス条件と対となったデータを蓄積することがデータベースの質の向上になるものと考えられる。

Halogen Filters

文献76. Ackley, R.D., and Davis, J.R., "Effect of Extended Exposure to Simulated LMFBR Fuel Reprocessing Off-Gas on Radioiodine Trapping Performance of Sorbents", 12th AEC Air Cleaning Conference., op.cit., pp 484-498 (1972).

データ 表 2.2(19) 参照

Filter Type	Filter Efficiency (%)		Bed Depth (in.)	Bed Temp. (°C)	V <sub>a</sub> (ft/min)	Notes
	I <sub>2</sub>	CH <sub>3</sub> I				
Silver Zeolite	99.0-99.82	98.3-99.87	2.0	100	50	Time = 0-75d, 88% AgX
	99.33-99.93	99.55-99.99+	2.0	200	63	Time = 0-196d, 88% AgX
	99.93-99.99+	99.99+	2.0	200	63	Time = 0-196d, 36% AgX
Almina Silica		99.96-99.99+	2.0	200	63	Time = 0-196d

1. 目的

銀ゼオライト等のよう素除去性能試験

2. 実験方法

各種のよう素吸着材を直径1.05in, 深さ2 inのベッドにし運転温度 200°C, 100 °C, 66 °Cの各々で運転する。処理ガスの流量は 6.8ℓ/m<sup>3</sup>ベッド当たり, 1atm で湿度は~85% RH(at26 °C) である。処理ガス中にはNOが 1×10<sup>-5</sup>g/ℓ, ドデカンが 2×10<sup>-6</sup>g/ℓ, I<sub>2</sub> が 4×10<sup>-6</sup>g/ℓ 含まれ連続的にベッドへ供給される。(5mg I<sub>2</sub>/yr/cm<sup>3</sup> 吸着材相当)

又, I<sub>2</sub> の連続的な供給とは別に CH<sub>3</sub>I が2カ月に1回程度の頻度でパルスのように注入される。(0.1mg I/cm<sup>3</sup> 吸着材相当)

尚, 上記 I<sub>2</sub> については <sup>125</sup>I (半減期60日) で又 CH<sub>3</sub>I については <sup>130</sup>I (半減期 12.3hr) でラベルされている。吸着塔は各々2塔用意され一方は有機 I<sub>2</sub> に変換する触媒反応器で処理したガスを, 又他方は未処理のガスが供給される。

各吸着塔からの廃ガスに含まれる透過よう素は添着活性炭により捕集され, 透過量が測定される。

3. 実験結果

添付データ Fig 3, 4, 5, 6 参照

4. データの根拠

Walkerは添付Fig に示された DF データからフィルタ効率を算出している。

$$\frac{\text{(フィルタ効率)}}{100\%} = \left(1 - \frac{DF}{DF}\right)$$

又, Walkerの文献のフィルタ効率記載値は添付Fig に示された最大 DF (Exposure Time =0) ~ 最小 DF に相当する値が記載されている。

5. 備考

本データを使用する場合は I<sub>2</sub> 負荷条件 (5mg I<sub>2</sub>/yr/cm<sup>3</sup> 吸着材\*, 0.1mg I/cm<sup>3</sup> 吸着材\*\*, と大きく相異していないことを確認する必要がある。

\* 連続的に I<sub>2</sub> 注入

\*\* CH<sub>3</sub>I として約1回/2カ月の間隔で間欠的に注入

6. 添付データ

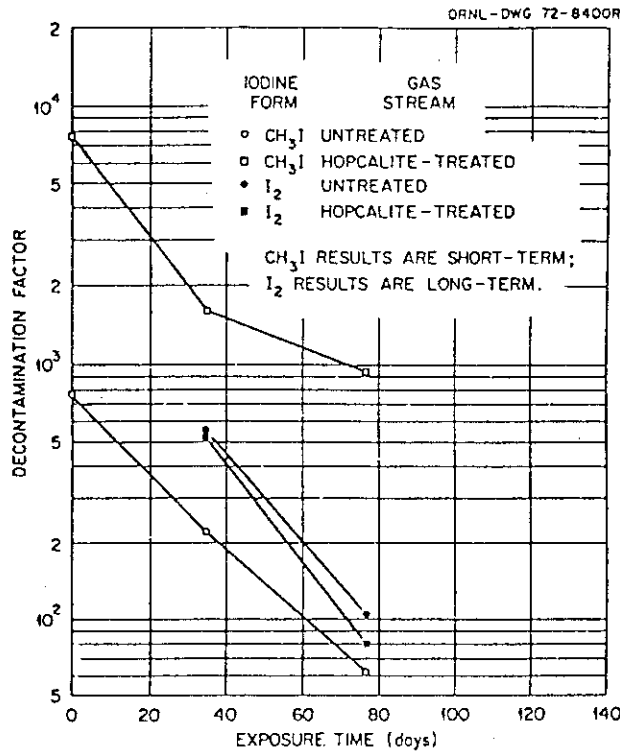


Figure 3. Effect of Exposure to Simulated Off-Gas on Radioiodine Trapping Capability of Union Carbida 88Z Silver Zeolite, 1/8-in. Pellets, at ~ 100°C.

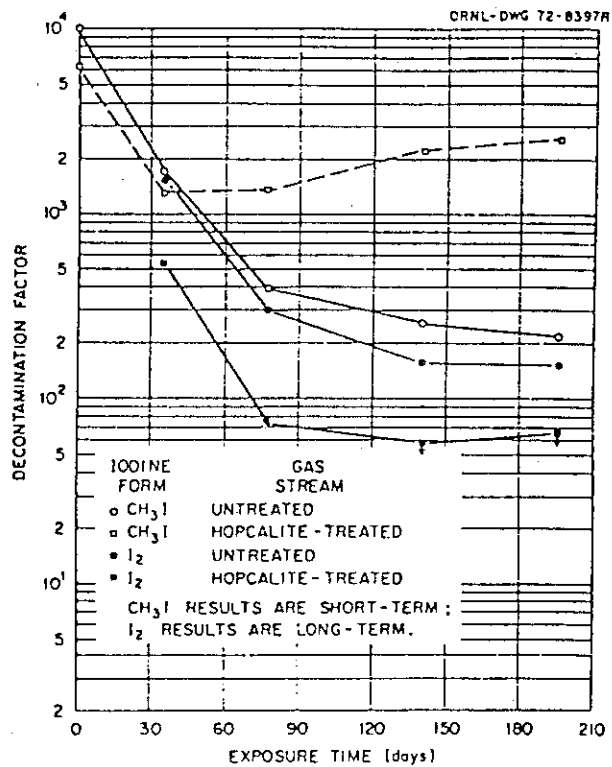


Figure 4. Effect of Exposure to Simulated Off-Gas on Radioiodine Trapping Capability of Union Carbida 88Z Silver Zeolite, 1/8-in. Pellets, at ~ 200°C.

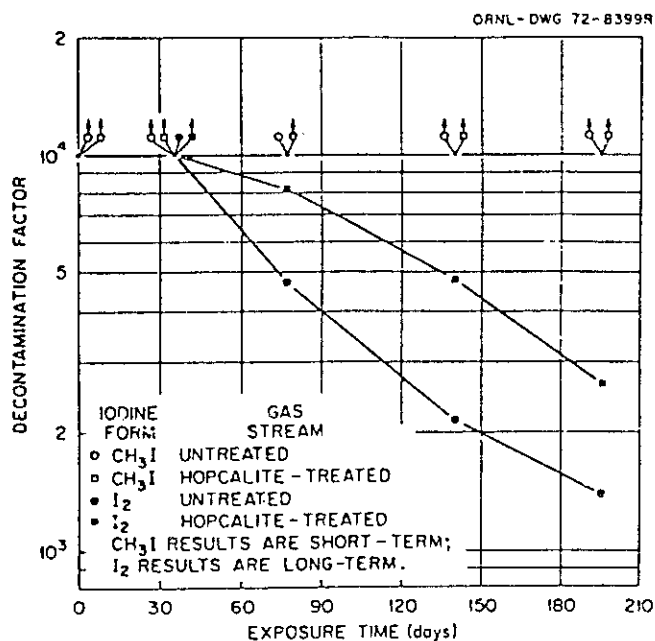


Figure 5. Effect of Exposure to Simulated Off-Gas on Radioiodine Trapping Capability of Laboratory-Prepared 26% Silver Zeolite, 1/16-in. Pellets, at ~ 200°C.

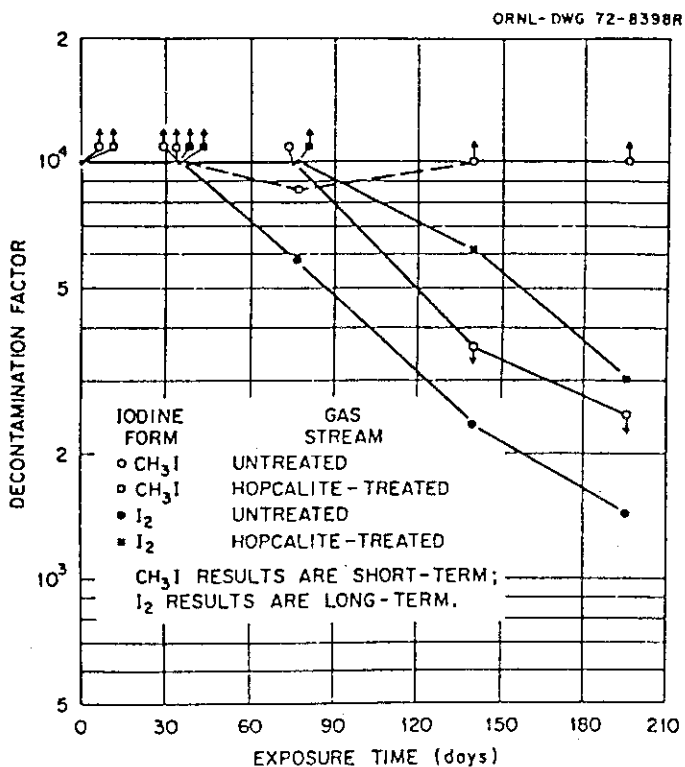


Figure 6. Effect of Exposure to Simulated Off-Gas on Radioiodine Trapping Capability of North American Carbon CX135 (Silver Salt-Treated Alumina-Silica), 8 x 16 Mesh (U.S.), at ~ 200°C.

Halogen Filters

文献79. J. G. Wilhelm, H.-G. Dillmann, K. Gerlach, "Testing of Iodine Filter Systems Under Normal and Post-Accident Conditions", 12th AEC Air Cleaning Conference (1972).

データ 表 2.2(18)(19) 参照

Filter Type	Filter Efficiency (%)		Bed Depth (in.)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	v <sub>a</sub> (ft/min)	Stay Time (sec)	Notes
	I <sub>2</sub>	CH <sub>3</sub> I						
Charcoal		65.3-99.93	3.94	100	30	25 cm/s		KI impregnate, Aging Time 0-649 Days
Inorganic Adsorbent (Ag-KTC)		~99	3.94	70	30			Aging Test: Time = 100d 200d 300d 500d
		~98	↓	↓	↓			
		~97						
		~94						
Silver Zeolite		~97.0	3.94	70	30	49.2		Aging Time = 100d 200d 300d 400d
		~95.0	↓	↓	↓	49.2		
		~94.0				49.2		
		~90.0				49.2		

1. 目的

ヨウ素吸着材の性能の経年変化 (aging) を実験 (イン・プレーステスト, 実験室テスト) で測定する。

2. 実験方法

2.1 工業環境の空気中でのヨウ素吸着材の経年変化

吸着材のテスト装置には, 吸着材の上流にHEPAフィルタが, 又8個のサンプラが並列に設備されている。個々のサンプラは, 2.5cmの深さの連続した6個のテストベッドの中に吸着材を含んでいる。個々のサンプラを流れる空気流量は, 流量計で調節される。このテスト装置は, 原子力施設の空気中であつ, 原子力発電所の敷地として提案されている場所で運転される。

1) 経年変化後のチャコールに対する標準試験条件

- ・掃気ガス: 湿り空気
- ・大気圧
- ・30℃
- ・100% R. H.
- ・チャコール 1g 当たり 75 μg の CH<sub>3</sub>I の装荷

2) zeolite 及び Ag-KTC に対する標準試験条件

- ・掃気ガス: 30℃の空気
- ・相対湿度: 70%
- ・無機吸着材 1g 当たり 1.5mg の CH<sub>3</sub>I の装荷

2.2 連続運転下でのヨウ素フィルタの経年変化

連続運転されるヨウ素フィルタ系のイン・プレーステストをブリーフ付きの吸着材ベッドを連続2段設備して実施した。

テスト媒体は CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I と CH<sub>3</sub><sup>127</sup>I の混合物である



### 3. 実験結果

添付データ参照。

#### 3.1 工業環境の空気中のヨウ素吸着材の経年変化

- 1) ベッドの深さが浅い場合には除去効率が比較的速く低下し、厚い場合には経年変化に対する抵抗が大きい。
- 2) 無添着チャコールベッドを前段に置くことによって経年変化の抑制効果が明らかに現れる。
- 3) ベッドの深さを厚くするほど運転時間が長くできる。CH<sub>3</sub>Iに対する除去効率は、5 cmのベッドでは30日運転後に90%に低下するのに対し、10cmのベッドでは200日運転後に90%に低下する。
- 4) Naと結合したゼオライトは、銀ゼオライトの性能を悪化させる不純物を余り吸着しない。従って、銀ゼオライトテストベッドを保護するかしないかで経年変化が重大な差が見られない。
- 5) Ag-KTCの連続運転ヨウ素フィルタへの使用は少なくともチャコールフィルタと同じ期間可能である。

#### 3.2 連続運転下でのヨウ素フィルタの経年変化

- 1) イン・プレーステストでは、第一段のフィルタでは除去効率が4か月以内に急激に99.96%から55.7%に低下する（ベッド厚さ：5 cm, 表面空気速度30cm/s）。第二段のフィルタの除去効率は99.90%のままである。第一段のフィルタの保護効果は明らかにある。  
10か月運転後でも第二段のフィルタの除去効率は92.4%である。
- 2) ラボラトリテストでは、第一段のフィルタの急激な経年変化が見られるが、第二段のフィルタの除去効率は16か月運転後であってもCH<sub>3</sub><sup>131</sup>Iに対して83%、<sup>131</sup>Iに対して99.989%を示している。第一段のフィルタのヨウ素除去効率は、5か月以内に99.99958%から99.983%に低下する。

#### 3.3 Container typeヨウ素フィルタに関するイン・プレーステストと実験室テストの比較

- 1) チャコールに対しては、イン・プレーステストは実験室テストよりも大きな除去効率を示した。
- 2) フィルタ漏洩は非常に小さい。重大な機械的漏洩はこれまでに認められていない。

### 4. データの根拠

Walkerは、ベッド厚み10cm, 相対湿度100%及び70%のデータを使用している。

### 5. 備考

Walkerの使用したデータは、種々のデータの中のごく一部であり、フィルタ条件に合わせてデータを選定する必要がある。

Ag-KCT, Ag-Xのデータでは吸着材の形状、粒径についてのデータが示されていない。本データの使用に際しては注意する必要がある。

6. 添付データ

AGING OF KI-IMPREGNATED CHARCOAL IN AIR OF AN INDUSTRIAL ENVIRONMENT

Charcoals Norit KI-1 in 6 successive test beds of 2.5 cm depth  
 Aging medium: Air with impurities, filtered by a HEPA-filter, R.H. <1.7 %, superficial air velocity = 25 cm/s  
 Sweep gas (during testing in the laboratory): wet air, atmospheric pressure 30°C, 100 % R.H., superficial air velocity: 25 cm/s, stay time per test bed: 0.1 s  
 Duration of gas flow: Preconditioning  $\geq 20$  h,  $CH_3^{131}I$ -injection: 1 h, gas flow continued for several hours in addition.  
 Test medium:  $CH_3^{131}I + CH_3^{125}I$

Number of air-changes per test bed	Aging time in d	$CH_3^{131}I$ Removal Efficiency ( $\eta$ differential) in %					
		bed 1	bed 2	bed 3	bed 4	bed 5	bed 6
0	0	83.2	84.4	84.8	83.4	-	-
$2.7 \cdot 10^2$	30	58.4	77.9	80.4	84.3	75.2	76.2
$6.0 \cdot 10^2$	70	46.6	76.3	81.6	82.4	81.3	68.0
$1.0 \cdot 10^3$	120	20.5	62.8	64.4	69.3	69.0	72.3
$2.0 \cdot 10^3$	240	0.5	29.2	54.2	61.3	60.8	58.8
$3.7 \cdot 10^3$	424	0.3	1.4	47.3	51.2	57.2	62.8
$5.6 \cdot 10^3$	649	0.2	0.9	35.3	45.8	52.3	57.2

Number of air-changes per 10 cm of bed depth	Aging time in d	$CH_3^{131}I$ Removal Efficiency ( $\eta$ integral) in %					
		Bed depth in cm					
		2.5	5.0	7.5	10.0	12.5	15.0
		Stay time in s					
		0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6
0	0	83.2	97.4	99.60	99.93	-	-
$6.7 \cdot 10^2$	30	58.4	90.8	98.2	99.72	99.94	99.946
$1.5 \cdot 10^3$	70	46.6	87.4	97.7	99.59	99.92	99.980
$2.6 \cdot 10^3$	120	20.5	70.4	90.1	97.0	99.05	99.74
$5.1 \cdot 10^3$	240	0.5	29.6	67.7	87.5	95.11	98.0
$9.1 \cdot 10^3$	424	0.3	1.6	48.2	74.7	89.2	96.0
$1.4 \cdot 10^4$	649	0.2	1.1	36.0	63.3	83.4	92.9

AGING OF A CONTINUOUSLY OPERATING IODINE FILTER, RESULTS OF IN-PLACE TESTING

Iodine filter: 2 successive filter banks with pleated-bed adsorber cells, Charcoals: RSA 1545, 8 - 14 mesh (Tyler), bed depth: 3 cm (per adsorber cell).  
 Aging medium: air from reactor compartment, pressure  $\leq 200$  m of water below atmospheric pressure.  
 Conditions during testing: temperature 14 - 28°C, R.H. 14 - 60 %, air flow 12,500 m<sup>3</sup>/h, stay time: 0.33 s for the two successive filter banks.  
 Duration of in-place tests: 6 - 10 h  
 Test medium: 150 - 200 mCi  $CH_3^{131}I$  mixed with  $CH_3^{125}I$ .

Filterbank No.	Time of operation in month	$CH_3^{131}I$ removal efficiency in %
1	0	99.96
1	4	95.7
2	0	> 99.4 *)
2	4	99.90
2	10	92.4
1+2	0	$\geq 99.9997$ *)
1+2	4	99.96

\*) activity of sampler after second filter bank near background.

AGING OF CONTINUOUSLY OPERATING IODINE FILTERS; RESULTS OF LABORATORY TESTS (UNDER SIMULATED MCA-CONDITIONS).

Iodine filters same as in Tab. II

Sample: charcoal from the original adsorber cells or from by-pass samplers

Sweep gas (for laboratory test): air, atmospheric pressure, 43°C, 71 % R.R.

Stay time per 5 cm bed depth: 0.17 or 0.2 s (similar to the original iodine filter)

Test medium:  $CH_3^{131}I + CH_3^{127}I$ , specific loading: 40 - 100  $\mu g$   $CH_3$  / g of charcoal

$^{131}I_2 + ^{127}I_2$ , specific loading: 280 - 320  $\mu g$   $I_2$  / g of charcoal

Duration of gas flow: Preconditioning  $\geq 20$  h

Injection of test medium: 1 h

Gas flow continued for  $\geq 2$  h in addition

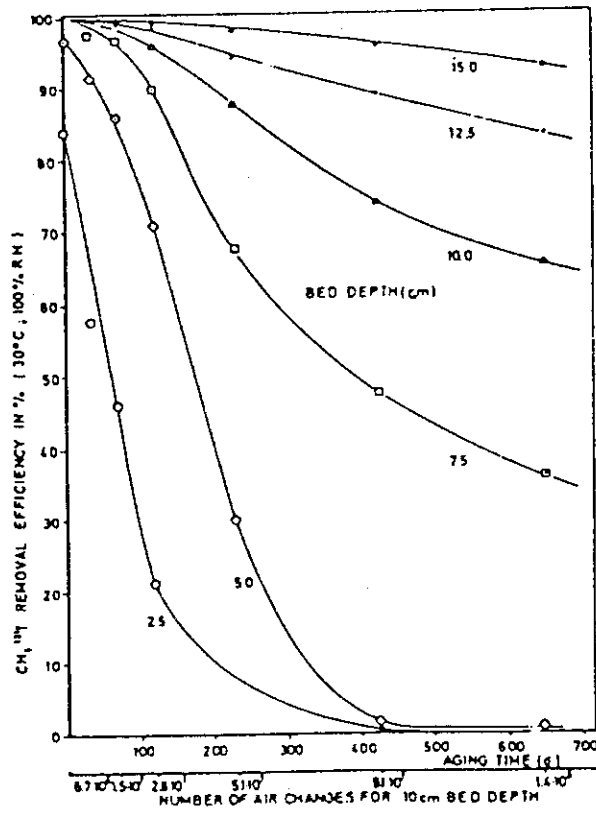
Filter-bed No.	Type of charcoal	Period of operation in month	Removal Efficiency for 5 cm bed depth in %	
			$^{131}I$ loaded as methyl iodide	elemental iodine
1	NSA 1565	0	98.8	-
1	NSA 1565	6	76.0	-
1	RKI-1	0	98.1	99.99958
1	RKI-1	5	77.4	99.983
2	NSA 1565	0	98.7	-
2	NSA 1565	16	83.0	99.989

<sup>\*)</sup> bed depth of one adsorber cell

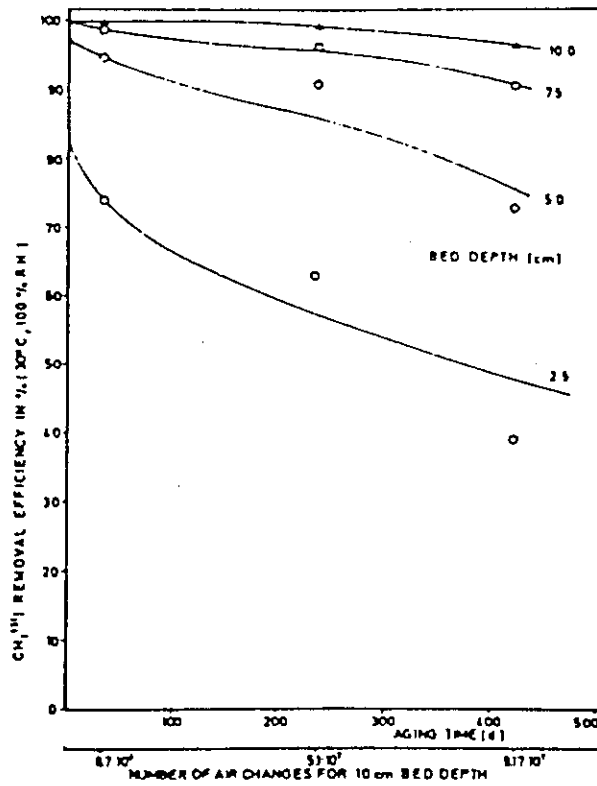
COMPARISON OF IN-PLACE TESTS AND LABORATORY TESTS FOR CONTAINER-TYPE IODINE FILTERS

Test No.	In-Place Tests							Laboratory Tests (simulated MCA-conditions)			
	Charcoal volume in l	Gas flow in m <sup>3</sup> /h	Stay time in s	Test medium	R.H. in %	Temp. in °C	Removal efficiency in %	Test medium in B	R.H. in %	Temp. in °C	Removal efficiency in %
1	400	1000	1	$CH_3I$	< 35	30-35	99.99997	$CH_3I$	100	65	99.97
2	400	1000	1	-	< 35	30-35	99.99995	-	100	65	99.97
3	1025	3000	1	-	50	26	77.9996	-	100	31.2	99.86
4	400	500	2	-	60	26	99.982 <sup>*)</sup>	-	100	31.2	> 99.86
5	400	500	2	-	60	26	99.9992	-	100	31.2	> 99.86
6	1100	10000	0.4	-	48	22	98.4	-	70	36	97.2
7	1100	10000	0.4	$I_2$	28	24	99.93	$10^{10}C_{60}I_2$ $90S_{12}$	70	36	95.73

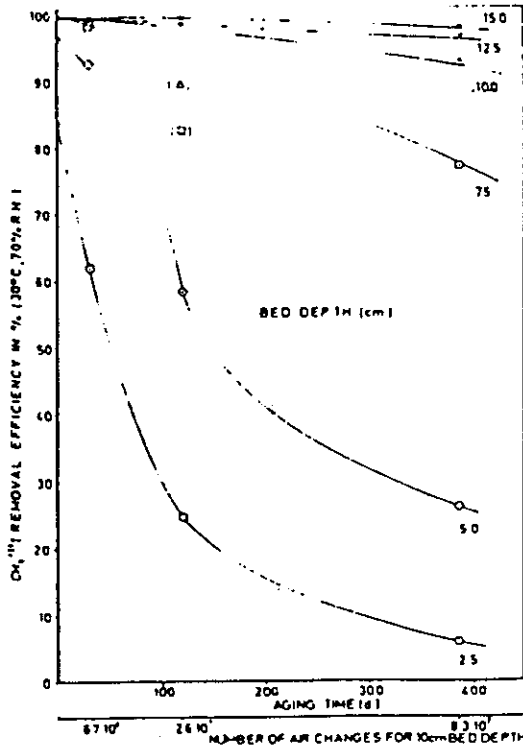
<sup>\*)</sup> the small leak was situated in a by-pass adsorber



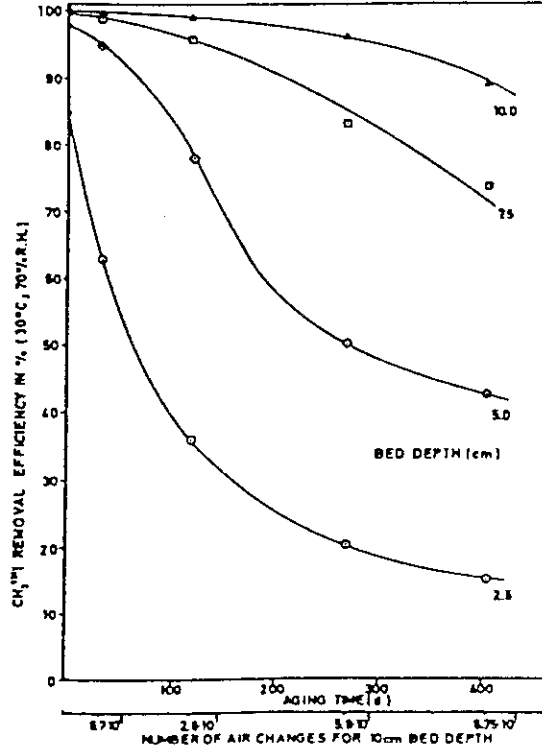
Aging of impregnated charcoal (NORIT RK)-I in air from industrial environment



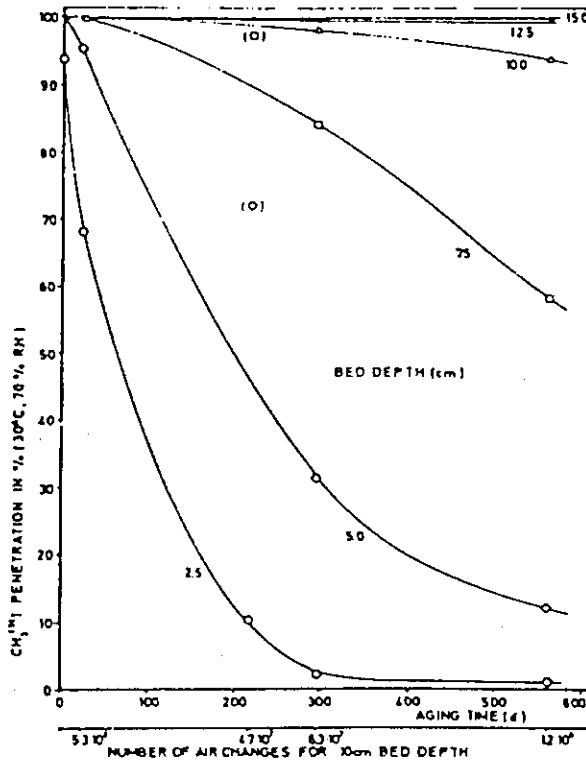
Aging of impregnated charcoal (NORIT RK)-I in prefiltered air



Aging of zeolite Ag X in air from industrial environment



Aging of zeolite Ag X in prefiltered air



Aging of Ag-KTC in air from a reactor building

Halogen Filters

文献83. Wilhelm, J.G., et. al., "Head-End Iodine Removal from a Reprocessing Plant with a Solid Sorbent", 14th ERDA Air Cleaning Conference., op.cit., pp 447-476 (1976).

データ 表 2.2(18) 参照

Filter Type	Filter Efficiency		Bed Depth (in.)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	V <sub>a</sub> (ft/min)	Stay Time (sec)	Notes
	I <sub>2</sub>	CH <sub>3</sub> I						
Inorganic Adsorber (Ag-KTB)		99.85	0.98	DP = 30°C(c)	150	49.2		Impregnated with 7 w/o AgNO <sub>3</sub>
		99.999	1.97					
		99.9995	2.95					
		99.9997	3.94					
	99.9987							Impregnated with 12 w/o AgNO <sub>3</sub> , Air + 2.5% NO <sub>2</sub>
	99.99997						Impregnated with 12 w/o AgNO <sub>3</sub> , Air + 5% NO <sub>2</sub>	

1. 目的

オフガス系での吸着材（名称AC6120及びAC6120/H<sub>1</sub>）のよう素除去能力について試験されている。  
尚、AC6120は銀添着量7W/O、AC6120/H<sub>1</sub>は銀添着量12W/Oの吸着材である。

2. 実験方法

本文献では次の3つの報告がなされている。

- (1) マルクール溶解オフガス試験
- (2) WAK溶解オフガス試験
- (3) 実験室試験

(1) マルクール溶解オフガス試験

AC6120/H<sub>1</sub>、ベッド深さ35cmを用いてマルクール施設での実燃料処理オフガス中のよう素除去試験を実施している。ベッドの運転温度は150℃、滞留時間は1.6秒、又よう素の負荷量を増すため溶解槽中にK<sup>127</sup>Iが添加されている。サンプルガスは溶解槽オフガス系の洗浄塔の上流及び下流より採取されている。

(2) WAKオフガス浄化試験

26gのAC6120を用いてWAK施設の溶解槽オフガス処理が行われているAC6120は溶解槽オフガス系の洗浄塔並びにHEPAフィルタの後流に設置されている。オフガス流量は148m<sup>3</sup>/h、ベッドの運転温度130℃、滞留時間は1.0±0.4秒となっている。処理ガス中のMOx濃度の平均値は2V/O以下、但し、短期間のピーク濃度として20V/O程度が推定される。

(3) 実験室試験

AC6120、AC6120/H<sub>1</sub>の銀の有効利用率及び有機よう素の除去試験について実験室規模の試験を実施している。

実験方法については本文献では詳細報告されていない。

## 3. 実験結果

- (1) マルクールオフガス試験  
添付データのTab III参照。
- (2) WAKオフガス浄化試験  
120日間の運転期間中の $^{129}\text{I}$ に対するDFは  $1.0 \pm 0.4 \times 10^4 \sim 2.0 \pm 0.5 \times 10^4$ であった。又120日後のフィルタへの $^{129}\text{I}$ の吸着量は172mci (1.3kg  $\text{I}_2$ )ありフィルタ吸着容量の60%に相当した。
- (3) 実験室規模試験  
添付データのTab I, II, IV, VIを参照。本データの銀消費量60%程度である。

## 4. データの根拠

WalkerはAC6120, AC6120/H<sub>1</sub>のよう素除去性能データとして添付データのTab I, V, VIを用いていると考えられる。

但し、Walkerの文献に記されている $\text{I}_2$ のフィルタ効率99.99997%は99.9997%の誤記と考えられる。

又、Walkerの文献では $\text{I}_2$ に対するフィルタ効率実験時の(TableIV~VI)のベッドの深さを3.94in(10cm)と記しているが、文献中にはベッド深さは大容量装置に同じとのみ記載されている。又、本実験での滞留時間についても不明である。

## 5. 備考

- (1) AC6120/H<sub>1</sub>及びAC6120の効率についてはフィルタの銀消費量に大きく依存する。銀消費量が60%以下であれば $\text{I}_2$ に対するAC6120/H<sub>1</sub>のDFは $10^4$ 程度確保される。
- (2) 有機よう素に対するフィルタ効率を99.9997%となっているが、銀消費率は1%程度の場合のデータであることに留意する必要がある。
- (3) 木吸着材を $\text{NO}_x$ がない槽類オフガス系へ使用した場合、 $\text{AgNO}_3$ の $\text{Ag}_2\text{O}$ への変化によるフィルタ効率の低下が見られる旨の報告がある。

## 6. 添付データ

Tab. I Removal of  $^{131}\text{I}$  in form of  $\text{CH}_3^{131}\text{I}$  by commercially produced AC 6120

## Conditions:

Ag content of sorption material : 7 wt.%  
 grain size : 1 - 2 mm  
 Sweep gas : humid air, dew point: 30°C  
 temperature of sweep gas and test bed: 150°C  
 linear air velocity : 25 cm/s  
 Loading : 1.1 mg  $\text{CH}_3^{127}\text{I}$  + 6  $\mu\text{Ci}$   $\text{CH}_3^{131}\text{I}$  per g  
 of AC 6120, loading period: 1 h

bed depth (cm)	2.5	5.0	7.5	10.0
residence time (s)	0.1	0.2	0.3	0.4
removal efficiency (%)	99.85	99.999	99.9995	99.9997

Tab. II Removal of  $^{131}\text{I}$  in form of  $\text{CH}_3^{131}\text{I}$  by commercially produced AC 6120/H<sub>1</sub>

## Conditions:

Ag content of sorption material : 12 wt.%  
 grain size : 1 - 2 mm  
 Sweep gas : humid air, dew point: 30°C  
 temperature sweep gas and test bed: 150°C  
 linear air velocity : 25 cm/s  
 Loading : 1 mg  $\text{CH}_3^{127}\text{I}$  + 5  $\mu\text{Ci}$   $\text{CH}_3^{131}\text{I}$  per g  
 of AC 6120, loading period: 1 h

bed depth (cm)	2.5	5.0	7.5	10.0
residence time (s)	0.1	0.2	0.3	0.4
removal efficiency (%)	99.975	99.9956	99.9989	99.9998



Tab. III Removal of iodine from dissolver off-gas of SAP Marcoule by use of AC 6120/H<sub>1</sub>

Bed depth: 35 cm, Temperature of off-gas and test bed: 150°C, residence time: 1.6 s.  
 Concentration of iodine in dissolver off-gas, averaged over period of dissolution: ~ 4.5 g/m<sup>3</sup>

No.	loading time [h]	off-gas volume [m <sup>3</sup> ]	<sup>127</sup> I spiking of feed solution [g]	Position of test bed relative to NO <sub>2</sub> -absorption column <sup>*</sup>	<sup>131</sup> I-removal efficiency [%]
1	2	3	44.5	downstream	99.998
2	7 (9.0) <sup>*)</sup>	10.5	42	upstream	99.9992
3	6.5 (15.5)	9.75	52	upstream	99.994
4	6.25(21.75)	9.4	0	downstream	99.995
5	8.5	12.75	52	downstream	99.96
6	8.5 (17.0)	12.75	52	downstream	99.996
7	6.75(23.75)	10.1	52	upstream	99.999
8	7.0 (30.75)	10.5	52	downstream	99.994

\*) bracketed values: cumulative loading time of successive loading periods

Tab. IV Removal of iodine by an AC 6120/H<sub>1</sub> test bed of proposed bed depth for a large reprocessing plant. Sweep gas: humid air + 1 % NO<sub>2</sub>, 150°C

Grain size of iodine sorption material: 1 - 2 mm  
 dew point of humid air : 30°C, preconditioning: 20 h, loading period: 4 h  
 sweep gas continued for an additional : 4 h. Loading 18.1 g I<sub>2</sub>  
 mixed with : 1.04 mCi <sup>131</sup>I

data for accumulated bed depth			data for single section of test bed			
% of total bed depth	<sup>131</sup> I removal efficiency [%]	I <sub>2</sub> loading [mg]	No. of test bed section	I <sub>2</sub> loading [mg]	reacted amount of Ag [mg]	Ag reacted in % of Ag inventory
6.6	10.9	1970	1.	1970	1680	87.7
13.1	22.0	3980	2.	2010	1710	89.3
19.7	33.0	5970	3.	1990	1690	88.4
26.3	44.0	7960	4.	1990	1690	88.4
32.9	55.0	9950	5.	1990	1690	88.4
39.5	65.7	11890	6.	1940	1650	86.0
46.0	75.6	13680	7.	1790	1520	80.1
52.6	84.0	15200	8.	1520	1290	67.5
59.2	91.2	16510	9.	1310	1110	57.9
65.8	96.5	17469	10.	959	815	42.6
72.3	99.4	17994	11.	525	446	23.3
78.9	99.9964	18099	12.	105	92	4.8
85.5	99.9994	18100	13.	0.5	0.4	0.02
92.1	99.9995	-	14.	+) )	+) )	+) )
100.0	99.9998	-	15.	+) )	+) )	+) )

+) falling below detection limit

Tab. V Removal of iodine by an AC 6120/H<sub>1</sub> test bed of proposed bed depth for a large reprocessing plant. Sweep gas: humid air + 2.5% NO<sub>2</sub>, 150°C

Grain size of iodine sorption material: 1 - 2 mm  
 dew point of humid air : 30°C, preconditioning: 20 h, loading period: 5 h  
 sweep gas continued for an additional : 12 h. Loading 18.1 g I<sub>2</sub>  
 mixed with : 0.55 mCi <sup>131</sup>I

data for accumulated bed depth			data for single section of test bed			
% of total bed depth	<sup>131</sup> I removal efficiency [%]	I <sub>2</sub> loading [mg]	No. of test bed section	I <sub>2</sub> loading [mg]	reacted amount of Ag [mg]	Ag reacted in % of Ag inventory
6.6	11.4	2070	1.	2070	1760	94.3
13.1	22.5	4080	2.	2010	1710	91.6
19.7	33.4	6050	3.	1970	1670	89.7
26.3	44.0	7970	4.	1920	1630	87.5
32.9	54.1	9790	5.	1820	1540	82.7
39.5	63.5	11490	6.	1700	1450	77.5
46.0	72.3	13090	7.	1600	1360	72.8
52.6	80.1	14490	8.	1400	1190	63.9
59.2	86.8	15710	9.	1220	1040	55.7
65.8	92.2	16684	10.	974	828	44.4
72.3	96.0	17366	11.	682	580	31.1
78.9	98.3	17782	12.	416	354	19.0
85.5	99.5	18003	13.	221	188	10.1
92.1	99.903	18080	14.	74	63	3.4
100.0	99.9987	18096	15.	16	14	0.8

Tab. VI Removal of iodine by an AC 6120/H<sub>1</sub> test bed of proposed bed depth for a large reprocessing plant. Sweep gas: humid air + 5% NO<sub>2</sub>, 150°C

Grain size of iodine sorption material: 1 - 2 mm  
 dew point of humid air : 30°C, preconditioning: 20 h, loading period: 5 h  
 sweep gas continued for an additional : 4 h. Loading 18.1 g I<sub>2</sub>  
 mixed with : 1 mCi <sup>131</sup>I

data for accumulated bed depth			data for single section of test bed			
% of total bed depth	<sup>131</sup> I removal efficiency [%]	I <sub>2</sub> loading [mg]	No. of test bed section	I <sub>2</sub> loading [mg]	reacted amount of Ag [mg]	Ag reacted in % of Ag inventory
6.6	10.9	1960	1.	1960	1670	94.2
13.1	21.8	3940	2.	1980	1680	95.0
19.7	32.7	5910	3.	1970	1680	94.6
26.3	43.4	7850	4.	1940	1640	92.8
32.9	54.1	9790	5.	1940	1650	92.9
39.5	64.7	11720	6.	1930	1640	92.5
46.0	75.2	13610	7.	1890	1610	90.8
52.6	85.2	15420	8.	1810	1540	87.1
59.2	91.2	16500	9.	1080	917	51.7
65.8	95.5	17276	10.	776	660	32.2
72.3	98.3	17785	11.	509	433	24.4
78.9	99.7	18035	12.	250	213	12.0
85.5	99.9901	18091	13.	56	48	2.7
92.1	99.9990	18093	14.	2	2	0.1
100.0	99.9997	18094	15.	1	1	-

Halogen Filters

文献84. Staples, B.A., et al., "Airborne Elemental Iodine Loading Capacities of Metal Zeolites and a Dry Method for Recycling Silver Zeolite," op.cit., 14th ERDA Air Cleaning Conference., pp 363-379 (1976).

データ 表 2.2(18) 参照

Filter Type	Filter Efficiency (%)		Bed Depth (in.)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	v <sub>a</sub> (ft/min)	Stay Time (sec)	Notes
	I <sub>2</sub>	CH <sub>3</sub> I						
Silver Zeolite	>99.5	>99.99 >99.0 >99.99	3.94	3X - H <sub>2</sub> O Dry Dry	200 200 25 150	49.2		CH <sub>3</sub> I Loading = 87 mg/g - AgX = 209 = 84 I <sub>2</sub> Loading = 190 mg/g - AgX
Metal Zeolite - PbX	88.15-93.45 56.88-77.61		1.97	1.5X - H <sub>2</sub> O 8.5X - H <sub>2</sub> O	100-200	49.2		Air Conc. = 90 mg I <sub>2</sub> /m <sup>3</sup> Air Conc. = 90 mg I <sub>2</sub> /m <sup>3</sup>
Ag-KTB	>99.0	>99.0		3X - H <sub>2</sub> O	150			78 mg Ag/gw Ag-KTB

1. 目的

種々の金属イオン交換ゼオライトのI<sub>2</sub> 吸着容量について試験し求めている。

2. 実験方法

金属イオン交換ゼオライトの製作方法は次の通りである。

13×モレキュラーシーブに高温の金属硝酸溶液、又は酢酸溶液を数分間流通させる。イオン交換したモレキュラーシーブをその後蒸留水で洗浄し 100℃の空気で乾燥させる。

製作した吸着材は直径 5 cm、深さ 15cm のパイレックスホルダーに入れられ試験される。吸着塔へは蒸気により加湿した空気を供給する。処理空気は ~90mg/m<sup>3</sup> のよう素 (I-131 でラベル) を含む線速度 15m/min (at 25℃) で吸着塔へ供給される。吸着塔はオープン内に設置され一定温度に加熱される。吸着塔のよう素のブレイクスルーは吸着塔下流に小型の吸着ベッドを置きグロス-γモニタにより検知する。

吸着効率は吸着塔へ前記ガスを 60分供給し吸着 I<sub>2</sub> を測定して算出する。

3. 実験結果  
下記Table II参照

Table II  
SCREENING TESTS FOR 5-cm-DEEP BEDS

Adsorption Test Conditions (a)		I <sub>2</sub> Adsorption Efficiency (%)				
Water Vapor (%)	Bed Temp (°C)	CdX	NaX	PbX	ZnX	CuX
1.5	100	99.986	99.86	93.45	--	31.67
1.5	200	99.836	99.93	88.15	--	0.45
8.5	100	99.992	80.69	56.88	4.17	4.96
8.5	200	99.985	64.39	77.61	4.15	0.50

(a) Test conditions: 60-min-pretest purge, 60-min-test period, 15-min-post-test purge, 15 m/min face velocity, 90 mg I<sub>2</sub>/m<sup>3</sup> airborne concentration, 1.4 mg I<sub>2</sub>/g substrate loading at 99% efficiency.

4. データの根拠

Walkerは文献のデータとしては上記P b Xのデータを考慮している。

尚、Walkerの文献で記載があるSilver Zeolite, AgKTB のデータは、本文献で下記文献のデータを引用したものである。

Silver Zeolite : 11th AEC Air Cleaning Conference, Conf700816, P581 Sep. 1970  
: ORNL-TM-4227, May 1973

Ag-KTB : 12th AEC Air Cleaning Conference, Conf720823, P540 Aug. 1972

5. 備考

本文献では他にA g Xを1次吸着材, P b Xを2次吸着材とし, A g Xに吸着したIを水素で脱着 (A g Xの再生) しP b Xに吸着させる実験を行っている。

本実験はガス中のよう素濃度が高く, 又NO<sub>x</sub>がない条件のものである。再処理工場で使用する場合, 使用条件に留意する必要がある。

Halogen Filters

文献85. J.G. Wilhelm and H. Schüttelkopf, "An Inorganic Adsorber Material for Off-Gas Cleaning in Fuel Reprocessing Plants", 12th AEC Air Cleaning Conference (1972).

データ

Filter Type	Filter Efficiency		Bed Depth (in.)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	V <sub>0</sub> (ft/min)	Stay Time (sec)	Notes
	I <sub>2</sub>	CH <sub>3</sub> I						
Inorganic Adsorber (Ag-KTB)		99.999	3.94	55	30	49.2	0.4	Air Sweep
		99.994		70				
		98.5		80				
		80.0		95				
		99.9985		DP = 30°C				150
		99.9968						
		96.0						
		87.4						
		45.9						
		99.978-99.996		70				30
	99.998-99.9997	DP = 30°C	150					
	94.8-96.1							
	99.956							
	76.0							
	57.5							

1. 目的

AgNO<sub>3</sub> 添着アモルフォス珪酸を用いた無機ヨウ素吸着材のヨウ素及びメチルヨウ素に対するNO<sub>x</sub>を含むオフガスからの除去効率を広範な実験に基づき評価する。

## 2. 実験方法

## 2.1 異なる運転パラメータの関数としてのAg-KT材の性能

1) 相対湿度の関数としてのAg-KTCフィルタベッドのCH<sub>3</sub>Iの浸透度

〔実験条件〕

- ・ Sweep gas: Air of atmospheric pressure and 30℃, superficial air velocity 15m/min.
- ・ Duration of air flow: Prehumidification ≥ 22h
- ・ CH<sub>3</sub>I-injection: 1h, air flow continued for additional 20h
- ・ The specific loading was  $1.5 \pm 0.5$  mg/g Ag-KTC, calculated for 10cm bed depth.

## 2) 温度の除去効率への影響

〔実験条件〕

- ・ 湿り空気使用
- ・ 露点 30℃
- ・ 掃気ガスにNO<sub>2</sub> 10%を添加
- ・ 試験温度範囲 80~200℃

3) 掃気ガス中のNO<sub>2</sub>濃度の関数としてのAg-KTBフィルタベッドの浸透度

〔試験条件〕

- ・ 吸着材 (Ag-KTB) : AgNO<sub>3</sub> 添着 86mg Ag/g KTB
- ・ 掃気ガス : 大気圧, 150℃ (露点30℃) の空気, NO<sub>2</sub> と混合, 表面速度25cm/m
- ・ Duration of gas flow: 24h
- ・ CH<sub>3</sub>I-injection : 1h
- ・ Gas flow continued for additional 20h
- ・ Test medium : Mixture of 1.5 + 0.3 mg CH<sub>3</sub>I and 5-9 μCi CH<sub>3</sub>I per g Ag-KTB (Calculated for 10 cm of bed depth)

4) 粒子サイズのCH<sub>3</sub>IのAg-KTC中への透過度に対する影響

- ・ Sweep gas : Air of atmospheric pressure and 150℃ (dew point 30℃), mixed with 2.5% NO<sub>2</sub>, superficial air velocity 25cm/s.
- ・ duration of air flow : Prehumidification 24h.
- ・ CH<sub>3</sub>I injection : 1h, gas flow continued for additional 19-21h
- ・ The loading was approximately 1.5 mg CH<sub>3</sub>I/g Ag-KTB, calculated for 10cm of bed depth.

## 5) Ag-KTBの除去効率に対するヨウ素装荷の影響

実験は、CH<sub>3</sub>IとI<sub>2</sub>の装荷量を連続する4段のテストベッドの第一段の飽和付近で増加させることによって実施した。

## 6) 高温でのヨウ素のAg-KT材からの脱着挙動

Ag-KTB及びAg-KTCからのヨウ素の脱着が300℃で実施された。10cmのテストベッドにCH<sub>3</sub><sup>131</sup>IとCH<sub>3</sub><sup>127</sup>Iの混合物が装荷され、<sup>131</sup>Iの浸透度が室温まで冷却された下流のチャコールトラップによって測定された。

7) Ag-KTBの表面でのAg<sup>127</sup>Iとの同位体交換

幾つかの実験は、150℃でCH<sub>3</sub><sup>127</sup>Iを予め装荷したAg-KTBを使用して実施した (添着したAgNO<sub>3</sub>の一部がAg<sup>127</sup>Iに変換される)。

## 8) Ag-KTBへの放射線照射の効果

<sup>60</sup>Coを使用して  $8.6 \times 10^8$  rad までAg-KTBを照射した。これは、AgNO<sub>3</sub>のAg, Ag<sub>2</sub>O, NO<sub>x</sub>への放射線分解が除去効果を著しく減少させるだろうと仮定したからである。

## 2.2 再処理プラントからのヨウ素の除去

ビューレックス法を使った再処理プラントで、オフガスダクトへバイパスさせてAg-KTBのサンプルをテストした。サンプルステーションは、溶解オフガス及び溶媒並びに廃棄物タンクからのオフガスの洗浄器の後ろに位置している。オフガスは、サンプラーに達する前にHEPAフィルタによりろ過される。Ag-KTBテストベッドの上流でオフガスは、150℃に加熱される (テストベッドも同じ温度で運転される)。溶解オフガスとタンクオフガスは、同じタイプの別のサンプラーで処理される。種々のテスト期間の後テストベッドは取り外され、Ag-KTBテストベッド中の<sup>129</sup>Iは、中性子照射後<sup>130</sup>Iの形で測定される。又、比較のため化学分析も行われる。

### 3. 実験結果

添付データ参照。

#### 3.1 異なる運転パラメータの関数としてのAg-KT材の性能

##### 1) 相対湿度の関数としてのAg-KTCフィルタベッドへのCH<sub>3</sub>Iの浸透度

- ① 総てのヨウ素吸着材の除去効率は、特にCH<sub>3</sub>Iに関しては掃気ガスの相対湿度に強く依存する。
- ② 経済的な理由から、Ag-KT材の使用については相対湿度を約70%に制限するのが良い。これは、オフガスを加熱することにより容易に可能である。

##### 2) 温度の除去効率への影響

- ① 80~125℃では、CH<sub>3</sub>Iに対する除去効率の増加が示された。125~175℃では効率の変化は認められず、200℃で僅かであるが増加は認められた。
- ② 実際的な理由から、再処理プラントのヨウ素フィルタの運転温度として150℃が選ばれた。

##### 3) 掃気ガス中のNO<sub>2</sub>濃度の関数としてのAg-KTBフィルタベッドの浸透度

- ① テスト温度 150℃では、1%~10%NO<sub>2</sub>の範囲で僅かな影響しか見られない。これは、再処理プラントの溶解オフガスの中のNO<sub>x</sub>含有量の変化範囲が広いことから重要なことと思われる。

##### 4) 粒子サイズのCH<sub>3</sub>IのAg-KTC中への透過度に対する影響

- ① 2.5cm及び5cmのベッド厚さでは、粒子サイズが小さくなるにつれて浸透度の減少が見られた。
- ② 浸透度が $<10^{-2}\%$ の範囲で幾分不規則性が見られるが、これはCH<sub>3</sub>I中の不純物によると考えている。

##### 5) Ag-KTBの除去効率に対するヨウ素装荷の影響

##### 6) 高温でのヨウ素のAg-KT材からの脱着挙動

- ① 装荷中の極めて低い浸透度に加えて、300℃で33日間連続して空気を流しても現実的には脱着は検出されなかった。表面空気速度は、25cm/sであった。

##### 7) Ag-KTBの表面でのAg<sup>127</sup>Iとの同位体交換

- ① 高温では、オフガスのヨウ素から変換されたAgIを添着したAg-KT材は<sup>131</sup>Iの放射性崩壊の後再使用することができ、その結果使用期間が拡張されるだろう。
- ② 室温での同位体交換を評価する実験では、反応割合は実際のろ過目的の点では非常に低すぎる結果が示された。

##### 8) Ag-KTBへの放射線照射の効果

$8.6 \times 10^6$  rad までの放射線照射による除去効率への重大な影響はないと言える。

#### 3.2 再処理プラントからのヨウ素の除去

除去されるヨウ素g当たり銀0.9gが必要とされると共に99.9%以上のDFが期待されると考えている。

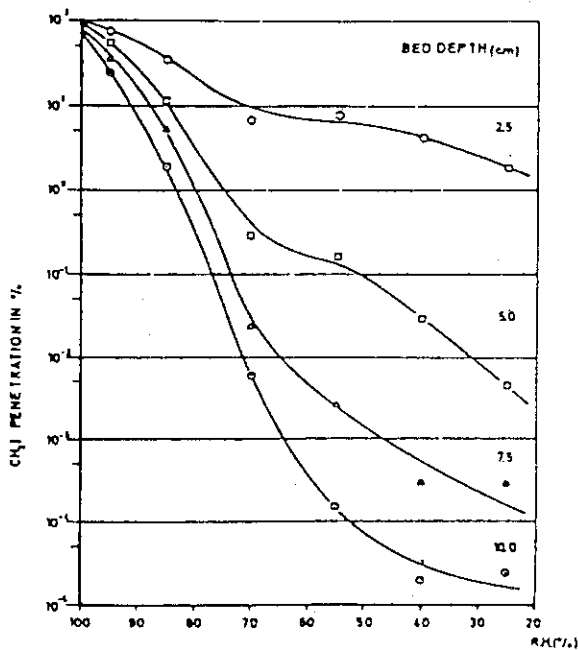
### 4. データの根拠

Walkerは、ベッド厚み10cmのデータを使用している。

### 5. 備考

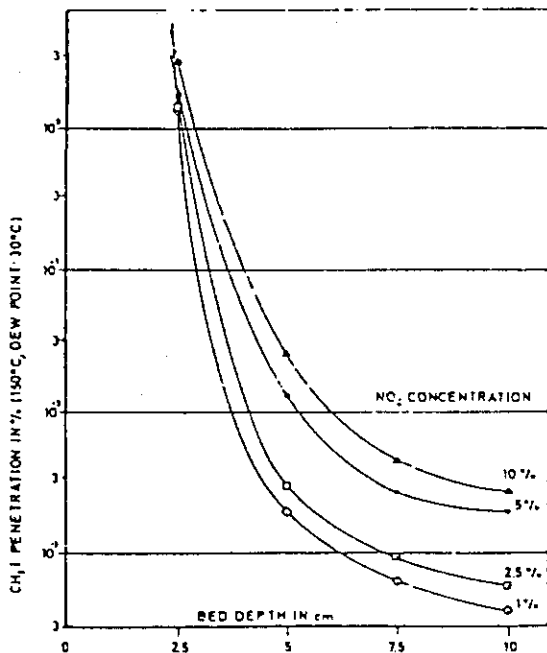
Walkerのデータは、種々のデータの中のごく一部であり、フィルタ条件に合わせてデータを選定する必要がある。

6. 添付データ



Penetration of CH<sub>3</sub>I through Ag-KTC as a function of the relative humidity

Sweep gas: Air of atmospheric pressure and 30°C, superficial air velocity 15 m/min. Duration of air flow: Pre-humidification ≥ 22 h, CH<sub>3</sub>I-injection: 1 h, air flow continued for additional ≥ 20 h. The specific loading was 1.5 ± 0.5 mg/g Ag-KTC, calculated for 10 cm bed depth.



Penetration of CH<sub>3</sub>I through Ag-KTB as a function of the NO<sub>2</sub> concentration in air

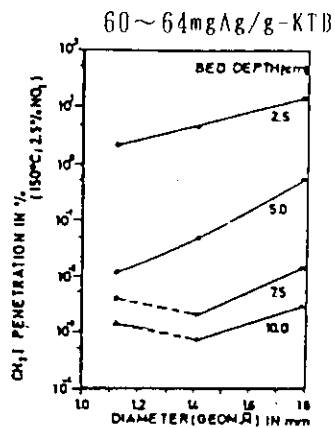
CH<sub>3</sub>I REMOVAL EFFICIENCY OF Ag-KTB IN AIR-NO<sub>2</sub> MIXTURES OF VARIOUS CONCENTRATIONS

Absorbent materials: Ag-KTB; AgNO<sub>3</sub>-impregnation: 86 mg Ag/2 KTB (an dollowed)  
 Sweep gas: air, atmospheric pressure, 150°C (dew point 30°C) mixed with NO<sub>2</sub>, superficial gas velocity: 25 cm/s  
 Duration of gas flow: Preconditioning: 24 h  
 CH<sub>3</sub>I-injection: 1 h  
 Gas flow continued for additional 20 h  
 Test medium: Mixture of 1.5 ± 0.3 mg CH<sub>3</sub>I and 5 - 9 μCi CH<sub>3</sub>I per g Ag-KTB (calculated for 10 cm of bed depth)

CH <sub>3</sub> I Removal Efficiency in %					
NO <sub>2</sub> (vol. %) in sweep gas	Bed depth in cm				
	2.5	5.0	7.5	10.0	
	Stay time in s				
	0.1	0.2	0.3	0.4	
1	98.4	99.9981	99.99940	99.99961	
2.5	98.5	99.9971	99.99907	99.99925	
5.0 *)	98.1	99.986	99.9972	99.9980	
10.0 *)	96.7	99.973	99.9934	99.9973	
NO <sub>2</sub> (vol. %) in sweep gas	CH <sub>3</sub> I Removal Efficiency (%) for each of the 4 successive Ag-KTB Beds				
	1	98.4	99.88	68.9	34.2
	2.5	98.5	99.81	67.9	31.5
	5.0 *)	98.1	99.30	78.2	27.3
	10.0 *)	96.7	59.2	81.2	43.4

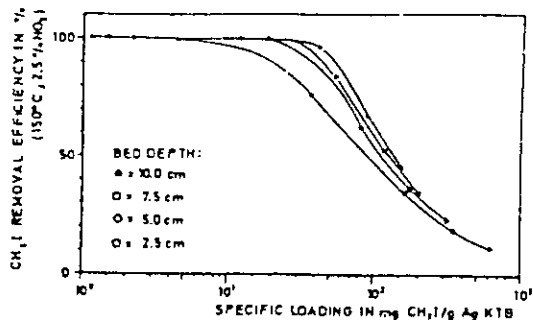
\*) Average of 2 runs



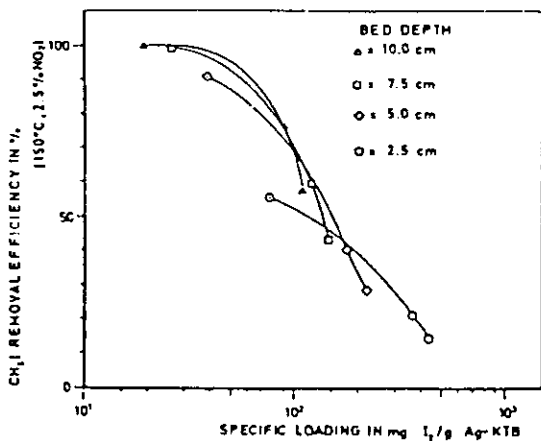


Penetration of  $CH_2I_2$  through Ag-KTB as a function of the granule size

実験条件 大気圧, 150°C (露点30°C)  
 2.5%  $NO_2$ , 線速25cm/s  
 前処理24h,  $CH_2I_2$ 注入1h  
 その後19-21hバージ  
 1-5mg  $CH_2I_2$ /g Ag-KTB



Removal efficiency of Ag-KTB for  $CH_2I_2$  as a function of the specific loading



Removal efficiency of Ag-KTB for  $I_2$  as a function of the specific loading

REMOVAL EFFICIENCY OF Ag-KTB FOR  $CH_2I_2$  IN AN AIR- $NO_2$  MIXTURE AS A FUNCTION OF THE SPECIFIC LOADING

Absorbent materials: Ag-KTB;  $AgNO_3$ -impregnation: 76 mg  $Ag/g$  KTB (as delivered)  
 Sweep gas: air, atmospheric pressure, 150°C (dew point 30°C), mixed with 2.5%  $NO_2$ .

Duration of gas flow: Preconditioning 2-24 h  
 $CH_2I_2$ -injection: 1-2 h  
 Gas flow continued for additional 20 h

Test medium: Mixture of 20 ppm  $CH_2I_2$  and  $CH_4$  in air

Test No.	Specific Loading mg $CH_2I_2$ /g Ag-KTB (calculated for 10 cm of bed depth)	$CH_2I_2$ Removal Efficiency in %			
		Bed depth in cm			
		2.5	5.0	7.5	10.0
		Stay time in s			
		0.1	0.2	0.5	0.6
1	1.1	99.72	99.9977	99.9976	99.9983
2	9.2	75.7	99.42	99.9923	99.9968
3	41	34.2	63.0	84.0	96.0
4	89	18.4	35.9	52.5	67.6
5	156	11.6	23.0	34.4	45.9

Test No.	$CH_2I_2$ Removal Efficiency (%) for each of the successive Ag-KTB beds			
	Bed			
	Bed 1	Bed 2	Bed 3	Bed 4
1	99.7	98.5	64.2	36.0
2	75.7	97.8	93.6	57.9
3	34.2	43.7	56.7	75.3
4	18.4	21.4	25.8	31.8
5	11.6	12.9	16.9	17.6

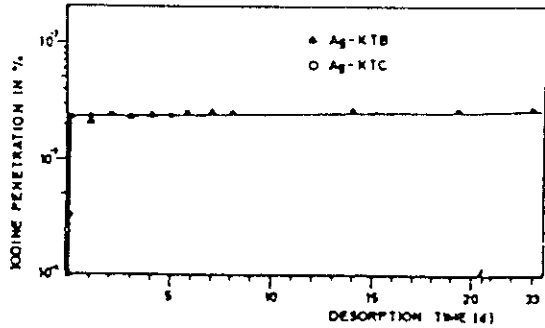
REMOVAL EFFICIENCY OF Ag-KTB FOR I<sub>2</sub> IN AN AIR-PO<sub>2</sub> MIXTURE AS A FUNCTION OF THE SPECIFIC LOADING

Adsorbent material: Ag-KTB; AgPO<sub>3</sub>-impregnation: 63 mg Ag/g KTB (as delivered)  
 Sweep gas: air, atmospheric pressure, 150°C (dew point 30°C), mixed with 2.5 % PO<sub>2</sub>  
 Duration of gas flow: Preconditioning  $\geq 24$  h  
 I<sub>2</sub>-injection: pulse amount in appr. 2 s  
 Gas flow continued for additional 20 s  
 Test medium: Mixture of  $2.6 \mu\text{Ci } ^{131}\text{I}$  and  $^{127}\text{I}$

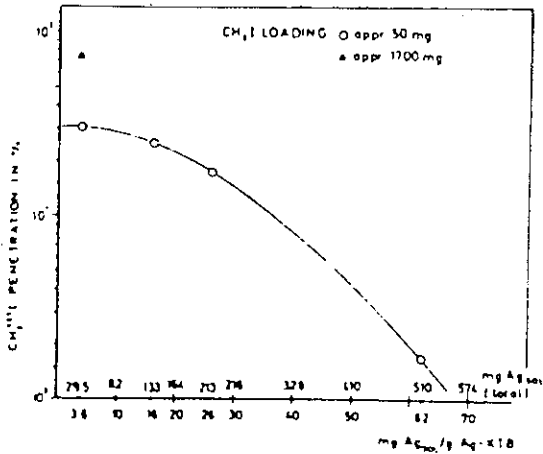
Test No.	Specific Loading mg I <sub>2</sub> /g Ag-KTB (calculated for 10 cm bed depth)	I <sub>2</sub> Removal Efficiency in %			
		Bed depth in cm			
		2.5	5.0	7.5	10.0
		Stay time in s			
		0.1	0.2	0.3	0.4
1	20	55.9	91.0	99.83	99.954
2	91	20.9	40.5	59.1	76.0
3	111	14.3	28.8	43.4	57.3

Test No.	I <sub>2</sub> Removal Efficiency (%) for each of the 4 successive Ag-KTB Beds			
	Bed 1	Bed 2	Bed 3	Bed 4
1	55.9	79.5	98.1	73.7
2	20.9	24.7	31.4	41.3
3	14.3	16.8	20.5	24.9



Iodine desorption from different Ag-KI materials at 300°C



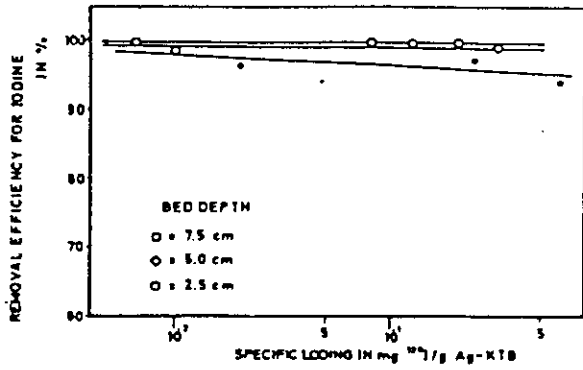
Penetration of CH<sub>3</sub>I through preloaded Ag-KTB as a function of Ag<sub>in</sub> soluble form

REMOVAL EFFICIENCY OF PRELOADED Ag-KTB FOR <sup>131</sup>I (IN THE FORM OF CH<sub>3</sub>I)

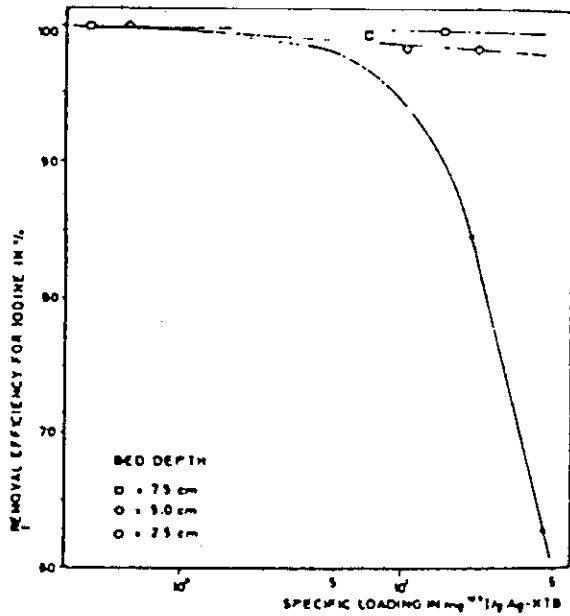
Adsorbent material: Ag-KTB; AgPO<sub>3</sub>-impregnation: 69 mg Ag/g KTB (as delivered)  
 Sweep gas: air, atmospheric pressure, 150°C (dew point 30°C), mixed with 2.5 % PO<sub>2</sub>  
 Duration of gas flow: same as in Tab. II  
 Test medium: 2.74  $\mu\text{Ci } ^{131}\text{I}$ /g Ag-KTB, mixed with appr. 1.5 mg CH<sub>3</sub>I/g Ag-KTB (total loading appr. 50 mg CH<sub>3</sub>I per run)

AgPO <sub>3</sub> reacted to Ag <sup>+</sup> during pre-loading in %	Residual amount of AgPO <sub>3</sub> in mg Ag/g Ag-KTB	<sup>131</sup> I Removal Efficiency in %			
		Bed depth in cm			
		2.5	5.0	7.5	10.0
		Stay time in s			
		0.1	0.2	0.3	0.4
0	62	98.1	99.99-9	99.9977	99.9983
18.0	26	87.8	97.8	99.73	99.966
72.0	16	72.1	81.1	99.05	99.88
91.2	3.4	69.2	81.0	98.6	99.71
41.2	1.4	24.9	46.5	60.6	72.4

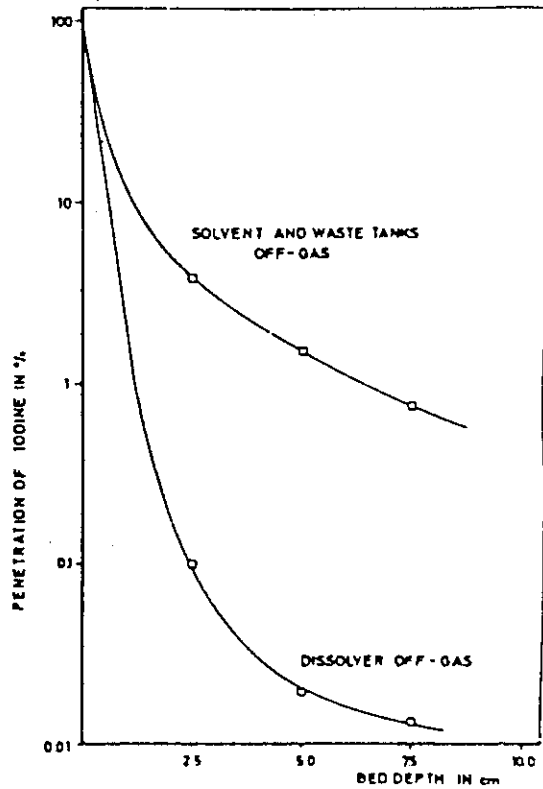
<sup>1)</sup> Test medium: 48 mg CH<sub>3</sub>I/g Ag-KTB (total loading appr. 1700 mg CH<sub>3</sub>I for 1000 g KTB)



Removal efficiency of Ag-KTB for iodine in the off-gas from solvent and waste tanks as a function of the specific loading



Removal efficiency of Ag-KTB for iodine in the dissolver off-gas as a function of the specific loading



Penetration of iodine from reprocessing off-gas through Ag-KTB as a function of the bed depth

AMOUNT OF <sup>129</sup>I IN OFF-GAS SAMPLES

Sam No.	Penetration given in Fig. No.	<sup>129</sup> I in sampler dissolver off-gas in mg	<sup>129</sup> I in sampler tank off-gas in mg
I	10	19	0.16
II	11	171	0.32
III	12	373	5.0

CH<sub>3</sub>I REMOVAL EFFICIENCY OF IRRADIATED Ag-KTB IN AN AIR-NO<sub>2</sub> MIXTURE AS A FUNCTION OF <sup>60</sup>Co IRRADIATION DOSE

Absorber material: Ag-KTB; Ag<sub>2</sub>O<sub>2</sub>-impregnation: 67 mg Ag/g KTB (as delivered)

Sweep gas: air, atmospheric pressure, 150°C (dew point 30°C) mixed with NO<sub>2</sub>, superficial gas velocity: 25 cm/s

Duration of gas flow: Preconditioning ≈ 24 h

CH<sub>3</sub>I-injection: 1 h

Gas flow continued for additional ≈ 20 h

Test medium: ≈ 2 μCi CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I/g Ag-KTB, mixed with CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I

Irradiation before test run in rad	Specific Loading of CH <sub>3</sub> I/g Ag-KTB (calculated for 10 cm bed depth)	CH <sub>3</sub> I Removal Efficiency in S							
		Bed depth in cm				Stay time in s			
		2.5	5.0	7.5	10.0	0.1	0.2	0.3	0.4
1.05 × 10 <sup>6</sup>	1.5 ± 0.5	98.6	99.9943	99.99910	99.99948				
1.05 × 10 <sup>6</sup>	"	98.5	99.9960	99.9979	99.9990				
1.0 × 10 <sup>6</sup>	"	99.79	99.9948	99.99942	99.99963				
1.0 × 10 <sup>6</sup>	"	98.0	99.997	99.9943	99.99920				
3.0 × 10 <sup>6</sup>	"	95.4	99.945	99.9980	99.9989				
8.6 × 10 <sup>6</sup>	"	99.67	99.9931	99.9971	99.9981				
1.05 × 10 <sup>6</sup>	47 ± 5	52.7	61.2	82.6	94.1				
3.0 × 10 <sup>6</sup>	"	34.0	43.3	84.8	94.6				
8.6 × 10 <sup>6</sup>	"	30.7	38.3	81.5	94.8				

CH<sub>3</sub>I REMOVAL EFFICIENCY OF IRRADIATED Ag-KTB IN WET AIR AS A FUNCTION OF <sup>60</sup>Co IRRADIATION DOSE

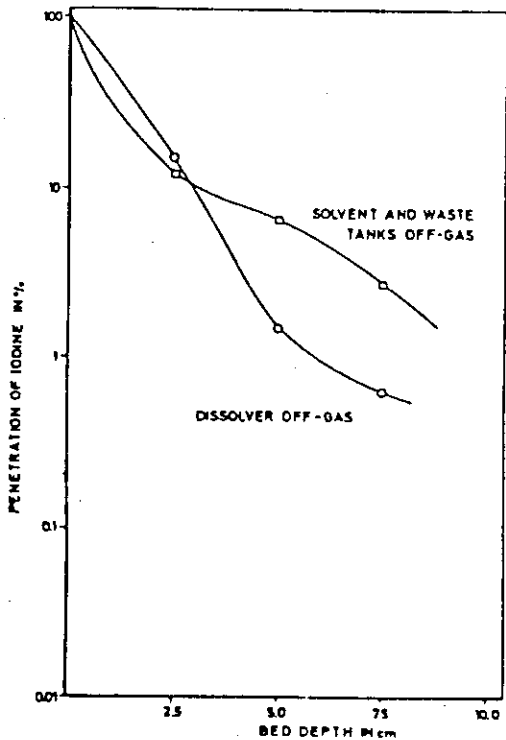
Absorber material, impregnation: same as in Tab. V

Sweep gas: air, atmospheric pressure, 30°C, 70 S.R.L.

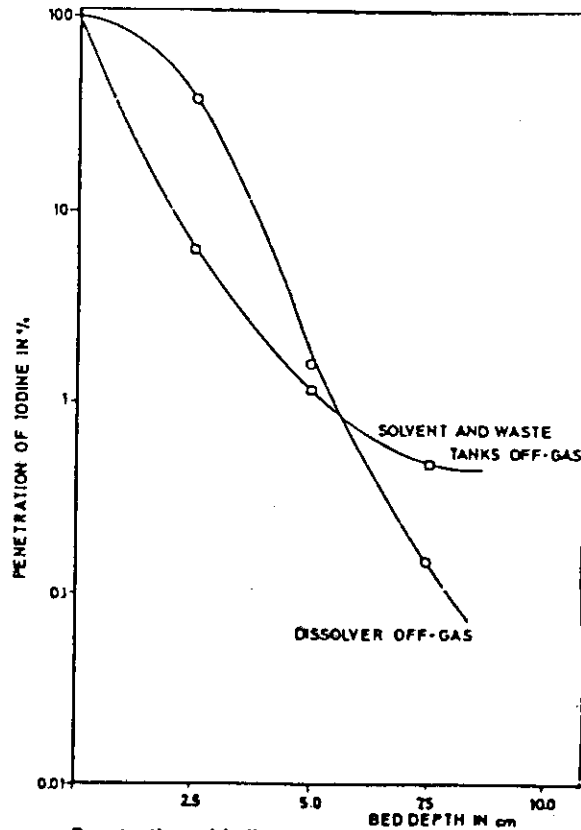
Duration of gas flow, CH<sub>3</sub>I-injection: same as in Tab. V

Test medium: 1.5 ± 0.5 μCi CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I and 2.9 μCi CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I per g Ag-KTB (calculated for 10 cm bed depth)

Irradiation before test run in rad	CH <sub>3</sub> I Removal Efficiency in B							
	Bed depth in cm				Stay time in s			
	2.5	5.0	7.5	10.0	0.1	0.2	0.3	0.4
0	82.1	99.13	99.94	99.9943				
1.05 × 10 <sup>6</sup>	87.5	99.23	99.84	99.950				
1.05 × 10 <sup>6</sup>	87.8	99.08	99.67	-				
1.0 × 10 <sup>6</sup>	86.5	98.0	99.89	99.9926				
1.0 × 10 <sup>6</sup>	84.1	99.0	99.93	99.978				
3.0 × 10 <sup>6</sup>	82.0	98.1	99.63	-				



Penetration of iodine from reprocessing off-gas through Ag-KTB as a function of the bed depth



Penetration of iodine from reprocessing off-gas through Ag-KTB as a function of the bed depth

Halogen Filters

文献86. Pence, D.T., et. al., "Developments in the Removal of Airborne Iodine Species with Metal-Substituted, Zeolites", 12th ABC Air Cleaning Conference., op. cit., pp 417-432 (1972).

データ 表 2.2(19) 参照

Filter Type	Filter Efficiency (%) I <sub>2</sub> CH <sub>3</sub> I	Bed Depth (in.)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	v <sub>a</sub> (ft/min)	Stay Time (sec)	Notes
Silver Zeolite (12-14 Gran.)	99.94	3.94	90	90	45.3		Air + 10 v/o O <sub>2</sub>
	99.95						Air + 10 v/o CO <sub>2</sub>
	99.79						Air + 10 v/o NO <sub>2</sub>
	99.97						Air + 1.9 v/o H <sub>2</sub>
	42.20						Air + 0.06 v/o H <sub>2</sub> S
	31.48						Air + 1.9 v/o SO <sub>2</sub>
	99.89						Air + 10 v/o Propane
	99.99						Air + 2.2 v/o Hexane
	99.91						Air + 0.05 v/o Kerosene
	99.999						Air, CH <sub>3</sub> I Conc. = 0.1-10 µg/N <sup>3</sup>
99.95	Air, CH <sub>3</sub> I Conc. = 0.1 µg/N <sup>3</sup>						
99.90		90	125	49.2			
			98+	125	49.2		
Metal Zeolite - PbX	99.5+	1.97	<5	22	45.3		
	5.2-35.7	1.97	>98	22	45.3-94.5		
	99.9+	1.97	<5	90	45.3		
	51.5-67.2	1.97	>98	90	45.3-90.6		

1. 目的

銀ゼオライトのフィルタ効率に対する温度、湿度及びガス中の不純物の影響を評価する。又、その他の吸着材に対するフィルタ効率についても評価している。

2. 実験方法

直径2.5cm ベッド深さ5cmの吸着塔、(ガス中のよう素濃度影響試験については直径5cmベッド深さ10cm)を用いてゼオライトを用いたよう素吸着材のフィルタ効率に対する温度、湿度等の影響をまとめている。具体的な実験方法については記載がない。

## 3. 実験結果

## (1) ゼオライトへのイオン交換金属の影響

Cd, Cu, Hg, Pb, Tlについてゼオライトへのイオン交換金属のフィルタ効率への影響が試験された。

Ag以外ではHgゼオライト(Y型)のフィルタ効率が一番よい。(フィルタ効率99.9%以上, 22℃飽和水蒸気, 線速23cm/sec条件)又CuX, PbXについては湿分により大きく影響される。

添付データのTable I参照。

## (2) 銀ゼオライトのサイズ/形状の影響

12-14粒状AgXゼオライトのフィルタ効率が一番よかった。

添付データのTable II参照。

## (3) 高温蒸気雰囲気

AgX(12-14粒状)が139℃の飽和蒸気に5時間曝された場合, フィルタ効率は99.9%から66.22%に低減する。

## (4) ガス中の不純物の影響

添付データのTable IV参照。

## (5) 処理ガス中のよう素濃度の影響

添付データのTable V参照

## 4. データの根拠

Walkerは添付データのうちTable IのPbXのデータ, Table IIのAgXゼオライト(12×14粒状)のデータ, Table IVのデータ及びTable VのAgX(12×14粒状)のデータ採用している。

但し, 下記の誤記がWalkerの文献中にあると考える。

(1) Table IのPbXのデータは $l_2$ に対するものである。

(2) Table II, Table IVのデータはベッド深さ5cm(1.97in)の塔のものである。

## 5. 添付データ

TABLE I

AIRBORNE ELEMENTAL IODINE ADSORPTION EFFICIENCIES OF METAL ZEOLITES

<u>Material</u>	<u>Airborne Iodine Conc. (mg/m<sup>3</sup>)</u>	<u>Temp. (°C)</u>	<u>Face Velocity (cm/sec)</u>	<u>Relative Humidity (percent)</u>	<u>Adsorption Eff. (percent)</u>
PbX	5	22	23	98+	35.7
PbX	45	22	23	<5	99.9+
PbX	56	22	48	98+	5.2
PbX	25	90	46	98+	51.5
PbX	58	90	23	98+	67.2
PbX	69	90	23	<5	99.9+
CuX	5	22	23	98+	47.2
CuX	33	90	46	98+	54.0
CuX	75	90	23	98+	59.1
CuX	70	90	23	<5	99.1

TABLE II  
COMPARISON OF METHYL IODINE ADSORPTION EFFICIENCIES  
FOR SEVERAL TYPES AND SIZES OF ADSORBENTS

Conditions: 125°C, 25 cm/sec F.V., ~ 0.1 µg/m<sup>3</sup> methyl iodide,

<u>Material</u> <sup>a</sup>	<u>Degree of Silver Exchange (Percent)</u>	<u>Relative Humidity (Percent)</u>	<u>Adsorption Efficiency (Percent)</u>	<u>Decontamina- tion Factor</u>
AgX Zeolite (12-14 Gran.) <sup>b</sup>	>98	90	99.95	2000
Ag - AW300 (12-14 Gran.) <sup>b</sup>	~60	91	79.00	4.8
Ag - AW500 (12-14 Gran.) <sup>b</sup>	~90	90	94.81	19.2
AgZ Zeolite (12-14 Gran.) <sup>c</sup>	>98	90	91.83	12.2
AgX (10-20 Beads) <sup>d</sup>	>95	90	97.50	40.0
AgX (10-20 Beads) <sup>d</sup>	~25	91	44.71	1.8
AgX (10-20 Beads) <sup>d</sup>	~50	92	75.63	4.1
AgX (8-12 Beads) <sup>d</sup>	>95	90	92.97	14.2
AgX (10-16 Beads) <sup>b</sup>	>95	90	97.11	10.1
AgX (14-18 Beads) <sup>d</sup>	>95	90	99.04	104
AgX (12 Beads) <sup>d</sup>	>95	90	94.87	19.5
AgX (14 Beads) <sup>d</sup>	>95	91	95.14	20.6
AgX (16 Beads) <sup>d</sup>	>95	90	97.98	49.5
NACAR GX 135 (14-22 Gran.) <sup>e</sup>	-	90	96.39	27.5
KI-I <sub>2</sub> Imp. Carbon (8-16 Gran.) <sup>f</sup>	-	90	98.33	59.9
AgX (12-14 Gran.) <sup>b</sup>	>98	98+	99.90	1000
AgX (10-20 Beads) <sup>d</sup>	>95	98+	83.76	6.2
NACAR GX 135 (14-22 Gran.) <sup>e</sup>	-	98+	44.62	1.8
KI-I <sub>2</sub> Imp. Carbon (8-16 Gran.) <sup>f</sup>	-	98+	90.70	10.1

<sup>a</sup> The indicated mesh size distribution refers to U.S. Standard Series.

<sup>b</sup> Products of Molecular Sieve Department, Union Carbide Corporation.

<sup>c</sup> Products of Norton Chemical Company.

<sup>d</sup> Products of Davison Chemical, W. R. Grace.

<sup>e</sup> Product of North American Carbon, a silver impregnated alumina-silicate base support material.

<sup>f</sup> MSA 85851, Mine Safety Appliance Company.



TABLE IV

THE EFFECTS OF CONTAMINANT GASES ON THE METHYL  
IODIDE ADSORPTION EFFICIENCY OF SILVER ZEOLITE

Conditions: 90°C, 90% R. H., 23 cm/sec F. V., and 0.1  $\mu\text{g}/\text{m}^3$  Methyl Iodide

<u>Contaminant Gas</u>	<u>Contaminant Conc. (Vol. Percent)</u>	<u>Adsorption Efficiency (Percent)</u>
O <sub>2</sub>	10	99.94
CO <sub>2</sub>	10	99.95
NO <sub>2</sub>	10	99.79
H <sub>2</sub>	1.9	99.97
H <sub>2</sub> S	0.06	42.20
SO <sub>2</sub>	1.9	31.48
Propane	10.0	99.89
Hexone	2.2	99.99
Kerosene	0.05	99.91

TABLE V

DECONTAMINATION FACTORS FOR VARIOUS ADSORBENTS AS A FUNCTION OF METHYL  
IODIDE CONCENTRATION AND BED DEPTH

Conditions: 90°C, 90% R.H., 25 cm/sec F.V.

<u>Material</u>	<u>Bed Depth (cm)</u>	<u>Individual Section DFs</u>	<u>Cumulative DFs</u>	<u>Calculated Total DF Based on First-Half DF</u>
Initial Methyl Iodide Concentration - 0.1 to 10 $\mu\text{g}/\text{m}^3$				
AgX (10-20 Beads)	2.5	6.4	6.4	-
	5	6.6	42	-
	7.5	6.7	280	-
	10	6.8	$1.9 \times 10^3$	$1.8 \times 10^3$
KI-I <sub>2</sub> Impregnated Carbon (8-16)	2.5	7.3	7.3	-
	5	6.5	47	-
	7.5	6.8	320	-
	10	7.2	$2.3 \times 10^3$	$2.2 \times 10^3$
TEDA Impregnated Carbon (8-16)	2.5	17	17	-
	5	19	330	-
	7.5	19	$6.0 \times 10^3$	-
	10	10	$6.0 \times 10^4$	$1.1 \times 10^5$
AgX (12-14 Gran.)	2.5	42	42	-
	5	39	$1.6 \times 10^3$	-
	7.5	13	$2.3 \times 10^4$	-
	10	5.1	$1.2 \times 10^5$	$2.6 \times 10^6$
Initial Methyl Iodide Concentration - $10^{-5}$ to $10^{-4}$ $\mu\text{g}/\text{m}^3$				
AgX (10-20 Beads)	2.5	9.7	9.7	-
	5	8.1	79	-
	7.5	3.0	245	-
	10	1.3	313	$6.2 \times 10^3$
KI-I <sub>2</sub> Impregnated Carbon (8-16)	2.5	6.8	6.8	-
	5	6.6	45	-
	7.5	5.8	260	-
	10	3.7	960	$2.0 \times 10^3$
TEDA Impregnated Carbon (8-16)	2.5	20	20	-
	5	22	450	-
	7.5	11	$4.8 \times 10^3$	-
	10	2.6	$1.1 \times 10^4$	$2.0 \times 10^5$
AgX (12-14 Gran.)	2.5	37	37	-
	5	26	990	-
	7.5	3.2	$3.5 \times 10^3$	-
	10	1.2	$4.1 \times 10^3$	$9.8 \times 10^5$

## Halogen Filters

文献87. I. J. Gal, et. al. "Adsorption of Methyl Iodine on Impregnated Alumina"  
13th AEC Air Cleaning Conference (1974).

データ 表 2.2(19) 参照

Filter Type	Filter Efficiency (%) I <sub>2</sub> CH <sub>3</sub> I	Bed Depth (in.)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	v <sub>a</sub> (ft/min)	Stay Time (sec)	Notes
Impregnated Alumina	92.5	1.97	36	36	39.4		Impregnated with AgNO <sub>3</sub> (7.4 w/o Ag)
	40.0		75				
	28.6		90				
	93.0		30				
	87.6		52				
	88.0		87				

## 1. 目的

種々の金属硝酸塩を添着した市販用アルミナ上への気体状よう化メチルの吸着特性を実験で調べる。

## 2. 実験方法

### 2.1 静的吸着 (static adsorption)

試験装置をFig. 1 に示す。試験温度は50℃～150℃である。試験に先立ち、吸着材の入った受入れ槽(1)とサンプルチューブ(2)は加熱され、ガスが抜かれる。サンプルチューブを切り離し、受入れ槽に既知量の放射性よう化メチルが注入される。所定の温度が達成されるとサンプルチューブを再び受入れ槽に接続する。サンプルの放射能の増加をγシンチレーションカウンタで測定した。

### 2.2 動的吸着 (Dynamic adsorption)

試験装置をFig. 2 に示す。ガスの流れに接する部分は、全てガラス、ステンレス鋼、テフロンでできている。吸着カラムは、パイレックスガラスチューブであり、装置の全部分を目視で検査できる。種々の湿度、空気流量及び温度条件下で硝酸銀添着サンプルの実験を実施した。

吸着材ベッドは、直径5 cm、深さ5 cmである。

実験の手順は、次の通りである。

- ・吸着材と湿り空気の平衡状態作成：4 - 15時間
- ・よう化メチル吸着：1.5 時間
- ・パージ時間：2 時間

36℃、50℃、90℃で、気相中のよう化メチル濃度が高い場合についてのみ実験を行った。

3. 実験結果

3.1 静的吸着

硝酸銀を添着した場合には、よう素の強い化学吸着が認められた。硝酸カドミニウムと硝酸鉛を添着した場合には、硝酸銀添着の場合に比べ化学吸着の程度はより低下することが認められた。100℃では、硝酸鉛及び硝酸カドミニウムは、よう素との結合の点で硝酸銀の場合とほぼ同程度の効果がある。湿気がなければ、酸化銀は硝酸銀よりも優れた添着材である。Ag + Cdのような混合塩添着材も又、見込みがある。吸着材の中には、水の蒸気圧の上昇と共によう化メチルの吸着率が低下するものがあることが記録にあった。

3.2 動的吸着

空気流の湿度とface velocityが増大すると共によう化メチルの保持 (retention)は、急激に低下する一方、温度上昇と共に増大する。

得られた結果は下記の通りである。

*Dynamic adsorption tests. AgNO<sub>3</sub> impregnated alumina (7.4 wt% Ag), particle size 0.08-0.16 cm. Adsorbent bed 5 cm φ x 5 cm.*

temp. (°C)	face velocity (cm/sec)	relative humidity (%)	CH <sub>3</sub> I conc. in air (mg/m <sup>3</sup> )	Average CH <sub>3</sub> I loading (mg/g)	Retention (%)
50	8	27	220	1.9	99.9
		49	500	3.4	94.8
		78	780	5.1	75.3
	16	31	320	5.6	95.7
		51	120	1.7	72.0
		90	90	0.7	38.4
	25	32	110	2.2	86.0
		54	82	1.6	63.2
		87	278	2.2	26.7
36	20	38	2.4	0.05	92.5
		75	3.2	0.03	40.0
		90	2.2	0.02	28.6
90	20	30	0.9	0.02	93.0
		52	0.4	0.01	87.6
		87	6.1	0.13	88.77

**Dynamic adsorption tests**

4. データの根拠

Walkerは、動的吸着実験の中で温度36℃及び90℃、face velocity=20cm/secの条件下で相対湿度及び空気中のCH<sub>3</sub>I濃度を変えた結果を採用している。

5. 備考

本データの使用に当たっては、使用対象条件が本実験条件と大きく相異していないことを確認する必要がある。

6. 添付データ

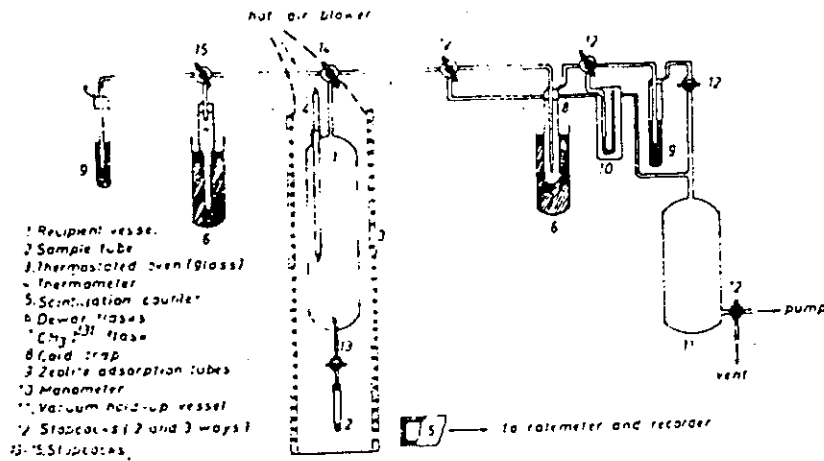


Figure 1.  
 Static gas-solid  
 adsorption appa-  
 ratus

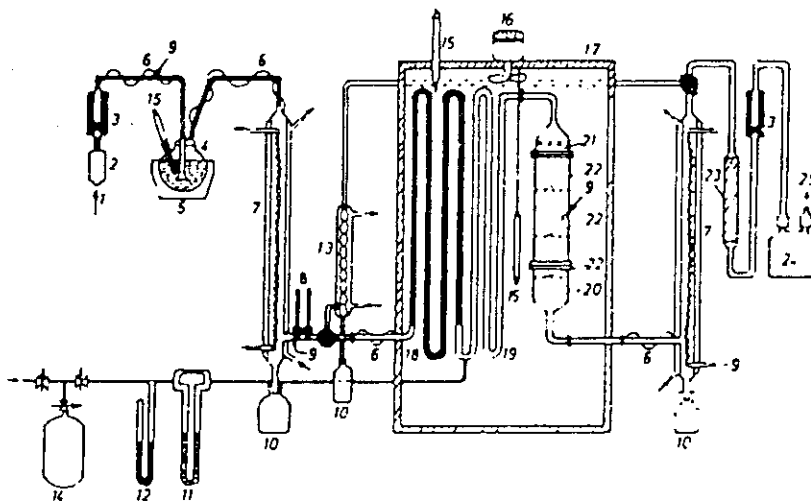


Figure 2.  
 Dynamic adsorpti-  
 on testing faci-  
 lity.

(1) air inlet, (2) filter, (3) flowmeter, (4) steam generator, (5) heater, (6) heating tape, (7) Dew-point condenser, (8) wet- and dry-bulb thermometer, (9) thermocouple, (10) condensate, (11) flowmeter, (12) barometer, (13) by-pass condenser, (14) CH<sub>4</sub>I cylinder, (15) thermometer, (16) fan, (17) oven, (18) stainless-steel heat-exchanger, (19) mixing tube, (20) adsorption tube, (21) HEPA filter, (22) adsorbent bed, (23) safety trap, (25) exhaust.

文献G-1 J. Furrer, R. Kaempffer, A. Linek, A. Merz, "Results of Cleaning Dissolver off-gas in the Passat Prototype Dissolver off-gas Filter System", 16th DOE Nuclear air Cleaning Conference.

データ

Filter Type	Filter Efficiency (%)		Bed Depth (In.)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	V <sub>1</sub> (ft/min)	Stay Time (sec)	Notes
	I <sub>2</sub>	CN <sub>2</sub> I						
Silber Silica (AC 6120)	> 99.99 99.95 99.76 99.08 98.97							Iodine loading 1.08~0.45 kg 0.95 10.45 10.95 11.45 1 BX NO, 1 4X NO,

1. 目的

溶解槽オフガス浄化設備の改良型 new PASSATフィルタシステムについて、再処理工場規模で実験を行い、最適なフィルタシステムのためのデータを得る。

2. 実験方法

試験装置はFig. 11参照。よう素発生機は、硝酸で酸化されたよう素酸カリウムを有する反応容器から成っており、ポンプでI-131を含んだNaIを反応容器に注入する。反応容器内では98℃で元素状よう素が生じ、これを循環ガスと混合させる。

よう素濃度は、1.1g/m<sup>3</sup>。実験ごとにI<sup>131</sup>を含む500gのI<sup>127</sup>を供給し、合計で39mCiのI<sup>131</sup>を含む元素状よう素11.45kgを発生させた。

よう素除去フィルタは2段あり、一つのフィルタドラムには85.5kgのAC 6120 (12wt% Ag)を有している。これは10.3kgの銀を含んでいることになる。

化学的には最大12.1kgのよう素を吸着することができる。よう素フィルタ運転中、フィルタハウジングの上流および下流のオフガスをサンプリングする。

よう素フィルタの上流にはヒーターが設置されており、フィルタリングの前にガスを加熱していると思われる。

実験条件に関しては次の記載があるが、Table IIIの各実験との関係に関する記載がなく不明である。

- ・ ガス温度 30℃及び50℃
- ・ 空気の相対湿度 98~100 %
- ・ 流量 75, 100, 125, 150 m<sup>3</sup>/h
- ・ システム圧力 0.96~0.98 bar

3. 結果

添付 Table III および Fig. 12 参照。

1 段目のよう素フィルタが有する銀の95%が使われた。

11.45kg のよう素に対し、除去効率は97%であった。

4. データの根拠

添付 Fig. 12 参照。

5. 備考

・よう素除去フィルタに10.5kgのよう素を供給後、6vol%の割合でNO<sub>2</sub>を混合させた。すると吸着効率が99.76~99.98%へ回復した。

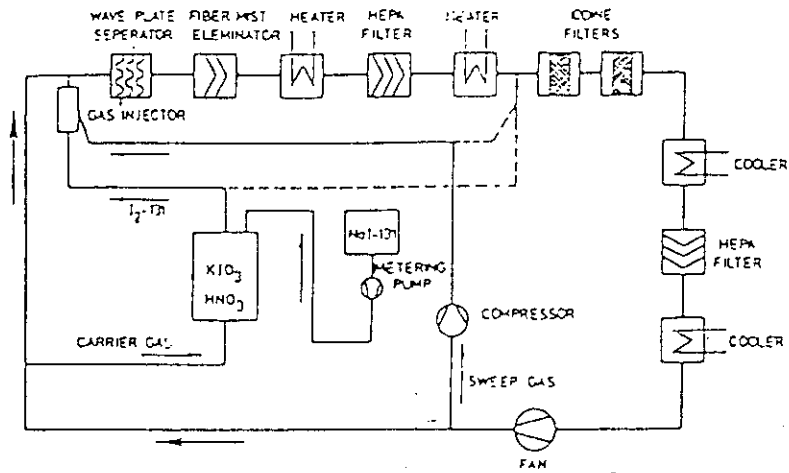


FIG.11 Block diagram of iodine generation and supply

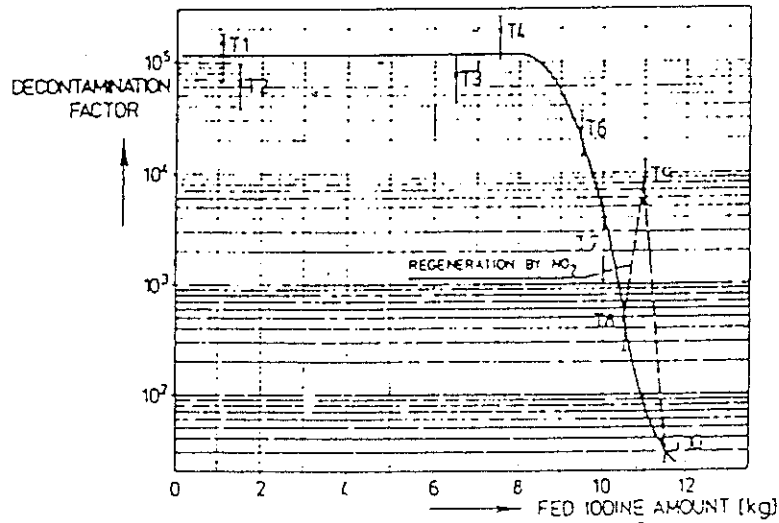


FIG.12 Decontamination factor as a function of fed elementary iodine amount at the first iodine filter cartridge



Tab. III. Removal efficiencies at the first iodine sorption filter as a function of loading and gas composition (Fig. 12)

Test number	Iodine (kg)	I-131 (mCi)	Removal efficiency (%)	Carrier gas
T 1	1.08	4	$\geq 99.99$	Luft
T 2	1.45	4	$\geq 99.99$	"
T 3	6.45	4	$\geq 99.99$	"
T 4	7.45	7	$\geq 99.99$	"
T 5	8.45	4	-	"
T 6	9.45	4	$\geq 99.99$	"
T 7	9.95	6	99.95	"
T 8	10.45	2	99.76	"
T 9	10.95	2	99.98	" + 6 % NO <sub>2</sub>
T10	11.45	2	96.97	" + 4 % NO <sub>2</sub>

文献 G-2 Gerry D. Wood, Frank U. Valdes, "Nonradiometric and Radiometric Testing of Radioiodine Sorbents Using Methyl Iodine", 16th DOE Nuclear Air Cleaning Conference.

データ

Filter Type	Filter Efficiency (%)		Bed Depth (cm)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	V <sub>h</sub> (cm/sec)	Stay Time (sec)	Notes
	I <sub>2</sub>	CH <sub>3</sub> I						
CHARCOAL KI <sub>2</sub>		50	1.25	88		6.6	0.2	
		78	2.5				0.4	
		90	3.75				0.6	
		94	5.0				0.78	
KI <sub>2</sub> +TEDA		81	1.25	88		6.6	0.2	
		85	2.5				0.4	
		95	3.75				0.6	
		98	5.0				0.78	

1. 目的

チャコールの添着剤について、CH<sub>3</sub>I と CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I の通過率を実験で求めている。添着剤は、以下の四種類。

- a) 5% KI, b) 5% KI, + 2% TEDA, c) 5% TEDA, d) 金属塩 (Whetclerite)

2. 実験方法

試験装置を fig. 1 に示す。圧縮空気は浄化・調整・加湿され、グローブボックス内のグラスフローシステム (2.4cm 内径) に送られる。よう化メチル蒸気は、次の二つの方法で生成する。

- (1) CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I を含むよう化メチル液を、流量 500cm<sup>3</sup>/min の空気中に浸透させる。

よう化メチルの浸透率は、浸透チューブの温度制御により行う。

放射能は 5mCi <sup>131</sup>I (in 3ml total CH<sub>3</sub>I)

- (2) CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I を含むよう化メチル液 2ml を 100ml の水の中に混ぜ、揮発させて空気と混合する。

よう化メチルの合計はガスクロ (with ECD) で、放射性よう化メチルはチャコールトラップ (with NaI scintillation) で検出する。テストベッドは、内径 2.4cm のガラスチューブにバックされている。実験条件は、5cm ベッド厚に対し、流量 1.8ℓ/min, 流速 6.6cm/s, 滞留時間 0.75sec である。

実験条件は、次の通り。

アミン添着剤を含まないチャコール (5% KI<sub>3</sub>)

(1) CH<sub>3</sub>I および CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I 通過率の比較

- ・ 3.75cm-depth×2.4-cm-diam bed
- ・ 1.8 ℓ/min airflow; 6.6cm/s; 0.57s bed contact time
- ・ 86% RH; 2-h equilibration before testing
- ・ 3.8mg/m<sup>3</sup> <sup>131</sup>I; 0.125μCi/m<sup>3</sup> <sup>131</sup>I

(2) ベッド厚および接触時間に関する実験

- ・ bed depth 1.25cm~5.0cm
- ・ 2.4-cm-diam bed
- ・ 1.8 ℓ/min airflow; 6.6cm/s liner flow velocity
- ・ 86% RH; 2-h equilibration before testing
- ・ 3.3mg/m<sup>3</sup> <sup>131</sup>I; 1.22 μCi/m<sup>3</sup> <sup>131</sup>I

アミンを添着したチャコール (5% KI<sub>3</sub> + 2% TEDA)

(1) CH<sub>3</sub>I および CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I 通過率の比較

上記実験の条件と同じ。

アミンを添着したチャコール (5% TEDA)

(1) CH<sub>3</sub>I および CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I 通過率の比較

- ・ bed depth 1.25cm~3.75cm
- ・ 2.4-cm-diam bed
- ・ 6.6cm/s liner flow velocity
- ・ 75 or 86% RH; 0 or 2-h equilibration before testing

### 3. 結果

アミン添着剤を含まないチャコール (5% KI<sub>3</sub>)

(1) CH<sub>3</sub>I および CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I 通過率の比較

Fig. 2 参照。5分間隔ごとに CH<sub>3</sub>I および CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I の瞬時の通過率とその時間までの積分量を比較している。通過 CH<sub>3</sub>I および CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I の積分量は、時間が経過するに従って差が開いている。また、CH<sub>3</sub>I の瞬時通過率は、88分で100%を越えているが、同じ時刻の CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I は、11% 程度である。

(2) 濃度変化の影響

Table II および Fig. 3 参照。濃度が変わっても破過時間は変わらない。

(3) ベッド厚および接触時間の影響

Fig. 4 および Fig. 5 参照。CH<sub>3</sub>I と CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I の通過比率 (CH<sub>3</sub>I/CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I) は、時間の経過とともにベッドが厚いものほどおおきくなっている。一次反応による放射性イソメチルの吸着係数は、3.62s<sup>-1</sup> となった。

アミンを添着したチャコール (5% KI<sub>3</sub> + 2% TEDA)

(1) CH<sub>3</sub>I および CH<sub>3</sub><sup>131</sup>I 通過率の比較

Fig. 6 参照。

(2) ベッド厚および接触時間の影響

Fig. 7 参照。TEDAによる $\text{CH}_3\text{I}$ の吸着係数は、 $2.97\text{s}^{-1}$ 。 $\text{CH}_3^{131}\text{I}$ の吸着係数は $4.88\text{s}^{-1}$ 。この差 $1.9\text{s}^{-1}$ が同位体交換によるものと思われる。

アミンを添着したチャコール (5% TEDA)

(1)  $\text{CH}_3\text{I}$  および $\text{CH}_3^{131}\text{I}$  通過率の比較

Fig. 8参照。 $\text{CH}_3\text{I}$  および $\text{CH}_3^{131}\text{I}$ の吸着効率の比は等しい。

(2) ベッド厚および接触時間の影響

Table IV参照。吸着係数は、 $\text{CH}_3\text{I}$  と $\text{CH}_3^{131}\text{I}$  とでは変わらない。

ベトレライトチャコール

$\text{CH}_3\text{I}$  および $\text{CH}_3^{131}\text{I}$  通過率の比較は、Fig. 9 参照。

4. データの根拠

Fig. 5, 7 参照。

5. 備考

- ・よう素交換反応による放射性よう化メチルの吸着に対し、ベッド厚さは重要なファクターである。
- ・KI。または TEDA を添着したチャコールでは、物理的吸着は有効ではない。

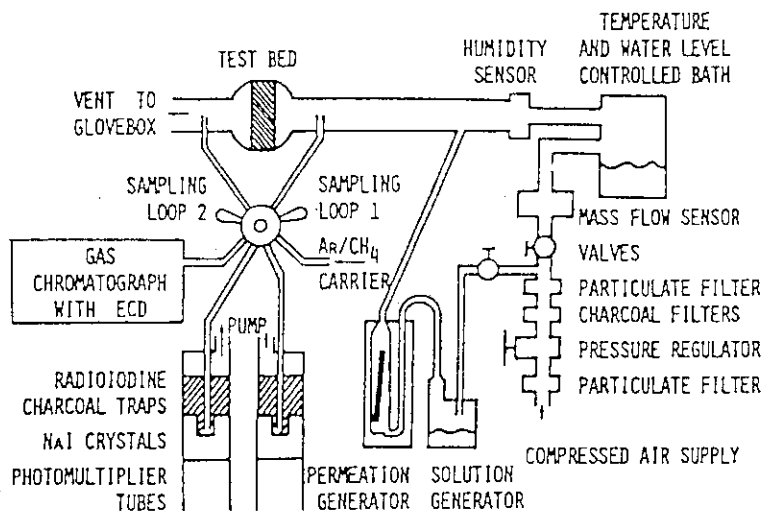


FIGURE 1  
 APPARATUS FOR SIMULTANEOUS  $\text{CH}_3\text{I}$  AND  $\text{CH}_3^{131}\text{I}$  BED PENETRATION MEASUREMENTS

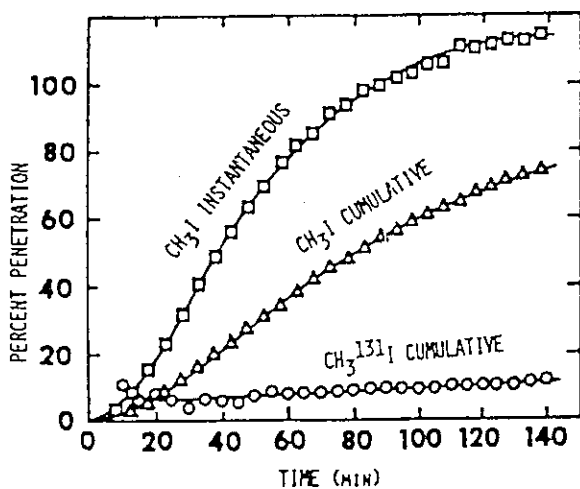


FIGURE 2  
 COMPARISONS OF PENETRATIONS FOR A TEST OF AN IODIZED (ONLY)  $\text{KI}_3$  CHARCOAL

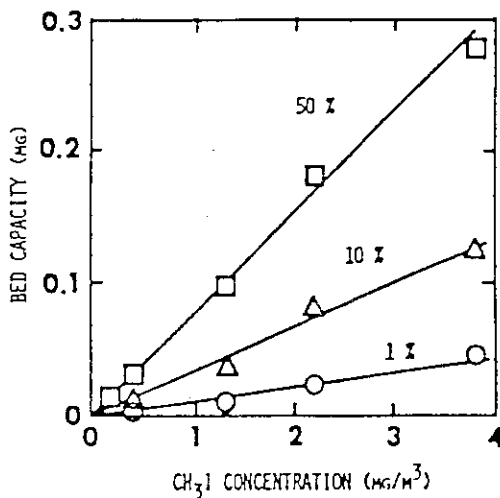


FIGURE 3  
 DYNAMIC ADSORPTION ISOTHERMS AT THREE INSTANTANEOUS PENETRATION PERCENTS FOR METHYL IODIDE AND THE  $\text{KI}_3$  CHARCOAL

Table II. Effects of Challenge Concentrations

CH <sub>3</sub> I			CH <sub>3</sub> <sup>131</sup> I		
Conc. (mg/m <sup>3</sup> )	Breakthrough Times (min)			Conc. (nCi/m <sup>3</sup> )	Percent Penetration <sup>a</sup>
	t <sub>1%</sub>	t <sub>10%</sub>	t <sub>50%</sub>		
0.19	6.8	18.0	39.6	6.1	12.3
0.41	2.4	14.7	41.5	13.6	16.0
1.29	3.8	15.4	41.8	42.6	9.7
2.19	7.4	20.5	45.8	72.3	15.4
3.78	3.4	15.1	38.7	124.7	11.5
Average	4.8	16.7	41.5	Average	13:0
Std. Dev.	2.2	2.5	2.7	Std. Dev.	2.7

<sup>a</sup>Average instantaneous penetration after the initial period in which physical adsorption was significant.

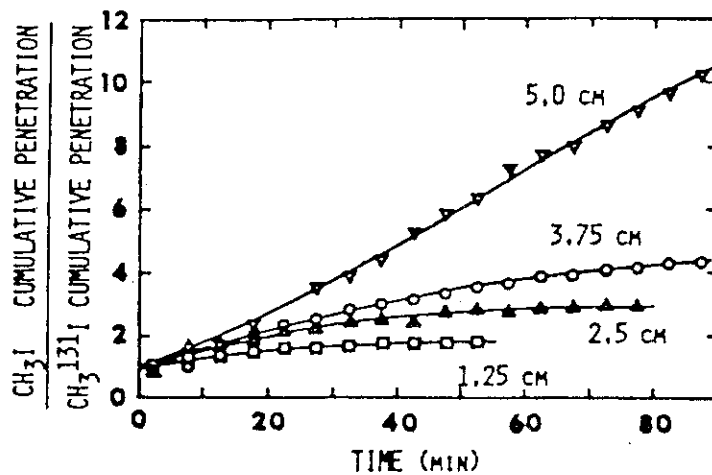


FIGURE 4  
RATIOS OF CH<sub>3</sub> <sup>131</sup>I AND CH<sub>3</sub>I PENETRATIONS FOR FOUR DEPTHS  
OF AN IODIZED (ONLY) KI<sub>3</sub> CHARCOAL

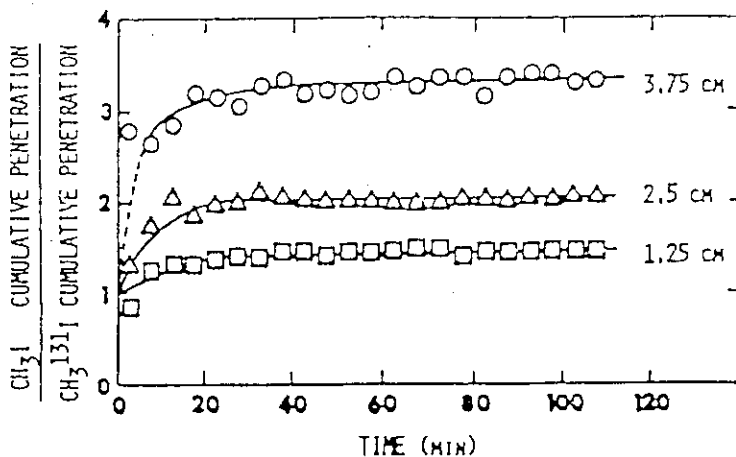


FIGURE 6  
RATIOS OF  $\text{CH}_3^{131}\text{I}$  AND  $\text{CH}_3\text{I}$  PENETRATIONS FOR THREE DEPTHS  
OF A MIXED IMPREGNANT ( $\text{KI}_3$ , TEDA) CHARCOAL

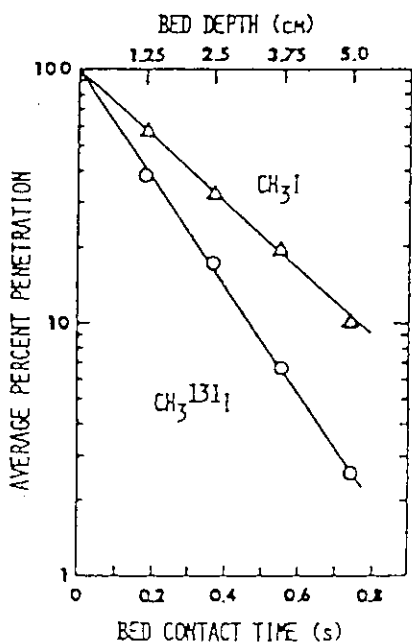


FIGURE 7  
FIRST ORDER RATE PLOTS FOR  $\text{CH}_3^{131}\text{I}$  AND  $\text{CH}_3\text{I}$   
PENETRATIONS THROUGH A MIXED IMPREGNANT  
( $\text{KI}_3$ , TEDA) CHARCOAL

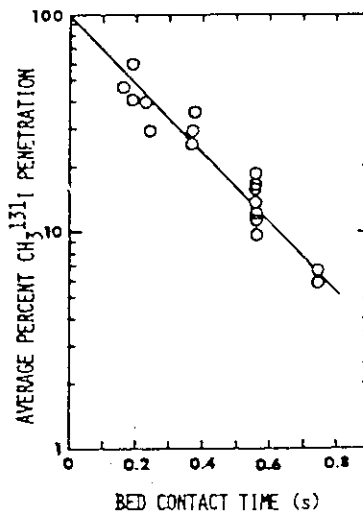


FIGURE 5  
FIRST ORDER RATE PLOT FOR  $\text{CH}_3^{131}\text{I}$   
PENETRATION THROUGH IODIZED (ONLY)  
 $\text{KI}_3$  CHARCOAL

文献G-3 M. Kikuchi, K. Funabashi, F. Kawamura, H. Yusa, H. Tsuchiya, Y. Takashima, "New Adsorbent, Silver-Alumina for Radioactive Iodine Filter" 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference.

データ

Filter Type	Filter Efficiency (%)		Bed Depth (cm)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	Vs (cm/sec)	Stay Time (sec)	Notes
	I <sub>2</sub>	CH <sub>3</sub> I						
Silver Alumina		97	5	90	30	20	0.25	AgNO <sub>3</sub> 1DetX AgClO <sub>2</sub> Ag <sub>2</sub> SO <sub>4</sub> Ag <sub>2</sub> O Ag <sub>2</sub> SO <sub>3</sub>
		55						
		13						
		11						
		10						
		97	5	90		20	0.25	Ag Content 10wtX 5wtX
		72						
Silver Alumina (AgNO <sub>3</sub> )		99		70	20	20		NO <sub>2</sub> 2.0wtX SO <sub>2</sub> 1.0wtX
		97						
Silver Zeolite (Ag)		98.8		90	90	23		NO <sub>2</sub> 10 wtX SO <sub>2</sub> 1.9wtX H <sub>2</sub> S 0.06wtX
		31.5						
		42.2						

1. 目的

放射性よう素の除去に関し、高湿度で銀アルミナの吸着効率をもとめた。また、アルミナの最適な細孔サイズについて調査した。

2. 実験方法

試験装置はfig. 2 参照。実験条件は Table II 参照。空気に SO<sub>2</sub> 及び NO<sub>2</sub> を混合したものをフローガスとして用いる。<sup>131</sup>I を含む CH<sub>3</sub>I は、ジメチル硫酸およびよう化ナトリウムから作る。<sup>131</sup>I の比放射能は 1 mCi/gCH<sub>3</sub>I。

よう素除去フィルターは、10cm厚カラム (2.5cm/セクション×4 セクション) を用いており、CH<sub>3</sub>I の除去効率は <sup>131</sup>I のγ線をカウントすることで求める。

5cm 厚の吸着剤の除去効率は次式で与えられる。

$$E (\%) = \frac{A + B}{A + B + C + D}$$

A, B, C, D はカラムセクションを表す。

アルミナに含ませる銀化合物の選定

(1) Ag<sub>2</sub>O および AgNO<sub>3</sub> の比較

Ag<sub>2</sub>O および AgNO<sub>3</sub> について、相対湿度に対する CH<sub>3</sub>I 除去効率を求める。

(2) 5 種類の銀化合物の比較

溶解度の異なる 5 種類の銀化合物 (Ag<sub>2</sub>SO<sub>3</sub>, Ag<sub>2</sub>O, Ag<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>, AgClO<sub>2</sub>, AgNO<sub>3</sub>) について相対湿度 0%, 70%, 90% にたいする CH<sub>3</sub>I 除去効率を求める。



孔径の影響

10wt% AgNO<sub>3</sub> を含ませたアルミナを用いて、孔径に対するCH<sub>3</sub>I 除去効率を求める。

銀含有率の影響

90%RH の条件で、銀含有率に対するCH<sub>3</sub>I 除去効率を求める。

汚染ガスの影響

ガス中のNO<sub>2</sub>, SO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>S が、CH<sub>3</sub>I 除去効率に与える影響を調査した。

## 3. 結果

アルミナに含ませる銀化合物の選定(1) Ag<sub>2</sub>O およびAgNO<sub>3</sub> の比較

添付Fig. 3 参照。Ag<sub>2</sub>O(溶解度: ~10<sup>-4</sup>mol/l)の場合、CH<sub>3</sub>I 除去効率は低湿度状態で急激に減少するが、AgNO<sub>3</sub> の場合は高湿度状態でも高い除去効率を示した。

## (2) 5種類の銀化合物の比較

添付Fig. 4 参照。0%RHの時5種類全てで99%以上の除去効率を得た。相対湿度が高くなると、溶解度の大きい銀化合物ほど高い除去効率となった。AgNO<sub>3</sub> が最も高い除去効率を示した。

細孔径の影響

添付Fig. 5 参照。孔径が 600Å のものが最も高い除去効率を示した。

銀含有率の影響

Fig. 7(b)参照。90%RH に対し、95%程度安定したよう素除去効率を得るための、最適な銀含有率は10wt% である。

汚染ガスの影響

添付 Table III 参照。

- ・ NO<sub>2</sub> は大きな影響を与えない。
- ・ SO<sub>2</sub> は、Ag<sup>+</sup> に対するCH<sub>3</sub>I の除去効率を著しく低下させが、AgNO<sub>3</sub> にはほとんど影響を与えない。

## 4. データの根拠

Fig. 4.7 . Table III 参照。

## 5. 備考

- (1) 相対湿度が高くなると凝縮水の影響で、よう素と銀(固体)との直接的な反応が阻害され、Ag<sub>2</sub>O 等の溶解度の小さい銀化合物の除去効率は低下する。

しかし、AgNO<sub>3</sub> 等の溶解度の高い銀化合物の除去効率は低下しない。これは、凝縮水中に解け込んだ銀イオンによるものと考えられる。

- (2) 孔径が 600Å の銀アルミナは、高湿度状態から徐々に乾燥していくと AgNO<sub>3</sub> が再結晶する。これを防ぐために、2種類の孔径(150Å と 600Å) を有するアルミナを使用している。

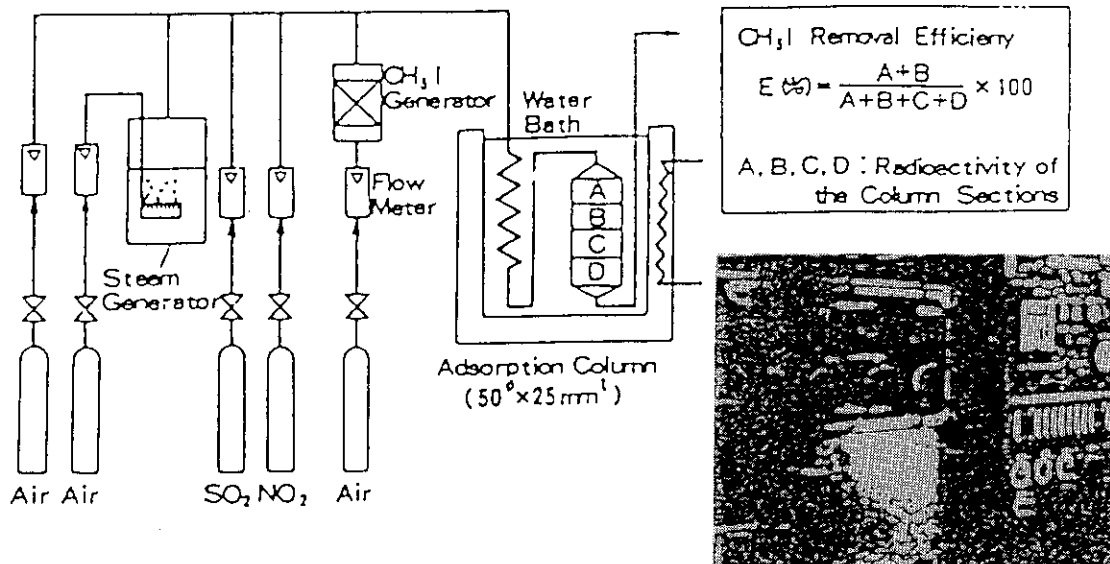


Fig.2 Flow Diagram of Experimental Apparatus

Table II Experimental Conditions

Test Conditions	Temp.	10-50°C	
	Rel. Humid.	0-90%	
	Lin. Velocity	20 cm/s	
	Iodine	Species	CH <sub>3</sub> I
		Conc.	10 <sup>-3</sup> -1 ppm
	SO <sub>2</sub> Conc.	200 ppm	
	NO <sub>2</sub> Conc.	200 ppm	
	Pre-Blow	≥ 16 h	
	CH <sub>3</sub> I Injection Time	0.5 h	
	After-Blow	≥ 0.5 h	
Adsorbent	Ag Content	2-20 wt%	
	Chemical Forms	Ag <sub>2</sub> O, Ag <sub>2</sub> SO <sub>4</sub> , AgNO <sub>3</sub> , etc.	
	Pore Diameter	100-1000 Å	
	Surface Area	20-300 m <sup>2</sup> /g	

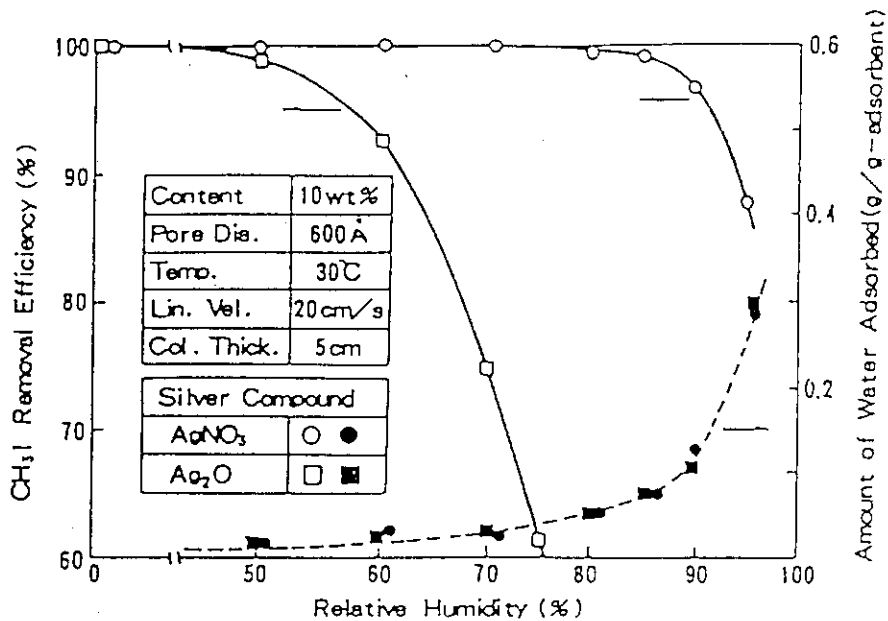


Fig.3 Effect of Relative Humidity on CH<sub>3</sub>I Removal Efficiency

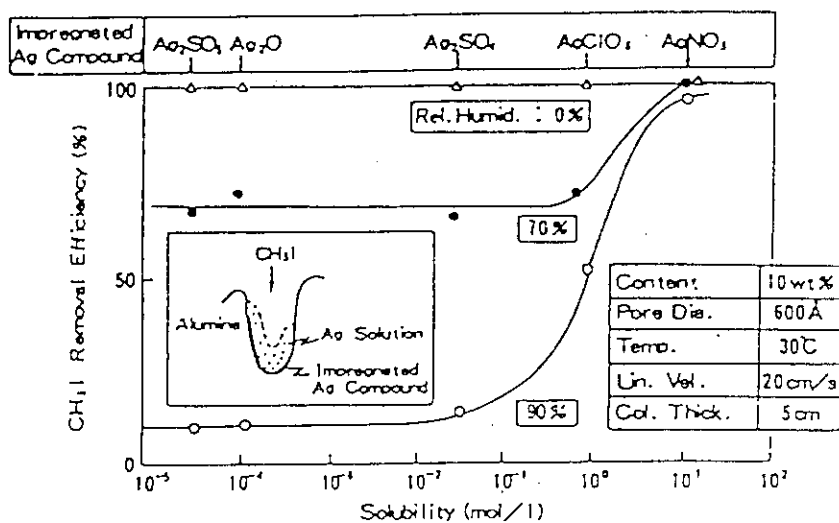


Fig.4 CH<sub>3</sub>I Removal Efficiency and Solubility of Silver Compounds

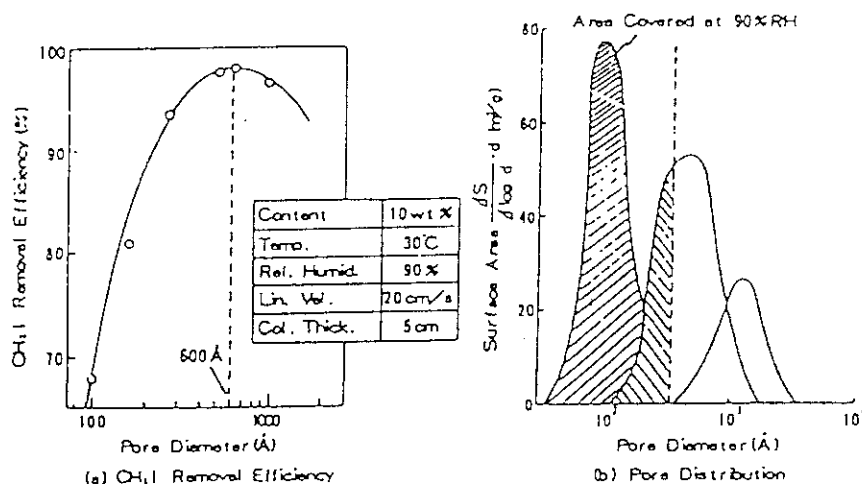
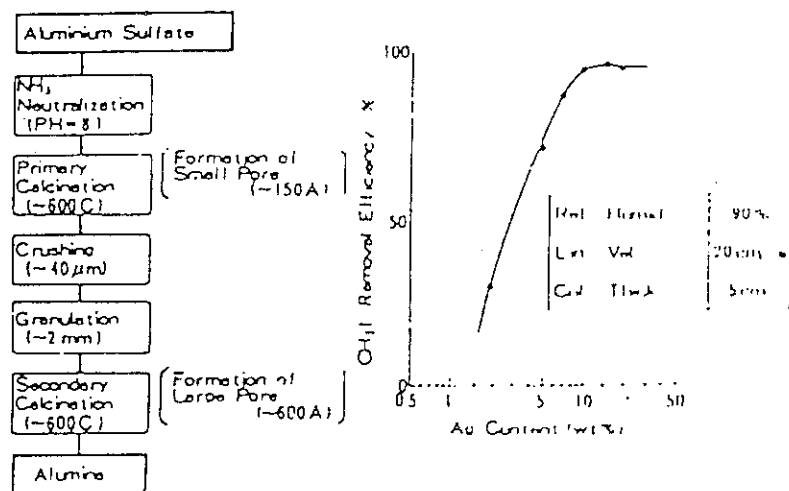


Fig.5 Determination of Pore Diameter



(a) Preparation of Double Pore Alumina (b) Silver Content

Fig.7 Preparation of Double Pore Alumina and Silver Content

Table III Effect of Contaminant Gases on Removal Efficiency

Chemical Form Contaminant Gas	Ag <sup>+</sup> (ref.7)		AgNO <sub>3</sub>	
	Contaminant Conc. (Vol%)	CH <sub>4</sub> I Removal Efficiency (%)	Contaminant Conc. (Vol%)	CH <sub>4</sub> I Removal Efficiency (%)
NO <sub>2</sub>	10	99.8	2.0	99
SO <sub>2</sub>	1.9	31.5	1.0	97
H <sub>2</sub> S	0.06	42.2	—	—
Test Conditions	Temp. : 90°C Rel. Humid. : 90% Lin. Vel. : 23 cm/s		Temp. : 20°C Rel. Humid. : 70% Lin. Vel. : 20 cm/s	

文献 G-4 G. Bruzzone, J. L. Rouyer, Ph. Mulcey, A. Vaudano, "Iodine Filtering for French Reprocessing Plants", 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference

データ

Filter Type	Filter Efficiency (%)		Bed Depth (cm)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	V <sub>0</sub> (cm/sec)	Star Time (sec)	Notes
	I <sub>2</sub>	ICl <sub>3</sub>						
Silver Silica (AC 6120)	>99.99	>99.99	12.5		150	15.62	0.8	100% IODINE LOADING
	>99.99	99.99						50 ug/g
	>99.99	99.99						80
	99.99	98.99						90
	99.9	95.0						110
								140
		99.95	2.5	40% v/v	150	10	0.25	Injection < 20 ug of ICl <sub>3</sub> , air flow continued for 3 h.
		99.998	5	100%		25	0.2	
		99.83	5			50	0.1	

1. 目的

よう素フィルタとして AC 6120を充填したカートリッジ (実験装置「SIRROCO」) のDFを求める。

2. 実験方法

試験装置は添付 Fig.1参照。実験条件は添付 Table I 参照。

AC 6120を充填したカートリッジをハウジングに装着し、150℃の空気を流しI<sup>127</sup>を連続的に添加する。I<sup>131</sup>を含む元素状よう素およびよう化メチルを一週間注入し、DFを測定する。

3. 結果

ICl<sub>3</sub>およびI<sub>2</sub>に対するDFを添付Fig.2 およびFig.3 に示す。

ICl<sub>3</sub>に対するDFは、よう素負荷率が80mg/g当たりから急激に低下し AC 6120カートリッジのよう素除去能力は飽和となる。I<sub>2</sub>に対する除去能力の飽和レベルは、よう素負荷率100mg/g 以上となった。この理由は、次の2点考えられる。

- ・カートリッジ出口とカートリッジ下流のサンプルポイント間のダクト壁でI<sub>2</sub>が一部吸着する。(流れの乱れが弱まるとDFは増加するだろう)
- ・ICl<sub>3</sub>に働くトラッピングメカニズムと異なるメカニズムが働いている。

ガス流速の影響

添付 TABLE III 参照。通常の流速付近(20cm/s)では、許容可能な値であった。

## 4. データの根拠

フィルタ効率は Fig. 2.3 の DF データおよび Table III 参照。

$$\text{フィルタ効率} = \left( 1 - \frac{1}{DF} \right)$$

## 5. 備考

NO<sub>2</sub> の影響については、J. G. WILHELM のチームが研究したが、NO に関する情報が不足している。フランスの再処理プラントでは、フィルタにおける NO/NO<sub>2</sub> 比が非常に高く、よう素除去効率を低下させる可能性がある。

Table 1 FEATURES OF THE "SIROCCO" TESTING INSTALLATION

TESTING RIG

Nominal Flow rate	200m <sup>3</sup> /h
Temperature	150℃ ± 5℃
Volume Flow rate	310m <sup>3</sup> /h

ABSORBENT CARTRIDGE

Geometrical parameters

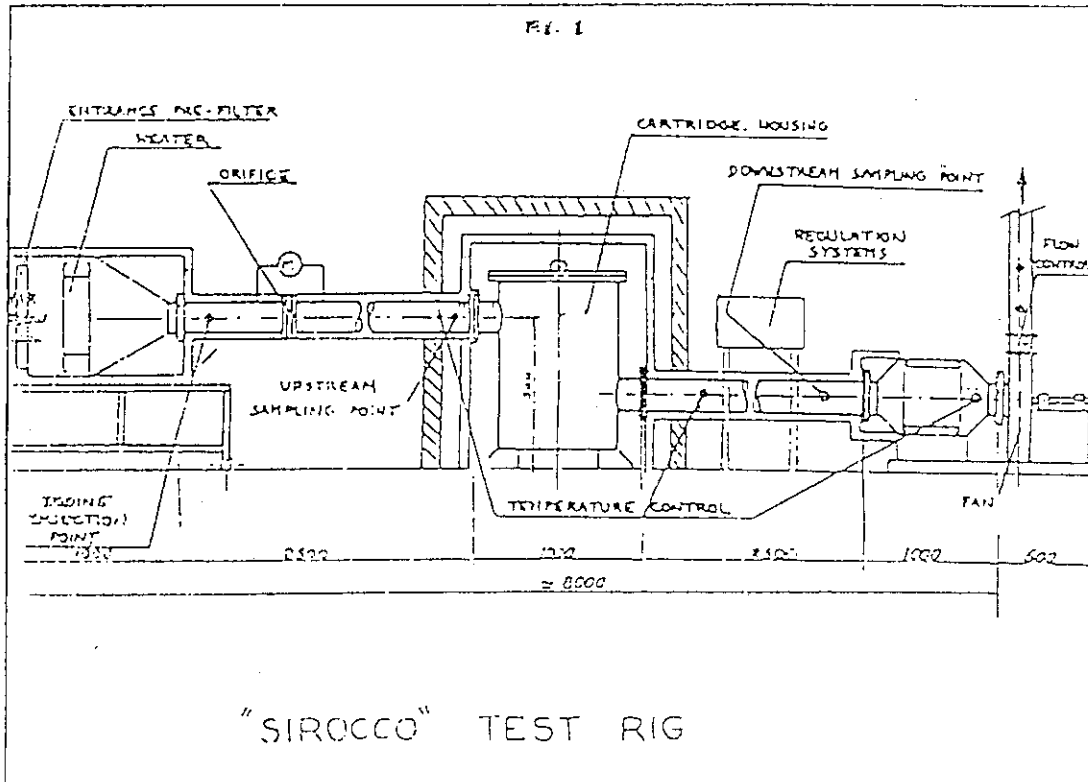
• Shape	coaxial (同軸の)
coaxial cylindrical	
• Inside radius	15.65 cm
• Outside radius	28.15 cm
• Total height	56 cm
• Useful height	43.5 cm
• Absorbant bed depth	12.5 cm
• Inside useful area	0.43m <sup>2</sup>
• Outside useful area	0.77m <sup>2</sup>

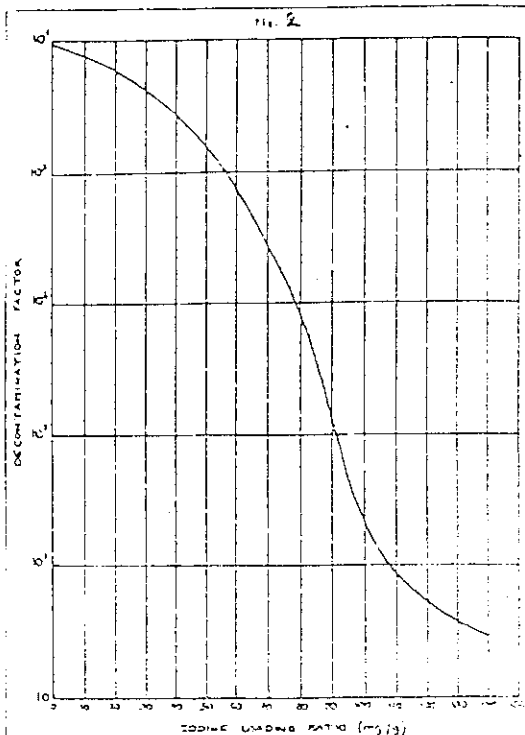
Dynamical parameters

Gas velocity	
• Inside face	20.0 cm/s
• Outside face	11.2 cm/s
Average stay time	0.8 s

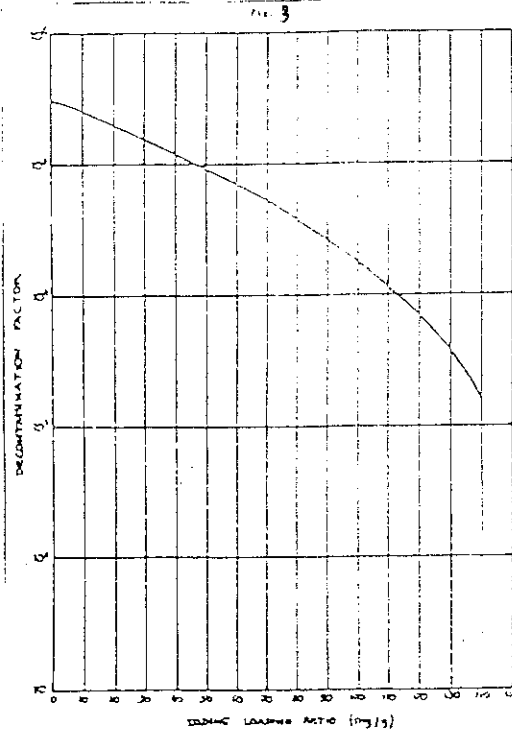
AC 6120 SORPTION MATERIAL

- Nature impregnated	Ag, NO <sub>2</sub>
amorphous silica	
- Silver mass rate	12%
- Apparent bulk density	0.70
- Total volume	96.3 dm <sup>3</sup>
- Total mass	67.4 kg





VARIATION OF DF WITH <sup>131</sup>IODINE LOADING FOR ICH<sub>3</sub>



VARIATION OF DF FOR <sup>131</sup>I<sub>2</sub> WITH <sup>131</sup>IODINE LOADING

TABLE III - Removal efficiency as a function of gas velocity

Test conditions

Temperature : 150°C  
 Dew point : 30°C  
 Air velocity : 10 to 50 cm/s  
 Equilibrium time of the beds : 3 h  
 Injection < 20 mg of ICH<sub>3</sub> traced with I123 (~μCi)  
 Air flow continued for 3 h  
 5 beds of AC 6120 of 2.5 cm depth.

Results

Test	Air velocity (cm/s)	Overall DF			Individual DF			
		Bed number	1st	2nd	3rd	1st	2nd	3rd
		depth (cm)	2,5	5	7,5	2,5	5	7,5
1	10		1 900	-	-	1 900	-	-
2	25		210	59 000	-	210	280	-
3	50		20	580	-	20	29	28



文献 G-5 H. Shiomi, Y. Yuasa, A. Tani, M. Ueki, T. Nakagawa, "A Parametric Study on Removal Efficiency of Impregnated Activated Charcoal and Silver Zeolite for Radioactive Methyl Iodine", 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference

データ

Filter Type	Filter Efficiency (%)		Bed Depth (cm)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	Va (cm/sec)	Stay Time (sec)	Notes	
	I <sub>2</sub>	CH <sub>3</sub> I							
Silver Zeolite		> 99.9999	5	50	68	20	0.25		
		99.995		70					
		99.75		90					
		> 99.9999		70					10
		> 99.998							20
BC-727		99.98	5		30	20			
		99.96							30
		99.75		70					
		98.99							50
		99.995							80
		> 99.9999		30					66
		98.995		70					
	99.85	90							

1. 目的

放射性よう化メチル除去用活性炭および銀ゼオライトの除去効率に対する 温度・湿度等の影響を調査する。

2. 実験方法

実験装置は、よう化メチル発生装置、加湿器、サーモスタットオープン内に設置した吸着剤ベッドで構成されている。(添付Fig.1 参照)

フィルタベッドとフィルタ要素を添付Fig.2 に示す。フィルタ要素は、直径60mm、厚さ10mm、両端に直径50mmのステンレス鋼製スクリーンを有している。また、フィルタ要素内には、Table 1 に示す吸着剤をいれる。

実験は、三段階に分かれている。

(1) pre-flow step :

空気を流し、ベッド内を均一な状態にする。尚、相対湿度は0 ~95% に、温度は20~90℃に制御できる。

(2) methyl iodide injection step :

次による化メチルを含む窒素ガスを0.25~2 時間注入する。注入流量は、NaIシンチレーション検出器で測定する。

(3) after-flow step:

次に(1)と同じ空気状態で0.1～15時間空気を流す。

最後にドライエアで掃除した後フィルタ要素を取り外し、放射性物質を測定する。

実験条件は Table II 参照。パラメーターを一つ変動させ、他のパラメーターは固定させる。

### 3. 実験結果

#### 温度の影響

Fig. 4 参照。温度の増加に伴って除去効率も増加した。実験結果から次式が成り立つ。

$$\mu = \exp(aT) \quad \text{ここで、} \mu: \text{removal coefficient (l/cm), } T: \text{temperature (}^\circ\text{C)}$$

$$a: \text{constant (temperature factor)}$$

上記の等式と実験データから求めた a の値 (グラフの傾き) を Table III に示す。a は次の傾向がある。

- 1) BC-272, SS208C 5K1 に対する温度の影響は、 $\text{CH}_2\text{I}$  捕獲メカニズム (よう素交換反応) が同じであるにもかかわらず、異なっている。
- 2) AgX および CHC-50 の  $\text{CH}_2\text{I}$  捕獲メカニズムは化学吸着であり、同値だった。

#### 相対湿度の影響

Fig. 5 参照。相対湿度の増加に伴って除去効率は低下した。実験から次式が成り立つ。

$$\mu \propto \exp(-bH) \quad \text{ここで、} \eta: \text{removal coefficient (l/cm), } H: \text{relative humidity}$$

$$\text{ty (\%), } b: \text{constant (relative humidity factor)}$$

上記の等式と実験データから求めた b の値 (グラフの傾き) を Table III に示す。結果は、次の通り。

- 1) 相対湿度の影響は、AgX と CHC-50 でほぼ等しい。
- 2) BC-272 は、高湿度の領域で他の吸着剤と同様の影響がある。

#### 通過流速の影響

Fig. 6 参照。通過風速の増加に伴い吸着効率は低下する。実験および質量保存則から次式を得る。

$$\mu \propto Vg^{-f} \quad \text{ここで、} \mu: \text{removal coefficient, } Vg: \text{face velocity}$$

$$f: \text{constant (face velocity factor)}$$

上記の等式と実験データから求めた f の値 (グラフの傾き) を Table III に示す。f 値は、AgX と BC-272 でほぼ同じく約 0.8 となった。

#### pre-flow time の影響

Fig. 8 参照。ごく初期には、吸着率の低下が見られるが、それ以降は影響しない

#### よう化メチル注入時間の影響

Fig. 10 参照。0.25～2 時間では影響は見られない。

#### after-flow time の影響

Fig. 11 参照。0.1～10 時間では影響は見られない。

### 実験式の評価

著者が質量輸送モデルから導出した式と実験式より得られた定数から次式を得た

$$\mu = A * \gamma * Vg - f * \exp(aT - bH) : \text{ここで、} \mu : \text{removal coefficient (1/cm),}$$

$$\gamma : \text{packing density (g/cm}^3\text{), } Vg : \text{face velocity}$$

$$\text{(cm/sec), } T : \text{temperature (}^\circ\text{C), } H : \text{relative humidity}$$

$$\text{-ty (\%), } A : \text{constant, } a : \text{constant (temperature fac}$$

$$\text{-tor), } b : \text{constant (relative humidity factor)}$$

$$f : \text{constant (face velocity factor)}$$

実験との比較をFig. 12に示す。これより実験結果との差は $\pm 20\%$ 程度で、よく合っている。

### 4. データの根拠

吸着効率は次式から算出する。

$$\eta = 1 - e^{-\mu L} \quad \text{ここで、} \eta : \text{Trapping efficiency,}$$

$$\mu : \text{removal coefficient, } L : \text{bed length.}$$

Fig. 4, 5, 6 参照。

### 5. 備考

#### (1) 相対湿度の影響

相対湿度の増加に伴う除去効率の低下は、水の吸着量に関係がある。これは、吸着した水がよう化メチルと吸着剤の反応を阻害するためである。

b 値については、AgX は 0~95%RH の広い範囲でよくあっているが、BC-272 では、0~40%RH と 60~90%RH の b 値が異なる。これは 0~40%RH では、AgX の水吸着量に比べ BC-272 の水吸着量が急激に減少するためである。

#### (2) 面速度の影響

面速度の影響に関しては、今までベッド内での流入ガスの滞留時間と  $\text{CH}_3^{125}\text{I}$  の除染係数との関係から論じられており、ベッド内の  $\text{CH}_3^{125}\text{I}$  の移送現象の立場から論じたものは、ほとんどなかった。本研究では、数学的に説明するために物質移動の法則から  $\text{CH}_3^{125}\text{I}$  の除去効率に対する面速度の影響を調査している。

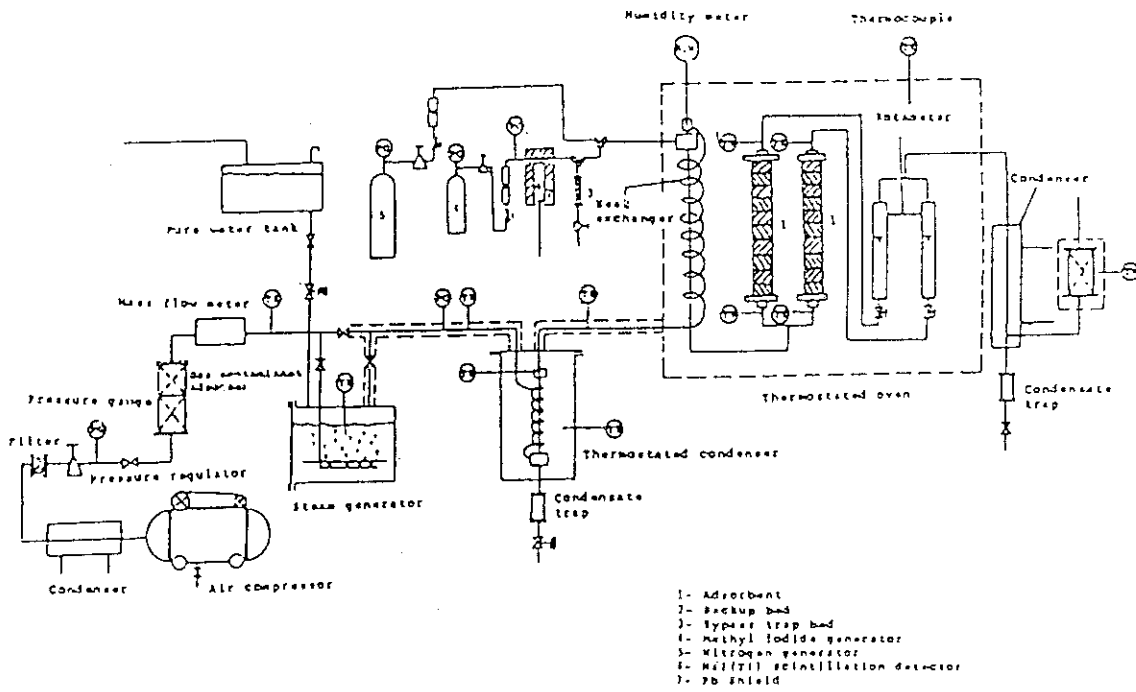


Fig.1 Schematic Diagram of Experimental Apparatus

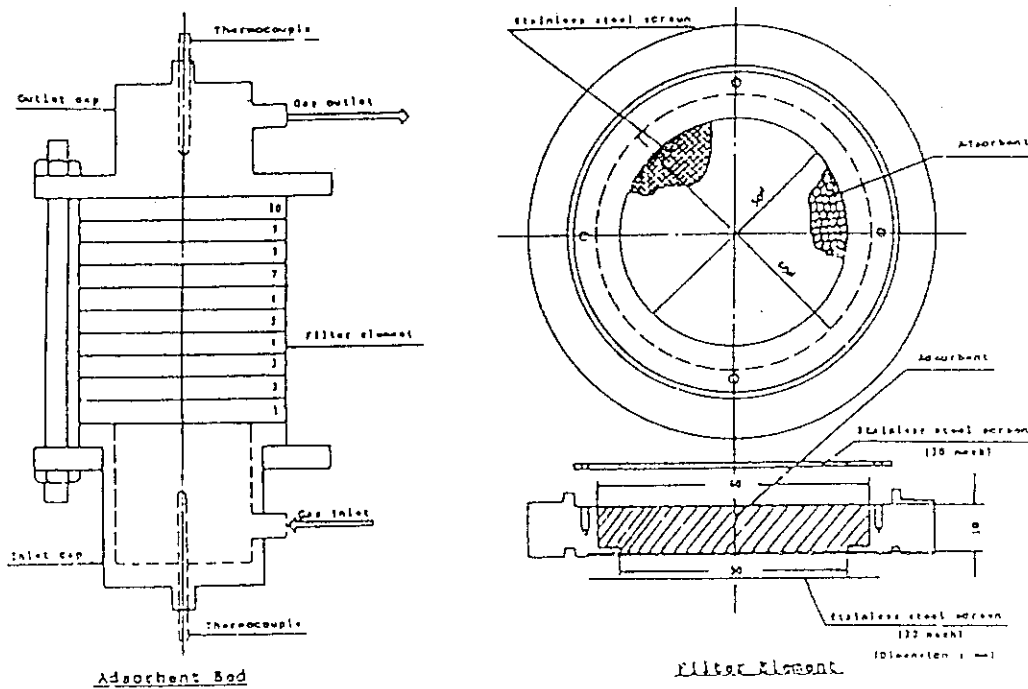


Fig.2 Filter Element and Filter Bed Assembly

Table I. Impregnated Adsorbents under Investigation

Adsorbents	Base Material	Nominal Size	Apparent Density	Impregnation
BC-727	Coconut	8 x 16	0.50g/cm <sup>3</sup>	KI+I <sub>2</sub> , 5 w/.
AgX*	Molecular Sieve Type X	10 x 16	1.1 g/cm <sup>3</sup>	Ag (Exchanged metal cation)
CHC-50**	Coconut	28 x 60	0.60g/cm <sup>3</sup>	TEDA, 10 w/.
SS 208C 5KI, ***	Coconut	8 x 16	0.50g/cm <sup>3</sup>	KI+I <sub>2</sub> , 5 w/.

\* CTI-NUCLEAR silver zeolite, Type III  
 \*\* Toyo Roshi (Toyo Filter Paper) Co., Ltd.  
 \*\*\* Sutcliffe Speakman & Co., Ltd.

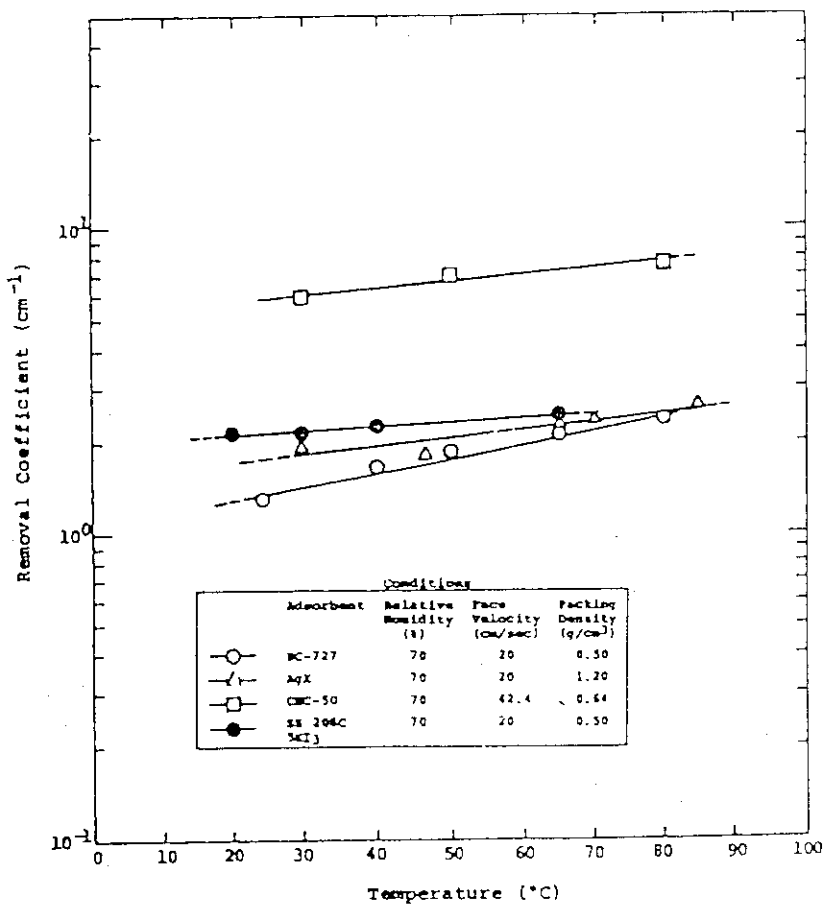


Fig.4 Effect of Temperature

Table II. Experimental Conditions

Parameter	Adsorbent	Experimental Range
Temperature (°C)	BC-727	25 ~ 80
	AgX	30 ~ 85
	CHC-50	30 ~ 80
	SS 208C SX1,	20 ~ 65
Relative Humidity (%)	BC-727	30 ~ 95
	AgX	0 ~ 95
	CHC-50	30 ~ 85
Face Velocity(cm/sec)	BC-727	10 ~ 25
	AgX	5 ~ 35
Packing Density (g/cm <sup>3</sup> )	BC-727	0.38 ~ 0.60
	AgX	1.05 ~ 1.30
Pre-flow (hours)	BC-727	0 ~ 22
Injection (hours)	BC-727	0.25 ~ 2
After-flow (hours)	BC-727	0.1 ~ 10

Each experiment was done under the condition that one parameter was varied over the range shown in Table II and the other parameters were fixed. Each value of the fixed parameters is following,

Temperature: 66°C  
 Relative Humidity: 70%  
 Face Velocity: 20cm/sec  
 Packing Density: approximately Apparent Density  
 Pre-flow Time: 20 hours  
 CH<sub>3</sub>I-injection Time: 1 hour  
 After-flow Time: 1 hour  
 CH<sub>3</sub>I-131/CH<sub>3</sub>I-127 Concentration: 0.10±0.03mg/m<sup>3</sup>  
 Bed Depth: 1cm x 10

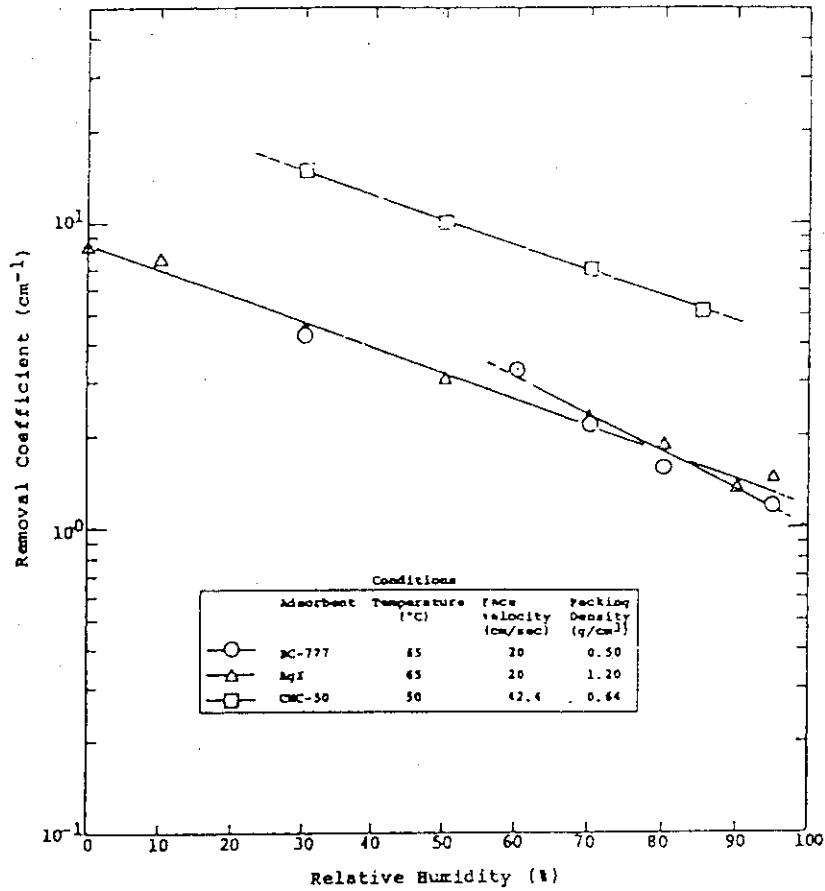


Fig.5 Effect of Relative Humidity

Table III. Summary of Constants of Experimental Equations

Parameter	Experimental Equation	Adsorbent	Constant
Temperature(T)	Equation (5) $\mu = \exp(aT)$	BC-727	$a = 0.010 \pm 0.001$
		AgX	$a = 0.006 \pm 0.002$
		CHC-50	$a = 0.005 \pm 0.001$
		SS 208C 5X1 <sub>2</sub>	$a = 0.003 \pm 0.001$
Relative (H) Humidity	Equation (6) $\mu = \exp(-bH)$	BC-727	$b = 0.028 \pm 0.004$
		AgX	$b = 0.020 \pm 0.001$
		CHC-50	$b = 0.020 \pm 0.002$
Face Velocity (V <sub>g</sub> )	Equation (10) $\mu = V_g^{-f}$	BC-727	$f = 0.822 \pm 0.011$
		AgX	$f = 0.797 \pm 0.020$

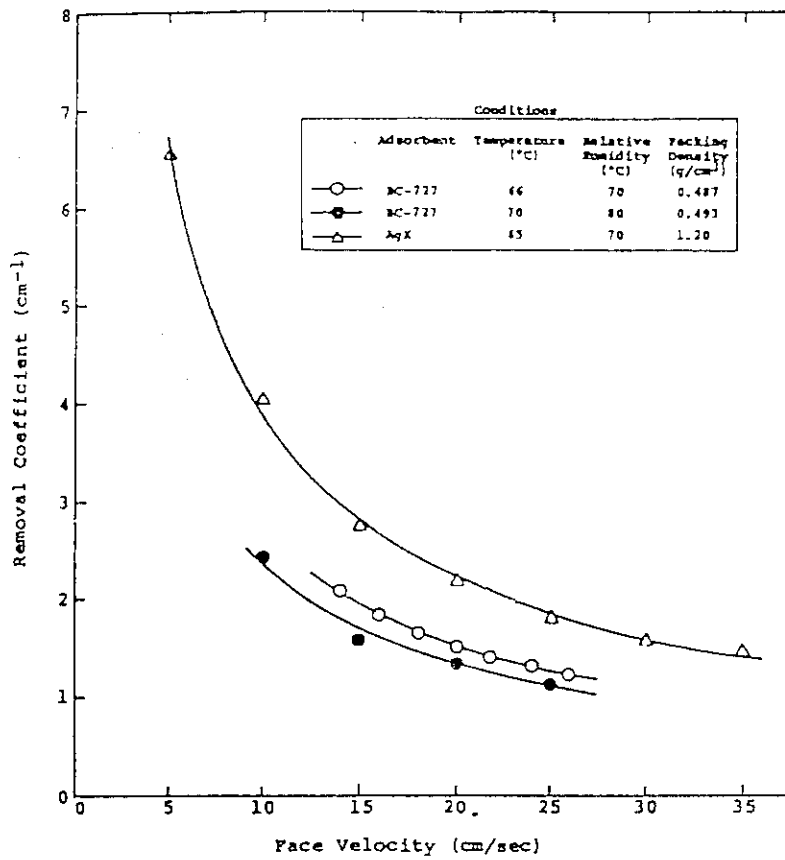


Fig.6 Effect of Face Velocity

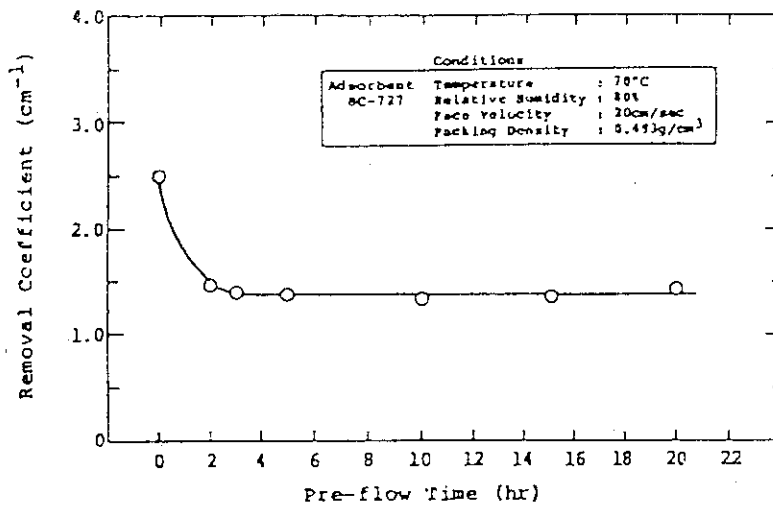


Fig.8 Effect of Pre-Flow Time



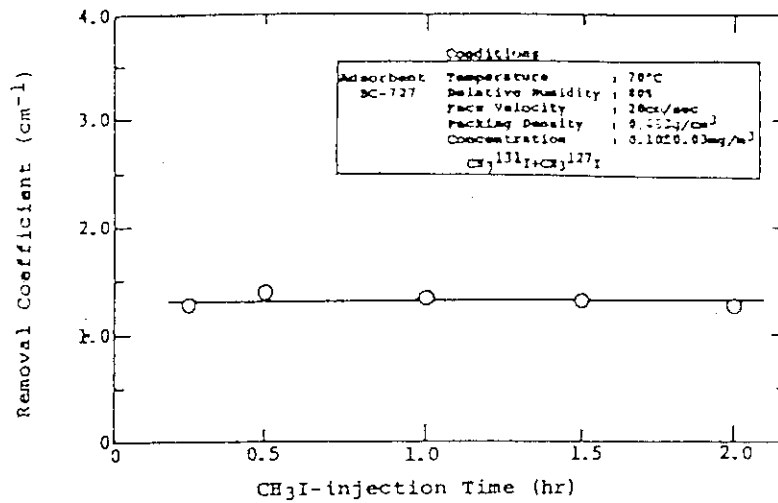


Fig.10 Effect of CH<sub>3</sub>I-injection Time

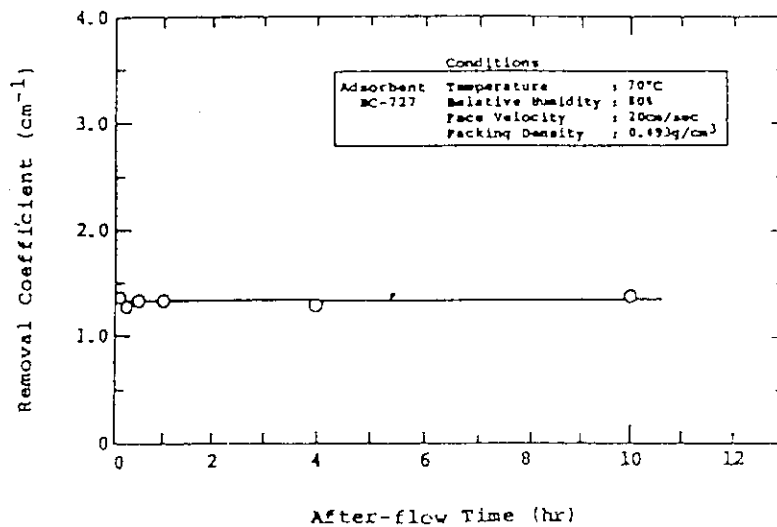


Fig.11 Effect of After-flow Time

Table IV. Experimental Conditions for Checking The Experimental Equation

Parameter	Standard Condition	Experimental Range
Temperature (°C)	66	63 ~ 69
Relative Humidity (%)	70	55 ~ 85
Face Velocity (cm/sec)	20	14 ~ 26
Packing Density (g/cm <sup>3</sup> )	0.468 *	0.421 ~ 0.515
	0.487 **	0.438 ~ 0.536

\* Adsorbent: BC-727, Lot No. M-2767  
 \*\* Adsorbent: BC-727, Lot No. M-3000

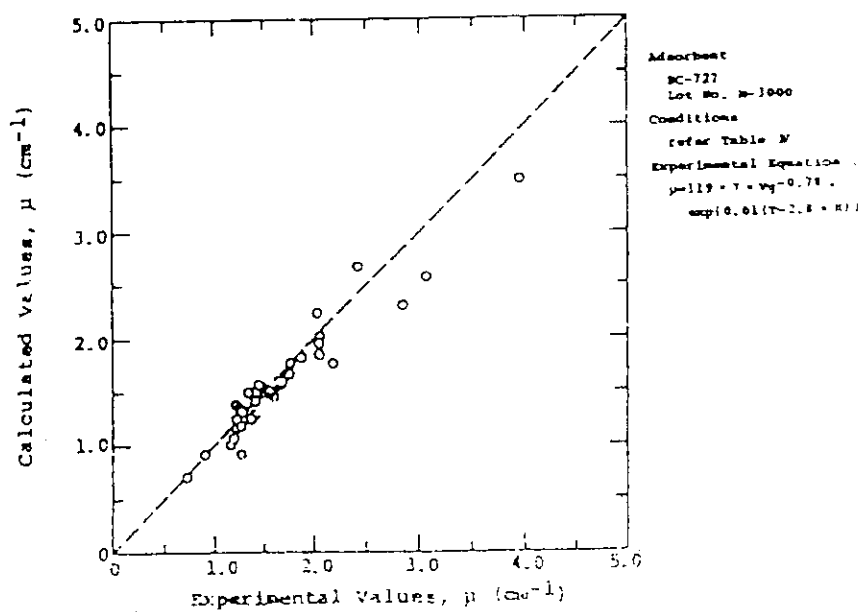
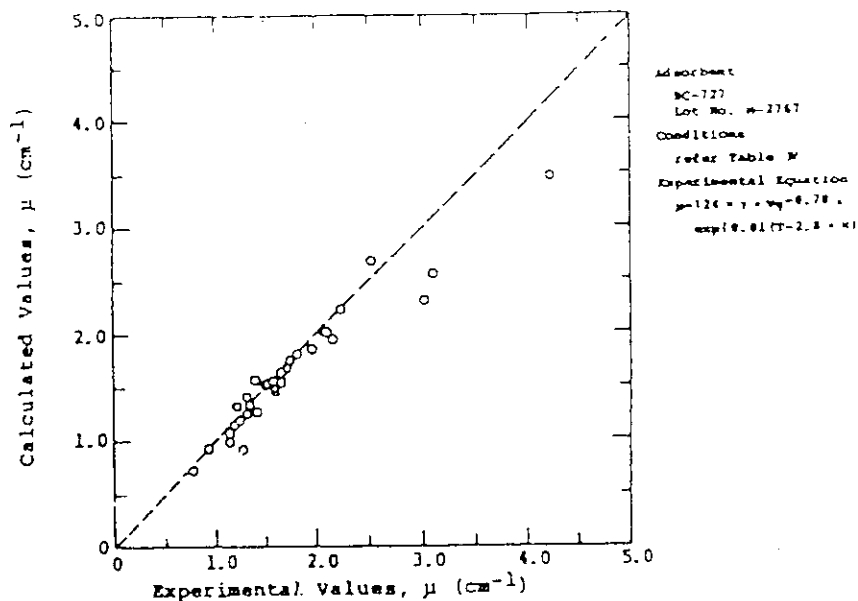


Fig.12 Comparison of The Experimental Results with Calculated results

文献 G-6 J. W. Mandler, J. W. Tkachyk, J. T. Case, J. H. McDaniel, H. K. Peterson,  
 "In Silu Measurements of Efficiency of Silver Zeolite for  
 Removal of Airborne Radioiodine Species", 19th DOE/NRC Nuclear  
 air Cleaning Conference.

データ

Filter Type	Filter Efficiency (%)		Bed Depth (in.)	Relative Humidity (%)	Bed Temp (°C)	Va (ft/min)	Stay Time (sec)	Notes
	I <sub>2</sub>	CH <sub>4</sub> I						
Silver Zeolite	99.963 99.987 >99.999	98.38 98.44 99.01						*** Filter A B C

1. 目的

アイダホ国立工学研究所で1985年に行われた冷却材喪失試験 (LOFT) の中で、核分裂生成物 2 試験 (FP-2) の排気ガス中の放射性よう素について、種類ごとの除染係数を調査した。

2. 実験方法

(1) 換気空調設備

LOFT原子炉建屋には銀ゼオライトフィルタを有する換気空調設備 (H&V8, H&V9) が二系統設置されている。H&V9は、直径61cmのラインで構成されており、再循環運転およびパージ運転の二つの運転モードがある。H&V8のライン構成は、格納容器から銀ゼオライトフィルタラインまでが直径 5cm、銀ゼオライトフィルタラインが直径25cmとなっている。また、H&V8は銀ゼオライトフィルタを並列に二機 (A および B) を有しており、ゆっくりとしたベントに使用する。H&V9は銀ゼオライトフィルタを一機 (C) 有しており、大容量パージに使用する。

(2) よう素サンプラー

よう素サンプラーは、次の五つの部品から構成されている。

i) 塵埃フィルタ (Flanders F-700)

HEPAフィルタで塵埃を除去する。

ii) クロモソープP のよう化カドミウム

(60/80 mesh supplied by Applied Science)

元素状よう素を吸着する。

iii) アルミナのIPH (30/60 mesh F-1 activated)

HOI を吸着する。また、HOI が存在しない場合は、よう素の化学種を吸着する

iv) 銀ゼオライト (AgX) (20/40 mesh)

よう化メチルの様な有機よう素を吸着する。

v) チャコール (Barnebey-Cheney 151) または銀ゼオライト (20/40 mesh)

i) ~iv) のバックアップとして使用する。

これらの部品の容器高さは次のとおり。

・塵埃フィルタ: 9.5mm, CdI<sub>2</sub>, IPH, AgX: 35mm, Backup charcoal or AgX: 25mm.

これらを外径5 cm長さ19cmのアルミ容器 (サンプラー) に設置する。

添付FIGURE 1にサンプリング装置を示す。

### (3) サンプルカウント

よう素サンプラーをサンプリング装置から取り外した後、高性能ゲルマニウム検出器でγ線を測定する。

尚、温度・湿度等の実験条件の記載はない。

## 3. 実験結果

LOFT格納容器内の放射性よう素の種類が時間によって変化するため、種々の放射性よう素について三つのフィルタから除染係数を測定する。フィルタAは、FP-2試験後7.55時間、フィルタBは31.3時間、フィルタCは75.8時間測定した。Table 1.に、入口<sup>131</sup>I濃度および<sup>131</sup>I化学形態の割合を示す。

フィルタA, B, Cの放射性よう素(<sup>131</sup>I, <sup>132</sup>I, <sup>133</sup>I, <sup>135</sup>I)に対する除染係数をTable 2, 3, 4に示す。

放射性よう素の中で元素状よう素<sup>131</sup>Iの除染係数が最も高く、さらに三つのフィルタ中フィルタCが最も高かった。

## 4. データの根拠

Table 2, 3, 4

## 5. 備考

LOFTの銀ゼオライトの除染係数は、元素状よう素が最も高く、放射性有機よう素が最も低かった。一方、発電用原子力施設のチャコールフィルタの除染係数は、HOIおよび元素状よう素が最も高く、放射性有機よう素が最も低かった。

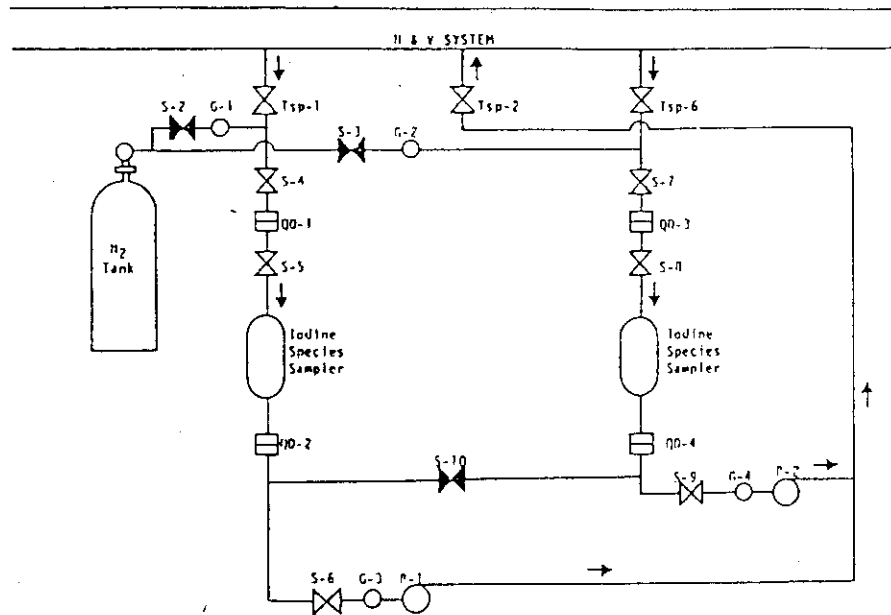


FIGURE 1  
SCHEMATIC DRAWING OF SAMPLING SYSTEM

The sample upstream (downstream) of the cleanup filter was obtained from sample point TSP-1 (TSP-6). The flow went through valve S-4 (S-7), quick disconnect QD-1 (QD-3), valve S-5 (S-8), the iodine species sampler, isolating quick disconnect QD-2 (QD-4), valve S-6 (S-9), pump P-1 (P-2), and then returned to the H&V system through TSP-2. Flow rate was measured by G-3 (G-4). The N<sub>2</sub> tank was used to supply gas for leak testing of the system and to flush radioactive gases out of the system prior to removal of the samplers.

Table 1. <sup>131</sup>I Species Mixture at Filter Inlet

Filter	<sup>131</sup> I Conc. ( $\mu\text{Ci/cc}$ )	Fractional <sup>131</sup> I Species Mixture			
		Part.	I <sub>2</sub>	HOI	Organic
A	1.55 E-5	0.02	0.57	0.21	0.20
B	2.84 E-5	0.01	0.45	0.17	0.37
C	6.33 E-5	0.006	0.23	0.10	0.66

Table 2. Decontamination Factors for LOFT AgX Filter A

Nuclide	Species	Concentration ( $\mu\text{Ci}/\text{cc}$ )		Decontamination Factor
		Inlet	Outlet	
$^{131}\text{I}$	Part.	3.4E-07	2.9E-10	1.2E+03
	$\text{I}_2$	8.8E-06	3.2E-09	2.7E+03
	HOI	3.2E-06	7.1E-08	4.6E+01
	Organic	3.1E-06	5.1E-08	6.1E+01
	Total	1.5E-05	1.3E-07	1.2E+02
$^{132}\text{I}$	Part.	7.1E-08	<2.0E-10	>3.5E+02
	$\text{I}_2$	2.5E-06	9.1E-10	2.8E+03
	HOI	7.9E-07	1.4E-08	5.6E+01
	Organic	6.4E-07	1.1E-08	5.8E+01
	Total	4.0E-06	2.6E-08	1.5E+02
$^{133}\text{I}$	Part.	1.1E-06	8.9E-10	1.3E+03
	$\text{I}_2$	3.3E-05	1.0E-08	3.2E+03
	HOI	1.1E-05	2.4E-07	4.6E+01
	Organic	1.1E-05	1.7E-07	6.2E+01
	Total	5.5E-05	4.2E-07	1.3E+02
$^{135}\text{I}$	Part.	6.2E-07	<9.1E-10	>6.8E+02
	$\text{I}_2$	1.8E-05	5.8E-09	3.1E+03
	HOI	6.0E-06	1.3E-07	4.6E+01
	Organic	5.6E-06	9.5E-08	5.9E+01
	Total	3.0E-05	2.3E-07	1.3E+02

Table 3. Decontamination Factors for LOFT AgX Filter B

Nuclide	Species	Concentration ( $\mu\text{Ci}/\text{cc}$ )		Decontamination Factor
		Inlet	Outlet	
$^{131}\text{I}$	Part.	3.0E-07	8.3E-10	3.6E+02
	$\text{I}_2$	1.3E-05	4.3E-09	3.0E+03
	HOI	4.7E-06	1.0E-07	4.6E+01
	Organic	1.1E-05	1.7E-07	6.4E+01
	Total	2.8E-05	2.7E-07	1.0E+02
$^{133}\text{I}$	Part.	4.8E-07	1.4E-09	3.4E+02
	$\text{I}_2$	2.2E-05	6.9E-09	3.1E+03
	HOI	7.8E-06	1.7E-07	4.6E+01
	Organic	1.8E-05	2.7E-07	6.6E+01
	Total	4.8E-05	4.5E-07	1.1E+02
$^{135}\text{I}$	Part.	5.1E-08	<8.4E-10	>6.1E+01
	$\text{I}_2$	2.2E-06	<1.6E-09	>1.4E+03
	HOI	7.8E-07	1.9E-08	4.1E+01
	Organic	1.3E-06	2.9E-08	6.1E+01
	Total	4.8E-06	5.0E-08	9.5E+01

Table 4. Decontamination Factors for LOFT AgX Filter C

Nuclide	Species	Concentration ( $\mu\text{Ci}/\text{cc}$ )		Decontamination Factor
		Inlet	Outlet	
$^{131}\text{I}$	Part.	4.0E-07	3.5E-11	1.1E+04
	$\text{I}_2$	1.5E-05	<7.0E-11	>2.1E+05
	HOI	6.2E-06	1.6E-09	3.8E+03
	Organic	4.2E-05	3.9E-08	1.1E+03
	Total	6.3E-05	4.1E-08	1.5E+03
$^{133}\text{I}$	Part.	1.8E-07	<1.6E-10	>1.1E+03
	$\text{I}_2$	6.7E-06	<4.8E-10	>1.4E+04
	HOI	2.7E-06	7.6E-10	3.6E+03
	Organic	1.8E-05	1.7E-08	1.1E+03
	Total	2.8E-05	1.8E-08	1.5E+03

## 2.8 Miscellaneous Parameters (Hグループ)

核燃料取扱施設の安全評価に用いられる種々の基礎データとして、再浮遊係数 (Resuspension Factor), プレートアウト (Plateout) 除去係数及びプール除染係数 (Pool Decontamination) について Walker 報告書にはそれぞれ測定範囲, 使用例, 推奨値が下表のように示されている。

データ項目	測定範囲	使用例	推奨値
(a) Resuspension Factor ( $m^{-1}$ )			
Indoors	$10^{-2} - 3 \times 10^{-10}$	$10^{-3} - 10^{-6}$	$10^{-4}$
Outdoors	$10^{-3} - 2 \times 10^{-11}$	$10^{-6}$	$10^{-6}$
(b) Plateout <sup>(i)</sup>			
Iodine (time < 2 hr)	DF = 10 - 100	DF = 2 - 10	NR
Particulate dia. > 10 $\mu$	DF = 1 - $4 \times 10^5$	DF = 1.0 - 5.5	NR
(c) Pool Decontamination (%)			
Gas	—	DF = 1.0 <sup>(j)</sup>	DF = 1.0
I <sub>2</sub>	$2 \times 10^{-3} - 0.14$	= 100	= 100
CH <sub>3</sub> I	—	= 1.0	= 1.0
Solids	~ 0 - 0.04	= 100	= 100

(i) Plateout factors are normally a rate dependent phenomena,

DF = Initial airborne activity / average airborne activity

(j) DF = Decontamination factor as defined for boiling releases

これらの推奨値は、実験による測定範囲から導出されたというより、使用例を参考として導出されたものと考えられる。ここでは、文献No 23, 27, 29, 30, 31, 94, 95, 96, 98, 100, 101, 104, 107, 116, 124を対象に Walker 報告書に示された数値の背景を調査した。

○再浮遊係数 (Resuspension Factor)

信頼しうる実験報告を行っているのは以下の3件である。

- ① K. Stewart (文献No 27)  $10^{-6} m^{-1}$  屋外及び屋内静的条件  
 $10^{-1} \sim 10^{-5} m^{-1}$  屋内動的条件
- ② I. S. Jones & S. F. Pond  $5 \times 10^{-5} m^{-1}$   
(文献No 29)
- ③ R. T. Brunskill  $10^{-3} m^{-1}$   
(文献No 30) 屋内乾燥表面

以上の報告は実験条件、回数ともに整っており、信頼すべき数値である。数値の大小については、Walker 報告書にて言及しているとおり、使用した放射性物質の多寡によるものと考えられる。即ち、再浮遊係数は、床の表面汚染密度、及び空中放射性物質濃度の測定が基本となるが、表面汚染密度が大となると再浮遊に関与する表面汚染の割合が小さくなる。つまり表面

汚染中の loose-fixed の割合が表面汚染密度により変化しているものと考えるのが妥当のようである。

③ R. T. Brunskill の数値は床汚染が比較的 loose と考えられるため、現状、包絡的なデータとしては  $10^{-3} \text{ m}^{-1}$  を推奨すべきと考えられる。

○ プール除染係数 (Pool Decontamination)

Walker 報告書における文献 No 94, 95, 96 が実験結果を与えている報告書である。文献 No 95 はキャリアガスとして  $\text{CO}_2$  を、文献 No 96 は蒸気を使用した実験報告である。Walker 報告書でも言及されているように、キャリアガスによる DF の違いは明らかである。蒸気をキャリアとした場合、 $\text{I}_2$  の蒸気中液滴への溶解が生じていると考えられるため、DF は高めに定めている。再処理施設ではキャリアガスとして Kr 等の希ガス、又は空気が考えられ、文献 No 96 に一部空気でのデータがある。

DF 値そのものとしては、Walker 報告書で推奨されている、

$\text{I}_2$	100
$\text{CH}_3\text{I}$	1
微粉	100
ガス	1

のうち、 $\text{I}_2$  及び微粉の DF 100 についてはこれより小さい値も報告されており、実験による確認が必要と考えられる。実験の条件として、

- ① プール水深
- ② プール水温
- ③ 泡の形状 (または流量)
- ④ 水中  $\text{I}_2$  濃度

などがパラメータとして DF に大きく影響するようである。実験はキャリアガスとして希ガス及び空気で行うべきであろう。

○ プレートアウト係数 (Plateout)

Walker 報告書における文献 No 98, 100, 101 が実験結果を与えている。

ヨウ素プレートアウトについては、いずれも係数に時間依存性が見られるため、Walker も報告書で言及しているように、濃度の「半減期」 $\lambda$  ( $\text{h}^{-1}$ ) として整理する方が適切と考えられる。微粉のプレートアウトについては、Walker は時間依存性がないとしているが、文献 No 98, 101 での  $\text{UO}_2$  微粉の試験では時間依存性が見られている。ヨウ素、微粉ともに、試験で得られた濃度の「半減期」 $\lambda$  ( $\text{h}^{-1}$ ) は試験によりかなりの差がある。

ヨウ素はその形態 ( $\text{I}_2$ ,  $\text{CH}_3\text{I}$  等) によりプレートアウト係数が大きく異なっており、文献 No 101 においては、形態の変化が示唆されるデータも得られている。ヨウ素発生元での形態及び放出後の形態変化を調べることは、プレートアウト係数の実験上のバラツキを説明する上で重要と考えられる。また、この係数はサンプル採取位置によっても異なっており、採取位置による相違又はその程度の評価も重要な項目となってくる。

Walker が推奨値を提出していないのは、上述した実験値のバラツキや核種形態の不明確さなどが解決できていないためと考えられる。



今後、再処理施設安全評価用のデータとしては、施設・放出形態を模擬したプレートアウト係数調査試験やヨウ素の空気中での形態変化を評価しうる試験などが望まれよう。

実験によって補わなければならない項目としては次が考えられる。

○ 再浮遊係数 (Resuspension Factor)

表面汚染性状 (loose-fixed) を核種、化学形態などにより整理した上での再浮遊係数の測定により、データの信頼性が上がるものと考えられる。

○ プール除染係数 (Pool Decontamination)

I<sub>2</sub>及び微粉についてのプール除染係数の測定が望まれる。この際の条件としては、

- ① プール水深
- ② プール水温
- ③ 泡の形状 (または流量)
- ④ 水中I<sub>2</sub>濃度

などをパラメータとすべきである。また、実験はキャリアガスとして希ガス及び空気で行うべきであろう。

○ プレートアウト係数 (Plateout)

施設・放出形態を模擬したプレートアウト係数調査試験及びヨウ素の空気中での形態変化の評価試験などが望まれる。

安全評価データベースを作成する際に考慮すべき事項として次が考えられる。

○ 再浮遊係数 (Resuspension Factor)

表面汚染性状を核種、化学形態などにより整理した上での再浮遊係数を載せることが望ましい。

○ プール除染係数 (Pool Decontamination)

プール水深、水温、ガス流量、水中核種濃度による影響を整理したプール除染係数を載せることが望ましい。

○ プレートアウト係数 (Plateout)

再処理施設を模擬した実験により、化学形態毎の濃度の半減期として載せることが望ましい。

Miscellaneous Release Factors  
Plateout

文献23. Horton, N.R., et al., "Analytical Methods for Evaluating the Radiological Aspects of the General Electric Boiling Water Reactor", APBD-5756, General Electric Co., San Jose, Ca. (March 1969).

## データ

表 2.3 (5) 参照  
ヨウ素 (Iodine) のプレートアウトファクタ  
DF=2 ( $t < 2$  hours) -  
DF=10 ( $t > 2$  hours)

## 1. 目的

GBのBWR安全評価データのとりまとめ

## 2. 実験方法

他の文献, 実験から導出したものである。

## 3. 実験結果

一次格納容器内部の核分裂生成物の挙動について本文献中に次の記述がある。  
一次格納容器内部の核分裂生成物の挙動は放射性降下物 (フォールアウト), 放射性物質を含んだ水滴の降下, 洗浄, 沈着などの要因により影響される。希ガス放射能に対してこれらの要因は無視できる影響しか持たないが, 放出されるヨウ素に対して種々の実験ではこれらの減少係数が20と1,000の間で変動することを示した。すなわち核安全パイロットプラント (NSPP), 格納容器モックアップ施設 (CMF), 格納容器システム協会 (CRI), および容器システム実験施設 (CSE) などで行われた実験は次の結果を示した:

a) 176°F 蒸気と空気雰囲気でのCSEで行った試験は空輸性ヨウ素の1時間の減少係数が25-1,000であり最初の30分に90%が減少する事を示した。

b) 27psig蒸気-空気混合物でCMF施設で行った運転では空輸性ヨウ素が最初の3分間で2の係数で減少し, 50分で25, および5時間で100の係数で減少した事を示した。

c) 180°F 蒸気-空気環境で行ったCSE施設の運転では, 10分で2の減少係数, 1時間で100の減少係数, および4時間で500の減少係数を示した。

d) 空気環境内のヨウ素除去を時間の関数で調べたNSPPの4運転は0と2時間の間で有効半減期が0.6時間であることを示した。2時間後, 半減期は10時間であった。0.6時間の半減期は空輸性ヨウ素濃度を2時間で10の係数で減らすであろう。

e) NSPPにおける運転は蒸気環境で行われ, 2時間で10, 5時間で30及び10時間で100の減少係数を示した。

f) CRIにおける運転は大気環境で行われ, 12分で3の係数, 2.7時間での10の係数, 及び12時間で100の係数だけ空中ヨウ素濃度の減少を示した。  
上に述べた実績はすべて放出が生じた後, 比較的短時間内に10-100のヨウ素空中濃度の減少係数を示した。GBは0と2時間の間の時間における自然除去効果に対して2の値を, 2時間を超える時間に対して10の係数を運んだ。この係数は無機ヨウ素だけに適用できると想定している。有機ヨウ素に対しては自然除去過程は有効でない。

## 4. データの根拠

Walkerの引用している数値は本文献内にある。

## 5. 備考

参考文献の著者の推測をまじえた値は安全裕度が大きい。  
使用に当たっては, 文献24-29を調査し, 条件を明確にする必要がある。

Miscellaneous Release Factors Plateout	
文献23.	Horton, N.R., et al., "Analytical Methods for Evaluating the Radiological Aspects of the General Electric Boiling Water Reactor", APED-5756, General Electric Co., San Jose, Ca. (March 1969).
データ	表 2.3 (5) 参照 ヨウ素 (Iodine) の DF = 100
1. 目的	GEのBWR用安全評価データのとりまとめ。
2. 実験方法	他の文献, 実験から導出したものである。
3. 実験結果	<p>ヨウ素放射能の水対空気分配比のデータは, 冷却材喪失事故時の抑止プール内の放射能に対して, 制御棒落下事故時の復水液内の放射能に対して, 又燃料交換事故時の燃料プール内の放射能に対して空気中放射能を求めるため用いるのが適切である。分配係数は, 水1リットル当たりのヨウ素のグラムモル対空気の1リットル当たりヨウ素のグラムモルの比として定義される。</p> <p>水中に含まれるヨウ素放射能は空気中のそれと動的に平衡していると仮定される。ヨウ素は漏洩により大気空間, オフガス系統または換気系統から除去されるので, この平衡を保つため水から新たに補給される。</p> <p>ヨウ素のすべての化学形態の水への吸収は同じではない。有機ヨウ素 (原則的にメチルヨウ素) は容易には水に吸収されない。GEは保守的に有機ヨウ素のすべてが空中にあり, 水の除去効果によって影響されないと仮定した。無機ヨウ素については,</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; display: inline-block;">10<sup>2</sup>のPF (分配係数) の仮定</p> <p>が, 10から10<sup>5</sup>までのファクターだけ保守的であることを次に示す。</p> <p>3000MWtの炉心に含まれるヨウ素の全質量は2×10<sup>4</sup>グラムであると計算されてきた。もし原子炉から放出されるハロゲンのすべてがそれぞれの水源位置に到達するなら, (現在解析されるような) 設計ベース事故に対する水中濃度は3.9×10<sup>-8</sup>グラムモル/リットル (LOCA) から4×10<sup>-13</sup>グラムモル/リットル (CRDA) の間で変動する。</p> <p>上に示したヨウ素濃度の範囲で分配係数を測定した実験の文献を調べた。</p> <p>ワトソンと同僚等は空輸ヨウ素を含むドラム缶の中に散水した。水を浴びせた直後測定したDFは10<sup>-12</sup>から10<sup>-5</sup>グラムモル/リットルのヨウ素水中濃度の範囲に対して&gt;10<sup>4</sup>であった。平衡においてDFは:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 4.0×10<sup>-8</sup> モル/リットル水において10<sup>5</sup></li> <li>2) 1.0×10<sup>-9</sup> モル/リットル水において10<sup>6</sup></li> <li>3) 5.9×10<sup>-12</sup> モル/リットル水において10<sup>5</sup></li> </ol>

ワトソン等は上に示したものよりかなり高い濃度を含む多数の他の試験も行ったが除染係数は一般に $10^5$ の近傍にあった。

ディフェイと同僚等は大気温度で $I_2$ ,  $CH_3I$ ,  $HI$ と微粒子を含む空気または空気と蒸気を水中で泡たてることにより広範な試験を行った。これらの試験データは圧力抑止形格納容器事故(冷却材喪失)と分裂生成物が水中を通り泡立つ燃料交換事故に対して直接適用できる。ディフェイは自分等の実験結果をアレンとキーファの理論的予言値と比較した。これらの比較は次の表に示すが、GEの仮定  $PF=10^2$  が $10^2$ から $>10^3$ のファクターだけ保守的である事が判明した。

	PF アレンとキーファー (pH=7)	PF ディフェイらの測定
TVA冷却材喪失	$10^4$	$2 \times 10^4$
TVA燃料交換事故	$> 10^5$	$2 \times 10^4$
TVA燃料棒落下事故	$> 10^5$	$2 \times 10^4$

GETRで行った実験では、照射済燃料カプセルが数フィートの水の下で低温条件で破裂した。希ガス放出に対して $I-131$ を比較して推定したヨウ素除染係数は $10^3$ から $10^9$ であり平均すると $10^5$ と $10^6$ であった。

ヨウ素除染係数と分配係数について先の議論は除染係数 $10^4$ と $10^5$ の間で変動し分配係数が $10^4$ と $10^8$ の間で変動する事を示している。これらの係数に対してGEが運んだ値は $DF=3 \times 10^4$ と  $PF=10^2$  である。

4. データの根拠  
Walkerの引用としている数値は本文献内にある。

5. 備考  
参考文献の著者の推測をまじえた値であるが、安全裕度がかなり含まれている。使用に当たっては、文献20等を参照し、pH等の条件を確認する必要がある。

Miscellaneous Release Factors  
Resuspension Factor

文献27. Stewart, K., "The Resuspension of Particulate Material from Surfaces", Surface Contamination (Fish, B.R., Ed.) Pergamon Press, New York (1967)

データ 表 2.3(5) 参照

$10^{-6} \text{ m}^{-1}$	Outdoors
$10^{-6} \text{ m}^{-1}$	Indoors-Quiescent
$10^{-4} \sim 10^{-5} \text{ m}^{-1}$	Indoors-Activity

## 1. 目的

Pu, U, Poなどの $\alpha$ 放出核種や長寿命の $\beta$ 放出核種について、屋外実験場での実験データを検討し、再浮遊係数の代表値を推定する。

## 2. 実験方法

## ① 台風実験 (Monte Bello島)

- (i) {
  - ・地表からの人工的外乱無しに、空中のサンプルを実施 (12例)
  - ・地表は50フィートの石灰岩に砂地で草とブッシュが茂っている。
- (ii) ・クレータ域からの無作為サンプル (9例)
- (iii) ・道路の土からのサンプル (14例)

## ② 核兵器実験 (マラリング)

- (i) 実験後初日及び2日目の道路の土のサーベイ (10例)
- (ii) クレータ域から風下で採取したUサンプル  
(地上1ft, 2ft及び攪拌して1ft)
- (iii) 地長1ftでのPuサンプル

## ③ 国防実験 (フォールトフィールド)

2回目の原爆実験でのI-131のダストサンプル (屋内, 屋外)

## ④ Y-91 (塩化溶液) の実験

9 m<sup>2</sup> の土で1.2mc/m<sup>2</sup> (6例), 1 m<sup>2</sup> で24.6mc/m<sup>2</sup> (5例), 9 m<sup>2</sup> で24.6mc/m<sup>2</sup> (11例)

## ⑤ Po-210 (酸化物) 実験

半径20m, 0.6mc/m<sup>2</sup> (9例), 同じく3 mc/m<sup>2</sup> (10例), 112mc/m<sup>2</sup> (6例)

⑥ 天然U (U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)

草原上, 9 m<sup>2</sup>, 70g/m<sup>2</sup> (9例), コンクリート舗装路2 m角, 180g/m<sup>2</sup> (7例)

## 3. 実験結果

## ① 台風実験

- (i)  $8 \times 10^{-5} \sim 1 \times 10^{-6} \text{ (m}^{-1}\text{)}$ , 平均  $1 \times 10^{-5}$
- (ii)  $10^{-6} \sim 10^{-8} \text{ (m}^{-1}\text{)}$ , 平均  $2 \times 10^{-7}$
- (iii)  $1.5 \times 10^{-8} \sim 10^{-8} \text{ (m}^{-1}\text{)}$ , 平均  $2.5 \times 10^{-7}$

## ② 核兵器実験

- (i)  $2 \times 10^{-6} \sim 10^{-8} \text{ (m}^{-1}\text{)}$ , 平均  $4 \times 10^{-7}$
- (ii)  $10^{-3} \sim 10^{-5} \text{ (m}^{-1}\text{)}$
- (iii)  $7 \times 10^{-4} \sim 1.5 \times 10^{-6} \text{ (m}^{-1}\text{)}$

## ③ 国防実験

屋内  $2 \times 10^{-4} \sim 4 \times 10^{-5} \text{ (m}^{-1}\text{)}$   
屋外平均  $2 \times 10^{-6} \text{ (m}^{-1}\text{)}$

④ Y-91  $6.2 \times 10^{-7} \sim 2 \times 10^{-11}$  ( $m^{-1}$ )

⑤ Po-210  $1 \times 10^{-5} \sim 2 \times 10^{-9}$  ( $m^{-1}$ )

⑥  $U_3O_8$

草原上  $5 \times 10^{-5} \sim 10 \times 10^{-8}$  ( $m^{-1}$ )

舗装路  $6 \times 10^{-6} \sim 8 \times 10^{-9}$  ( $m^{-1}$ )

以上を総合して再浮遊係数の代表値として

屋外静止条件で  $10^{-6} m^{-1}$ 、条件が変われば10のオーダーで増加する。

屋内でも同上  $10^{-6} m^{-1}$ 、条件によっては  $10^{-4} \sim 10^{-5}$  にまで上がりうる。

#### 4. データの考慮

Walkerの引用している数値は本文献内にある。

#### 5. 備考

本文献の著者は、 $10^{-6}$ や $10^{-4} \sim 10^{-5}$ を「代表値」としており、Walkerもこれを使用しているが、屋内、屋外の静止条件下での $10^{-6} m^{-1}$ は英国、米国の核実験のデータをもとに、ごくおおざっぱに言った値である。安全評価に使用する場合は、測定データの最大値  $8 \times 10^{-5}$ を使用すべきであろう。

屋内動的条件での $10^{-4} \sim 10^{-5} m^{-1}$ は実験データそのものであり、安全評価に使用するものであれば $10^{-4}$ を使用すべきである。

ただし、各実験方法についての詳細がないため、追加調査として以下の文献調査が必要である。

1. A. C. CHAMBERLAIN and G. R. STANBURY, The Hazard from Inhaled Fission Products in Rescue Operations after an Atomic Bomb Explosion, AERE Report HP/R 737, 1951.
2. R. F. CARTER, AWRE, Unpublished.
3. J. D. SHREVE, Operation Plumbob: Summary Report, Test Group 57.
4. J. W. HEALY and J. J. FUQUAY, Wind Pickup of Radioactive Particles from Ground, Progress in Nuclear Energy Series XII, Health Physics.

Miscellaneous Release Factors  
Resuspension Factor

文献29. Jones, I.S., and Pond, S.F., "Some Experiments to Determine the Resuspension Factor of Plutonium from Various Surfaces", Surface Contamination (Fish, B.R., Ed.) Pergamon Press, New York (1967)

データ 表 2.3(5) 参照  
 $5 \times 10^{-5} \text{m}^{-1}$

## 1. 目的

英国内の表面汚染密度の許容量

低レベル区域 :  $\alpha$   $10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$        $\beta$   $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$

高レベル区域 :  $\alpha$   $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$        $\beta$   $10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$

に対する批判がされているため、Pu-239の酸化物および硝酸化合物の再浮遊係数を決定することを目的に、従来の不確かさを解決するための実験を行った。

## 2. 実験方法

## (1) 実験施設

床面積  $15.7 \text{m}^2$ 、高さ  $3.15 \text{m}$  の部屋にて、 $540 \text{m}^3/\text{hr}$  でフィルター通気口より空気を導入、反対側で  $436 \text{m}^3/\text{hr}$  で排出。

## (2) サンプリング装置

15ヶ所のヘッド { 高さ 14, 45, 83, 129, 175cm の5点  
位置 7.5cm 毎に3点

直径  $2.4 \text{cm}$  のグラスファイバーフィルタの後部に直径  $0.12 \text{cm}$  のオリフィスを設けエアージェクターで吸気する。吸気量は約  $7 \text{l}/\text{min}$ 。

## (3) 床プローブ

床モニタリング用プローブは面積  $300 \text{cm}^2$ 、ZnS検出器付き。

$\text{Am}^{241}$  でキャリブレーションし、効率  $7.4\%$ 。

## (4) 実験方法

(i)  $\text{PuO}_2$  組成 ( $\text{Pu}^{239}$  82%,  $\text{Pu}^{240}$  3.8%,  $\text{Pu}^{241}$  0.3%)、 $0.059 \text{c}/\text{g}$

各実験毎に  $1 \text{mgPu}$  まで秤量。懸濁液として用意し、ピペットで床全体に平均滴下、溶液乾燥後の粒径をオートラジオグラフィーにより測定し、粒径及び放射能を測定  
測定域  $0.4 \sim 60 \mu\text{m}$

(ii) 硝酸Pu  $66 \mu\text{c}/\text{ml}$  を床全体に平均滴下後16時間乾燥。

## (5) 床表面

ビチューメン紙、PVCシート、ワックスかけリノリウム、ワックスなしリノリウム

## (6) 手順

液滴下後、16hr空気サンプル採取。次に操作員が平均14歩/分で60分歩き回り、その後36歩/分で60分間。最後に2人の操作員がドライヤを床に向けてふきつけながら100歩/分で45分間。

Miscellaneous Release Factors Resuspension Factor																
文献 30. "The Relationship Between Surface and Airborn Contamination" R. T. Brunskill UKAEA																
1. データ	表 2.3(5)参照 屋内乾燥床 $10^{-3} \text{ m}^{-1}$															
2. 目的	英国内表面汚染密度許容量が  <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: left;">表面状況</th> <th style="text-align: center;"><math>\alpha</math>汚染 (<math>\mu\text{ci}/\text{cm}^2</math>)</th> <th style="text-align: center;"><math>\beta</math>汚染 (<math>\mu\text{ci}/\text{cm}^2</math>)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低レベル区域</td> <td style="text-align: center;"><math>10^{-5}</math></td> <td style="text-align: center;"><math>10^{-4}</math></td> </tr> <tr> <td>高レベル区域</td> <td style="text-align: center;"><math>10^{-4}</math></td> <td style="text-align: center;"><math>10^{-3}</math></td> </tr> <tr> <td>着衣 (一般)</td> <td style="text-align: center;"><math>10^{-5}</math></td> <td style="text-align: center;"><math>10^{-4}</math></td> </tr> <tr> <td>着衣 (従事者)</td> <td style="text-align: center;"><math>10^{-4}</math></td> <td style="text-align: center;"><math>10^{-3}</math></td> </tr> </tbody> </table> <p>のように定められている。着衣については、その後の内部実験にて、再浮遊係数に高めの数値が出ており、また米国ORNLでの報告も高めであった。このため、着衣に関する再浮遊係数を調べる実験を行う。</p>	表面状況	$\alpha$ 汚染 ( $\mu\text{ci}/\text{cm}^2$ )	$\beta$ 汚染 ( $\mu\text{ci}/\text{cm}^2$ )	低レベル区域	$10^{-5}$	$10^{-4}$	高レベル区域	$10^{-4}$	$10^{-3}$	着衣 (一般)	$10^{-5}$	$10^{-4}$	着衣 (従事者)	$10^{-4}$	$10^{-3}$
表面状況	$\alpha$ 汚染 ( $\mu\text{ci}/\text{cm}^2$ )	$\beta$ 汚染 ( $\mu\text{ci}/\text{cm}^2$ )														
低レベル区域	$10^{-5}$	$10^{-4}$														
高レベル区域	$10^{-4}$	$10^{-3}$														
着衣 (一般)	$10^{-5}$	$10^{-4}$														
着衣 (従事者)	$10^{-4}$	$10^{-3}$														
3. 実験方法	(1) 更衣室内を4～6人の実験員が動き回り、空気サンプリングと床表面サンプリングを採取する。 (2) 汚染のない無換気室内にて汚染した着衣の脱着を行い、空気サンプリングを行う。 空気サンプリング：高さ 4.5及び1.5feet にて 100ℓ/h, 20分間 ポンプ吸引を行い、グラスファイバフィルタに採取 床表面サンプリング：直接測定及びスミア採取															
4. 実験結果	(1) $K = 1.2 \times 10^{-4} \text{ m}^{-1}$ 水と洗剤での洗浄では50%が固定汚染。浮遊汚染の10～20%がスミヤにより測定されるので、再浮遊係数も床汚染レベルの測定により $2 \times 10^{-1} \sim 10^{-3} \text{ m}^{-1}$ の範囲となる。 (2) 平均 $K = 3.8 \times 10^{-3} \text{ m}^{-1}$															
5. データの考慮	Walker文献記載の数値は本文献内にある。															
6. 備考																



Miscellaneous Release Factors  
Resuspension Factor

文献31. Mishima, J. "A Review of Research on Plutonium Releases During Overheating and Fires", HW-83668, GE-HAPU, Richland, Wash. (August 14, 1964).

データ 表 2.3(5) 参照  
Indoors-Dry surface  $10^{-3}m^{-1}$

1. 目的  
各種形状の表面から再浮遊するPuO<sub>2</sub>粒子の量に関する記事および文献をレビューしたものである。
2. 実験方法  
他の文献を引用してとりまとめたものである。
3. 調査結果

RESUSPENSION FACTORS FOR AIRBORNE RADIOACTIVE AEROSOLS

Conditions of Resuspension	Resuspension Factor	Reference
Average Resuspension Factor in Accidents Involving Plutonium	$4 \times 10^{-6} m^{-1}$	14 EURAEC-282
Vehicular Traffic (Nevada)	$7 \times 10^{-5}$	13 EURAEC-176
People Working or Active in a Closed Area	$4 \times 10^{-5}$	
Dirty Rural, Suburban, or Metropolitan Areas	$7 \times 10^{-6}$	
People Working or Active in an Open Area	$2 \times 10^{-6}$	
Isolated Area	$\sim 7 \times 10^{-7}$	5 UCLA-501
Resuspension of Aged Plutonium Deposit ( $0.74$ to $752 \mu Ci/m^2$ ) from "Plumbob"	$6.2 \times 10^{-10}$ to $10^{-13}$	
Plutonium Oxide, No Movement	$2 \times 10^{-8}$	46 AERE-R/4635
Plutonium Oxide, 14 steps/min	$10^{-5}$	
Plutonium Oxide, 36 steps/min	$5 \times 10^{-5}$	
Plutonium Nitrate, No Movement	$2 \times 10^{-6}$	
Plutonium Nitrate, 14 steps/min	$10^{-6}$	
Plutonium Nitrate, 36 steps/min	$5 \times 10^{-6}$	
Plutonium Oxide, Change Room ( $>3000 ft^2$ ), 9 air changes/hr, $0.01 \mu Ci/m^2$ , 4 to 6 persons active in area:		47 R. T. Brunskill (1964)
"Loose" Contamination (estimated by smears)	$10^{-3}$	
"Loose" Contamination (estimated by water-detergent wash)	$2 \times 10^{-4}$	
Changing Coveralls, Static Sampler, No Ventilation	$2.8 \times 10^{-3}$	
Changing Coveralls, Personal Sampler, No Ventilation	$6.4 \times 10^{-3}$	
Personnel Traffic in a Small Unventilated Room	$4 \times 10^{-3}$	39 AERE-M-112
Proposed Resuspension Factors for Plutonium Oxide:		
Outdoors (quiescent conditions)	$10^{-6}$	
Outdoors (moderate activity)	$10^{-5}$	
Indoors (quiescent conditions)	$10^{-6}$	
Indoors (moderate activity)	$10^{-4}$ to $10^{-5}$	
From Crater of Tower Shot, No Artificial Disturbance	$8 \times 10^{-8}$	39 AERE-M-112
Survey of Road, No Artificial Disturbance	$8 \times 10^{-8}$	
Survey of Road, Landrover, D-Day + 4	$1.4 \times 10^{-5}$	
Survey of Road, Landrover, D-Day + 7	$1.5 \times 10^{-6}$	
Survey of Road, Tailboard of Landrover, D-Day + 7	$2 \times 10^{-5}$	
Survey of Road, D-Day + 1 and 2	$4 \times 10^{-7}$	
Sample Collection in Cab of Landrover, H-Hour + 5	$6.4 \times 10^{-3}$	
Sample Collection in Cab of Landrover, H-Hour + 8	$2.5 \times 10^{-3}$	
Uranium Sample Downwind of Crater, Sample Height: 1 ft Above Ground	$3 \times 10^{-4}$	
Uranium Sample Downwind of Crater, Dust Stirred Up, Sample Height: 1 ft	$10^{-3}$	
Uranium Sample Downwind of Crater, Sample Height: 2 ft	$10^{-5}$	

<b>Plutonium Sampled 1 ft Above Ground:</b>	
Vehicular Dust	$5 \times 10^{-4}$ §
Pedestrian Dust	$1.5 \times 10^{-6}$ §
<b>Iodine-131, Enclosed (Chamberlain &amp; Stanbury)</b>	
	$2 \times 10^{-4}$ to
	$4 \times 10^{-5}$
	$2 \times 10^{-6}$
<b>Iodine-131, Open (Chamberlain &amp; Stanbury)</b>	
<b>Yttrium-91, 0-8 μ Particles, Natural Turbulence, Sampled 1 ft Above Ground:</b>	
Ground Contamination Level $1.8 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$	$1.8 \times 10^{-7}$
Ground Contamination Level $8.8 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$	$10^{-8}$
Ground Contamination Level $24.6 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$	$3 \times 10^{-10}$
<b>Polonium-210, 0-8 μ Particles, Natural Turbulence, Sampled 1 ft Above Ground:</b>	
Ground Contamination Level $0.6 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$	$2 \times 10^{-6}$
Ground Contamination Level $3 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$	$2 \times 10^{-6}$
<b>U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>, 0-4 μ Particles, Natural Turbulence, Sampled 1 ft Above Ground:</b>	
Ground Contamination Level $112 \text{ g}/\text{m}^2$	$2.4 \times 10^{-6}$
Grass Contamination Level $70 \text{ g}/\text{m}^2$	$8 \times 10^{-6}$
Concrete Contamination Level $180 \text{ g}/\text{m}^2$	$2 \times 10^{-6}$
<b>Plutonium Oxide, Sampling Height: 5 ft</b>	
Floor Level $0.1 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , No Circulation	$1.6 \times 10^{-6}$
Floor Level $24.6 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , No Circulation	$4.4 \times 10^{-7}$
Floor Level $0.1 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , Fan	$1.3 \times 10^{-3}$
Floor Level $0.81 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , Fan	$1.4 \times 10^{-3}$
Floor Level $0.086 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , Fan and Dolly	$1.0 \times 10^{-2}$
Floor Level $1.3 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , Fan and Dolly	$9.4 \times 10^{-3}$
Floor Level $1.3 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , After Test	$9 \times 10^{-4}$
Floor Level $1.1 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , After Test	$8 \times 10^{-4}$
<b>Uranium, Sampling Height: 5 ft</b>	
Floor Level $0.086 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , No Circulation	$1.8 \times 10^{-6}$
Floor Level $0.85 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , No Circulation	$2.2 \times 10^{-7}$
Floor Level $0.095 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , Fan	$1.5 \times 10^{-4}$
Floor Level $1.1 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , Fan	$1.1 \times 10^{-4}$
Floor Level $0.11 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , Dolly	$1.6 \times 10^{-4}$
Floor Level $1.3 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , Dolly	$1.3 \times 10^{-4}$
Floor Level $0.91 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , Fan and Dolly	$4.6 \times 10^{-4}$
Floor Level $1.0 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ , Fan and Dolly	$1.9 \times 10^{-4}$

40 H. G. Tanner (1963)

\* One high value excluded

† Only ~20% of particles <6 μ

‡ Particles primarily in 20 to 60 μ size range, <1% <6 μ

\*\* Only ~10% of particles <6 μ

†† Only ~5% of particles <6 μ

#### 4. データの根拠

上記データは他文献からの引用であり、実験条件等についての記述はない。  
Walkerの引用している数値は本文献内にある。

#### 5. 備考

文献 30. R. T. Brunskill. The Relationship Between Surface and Airborne Contamination, paper presented to the International Symposium on Surface Contamination at Gatlinburg, Tennessee, June 1964.  
を参照する必要がある。

Miscellaneous Release Factors  
Pool Decontamination

文献94.

" Fission Product Release and Nuclear Safety "  
MSA Research Corporation  
January 18, 1965  
MSAR 65-09

1. データ      表 2.2(2) 参照  
                 プール表面放出率 (%)

$^{131}\text{I}_2$	14
$^{90}\text{Y}_2\text{O}_3$	4
$^{24}\text{NaCl}$	0

2. 目的  
本書は MSA 研究所における FP 放出, 原子力安全性に関する研究内容の紹介である。  
この中の, 格納容器内での放射性核種除去及び 3m 海水カラムの除去性能を紹介したものである。

3. 実験方法  
35m<sup>3</sup>の格納容器に 345℃, 70kg/cm<sup>2</sup> の水を放出, トレーサに, 水溶性核種として  $^{24}\text{NaCl}$ , 揮発性核種として  $^{131}\text{I}_2$ , 不溶性核種として  $^{90}\text{Y}_2\text{O}_3$  を使用。サンプルは初期溶液, 容器内凝縮液, 気相ガス, 及び容器の排気である。  
上記実験に加え, 容器の排気系に 3m の海水カラムを設置。この時は  $^{24}\text{Na}$  の代わりに  $^{86}\text{Rb}$  を使用。

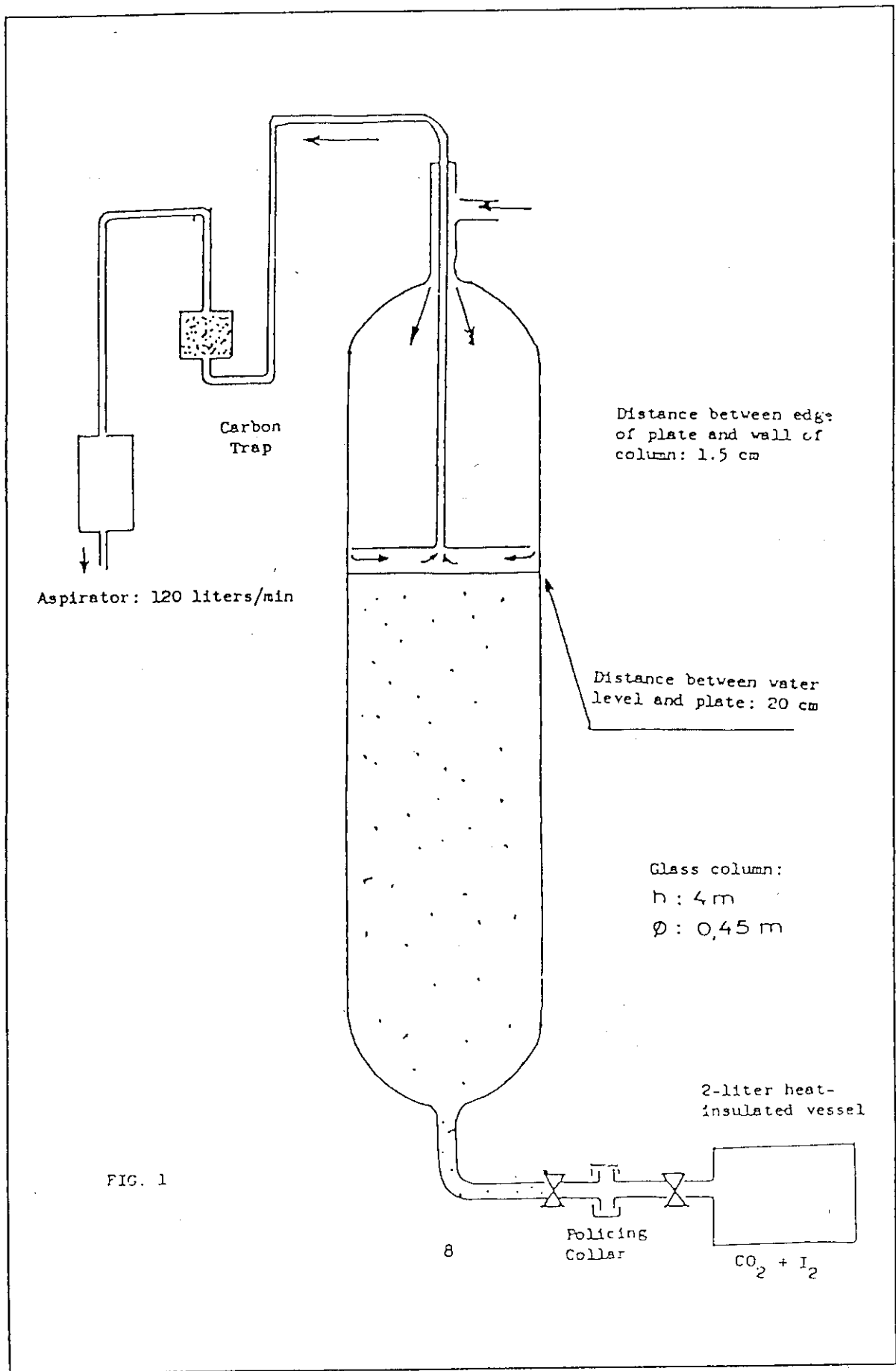
4. 実験結果

	格納容器		海水カラム	
	カラムへの排出 (%)	DF	環境への放出 (%)	DF
$^{86}\text{Rb}$	5	20	0	0
$^{131}\text{I}$	4	25	0.002	50000
$^{24}\text{Na}$	28	3.6	0.01	10000

5. データの考慮  
Walker 文献での引用値と異なる上, 実験条件等も不明確な点が多い。

6. 備考





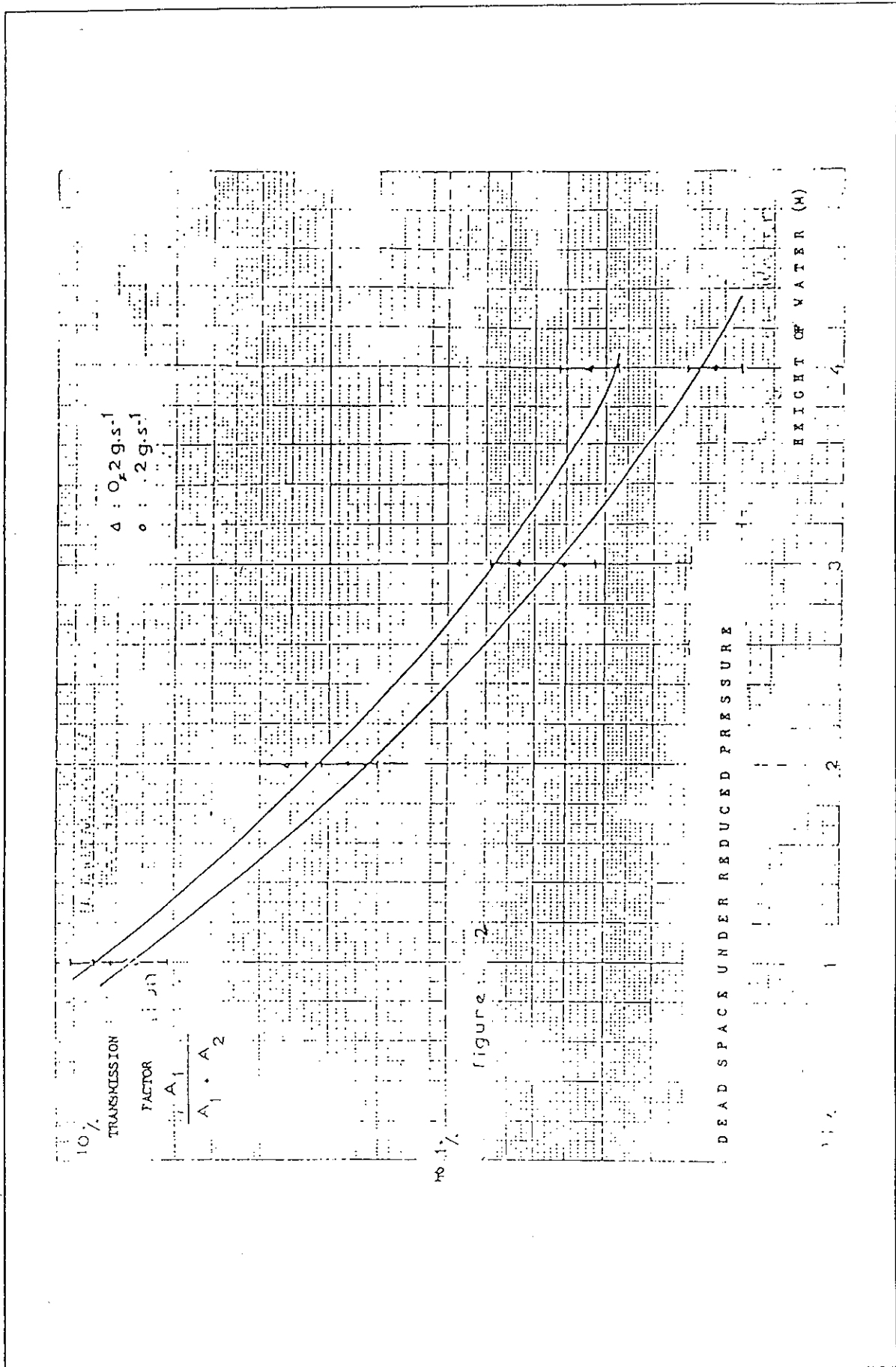


figure 2

Miscellaneous Release Factors  
Pool Decontamination

文献 96.

" Iodine Clean-up In A Steam Suppression System "

H. R. Diffey, C. W. Rumary, M. J. S. Smith, R. A. Stinchcombe

UKAEA

## 1. データ 表 2.2(2) 参照

水深	核種	DF	水量 (ℓ)	空気流量	水中よう素濃度 (gm/ℓ)
6cm	$^{131}\text{I}_2$	50~2000	10	32 ℓ/m	0.04 ~ 1.6 × 10 <sup>-6</sup>
		10~500			2.5 ~ 160 × 10 <sup>-6</sup>
	$\text{H}^{131}\text{I}$	10~50			
	$\text{CH}_3^{131}\text{I}$	1.2 ~ 6.0			
50cm	$^{131}\text{I}_2$	40~100	200	200 ℓ/m	0.04 ~ 1.6 × 10 <sup>-6</sup>
		900~1500			2.5 ~ 160 × 10 <sup>-6</sup>
	$\text{CH}_3^{131}\text{I}$	1.0 ~ 1.3			
	0.06 μ 粒子	40~80			

## 2. 目的

原子炉における高温冷却水系の破損による蒸気とFPの放出に伴い、放出モードのひとつである水封管("lute")でのFP除去率の調査のために実験を行う。

## 3. 実験方法

## (1) 小規模装置による実験 (FIG-1参照)

蒸気は10g/分で発生し、 $\text{I}_2$ または微粉を含む空気を挿入し、3mmφ、水深60mmの水封管を通じ、10ℓの水槽に導く。気体の流量は34m/s、水槽の気相部は32ℓ/分でスイープし、凝縮器、活性炭フィルタへ導く。

## (2) 大規模装置による実験 (FIG-2参照)

ステンレス製タンク(1.5×3×4.5ft)に水張りし、水封管を複数設置、4.5kg/分の蒸気、9kg/分の沸騰水、1.4m<sup>3</sup>/分の $\text{I}_2$ 又は微粉入り空気を混合し、水封管経由でプールに、275m/sで流す。

サンプリングは、

$\text{H}^{131}\text{I}_2$	— 銀網	} により採取
微粉	— 膜フィルタ	
$\text{CH}_3\text{I}$	— 活性炭	
ガス	— NaIシンチレータによる直接測定	

## 4. 実験結果

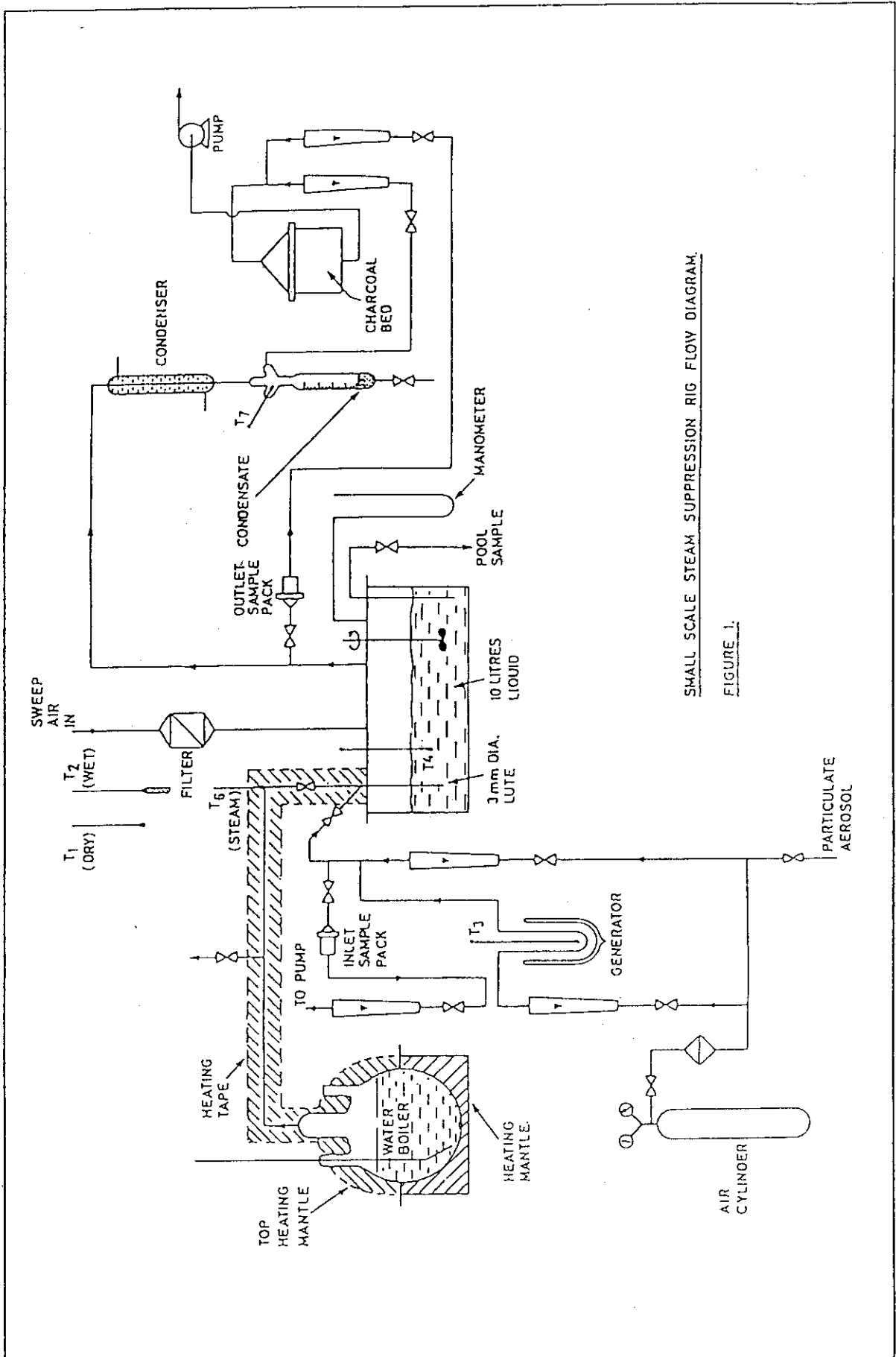
FIG-5~FIG-8 参照

## 5. データの考慮

Walker文献記載の数値は本文献内にある。

## 6. 備考

よう素のDFは、核種、プール水温、蒸気量、水中よう素濃度、バブル形状により大きく異なっている。

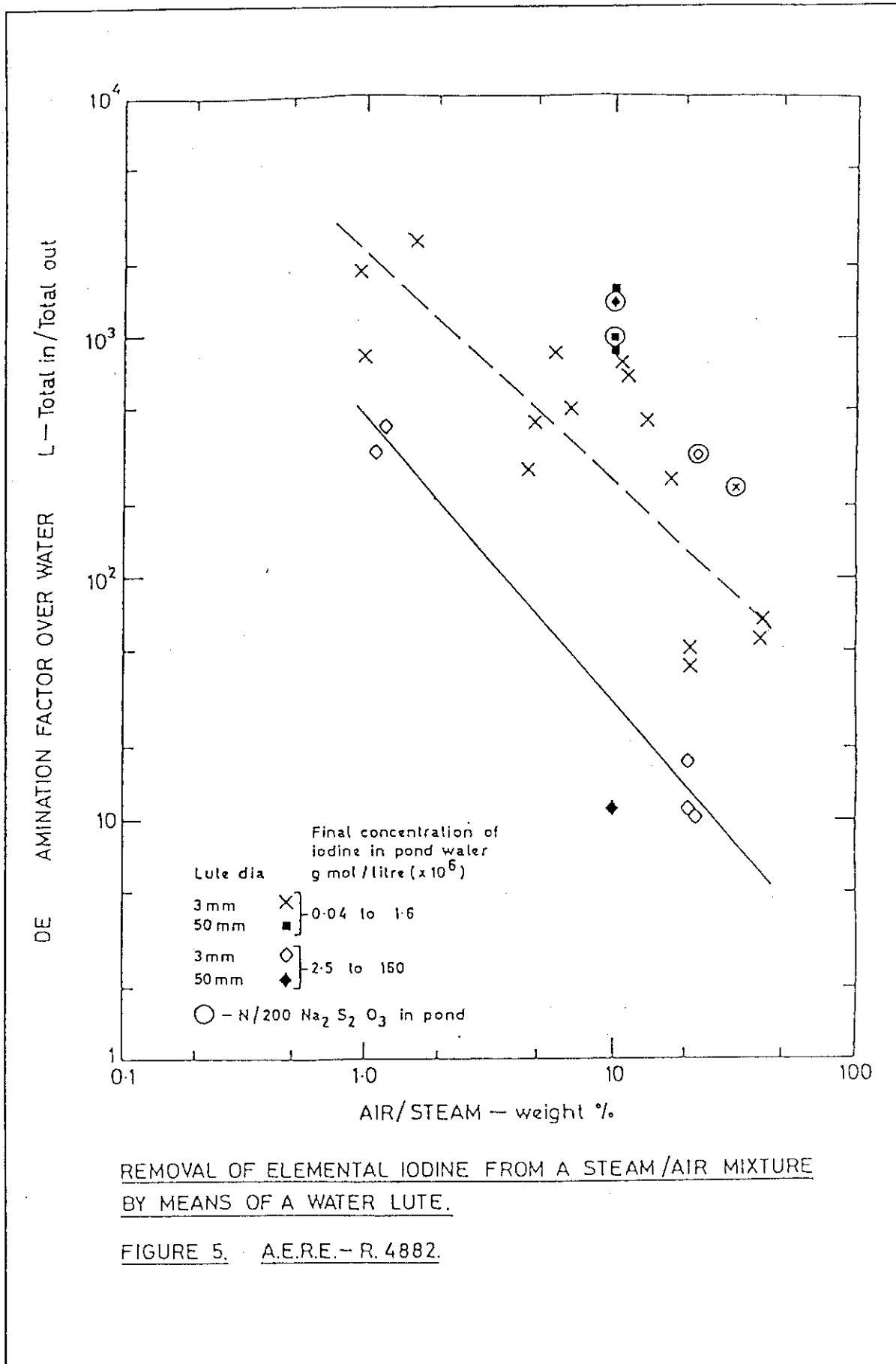


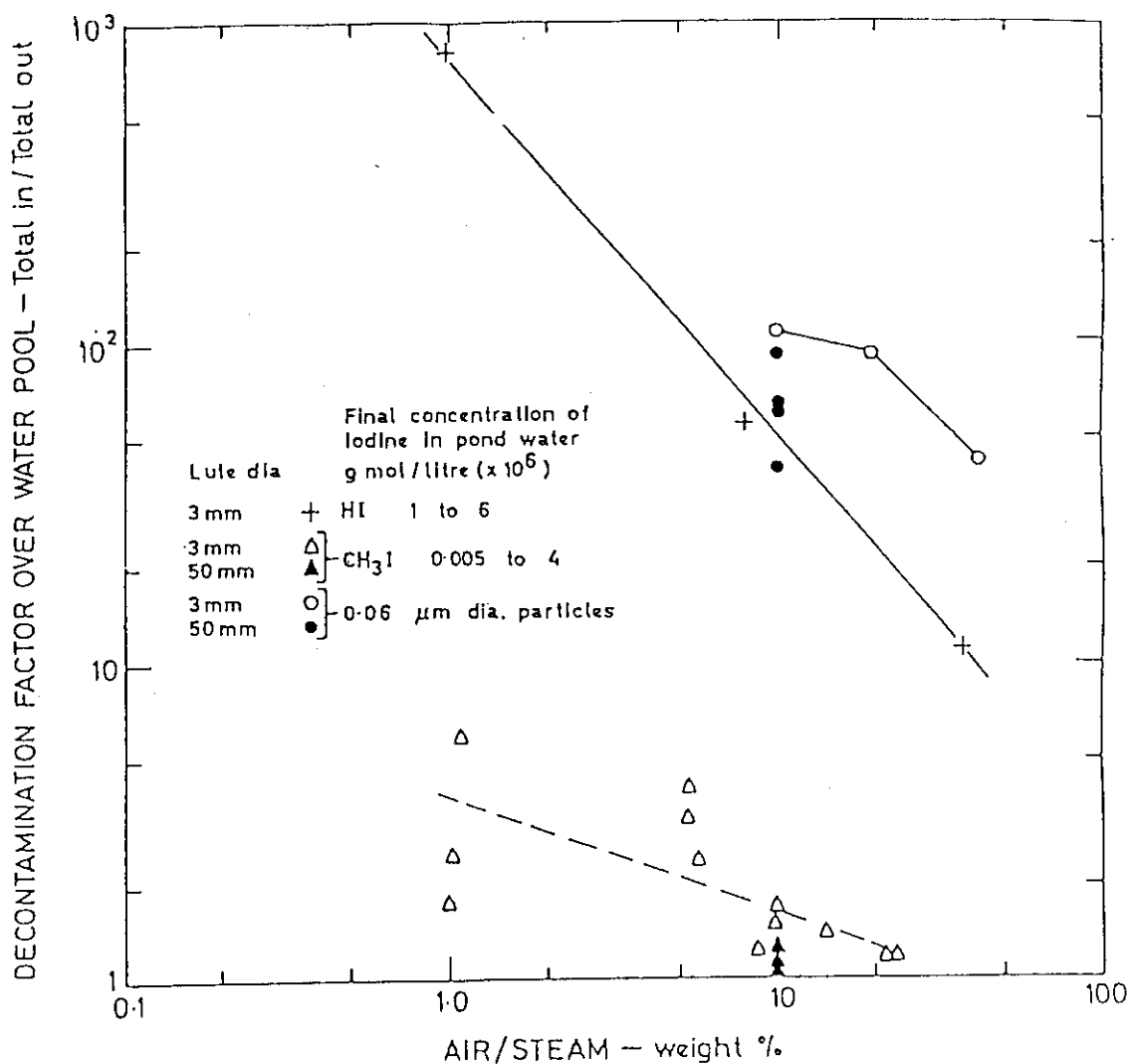
SMALL SCALE STEAM SUPPRESSION RIG FLOW DIAGRAM.

FIGURE 1.



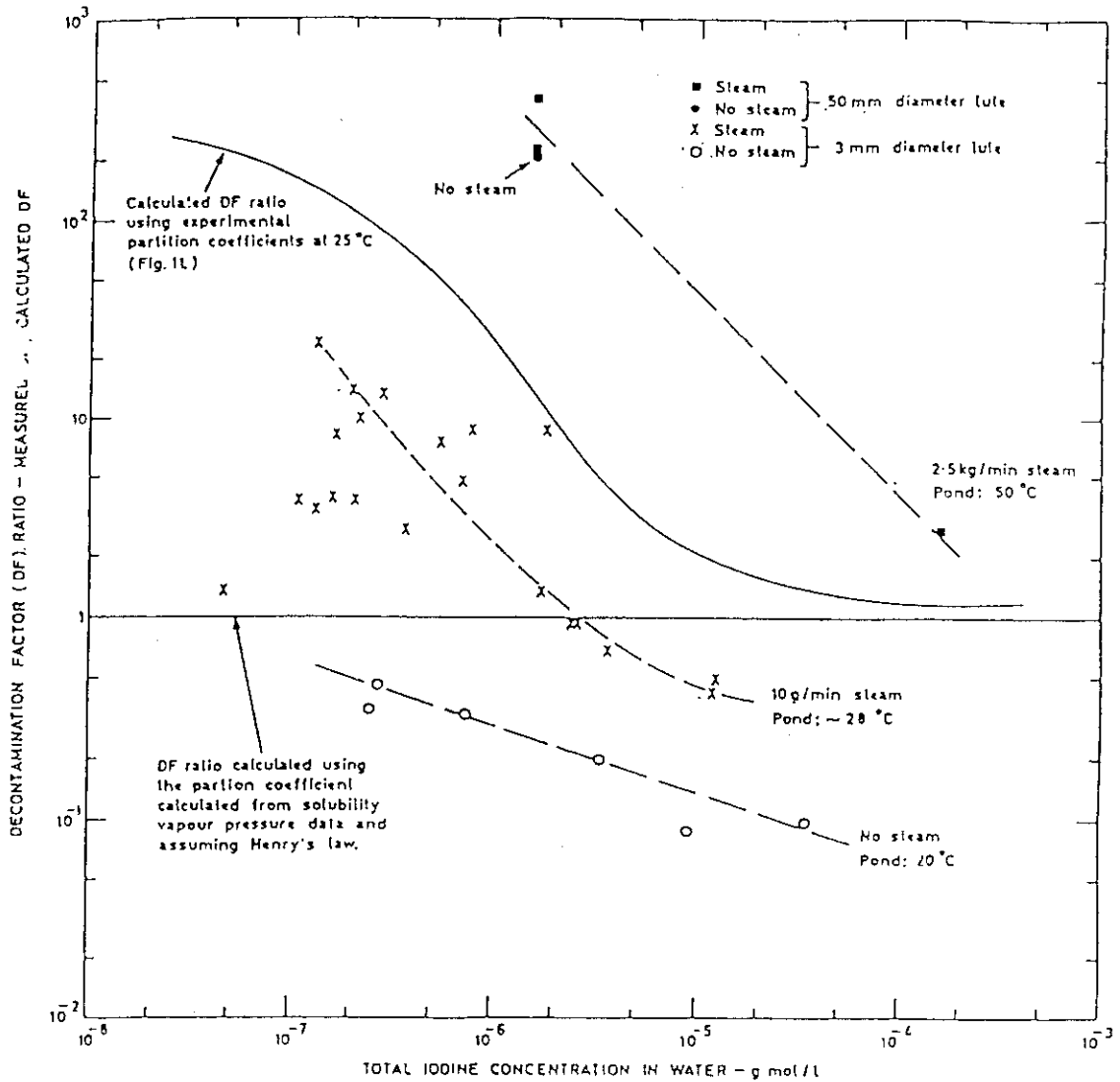






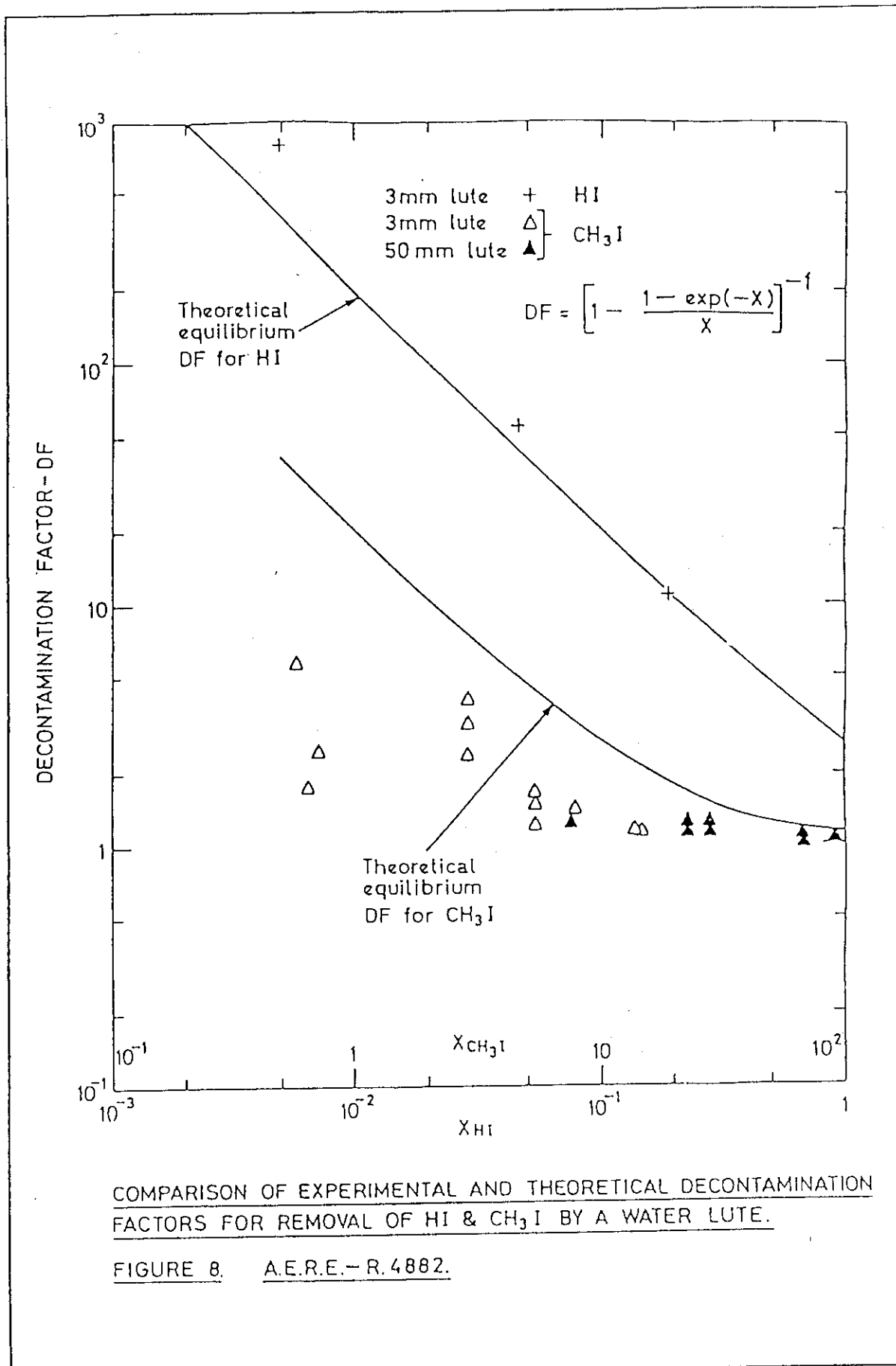
REMOVAL OF PARTICLES AND IODINE COMPOUNDS FROM A STEAM/AIR MIXTURE BY MEANS OF A WATER LUTE.

FIGURE 6. A.E.R.E.-R. 4882.



THE DEPENDENCE OF IODINE REMOVAL BY A WATER LUTE ON THE FINAL CONCENTRATION IN THE POND WATER.

FIGURE 7. A.E.R.E.-R.4882.



Miscellaneous Release Factors Plateout	
文献 98. " Natural Removal Of Fission Products Released From UO <sub>2</sub> Fuel In Condensing Steam Environments.": J. D. MacCormack, R. K. Hilliard Battelle Northwest	
1. データ	表 2.2(2) 参照 UF I <sub>2</sub> 25~1000 (90% in 1/2hr)
2. 目的	原子炉格納容器の密封性調査のため、FP移動に関するパラメータスタディを 行う。
3. 実験方法	1.5m <sup>3</sup> ベッセル (90cmφ, 内表面積 8×10 <sup>4</sup> cm <sup>2</sup> ) を使用し、蒸気供給ライン、 換気系、サンプリングライン、FP導入ラインを設置。ソースにはトレーサレベ ルに照射したUO <sub>2</sub> を加熱した時のガス及びトレーサレベルの I <sub>2</sub> を使用。 Fig-1 に実験装置概要図を、Table-1に実験条件を示す。
4. 実験結果	実験は9の条件にて行われた。 Fig-5 ~ Fig-8 に結果を示す。 I <sub>2</sub> 及び微粉状よう素は 2~7 分間の半減期でDF1000を示した。残ったよう素 は有機よう素でありゆっくりとしか減少しない。
5. データの考慮	Walker文献記載の数値は本文献内にある。
6. 備考	

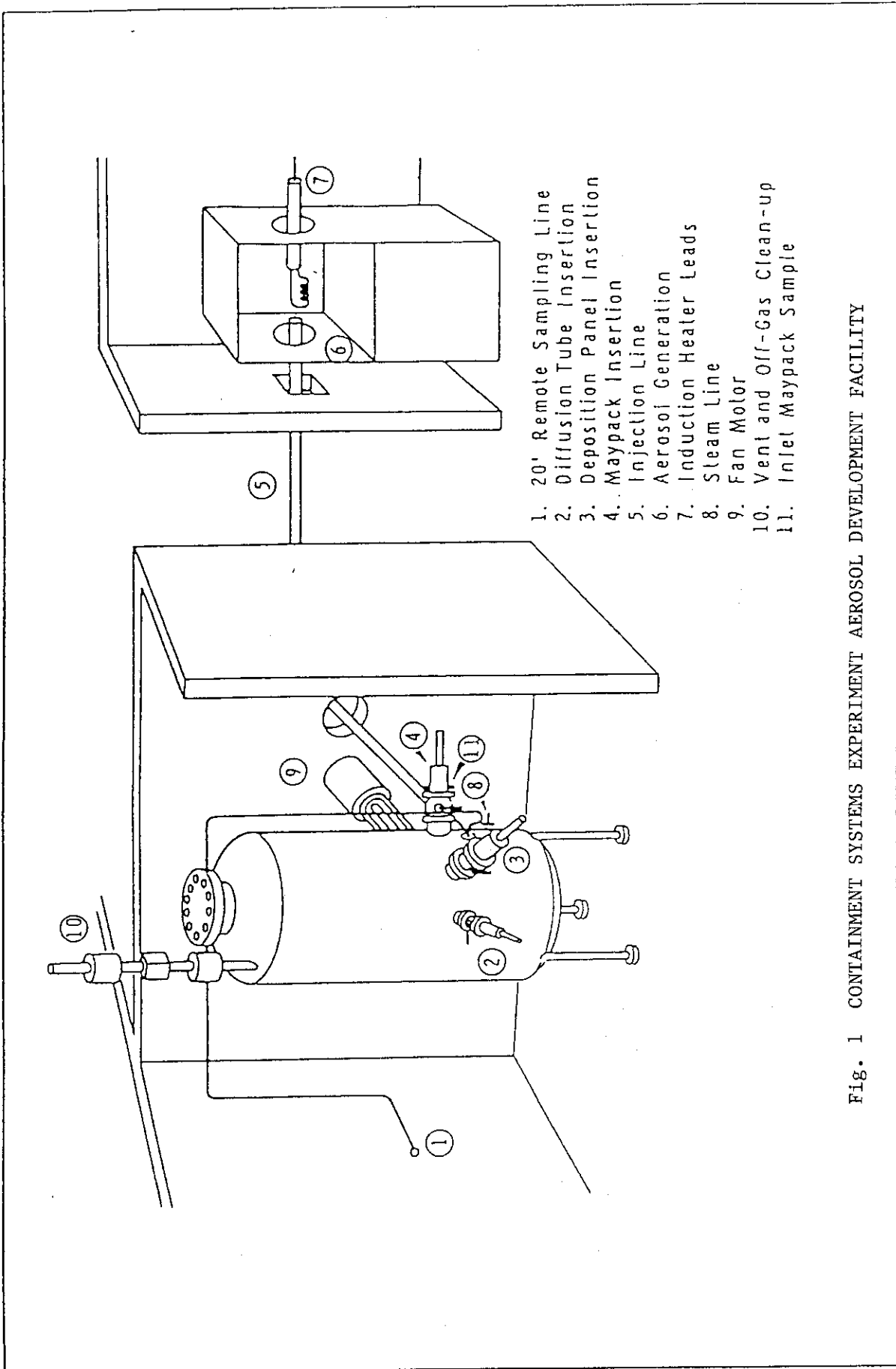


Fig. 1 CONTAINMENT SYSTEMS EXPERIMENT AEROSOL DEVELOPMENT FACILITY

TABLE I  
AEROSOL GENERATION CONDITIONS

	Run S-16	Run S-18	Run S-20	Run S-21*	Run S-23	Run S-28	Run U-26	Run U-32	Run U-33
Aerosol source	Elemental Iodine	Elemental Iodine	I <sub>2</sub> passed over mol-ten SS-clad UO <sub>2</sub>	I <sub>2</sub> passed over mol-ten SS-clad UO <sub>2</sub>	I <sub>2</sub> passed over mol-ten SS-clad UO <sub>2</sub>	I <sub>2</sub> passed over mol-ten SS-clad UO <sub>2</sub>	SS-clad UO <sub>2</sub> irradiated. 5 x 10 <sup>16</sup> nvt, 14 day decay	SS-clad UO <sub>2</sub> irradiated. 1 x 10 <sup>17</sup> nvt, 11 day decay	SS-clad UO <sub>2</sub> irradiated. 1 x 10 <sup>17</sup> nvt, 18 day decay
			I <sub>2</sub> generated by K <sub>2</sub> Cr <sub>2</sub> O <sub>7</sub> melt method.						
Furnace Atmosphere	Air	Air	Air	Air	Air	Air, then† steam/air	Air	Steam	80% steam 20% air
Containment Atmosphere	Air 20 C	Air 20 C	Air 20 C	Steam 50% Air 50% Temp. 00 C	Steam 50% Air 50% Temp. 00 C	Steam 50% Air 50% Temp. 00 C	Steam 33% Air 67% Temp. 70 C	Steam 50% Air 50% Temp. 00 C	Steam 50% Air 50% Temp. 00 C
Release Duration (min)	~1	~1	0	4	0	4	0	0	0
Initial Iodine concentration (µg/m <sup>3</sup> )	0.03	6.3 x 10 <sup>2</sup>	6.3 x 10 <sup>2</sup>	6.4 x 10 <sup>2</sup>	5.3 x 10 <sup>2</sup>	0.2	~0.035	~0.06	~0.06

\* First exposure of painted tank to steam.  
† Furnace tube broke.



FIGURE 5  
EFFECT OF INITIAL CONCENTRATION ON  
IODINE BEHAVIOR IN AIR

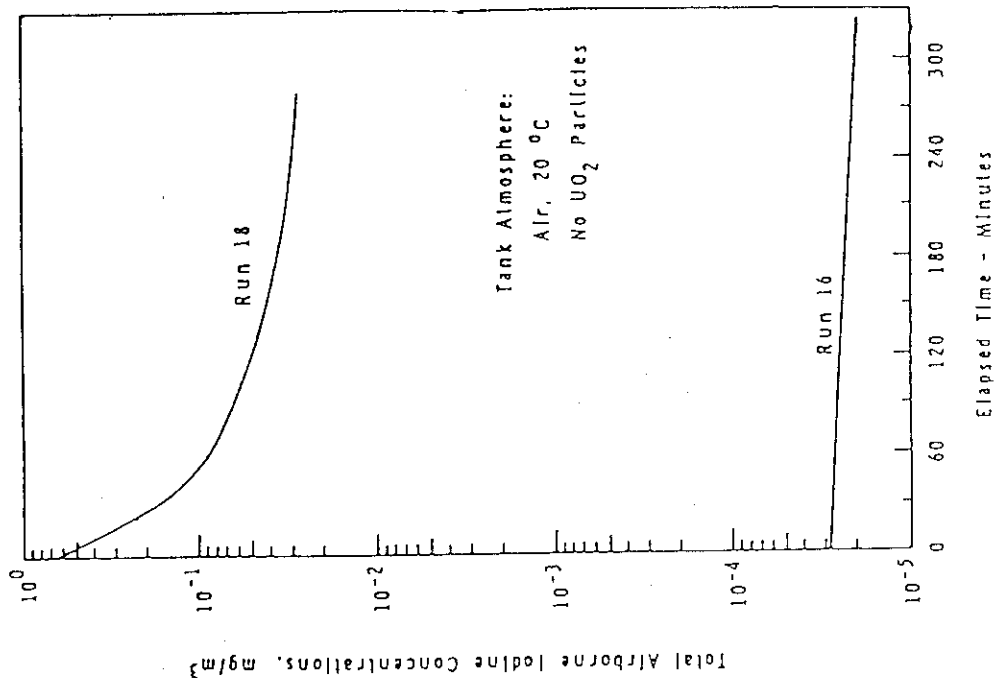


FIGURE 6  
EFFECT OF PARTICLES ON IODINE BEHAVIOR  
IN AIR

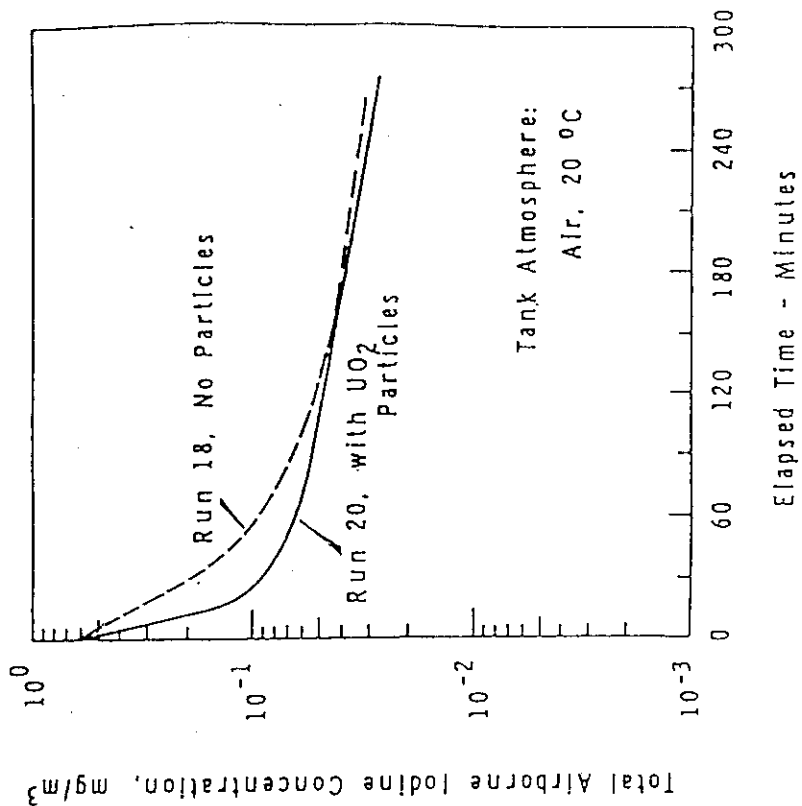


FIGURE 8  
EFFECT OF INITIAL CONCENTRATION ON IODINE  
BEHAVIOR IN CONDENSING STEAM

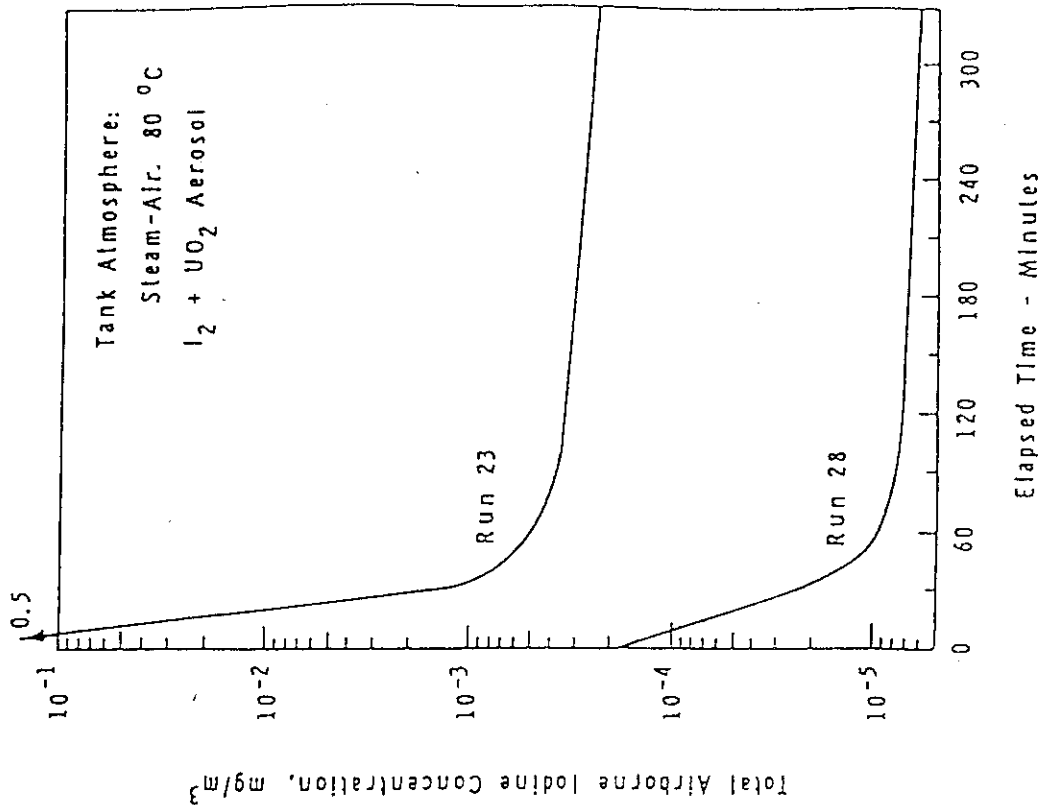
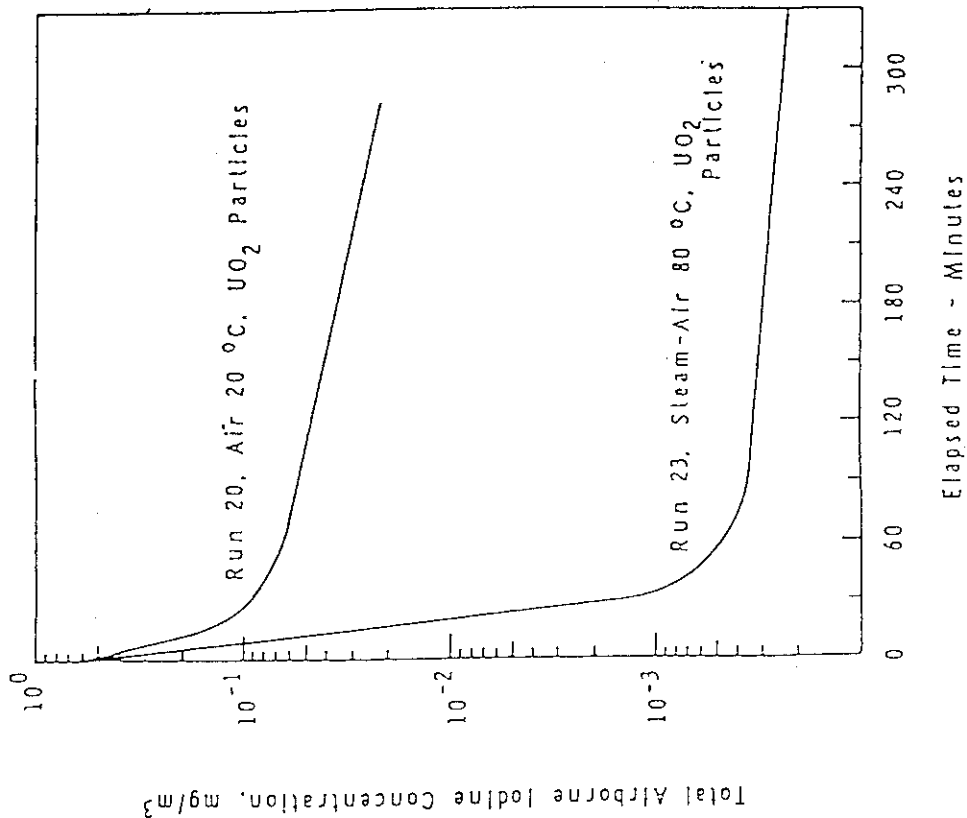


FIGURE 7  
EFFECT OF STEAM ON AIRBORNE IODINE



Miscellaneous Release Factors  
Plateout

## 文献 100.

" The Containment System Experiment "  
J. M. Batch, G. J. Rodgers, R. K. Hilliard  
PNL Battelle 1968. 5. 19-22

1. データ 表 2.2(2) 参照

	DF		
I <sub>2</sub>	2	10分	180F 蒸気—空気混合
	100	1 時間	
	500	4 時間	

## 2. 目的

PNL での密封システム試験 (CSE) として大規模装置を用いて、格納容器の効果やFP放出減少などの評価を行うもの。原子炉安全性に関する AEC(DOE) のプログラムである。

## 3. 実験方法

直径 7.5m, 高さ 20m, 内容積 800m<sup>3</sup> の格納容器に、ドライウェル, ウェットウェル, 炉心模擬体, 冷却水ループ, ベント系を有する。トレーサとしては, I<sub>2</sub>, CH<sub>3</sub>I 微粉状よう素, セシウム微粉, ジルカロイ-UO<sub>2</sub>揮発微粉を使用し, 蒸気-空気-FPを混合してリークとして放出する。(Fig-1)

壁面蒸気凝縮水を各高さで、ベッセルサンプからの液は循環ラインから、ガスサンプルは合計 25カ所、採取し、γスペクトルの測定を実施。

## 4. 実験結果

Fig-2 参照

I<sub>2</sub>(銀表面でトラップ) 及び微粉状よう素 (フィルタ) は「半減期」10~11分間で減少している。しかし、有機よう素 (活性炭) は少ししか減少していない。

## 5. データの考慮

Walker文献記載の数値は本文献内にある。

## 6. 備考

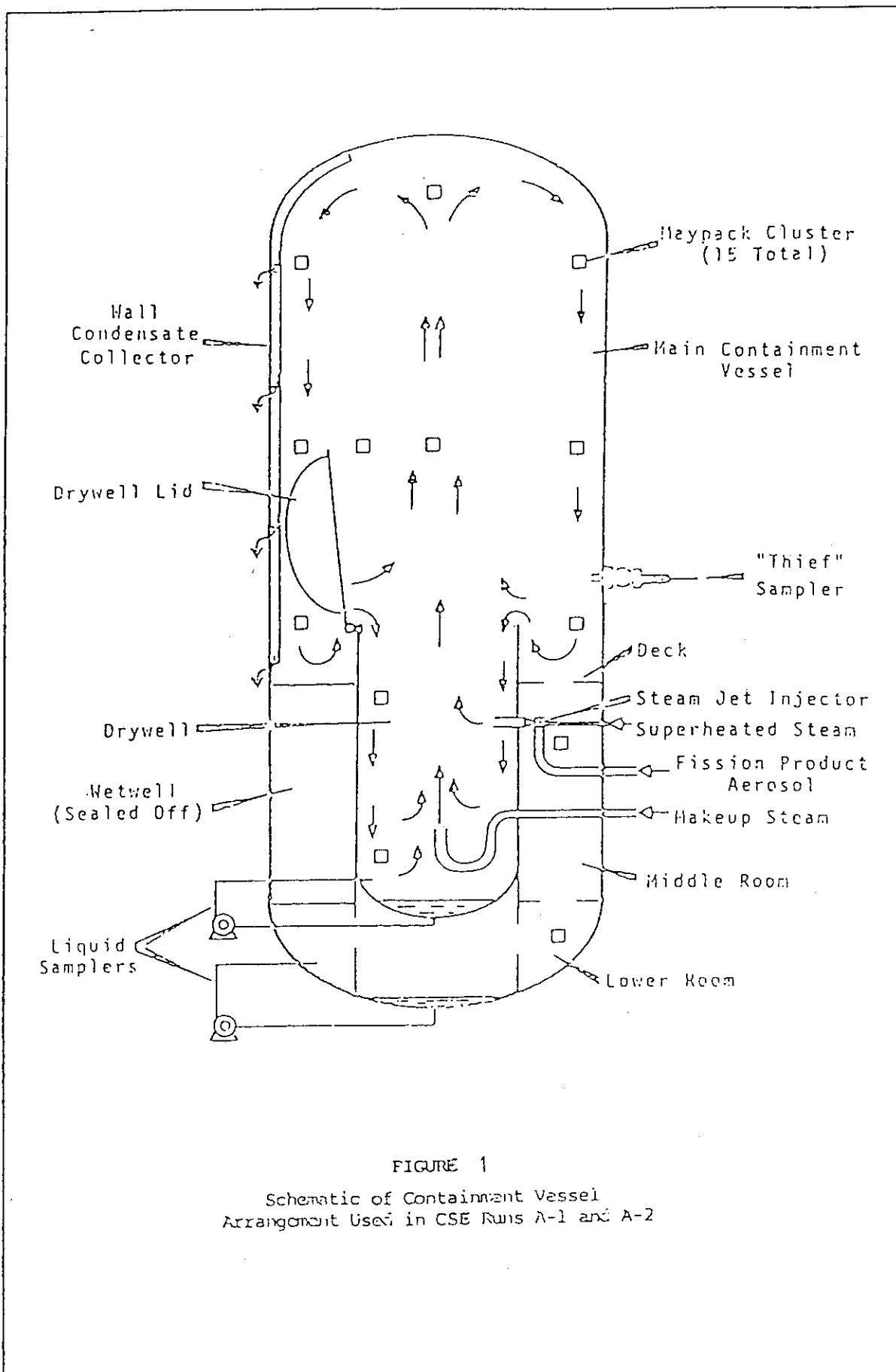
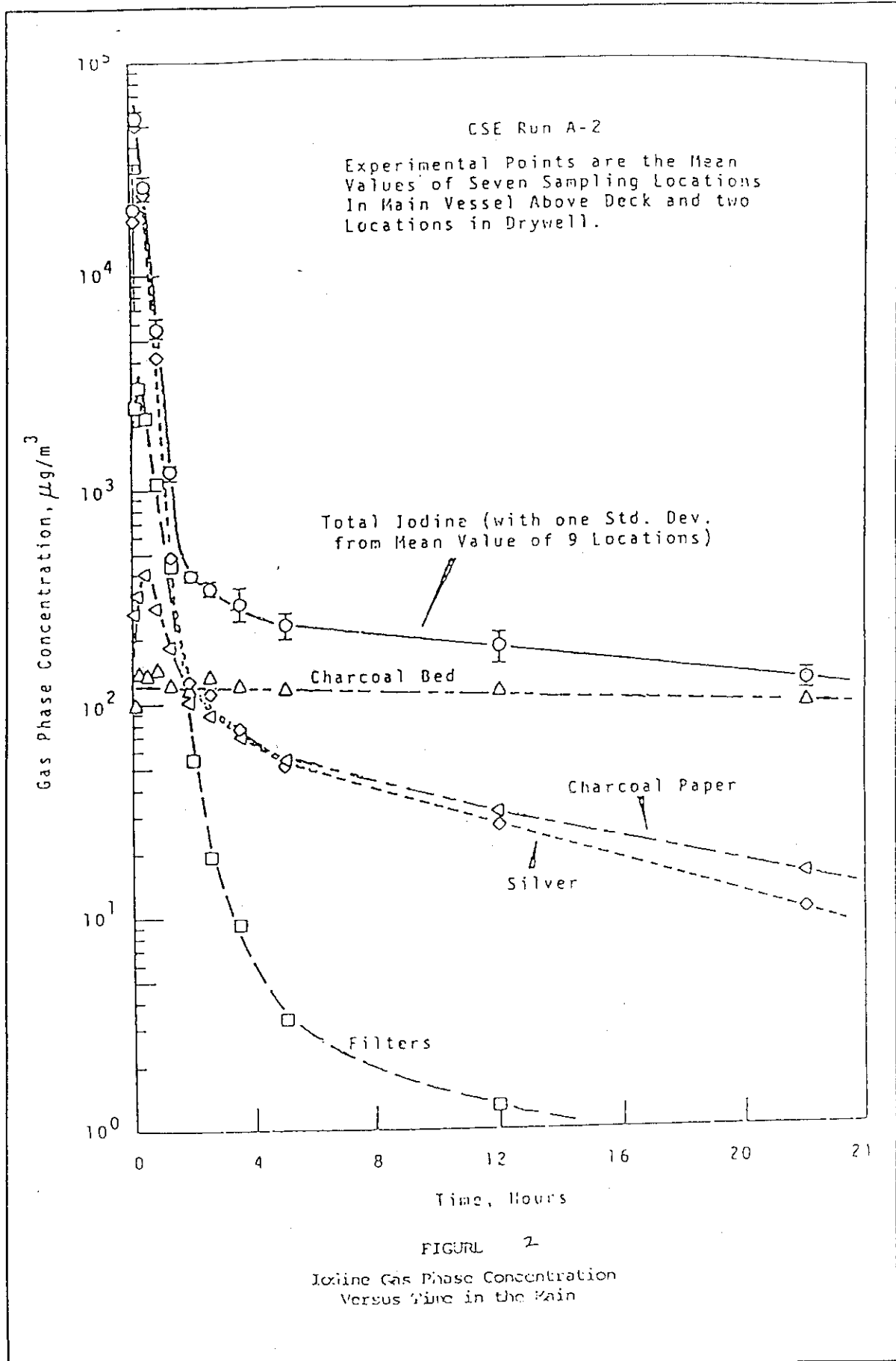


FIGURE 1  
 Schematic of Containment Vessel  
 Arrangement Used in CSE Runs A-1 and A-2



Miscellaneous Release Factors  
Plateout

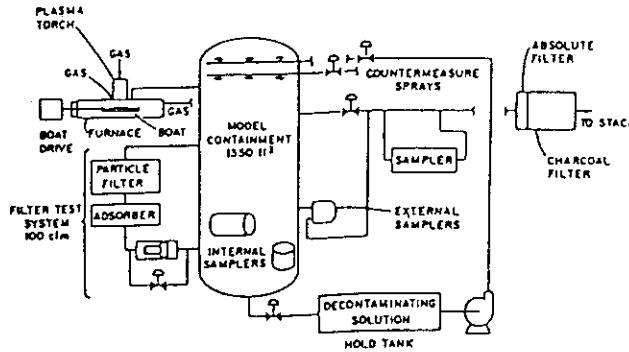
文献 101.

" Behavior Of Iodine In Air - A Resume Of The First Seven Runs Conducted At The Nuclear Safety Pilot Plant "  
J. L. Wantland, T. H. Row April 1967  
ORNL-4050

1. データ 表 2.2(2) 参照  
DF  
I<sub>2</sub> 10 2hr

2. 目的  
空気中のヨウ素及びUO<sub>2</sub> 微粉の挙動調査

3. 実験方法  
下図の装置 ( Nuclear Safety Pilot Plant -NSPP ) を用いている。



トレーサとして<sup>131</sup>IをI<sub>2</sub>として 100mg~1000mg使用。容器内雰囲気は通常の空気を3000cfmにて循環。サンプリングとしては、高さ方向に3カ所×平面上に5カ所及び床上、容器出口などで採取 (Particle Counter, Paper Tape Sampler, Deposition Coupon, Fallout Counter, May-Pack Sampler, Diffusion Tube Sampler, Transfer Line Sampler などを使用) 試験条件をTableに示す。

4. 実験結果

試験は7回行われ、各ラン、各サンプルでの結果が得られている。ヨウ素に関してはラン3~7で行われており、代表例として Fallout Counterでの値を挙げると

	$\lambda$ (半減期)	$h^{-1}$	$\lambda$ (半減期)	$h^{-1}$
ラン 3	0.2	(初期 2 時間)	21	(2 時間以降)
ラン 4	0.2	(初期 1 時間)	10	(1 時間以降)
ラン 5	1	(初期 3 時間)		
ラン 6	1	(初期 5 時間)	6	(5 時間以降)
ラン 7	0.8	(初期 6 時間)	14	(6 時間以降)

平均では初期2時間で $\lambda = 0.6 \text{ h}^{-1}$ 、その後は $\lambda = 10 \text{ h}^{-1}$ となる。

ラン5と7では、ヨウ素形態同定のため、May-Pack Samplerを使用している。結果、殆どが銀トラップで捕集されており、 $\text{I}_2$ と考えられた。ラン4と6では、初期には銀トラップと粒子フィルタで捕集されていたが、その後は活性炭部で捕集されている。しかし、Transfer Line Samplerでは銀トラップで90%が捕集されており、容器の入口では、ヨウ素は $\text{I}_2$ であり、容器内で形態変化が生じていることが示唆された。

#### 5. データの考慮

Walker はDFとして10を示しているが、本文献では「半減期」を使用し、初期2時間で $\lambda = 0.6 \text{ h}^{-1}$ 、その後は $\lambda = 10 \text{ h}^{-1}$ を示しており、相違がある。

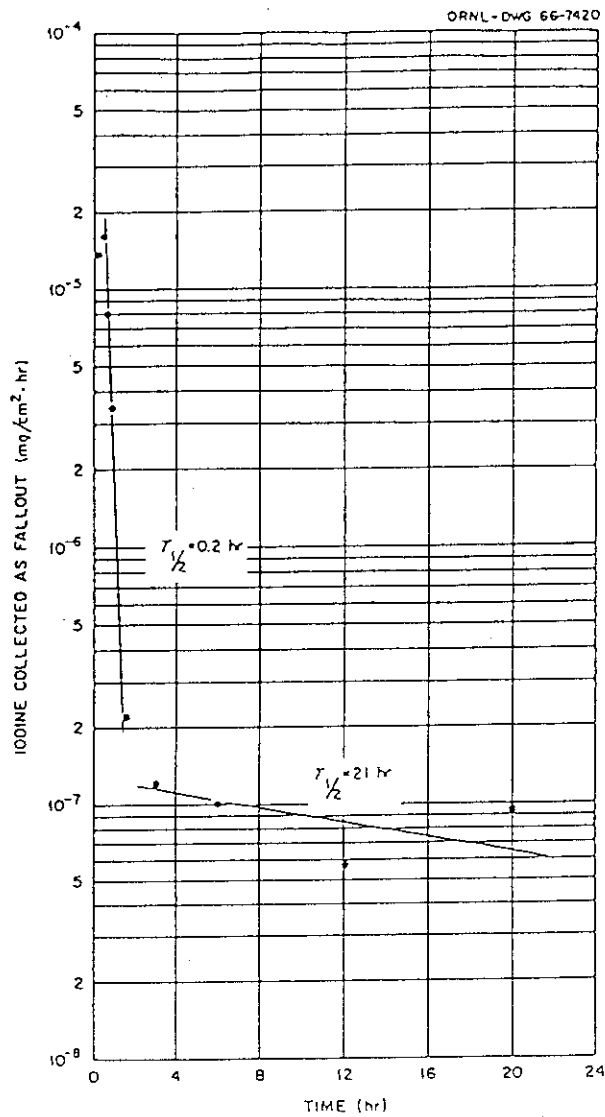
#### 6. 備考

Table 1. Summary and Description of Experimental Specimens and Test Conditions for NSPP Runs 1 Through 7

	Run 1	Run 2	Run 3	Run 4	Run 5	Run 6	Run 7
Specimens							
Cladding	None	None	Type 304L stainless steel UO <sub>2</sub>	Pyrex	Pyrex	Pyrex	Type 304L stainless steel UO <sub>2</sub>
Fuel	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>		None	None	None	
Stable isotope							
Type	None	None	NaI	I <sub>2</sub>	I <sub>2</sub>	I <sub>2</sub>	NaI
Quantity <sup>a</sup>	0	0	100 mg	100 mg	100 mg	100 mg	1000 mg
Tracer isotope	None	None	131I	131I	131I	131I	131I
Support material	ZrO <sub>2</sub>	ZrO <sub>2</sub>	ZrO <sub>2</sub>	ZrO <sub>2</sub>	ZrO <sub>2</sub>	ZrO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
Furnace conditions							
Torch gas and flow rate	He at 0.6 scfm	He at 0.6 scfm	He at 1.4 scfm	He at 1.4 scfm	He at 1.4 scfm	None	He at 1.4 scfm
Tangential gas and flow rate	None	He at 3.0 scfm	Air at 1.2 scfm	Air at 1.0 scfm	N <sub>2</sub> at 2.8 scfm	He at 1.4 scfm	N <sub>2</sub> at 2.3 scfm
Sweep gas and flow rate	None	None	None	None	Steam at 1 lb/hr	None	Air at 0.7 scfm
Vessel conditions							
Fan operation	None	19 min	None	17 min	2 1/2 hr	5 min	5 min
Temperature	29°C	30°C	30°C	30°C	30°C	29°C	30°C
Observation period	24 hr	24 hr	24 hr	24 hr	48 hr	48 hr	36 hr
Purge period	1/3 hr	1 1/2 hr	1 3/4 hr	1 hr	1 hr	2 hr	1 1/2 hr

<sup>a</sup> Mass given is that of the element iodine.





Iodine Fallout Versus Time in NSPP Run 3 from Carousel  
Fallout Sampler at B-S-20.

Miscellaneous Release Factors  
Plateout

文献104. WASH-1400(Draft), Reactor Safety Study-An Assessment of Accidental Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, Appendix VII USAEC (August, 1974).

データ 表 2.3(5) 参照  
Iodine  $\lambda = 0.5 \text{ hr}^{-1}$   
Particulate  
DF=1.0 <10  $\mu$  Particles  
DF=5.5 >10  $\mu$  Particles

1. 目的

本文献は商用の大型軽水炉の事故時のFP放出量について、事故の規模及び経過時間に  
応じて計算できるような手法を紹介したもの。

2. 内容

1) 微粉状FPの放出時のDFについては、他の実験で行われたAnnular gapの中の粒子  
の自然沈着のデータによる。殆どのデータは床及び天井の沈着だが、ドライウエルの沈  
着は壁について行われている。壁への沈着速度は床のそれと近いが、慣性粒径>0.1 $\mu$ の  
ため、若干低くなっている。こうした慣性粒径ではブラウン拡散が無視できるため、R  
e > 2100ではDF = 1とみなせる。5~15 $\mu$ の粒子のみ有意な乱流沈降速度をもつ。

DF vs PARTICLE SIZE & REYNOLDS NUMBER IN  
DRYWELL ANNULAR GAP

dp (粒径)	DF (Re $\leq$ 2100)	DF (Re=2100)	DF (Re=30,000)
5	1.0	1.0	1.0
10	1.0	1.1	1.1
15	1.0	$4.4 \times 10^5$	$2.2 \times 10^4$

安全側に考えるため、dp=15  $\mu$ 時の上限DF=100を妥当な値とし、下式を作る。

$$DF = 1.0 + 0.1 \left( \frac{dp-5}{5} \right)^{0.95}$$

この式を、粒子の経時プロセスで積分すると、4時間でDF = 10となる。自然沈着の中  
の空中粒子の経過は、4時間以降で重要であるため、平均値としてDF = 5.5 とする。  
この値は、Re > 2100の場合のAnnular gapの通過の粒子の全てに適用する。CSEデ  
ータ等によれば、通過粒子量の90%は10 $\mu$ 以上であり、平均13.5 $\mu$ でもDF = 21のため、  
DF = 5.5 は安全サイドの値となる。

2) ヨウ素の沈着率

I<sub>2</sub>物質輸送係数は、壁面温度と空気温度の差 $\Delta T_w$ の1/3~1/4乗に比例する。

原子炉建屋の $\Delta T_w$ を評価できるだけの情報は殆ど得られておらず、自然沈着率の最  
小値を与えるよう、 $\Delta T_w = 0.1$ が使われている。これは、自然沈着率にして、I<sub>2</sub>に  
ついて $\lambda = 0.5 \text{ hr}^{-1}$ となる。これは、気体に比べて5倍の値である。

3. データの根拠

Walkerの引用している粒子のDF値は本文献に記載有り

## 4. 備 考

- 1) 微粉状FPの放出時DFについては、  
Sehmel, G. A., "Particle Eddy Diffusivities and Deposition Velocities For Isothermal Flow and Smooth Surfaces", Aerosol Science 4, p 125-139 (1973).  
の文献が実験データを与えており、本文献では実験方法等には言及していない。
- 2)  $I_2$  の沈着率については、壁面温度と空気温度の差  $\Delta T_w = 0.1F$  より  $\lambda = 0.5hr^{-1}$  が算出されているが、
  - ①  $\Delta T_w$  より  $\lambda$  を算出する方法
  - ② 自然沈着率  $\lambda$  を最少値とするよう  $\Delta T_w = 0.1$  とした計算方法については不詳である。粒子及び  $I_2$  のいずれについても、追加調査が必要である。

Miscellaneous Release Factors  
Pool Decontamination

文献104. WASH-1400(Draft), Reactor Safety Study-An Assessment of Accidental Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, Appendix VII USAEC (August, 1974).

データ 表 2.3(5) 参照

Gas	DF=1.0
CH <sub>3</sub> I	DF=1.0
I <sub>2</sub>	DF=100
Solids	DF=100

## 1. 目的

本文献は商用の大型軽水炉の事故時のFP放出量について、事故の規模及び経過時間に応じて計算できるような手法を紹介したものである。

## 2. 内容

Diffey, Rumary他による、I<sub>2</sub>, CH<sub>3</sub>I, 0.06μ粒子の蒸気・空気混合体のプール除染のデータがあり、代表値としてI<sub>2</sub>のDF=100, CH<sub>3</sub>IのDF=2, 0.06μ粒子のDF=50~100となっている。ここでは、下記の値を使う。

Gas	DF=1.0
CH <sub>3</sub> I	DF=1.0
I <sub>2</sub>	DF=100
粒子	DF=100

## 3. データの根拠

Walker引用データは、本文献中に記載あり。

## 4. 備考

本文献では各DFデータの実験方法等に言及していない。追加調査が必要。

Diffey, H. R., Rumary, C. H., M. J. S. Smith and R. A. Stinchcombe (AERE, Harwell, England), "Iodine Cleanup in a Steam Suppression System," CONF-650407 (Vol. 2), International Symposium on Fission Product Release and Transport Under Accident Conditions, Oak Ridge, Tennessee, P 776-804 (April, 1965).

Miscellaneous Release Factors  
Pool Decontamination

文献107. Regulatory Guide 1.25, Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Fuel Handling Accident in the Fuel Handling and Storage Facility for Boiling and Pressurized Water Reactors, Safety Guide 25 (March 23, 1972).

データ 表 2.3(5) 参照

Gas	DF=1.0
CH <sub>3</sub> I	DF=1.0
I <sub>2</sub>	DF=133

## 1. 内容

- ① ガス  
「希ガスのプールでの捕集は無視される。即ち、DF=1.0である。」
- ② ヨウ素  
「無機ヨウ素と有機ヨウ素のプール除染係数は各々133と1である。これは全体の実効除染係数として100となる。無機ヨウ素と有機ヨウ素のDFの違いは、プール上部でのヨウ素組成が無機75%、有機25%であることによる。」

## 2. データの根拠

Walker引用の値は3ヶとも記載有り。

## 3. 備考

各DF値の根拠が全くない。Walker引用文献以外の文献について追加調査が必要である

Miscellaneous Release Factors  
Plateout

文献116. Staff of the Oak Ridge National Laboratory, "Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities", USAEC Report ORNL-4451 (July 1970).

データ 表 2.3(5) 参照  
Particulate  $\lambda = 0.693 \text{min}^{-1}$

1. 目的  
放射性核種の環境への移行及び公衆に対する被曝線量についての計算及び考察を行ったものである。
2. データの根拠  
Walkerの引用している沈着係数  $\lambda = 0.693 \text{min}^{-1}$  については記載なし。
3. 備考  
粒子の沈着率については、Walkerの引用している文献は本文献のみであり、その文献に記載が無いため、今のところデータが皆無である。追加調査はWalker引用文献以外から行う必要があり、それを出てこなければ、実験を行う必要がある。

Miscellaneous Release Factors  
Resuspension

文献124. Healy, J.W., "A Proposed Interim Standard for Plutonium in Soils", LA-5483-MS, LASL, Los Alamos, N.M. (January 1974).

データ 表2.3(5)参照  
Outdoors  $10^{-6}m^{-1}$

## 1. 目的

人体の健康に対するPuの影響についての現状の基準について、データ分析して検討したもの。この検討をもとに地中Pu濃度の上限値を提案する。

## 2. 内容

屋外静的条件における再浮遊係数の代表値 $10^{-6}m^{-1}$ 、屋外動的条件下で $10^{-5}m^{-1}$ という数値がK. Stewartにより提出されている。Mishimaの文献調査によると、外乱なしで $8 \times 10^{-10} \sim 3 \times 10^{-4}m^{-1}$ 、道路や歩道などで $1.5 \times 10^{-6} \sim 5 \times 10^{-4}m^{-1}$ 、となっている。その他Y<sup>91</sup>の実験や、Langham, Kathern等からの数値が提出されている。

再浮遊係数は、地中Pu定量方法、サンプル採取位置、サンプリング時間、風速、地中Pu深さなどに影響される。

しかし、K. Stewartの $10^{-6}m^{-1}$ （屋外静止条件）を使えば、たとえ動的条件下でも一般に動的条件下は長続きしないこと、長続きすれば当該物質が少なくなること、などから、上記の不確定要因を包含する値と考えられる。

## 3. データの根拠

屋外 $10^{-6}m^{-1}$ は本文献著者の推奨値となっている。

## 4. 備考

データの性質は文献27と同様であり、調査表の文献27を参照のこと。

## 2.9 Impact Stress - Airborne Fraction (Iグループ)

Walker 報告書には、衝撃による微分（エアボーン）の生成率としてガラス固化体及び煅焼体に関して得られた測定値の範囲、及び使用例のデータが表 2.9.1 に示すように記載されている。但し、これらのデータに関して Walker は推奨値を示していない。

ここでは、Walker がこれらのデータを導出するにあたり調査・引用した文献である文献No38 及びNo 120 について調査した。また、最近国内で公開された報告書として文献 I - 1 について調査し、さらに AAH の参考文献 I - 2 も関連して調査した。Walker は Smith & Ross の文献No38 と Cohen らの文献No120 を引用しているが、元になった実験は Smith & Ross が行った実験である。

原研の文献 I - 1 では、主としてガラスの破壊による浸出率への影響（全表面積増大）に着目した実験が報告されており、粒径に対する生成割合が  $70\mu\text{m}$  までのデータしか収載されていない。Smith & Ross が、実験に基づいて  $10\mu\text{m}$  未満のガラス粒粉の生成割合（wt%）に関するデータを最適推定値、楽観値及び悲観値の 3 種類に分けて示したグラフに、原研文献 I - 1 で報告されている  $70\mu\text{m}$  未満のガラス粒子の生成割合、及び Smith & Ross の文献で  $70\mu\text{m}$  未満のガラス粒子の生成割合として報告された値を同時にプロットして比較したものを図 2.9.1 に示す。この図を見ると、粒径の違い（ $10\mu\text{m}$  と  $70\mu\text{m}$ ）による粒子生成割合の相違は明らかであるが、同一の粒径範囲； $70\mu\text{m}$  未満で比較するとそれぞれのデータ間に大きな差は認められない。

AAH では、衝撃によるガラスあるいはセラミックなど脆い固体物質の破碎の評価に用いるデータとして文献 I - 2 を引用しており、ここでもこれを調査した。Jardin らの文献 I - 2 では、実験データが衝撃エネルギー密度により整理して示されており、Smith & Ross の文献No38 における実験データ整理方法と異なっているので、データ相互間の比較は直接には行えない。

AAH では、液体の落下衝撃によるエアロゾル生成について評価しており、これに関連して文献 I - 3 を引用している。ここでは、ガラス状物質の破碎データとは別に参考データとして文献 I - 3 を調査した。

以上、調査した内容をまとめると次のようになる。

- ガラス固化体の衝撃による破壊事象を安全評価で取りあげ環境への影響を評価する場合には、 $10\mu\text{m}$  未満のガラス粒子の生成割合、これら粒子の換気系への移行率のデータが必要になる。
- ガラス粒子の生成割合については Smith & Ross の実験が適用可能であり、移行率については  $\text{UO}_2$  粉末、 $\text{PuO}_2$  粉末等粉末について得られている移行率が適用可能と考えられる。
- 原研の実験では、破損事象時の環境への影響を評価する上で必要な  $10\mu\text{m}$  の粒子の生成割合が得られていないので、確認の意味では、国内で実験しておくことが望ましい。



表 2.9.1 衝撃による微分生成率データ

パラメータ	測定範囲	使用例	推奨値
(a) Vitrified Material (Solid) Impact velocity= 40m/s	$4 \times 10^{-4}$ - $3 \times 10^{-3}$ (2)	$5 \times 10^{-3}$ - $2 \times 10^{-2}$ (3)	NR (5)
Impact velocity= 40m/s (1)	$2 \times 10^{-5}$ - $3 \times 10^{-4}$ (2)	$5 \times 10^{-5}$ - $3 \times 10^{-3}$ (3)	NR
(b) Calcined Material (Powder) Impact velocity= 40m/s	—	0.25 (4)	NR

## 本調査注

- (1) 20m/s の誤り
- (2) 20 $\mu$  未満微粉の生成率 (fraction)
- (3) 10 $\mu$  未満微粉の生成率 (w/o)
- (4) 根拠不明
- (5) NON RECOMMEND

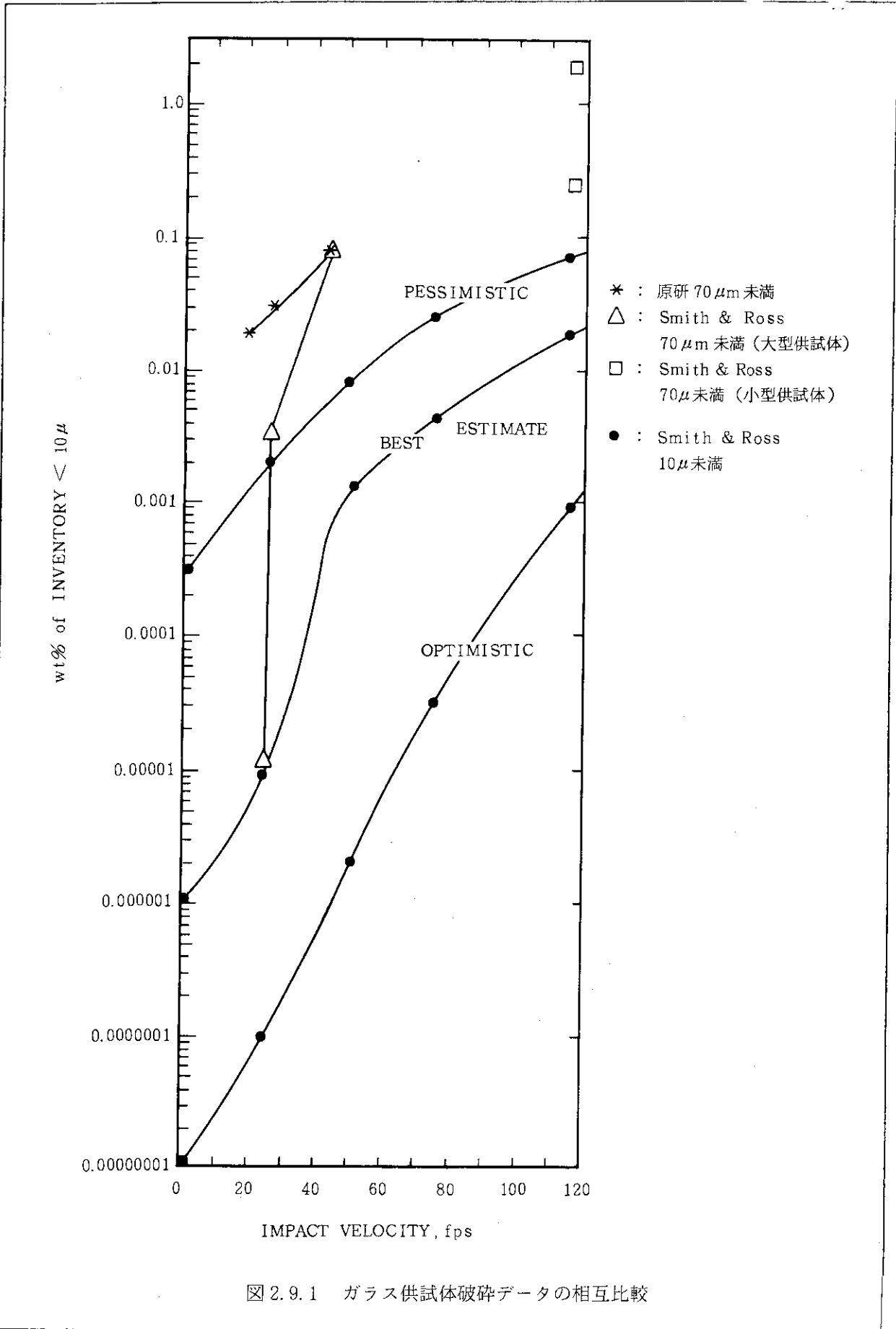


図 2.9.1 ガラス供試体破砕データの相互比較

Impact Stress  
Vitrified Waste

文献38. Smith, T.H. and Ross, W.A., "Impact Testing of Vitreous Simulated High Level Waste in Canisters", BNWL-1903, Pacific Northwest Laboratories, Richland, Wash. (May 1975).

データ 表 2.2(10) & 表 2.3(5) 参照

微粉生成率 (20 $\mu$ 未満) w/o	微粉生成率 (10 $\mu$ 未満) w/o	条 件
0.04-0.25	$2 \times 10^{-2}$	V=117fps=38.4 m/s
0.002-0.03	$3 \times 10^{-3}$	V=66fps=21.7 m/s
0.0005-0.01	$1 \times 10^{-3}$	V=44fps=14.4 m/s
0.00000003-0.007	-	V=25fps
0.00000001-0.0003	-	V=0

1. 目的

衝撃によりガラス固化体から発生する微粉末量を評価する。  
(その他、ガラス固化体の表面積増加、容器の衝撃抵抗、変形の評価も含まれる。)

2. 実験方法

模擬ガラスを注入した大型供試体 (1/2 スケール) と小型供試体 (1/6 スケール) を用いた。(容器の実寸法は12.75 in. OD $\times$ 10ftH)

大型供試体は、10ft及び30ftの高さから、試験台上へ、底部コーナーから、自由落下させる。衝撃速度はそれぞれ、25fps 及び44fps である。又、40 in の高さから、横向きに3 in diaの鋼製突起物上に自由落下させる。この場合の衝撃速度は15fps である。小型供試体は、75 lb の花崗岩ブロックを取付けた回転アームで、底部縁に打撃を加える。衝撃速度は25, 44, 66, 117fpsに変えた。

破砕片の粒度分布測定には、Standard Tyler Sieve, #12(1700 $\mu$ ), #20(841 $\mu$ ), #70(210 $\mu$ ), #100(149 $\mu$ ), #200(74 $\mu$ ) 及びAllen-Bradley Sonic Siffler (120 $\mu$ , 149 $\mu$ , 74 $\mu$ , 37 $\mu$ , 20 $\mu$ , 10 $\mu$ , 5 $\mu$ ) を用いた。

3. 実験結果

大型供試体の微粉の粒径分布をFig. 36, 小型供試体の粒径分布をFig. 37に示す。

4. データの根拠

20 $\mu$ 未満微粉の生成率をFig. 38に示す。Walkerの 報告書記載 のデータは、Fig. 38の上  
限値, 下限値を採用していると考えられる。

10 $\mu$ 未満微粉の生成率をFig. 39に示す。Walkerの 報告書記載 のデータは、Fig. 39の◎  
印で示したデータを採用していると考えられる。

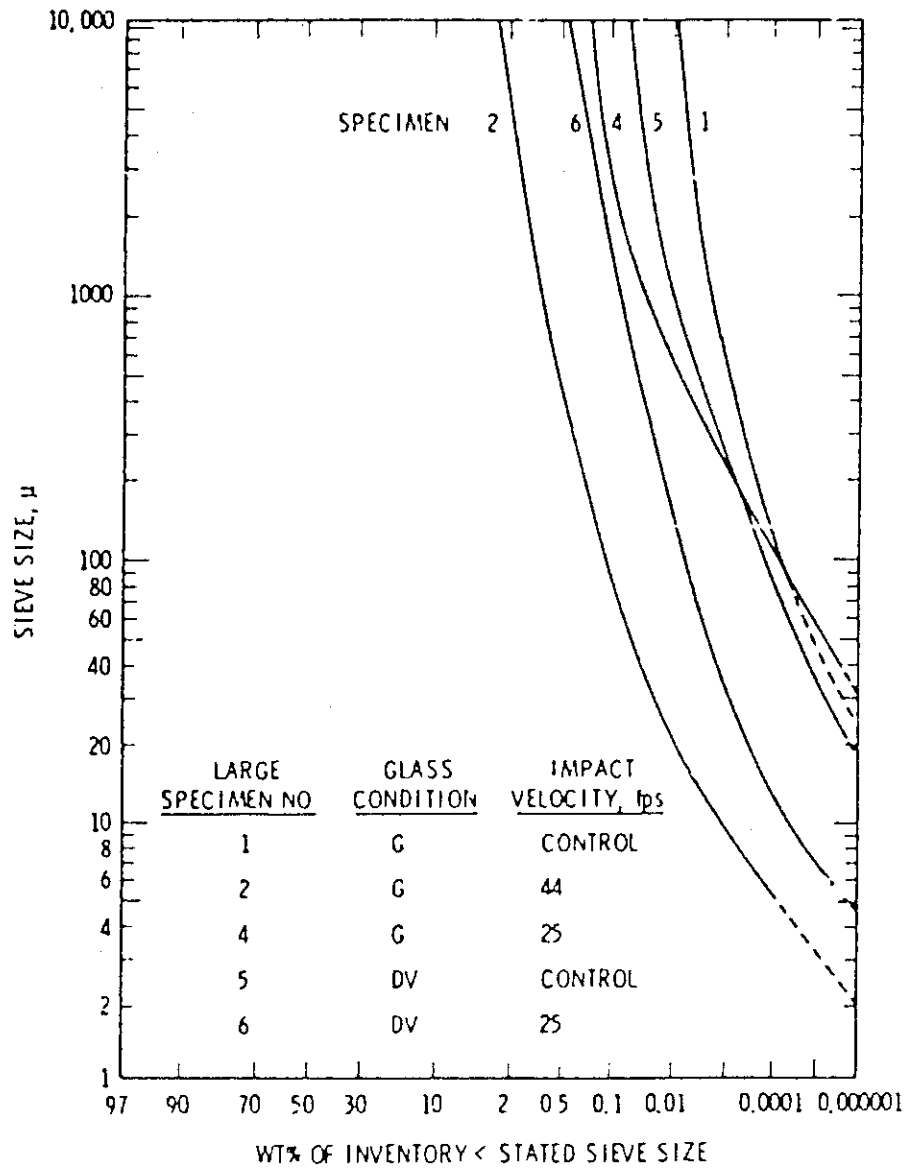
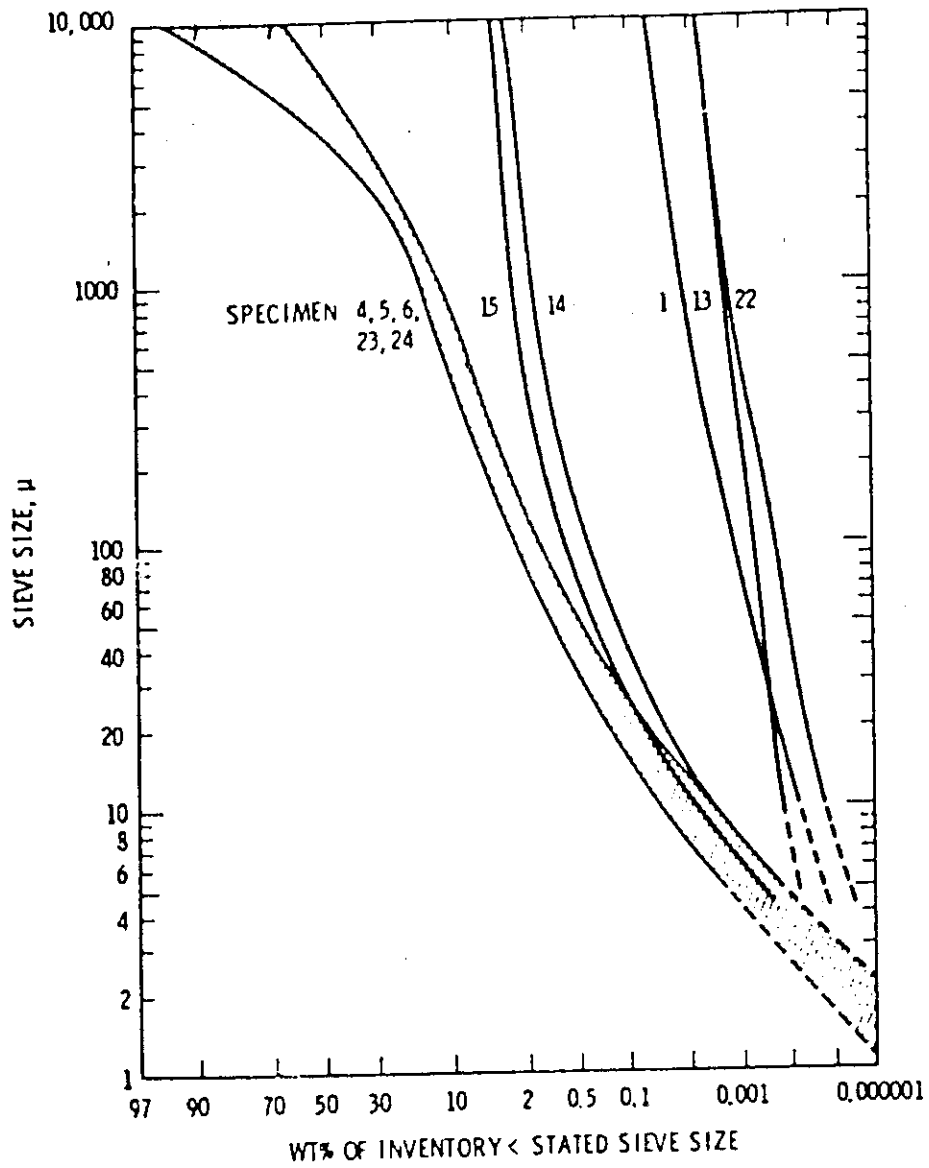


FIGURE 36. Particle Size Distributions for Large Specimens

(大型供試体ガラス破片粒度分布)



**FIGURE 37.** Particle Size Distributions for Small Specimens (Controls and 117 fps Specimens Only)  
 (小型供試体ガラス破片粒度分布)

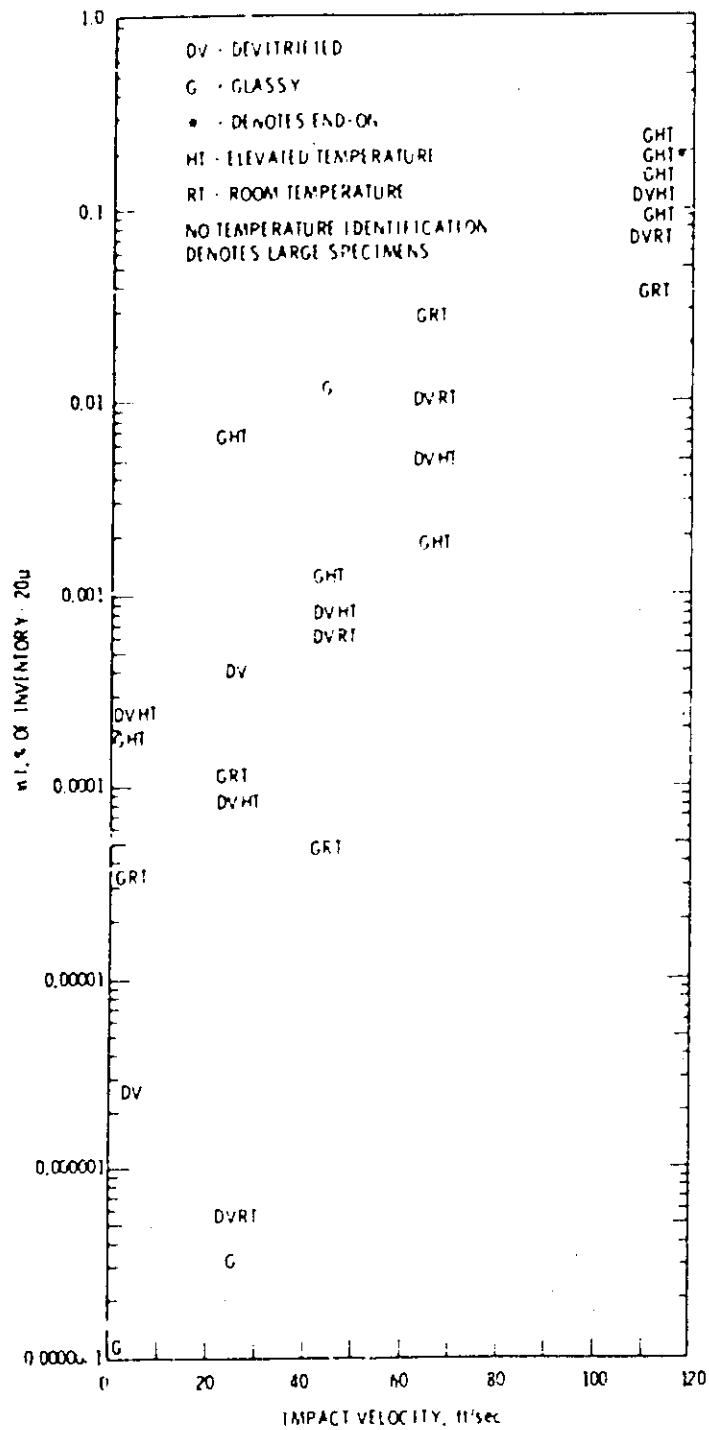
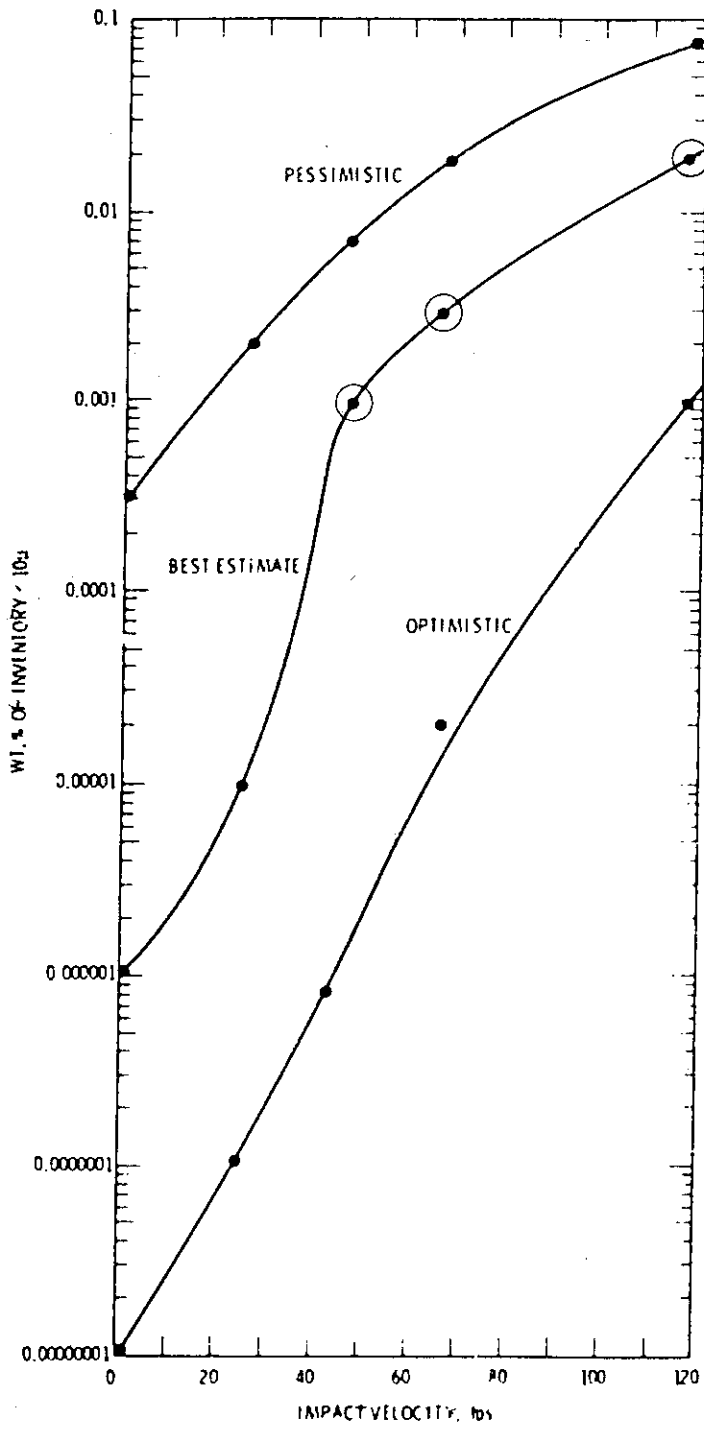


FIGURE 38. Magnitude of Sub-20 μ Fraction for Both Large and Small Specimens

(20 μ 未満粒子の割合)



**FIGURE 39.** Prediction Curves for Sub-10  $\mu$  Fines Generation  
 (10  $\mu$  未満の粒粉生成率)

Impact Stress  
Glass, Calcine Material

文献120. NUREG-0277, J. J. Cohen, et al., "Determination of Performance Criteria for High Level Solidified Nuclear Waste", LLL for USNRC (July 1977) p 53-54.

データ	表 2.3(5) 参照 微粉生成率/放出率	条 件
Glass	$5 \times 10^{-3}$ w/o $5 \times 10^{-5}$ w/o	$v = 40\text{m/s}$ $v = 20\text{m/s}$
Calcine Material	25 w/o 25 w/o 50 w/o	$v = 40\text{m/s}$ 加熱, 腐食, 強風 加熱, 水蒸気, 強風

1. 目 的

高レベル固化体の取扱い(含処分)に伴う環境への影響を減ずるための固化体の性能基準を明確にし、勧告する。

2. データの根拠

文献中の下記の記述からデータを採取している。

involved. The best approach appears to be a judgment based on the data of Smith (1975). For glass, it appears that  $5 \times 10^{-5}$  weight percent of the glass could be released as particles less than 10 micrometers in diameter for a bare canister impact on a hard surface at 20 meters per second, and  $5 \times 10^{-3}$  weight percent at 40 meters per second.

For GCLM the fractions will be lower, because the fractured material will be largely confined inside the lead, which will deform plastically on impact.

For spray calcine, half the material is already below 10 micrometers in diameter. Thus, it is more vulnerable to this mechanism. In this case, as much as 25 weight percent of the calcine might be released for a bare canister impact at 40 meters per second. Overheating and corroding through the canister could subject about 25 weight percent of the calcine material to respirable dispersal if a sufficiently strong wind were present. However, this would be decreased by the fact that much of the calcine would have melted together into a sticky mass in the event of such temperatures.

If a spray calcine-containing canister corroded through in water



storage, it is unlikely that airborne dispersion would occur, unless the water evaporated and a wind came up. In this case, 50 weight percent of the material could be dispersed as respirable particles.

### 3. 備考

Walkerは、Glass に対して同じSmith の文献を直接引用して、

$$v=38.4 \text{ m/s} \quad \text{---} \quad 2 \times 10^{-2} \text{ w/o}$$

$$v=21.7 \text{ m/s} \quad \text{---} \quad 3 \times 10^{-3} \text{ w/o}$$

というデータを与えているが、ここではSmith の文献を引用してCohen のデータとして

$$v=40 \text{ m/s} \quad \text{---} \quad 5 \times 10^{-3} \text{ w/o}$$

$$v=20 \text{ m/s} \quad \text{---} \quad 5 \times 10^{-5} \text{ w/o}$$

を与えている。

Calcine Materialに対する根拠については、何の記述もない。

文献 I - 「模擬高レベル廃棄物ガラス固化体の安全性試験 (III) (固化体衝撃試験)」  
JAERI-M 9191 (1980)

データ (1) 衝撃エネルギーが大きくなるに従って、ガラス固化体から生成する微細試料片の量が多くなった。  
(2) 落下衝撃による増加表面積と衝撃エネルギー ( $< 4.65 \text{ kg} \cdot \text{m}$ ) との間には直線関係が見られ、単位衝撃エネルギー当たりの増加表面積は  $6.2 \times 10^{-2} \text{ m}^2/\text{kg} \cdot \text{m}$  であった。  
(3)  $100^\circ\text{C}$ 、1 hrの煮沸法によるガラス固化体の浸出量と表面積の間において、破壊の小さい領域では比例関係が見られ、浸出率は、Cs について  $6.7 \times 10^{-3} \text{ g-glass/cm}^2 \cdot \text{day}$ 、Na について  $4.7 \times 10^{-3} \text{ g-glass/cm}^2 \cdot \text{day}$  であった。衝撃による細かな試料片の生成が多くなる領域では、浸出量が表面積増加量に比べて相対的に少なくなる傾向があった。

### 1. 目的

ガラス固化体の衝撃破壊特性、表面積増加と浸出量の関係を明らかにする。

### 2. 実験方法

- (1) 直径 5 cm, 高さ 2.5 cm, 5 cm, 10 cm の 3 種類の裸のガラス固化体を落下試験装置 (Fig. 1) 内で落下させる。落下高さは 9 m まで可変、落下姿勢は水平から垂直までの間を 6 等分した 7 種類。
- (2) 落下により生じた破片はふるいにより分級。
- (3) 破片の表面積は粒径に応じ、表面を覆った紙の重量と比表面積から求める方法、寸法測定 (マイクロメータ, 画像拡大) から求める方法、BET法を用いた。
- (4) 浸出試験は、 $100^\circ\text{C}$ 、1 hr 保持のバッチ法で行い、イオン交換水を用い、Cs と Na の浸出量を測定した。

### 3. 実験結果

- (1) 破砕片の粒径分布
  - ・高さ 2.5 cm の試料の粒径分布 … Fig. 5
  - ・高さ 5 cm の試料の粒径分布 … Fig. 6
  - ・高さ 10 cm の試料の粒径分布 … Fig. 7
  - ・粒径とその粒径以下の破片の重量割合 … Fig. 8  
(10 cm の試料)
- (2) 表面積の増加
  - ・落下高さと破片の表面積 … Fig. 10
  - ・衝撃エネルギーと増加表面積 … Fig. 11

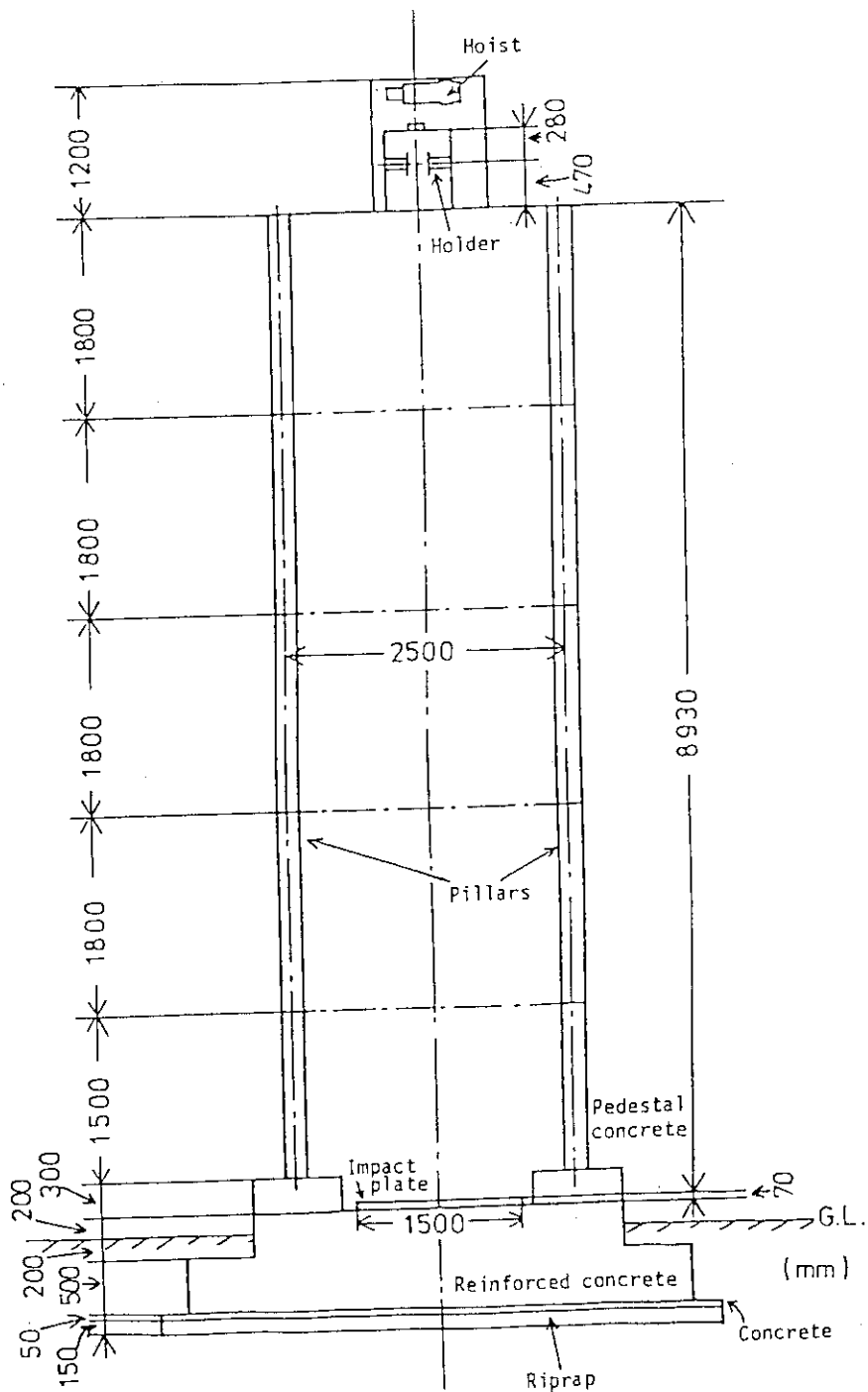


Fig.1 Drop impact testing equipment

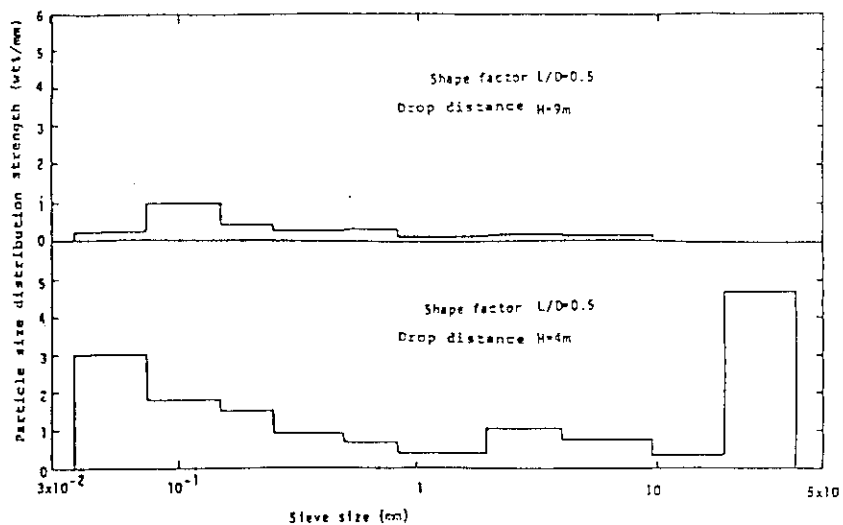


Fig.5 Particle size distribution of broken sample

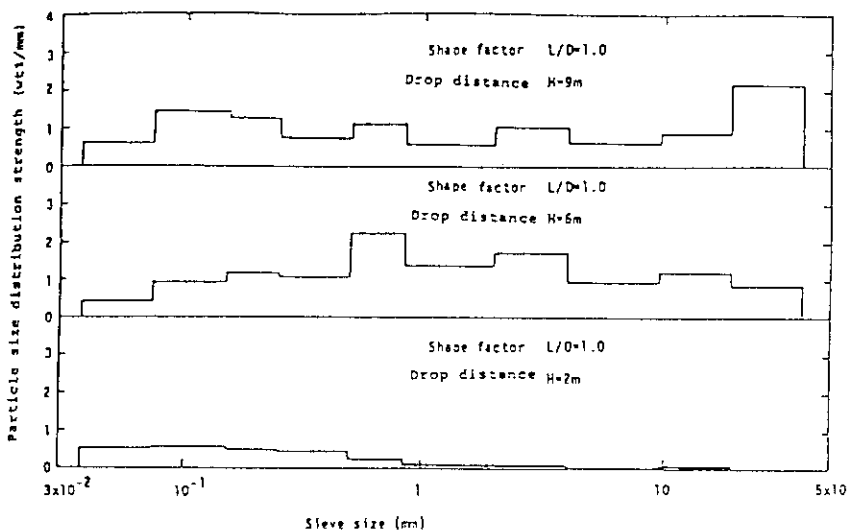


Fig.6 Particle size distribution of broken sample

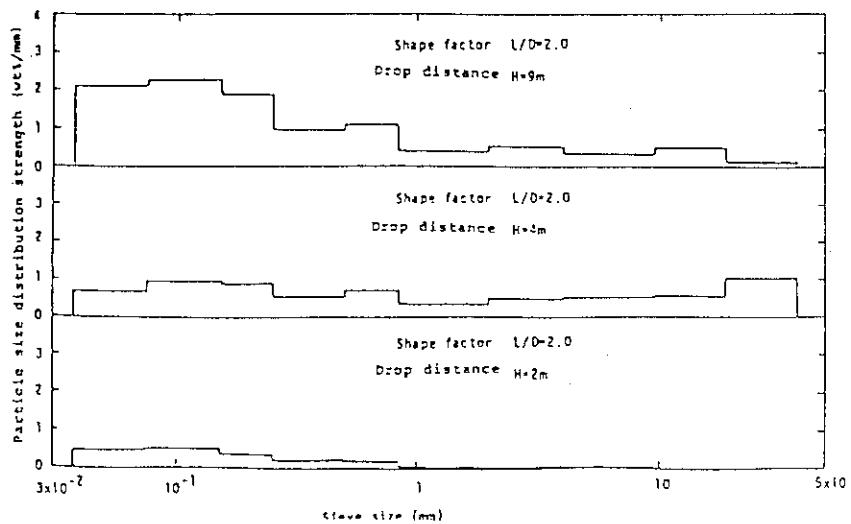


Fig.7 Particle size distribution of broken sample

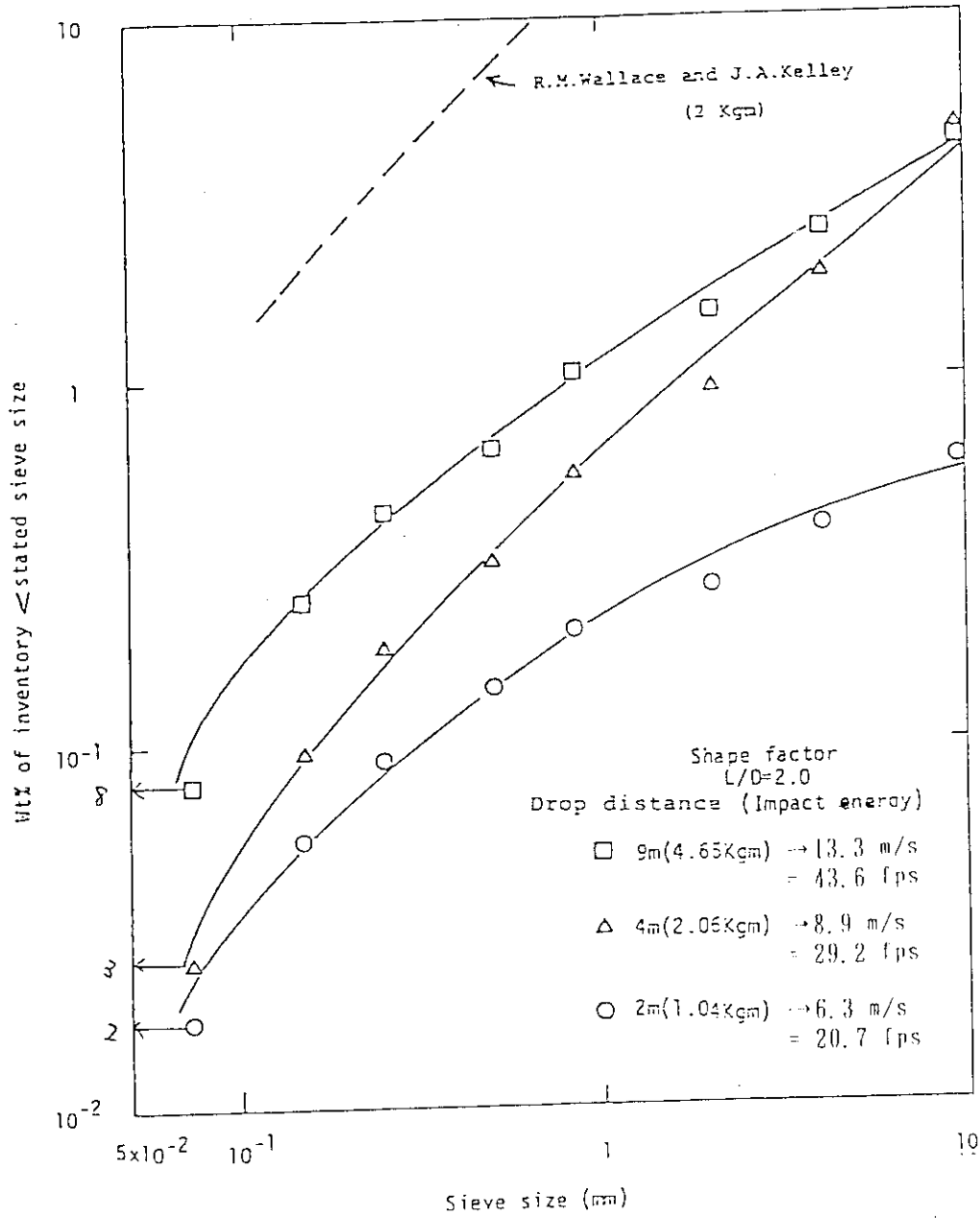


Fig.8 Wt% of inventory <stated sieve size vs. sieve size

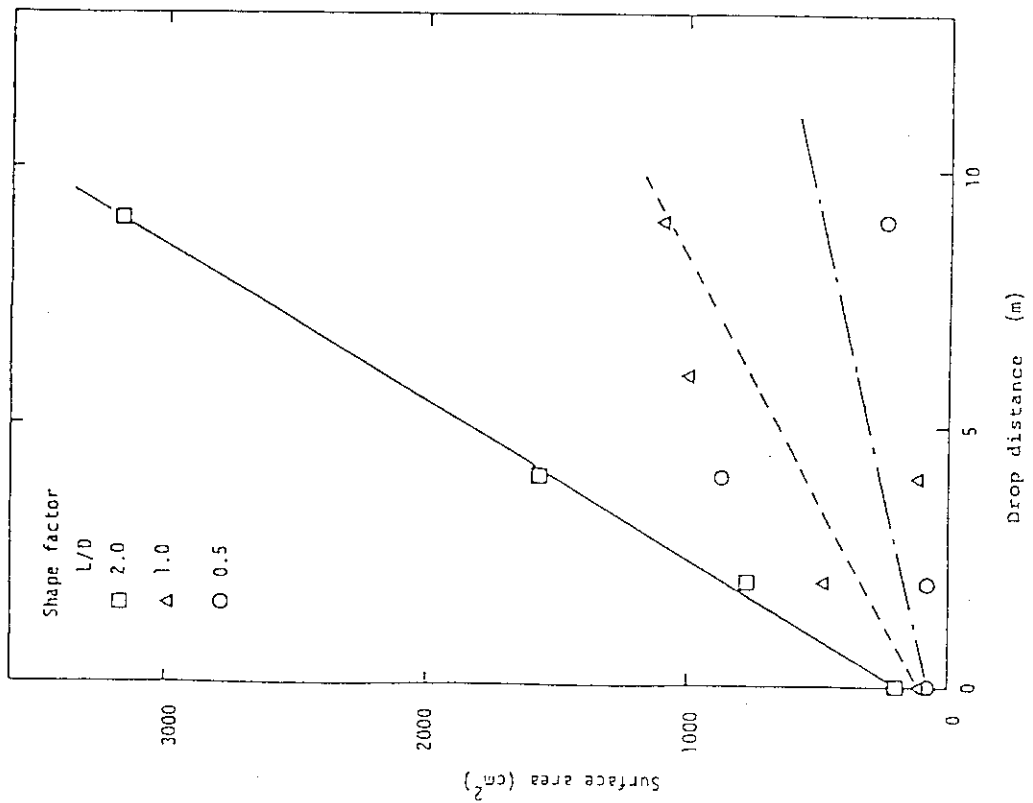


Fig.10 Surface area vs. drop distance

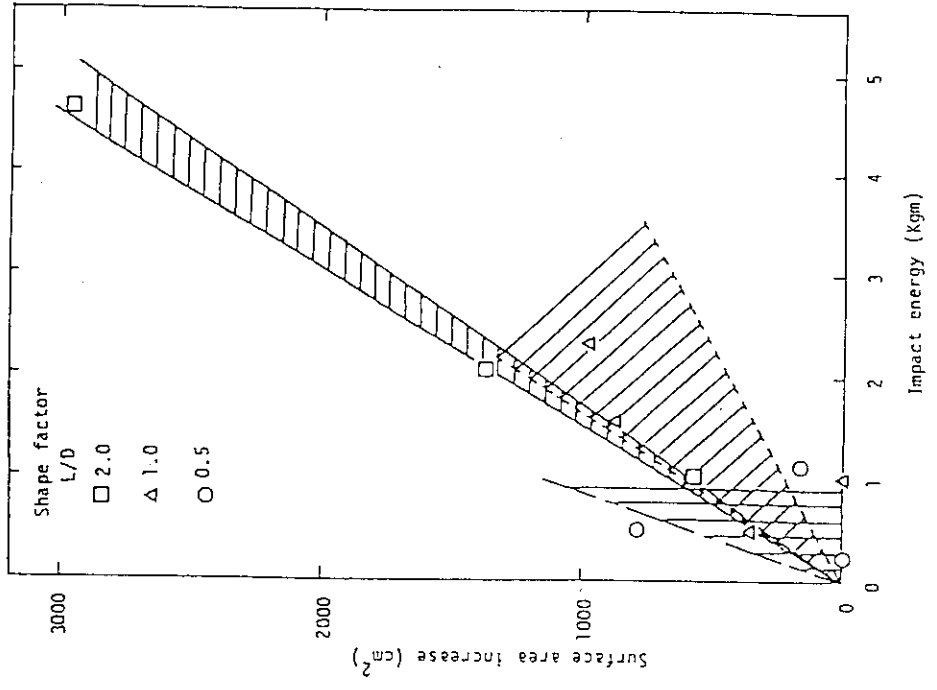
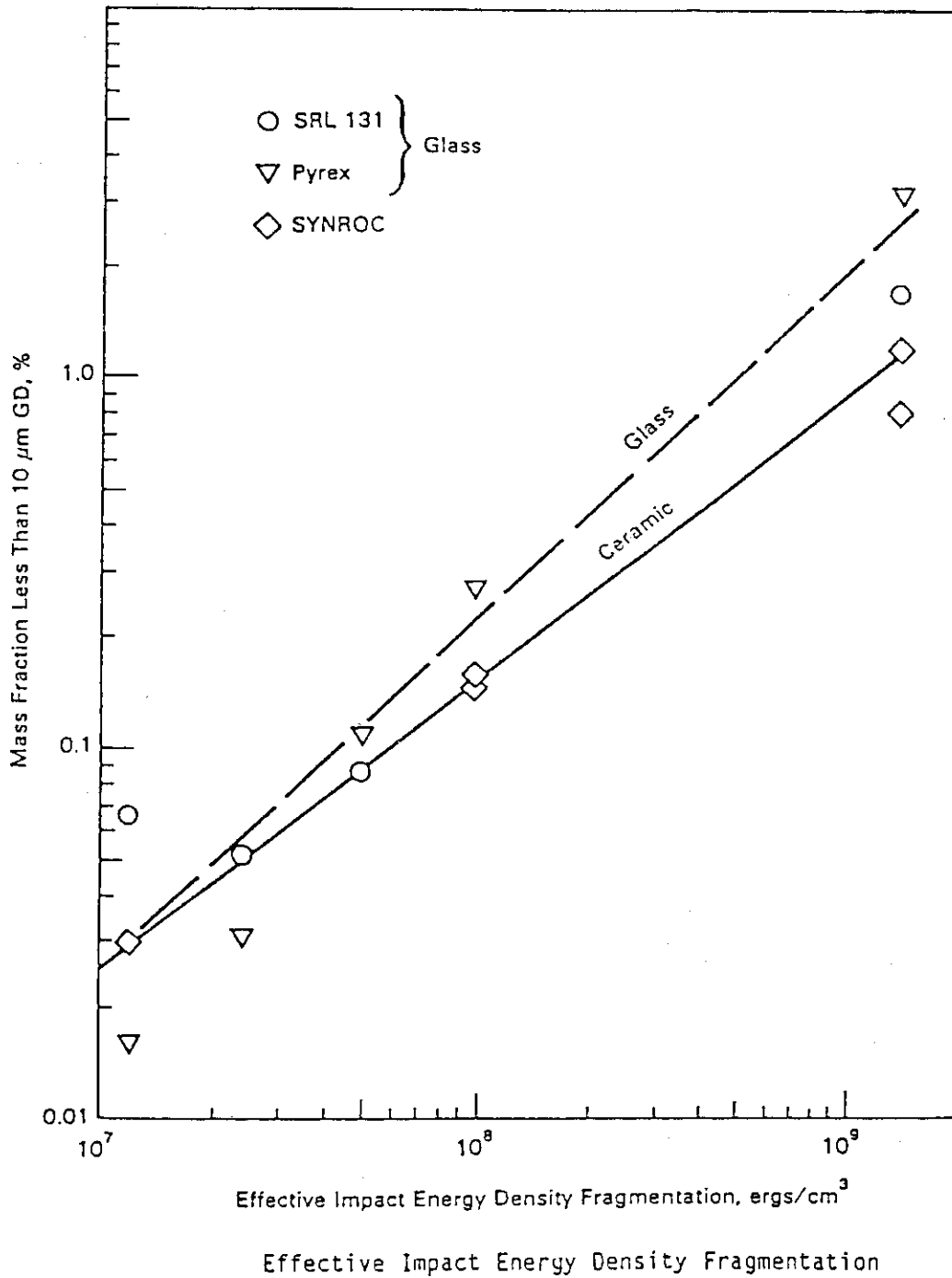


Fig.11 Surface area increase vs. impact energy

文献 L. J. Jardine, W. J. Mecham, G. T. Reedy, and M. J. Steindler, "FINAL REPORT OF I-2 EXPERIMENTAL LABORATORY-SCALE BRITTLE FRACTURE STUDIES OF GLASS AND CERAMICS", ANL-82-39 (October, 1982).

データ AAH参照



AAHでは、衝撃によるもろい固体の破碎の評価に用いるデータとして、Jardineの実験から、衝撃エネルギーと微粉(10 $\mu$ m未満)の生成率の関係を前述の図のように整理している。

AAHでは、龍巻により屋根のパネルがUO<sub>2</sub>ペレット上に落下するというサンプル問題の解析に使用している。

### 1. 目的

放射性廃棄物が事故による衝撃を受けたときの形態への影響評価に適用するために、衝撃時の影響を特徴づける主要な因子である。以下の項目について評価する。

- (1) 破片の粒径分布
- (2) 試験体の表面積の増加

### 2. 実験方法

#### (1) 試験体

本研究では、5種類のホウケイ酸ガラスと、シンロックを含む3種類のセラミック、それにコンクリートを試験体として用いた。試験体のサイズは種類により多少異なるが約25mm径×25mm高さの円柱形状である。

試験体の種類とその組成をTable-1に示す。

#### (2) 衝撃試験と装置

試験装置をFig.1に示す。1個の試験体を2つの強化スチール板の間におき、所定の高さから通常9.9kgのおもりを上部の強化スチール板上に落下させ、衝撃を与える。落下高さは、単位体積あたりの衝撃エネルギーが、0.2~150 J/cm<sup>2</sup>となるように設定した。但し、ほとんどのケースは1~10 J/cm<sup>2</sup>の範囲で行った。

粒径分布の測定は、衝撃後、インパクトチャンバー内に水を入れ、スラリーとして捕集して行った。手順をFig-4に示す。90 $\mu$ mのウェットシープを通過した破片は、粒子体積の関数として、粒子数を測定する。Coulter Counterでさらに4~90 $\mu$ mを16領域に分割して、粒径分布を調べた。測定された粒子体積は、自動的に等価な球径に転換される。また、破片密度が同じであると仮定することにより、破片粒径の関数としての体積分布は、質量分布と等価になる。

一方、90 $\mu$ m以上の部分は、真空乾燥後、フィルターで分別して、各領域の重量計測を行った。

表面積の測定は、BETガス吸収法を用いて行った。この場合には、インパクトチャンバーには水を入れずに、ブラシで捕集し、直接BET標準管に入れた。

### 3. 実験結果

衝撃試験から得られた破片の累積サイズデータを計算機を用いて回帰分析しlog normal分布でフィッティングした。この結果をFig 9に示す。またTable 6に断片粒子の平均径と標準偏差、及び吸入可能な(<10 $\mu$ m)粒子の割合を示す。衝撃エネルギー密度は10 J/cm<sup>2</sup>である。これにより試験に用いられた全ての物質の破片サイズは、log normal分布に従うことがわかった。また、SRL-131ガラスは、パイレックスなどに比較し吸入可能な粒子の割合が半分程度で約0.15wt%であった。

SRL-131ガラスとパイレックスの試験体について、さらに異なるエネルギー密度を用いて衝撃試験を行った。この結果をTable 7, Fig 13, Fig 14に示す。これより吸入可能な粒子の割合は、エネルギー密度に比例して増加し、質量平均径は逆比例して減少する。標準偏差はほぼ一定である。試験体のサイズについては法則性が確立されていないため、実規模の廃棄物に外挿して適用することは、現状では正当でない。

衝撃破片の表面積については、衝撃エネルギー密度の増加に伴い増加することがわかった。



また、粒径分布を測定するための方法については、90 $\mu$ m以下の衝撃破片のサンプルを5カ所の研究所に送り、5種類の方法で測定し比較した。その結果、粒径分布測定結果は測定法による依存性は問題にならないことがわかった。

4. データの根拠

Table 7 が根拠と考えられるが、Table 7 のデータと A A H のデータを読みとって比較すると、以下のようなになる。

衝撃エネルギー密度 (erg/cm <sup>2</sup> )	Table 7		A A H	
	S R L 131	Pyrex	S R L 131	Pyrex
1.5 $\times 10^9$	—	—	1.6	2.7
1.0 $\times 10^8$	0.16	0.27	—	0.27
5 $\times 10^7$	0.087	0.11	0.087	0.11
2.4 $\times 10^7$	0.031	0.052	0.052	0.031
1.2 $\times 10^7$	0.016	0.067	0.067	0.016

Table 7のデータから A A H のデータを作成する過程で、データの誤記等が生じたと考えられる。

5. 添付データ

Table 1. Nominal Compositions (in weight percent) of Alternative Waste Forms Used in Comparative Impact Study Tests.

Constituent	Glasses					Crystalline Ceramics			Concrete FUETAP
	SRL 131	High Silica	Simulated Alkoxide Waste	PNL 76-68	Pyrex	SYNROC B	SYNROC D	Tailored Ceramic	
SiO <sub>2</sub>	41.7	54.9	37	41	81	-	0.5	1.4	78 <sup>a</sup>
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	10.6	3.3	10	9.0	13	-	-	-	-
TiO <sub>2</sub>	0.7	-	-	3.0	-	59.4	18.7	2.0	-
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	3.0	8.0	22.6	0.6	2	6.5	19.9	52	1.8
Li <sub>2</sub> O	4.1	-	-	-	-	-	-	-	-
Na <sub>2</sub> O	13.3	2.0	14.5	11.3	4	-	3.4	4.6	1.3
Na <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>	0.4	-	0.1	-	-	-	0.6	0.4	0.2
Ca <sub>2</sub> O	-	0.1	0.1	1.1	-	-	0.3	-	-
MgO	1.4	-	-	0.1	-	-	-	-	-
CaO	1.0	0.6	0.9	2.2	1	15.2	4.7	0.8	0.3
SrO	-	0.1	0.1	0.4	-	-	0.4	-	0.2
BaO	-	-	-	0.3	-	8.0	1.4	-	-
ZrO	0.4	0.01	-	1.8	-	10.9	4.9	-	-
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	13.9	14.5	9.8	9.3	-	-	24.2	12.6	9.4
MnO <sub>2</sub>	3.7	4.3	2.3	0.06	-	-	7.5	10.4	2.6
NiO	1.6	1.9	1.1	0.2	-	-	3.1	1.8	1.2
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.4	-	-	4.1	-	-	-	7.2	-
CeO <sub>2</sub>	-	1.1	0.8	0.8	-	-	0.4	-	0.4
Cd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-	-	0.02	-	-	0.4	-	0.4
Nd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	0.4	0.3	1.3	-	-	0.4	-	-
Eu <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-	-	0.003	-	-	0.4	-	-
UO <sub>2</sub>	-	-	-	-	-	-	2.1	6	-
P <sub>2</sub> O <sub>5</sub>	-	5.0	-	0.7	-	-	-	-	-
Zeolite	2.7	-	-	-	-	-	-	7.3	1.6
Flyash <sup>c</sup>	-	-	-	-	-	-	-	-	32 <sup>c</sup>
Other	-	-	-	7	-	-	-	-	-
Waste Totals	27	30	30	33	0	0	64	83	20
Matrix Totals	73	70	70	67	100	100	36	15	80

<sup>a</sup>FUETAP used Octave sand as SiO<sub>2</sub>.

<sup>b</sup>Three wt % UO<sub>2</sub> was replaced with 3 wt % Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>.

<sup>c</sup>Includes flyash, 11%; cement, 22%; water, 18%; and water reducer, 1.25%.

Table 6. Summary of Results of Standardized Comparative Impact Tests<sup>a</sup> at Constant Input Energy Density of 10 J/cm<sup>3</sup>

Material	Source Laboratory	Size of Cylindrical Specimen Impacted		Total Input Energy, J	Particle-Size Distribution: Lognormal Parameters			Fracture Particles: Respirable Size Fraction, wt % <sup>b</sup>
		Dia, mm	Length, mm		Mass, g	Mean Diameter, Dg, mm	Standard Deviation, σ g	
<u>Classes</u>								
SRL 131 (1)	SRL	25.5	27	146	2.6 ± 0.4	6.4 ± 0.2	0.14 ± 0.02	
SRL 131 (2)	SRL	25.4	29.1	148	2.6 ± 0.2	6.6 ± 0.4	0.18 ± 0.05	
High silica	CU	28.1	28.9	178	3.7 ± 0.7	8.5 ± 0.3	0.29 ± 0.03	
Alkoxide	WEST	25.7	25.4	131	2.2 ± 0.6	7.0 ± 0.3	0.27 ± 0.05	
PNL 76-68	PNL	25.4	25.2	128	2.3 ± 0.3	6.5 ± 0.3	0.17 ± 0.04	
Pyrex	ANL	25.0	25.8	127	1.4 ± 0.2	6.0 ± 0.2	0.27 ± 0.03	
<u>Ceramics</u>								
SYNROC B	LLL	26.8	25.9	146	4.2 ± 0.8	7.6 ± 0.3	0.15 ± 0.02	
SYNROC D	LLL	25.4	27.3	138	4.7 ± 0.7	8.1 ± 0.3	0.16 ± 0.02	
SYNROC C ANL (1)	ANL	20.7	20.4	69	6.4 ± 2.4	8.2 ± 0.5	0.15 ± 0.03	
SYNROC C ANL (2)	ANL	20.7	19.9	67	10 ± 3	9.6 ± 0.9	0.13 ± 0.03	
Tailored	ROCK	26.8	18.2	102	13.7 ± 2.1	9.3 ± 0.3	0.06 ± 0.01	
<u>Concrete</u>								
FUETAP	ORNL	25.4	25.5	131	2.3 ± 0.3	7.9 ± 0.2	0.43 ± 0.04	

<sup>a</sup> A further description of materials and test conditions is given in the text.

<sup>b</sup> This is the cumulative weight percent (<10 μm in diameter) of the initial specimen mass.

Table 7. Variation of Fraction of Respirable Particles and Lognormal Parameters with Energy Density. Specimen Size:  $\sim 25\text{-mm}$  OD x 25 mm

Glass Material	Energy Density, $\text{J}/\text{cm}^3$	$D_g,$ $\mu\text{m}$	$\sigma_g$	Respirable Fraction ( $<10 \mu\text{m}$ ), wt %
SRL 131	10	$2.7 \pm 0.6$	$6.8 \pm 0.4$	$0.16 \pm 0.05$
	5	$5.4 \pm 1.7$	$6.1 \pm 0.4$	$0.087 \pm 0.018$
	2.4	$5.0 \pm 1.7$	$7.5 \pm 0.5$	$0.031 \pm 0.008$
	1.2	$9.5 \pm 2.5$	$6.7 \pm 0.4$	$0.016 \pm 0.004$
Pyrex	10	$1.7 \pm 0.5$	$6.3 \pm 0.4$	$0.27 \pm 0.04$
	5	$3.4 \pm 0.7$	$6.7 \pm 0.4$	$0.11 \pm 0.02$
	2.4	$6.9 \pm 1.4$	$7.3 \pm 0.5$	$0.052 \pm 0.007$
	1.2	$11.0 \pm 3.0$	$8.7 \pm 0.5$	$0.067 \pm 0.010$

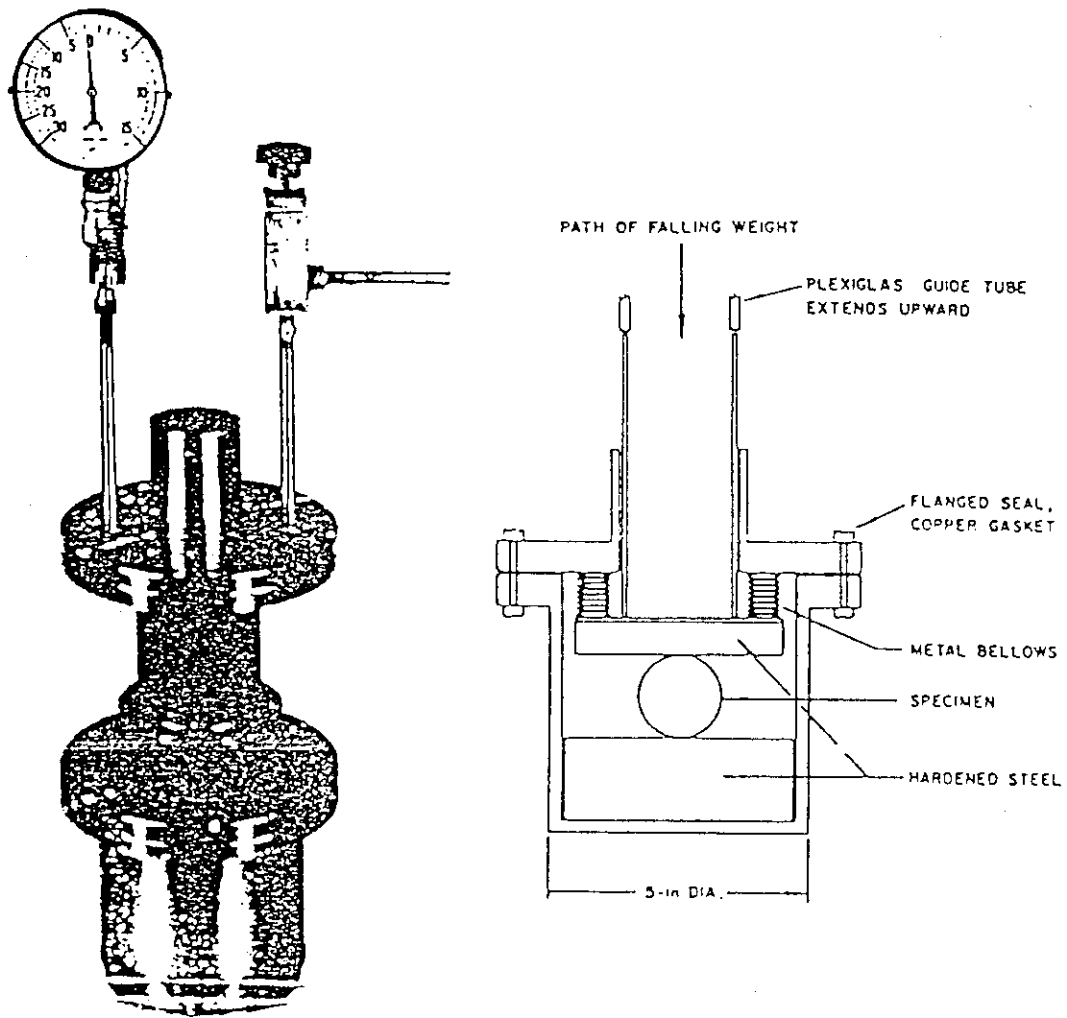


Fig. 1. Bellows Chamber for Impacting Brittle Specimens.  
AVL Neg. No. 308-81-39

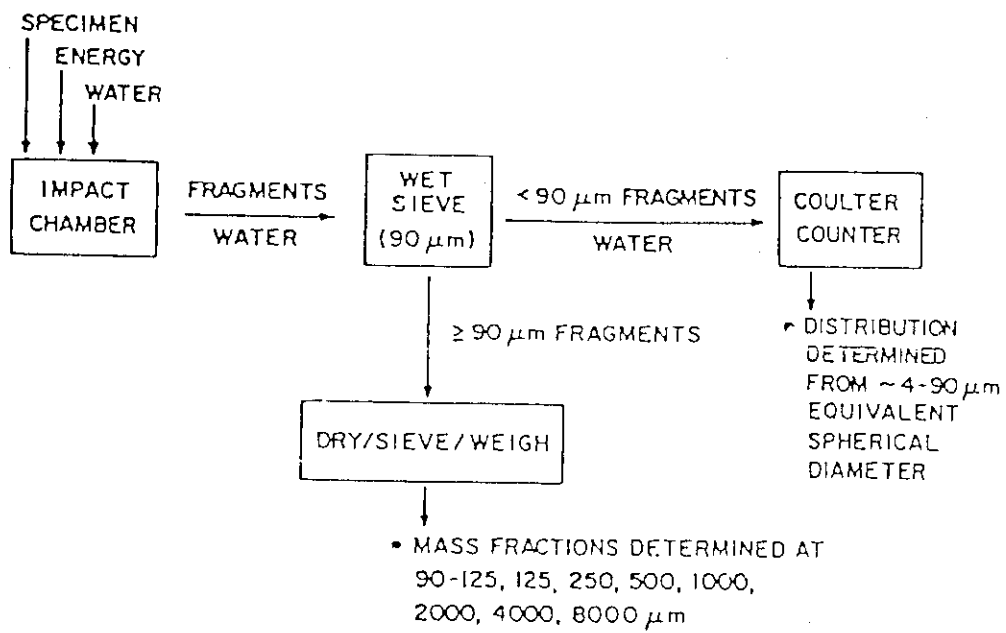


Fig. 4. Procedure Used to Characterize the Fragments Generated in the Impact Tests

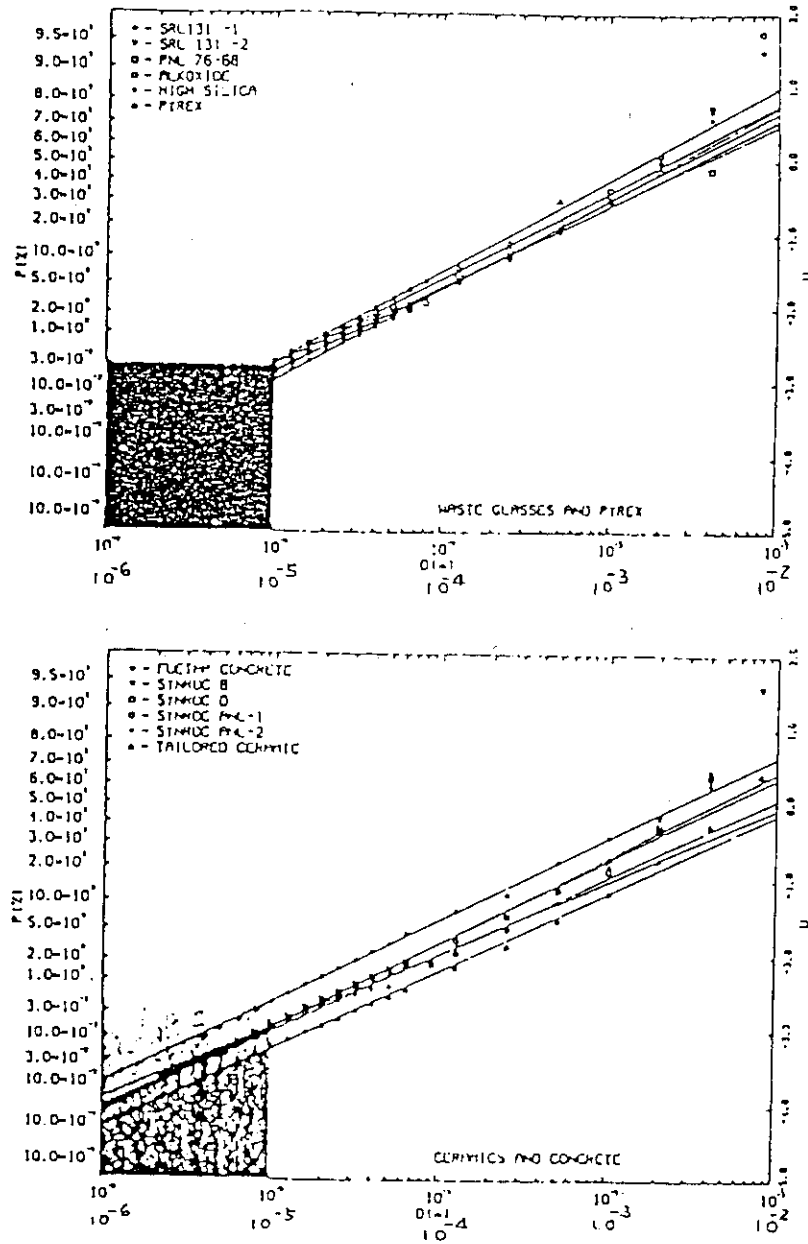


Fig. 9. Computer Regression Analysis Plots of  $P(X)$ , the Cumulative Lognormal Mass Distributions (in mass percent of initial specimen mass) of Fragments vs  $D(m)$ , the Measured Fragment Diameters from  $10 \text{ J/cm}^3$  Impact Tests of (1) Glasses (Upper Plot) and (2) Crystalline Ceramic and Concrete Simulated Waste Forms (Lower Plot). The shaded areas correspond to potentially respirable particles (i.e.,  $<10 \mu\text{m}$ ).

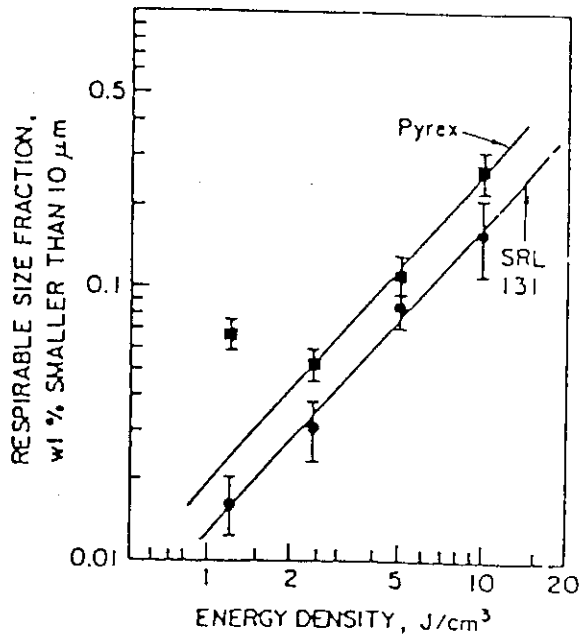


Fig. 13.

Plot of Respirable Sizes (in weight percent of initial specimen mass) for Impact Tests of Pyrex and SRL 131 Glass Specimens as Function of Impact Test Energy Density.

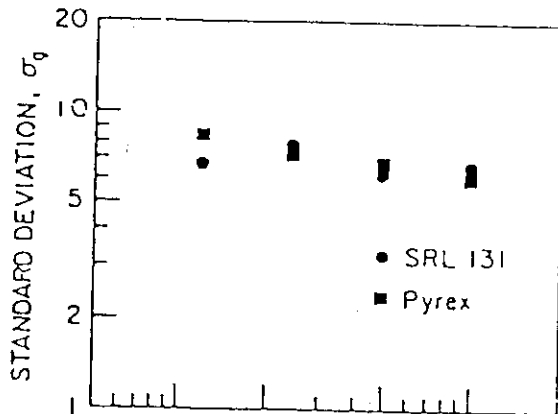
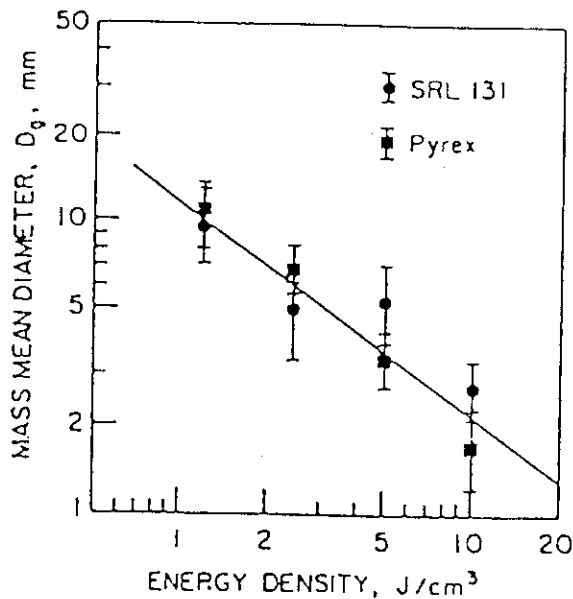


Fig. 14.

Variation of Two Lognormal Parameters,  $D_g$  and  $\sigma_g$ , with Energy Density of Specimens





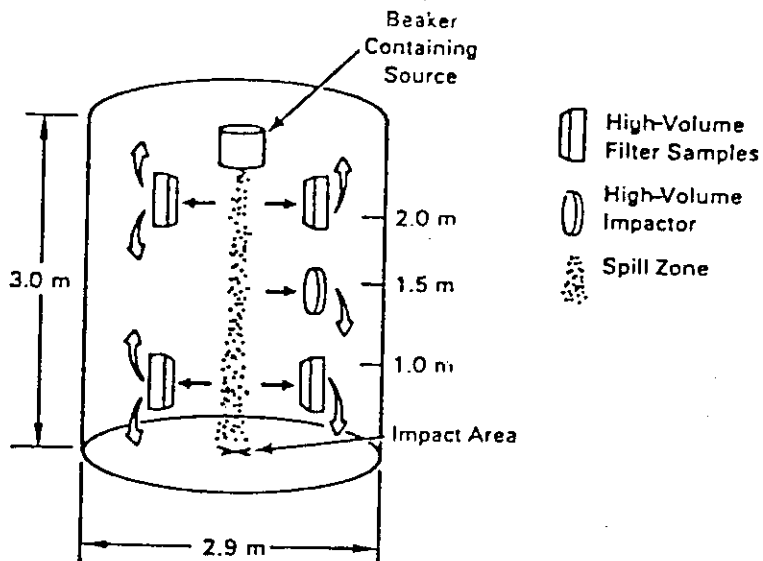
文献 M.Y. Ballinger et al., "Aerosols Generated By Spills of Viscous Solutions I-3 and Slurries", NUREG/CR-4658

1. 目的

核燃料サイクル施設の事故によって生成されるエアロゾルの量と特徴を調べる事を目的とし、落滴から生成されたエアロゾルの飛散量と粒径分布に対する表面張力と粘性の影響を調べた。

2. 実験方法

下図に示す実験装置 (RART) を用いて、1 Lの溶液の落下後、ただちに sampler により、粒子を含んだ空気がフィルターを通して抽出される。質量分析のため、ガラスファイバーフィルターを用いた high volume filter sampler が使用され、Cascade impactor が粒径分布測定のために用いられる。



Sampling for a Free-Fall Spill with High-Volume Samplers

## 3. 実験結果

## 条 件

スクロース溶液 (5種類)

Components in Sucrose Solutions

<u>Concentration, %</u>	<u>Sucrose, g/L</u>	<u>Uranine, g/L</u>
0	0	20
22	240	20
40	480	20
49	600	20
56	720	20

スラリー (6種類)

Components in Slurries, g/L

<u>Slurry Number</u>	<u>Titanium Dioxide</u>	<u>Glass Frit</u>	<u>Uranine</u>	<u>Sucrose</u>
1	10	0	20	250
2	100	0	20	200
3	40	60	20	335
4	200	300	20	0
5	200	300	20	100
6	200	300	20	200

(低表面張力のUranine 溶液)

4. 実験結果

(粘性の影響)

- スクロース落滴からのUranine 飛散物を示す。

Average Mass Airborne from Sucrose Spills

Mass Airborne, mg	Viscosity, cp	Surface Tension, dynes/cm	Specific Gravity
518	1.3	65.2	1.01
156	2.6	68.9	1.10
85	7.9	70.9	1.19
41	17.5	77.4	1.23
33	46.0	74.5	1.28

➡ 粘性が増加すると飛散物の量は減少する。

- スラリーからの飛散物を(追加実験)に示す。

Mass Airborne from Slurry Spills

	Slurry Number			
	1	2	3	4
Mass Airborne, 10 <sup>6</sup>	146	196	206	706
Titanium Dioxide, g	10	100	40	200
Glass frit, g	0	0	60	300
Sucrose, g	250	200	335	0
Total solids, wt%	25	28	38	39
Soluble Solids, wt%	25	19	30	1.5
Viscosity, cp	NM <sup>(a)</sup>	NM	3.1	1.3

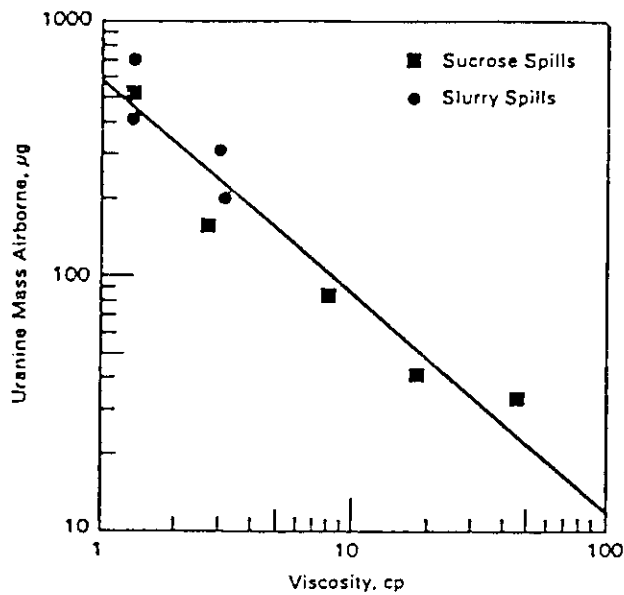
(a) Not measured.

➡ 予想と反して固体成分が最大であるスラリー4の飛散物が最大だった。

Results of Adding Sucrose to Slurry 4

	Slurry Number		
	4	5	6
Titanium oxide, g	200	200	200
Glass frit, g	300	300	300
Sucrose, g	0	100	200
Soluble solids, wt%	2	9	16
Decant viscosity, cp	1.3	1.3	2.9
Mass Airborne, $10^6$	706	412	308

→ スクロースが溶液中の凝集力として働く。



Mass Airborne from Sucrose and Slurry Spills

→ スラリーはスクロース液と同様なふるまいをする。

粘性が飛散物に対し重要な役割を有する。

## (表面張力の影響)

表面張力	飛散物
低 (33.3dynes/cm)	518 $\mu$ g
高 (65.2dynes/cm)	384 $\mu$ g

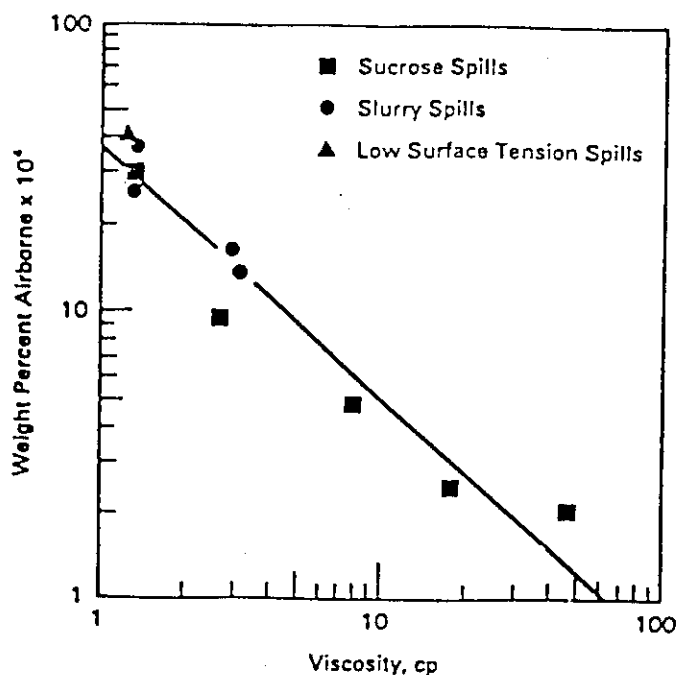
➡ 表面張力が小さくなると、落滴からの飛散物量は増加する。

## (飛散物の重量パーセント)

Weight Percent Airborne for Sucrose, Slurry, and Low Surface Tension Spills

Spill	Weight Percent Airborne x 10 <sup>4</sup>	Viscosity, cp	Surface Tension, dynes/cm	Specific Gravity
Sucrose	30.1	1.3	65.2	1.01
	9.2	2.6	68.9	1.10
	4.8	7.9	70.9	1.19
	2.4	17.5	77.4	1.23
	2.0	46.0	74.5	1.28
Slurry	36.6	1.3	63.3	1.34
	30.2	1.3	64.9	1.29
	16.0	2.9	62.8	1.41
	13.4	3.1	66.5	1.20
	11.0	NM <sup>(a)</sup>	54.5	1.16
	8.7	3.2	58.2	1.12
Low Surface Tension	41.5	1.2	33.3	1.00

(a) Not measured.



Weight Percent Airborne Versus Viscosity for Sucrose, Slurry, and Low Surface Tension Spills

(飛散物の粒径)

Size Distribution of Particles Generated by Sucrose Solution Spills

Viscosity, cp	Median Diameter, $\mu\text{g}$	$\sigma_g$
1.3	5.7	7
2.6	3.8	8
7.9	1.1	19
17.5	1.9	6
46.0	1.3	9

→ 高粘性下では飛散物粒径はわずかに小さくなる。

## 参 考 文 献

下記の引用番号で数字のみのものは Walker 報告書 BNFO-81-2 で引用された文献番号と同一である。また最近のデータの公開文献で引用したものは、先頭にグループ分け英大文字を付して示した。

- 1) Parker, G.W., et al., "out-of-Pile Studies of Fission-Product Release from Overheated Reactor Fuels at ORNL, 1955 - 1965," ORNL-3981 (July 1967), pp. 92-102
- 2) Parsly, L.F. and Row, T.H., "Study of Fission Products Released from Trace-Irradiated UO<sub>2</sub> into Steam-Air Atmospheres (Nuclear Safety Pilot Plant Runs 8 and 9)," ORNL-TM-1588 (May, 1967)
- 3) Parsly, L.F. and Row, T.H., "Behavior of Fission Products Released from Synthetic High Burnup UO<sub>2</sub> in Steam Atmospheres (Nuclear Safety Pilot Plant Runs 10-19)," ORNL-TM-1698 (February, 1967)
- 4) Parsly, L.F. and Row, T.H., "Behavior of Fission Products Released into a Steam-Air Atmosphere from Overheated UO<sub>2</sub> Previously Irradiated to 20,000 Mwd/T (Nuclear Safety Pilot Plant Run No. 14, Part I)," ORNL-TM-1908 (September, 1967)
- 5) Parsly, L.F., et al., "Release and Transport of Fission Products Released from Fuel Pins Irradiated to 20,000 Mwd/T: Summary Report of NSPP Run 15," ORNL-TM-3533 (February, 1972)
- 6) Freeby, W.A., Lakey, L.T., and Black, D.E., "Fission Product Behavior Under Simulated Loss-of-Coolant Conditions in the Contamination-Decontamination Experiment," IN-1172 (January, 1969)
- 7) Contrell, Wm. B. (Prog. Dir.), "Nuclear Safety Program Annual Progress Report for Period Ending December 31, 1966," ORNL-4071 (March, 1967), p. 76
- 8) Contrell, Wm. B. (Prog. Dir.), "Nuclear Safety Program Semi-Annual Progress Report for Period Ending June 30, 1964," ORNL-3691 (November, 1964), p. 32
- 9) Browing, W.E. Jr., et al., "Nuclear Safety Program Semi-Annual Progress Report for Period Ending December 30, 1963," ORNL-3547 (March, 1964), pp. 43-47, 52-54
- 10) Parker, G.W., et al., "Nuclear Safety Program Semiannual Progress Report for Period Ending June 30, 1963," ORNL-3483 (September, 1963) p. 9

- 11) Ibid, p. 24.
- 12) ORNL-NSIC-5
- 13) Parker, G.W., Creek G.E., and Martin, W.J. in "Chemistry Division Annual Progress Report for Period Ending June 30, 1961," ORNL-3176 (September, 1961) p. 68
- 14) Parker, G.W., et al., in "Nuclear Safety Program Semiannual Progress Report for Period Ending June 30, 1962," ORNL-3319 (August, 1962), p. 11
- 15) Stratton, W.R., "A Review of Criticality Accidents," LA-3611, LASL, Los Alamos, N.M. (January, 1967)
- 16) Mishima, J., et al., "Plutonium Release Studies IV, Fractional Release from Heating Plutonium Nitrate Solutions in a Flowing Air Stream," USAEC Report BNWL-931 (November, 1968)
- 17) Mishima, J., "Potential Aerosol Generation Mechanisms from Damaged Shipping Packages," BNWL-SA-5742, Battelle-PNL, Richland, Wash. (July, 1976)
- 18) Moldenhawer, F. and Uhlig, B., "Activity Losses in Handling Aqueous Solutions of I," ORNL-tr-1660 (1966)
- 19) Yuill, W.A., et al., "Release of Radioiodine from Open Pools," IN-1449, Idaho Nuclear Corp. (December, 1970)
- 20) Vance, J.H. and Hogg, C.B., "Spent Fuel Pool Ventilation Exhaust System Study" prepared for Penn-Power & Light Co.-Susquehanna 1 and 2, Bechtel Power Corp., San Francisco, Ca. (February, 1975)
- 21) Nishizawa, Y., et al., "Vapor-Water Partition Coefficient of Iodine and Organic Iodides," ORNL-tr-2255, translated November, 1969
- 22) Fiolk, W.L., "Fission Product Entrainment Evaluation Tests for the Pressure Suppression System," GEAP-3206, GE-APED, San Jose, Ca. (July 14, 1959)
- 23) Horton, N.R., et al., "Analytical Methods for Evaluating the Radiological Aspects of the General Electric Boiling Water Reactor," APED-5756, General Electric Co., San Jose, Ca. (March, 1969)
- 24) Martucci, J.A., "Iodine Decontamination Factors During PWR Steam Generation and Steam Venting," CENPD-67, Combustion Engineering, Inc. (September, 1973)
- 25) Wilson, A.S., "Ruthenium Behavior in Nitric Acid Distillation," HW-45620 HAPO, General Electric, Richland, Wash. (September 1, 1956)
- 26) Godbee, H.W., "Use of Evaporation for the Treatment of Liquids in the Nuclear Industry," ORNL-4790, Oak Ridge National Laboratory,



- Oak Ridge, Tenn. (September, 1973)
- 27) Stewart, K., "The Resuspension of Particulate Material from Surfaces," Surface Contamination (Fish, B.R., Ed.) Pergamon Press, New York (1967) pp. 63-74
  - 28) Fish, B.R., et al., "Redispersion of Settled Particulates," Surface Contamination (Fish, B.R. Ed.) Pergamon Press, New York (1967) pp. 75-81
  - 29) Jones, I.S., and Pond, S.F., "Some Experiments to Determine the Resuspension Factor of Plutonium from Various Surfaces," Surface Contamination (Fish, B.R., Ed.) Pergamon Press, New York (1967) pp. 83-92
  - 30) Brudskill, R.T., "The Relationship Between Surface and Airborne Contamination," Surface Contamination (Fish, B.R., Ed.) Pergamon Press, New York (1967), pp. 93-105
  - 31) Mishima, J., "A Review of Research on Plutonium Releases During Overheating and Fires," HW-83668, GE-HAPO, Richland, Wash. (August 14, 1964)
  - 32) Walker, E., "Surface Contamination - Measurement & Control," NEDO-12441, GE-VNC, Pleasanton, Calif. (October, 1973)
  - 33) Walker, E. Unpublished Data of Measurements Taken at the GETR, GE-VNC, Pleasanton, Calif. (February-September, 1974)
  - 34) Mishima, J. and Schwendiman, L.C., "Some Experimental Measurements of Airborne Uranium (Representing Plutonium) in Transportation Accidents," BNWL-1732, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, Richland, Wash. (August, 1973)
  - 35) Mishima, J., et al., "Plutonium Release Studies III. Release from Heated Plutonium Bearing Powders," USAEC Report BNWL-786 (July, 1968)
  - 36) Royster, G.W., and Fish, B.R., "Techniques for Assessing Removable Surface Contamination," Surface Contamination (Fish, B.R., Ed.) Pergamon Press, New York (1967) pp. 201-207
  - 37) Schwendiman, L.C., et al., "Airborne Release of Particles in Overheating Incidents Involving Plutonium Metal and Compounds," BNWL-SA-1735, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, Richland, Wash. (August 1, 1978)
  - 38) Smith, T.H. and Ross, W.A., "Impact Testing of Vitreous Simulated High Level Waste in Canisters," BNWL-1903, Pacific Northwest Laboratories, Richland, Wash. (May, 1975)

- 39) Mishima J., Interim Report: "The Fractional Airborne Release of Dissolved Radioactive Materials During the Combustion of 30 Percent Tri-N-Butyl Phosphate in a Kerosene Type Diluent," USAEC Report BNWL-B-274 (June, 1973)
- 40) Sutter, S.L., et al., "Fractional Airborne Release of Strontium During the Combustion of 30 Percent Tri-N-Butyl Phosphate in a Kerosene Type Diluent," USAEC Report BNWL-B-358 (June, 1974)
- 41) Jarrett, A.A., et al., "Sodium Fires and the Release Characteristics of Particulates and Fission Products," International Symposium on Fission Product Release and Transport under Accident Conditions, CONF-650407 (Vol.1)., Oak Ridge, Tenn. (April 5-7, 1965), pp. 94-177
- 42) Harper, J.A. and Jolly, L. Jr., "A Method for Disposal of Large Quantities of Degraded and Low Level Contaminated Solvent," DPSPU-64-30-8B, SRP, Aiken, S.C. (May, 1974)
- 43) Mishima, J., "Plutonium Release Studies," BNWL-357, Battelle-Northwest (November, 1966)
- 44) Mishima, J., "Potential Airborne Release of Surface Contamination During a Range Fire in BC Controlled Area," USAEC Report BNWL-B-303 (December, 1973)
- 45) Albrethsen, A.E., and Schwendiman, L.C., "Volatilization of Fission Products from High Level Ceramic Wastes," BNWL-338, Battelle Northwest, (February, 1967)
- 46) Stern, A.C., Air Pollution, Volume III, Sources of Air Pollution and Their Control, Academic Press, New York (1968), pp. 45-49
- 47) USAEC - Serious Accidents, Issue No. 264 (May 13, 1966), Ref. 65-39
- 48) USAEC - Serious Accidents, Issue No. 262 (March 4, 1966), Ref. 65-49
- 49) Mishima, J., "Plutonium Release Studies," BNWL-357, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, Richland, Wash. (November, 1966)
- 50) Swain, E.O., and Haberman, H.D., "Plutonium Emission Rates from Various Incidents in the 234-5 Z Building," General Electric-HAPO, Richland, Wash. (May 10, 1961)
- 51) Castleman, A.W., et al., "On the Behavior of Aerosols under Fast Reactor Accident Conditions," BNL-14070, Brookhaven National Lab., Upton, N.Y.
- 52) WASH - 1192, "Operational Accidents and Radiation Exposure Experience within the USAEC, 1943-1970," Incident No. HS-59-7

- 53) Ibid, Incident No. HS-64-25
- 54) USAEC - Serious Accidents, Issue No. 242 (January 11, 1965) Ref. 64-55
- 55) Schwendiman, L.C., "Supporting Information for the Estimation of Plutonium Oxide Leak Rates Through Very Small Apertures," BNWL-2198, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, Richland, Wash. (January, 1977), p. 8
- 56) King, C.J. and McCarley, W.T., "Plutonium Release Incident of November 20, 1969," ORNL-2989, Oak Ridge National Laboratory (February 16, 1961).
- 57) "Report of Investigation of the Chemical Explosion of an Ion Exchange Resin Column and Resulting Americium Contamination of Personnel in the 242-Z Building, August 30, 1976," Hanford Reservation, Richland, Wash., ERDA (October 19, 1976). Not used.
- 58) Gonzales, N., et al., "Performance of Multiple HEPA Filters Against Plutonium Aerosols," 13th AEC Air Cleaning Conference, CONF-740807, San Francisco, Ca. (August 12-15, 1974), pp. 501-523
- 59) Zippler, D.B., "Evaluation of Multistage Filtration to Reduce Sand Filter Exhaust Activity," 13th AEC Air Cleaning Conference, op. cit., pp. 609-619
- 60) First, M.W., and Leith, D., "Entrainment Separator Performance," 14th ERDA Air Cleaning Conference, CONF-760822 San Valley, Idaho (August 2-4, 1976), pp. 694-709
- 61) Gunn, C.A. and Eaton, D.M., "HEPA Filter Performance Comparative Study," op. cit., pp. 630-660
- 62) First, M.W., "Performance of Absolute Filters at Temperatures from Ambient to 1000°F," 12th AEC Air Cleaning Conference, CONF-720823, Oak Ridge, Tenn. (August 28-31, 1972), pp. 677-700
- 63) Shuster, B.G. and Osetek, D.J., "The Use of a Single Particle Intracavity Laser-Particle Spectrometer for Measurements of HEPA Filters and Filter Systems," 14th ERDA Air Cleaning Conf., op. cit. pp. 528-540
- 64) R.A. Moyer, et al., "Deep-Bed Sand Filter at Savannah River Laboratory," DP-MS-74-15, E.I. du Pont Nemours & Co., Savannah River Laboratory, Aiken, S.C.
- 65) Böhm, L., et al., "The Off-Gas Filter System of the SNR-300," 13th AEC Air Clean Conf., op. cit., pp. 620-634
- 66) Schurr, G.A., et al., "Deep-Bed Filter Performance Tests," 12th AEC

- Air Cleaning Conference, op. cit., pp. 596-616
- 67) Anderson, W.L., et al., "Aerosol Filtration by Fibrous Filter Mats: Part III Geometric Relations," 13th AEC Air Cleaning Conference, CONF-740807, San Francisco, Ca. (August 12-15, 1974), pp. 445-464
  - 68) Reid, D.L. and Browne, L.M., "The Electrostatic Capture of Submicron Particles in Fiber Beds," 14th ERDA Air Cleaning Conference, op. cit., pp. 578-598
  - 69) Brady, B.J. Jr. and Henry, K.H., "In-Place Efficiency Tests of a Large Scale Ventilation Exhaust Filter," 12th AEC Air Cleaning Conference, op. cit., pp. 646-653
  - 70) Billard, F., et al., "The Influence of Physical Parameters on the Adsorption of Iodine-131 by Activated Charcoals," International Symposium on Fission Product Release and Transport under Accident Conditions, CONF-650407, Oak Ridge, Tenn. (April 5-7, 1965), pp. 814-829
  - 71) Collins, D.A., et al., "The Removal of Methyl Iodide from Reactor Effluent Gases," op. cit., pp. 853-868
  - 72) Adams, R.E. and Browing, W.E. Jr., "Removal of Iodine and Volatile Iodine Compounds from Air Systems by Activated Charcoal," op. cit., pp. 869-884
  - 73) Deitz, V.R. and Blachly, C.H., "The Effect of Exposure Times in the Prehumidification of Impregnated Charcoals," 14th ERDA Air Cleaning Conf. op. cit., pp. 836-841
  - 74) Evans, A.G., "New Charcoal Impregnants for Trapping Methyl Iodide-Part II. Applications to a Variety of Base Charcoals," 14th ERDA Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 310-321
  - 75) Deitz, V.R. and Blachly, C.H., "New Charcoal Impregnants for Trapping Methyl Iodide-Part I. Salts of the Iodine Oxyacids with Iodide or Iodine and Hexamethylenetetraamine," 14th ERDA Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 294-308
  - 76) Ackley, R.D., and Davis, J.R., "Effect of Extended Exposure to Simulated LMFBR Fuel Reprocessing Off-Gas on Radioiodine Trapping Performance of Sorbents," 12th AEC Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 484-498
  - 77) Davis, R.J. and Ackley, R.D., "Long-Term Effects of Radioiodine Trapping by Charcoal," 12th AEC Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 469-483
  - 78) Rivers, R.D., et al., "Correlation of Radioiodine Efficiencies

- Resulting from a Standardized Test Program for Activated Carbons," 12th AEC Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 445-466
- 79) Wilhelm, J.G., et al., "Testing of Iodine Filter Systems under Normal and Post-Accident Conditions," 12th AEC Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 434-443
- 80) Evans, A.G., "Effect of Intense Gamma Radiation on Radioiodine Retention by Activated Carbon," 12th AEC Air Cleaning Conf., op. cit., 401-414
- 81) Evans, A.G., "Effect of Service Aging on Iodine Retention of Activated Charcoals," 14th ERDA Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 251-264
- 82) Parish, H.C., et al., "Development and Performance Evaluation of an Improved Standby Gas Treatment System for Enrico Fermi-Unit 2," 13th AEC Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 659-681
- 83) Wilhelm, J.G., et al., "Head-End Iodine Removal from a Reprocessing Plant with a Solid Sorbent," 14th ERDA Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 447-476
- 84) Staples, B.A., et al., "Airborne Elemental Iodine Loading Capacities of Metal Zeolites and a Dry Method for Recycling Silver Zeolite," op. cit., 14th ERDA Air Cleaning Conf., pp. 363-379
- 85) Wilhelm, J.G., and Schüttelkopf, H., "An Inorganic Adsorber Material for Off-Gas Cleaning in Fuel Reprocessing Plants," 12th AEC Air Cleaning Conf. op. cit., pp. 540-549
- 86) Pence, D.T., et al., "Developments in the Removal of Airborne Iodine Species with Metal-Substituted Zeolites," 12th AEC Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 417-432
- 87) Gal, I.J., et al., "Adsorption of Methyl Iodide on Impregnated Alumina," 13th AEC Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 815-830
- 88) Stephenson, M.J. and Eby, R.S., "Development of the FASTER Process for Removing Krypton-85, Carbon-14, and Other Contaminants from the Off-Gas of Fuel Reprocessing Plants," 14th ERDA Air Cleaning Conference, op. cit., pp. 1017-1031
- 89) Stephenson, M.J., et al., "Experimental Demonstration of the Selective Absorption Process for Krypton-Xenon Removal," Proceedings - Twelfth AEC Air Cleaning Conference, Oak Ridge, Tenn. (August 28-31, 1972), pp. 11-25
- 90) Glass, R.W., et al., "Experimental Studies on Krypton Absorption in Liquid CO<sub>2</sub> (KALC) Process," 14th ERDA Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 1044-1063

- 91) Goodwin, A., "Review of Problems and Techniques for Removal of Radon and Radon Daughter Products from Mine Atmospheres," 12th AEC Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 378-396
- 92) Washington, R.A., et al., "The Use of Vermiculate to Control Dust and Radon Daughters in Under Ground Uranium Mine Air," 12th AEC Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 355-376
- 93) Rock, R.L., "Control of Radon Daughters in U.S. Underground Uranium Mines," 12th AEC Air Cleaning Conf., op. cit., pp. 348-352
- 94) MSA Research Corp., Experience in "Fission Product Release and Nuclear Safety," MSAR-63-133, MSA Research Corp., Callery, Pa. (September 30, 1963), p. 4
- 95) Barthouk, et al., "Diffusion of Active Iodine through Water, with the Iodine Being Liberated in UO<sub>2</sub> Bubbles of High Temperature," AEC-tr-6144 from Report PAS 62/17 (June, 1962)
- 96) Diffey, H.R., et al., "Iodine Cleanup in a Steam Supression System," International Symposium on Fission Product Release and Transport under Accident Conditions, CONF-650407 Oak Ridge, Tenn. (April 5-7, 1965), pp. 776-804
- 97) Thorburn, R.C., "Fuel Observations of I-131 Transport," AP10-1014, General Electric Co., Pleasanton, Calif.
- 98) McCormack, J.D., and Hilliard, R.K., "Natural Removal of Fission Products Released from UO<sub>2</sub> Fuel in Condensing Steam Environments," Reference 96, op. cit., pp. 178-195
- 99) Parker, G.W., et al., "Nuclear Safety Program Semiannual Progress Report for Period Ending June 30, 1965," ORNL-3843, pp. 83-91
- 100) Batch, J.M., et al., "The Containment Systems Experiment," Paper presented at 2nd Joint Meeting - American Institute of Chemical Engineers, Tampa, Fla. (May 19-22, 1968)
- 101) Wantland, L.F. and Row, T.H., "Behavior of Iodine in Air - A Resume of the First Seven Runs Conducted at the Nuclear Safety Pilot Plant," ORNL-4050
- 102) Parker, G.W., et al., Ibid, Reference 7, pp. 52-73
- 103) Reference 55, op. cit., p. 23-24
- 104) WASH-1400 (Draft), Reactor Safety Study - An Assessment of Accidental Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, Appendix VII USAEC (August, 1974)
- 105) Regulatory Guide 1.3, Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Boiling

- Water Reactors, USAEC, Rev. 1 (June 1973)
- 106) Regulatory Guide 1.4, Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Pressurized Water Reactors, USAEC, Rev. 1 (June, 1973)
  - 107) Regulatory Guide 1.25, Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Fuel Handling Accident in the Fuel Handling and Storage Facility for Boiling and Pressurized Water Reactors, Safety Guide 25 (March 23, 1972)
  - 108) Regulatory Guide 1.77, Assumptions Used for Evaluating a Control Rod Ejection Accident for Pressurized Water Reactors, USAEC (May 1974)
  - 109) Docket 50-332, Final Safety Analysis Report - Barnwell Nuclear Fuel Plant Separations Facility, Allied General Nuclear Service, Barnwell, S.C. (October, 1973)
  - 110) Docket 50-564, Preliminary Safety Analysis Report - Nuclear Fuel Recovery and Recycling Center, XN-FR-32, Rev. 1, Exxon Nuclear Co., Inc. (September, 1977)
  - 111) Docket 50-268, Safety Analysis Report - Midwest Fuel Recovery Plant, NEDO-10178, General Electric Co. (December, 1970)
  - 112) Preliminary Safety Analysis Report (Draft) for Plutonium Recovery and Waste Treatment Facility, Rocky Flats Plant, Golden, Colorado
  - 113) Selby, J.M., et al., "Considerations in the Assessment of the Consequencys of Effluents from Mixed Oxide Fuel Fabrication Plants," BNWL-1967, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, Richland, Wash. (June, 1973), p. 73-79
  - 114) Draft Environmental Statement by Fuels and Materials Directorate of Licensing, U.S. Atomic Energy Commission Related to the Exxon Nuclear Company Mixed Oxide Fabrication Plant, Docket No. 70-1257 (January, 1974)
  - 115) Burchsted, C.A., et al., Nuclear Air Cleaning Handbook, ERDA 76-21, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge Tenn. (March, 1976), pp. 38-39
  - 116) Staff of the Oak Ridge National Laboratory, "Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities," USAEC Report ORNL-4451 (July, 1970), p. 8-45 to 8-97
  - 117) Regulatory Guide 3.33, Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of Accidental Nuclear Criticality in a Fuel Reprocessing Plant, USNRC (April, 1977). Issued for Comment.
  - 118) Regulatory Guide 3.34, Assumptions Used for Evaluating the Potential

- Radiological Consequences of Accidental Criticality in a Uranium Fuel Fabrication Plant, USNRC (April, 1977). Issed for Comment.
- 119) Regulatory Guide 3.35, Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of Accidental Criticality in a Plutonium Processing and Fuel Fabrication Plant, USNRC (May, 1977). Issued for Comment.
- 120) NUREG - 0277, J.J. Cohen, et al., "Determination of Performance Criteria for High Level Solidified Nuclear Waste," LLL for USNRC (July, 1977) pp. 53-54
- 121) USNRC Standard Review Plan 15.6.5, Appendix B, Radiological Consequences of a Design Basis Loss-of-Coolant Accident: Leakage from Engineered Safety Features Components Outside Containment.
- 122) Regulatory Guide 1.52, Design, Testing, and Maintenance Criteria for Engineered Safety Feature Atmosphere Cleanup System Air Filtration and Adsorption Units of Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants, USNRC, Rev. 1, (July, 1976)
- 123) Reference 115, op. cit., p. 56
- 124) Healy, J.W., "A Proposed Interim Standard for Plutonium in Soils," LA-5483-MS, LASL, Los Alamos, N.M. (January, 1974)
- A-1) 三島良績, 大久保忠恒, "沸騰水型原子炉燃料集合体の信頼性実証試験" 日本原子力学会誌 Vol. 29, No.2 (1987)。
- A-2) Pati, S.R., and Garde, A.M., "Fission Gas Release from PWR Fuel Rods at Extended Burnups," ANS Topical Meeting on LWR Fuel Performance (1985)
- A-3) Charlier, A., et al., "Use of BR3 for the Belgian Plutonium Recycle Irradiation Program," IAEA Specialists' Meeting on Improved Utilization of Water Reactor Fuel with Special Emphasis on Extended Burnups and Plutonium Recycling, CEN/SCK-Mol (1984)
- A-4) Notley, M.J.F., et al., "Fuel Modelling: Gap Conductivity, Gas Bubble Swelling and Fission Gas Release," ANS Topical Meeting Water Reactor Fuel Performance (1977)
- A-5) Turnbull, J.A., "A Model for Calculating the Gap Inventory of  $^{131}\text{I}$  in Intact Fuel Rods," Nuclear Fuel Performance, BNES London (1985)
- A-6) Blackadder, W., et al., "Fission Product Migration in Intact Fuel Rods," STUDSVIK/K4-79/54
- A-7) Lusanova, L.M., and Slavyagin, P.D., "The Study of Fission Products Release from Failed Elements of Light Water Reactors," International Working Group



- A-8) Davies, J.H., "Fission Product Release from Artificially Perforated Fuel Rods Operating in a Test Reactor Loop," ANS Meeting on Fission-Product Behavior and Source Term Research, EPRI NP-4113-SR (1985)
- C-1) Ballinger, M.Y., et al., "Aerosol Released in Accidents in Reprocessing Plants," Nucl. Technol. Vol. 81 (1988), p. 278
- C-2) Laborde, J.C., et al., "Means of Evaluating the Consequence of a Fire in Ventilation and Filtration Networks," IAEA-SM-305/69 (1989)
- C-3) Malet, J.C., et al., "Estimation of Fire Consequences, Fire Fighting and Repair Methods in Nuclear Plants," IAEA-SM-305/71 (1989)
- C-4) Halverson, A., et al., "Combustion Aerosol Formed during Burning of Radioactive Contaminated Materials - Experimental Results," NUREG/CR-4736, PNL-5999 (1978)
- C-5) Jordan, S. and Linder, W., "Aerosols Released from Solvent Fire Accidents in Reprocessing Plants," KfK-3800 (1985), p. 101
- C-6) Seehors, H.D., et al., "Release and Dispersion of Overheated Liquids from Plutonium-nitrate Transfer Containers," KfK-3800 (1985), p. 109
- C-7) Baumgärtner, F., et al., "Zur Emission von Spaltprodukten und Transuranen aus hochradioaktivem Abfall zwischen 200 und 1100°C," Kerntechnik 51 (1987), No. 3, p. 151
- C-8) Furrer, J., et al., "Messungen zur Aerosolentwicklung beim durchmischen und Fördern von Lösungen der wiederaufarbeitungsanlage," KfK-4177 (1987), p. 232
- C-9) Nagel, K. and Furrer, J., "Calculating Released Amounts of Aerosols," CONF-840806 Vol. 2 (1985), p. 873
- C-10) Nishio, G. and Hashimoto, K., "Release of Radioactive Materials in Simulation Tests of a Postulated Solvent Fire in a Nuclear Fuel Reprocessing Plant," Nucl. Technol. Vol. 88, No. 3 (1989), p. 213
- D-1) Docket 50-332, "Final Safety Analysis Report - Barnwell Nuclear Fuel Plant Separations Facility," Allied-Gulf Nuclear Services (1973)
- D-2) Staff of the Oak Ridge National Laboratory, "Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities," USAEC Report ORNL-4451 (1970)
- D-3) Halverson, M.A. and Mishima, J., "Initial Concepts on Energetics and Mass Releases during Nonnuclear Explosive Events in Fuel Cycle Facilities," NUREG/CR-4593 PNL-5839 (1986)
- E-1) Regulatory Guide 3.33, "Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of Accidental Nuclear Criticality in

- a Fuel Reprocessing Plant," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Wash. D.C. (1977)
- E-2) Regulatory Guide 3.34, "Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of Accidental Nuclear Criticality in a Uranium Fuel Fabrication Plant," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Wash. D.C. (1979)
- E-3) Regulatory Guide 3.35, "Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of Accidental Nuclear Criticality in a Plutonium Processing and Fuel Fabrication Plant," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Wash. D.C. (1979)
- E-4) 館盛勝一・桜井 聡, "核燃料取り扱い施設における臨界事故例の解析," JAERI-M 84-155 (1984)。
- E-5) Tuck, G., "Simplified Methods for Estimating the Results of Accidental Solution Excursions," Nucl. Technol. Vol. 23 (1974), p. 177
- E-6) Olsen, A.R., et al., "Empirical Model to Estimate Energy Release from Accidental Criticality," Trans. ANS Vol. 19 (1974), p. 189
- E-7) Barbry, F., "Envelop Values Concerning the Total Number of Fissions and the Dose as a Result of CRAC and SILENE Experiments," Technical Report No. 82/83, CEA (1982)
- E-8) Docket 50-564, Preliminary Safety Analysis Report Appendix 9A, Nuclear Fuel Recovery and Recycling Center, Exxon Nuclear Co., Inc. (1976)
- E-9) Annual Progress Report Chemical Technology Division, Oak Ridge National Laboratory, USAEC Report ORNL-4572 (1970)
- E-10) Docket 50-268, Safety Analysis Report - Midwest Fuel Recovery Plant, NEDO-10178, General Electric (1977)
- F-1) 尾崎 誠・金川 昭, "高性能エアフィルターの苛酷時健全性試験(I)DOP エアロゾルの捕集性能," 日本原子力学会誌 Vol. 27, No.7 (1985)。
- F-2) 尾崎 誠・他, "高性能エアフィルターの苛酷時健全性試験(II)ダスト負荷試験" 日本原子力学会誌 Vol. 27, No.12 (1985)。
- F-3) 尾崎 誠・他, "高性能エアフィルターの苛酷時健全性試験(III)高温負荷" 日本原子力学会誌 Vol. 28, No.1 (1986)。
- F-4) Hackney, S., "Fire Testing of HEPA Filters Installed in Filter Housings," 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference
- F-5) Ensinger, U., et al., "A Procedure to Test HEPA-Filter Efficiency under Simulated Accident Conditions of High Temperature and High Humidity," 18th DOE Nuclear Airborne Waste Management and Air

Cleaning Conference

- F-6) Dupoux, J., et al., "SIMOUN: High Temperature Dynamic Test Rig for Industrial Air Filters," 18th DOE Nuclear Airborne Waste Management and Air Cleaning Conference
- F-7) Pratt, R.P. and Green, B.L., "Performance Testing of HEPA Filters under Hot Dynamic Conditions," 18th DOE Nuclear Airborne Waste Management and Air Cleaning Conference
- F-8) Briand, A., et al., "Limit of HEPA Filters Operation under High Temperature Conditions," 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference
- F-9) 尾崎 誠・他, "高性能エアフィルターの苛酷時健全性試験(IV)多湿試験" 日本原子力学会誌 Vol. 28, No.6 (1986)。
- F-10) "Limits of HEPA-filter Application under High Humidity Conditions," Laboratorium fur Aerosolphysik und Filtertechnik, KfK GmbH, 18th DOE Nuclear Airborne Waste Management and Air Cleaning Conference
- F-11) Alken, W., et al., "Development of a HEPA Filter with High Structural Strength and High Resistance to the Effects of Humidity and Acid," 18th DOE Nuclear Airborne Waste Management and Air Cleaning Conference
- F-12) Norman, B., "The Effects of High Relative Humidities on HEPA Filter Media," 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference
- F-13) Rickelts, C.I., "HEPA Filter Behavior under High Humidity Airflows," 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference
- F-14) 尾崎 誠・他, "高性能エアフィルターの苛酷時健全性試験(V)衝撃試験" 日本原子力学会誌 Vol. 29, No.3 (1987)。
- F-15) Cuccuru, A., "Effect of Shock Waves on High Efficient Filter Unit," 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference
- F-16) 尾崎 誠・他, "高性能エアフィルターの苛酷時健全性試験(VI)振動試験" 日本原子力学会誌 Vol. 30, No.3 (1988)。
- F-17) Yow, J.R., "Seismic Qualification of HEPA Filters by Testing in an Actual Operating Conditions," 16th DOE Nuclear Air Cleaning Conference
- F-18) 尾崎 誠・他, "高性能エアフィルターの苛酷時健全性試験(VII)圧力変化試験" 日本原子力学会誌 Vol. 30, No.4 (1988)。
- F-19) Ruendinger, V. and Wilhelm, J.G., "HEPA Filter Response of High Air Flow Velocity," 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference
- F-20) Tang, P.K., et al., "High Efficiency Particulate Air Filter Behavior at High Speed Flows," LA-10078-MS (1984)

- G-1) Furrer, J., et al., "Results of Cleaning Dissolver Off-gas in the PASSAT Prototype Dissolver Off-gas Filter System," 16th DOE Nuclear Air Cleaning Conference
- G-2) Wood, G.O. and Valdes, F.O., "Nonradiometric and Radiometric Testing of Radioiodine Sorbents Using Methyl Iodine," 18th DOE Nuclear Airborne Waste Management and Air Cleaning Conference
- G-3) Kikuchi, M., et al., "New Adsorbent, Silver-Alumina for Radioactive Iodine Filter," 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference
- G-4) Bruzzone, G., et al., "Iodine Filtering for French Reprocessing Plants," 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference
- G-5) Shiomi, H., et al., "A Parametric Study on Removal Efficiency of Impregnated Activated Charcoal and Silver Zeolite for Radioactive Methyl Iodine," 17th DOE Nuclear Air Cleaning Conference
- G-6) Mandler, J.W., et al., "In-situ Measurements of Efficiency of Silver Zeolite for Removal of Airborne Radioiodine Species," 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference
- I-1) 三田村久吉・他, "模擬高レベル廃棄物ガラス固化体の安全性試験(Ⅲ) (固化体衝撃試験)," JAERI-M 9191 (1980)。
- I-2) Jardine, L.J., et al., "Final Report of Experimental Laboratory-scale Brittle Fracture Studies of Glass and Ceramics," ANL-82-39 (1982)
- I-3) Ballinger, M.Y., et al., "Aerosols Generated by Spills of Viscous Solutions and Slurries," NUREG/CR-4658 PNL-5910 (1986)