

PNC T
PNC T J 1545 96-001

本資料は 年 月 日付で登録区分、
変更する。

01.10. - 手 ⁴
[技術情報室]

核燃料サイクルにおける安全技術の 調査研究

(動力炉・核燃料開発事業団 委託研究成果報告書)

1996年3月

財団法人 原子力安全技術センター

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

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

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

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

この資料は、動燃事業団社内における検討を目的とする社内資料です。ついては、
複製、転載、引用等を行わないよう、また第三者への開示又は内容漏洩がないよう
管理して下さい。また今回の開示目的以外のことには使用しないよう注意して下さい。

本資料についての問い合わせは下記に願います。

〒107 東京都港区赤坂1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団

安全部

社内資料

PNC T
PJ1545 96-001

1996年 3月



核燃料サイクルにおける安全技術の調査研究

要 旨

本報告書は、核燃料サイクルにおける安全技術に関する現状と今後の動向について、平成7年度の調査結果をまとめたものである。調査にあたっては核燃料サイクルに関する種々の分野において活躍している有識者で構成した委員会を設置して審議した。安全技術に関する現状調査として、動燃事業団の安全研究基本計画及び核燃料サイクルにおける安全研究課題の構成要素の体系(WBS)を調査・検討すると共に再処理施設における新抽出剤(TRUEX溶媒)と硝酸との発熱反応試験並びにプルトニウム閉じ込め機能に関してグローブボックス内火災挙動の試験結果について分析評価した。また、安全研究計画として、MOX燃料製造施設関連のMOX粉末の安全取扱技術の研究計画等について調査した。今後の動向調査として、一部の委員より最近の状況を踏まえた安全研究の推進に資する提言を得て、本報告書にまとめた。

本報告書は、財原子力安全技術センターが動力炉・核燃料開発事業団との契約により実施した業務の成果である。

契約番号 : 070 D 0361

事業団責任者：谷山 洋 安全部長



OFFICIAL USE ONLY
PNC-PJ1545 96-001

March 1996

Investigative Research of Safety Technology for Use in the Nuclear Fuel Cycle

Abstract

This report presents the findings of a study conducted in fiscal 1995 about the current status of and future trends in safety technology of the nuclear fuel cycle. For this study, a committee composed of specialists active in the relevant fields of safety technology was established to carry out analyses and assessment. The investigation on the current status are as follows.

- ① Master Plan of Safety Researches
- ② Work Breakdown Structure (WBS)
- ③ The results of tests on the exothermic reaction between new extracts (TRUEX solvents) and nitric acid in reprocessing facilities
- ④ The results of tests on the behavior of globe boxes in the event of fire, in relation to plutonium containment.

The research program for safety handling of mixed-oxide (MOX) powder for MOX fuel fabrication facilities is investigated as the study of safety research plans. And the investigation on trends for the future was carried out based on suggestions received from some of the members of the committee about promotion of safety research in the light of the latest situation.

The report was prepared by the Nuclear Safety Technology Center (a foundation) in accordance with a contract with the Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation.

Contract No. : 070 D 0361

PNC Liaison : Hiroshi TANIYAMA, Director, Safety Division

核燃料サイクルにおける安全技術の調査研究

目 次

1. はじめに	1
2. 事業計画	3
3. 核燃料施設の安全技術に関する現状調査	4
3.1 安全研究の目的	6
3.2 T R U E X 溶媒と硝酸との発熱反応に関する研究	8
3.3 プルトニウム閉じ込め機能に関する研究	11
3.4 M O X 燃料製造施設に関する安全研究	14
4. 核燃料施設の安全技術に関する動向	32
4.1 溶媒の火災・爆発に関する安全研究動向	33
4.2 放射線の安全基準の変遷と放射性廃棄物の放射線安全の考え方	56
4.3 エアロゾルの安全研究について	92
4.4 核燃料施設の安全性と経済性の追及	108
5. おわりに	119

参考資料

1. はじめに

動燃事業団は、事業団が所有する施設の設計、建設、運転及び管理を通じて得た経験、並びにプロジェクトの開発や関連する研究を通じて蓄積された技術を背景として、

1. 施設の安全性の向上を図り、原子力に対する国民の信頼性の増進に資する。
2. 安全技術の高度化及び体系化を図り、民間への円滑な技術移転及び技術協力に資する。
3. 設計裕度及び評価基準等の適切化を図り、原子力の信頼性、経済性の向上に資する。
4. 成果の統合化を図り、指針・基準類の整備等、原子力安全規制に資する。

ことを目的として、安全研究を実施している。

また、安全研究の実施、推進に当たっては、以下の基本的な事項に留意することとしている。

(1)目標を認識した安全研究の効率的推進

事業団は、その施設基盤、技術基盤を有効に活用して、安全性の向上や安全規制に資する研究を実施するが研究の推進に当たっては、対象となる施設の設計、建設、運転等の各段階において適切な内容の成果が提示できるよう、内外のニーズを踏まえて目標を的確に把握し、効率的に実施することが重要である。そのためには、事業団におけるプロジェクトの開発計画や民間における事業化計画の内容、スケジュール等を十分に把握しつつ実施することが必要である。

(2)部門間にまたがる横断的な検討と評価

新型動力炉と核燃料サイクルの開発や関連研究の推進に当たっては、整合のとれた形で行っていくとともに、確率論的安全評価やヒューマンファクタ研究等の共通性のある研究についてはその計画段階から成果の評価に至るまで、部門の枠を超えた横断的な検討が重要である。成果の評価に当たっては、安全研究委員会、各分科会、成果発表会等を通じて横断的な検討、評価を行うこととする。

(3)研究成果の高度化とその有効な反映

安全研究の成果のとりまとめに当たっては、安全性の向上に資する研究では設計、運転等に利用し易い形に、また、安全規制面に資する研究では指針・基準類や安全審査の横断資料の整備につながる形に、それぞれ整理・とりまとめることが重要であり

運転・保守技術の基準化、安全基準の策定、安全理論の確立に向けて効果的に反映していく必要がある。

以上の安全研究の基本方針の下、動燃事業団は安全研究基本計画を策定し、計画的に安全研究を推進している。再処理施設、M O X 燃料加工施設等の核燃料施設の工学的安全性及び従事者の放射線防護等の放射線安全については、これまでの運転経験を通じて十分に満足できる水準にあると判断されるが、今後の施設規模の拡大や多様化に対応して、安全性や放射線防護レベルの維持・向上を図りつつ合理化を追求するためには、研究開発を体系的かつ計画的に実施していく必要性がある。この認識の下、核燃料施設の安全技術に係る研究開発に関する現状を踏まえ、国内外の最新動向を調査することにより、ニーズに立脚した研究成果のとりまとめや研究計画の具体化に資することを目的に、「核燃料サイクルにおける安全技術の調査研究」を実施した。

本調査の検討に当たっては、「核燃料サイクル安全技術調査委員会」（委員長 金川昭（名古屋大学名誉教授）を設置し、調査・検討を行い、本調査報告書にまとめた。

2. 事業計画

(1)事業の題目	核燃料サイクルにおける安全技術の調査研究（平成7年度）
(2)事業の目的	<p>再処理施設、M O X燃料加工施設等の核燃料施設の工学的安全性及び従事者の放射線防護等の放射線安全については、これまでの運転経験を通じて十分に満足できる水準にあると判断されるが、今後の施設規模の拡大や多様化に対応して、安全性や放射線防護レベルの維持・向上を図りつつ合理化を追求するためには、研究開発を体系的かつ計画的に実施していく必要がある。</p> <p>以上の認識の下、核燃料施設の安全技術に係る研究開発に関する現状を踏まえ国内外の最新動向を調査することにより、ニーズに立脚した研究成果のとりまとめや研究計画の具体化に資することを目的とする。</p>
(3)受託者	<p>住 所 東京都文京区白山5丁目1番3-101号</p> <p>名 称 財団法人 原子力安全技術センター</p> <p>代表者 理事長 佐々木 壽康</p>
(4)実施場所	東京都文京区白山5丁目1番3-101号 財団法人 原子力安全技術センター
(5)事業計画	<p>5.1 概要</p> <p>核燃料施設に共通的な安全工学及び放射線安全に係る現状及び動向について調査し、内外のニーズを踏まえた安全研究計画の具体化・推進に資する。本事業は本分野における知識経験者で構成する委員会を設置して当面、平成7年度～8年度の2年間で実施する。</p> <p>5.2 細部計画</p> <p>平成7年度においては以下について実施する。</p> <p>1)核燃料施設の安全技術に関する現状の調査</p> <ul style="list-style-type: none"> ①M O X加工施設における閉じ込め機能等 ②再処理施設における溶媒等の異常事象に係る安全評価 <p>2)核燃料施設の安全技術に関する今後の展望</p> <ul style="list-style-type: none"> ①安全工学、放射線安全に係る安全技術の動向
(6)平成7年度 事業の実施 期間	平成7年12月1日～平成8年3月15日
(7)特記事項	<p>上記事業計画の平成8年度の実施内容</p> <p>1)核燃料施設の安全技術に関する現状の調査</p> <p>平成7年度の事業内容の継続に加え、以下について実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①M O X加工施設の運転経験に基づく安全性評価 ②再処理施設の確率論的安全評価 ③核燃料施設の放射線防護に関する安全研究 <p>2)核燃料施設の安全技術に関する今後の展望</p> <p>平成7年度の事業内容を継続する。</p>

3. 核燃料施設の安全技術に関する現状調査

核燃料施設の安全技術に関する現状について、以下の調査を実施した。調査結果の要約を3.1～3.4章に示す。

1-1 動燃事業団における核燃料施設関係の安全研究の全体構成を把握するため基本計画及び安全研究課題の構成要素の体系（WBS）を調査した。（参考資料1、参考資料2）

1-2 調査結果について、調査委員会での指摘事項は、以下のとおりである。

- ・体系図は成果の適用範囲の広がりの整理に使用できるが、研究目的の整理には適用できない。また研究課題の分類として用いるには適當と言えない面があり、使用方法に注意が必要である。
- ・体系図は施設毎に作成されている。大きな燃料サイクルを考える場合、施設をまたがる研究課題が見にくくなるため注意が必要である。また長期計画の枠組みの中で安全研究の重要性を判定する必要がある。
- ・体系図による分類の他に、現有施設の安全性に關係するものと、開発研究に關係するものに分類する方法も考えられる。

2-1 新抽出剤のTRUEX溶媒と硝酸との発熱反応に関する試験の成果及び計画について調査した。（参考資料3）

- ①密封セル示差走査熱量計（SC-DSC）を用いた発熱量の測定
- ②SC-DSCを用いた密封非断熱系における反応速度の検討
- ③今後の試験計画

2-2 調査結果について、調査委員会での指摘事項は、以下のとおりである。

- ・実規模プラントでの新抽出剤の使用を考えると、安全上の限度の明確化と共に、申請における自由度の確保に、このような基礎的試験は重要である。また、硝酸との反応による発熱量は開放系試験による工学的データが最終的に必要である。
- ・今回説明があった新抽出剤に関する発熱量の実験結果はTBPとの比較で妥当と思われる。
- ・新抽出剤と硝酸との反応の活性化エネルギーを求める際に、小沢法を基本と

したA S T M法を二相系に適用することについて意見交換が行われた。

3-1 プルトニウム閉じ込め機能に関する研究の成果について調査した。 (参考資料4)

①グローブボックス内火災挙動評価試験

3-2 調査結果について、調査委員会での指摘事項は、以下のとおりである。

- ・動燃で実施している試験の特徴について質問があり、以下の回答があった。

○原研はT B Pの燃焼に着目しているが、動燃の試験ではグローブボックス内でエタノール等 (T B P以外の可燃物) を燃焼させ、火災時のプルトニウムの挙動を把握する。

○多数のグローブボックスがネットワークされている状態での相互間の影響を把握し、今後の換気系の設計、運転に生かせる技術を確立する。

- ・原研のセル内火災試験に対して、グローブボックス内火災試験は、ダブルチェックの観点からも動燃の実施すべきテーマである。

4-1 M O X燃料製造施設関連安全研究の計画について調査した。 (参考資料5)

①グローブボックス等の安全試験

②M O X粉末の安全取扱い技術の研究

③水素混合ガスの安全性の研究

4-2 調査結果について、調査委員会での指摘事項は、以下のとおりである。

- ・M O X粉末についての基礎データ (粉末物性、吸湿性等) 及び粉末移行挙動等を試験により確認・把握することについて広範囲に意見交換が行われた。また将来のM O X燃料加工施設で設計及び安全審査を合理的に行うための工学規模の試験・評価の実施は、動燃の大切な役割である。
- ・グローブボックスパッキング強度の評価は、経年劣化の観点からも重要であるとして、成果の公表を求める意見があった。
- ・安全上重要な機器の選定、耐震重要度分類、事故評価等の使用目的に対応して適切な移行率を設定できることが、設計の合理化のためには、最も重要である。

3. 1 安全研究の目的

動燃事業団における安全研究は1章に述べた通り以下の目的の下に実施されている。

- ①施設の安全性の向上を図り、原子力に対する国民の信頼性の増進に資する。
- ②安全技術の高度化及び体系化を図り、民間への円滑な技術移転及び技術協力に資する。
- ③設計裕度及び評価基準等の適切化を図り、原子力の信頼性、経済性の向上に資する。
- ④成果の統合化を図り、指針・基準類の整備等、原子力安全規制に資する。

また、安全研究の実施、推進に当たって以下の事項に留意することとしている。

- ・目標を認識した安全研究の効率的推進
- ・部門間にまたがる横断的な検討と評価
- ・研究成果の高度化とその有効な反映

これらの目的及び留意事項を反映して安全研究を実施するに当たって、動燃事業団が採用している研究計画の策定及び成果の評価の方法の具体的な内容を以下に示す。

1) 計画の策定

動燃事業団の安全研究は、「安全研究基本計画」（以下、「基本計画」と略す）に基づき、国の安全研究年次計画（以下、「年次計画」と略す）と実施期間を合わせて5ヵ年計画として実施されており、年次計画に登録された研究課題と動燃独自で実施する社内研究課題とで構成されている。現行の年次計画（平成3年度～7年度）は平成7年度に終了することから、平成8年度からの実施に向けて次期基本計画（平成8年度～12年度）の策定が進められている。

動燃事業団の安全研究は ①新型転換炉、②高速増殖炉、③核燃料施設（輸送を含む）、④耐震、⑤確率論的安全評価（P S A）、⑥環境放射能、⑦廃棄物処分 の7分野に大別されており、各分野毎に横断的に選任された職員で構成される社内委員会（以下、「分科会」と略す）を設けて、計画の策定、見直し及び成果の評価に当たっている。

動燃事業団における次期基本計画策定は平成5年度下期より着手され、おおよそ以下の手順で行われてきた。

- a. 考慮すべき安全研究課題要素の抜け落ちを防ぎ、具体的な研究課題を抽出するための手がかりとして利用する目的で、W B S（安全研究課題の構成要素の体系図）を分科会

で作成

- b. 安全研究実施部門へ安全研究課題の提案を募集（国の活動に先行して）
- c. 分科会で提案課題を審議の上、国の年次計画へ提案する課題を選別
- d. 国の次期年次計画策定に係る検討の場での要請等を反映して、見直し検討

なお、基本計画は研究の進展、内外のニーズ等の変化に柔軟に対応することとされており、計画期間内においても、必要に応じた見直しが図られるものとしている。

2) 成果の評価

動燃事業団においては、安全研究実施部門の研究実施状況及び成果は、実施部門の独自の活動として学会等で公表されるばかりでなく、毎年度の調査票でとりまとめられ、分科会で横断的な評価が行われる。その後、年次計画に登録されている課題は、科学技術庁へ調査票で報告される。また、5ヵ年計画である年次計画が終了した時点で、5年間の研究状況、成果を取りまとめ、同様に分科会で横断的な評価が行われ、科学技術庁へ報告される。なお、今後、国のワーキンググループにおいて調査様式及び評価方策について検討が行われることとなっている。

一方、動燃事業団では部門間にまたがる横断的な検討と評価の一環として、安全研究成果発表会が開催されている。この発表会には、効果を高めるため外部有識者の参加を得ており、成果の横断的検討に役立てられている。

3. 2 TRUEX溶媒と硝酸との発熱反応に関する研究

1) 研究の目的

マイナーアクチニドのリサイクル研究で使用するTRUEX 溶媒(CMPO/TBP/ドекサン混合溶媒)を用いた化学プロセスを成立に資することを目的にCMPO/TBP/ドекサン/硝酸系での発熱反応を制御するための熱的特性の把握や反応速度の検討、および火災等の評価に関連する溶媒の引火点、発火点の測定を実施した。本報告では以下について報告する。

- ① CMPO、TBP、nドデカンおよびこれらの混合溶媒の引火点、発火点の測定結果
- ② CMPO、TBP、nドデカンおよびこれらの混合溶媒と硝酸の反応による発熱量の密封セル示差走査熱量計SC-DSCを用いた測定結果（単相系、二相系）
- ③ SC-DSCを用いた密封非断熱系における反応速度の検討

2) 試験および解析の方法

各溶媒の引火点の測定はJIS K226「原油および石油製品引火点試験法」および消防庁監修「危険物確認試験実施マニュアル」に従い実施した。発火点の測定は液体可燃物の発火点測定法としてもっとも広く用いられているASTM-E659-78に従った。

発熱量の測定は、各溶媒を数種類の濃度の硝酸と接触させ、硝酸と濃度平衡にある溶媒のみを試料(7~8 μl)とする単相系と各溶媒/硝酸のモル比を変化させながら両者を密封セルに封入した二相系について、ステンレス製密封セルを用いたSC-DSC(昇温速度10°C/min)で測定した。

反応速度の検討は、単相系及び二相系(各溶媒1 μlと10N硝酸8 μl)の試料について、昇温速度を3段階以上(3~10°C/min)変えて発熱曲線の測定を行い、各昇温速度における数点の反応率について絶対温度の逆数(横軸)と昇温速度の常用対数(縦軸)をプロットして、得られた直線の傾きの平均値を活性化エネルギーとする小沢法とDSC曲線のピーク温度(絶対温度)の逆数と昇温速度の常用対数を小沢法と同様にプロットし、その得られた直線の傾きから活性化エネルギーをもとめるASTMの方法(ASTM-E698-79)により検討した。いずれの評価法も対象とする反応が一つの活性化エネルギーで支配される单一な課程で有ることを前提としており、各反応率あるいはピークにおけるプロットが直線性(小沢法では、直線性を示し、かつ各直線が平行であること)を示すことが適用条件である。

3) 試験結果のまとめ

(1) CMPO、TBP、nドデカンおよびこれらの混合溶媒の引火点、発火点の測定結果

引火点や発火点は有機溶媒による火災との関連性が高いが、CMPOの引火点は179°CでTBPより高くなつたが、発火点は280°CでありTBPより低い結果が得られた。TBP/nドデカン、CMPO/TBP/nドデカン混合溶媒の引火点は、nドデカンのモル比の減少に伴つて、nドデカンの引火点より高くなり、TBP/nドデカンでは60~100vol% nドデカンにおいて理想溶液を仮定した計算値と良い一致を示した。0.2M CMPO-(0.8~1.4)M TBP-nドデカンの引火点は87.8~89.0°Cであり、30%TBP-nドデカンの88.6°Cと同等であった。また、30%TBP-nドデカンと0.2M CMPO-(0.8~1.4)M TBP-nドデカンの発火点は、nドデカンの発火点より0~15°C高い値となつた。

実際に再処理プロセス等で使用する混合溶媒として考えるとPUREX溶媒とTRUEX溶媒の引火点、発火点はほぼ等しく、取扱方法を大幅に変更する必要性は特に考えられない。

(2) CMPO、TBP、nドデカンおよびこれらの混合溶媒と硝酸の反応による発熱量のSC-DSCを用いた測定結果（単相系、二相系）

溶媒と硝酸の発熱反応の反応熱（発熱量）については、SC-DSCで測定し、各溶媒の発熱量と硝酸濃度との関係を把握した。二相系における単位重量当たりの飽和発熱量はCMPOとTBP、0.2M CMPO-1.0MTBP-nドデカンと30%TBP-nドデカンでそれぞれほぼ等しい値となつた。

また、単相系における100%TBPと0.2M CMPO-1.0MTBPの各硝酸濃度における平衡溶媒の発熱量も単位重量当たりではほぼ等しい値であり、発熱量としてはPUREX溶媒とTRUEX溶媒で大きな差はなかつた。

また、発熱量が飽和したときの溶媒と硝酸のモル比は、TBPやCMPOが硝酸により完全に酸化すると仮定した反応式の化学量論値とほぼ一致した。

(3) SC-DSCを用いた密封非断熱系での反応速度の検討（単相系、二相系）

SC-DSCを用いて密封非断熱系における溶媒と硝酸の反応速度を検討した。硝酸平衡溶媒（単相系）では、小沢法もASTM法も適用可能と判断し、アレニウスパラメータを求め、反応速度定数を比較した。100%TBPに比べて0.2M CMPO-1.0M TBPの方が反応速度定数が大きく100%TBPに比べて反応性が高くなる傾向にあつた。

溶媒と硝酸（水相）が共存する二相系では、小沢法を適用することはできなかつたが、

ピーク温度の逆数と昇温速度の常用対数に直線関係が得られたので、溶媒と硝酸との反応性を比較するための参考値として、ASTM法によりアレニウスパラメータを求めた。

100%TBP と 0.2M CMPO-1.0M TBP の反応速度定数（参考値）を比較すると各反応温度ではほぼ等しい反応速度定数となった。

n-ドデカンを含む混合溶媒では、単相系でも二相系でも反応速度定数が大きくなる傾向を示した。しかし、n-ドデカンは、蒸発缶では水蒸気蒸留で系外へ逃散するため、開口部が閉塞しない限り、発熱反応に寄与するとは考えにくく、安全上特に問題はないと考えられる。

4) 今後の研究計画

TRUEX 溶媒の安全性に係る引火点、発火点及び密封非断熱系における硝酸との反応の発熱量に係る基礎的なデータは、ほぼ収集できたので今後はより苛酷な条件である密封断熱系や実際のプロセス条件に近い開放非断熱系での反応機構等に係る試験を行い、TRUEX 溶媒の安全な操作範囲を更に確認していく計画である。

3. 3 プルトニウム閉じ込め機能に関する研究

1) 研究の目的

M O X 燃料製造に使用されているグローブボックス (G B) 内で、万一、火災が発生した場合の最適な火災の検知、消火方法等の検討と換気系の応答を明らかにすることを目的に本試験を実施する。なお、試験結果は核燃料施設等へ新設される G B に設置する火災検知設備、消火施設、換気設備等の設計に反映させる。

本報告では、以下について報告する。

(1) G B 内火災の検知方法に関する試験

(2) 火災及び消火時の G B 換気系の応答及び消火ガスの性能に関する試験

(3) 火災時換気系応答解析コード F I R A C の整備

2) 試験設備及び試験の概要

試験設備は 9m^3 ($3\text{mL} \times 1\text{mD} \times 3\text{mH}$) の G B、給排気ダクト、HEPA フィルタ、負圧調整ダンパを持つバイパス系、排風機、消火ガス放出設備及び火災検知設備で構成されている。

G B への給気量 $50\text{m}^3/\text{h}$ 、バイパス系の入気量 $240\text{m}^3/\text{h}$ の換気条件で燃焼物に難燃ケーブル ($10\text{cm} \times 10$ 本、 16.5g)、紙 (ティッシュ 1 箱)、ウエス ($80\text{cm} \times 80\text{cm}$) を用いた火災の検知試験及び 100cm^2 ($10\text{cm} \times 10\text{cm}$)、 225cm^2 ($15\text{cm} \times 15\text{cm}$)、 900cm^2 ($30 \times 30\text{cm}$) の燃焼パンを用いて $50\text{vol}\%$ 及び $100\text{vol}\%$ エタノールを燃焼させ、燃焼中に消火ガスを放出する換気系の応答と消火に関する試験を行った。消火ガスには炭酸ガス及び窒素ガスを用いた。

3) 試験結果のまとめ

(1) G B 内火災の検知方法に関する試験

① G B 内に存在する可燃物のうち、最も燃えやすく、短時間で G B 内が高温になると考えられる機器洗浄用のエタノールの場合には、火災の規模 (燃焼面積) により感知時間は変化するが、定温式熱感知器 (設定 60°C) に比べ差動分布式熱感知器 (設定温度上昇率 $15^\circ\text{C}/\text{min}$) の方が感知時間が短かかった。

② 難燃ケーブル、ティッシュペーパ、ウエスの小規模な燃焼では定温式熱感知器及び差動分布式熱感知器では感知できない場合もあった。

煙感知器は、小型イオン式煙感知器 > 光電式スポット型煙感知器 (1 種) > 光電式 spo

ット型煙感知器（2種）の順で感知時間が短かかった。

③G B内の火災検知方式（案）としては、定温式及び差動分布式熱感知器をG B内天井部等に設置し、OR回路で火災警報を発し、AND回路で消火ガスを放出する方法が有効である。また、ケーブル等の燃焼の早期検知を考慮する場合は煙検知器について検討する必要がある。なお、煙検知器については飛散粉末による影響についても検討する必要がある。

(2)火災及び消火時のG B換気系の応答と消火ガスの性能に係る試験

①G B内で火災が発生した場合や消火ガスを放出した場合、負圧調整ダンパから換気系への入気量が減少すると同時にG Bへの給気量も減少し、G Bからの排気量の増加を相殺する。これらの応答で排気量の増加（消火ガスの放出量）を吸収できれば、G Bの負圧は維持される。

②給気口を開放したままで、消火ガスを放出した場合、放出に伴い給気口からの入気量が減少する。このため、消火ガス放出（100～200m³/h）によって、エタノールの消炎酸素濃度に達する時間は10～20m³程度のG Bでは給気口を閉じた場合でも、開放したままで大差なかった。

③消火試験の結果、G B内のエタノールによる火災に対して、炭酸ガスは窒素ガスの50～70%の放出量で同等の消火能力を持つことを確認した。放出時の炭酸ガスの温度は-18℃で、その冷却効果は消火能力を高めるだけでなく、熱膨張した空気を冷却するためG B内の圧力上昇を抑制する効果も発揮した。

(3)火災時換気系応答解析コードF I R A Cの整備

①燃焼評価モジュールF I R I Nの燃焼速度評価手法や火災初期の高温層温度評価方法を改善することにより、G B内で火災が発生した場合の温度変化、負圧変化について実験値を再現することが可能になった。

②窒素ガスや炭酸ガスを用いたガス消火のシミュレーションを実施するため、コードの改造を実施した。これを用いて、G B内でエタノールを燃焼させ、炭酸ガスで消火した実験における負圧変化や換気系の応答を再現できることを確認した。

4) 今後の研究計画

GB内の火災事象に係る試験としては、ケーブル等の燃焼により発生するHEPAフィルタの目詰まりによるGB内負圧への影響を把握するための火災試験を実施する。

また、大型MOX燃料製造施設に設置されている複数個のGBが連結した換気系の火災時の応答評価をHEPAフィルタの目詰まりの影響も含めて評価できる様に、換気系のモデル化を実施する。さらに、火災時のプルトニウムエアロゾルの挙動評価コードの整備を行う。

3. 4 MOX燃料製造施設に関する安全研究

1) 研究計画

六か所再処理施設から回収されるプルトニウムを用いて軽水炉で使用するMOX燃料を加工する民間MOX燃料加工施設の建設が計画されている。

ATR燃料またはFBR燃料の製造施設ではあるが、現在、国内での経験をベースとして大量のMOX燃料を製造している唯一の施設である動燃プルトニウム燃料施設を用いて、民間MOX燃料加工施設の安全設計、安全審査を合理的に実施するために有効と考えられるテーマを検討し、以下の4件の安全研究を実施する。

2) グローブボックス等の安全性試験

(1) 研究の目的

MOX製造施設の主要な閉じ込め機能は、グローブボックスの閉じ込め性能により確保される。

動燃のMOX取扱施設で実際に使用されたグローブボックスの閉じ込め性能を試験により定量的に確認するとともに、グローブ、ビニルバッグ等グローブボックス付帯用品の閉じ込め性能等の確認も行い、グローブボックスの閉じ込め性能の評価データを整備するとともに、付帯用品の安全性の向上に資する。

(2) 研究計画の概要

① 動燃プルトニウム燃料工場で実際に使用され、設備の更新に伴い解体する前のグローブボックスを用い、漏洩率測定試験およびその評価を行う。

また、実際に使用されたグローブボックスのガスケット、アクリル、パネル等の部材の機械強度、物性を測定し、その評価を行う。（図3.4.1、表3.4.1）

② グローブ、ビニルバッグ等の使用条件に応じた機械強度変化、耐放射線特性等を測定、評価する。（図3.4.2）

③ グローブボックス直近の HEPA フィルタは、排気ダクトとビニルバッグで接続しているが、この部分に排気中の水分の結露等があるとビニルバッグと排気ダクトのすき間での毛管現象から外部に染みだすトラブルを経験したので、HEPA フィルタと排気ダクトの接続部の構造を改良する設計試作研究を行う。（図3.4.3、図3.4.4）

3) MOX粉末の安全取扱技術の研究（その1）

(1) 研究の目的

MOX燃料施設の安全設計、安全評価において、非常に重要なMOX粉末の移行挙動に関連するデータを測定、評価し、従来欧米の文献データを用いて相当保守側に設定していたMOX粉末の移行率等を再検討し、工学的に妥当な移行量を設定できるようにする。（図3.4.5、表3.4.2）

また、MOX粉末の粒径、密度等の物性データ等安全設計、安全評価に使用できるデータを測定・整備する。

さらに、動燃MOX燃料施設のホールドアップ問題との係わりでも重要になってきた粉末飛散防止設備の実証研究や被ばく低減のための遮蔽体の設計研究も行う。

(2) 研究計画の概要

① 動燃MOX燃料施設のうち粉末を取扱うグローブボックスの排気ラインに設置しているプレ・フィルタ、高性能フィルタに付着しているプルトニウム量を主として非破壊で測定・評価する方法を検討、試験し、移行率等の解析を試みる。（図3.4.6、図3.4.7）

② 粉末の凝集、沈降等エアロゾルとしての挙動を考慮できる評価コードを整備し、評価に用いる各種パラメータを検討し、施設の設計条件等から移行量等を算出するための評価方法の検討を行う。（表3.4.3、表3.4.4）

③ 粉末飛散防止設備、遮蔽体の研究については、試験機を試作して機能評価を行う。（図3.4.8、図3.4.9）

4) MOX粉末の安全取扱技術の研究（その2）

(1) 研究の目的

MOX燃料施設の臨界管理では、中性子減速条件により取扱いの制限量が大きく変わる。

粉末取扱設備の減速条件は、粉末に含まれる水分、粉末に添加する有機物質の量を考慮して水分量として保守側に設定してきている。MOX粉末の吸湿特性を確認して、臨界管理上の減速条件を合理的に設定できるようにする。

(2) 研究計画の概要

MOX粉末の組成、周囲雰囲気の湿度等をパラメータとしてMOX粉末の水分を測定・整理する。（図3.4.10、図3.4.11）

5) 水素混合ガスの安全性の研究

(1) 研究の目的

MOX燃料施設では水素混合ガスを使用するので、このガスの濃度異常等を想定した事故評価を行っているが、保守的な評価シナリオを設定している。

水素混合ガスの爆発限界、爆発挙動等を試験により確認し、爆発防止のための安全設計に資するとともに、合理的な爆発事故評価が行えるようなデータを整備する。

(2) 研究計画の概要

水素、希釈ガス、空気（酸素）の三成分系混合ガスについて、成分ガス濃度をパラメータとして爆発の有無を観察し、爆発限界ガス組成を確認する。また、低水素濃度領域に重点をおいて、爆発による圧力上昇、温度上昇等を観察・測定する。

（図3.4.12）

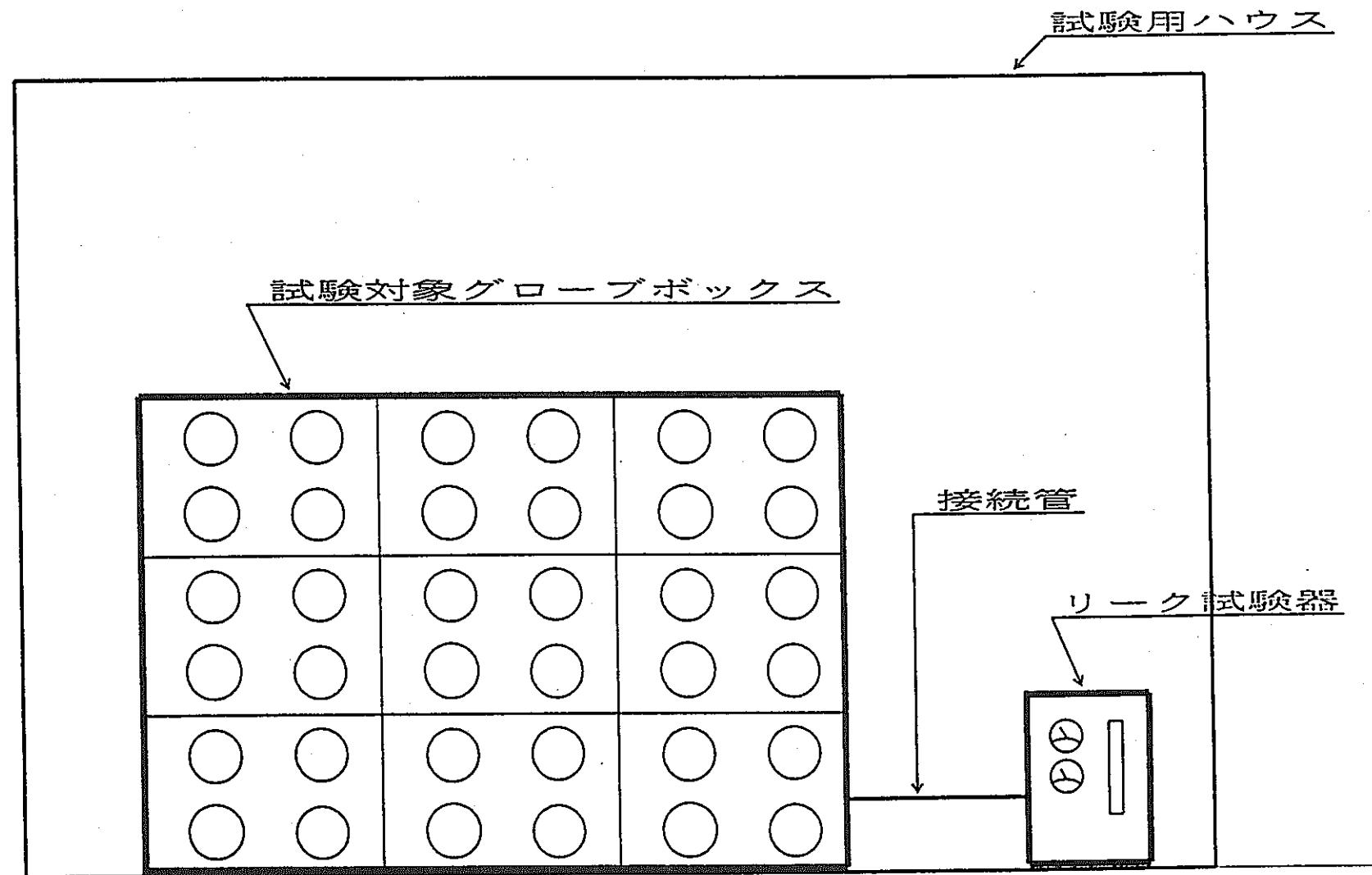


図3.4.1 使用終了グループボックスリーク試験概念図

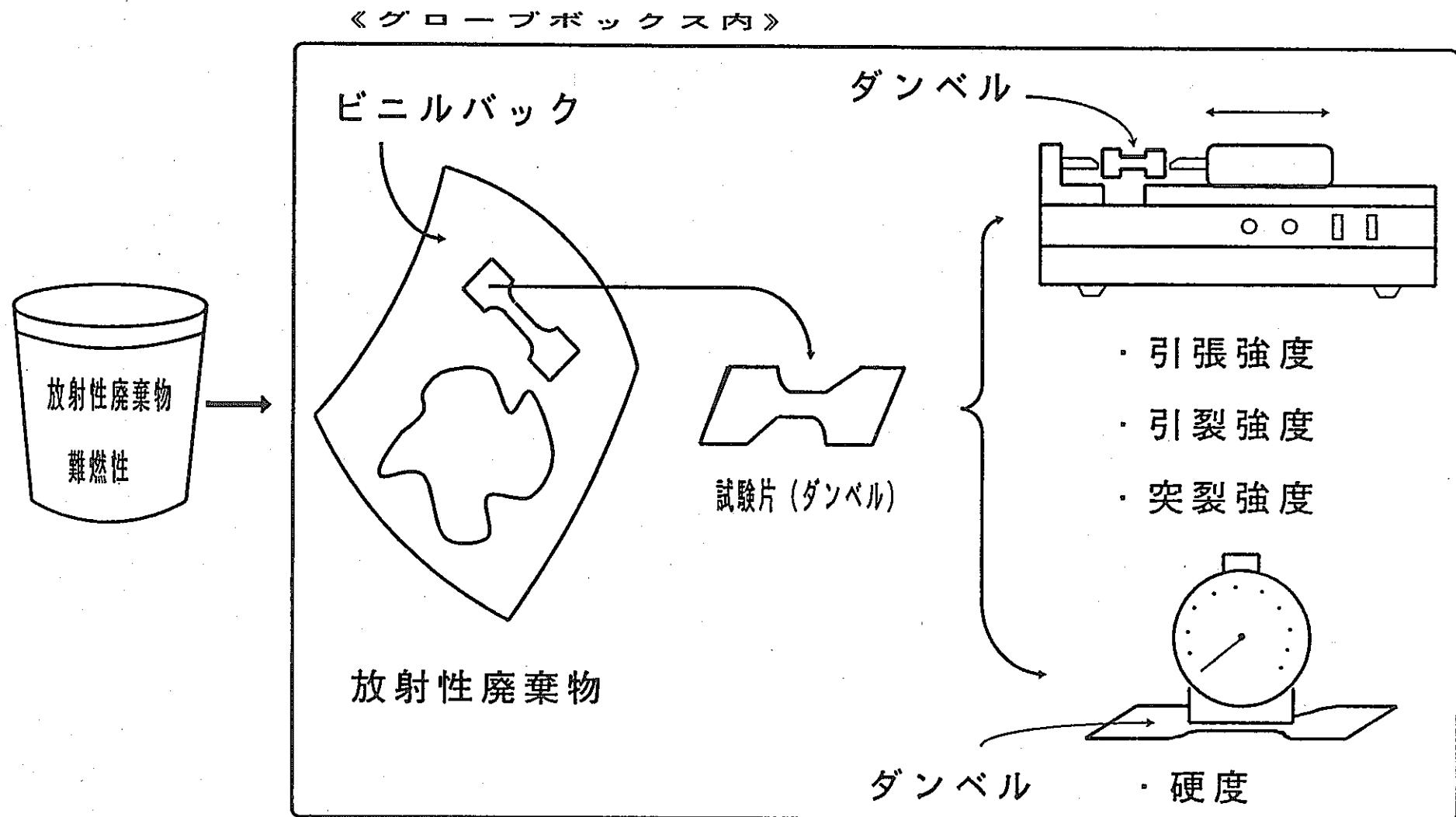


図3.4.2 ビニルバック物性試験

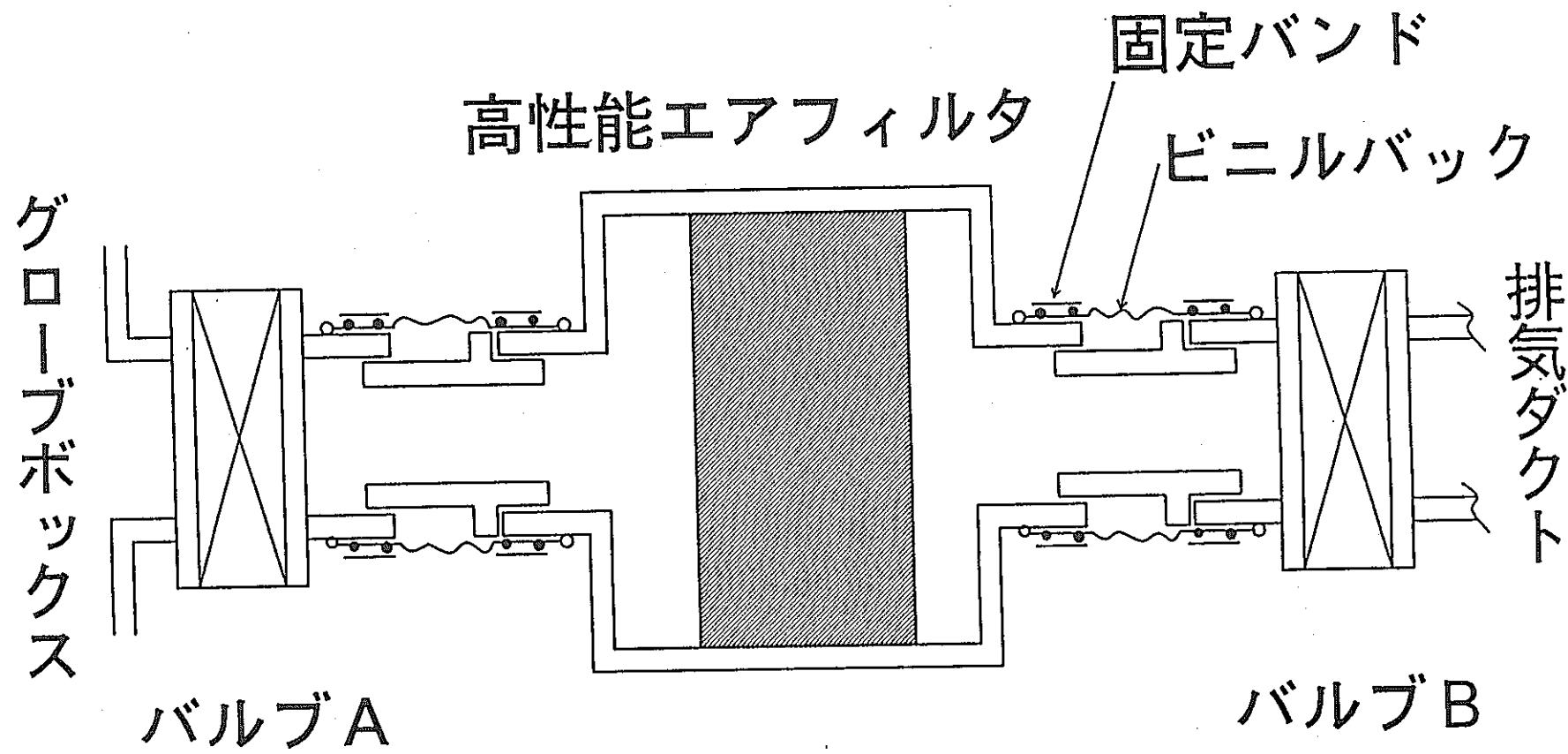


図3.4.3 高性能エアフィルタ接続状況（現在）

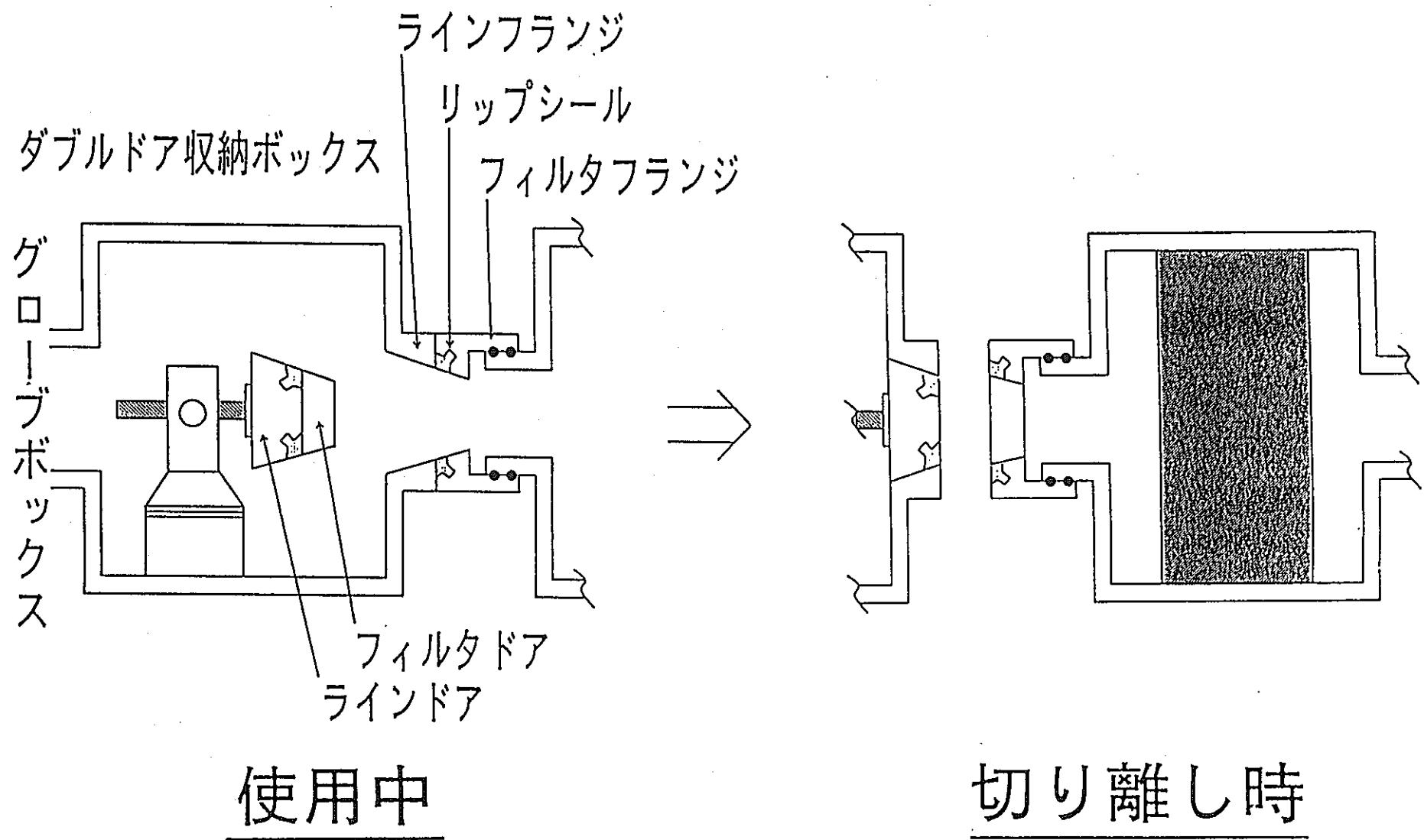


図3.4.4 ダブルドア式接続装置の開発

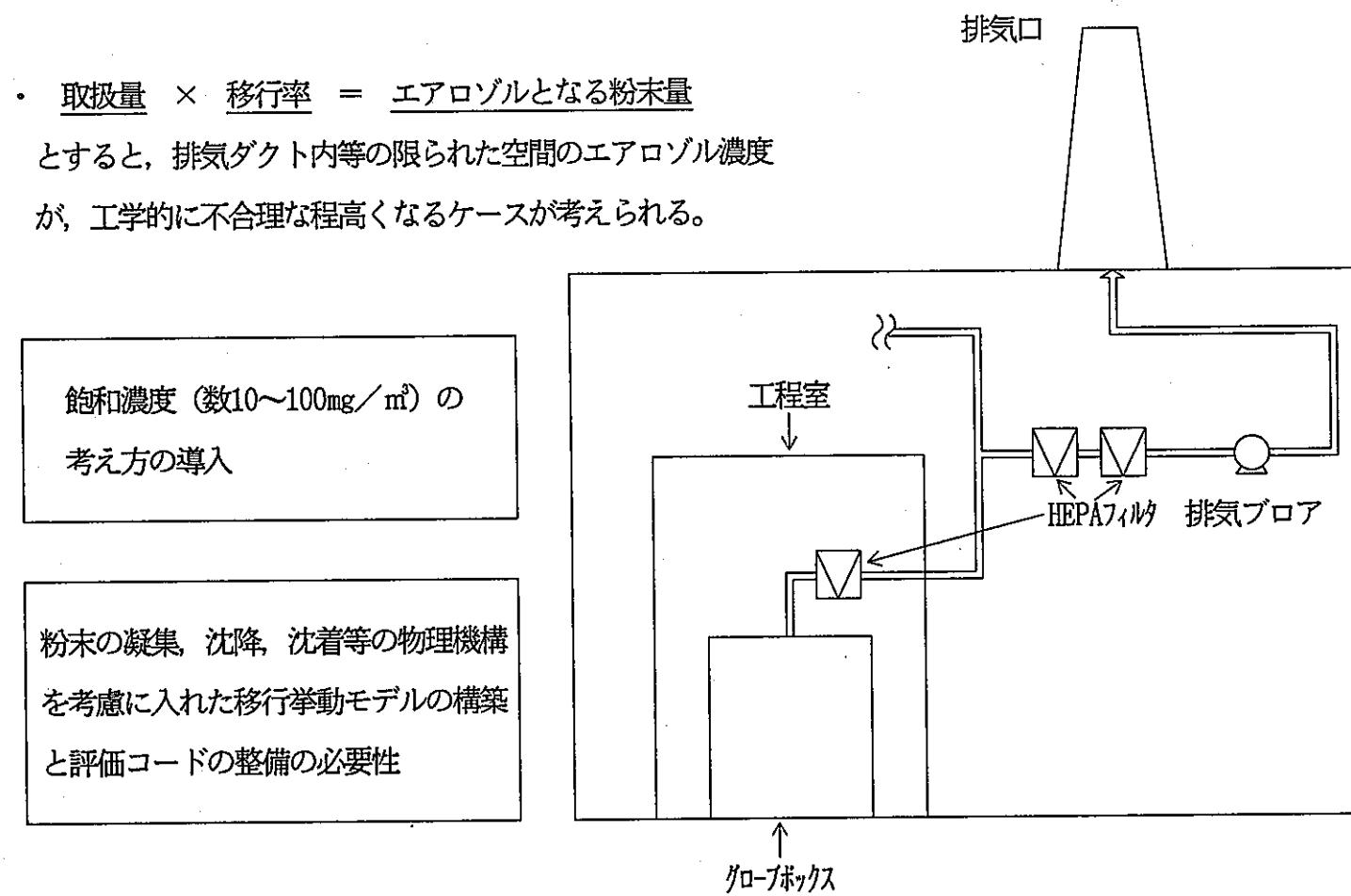
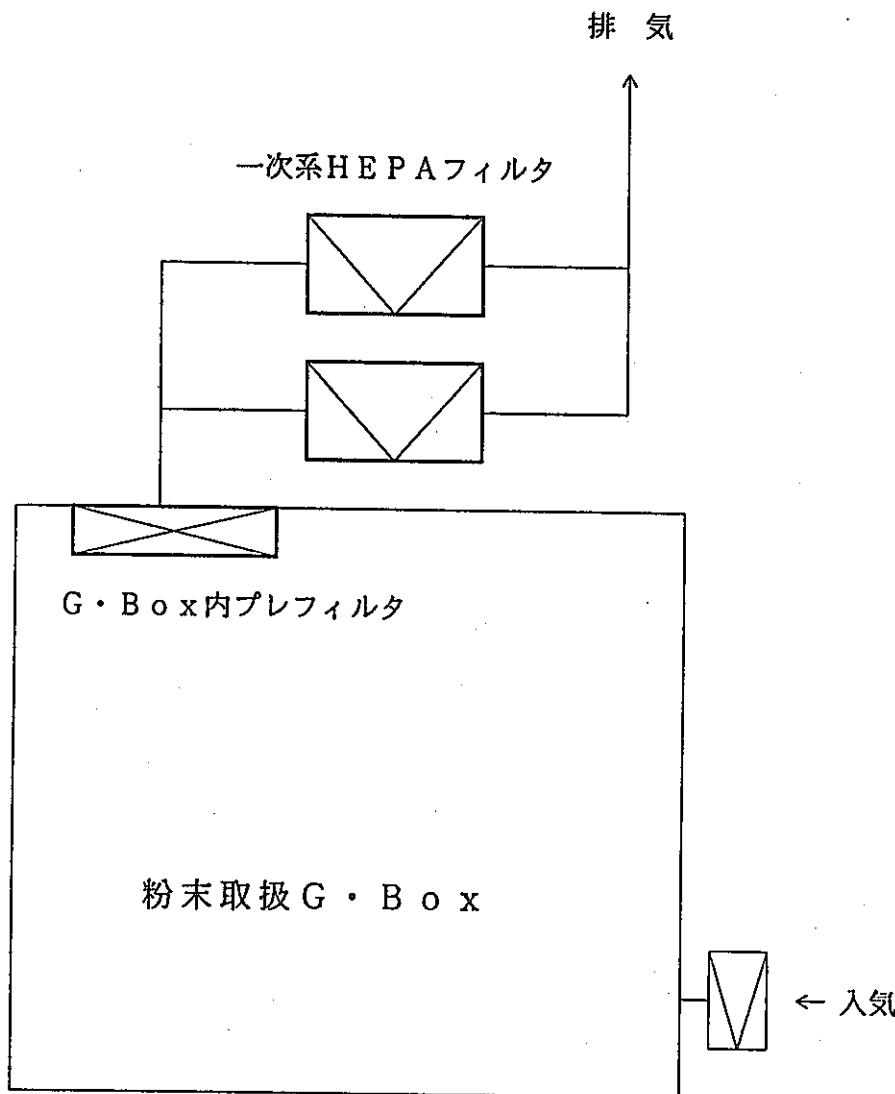


図3.4.5 工学的に妥当な移行量の設定方法の検討



[概 要]

プルトニウム燃料第三開発室（FBRライン）粉末取扱い設備の代表的なグローブボックス数台を対象に、MOX取扱量に対するフィルタ（グローブボックス内プレフィルタ及び一次系HEPAフィルタ）へのMOX粉末の移行率を求め、粉末の挙動について確認する。

移行率の確認方法は、各フィルタを非破壊測定装置（WDAS）により、Pu量を測定し、取扱い量との比で求める。

[条件の確認]

- ① G・Boxの風量測定
- ② 移行粉末の物性確認（粒径等）
- ③ プレフィルタの性能別（中性能、高性能）比較
- ④ その他

図3.4.6 MOX粉末取扱い設備から排気系への移行挙動確認

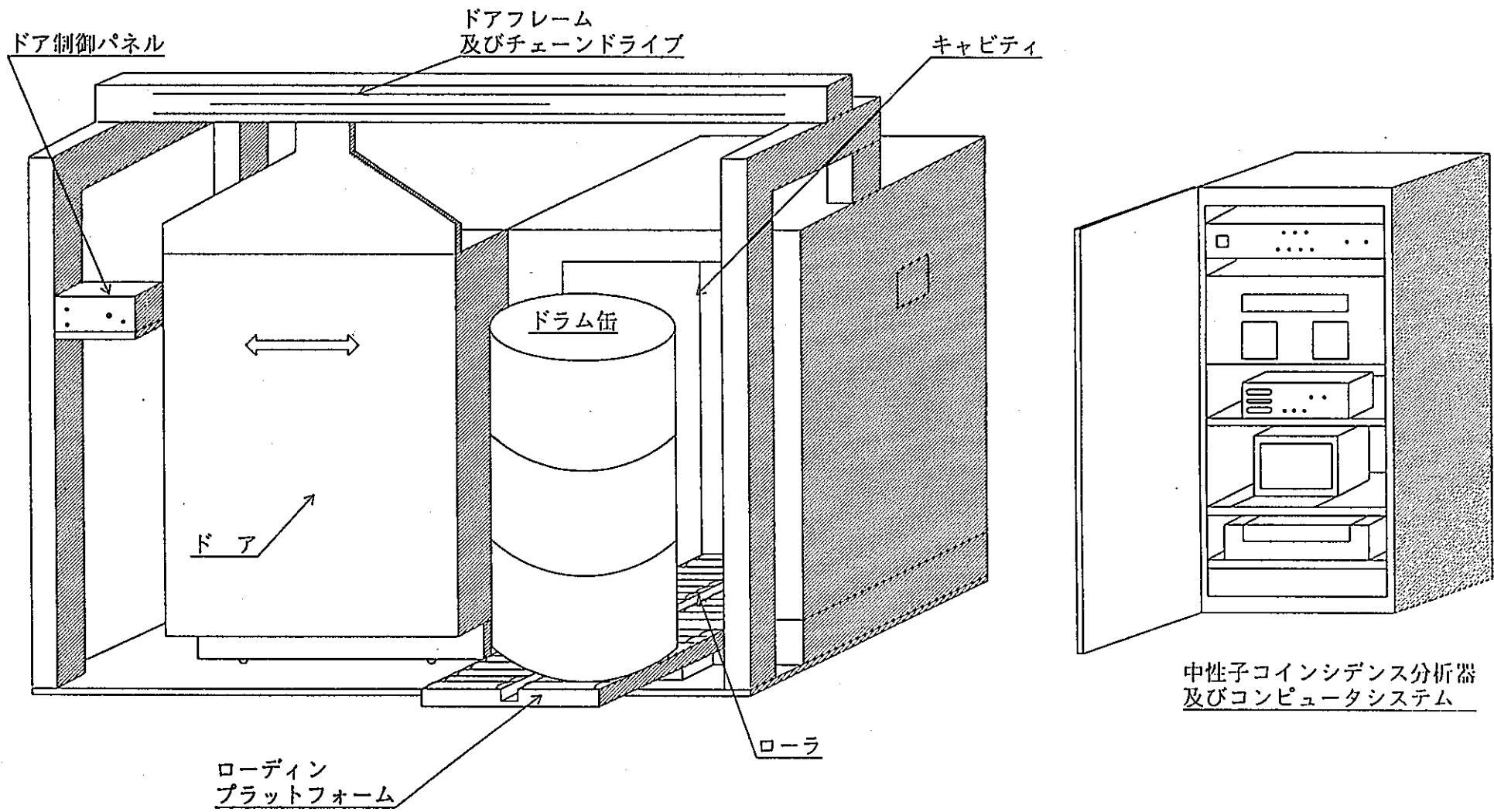


図3.4.7 WDAS全体概要図

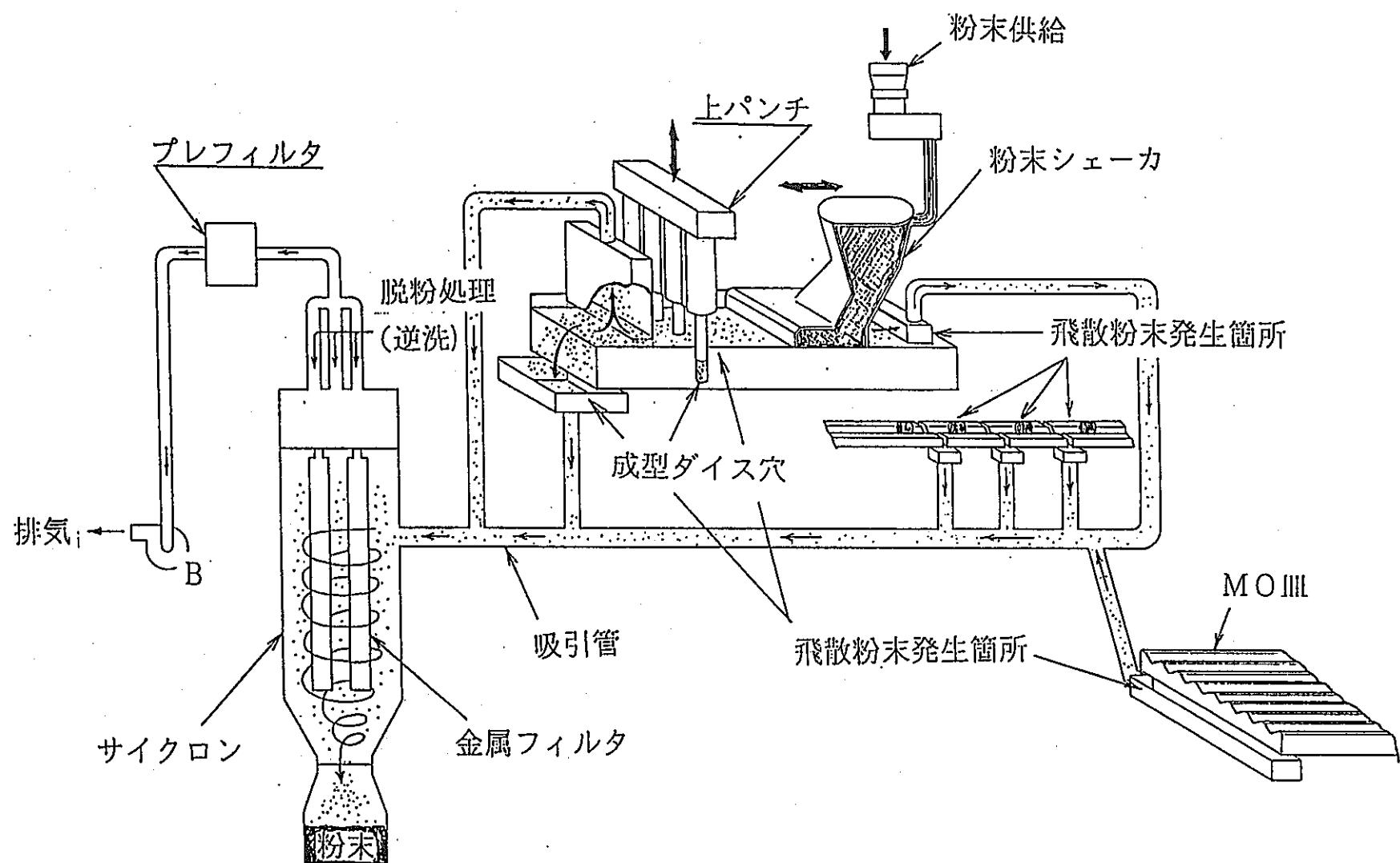


図 3.4.8 局所排気システム概念図

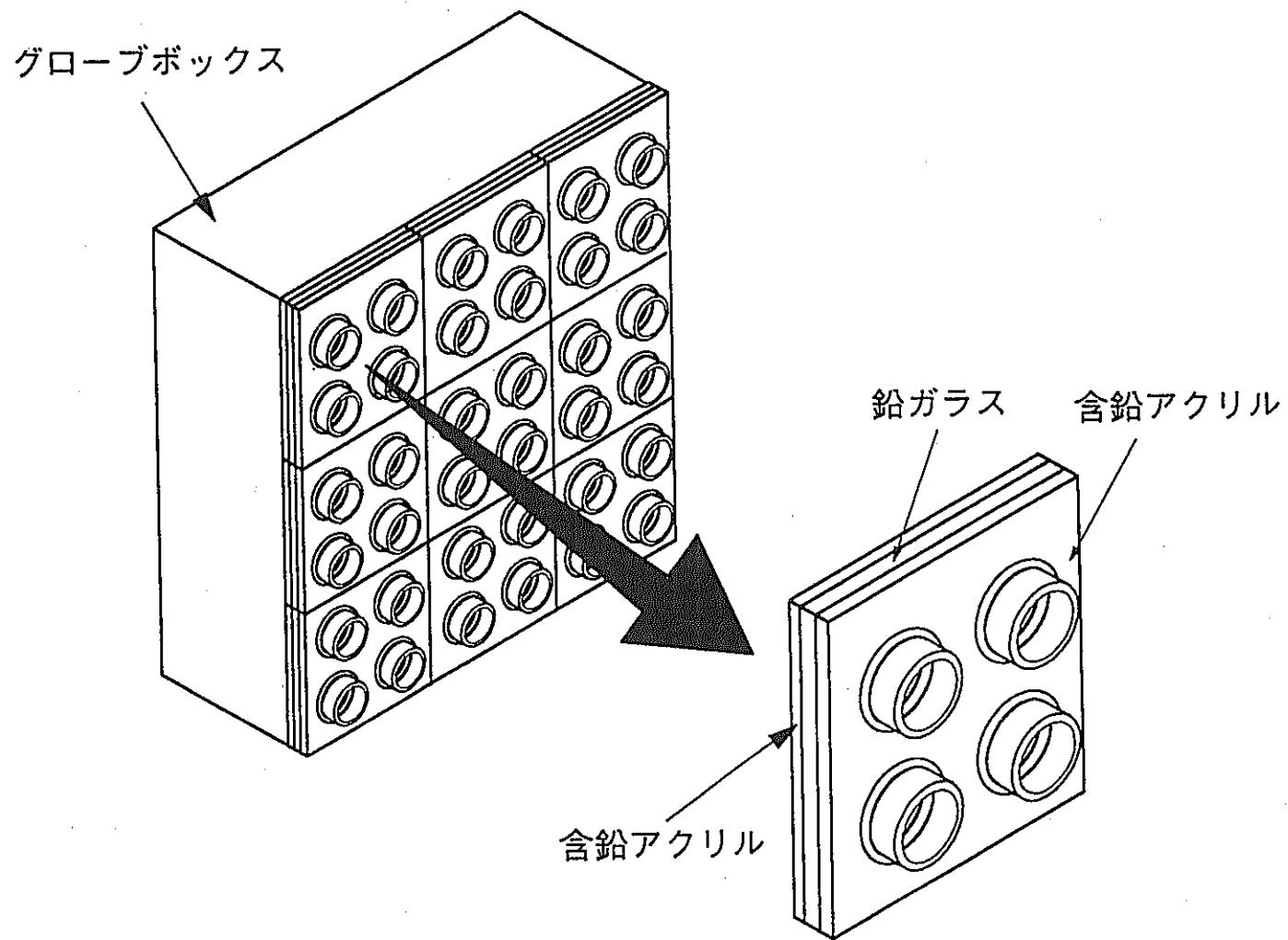


図3.4.9 遮蔽パネル概念図（一体化構造）

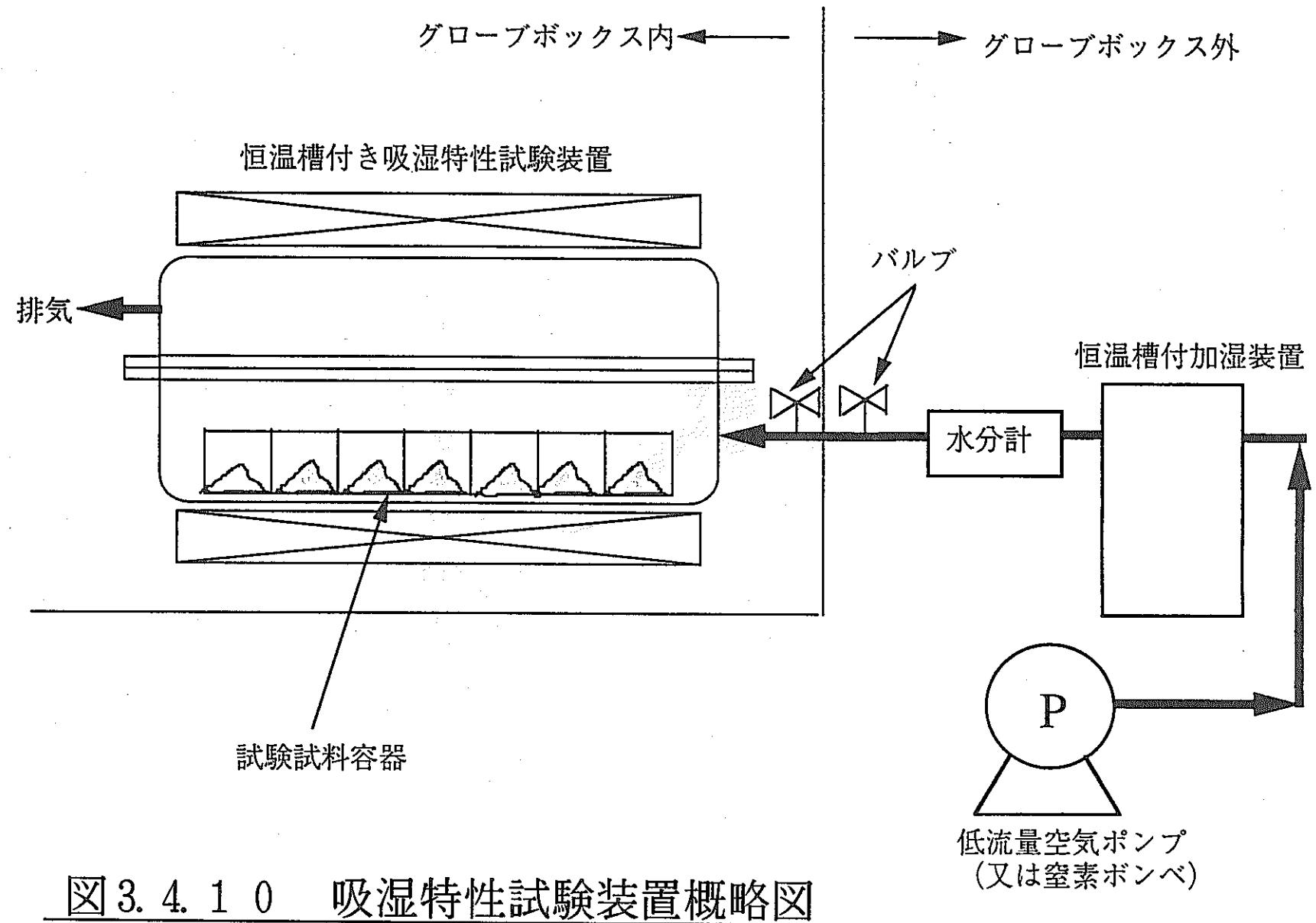


図 3.4.10 吸湿特性試験装置概略図

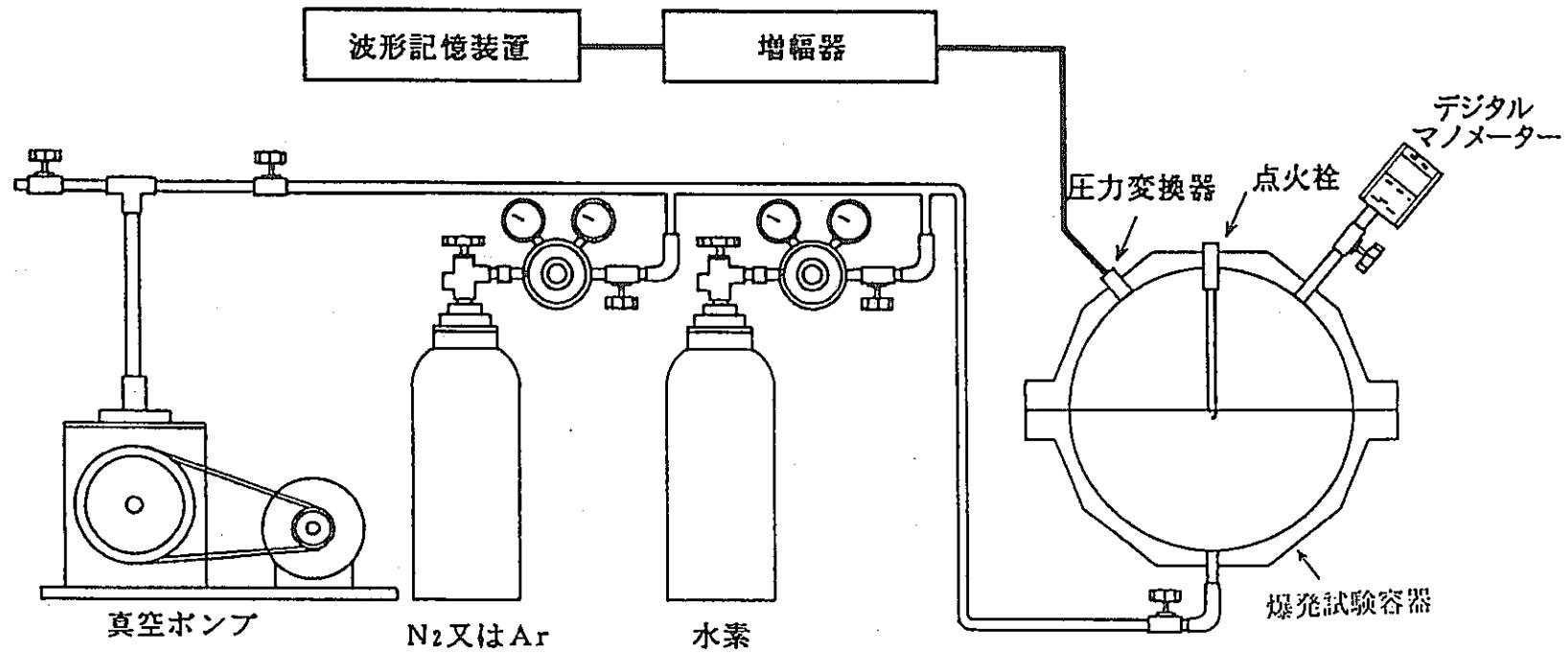


図3.4.1.2 ガス爆発性試験装置

表 3.4.1 部材健全性評価項目

試験部材	試験項目
パッキン	<ul style="list-style-type: none">・引張強さ・切断時伸び・硬度・引裂強さ
アクリル板	<ul style="list-style-type: none">・曲げ強度・引張強さ・曲げ弾性率

表 3. 4. 2 MOX燃料製造施設に関する粉末移行挙動研究課題

	<pre> graph LR A[粉末容器等] --> B[排気ダクト] B --> C[HEPA フィルタ] C --> D[排気口] D --> E[周辺監視 区域境界] </pre>
平常時評価	<p>←移行率 10^{-5} 等 → ←HEPAフィルタ補集効率 → ←気象指針に基づく 1段 99.97 % 大気拡散評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 粉末の移行データの収集・評価 ・ 工学的に妥当な移行量の設定方法の検討
事故評価	<ul style="list-style-type: none"> ・ 火災、爆発等の事故シナリオの合理化 ・ 合理的事故シナリオに沿った工学的に妥当な移行量の設定方法の検討

表 3. 4. 3 計算結果（フィルタを3段まで考慮した場合）

時 間 (h)	グローブボックス			工 程 室			建屋外への漏洩質量 (g)	フィルタへの残留量 (g)
	$\text{I}^2\text{O}_3/\text{N}$ 濃度 (g/cm ³)	床への沈降 質量(g)	壁への沈着 質量(g)	$\text{I}^2\text{O}_3/\text{N}$ 濃度 (g/cm ³)	床への沈降 質量(g)	壁への沈着 質量(g)		
0.5	2.646E-5	2.413E+4	7.050E+1	3.542E-10	1.265E+0	7.104E-4	1.217E-7	4.057E-1
1	5.631E-6	2.475E+4	7.681E+1	1.491E-10	1.618E+0	1.106E-3	1.858E-7	6.194E-1
1.5	1.882E-6	2.486E+4	7.853E+1	6.664E-11	1.727E+0	1.282E-3	2.134E-7	7.114E-1
2	7.919E-7	2.489E+4	7.918E+1	3.190E-11	1.767E+0	1.365E-3	2.262E-7	7.540E-1
2.5	3.840E-7	2.491E+4	7.948E+1	1.619E-11	1.783E+0	1.408E-3	2.326E-7	7.754E-1
3	2.051E-7	2.491E+4	7.964E+1	8.645E-12	1.789E+0	1.431E-3	2.361E-7	7.869E-1
3.5	1.177E-7	2.491E+4	7.973E+1	4.823E-12	1.792E+0	1.445E-3	2.381E-7	7.935E-1
4	7.133E-8	2.491E+4	7.978E+1	2.800E-12	1.793E+0	1.453E-3	2.393E-7	7.977E-1
4.5	4.514E-8	2.492E+4	7.981E+1	1.685E-12	1.793E+0	1.460E-3	2.402E-7	8.007E-1
5	2.958E-8	2.492E+4	7.983E+1	1.048E-12	1.791E+0	1.466E-3	2.411E-7	8.036E-1
5.5	1.995E-8	2.492E+4	7.985E+1	6.726E-13	1.791E+0	1.468E-3	2.414E-7	8.046E-1
5.75	1.654E-8	2.492E+4	7.985E+1	5.441E-13	1.791E+0	1.469E-3	2.415E-7	8.050E-1

表 3. 4. 3 放出率

フィルタ段数	フィルタ効率	グローブボックス内粉末量	放出質量	放 出 率
1 段	0. 99997		2.42×10^{-4} g	9.68×10^{-9}
2 段	0. 999997	25 kg	2.42×10^{-6} g	9.68×10^{-11}
3 段	0. 9999997		2.42×10^{-7} g	9.68×10^{-12}

エアロゾル挙動解析コード「ABC-INTG」を用いた計算例

含水率測定結果

経過日数(日)	0	7	14	30	60	120	180
含水率(%)	0.25	0.26	0.24	0.23	0.23	0.25	0.25

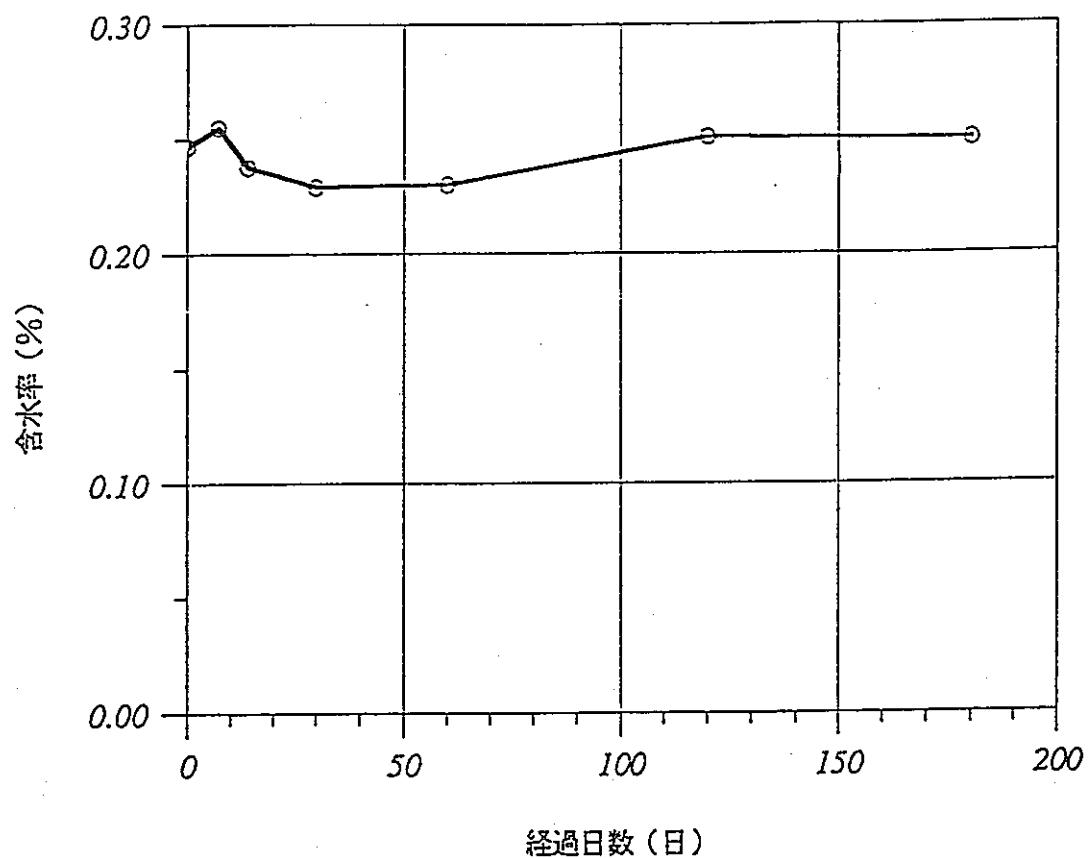


図 3.4.1.1 貯蔵中のMOX製品粉末の含水率の変化

4. 核燃料施設の安全技術に関する動向

核燃料施設の安全技術に関する動向として、以下を調査した。

- 4. 1 溶媒の火災・爆発に関する安全研究動向
- 4. 2 放射線の安全基準の変遷と放射性廃棄物の放射線安全の考え方
- 4. 3 エアロゾルの安全研究について
- 4. 4 核燃料施設の安全性と経済性の追及

4. 1 溶媒の火災・爆発に関する安全研究動向

－特にトムスク7爆発事故後の米国における研究について－

1) はじめに

1993年4月6日、ロシア再処理施設トムスク7において、硝酸ウラニル溶液の酸濃度を調整するタンクに農硝酸を攪拌せずに注入した時、調整タンク内に存在した溶媒と硝酸の急激な発熱反応が起り、内圧が上昇してタンクが破裂するという事故が発生した。

この事故においては、過去に米国の再処理施設で発生したレッドオイル爆発事故に比べて特徴的な問題として、硝酸水溶液の沸点以下の温度（約85°Cと推定）から発熱反応が発生したことが指摘されており、日米においてトムスク事故の特異性や事故原因を明らかにする調査研究が行われた。その結果、オペレーションミスを除けば、ロシアで使用されていた希釀剤中の芳香族炭化水素等の成分、あるいは硝酸ブチル等のTBPの劣化生成物と硝酸による比較的低温から開始した発熱反応と換気能力の不足が原因と推測されている。

有機物と硝酸との反応は硝酸酸化やニトロ化反応が知られており、いずれも発熱反応である。PUREXプロセスについては、過去に米国で発生したレッドオイル爆発事故について、その原因と対策が明らかにされ、我が国においても蒸発缶等の加熱機器に対する熱的制限値の設定やnパラフィン系の希釀剤であるnドデカンの使用、希釀剤洗浄工程等によって加熱機器内への溶媒の混入を最大限防止するなどの対策が行われ、プロセスの安全性が担保されている。

ここでは、米国DOE本部を中心にトムスク事故後に実施された核化学プラントの化学的安全性に関する研究成果について取りまとめた。

2) 情報交換で得られた主な情報

2.1) 新たにロシアから得られた情報

(1) 希釀剤の組成

ロシアから入手した希釀剤RZh-3の分析結果（原文はロシア語）によると、その組成は少量のジアルキルフタレート（0.31wt%）とTBP（1.64wt%）を混合物として含む、石油起源の炭化水素混合物である。

炭化水素混合物の主な組成は以下の通りである^{1), 2)}。

n-パラフィン全体	31.03 wt%	50.8 wt%
イソパラフィン全体	19.77 wt%	
单環式ナフテン(環式炭化水素)	26.15 wt%	45.34 wt%
二環式ナフテン	17.09 wt%	
三環式ナフテン	2.10 wt%	
芳香族炭化水素全体	1.91 wt%	
計	98.05 wt%	

(2)事故の経過

事故の経過については新たな情報として以下の2点が得られた。

- ①ウラン濃縮缶で加熱濃縮されたウラン溶液は、受け入れ後、攪拌されていなかった。されていたが、今回得た情報では、第1回目は手順に従って窒素ガスバブラーで攪拌され、水ジャケットで冷却された。2回目はオペレータの誤解のため攪拌も冷却もされなかった。このため、有機相を含むタンク内容物の上部の温度は85°Cであったと評価された¹⁾。(図4.1.1)
- ②調整タンクへ加えられた濃硝酸の濃度は、従来14.2規定とされていたが、12規定に訂正している。そして、タンク内では上から有機相(密度0.91 g/cm³、85°C)、硝酸相(密度~1.4 g/cm³、35°C)、硝酸ウラニル相(密度1.5 g/cm³、85°C)の3相が形成された¹⁾。(図4.1.2)

2.2) TBP/硝酸溶液の単相(有機相)及び2相系での定温反応熱測定^{3), 4)}

サバンナリバーテクノロジーセンタのスミスらは、自作した定温熱量計(圧力開放系)(図4.1.3)を用いて、10~15.9 M硝酸と平衡にした100%TBPの単相と100%TBPと10M硝酸の2相の系における定温反応熱(反応温度110~124°C)ガス発生率等の測定を行った。試験結果から以下の結論を得ている。

(1)開放系でのTBP/HNO₃の酸化反応

- ①単相でも2相でも化学量論的には非常に類似している。

②有機相中の酸化は、有機相中の硝酸濃度に1次反応で、硝酸ブチルと水の濃度に疑似0次反応である。硝酸の還元が非効率的なために酸化反応熱は低く、また酸化力のある化学種 N_2O が減少してくるために反応速度は遅い（密閉容器中の反応速度 $1.33E-3 /min^{-1}$ に比べて $5.4E-4 /min^{-1}$ ）。

③水相中の酸化は水相中の酸素速度は、有機相中の水溶性の酪酸やプロピオン酸の生成や界面を通しての移動により制約される。有機相／水相の厚さの比が4以下では界面での物質移動に制限され、それ以上ではオフガスの発生速度は一定となる。（図4.1.4）

(2)蒸発による有機相の冷却

①単相系における正味の反応熱は、有機相の水分量（水の蒸発による吸熱）に依存する。（他の揮発性成分への依存度は低い）

②酸化により CO_2 、 CO 、 N_2 、 N_2O のようなガスが生成されると溶液内に亜硝酸ブチルのような揮発性成分が形成されはじめ、それぞれの分圧を維持しながら気相に蒸発する。この蒸発は酸化反応に伴う発熱を上回る可能性のある冷却メカニズムとなり得る。

③2相の場合、水相での酸化で生成されたガスによる界面での混合によって、有機相に水が移動し、正味の吸熱が維持される。（図4.1.5）

④計算上、反応性の水相の高さ1フィートに対して有機相の高さ6フィート以上でも、吸熱が維持される。（保守的に、 $121^{\circ}C$ 、 $14.3M$ 硝酸で計算、文献3では12フィート）

2.3) レッドオイルの換気の必要条件

Fauske&Associates, Inc (F A I) のFauskeらは、化学工業界で広く利用されている放散ノズル付きの密閉容器を利用した断熱反応熱量計を用いて、反応の暴走と換気配管の断面積の関係を確認した^{5), 6)}。試験装置には、R S S T (Reactive System Screening Tool $\sim 1.5 ml$) とV S P (Vent Sizing Package $\sim 110 ml$) を使用し、主に $15 M$ の硝酸と平衡な $100\% TBP$ を用いて、開放系及び密閉系における自己発熱速度や圧力上昇速度を測定した。試験結果から以下の結論を得ている。

(1)圧力の影響

①R S S Tによる試験結果において、反応の暴走挙動は大気圧下でも、加圧下でも

起き、反応エネルギーは、硝酸濃度に対し、直線的に増加し、加圧に対して指数関数的に増加した。⁵⁾ (図4.1.6)

②VSPによる試験結果では、密閉されたセルと換気系を持つセル(図7)の自己発熱速度、圧力上昇率には明らかな差があることが示された。密閉されたセルでは116°Cから急激な自己発熱と圧力上昇があったが、直径0.04インチの放散ノズルを持つセルでは130°C位から自己発熱が始まるが、上昇率は比較的小さく、圧力変動は自己発熱速度が最大(20°C/分)となる180~190°C付近で小さなピークを示すが、ほとんど変動しなかった。⁵⁾ (図4.1.8、図4.1.9、図4.1.10)

(2)換気の必要条件

①暴走反応によるダメージに対する第一の防御はベッセルの換気であり、試験結果から31kgTBP/cm²(0.032cm²/kgTBP)より大きい換気断面積を持つべきである。^{5), 6)} (図4.1.11、図4.1.12)

②トムスク7のタンクでは、直径7cmの配管の直径の70%が開放された状態で、200~500ℓの有機溶媒が存在したと考えられており、これは図13に示した質量/面積比の危険範囲も含まれている。⁶⁾ Fusukeらは、タンク内のTBPは硝酸を吸収して780kg(500ℓ)であると評価し、その質量/面積比は41.5kg-TBP/cm²(0.0024mm²/g)であり、トムスク7の事故は明らかに不十分な換気に起因しているとしている。⁵⁾ この結論は2相流や発泡を前提とする必要がなく、また、ロシアのレポートによれば有意な液体の膨張と発泡は観察されていない。⁵⁾

2.4) 暴走反応のシミュレーション¹⁾

ロスアラモス研究所のAgnewらは、30%TBP/希釀剤(RZh-3)を14M硝酸と1:5で混在させた試料を用いて80°Cにおけるガス発生率の照射による効果を確認した。その結果、ガス発生率のピークは照射試料で50分後、非照射試料で110分後に現れ、ガス発生率は10mol gas/mol TBP(照射)、7mol gas/mol TBP(非照射)であった¹⁾。(図4.1.13)

このガス発生率の差は、比較的低温で硝酸と反応するReactive Carbonの存在を示唆するものとし、Agnewらは、タンク内の有機相と硝酸相の間に反応ゾーンを持つ3相モデル

を提案した。そしてReactive Carbon として硝酸プロピル（硝酸ブチルの生成熱がわからなかったため）を想定して、各相のエネルギーバランスから、各相の温度上昇率を計算すると換気が不十分な場合有機相温度 85 °C、硝酸温度 35 °C からでも暴走反応が起き得ることを示した。（図 4.1.14、図 4.1.15、図 4.1.16、図 4.1.17）

2.5) 蒸発缶に係る安全措置

米国のピューレックス再処理施設には、希釀剤洗浄工程がなく、このため、蒸発缶や貯槽に水相とともに TBP が混入することを前提にして安全措置が取られている。サバンナリバーの Hyder は蒸発缶に係る安全措置として、従来からの措置および最近の研究成果を反映させて、以下の安全措置を示めしている。

(1) 換気について

- ① 有機物の量と換気配管の断面積比 (Organic Mass/Vent Area Ratio) は約 31 kg / cm² を超えるべきではない^{5), 6), 7)}。
- ② もし、ベントラインが長かったり、曲がりが多い場合は配管をもっと太くすべきである⁷⁾。

(2) 蒸留について

- ① 蒸留は、普通は、どんな反応熱も緩和する³⁾。
- ② 実験室での試験では、125 °C 以上で自己発熱が有意になる。この温度では、大部分の水分は除去されている³⁾。
- ③ サバンナリバーサイトでは、蒸発缶のスチーム温度は 130 °C 以下、溶液温度は 118 °C 以下に制限されている。これは満足ゆくものである。同様な（あるいはもっと厳しい）制限値が推奨されている⁷⁾。
- ④ 蒸発缶フィード液中の有機物は最小限にすべきである⁷⁾。

(3) 硝酸の濃度制限について

それ以下の濃度では酸化反応に対する心配がほとんどない 2.5 M 硝酸を制限値として推奨する (1.0 M 以下の硝酸を 2.5 M に希釀)。これは、低い沸点、低い有機相中濃度、低い反応率、文献で報告されている低い反応性に基づいている⁷⁾。

3) まとめ

米国ではトムスク事故後の研究により、事故の原因を芳香族炭化水素等の希釈剤（R Z h 3）の成分あるいは硝酸ブチル等のTBP劣化生成物と硝酸による比較的低温からの発熱反応と換気能力の不足が原因と考えており、科技庁報告書と同様の考え方と言える。

また、DOEの施設においては、トムスク7のような爆発や激しい発熱反応が起きる可能性は非常に小さく、系統的な設計上の欠陥やプロセス設備の不備も見つからず、重大な出力上昇（excursions）を防ぐための妥当な安全設計と十分な管理が行われていると報告しており⁸⁾、今後、新たなR/Dの計画は聞かれなかった。

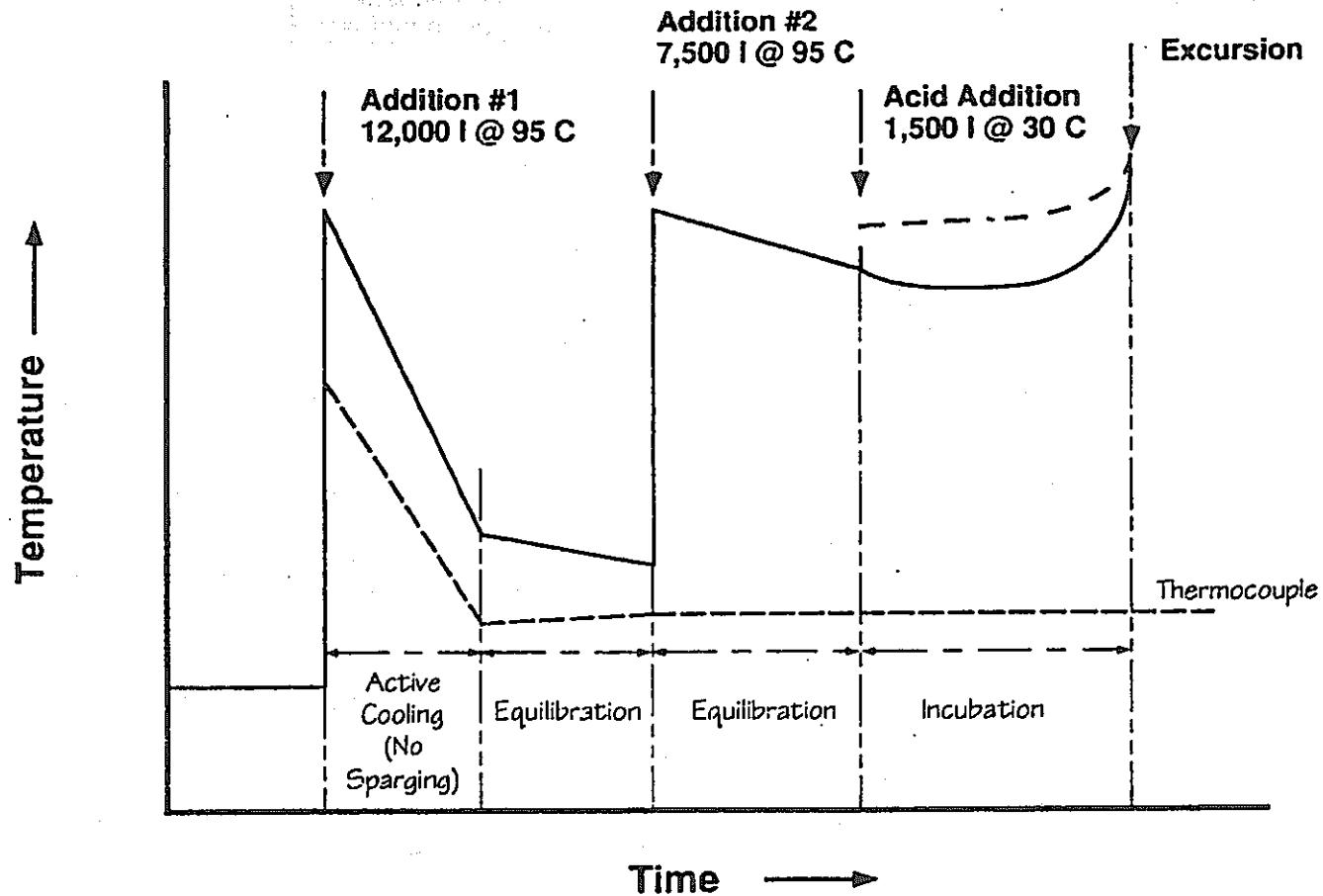
なお、我が国では日本原子力研究所において実施されている「再処理施設セル換気系安全性実証試験」の中で、①溶媒と硝酸の反応の発熱挙動、②劣化溶媒反応特性試験、③劣化溶媒分解特性試験等が精力的に実施されている。また、動燃でもマイナーアクチニドリサイクル研究に使用する新抽出剤を中心とした溶媒の安全性に係わる安全研究を実施している。

参考文献

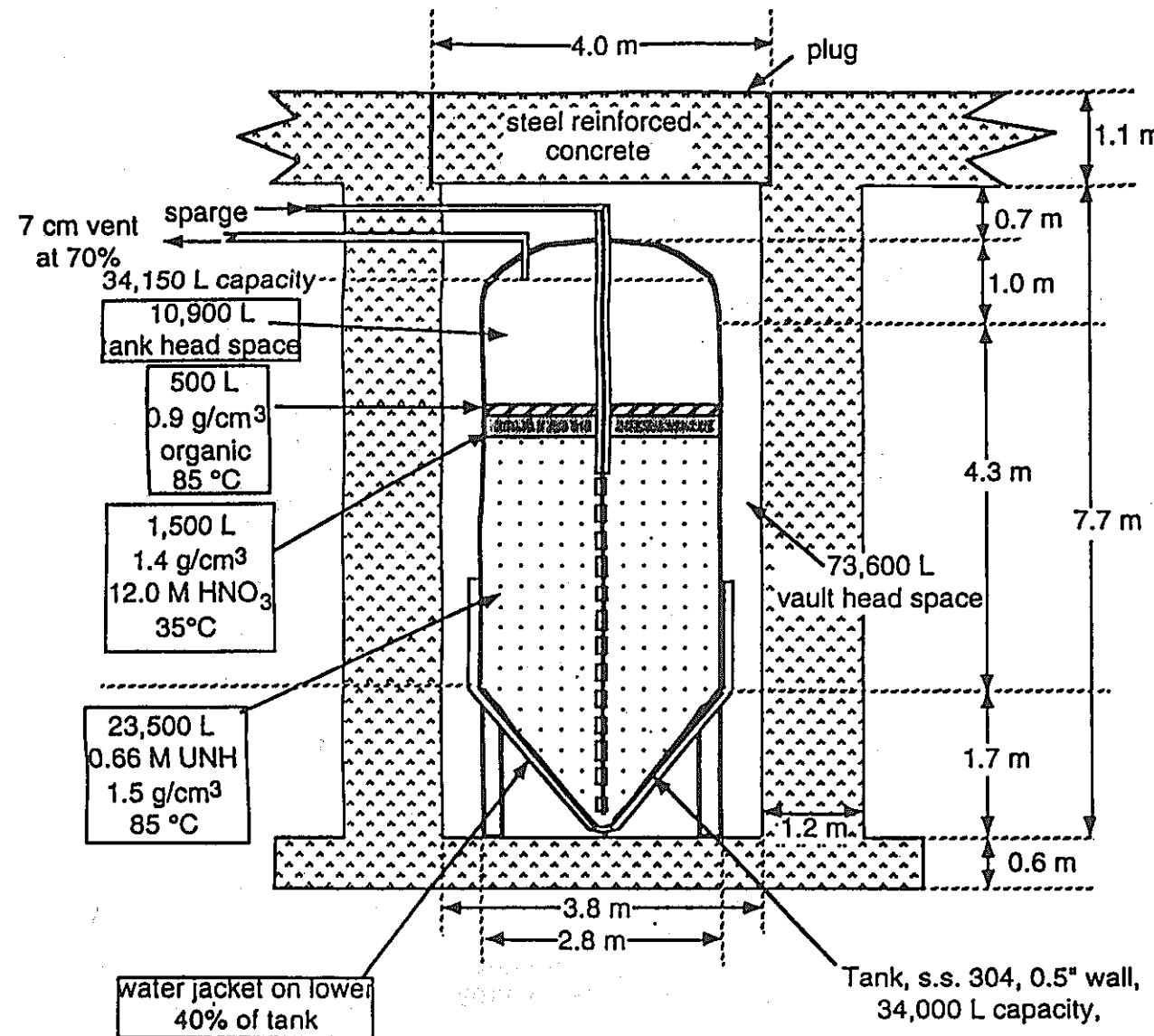
- 1) E. Nazin, S. W. Eisenhower, S. F. Agnew, V. Korotkevitch, "Analysis of Thermal Explosion at Tomsk-7", LA-UR-94-4270
- 2) P Z h - 3 の分析結果(S. F. Agnew氏より入手)
- 3) J. R. Smith, W. S. Cavin, "Isothermal Heat Measurements of TBP-Nitric Acid Solutions(U)", WSRC-TR-94-0540
- 4) J. R. Smith, "ISOTHERMAL HEAT MEASUREMENTS FOR SINGLE AND TWO-LAYERED TBP/HNO₃ SOLUTIONS", OHP memo (Feb. 1955)
- 5) Fauske & Associates, "Tributyl Phosphate-Nitric Acid Reaction and Vent Requirement", FAI/94-68(1994)
- 6) M. L. Hyder, "Safe Handling of TBP and Nitrates in the Nuclear Process Industry(U)", WSRC-TR-94-0372 Rev. 0
- 7) M. L. Hyder, "Safety Envelope for TBP-Nitric Acid Extraction Operations", OHP memo(Nov. 1994)
- 8) "Evaluation of Safety Concerns Related to Potential Nitrate-Organic Chemical Hazards at Department of Energy Facilities", DOE/DP-0127(July. 1994)

図 4.1.1

Tank Temperature History

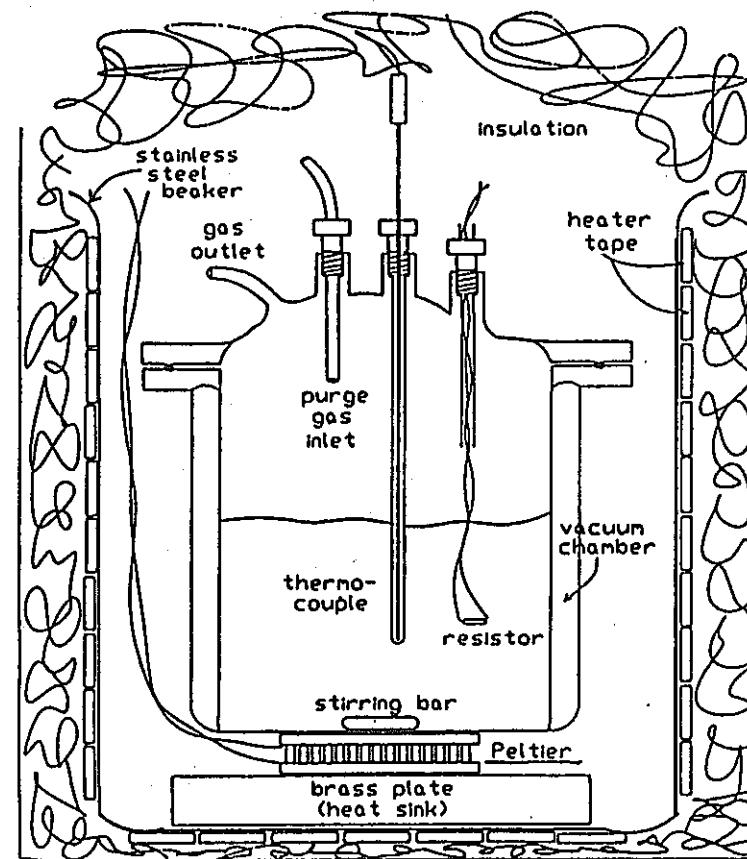


Temperature near surface was in the range of 80 to 90 C at the time of acid addition



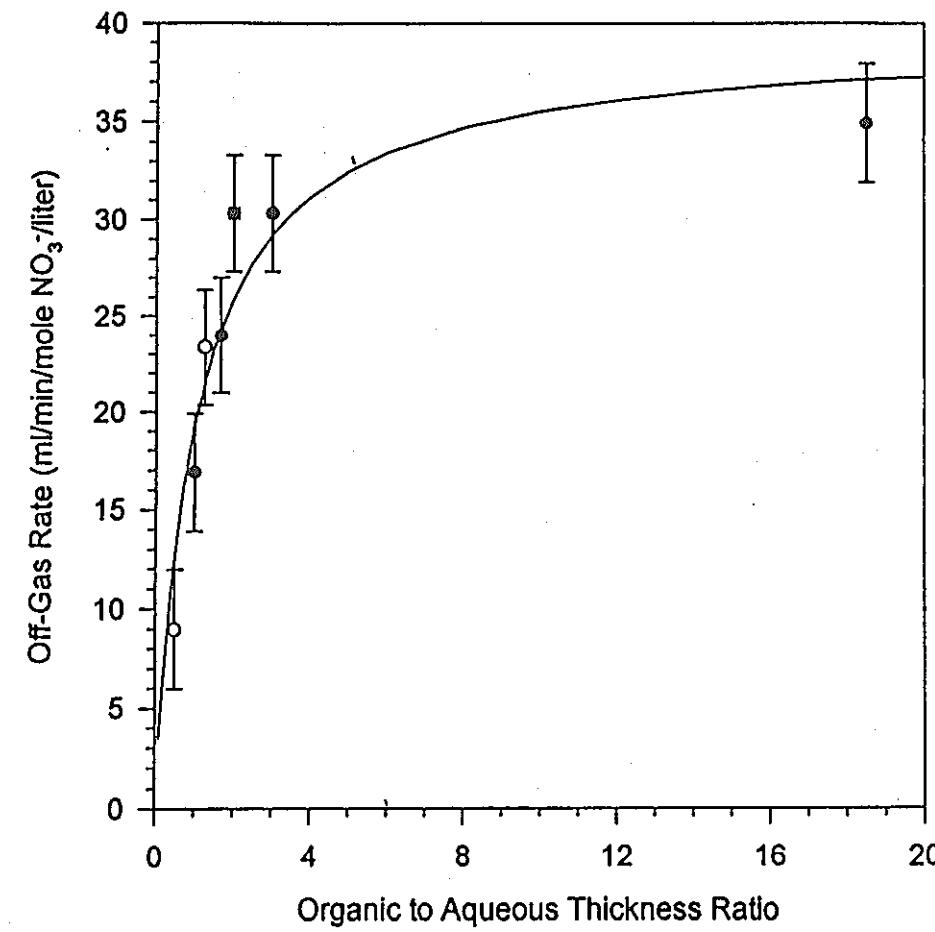
4.1.2 Configuration of tank 6102/2 and layers at time of accident.

図 4.1.3 Isothermal Calorimeter



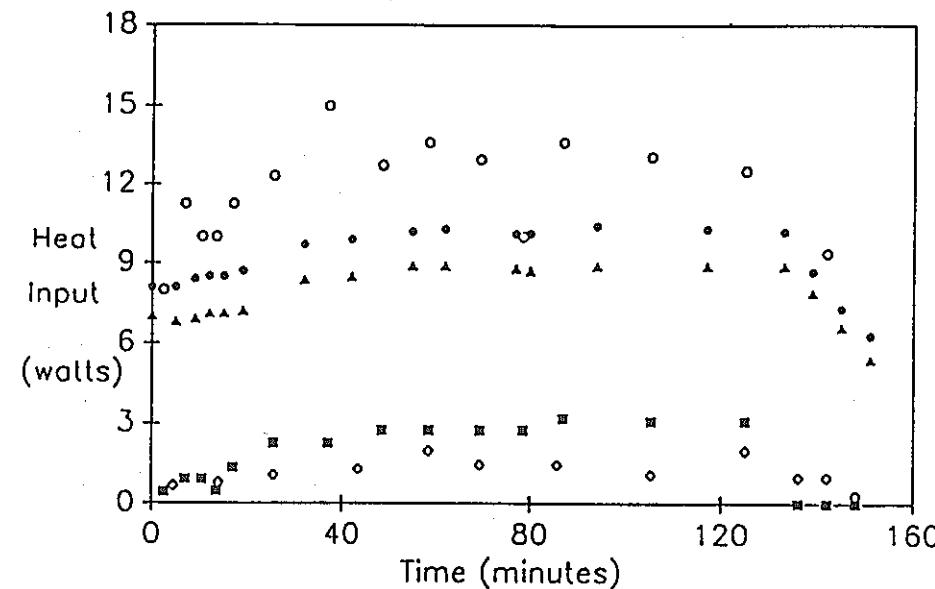
J.R. Smith, February 1995

図 4.1.4 Aqueous Phase Relative Oxidation Rate



J.R. Smith, February 1995

図 4.1.5 TBP/10M HNO₃ (two 50 ml phases) at 110°C



- - Balancing Heat Input by Peltier (watts)
- - Off-Gas Rate (ml/minute)
- ◊ - Condensation Rate X 10 (ml/minute)
- - Aqueous Phase Temperature, minus 100 (°C)
- ▲ - Organic Phase Temperature, minus 100 (°C)

J.R. Smith, February 1995

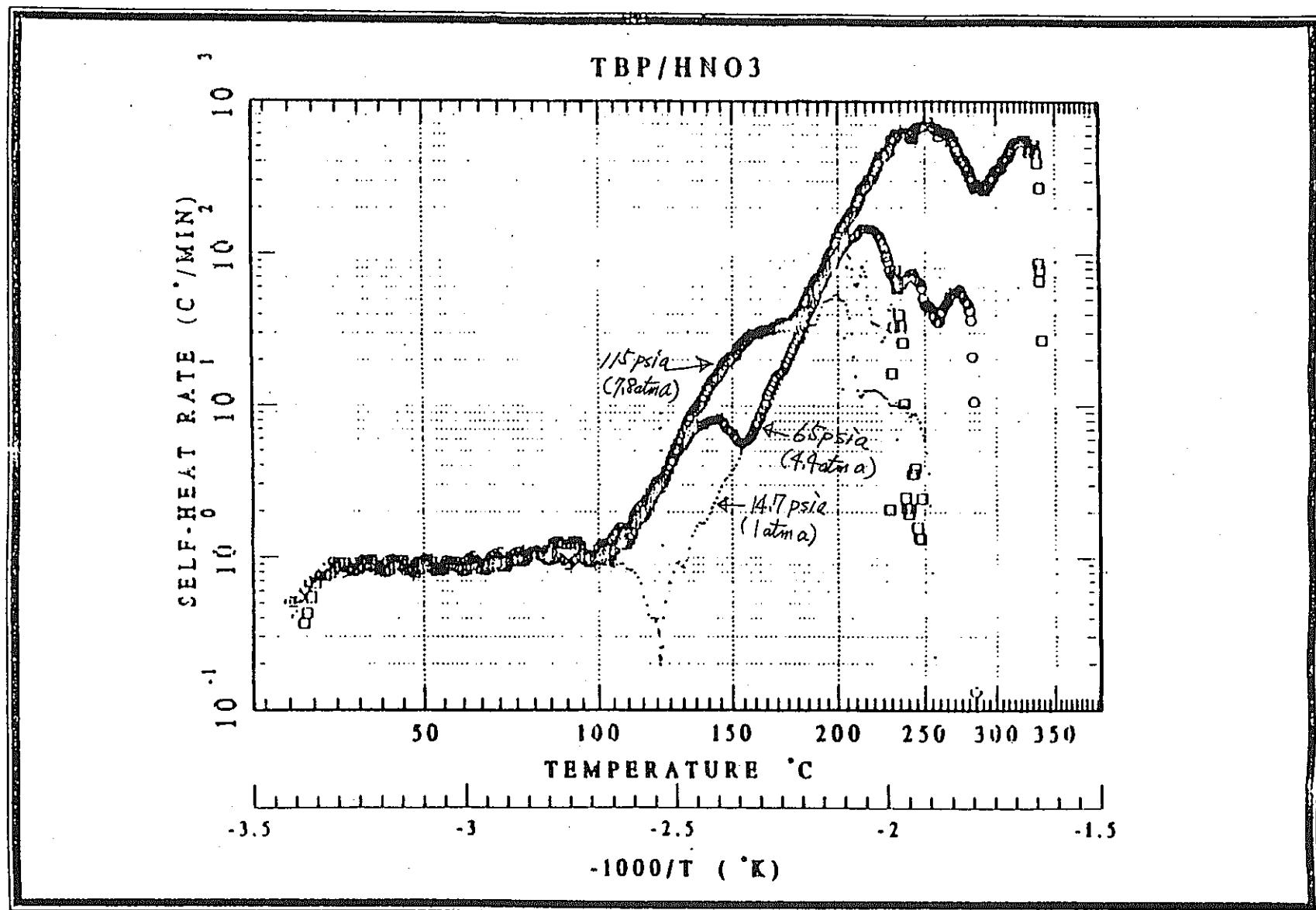


図 4.1.6 RSST tests illustrating pressure effect on reaction kinetics.

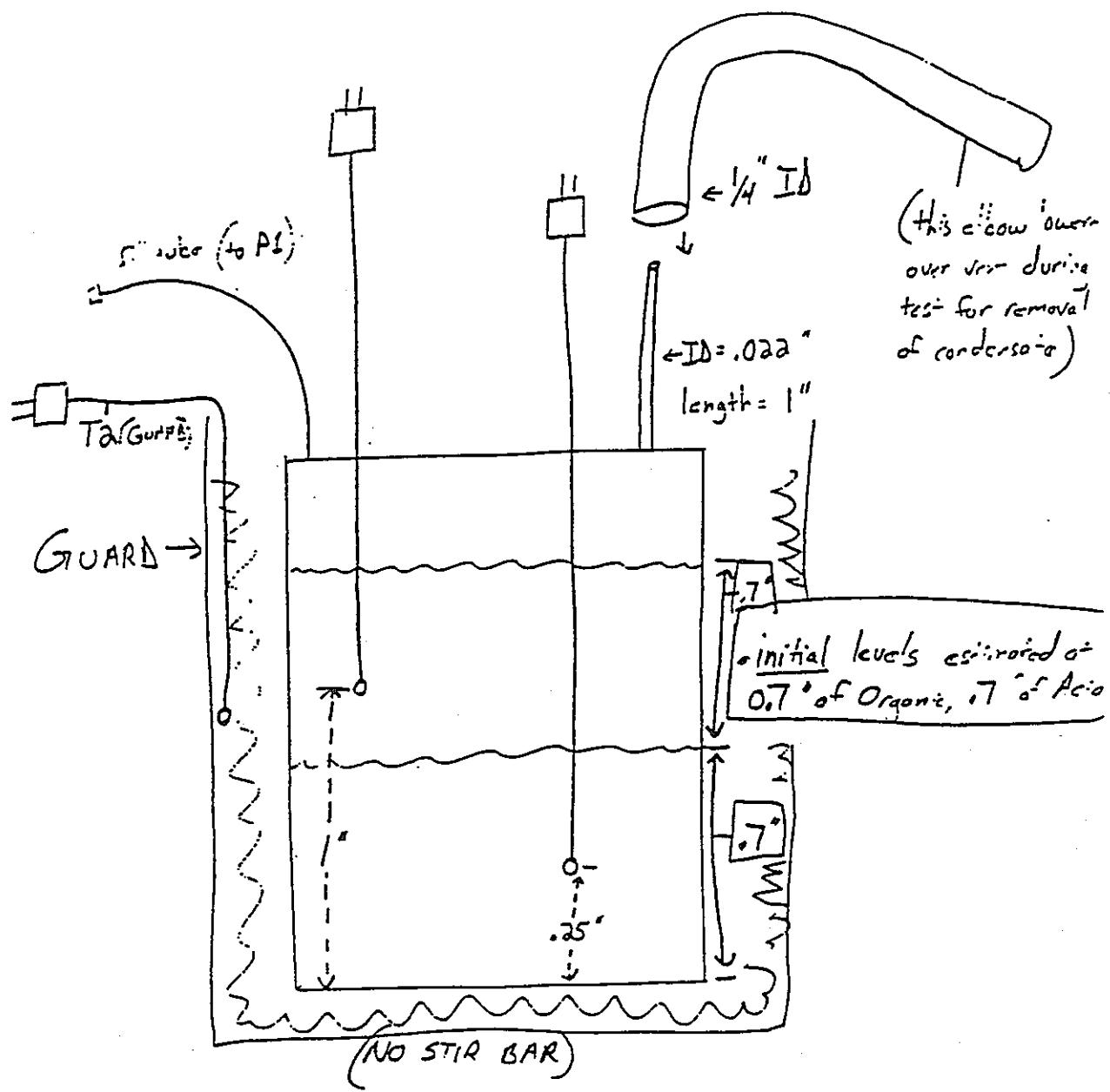


図4.17 2 LAYER VSP TEST CELL

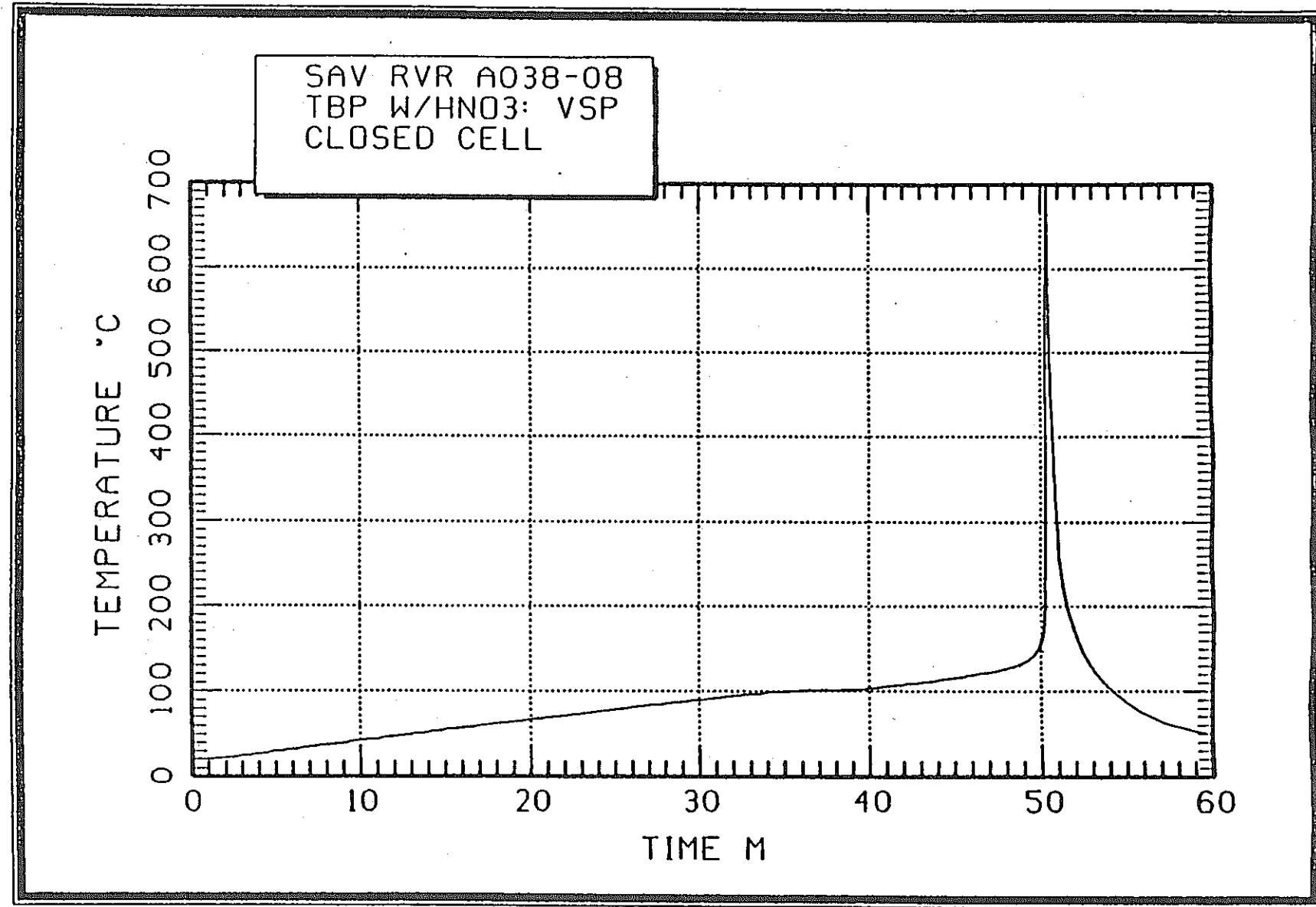


図 4.1.8 Temperature data from A038-08.

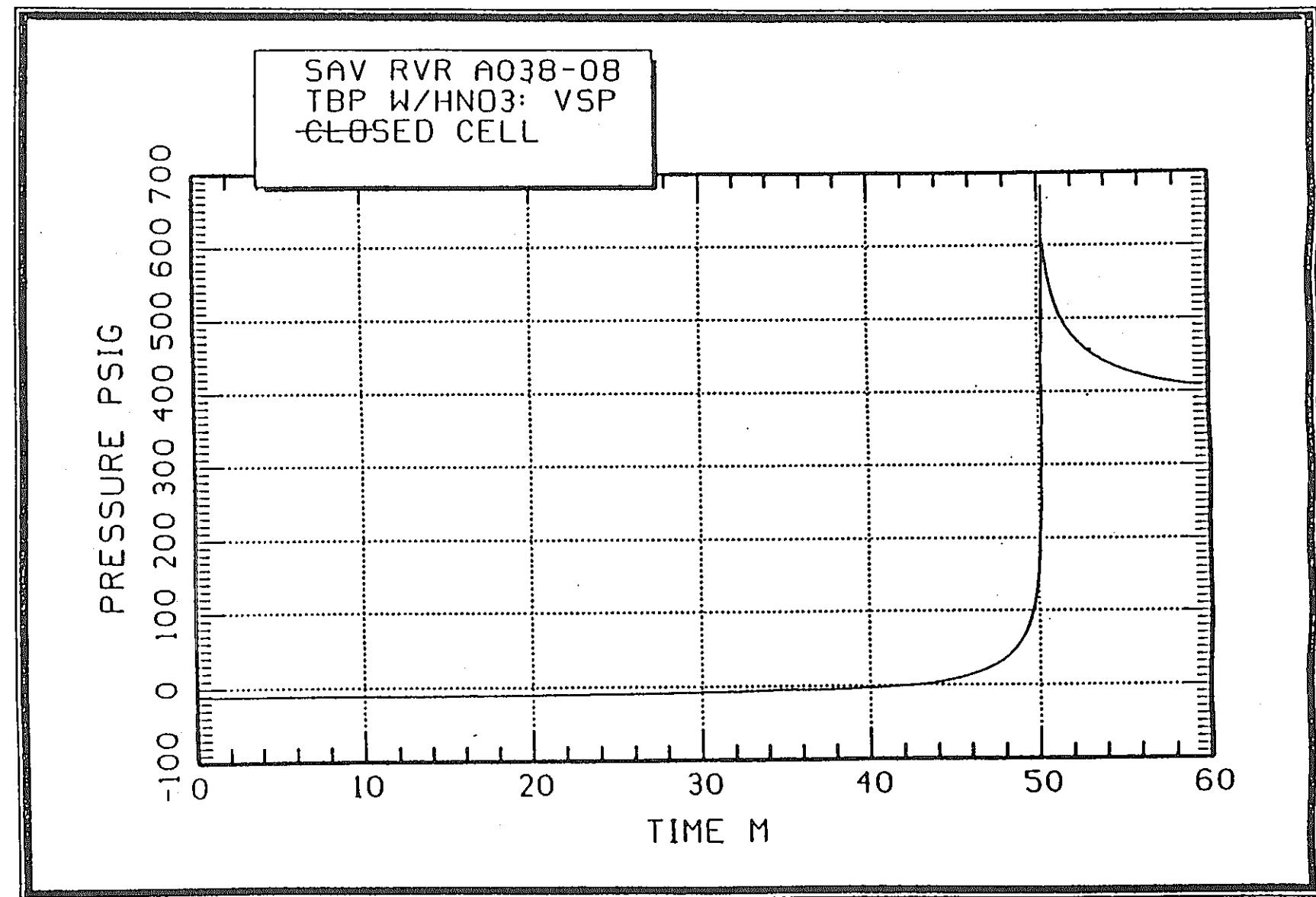


图 4.1.9 Pressure data from A038-08.

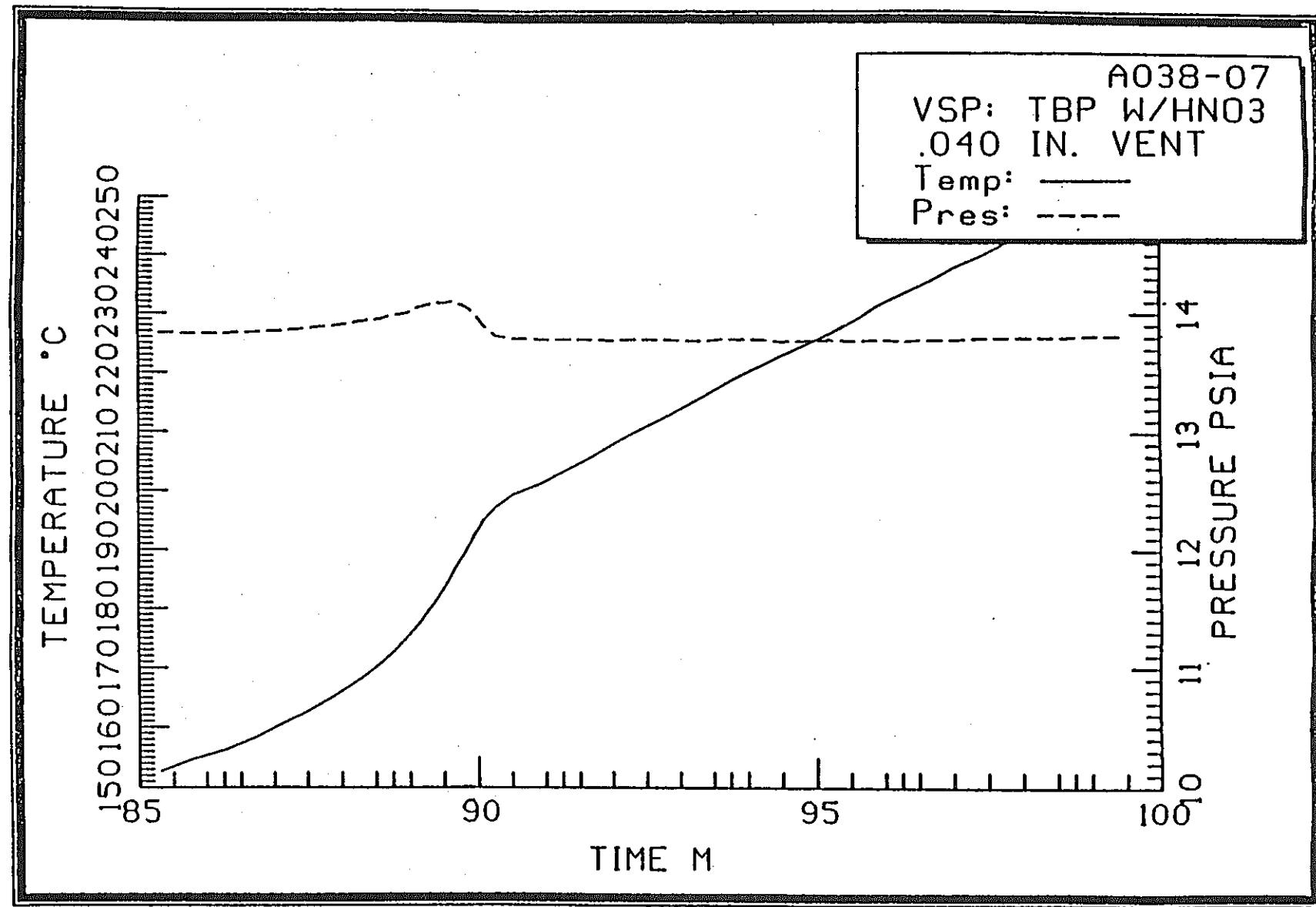


図 4.1.10 Temperature/pressure data from A038-07.

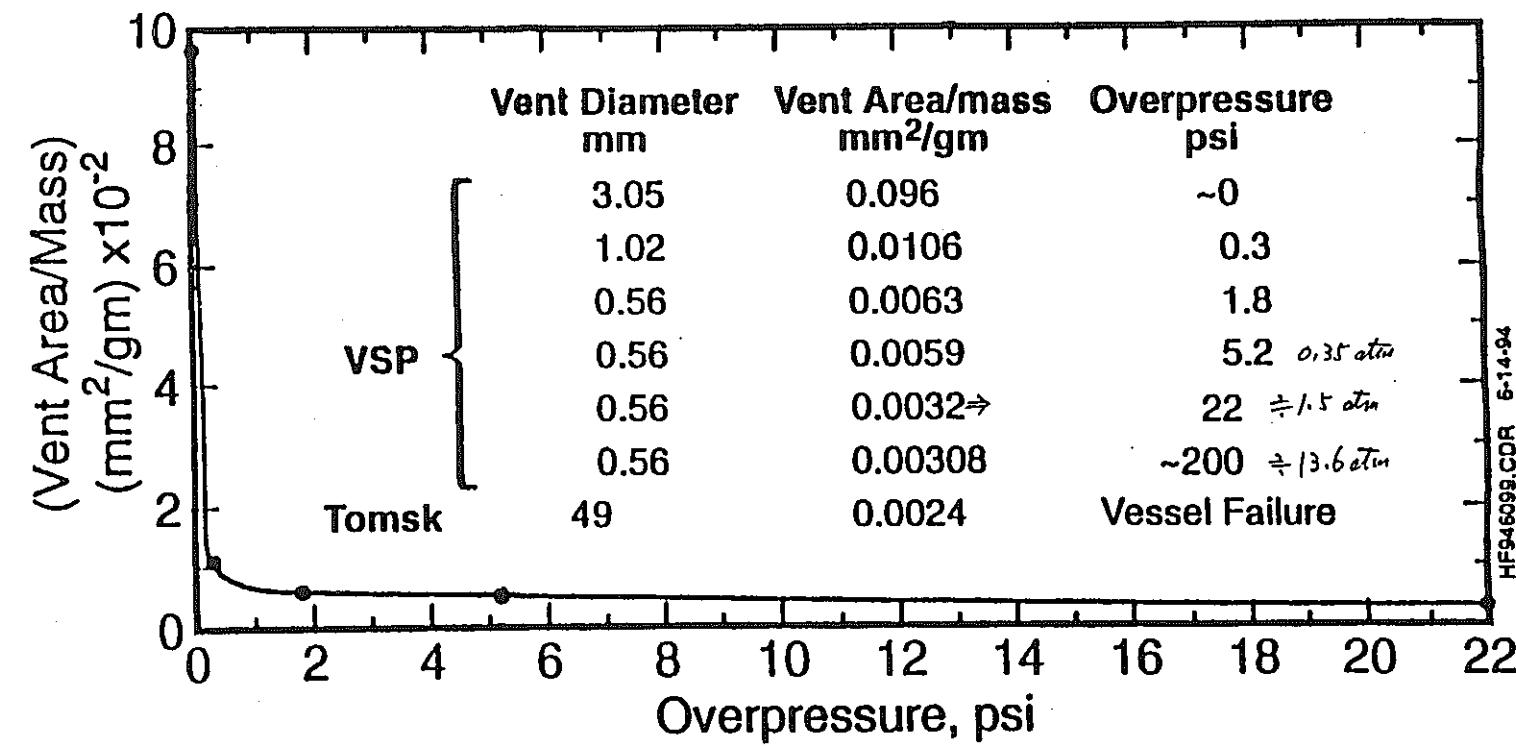
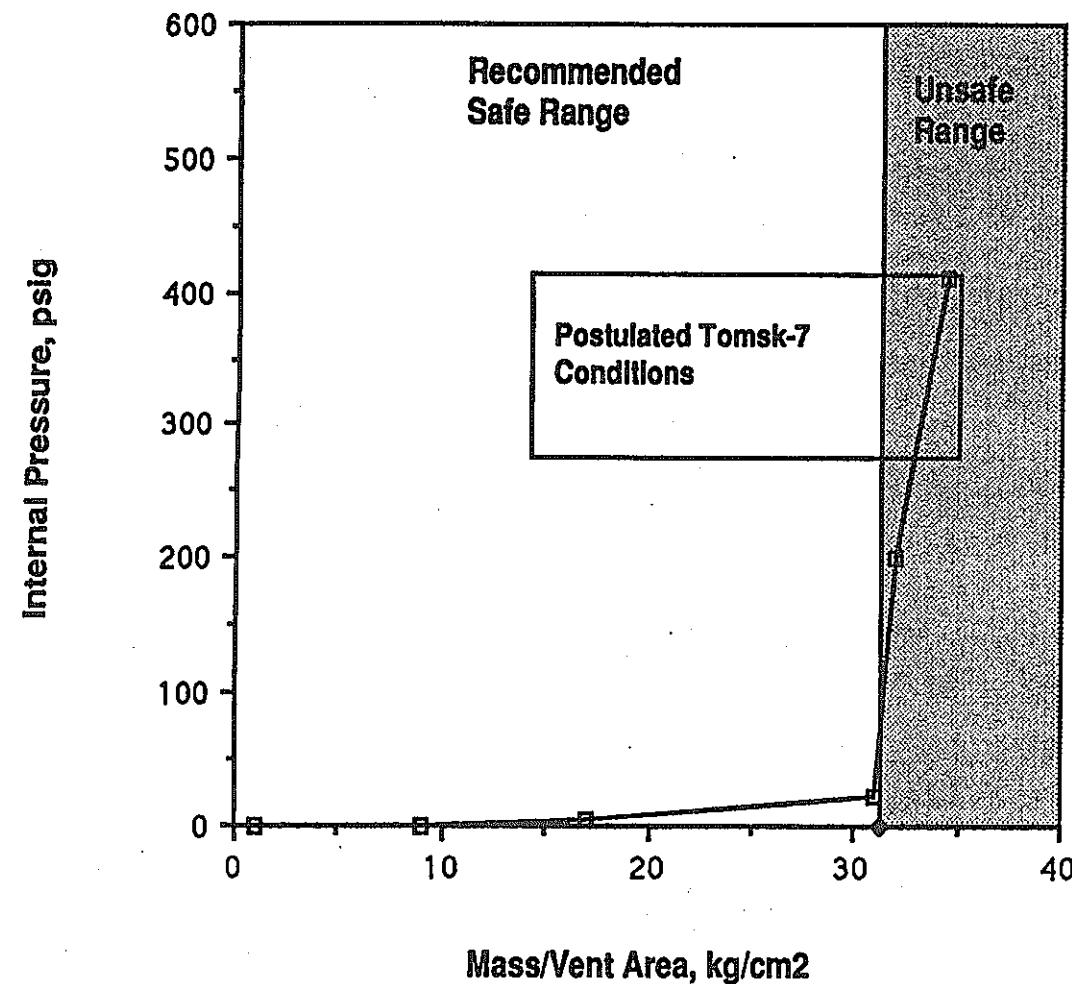


图 4.1.11 Relationship between ratio of vent area/organic mass and overpressure.

图 4.1.12

Effect of Vent Size on Internal Pressure



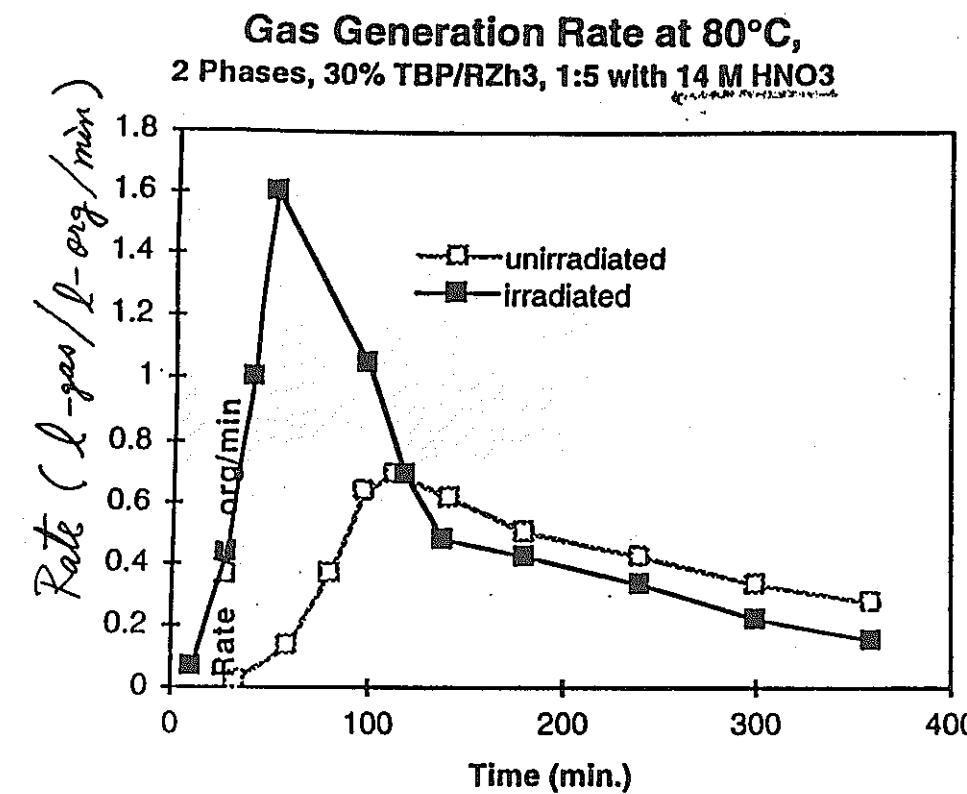


图 4.1.1.3 Gas generation rate versus time .

Three Layer Lumped Parameter Model

図 4.1.14

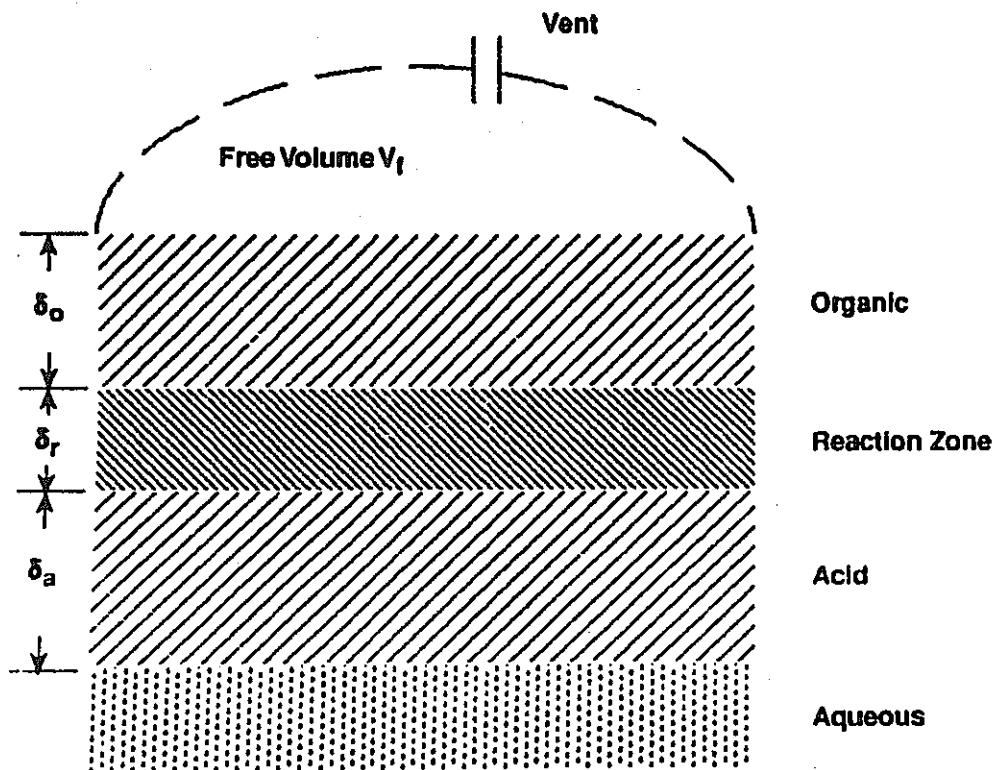


図4.1.15 反応層におけるエネルギーバランスの式

$$(\rho Cp \delta) rAt\dot{T}_r = (1-f_{vr})[hTnTrS_{T} \exp(-eT/RTr) + f_{cr} \frac{hN}{te} n^0 Tr]$$

反応層におけるエネルギー変化 TBP/硝酸反応熱 リアクティブカーボンの反応熱

$$\frac{-Uro \Delta Tro - Ura \Delta Tra}{\text{有機層への放熱 水相への放熱}}$$

ρCp : 熱量量

δ : 層の厚さ

At : タンクの断面積

r : 反応層であることを示す添字

\dot{T}_r : 反応層温度の反応熱 (微分値)

hT : TBPと硝酸の反応熱

nT : 反応に関与できるTBPのmol数変化

f_{vr} : 蒸発の効果を示す係数

自由空気相の圧力が反応層内の飽和圧力より高い場合 $f_{vr}=0$ 、
 f_{vr} は温度とともに連続的に変化、本計算に使用した f_{vr} の最大値
 は0.5と0.75の範囲

S_T : 頻度因子

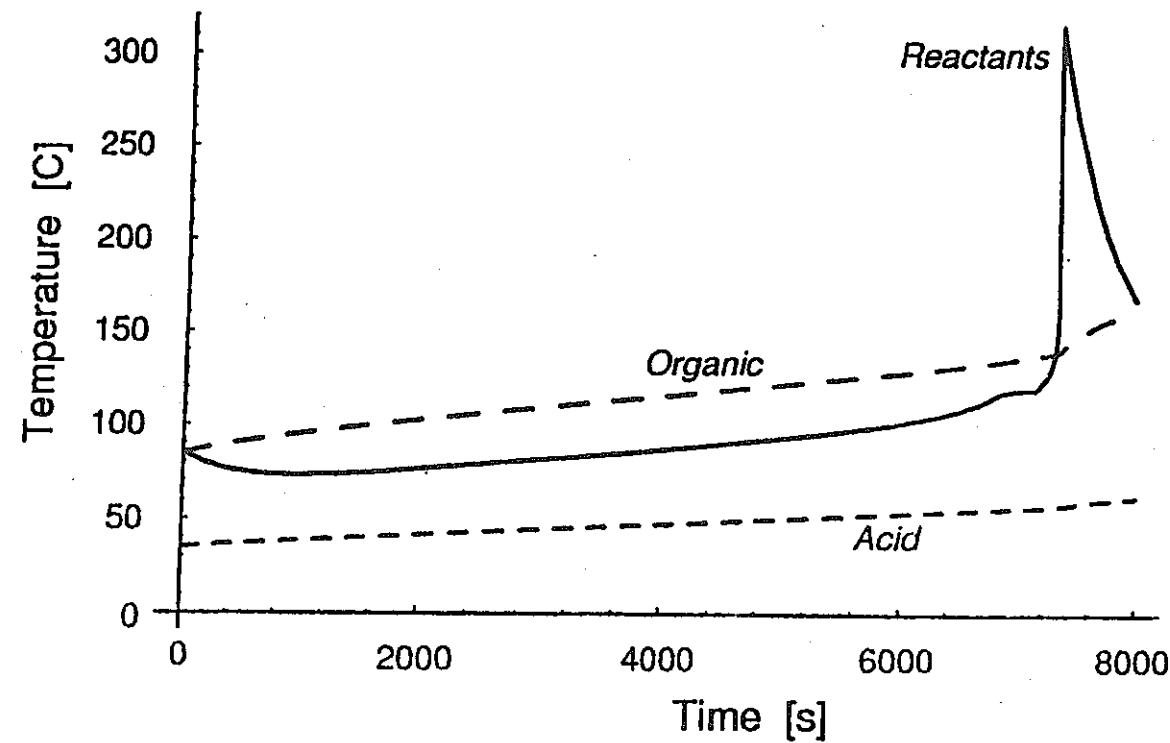
f_{cr} : リアクティブカーボンの存在率

Uro 、 Ura : 隣接層への統括熱伝達係数

ΔTro 、 ΔTra : 隣接層との温度差

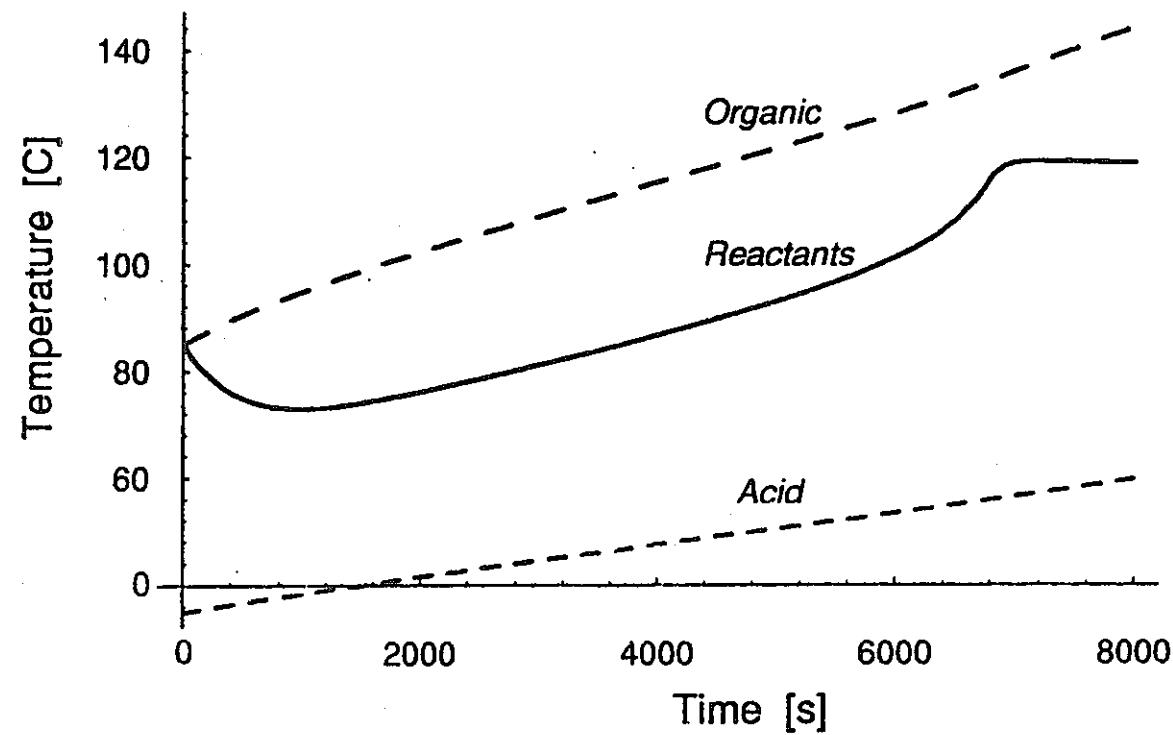
Base Case Calculation

图 4.1.16



With Increased Venting

图 4.1.17



4. 2 放射線の安全基準の変遷と放射性廃棄物の放射線安全の考え方

— Progress of Radiation Protection Principles and Evolution of Radiation Safety on Radioactive Wastes —

東京大学 小佐古 敏 荘
KOSAKO Toshiso

1. 放射線の安全基準の変遷

放射線は、1895年のドイツ、ブルツブルグにおけるレントゲンのX線の発見がその利用の始まりである。しかし、この華々しい発見のかけで、その3ヵ月後には既に皮膚炎の放射線障害が見つかり、後に指の切断にまで至っていたことは注目に値する。翌年の1896年にはフランスのベクレルによって放射能の発見がなされるが、こちらもほどなく皮膚障害が見つかる。初期の時代には技師、使用者に放射線障害が多く見られたが、これが規制されるまでには少し時間がかかった。

放射線防護の数値としての規制は、1902年、ローリンスがフィルムの黒化度の目安からだした、写真乾板を7分間露出してもかぶらない線量(10R／日に相当)を決めたのが始まりである。その後、1910年代に独、英、仏、米国等で、X線学会が次々と成立し、放射線防護の研究が始まつていった。1925年には米国のムッチャラーが皮膚紅斑線量(Erythema Dose : ED=700-1000 R相当)の1/100を1ヵ月の耐容線量(Tolerance Dose)の考え方を導入した。

1925年には第1回の国際放射線医学会議(International Congress of Radiology : ICR)がロンドンで開催され、国際放射線単位測定委員会(International Commission on Radiological Units and Measurements : ICRU)の設立が決定された。1928年の第2回国際放射線医学会議(ストックホルム)では、引き続き国際X線ラジウム防護委員会(International X-ray and Radium Protection Committee : IXRP)が設立され、本格的に放射線防護が議論されることとなる。このIXRPがICRPの前身である。この頃、ICRUはX線線量の単位として、レントゲン〔r〕を採用している。

IXRPの活動もさかんとなり、1934年の第3回国際放射線防護委員会ではムッチャラーの耐容線量の取り上げがおこなわれ、0.2R/日が最初の勧告値として取り上げられた。1950年の第5回国際放射線防護委員会では委員会の名称を、国際放射線防護委員会(International Commission on Radiological Protection : ICRP)と変更することが決められた。また、放射線防護の取扱いをX線、γ線から全ての電離放射線に広げることとした。さらに、最大許容線量(Maximum Permissible Dose : MPD)の考え方も導入され、新しく0.3rem/週が勧告された。

線量に関するICRPの基準値は、この後、以下のように変遷して行く。

1954年には「可能な最低レベルまで」 "to the lowest possible level" がいわれ、1956年にはICRPは30歳までの線量を抑える意味で5rem/yを定めた。また、1958年には最大許容集積線量の考え方を導入し、 $D = 5 * (N - 18) \text{ rem}$ (D : 線量, N : 年齢)としている。同時に "ALAP" として知られる「実行可能な限り低く」 "as low as practicable" という概念が定められた。この流れは1965年の最大許容線量：5 rem/y(公衆：0.5rem/y)につながるが、防護の原則は「容易に達成できる限り低く」 "as low as readily achievable" と若干修正される。

1970年代に入ると、広島・長崎の原子爆弾被曝生存者のデータが本格的に使用できるようになり、より精密な議論の展開が可能となった。1977年にはICRPは線量限度として、 $50\text{mSv}/\text{y}$ を提示し、「合理的に達成できる限り低く」“as low as reasonably achievable”、いわゆる“ALARA”概念を提示した。さらに、1990年には最新のDS86線量評価システムの結果を組み込んだ調査結果が反映され、ICRPは線量限度を5年平均で $20\text{mSv}/\text{y}$ （但、 $5\text{mSv}/\text{y}$ 超は不可）とし、実質的な線量限度の切り下げを行った。

2. 広島・長崎の被曝生存者の疫学調査と線量評価

前述のように、広島・長崎の被曝生存者の疫学調査と線量評価は放射線防護の線量基準作成に極めて重要な意味を持っている。1945年、広島・長崎への原子爆弾投下は十数万人の死者をだしたが、その周辺には放射線を受けた生存者がおり、原子爆弾被曝生存として17万人近くが登録されている。これらの被爆者の調査は、初期には原爆障害調査委員会（Atomic Bomb Casualty Commission : ABCC、1947年設立）により、また1975年以降は日米折半の財団法人、放射線影響研究所（Radiation Effects Research Foundation : RERF）が疫学調査をおこなっている。

個々の被爆者の線量評価については、古くは1957年のT57D（Tentative 1957 Dose）、1965年のT65D（Tentative 1965 Dose）が使われていたが、1970年代の後半、RossiやLoeweらにより、評価線量値の不正確さが指摘された。これらを受けて、日米の「広島および長崎における原子爆弾放射線量の日米共同再評価委員会」（田島英三、R. F. Christy両委員長）が合同作業を開始し、1986年、DS86（Dosimetry System 1986）システムを発表した。この結果は放射線影響研究所（RERF）で疫学データと組み合わされてレポートとなり公表された。これを受け米国科学アカデミー・電離放射線の生物影響に関する委員会（Committee on Biological Effects of Ionizing Radiation : BEIR）や原子力放射線の影響に関する国連科学委員会（United Nations Scientific Committee on the effects of Atomic Radiation : UNSCEAR）で放射線リスクの検討が重ねられ、最終的には1990年の国際放射線防護委員会（ICRP）勧告（Publication 60）の形で、新しい線量限度が提示された。

3. 現在の国際放射線防護委員会（ICRP）の活動

国際放射線防護委員会（ICRP）の組織は、前述のように1928年に設立されたが、以来、最新の科学的知見に基づき放射線防護に関する勧告等を行う学者の組織として機能してきている。現在の委員会の構成は、主委員会が主勧告等を行い、第1委員会が放射線生物に関する検討を、第2委員会が外部被曝、内部被曝の誘導限度の検討を、また第3委員会が医学利用に関する検討を、そして第4委員会がICRPの勧告の現場への適用を検討する形をとっている。現在の委員会構成は、主委員会が委員長：R. H. Clarke（UK）、日本の委員：松平寛通（新技術事業団）〔以下おなじ〕、第1委員会：W. K. Sinclair（USA）、馬淵清彦（放射線影響研究所）、第2委員会：A. Kaul（Germany）、稻葉次郎（放射線医学総合研究所）、第3委員会：H. P. Jammet（France）、佐々木康人（東京大学）、第4委員会：D. Beninson（Argentina）、小佐古敏莊（東京大学）である。

現在のICRPは放射線防護の3原則を定めており、行為の正当化（Justification of a practice）、防護の最適化（Optimization of protection）、個人の線量限度（Individual dose limits）の原則の下に様々な議論を展開している。

4. 放射性廃棄物に係わる放射線安全の考え方

科学技術の進歩に伴い、ICRPの勧告の範囲も拡大していった。初めからの医療分野から他分野への展開のみならず、原子力発電所、大型加速器、核燃料施設、放射性廃棄物等もその関心事となっている。既に1985年にはICRPはPublication 46：「放射性固体廃棄物処分に関する放射線防護の諸原則」において、高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する放射線防護の考え方を提示している。

また、国際原子力機関（International Atomic Energy Agency : IAEA）においても、1989年にはIAEA-INWAC（International Radioactive Waste Management Advisory Committee）でRADWASS（Radioactive Waste Safety Standards）プログラムの提案があり、既に1991-1994年度 RADWASS プログラムの第1期計画が実施された。引き続き1995年度以降RADWASS プログラムの第2期計画が実施されている。こちらは放射線防護以外の分野も包含する包括的な安全基準で、次のような計画の構成をしている。まず頂点に安全原則を定め、その下に6件の安全基準、つまり国家の安全部制の確立、処分前処理、浅地中処分、地層処分、鉱山及び尾鉱、原子力施設の解体を基準として持ち、安全ガイドを17件、安全実施細目多数を定めることとしている。この後の活動は注目されるところである。

以上、放射線の安全基準の変遷を概観し、これが現在では放射性廃棄物の放射線安全の考え方まで展開されてきていることを述べた。関係される方々のご理解をお願いする次第である。

1. 放射線の安全基準の変遷

1895年：X線の発見（レントゲン）

3ヶ月後には皮膚炎 後の指の切断

1896年：放射能の発見（ベクレル）

皮膚障害

技師、使用者に放射線障害

1902年 : ローリンス 10 R/日 36.5 Sv/y相当
フィルムの黒化線量

1910年代 : 独、英、仏、米国等でのX線学会の成立

1925年 : ムッヂェラー 皮膚紅斑線量 (ED=700 0.73 Sv/y相当
-1000R) の 1/100 (1カ月につき)
耐容線量 (Tolerance Dose) の考え方の導入

1925年 : 第1回国際放射線医学会議 (ロンドン)
(International Congress of Radiology: ICR)

国際放射線単位測定委員会の設立
(International Commission on Radiological
Units and Measurements: ICRU)

1928年 : 第2回国際放射線医学会議 (ストックホルム)

ICRU : X線線量の単位レントゲン [r]

国際X線ラジウム防護委員会の設立

(International X-ray and Radium Protection

Committee: IXRP) ⋯⋯ ICRPの前身

1934年 : 第3回 IXRP ムチエラーの耐容線量の

取り上げ 0.2 R/日

0.73 Sv/y相当

1950年 : 第5回 IXRP で名称変更

国際放射線防護委員会

(International Commission on Radiological

Protection: ICRP)

全ての電離放射線

最大許容線量 (Maximum Permissible

Dose: MPD) の考え方の導入

0.3 rem/週

0.15 Sv/y相当

1954 年 : ICRP (可能な最低レベルまで)

"to the lowest possible level"

1956 年 : ICRP 30歳までの線量を抑える 5 rem/y 0.05 Sv/y相当

1958 年 : ICRP 最大許容集積線量の導入

$D = 5*(N-18)$ rem 0.05 Sv/y相当

(実行可能な限り低く)

"as low as practicable : ALAP"

1965 年 : ICRP 最大許容線量 5 rem/y 0.05 Sv/y相当

公衆 0.5 rem/y

(容易に達成できる限り低く)

"as low as readily achievable"

1977 年：ICRP 線量限度 50 mSv/y 0.05 Sv/y相当
(合理的に達成できる限り低く)

”as low as reasonably achievable : ALARA”

1990 年：ICRP 線量限度 5年平均で20 mSv/y 0.02 Sv/y相当
但、5 mSv/y 超は不可

2. 広島・長崎の被曝生存者の疫学調査と線量評価

1945年：広島・長崎への原子爆弾投下

十数万人の死者

17万人の被曝生存登録者

1947年：原爆障害調査委員会

(Atomic Bomb Casualty Commission : ABCC)

1975年：放射線影響研究所

(Radiation Effects Research Foundation : RERF)

疫学調査

-65-

線量評価

1957年 T57D (Tentative 1957 Dose)

1965年 T65D (Tentative 1965 Dose)

1986年 DS86 (Dosimetry System 1986)

原子力放射線の影響に関する国連科学委員会
(United Nations Scientific Committee
on the effects of Atomic Radiation : UNSCEAR)

米国科学アカデミー・電離放射線の生物影響に関する委員会
(Committee on Biological Effects of
Ionizing Radiation : BEIR)

国際放射線防護委員会(ICRP)

3. 現在の国際放射線防護委員会（I C R P）の活動

組織

1928年の設立以来、最新の科学的知見に基づき
放射線防護に関する勧告等を行う学者の組織。

委員会の構成

主委員会：主勧告等を行う。

第1委員会：放射線生物に関する検討。

第2委員会：誘導限度（外部被曝、内部被曝）の検討。

第3委員会：医学利用に関する検討。

第4委員会：勧告の現場への適用検討。

現在の委員会構成

主委員会	：委員長	R. H. Clarke(UK)
	日本の委員	松平寛通（新技術事業団）
第1委員会	：委員長	W. K. Sinclair(USA)
	日本の委員	馬淵清彦（放射線影響研究所）
第2委員会	：委員長	A. Kaul(Germany)
	日本の委員	稻葉次郎（放射線医学総合研究所）
第3委員会	：委員長	H. P. Jammet(France)
	日本の委員	佐々木康人（東京大学）
第4委員会	：委員長	D. Beninson(Argentina)
	日本の委員	小佐古敏莊（東京大学）

放射線防護の3原則

1. 行為の正当化 (Justification of a practice)
2. 防護の最適化 (Optimization of protection)
3. 個人の線量限度 (Individual dose limits)

4. 放射性廃棄物に係わる放射線安全の考え方

ICRP の勧告の範囲の拡大

医療、他分野、原子力発電所、大型加速器、
核燃料施設、放射性廃棄物

1985年：ICRP Publ. 46 「放射性固体廃棄物処分
に関する放射線防護の諸原則」

国際原子力機関(International Atomic Energy Agency :IAEA)

1989 IAEA-INWAC(International Radioactive Waste
Management Advisory Committee)

RADWASS(Radioactive Waste Safety Standards)

プログラムの提案

1991-1994 RADWASS プログラム 第1期計画

1995- RADWASS プログラム 第2期計画

RADWASS 計画の構成

安全原則 (1件)

安全基準 (6件)

国家の安全体制の確立、 处分前処理、
浅地中処分、 地層処分、
鉱山及び尾鉱、 原子力施設の解体

安全ガイド (17件)

安全実施細目 (多数)

RADWASSシリーズの文書の体系

RADWASSシリーズは以下に示す4つの階層構造から成立している。

①安全原則 (Safety Fundamentals)

シリーズの最高位に位置するものであり、その特徴は安全概念、安全目標、基本的な原則または要件から成り立っている。これは放射性廃棄物管理の安全性を保証するために満たされるべき目標を示すものである。

②安全基準 (Safety Standards)

放射性廃棄物管理の各分野における基本的な安全要求事項を示すものであり、広く国際的な合意に基づいて基本的 requirement をまとめたものである。

③安全指針 (Safety Guides)

各分野上位の階層にある文書で規定される要件あるいは原則を満たすための勧告 (Recommendation) を示すものである。

④安全実施細目 (Safety Practices)

シリーズ最下位に位置するものであり、安全要求事項を満たすための具体的な方法や実際的な例を示すものである。

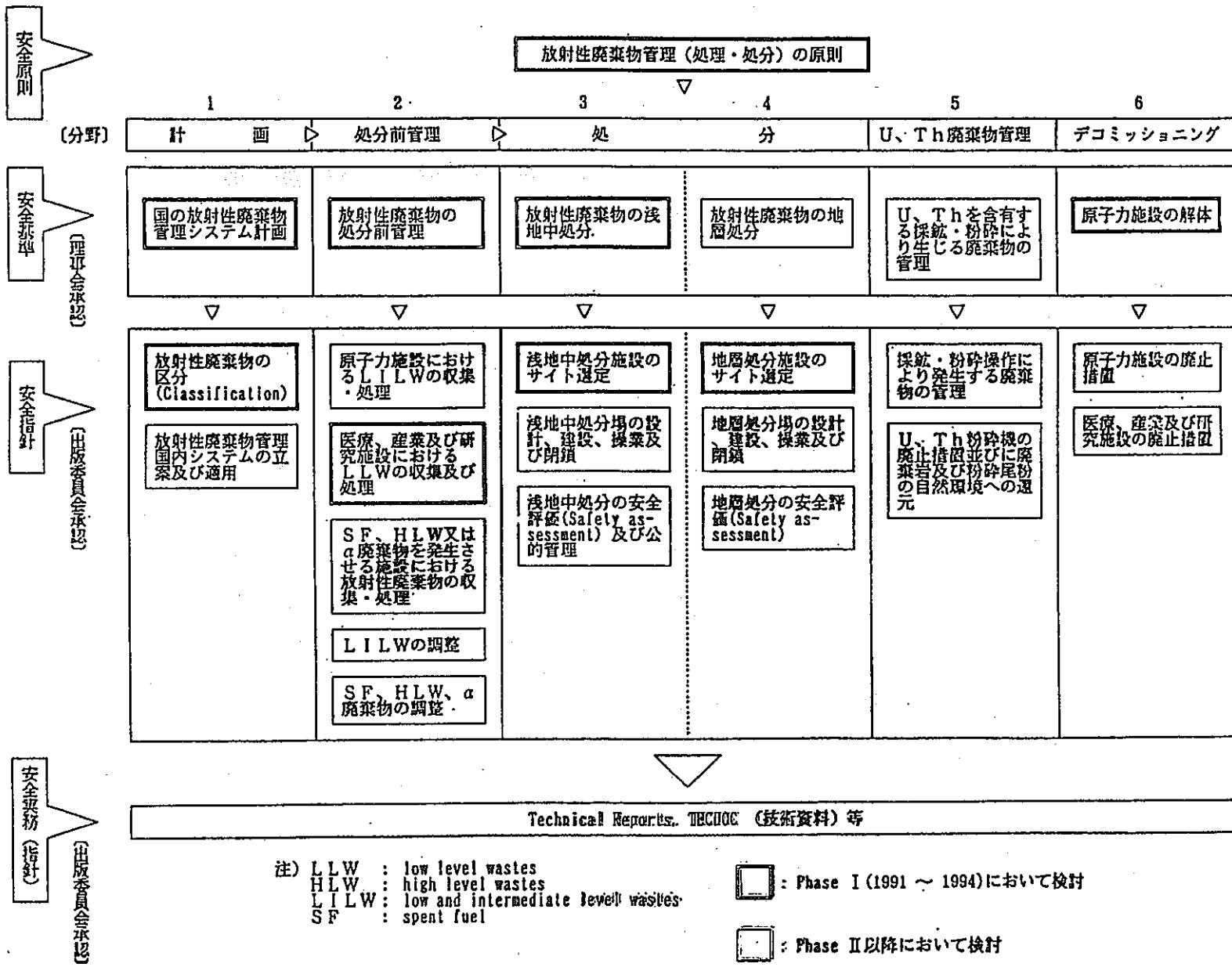


RADWASS文書の階層構造

RADWASS の対象分野

1. 計画 (Planning)
2. 処分前 (Pre-Disposal)
3. 浅地中処分 (Near Surface Disposal)
4. 地層処分 (Geological Disposal)
5. U/Thの採鉱及び精錬 (Uranium and Thorium Waste Management)
6. 廃止処置及び環境修復 (Decommissioning and Environmental Restoration)

IAEA - RADWASS (放射性廃棄物安全基準) の構成



安全原則：放射性廃棄物管理の原則

原則 1：人間の健康に対する保護

放射性廃棄物は、人間の健康を許容可能なレベルで確実に保護できるような方法で管理されなければならない。

原則 2：環境保護

放射性廃棄物管理は、環境保護が行えるような方法で実施されなければならない。

原則 3：国境を越えた地域の保護

放射性廃棄物は、国境外に居る人間の健康に対する保護が、発生国において受容されているレベルを下回らないような方法で、管理されなければならない。

原則 4：将来世代に対する保護

将来世代の健康に対して予想される影響が、今日受け入れられている適切な水準を越えないような方法で、放射性廃棄物は管理されなければならない。

原則 5：将来世代に対する負担

放射性廃棄物管理は、将来世代に過度の負担を負わせない
ような方法で管理されなければならない。

原則 6：法律的枠組み

放射性廃棄物は、明確な責任の分担と独立した規制機能の
規定を含む適切な法律的な枠組の下で管理されなければな
らない。

原則 7：放射性廃棄物発生の制限

放射性廃棄物の発生は実行できる限り低く抑えなければな
らない。

原則 8：放射性廃棄物の発生と管理の相互依存性

放射性廃棄物の発生と管理の全段階の相互依存性は、適切
に考慮に入れなければならない。

原則 9：施設の安全性

放射性廃棄物管理のための施設の安全性は、その寿命期間
中適切に保障しなければならない。

安全基準：放射性廃棄物管理のための国の法体系の確立

1. 序

2. 放射性廃棄物管理の目的と原則

3. 放射性廃棄物管理の国枠組み
政策、戦略、システム

4. 放射性廃棄物管理に伴う責任

a. 国の責任

責任 1 : 法的枠組みを制定しそれを履行すること

責任 2 : 規制当局を設立すること

責任 3 : 廃棄物の発生者及び放射性廃棄物管理施設の操業者
の責任を定義すること

責任 4 : 充分な（資金及び人材）資源を供給すること

b. 規制当局の責任

- 責任 5 : 法的な要件を励行すること
- 責任 6 : 許認可手続きを励行すること
- 責任 7 : 政府に対して助言すること

c. 廃棄物の発生者と放射性廃棄物管理施設の操業者の責任

- 責任 8 : 放射性廃棄物の受け入れ予定先の同定を行うこと
- 責任 9 : 放射性廃棄物の安全管理を行うこと
- 責任 10 : 法的な要件を応諾すること

5. 放射性廃棄物管理の重要事項

- ・許認可プロセス
- ・安全評価及び環境影響評価
- ・放射性廃棄物の発生と管理
- ・安全教養
- ・放射性廃棄物安全管理のための品質保証
- ・研究開発
- ・文書化及び記録
- ・スタッフの訓練と資格付与
- ・緊急時計画

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

Division of Nuclear Fuel Cycle and Waste Management

Safety Series No. 111-S-2

Draft Safety Standard on

PRE-DISPOSAL MANAGEMENT OF RADIOACTIVE WASTE

A Publication within the RADWASS Programme

Consultants' Meetings

3-14 June 1991

28 September - 2 October 1992

Standing Technical Committee Meetings

2-6 December 1991

23-27 November 1992

Vienna
January 1993

処分前

○国、規制当局、事業者*、発生者
*特に財源関係

○廃棄物パッケージ

○他の規則との関連性

- 原子力安全基準 (NUSS)
- 輸送規則

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

Division of Nuclear Fuel Cycle and Waste Management

DRAFT SAFETY STANDARD

NEAR SURFACE DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTE

A PUBLICATION WITHIN THE RADWASS PROGRAMME

Consultants' Meeting
12-16 November 1990

RADWASS Standing Technical Committee Meeting
15-19 April 1991

Consultants' Meeting
30 March - 3 April 1992

RADWASS Standing Technical Committee Meeting
16-20 November 1992

Vienna

浅地中処分

○浅地中処分の多様性

素堀トレンチ、鉄筋コンクリート、数十mの岩壁

○安全評価

—確率論的アプローチ

決定論的アプローチ いずれも可

—緩慢なプロセス 廃棄物、パッケージ等の劣化

破壊的なプロセス 人間侵入、地震

○制度的管理期間、 post-closure

○人工バリア要件

○受け入れ廃棄物 濃度、線量、他

○受け入れサイト 閉じ込め性、隔離性

○回収性 通常は考えない

○保安協定

○見直し



INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

Draft Safety Standard on

DECOMMISSIONING OF NUCLEAR FACILITIES

Safety Series No. 111-S-6

A PUBLICATION WITHIN THE RADWASS PROGRAMME

Consultants Meeting
18-22 November 1991

Standing Technical Committee Meeting
23-27 March 1992

Consultants Meeting
9-13 November 1992

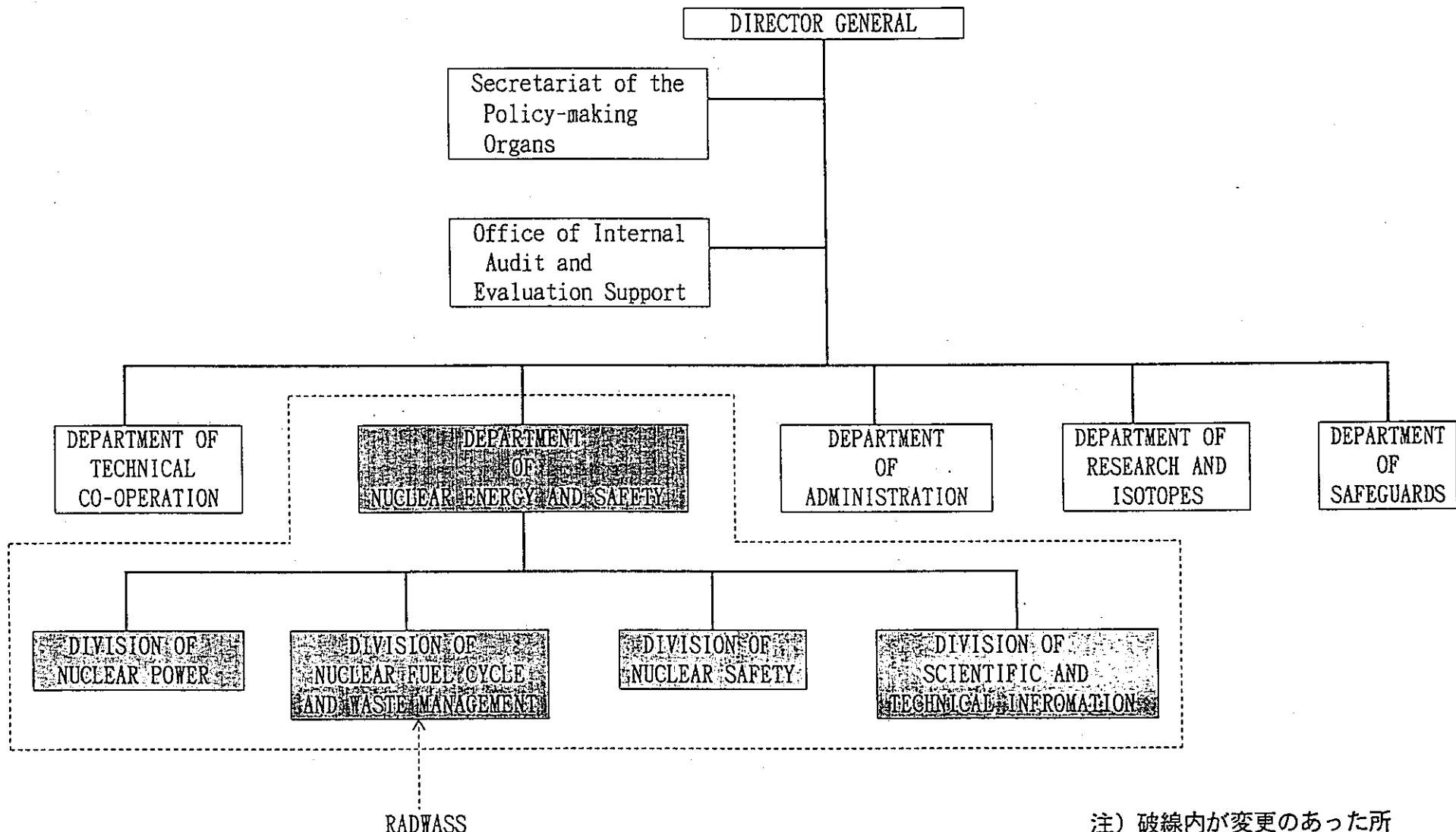
Standing Technical Committee Meeting
29 March - 2 April 1993

Vienna, 6 April 1993

廃止措置

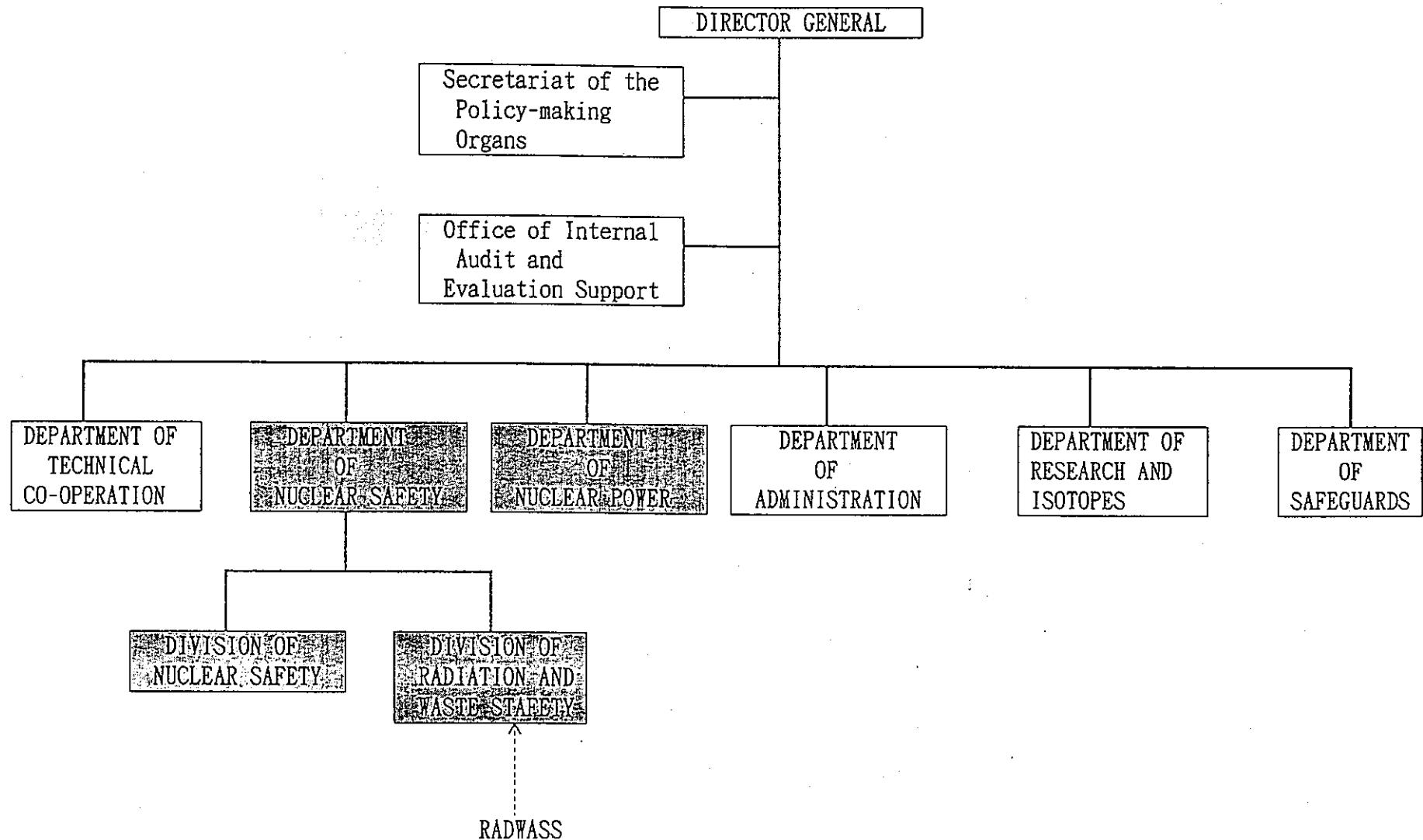
1. 法整備 指針類、查察
 2. 放射線防護と安全 モニタリング
 3. 技術基準と手順 品質保証
 4. 放射性廃棄物の取扱い
規制免除基準の策定
再利用、再使用
 5. 輸送
 6. 財源 技術的・人的資源
- ※ 方針
1. 即時全体解体
 2. 部分解体
 3. 現位置処分
- ※ 計画書及び文書化
- ※ Safety Culture vs. ALARA

I A E A 部構成 (1995年まで)

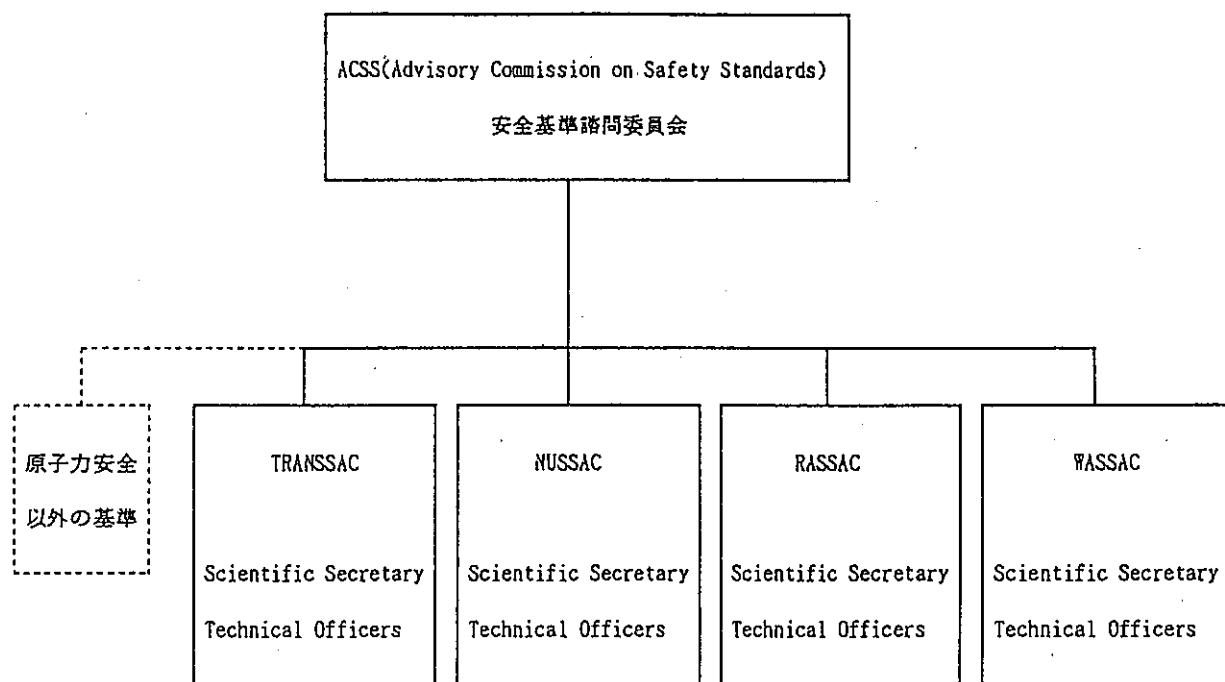


注) 破線内が変更のあった所

I A E A 部構成 (1996年から)



諮詢委員会の組織図



TRANSSAC : Transport Safety Standard Advisory Committee

NUSSAC : Nuclear Safety Standard Advisory Committee

RASSAC : Radiation Safety Standard Advisory Committee

WASSAC : Waste Safety Standard Advisory Committee

安全基準作成プロセス

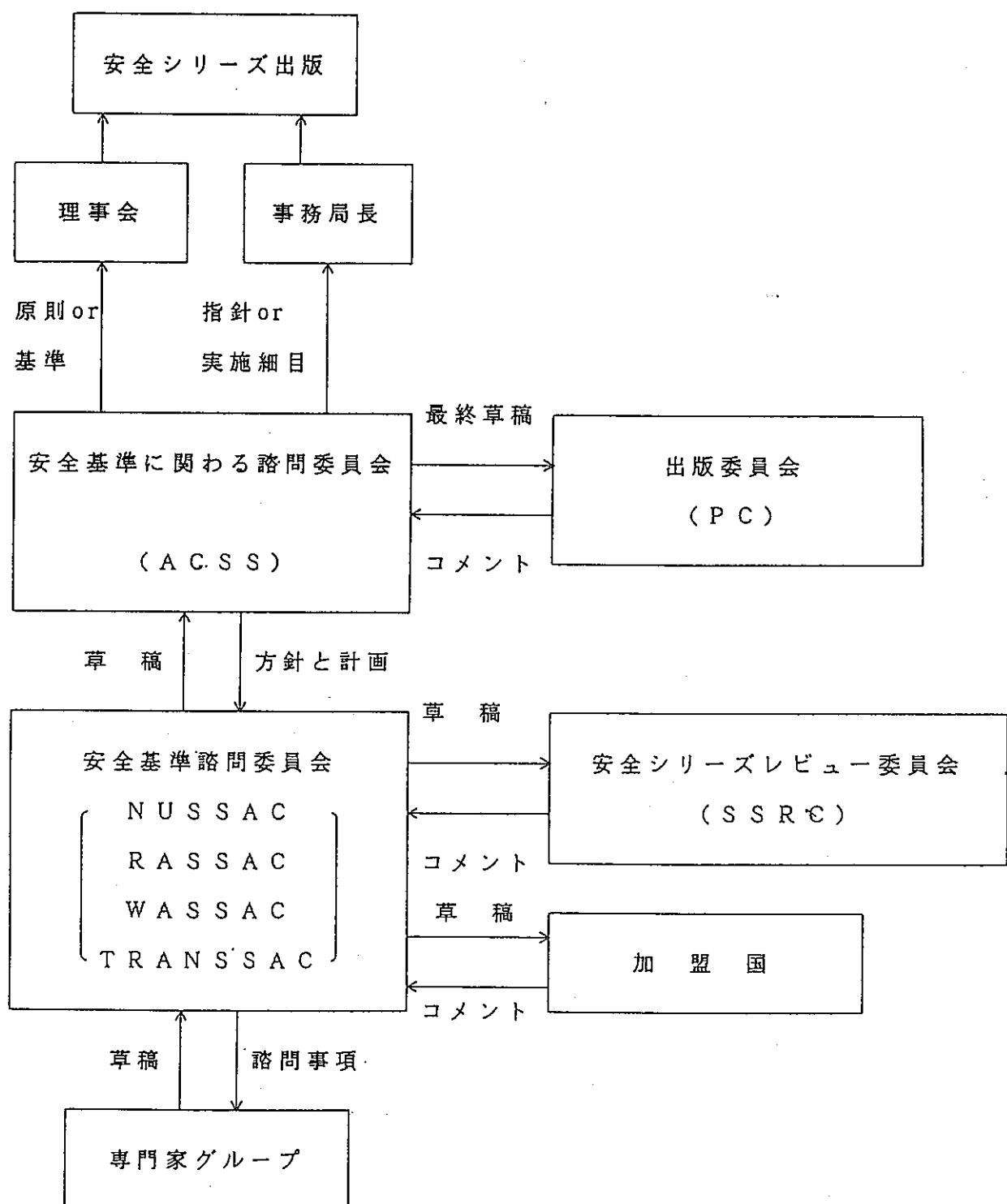


表1. 改訂RADWASS文書出版計画

1996. 2. 23版

安全原則

放射性廃棄物管理の原則 (No. 111-F)

安全基準

基盤設備と一般的な側面	廃棄物管理(実施)			III. 回復(介入)
	処分前*	放出*	処分	
国の放射性廃棄物管理システムの確立 (No. 111-S-1)	放射性廃棄物の処分前管理 (S-2, S-5, S-6を編集)	放射性核種の環境への放出 (SS 77やNUSSのような関連した放射線防護文書の合同)	浅地中処分 (S-3主体) 地層処分 (S-4主体)	環境の回復

安全指針

放射性廃棄物の分類 (No. 111-G-1.1)	核燃料サイクル施設からの低・中レベル廃棄物の処分前管理 (G-1.2とG-2.3)	原子力発電所及び大型研究炉の廃止措置 (G-6.1)	環境への放射性放出物の規制管理	浅地中処分施設のサイディング (No. 111-G-3.1)	地層処分施設のサイディング (No. 111-G-4.1)	U/Th鉱石の採鉱および精錬から廃棄物管理施設の立地、設計、建設、操業および閉鎖 (G-5.1)	過去の実施行行為および事故で汚染された地域の回復 (G-6.5)
国の放射性廃棄物管理システムの計画と履行 (G-1.2とG-1.3)	使用済み燃料と高レベル廃棄物の処分前管理 (G-2.4とG-2.5)	医療、産業及び研究施設の廃止措置 (G-6.2)	環境モニタリング	浅地中処分場の設計、建設、操業及び閉鎖 (G-3.2)	地層処分場の設計、建設、操業および閉鎖 (G-4.2)		
放射性廃棄物の安全管理のための品質保証 (G-1.4)	医療、産業及び研究により発生する放射性廃棄物の処分前管理 (G-2.2)	核燃料サイクル施設の廃止措置 (G-6.3とG-5.2)		浅地中処分に係わる安全評価 (G-3.3)	地層処分に係わる評価 (G-4.3)	U/Th鉱石の採鉱および精錬廃棄物に係わる安全評価 (G-5.3)	採鉱および精錬並びに遺棄された施設の修復と回復
放射性廃棄物管理用語集 (G-1.7)	処分前廃棄物管理に係わる安全評価 (G-2.6とG-6.4)						
汚染地域の浄化レベルの勧告 (G-6.6)							
固体物質中の放射性核種のクリアランスレベル・除外原則の適用 (暫定TECDOC-855)							

注1) *: デコミッショニングと放出の文書およびSafety Series内の位置については、NUSSACおよびRASSACにて検討中。

2) G-4.2とG-4.3およびG-5.1とG-5.3は、各々結合するようにWASSACにて指摘されている。

3) ~~出版済み~~: 出版済み文書

4) () 内の文書No.は従来のRADWASS出版計画での文書No.を示す。

4.3 エアロゾルの安全研究について

日本原子力研究所 東海研究所

燃料サイクル安全工学部

村田 幹生

1. はじめに

原子力施設においていろいろな活動が行われると、濃度や性質に大きな違いがあるとしても、通常、何らかのエアロゾルの発生をともなっている。また、エアロゾルは、ある目的のために人為的に発生させて利用されている。

原研で行われているエアロゾルに関する研究あるいは測定によるデータの収集は、つぎのような枠組みにまとめることができる。

(1) 発生源に関する基礎データを得る

発生、移行

(2) 個人及び施設の安全管理に必要なデータを得る

場の空気汚染、個人防護、モニタリング

(3) エアロゾルをトレーサとして実験を行う。

機器の性能評価、校正

エアロゾル挙動（理論式）の検証

(1)～(3)を概観するとともに、原研で行われたエアロゾルに関する研究をいくつか取り上げて紹介する。

II. エアロゾルに関する研究とデータの収集

1. 発生源に関する基礎データ

安全評価のもととなるエアロゾルのソーススタークムに関する必要なデータが収集される。

- エアロゾル化速度（飛散率）、粒度分布……… (実証データ、
質量濃度、個数濃度 経験式、理論式)
- 物性（密度、蒸発／凝縮性、化学性状）
- 移行、減衰

燃焼（溶媒火災）

爆発（溶媒硝酸の急激反応）

臨界 (溶液臨界)

(シビアコアアクシデント)

切断（燃料切断、設備・建物の解体）

研磨 (表面除染、試料作製)

粉体の取扱い（飛散）

溶液の取扱い（蒸発→凝縮、バブリング→飛沫）

開放（密閉系の開放）

2. 個人及び施設の安全管理に必要なデータ

(1) 現場測定の例

- ・特定作業に伴う飛散率（→場のエアロゾル濃度）
　　濃度、粒度分布、密度、化学形（→吸入被ばく評価）
- ・表面沈着粒子の再浮遊率（→場のエアロゾル濃度）
- ・エンクロジャーの開放（主として除染作業時）
- ・個人サンプラーと一点集中サンプラーの濃度相関（→吸入評価）
- ・鼻孔沈着量と吸入量の相関（→吸入評価）
- ・グローブの亀裂部からの漏洩

(2) 飛散率、再浮遊実測データ

- ・ホットラボ 燃料切断
- ・J P D R デコミ
- ・ユンボによる砂地の掘り起こし
- ・コンクリート微小破片の落下時の発塵
- ・歩行、除染による床汚染の再浮遊

3. エアロゾルをトレーサとして用いた実験例

- | | |
|--------------------------------------|--------------------------------|
| ・ H E P A フィルタの捕集効率 | D O P |
| ・ 配管内沈着損失
(水平、垂直、直管、曲管、管径変化部) | ウラニン／メチレンブル |
| ・ フード入口の逆拡散 | N a C l |
| ・ モニタリング濾紙の捕集効率
表面捕集能 | N a C l、D O P
大気塵 + T n 娘核種 |
| ・ マスク、スーツの防護係数 | N a C l |
| ・ ヨウ素ガス (I_2) のエアロゾル
粒子への吸着反応 | 線香、関東ローム、フライ
ッシュ、大気塵 |
| ・ γ 線排煙実験 | D O P |

III. 実験例

1. 照射燃料切断時におけるFPの飛散率⁽¹⁾

(1) 目的

原研ホットラボにおいては、作業環境の安全解析を行う上で必要なデータの収集が行われてきた。燃料切断時における核分裂生成物（FP）の挙動について、次の項目の調査が行われた。

- a) 切削屑となる燃料切断部に含まれるFPが、切断時浮遊性物質として飛散する割合
- b) 各サンプリング用捕集材のおもなFPに対する捕集割合

(2) 燃料要素 : Mg合金 (Magnox AL-80) 被覆の金属ウラン 中空燃料棒

内径 22 mm, 外径 41 mm, 長さ 714 mm

1本当たりのウラン重量 11.4 Kg

試験燃料の照射歴及び8回の切断実験との関係をTable III-1-1に示す。

切断方法 : 水溶性切削油を用い、直径方向に輪切りにするレジノイド法

砥石カッタの刃厚 1 mm, 直径 230 mm, 回転数 800 rpm

1ヶ所の切断所要時間 40分

切削屑となるウラン重量 約 16g

試験を行うケーブ 内容積 約 144 m³ (12.6 x 2.6 x 4.4 m)

換気率 40回／分

ケーブと排気系統の概略を Fig. III-1-1に示す。

(3) サンプリング

サンプリング位置 : Fig. III-1-1の S1, S2, S3 点

サンプラの構成 : セルローズアスベスト濾紙 (HE-40)、活性炭含浸濾紙 (CP-20)

粒状活性炭カートリッジ (CHC-50) 2段

サンプリング流量率: S1が 50 lpm, S2 S2, S3が 100 lpm

(4) 結果

各核種の飛散率をTable III-1-2にまとめ、その最下欄には、計8回行った調査の平均値が示されている。その結果、同一核種間においても大きな変動を示したが、飛散率の大きい順は、 ^{125}Sb , ^{137}Cs , $^{141}\text{Ce}-^{141}\text{Pr}$ であり、核種間において約1桁の相違が認められた。 ^{125}Sb の飛散率の大きい理由は、核燃料及びFP中のハロゲン物質と化合し、揮発性になるためと推定される。このことは、HE-40の捕集効率が数%しかなく、大部分がCP-20及びCHC-50の活性炭捕集材に捕集されたことからも裏付けされている(Fig. III-1-2)。

以上を総合すると、燃料切断試験時の安全評価に用いる飛散率として、サンプリング上の変動や、評価上安全側の値を採用すべきことを考慮すると、 ^{125}Sb は 10^{-1} 、その他の粒子FPについては、 ^{137}Cs の最大値 10^{-2} が妥当であると考えられる。

(1) 泉 幸男、他：保健物理，13，295（1978）

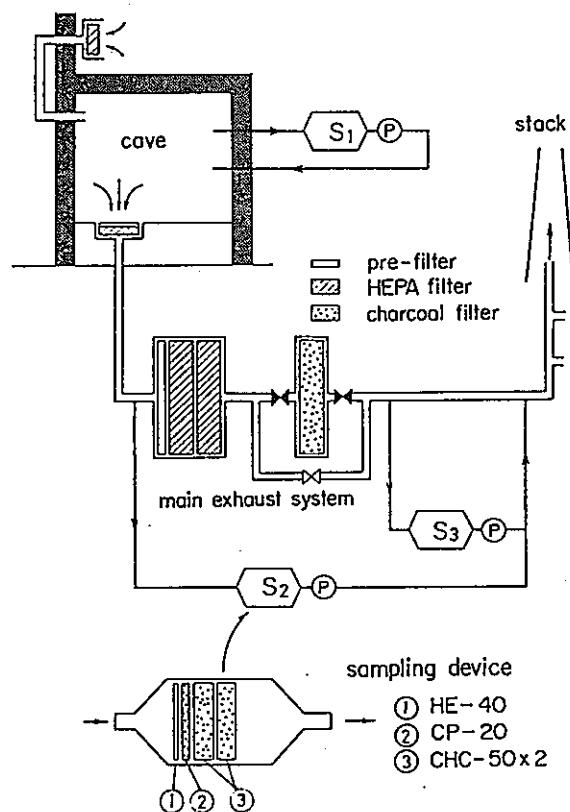


Table III-1-1 Irradiated JAPCO fuels examined in this study.

Irradiation history	Fuels			
	A	B	C	D
Burn up (MWD/T)	5196	4359	4038	2843
Charged time : A (days)	2275	2275	2330	1425
Operated time : B (days)	1522	1522	1577	1120
B/A (%)	67	67	68	79
Cooling time (days)	474	475	398	322
Experiment No.	1	2, 3, 4	5, 6	7, 8

Fig. III-1-1 Schematic diagram of exhaust system and air sampling points in Hot Lab.

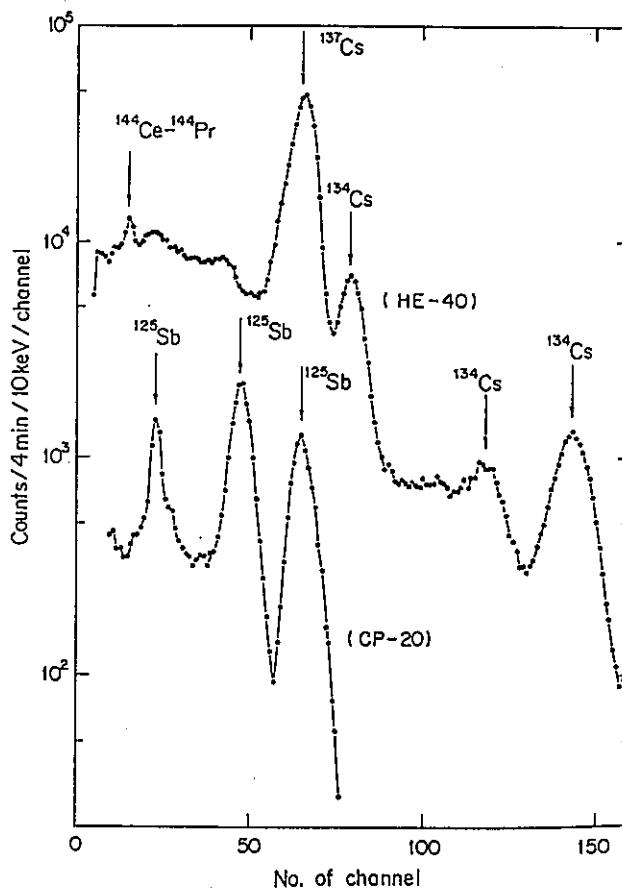


Fig. III-1-2 Gamma ray spectra of fission products collected in HE-40 and CP-20 type filter papers.

Table III-1-2 Dispersion factor of fission products during cutting of irradiated fuels.

Experiment No.	Dispersion factor, $\epsilon(k)$		
	^{125}Sb	^{137}Cs	$^{144}\text{Ce-}^{144}\text{Pr}$
1	2.7×10^{-2}	2.3×10^{-4}	5.6×10^{-5}
2	5.2×10^{-2}	7.7×10^{-4}	1.9×10^{-4}
3	8.1×10^{-3}	8.2×10^{-4}	2.0×10^{-4}
4	5.7×10^{-2}	3.0×10^{-3}	2.5×10^{-4}
5	2.1×10^{-2}	1.8×10^{-3}	2.0×10^{-4}
6	7.9×10^{-2}	8.0×10^{-3}	5.0×10^{-4}
7	5.7×10^{-2}	7.7×10^{-3}	5.4×10^{-4}
8	3.8×10^{-2}	5.6×10^{-3}	4.7×10^{-4}
Average	4.2×10^{-2}	3.5×10^{-3}	3.0×10^{-4}

*3 ^{134}Cs は、FP である ^{133}Cs が中性子捕獲によってできた二次生成核種である。FP- γ コードでは、 ^{134}Cs 生成量が計算できず飛散率は求められなかったが、同位体の ^{137}Cs と同一値であると考えられる。

2. 原子炉解体とエアロゾル⁽¹⁾

概要

原子炉の解体では、解体対象物を放射化または放射性汚染した原子炉圧力容器、炉内構造物、一次冷却系配管などの構造物（低合金炭素鋼、ステンレス鋼）と、生体遮蔽体などのコンクリート構造物の2つに大別することができる。これらは、機械的切断、熱的切断、衝撃的切断または破碎などの種々の解体工法によって撤去される。さらに、熱的切断は気中だけでなく、水中でも実施される。このため、発生する放射性エアロゾルの特性は解体対象物と解体工法に大きく依存すると考えられている。

原子炉解体で発生するエアロゾルの粒径は、大体次の3つに分類することができる。

10～100 μm 粗大粒子：コンクリート構造物の解体や除染時

0.1～10 μm 微粒子：鋼構造物の機械的切断時

0.1 μm 未満 超微粒子：鋼構造物の熱的切断時

(1) 池沢芳夫：エアロゾル研究、5(3), 212 (1990)

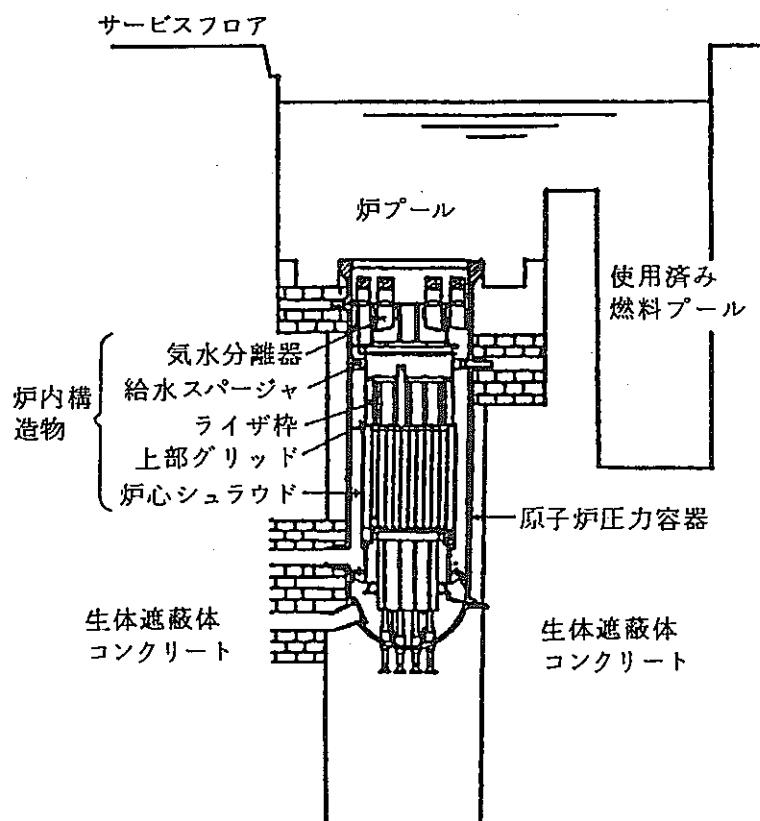


Fig. III-2-1 原子炉圧力容器・炉内構造物及び生体遮蔽体
コンクリート

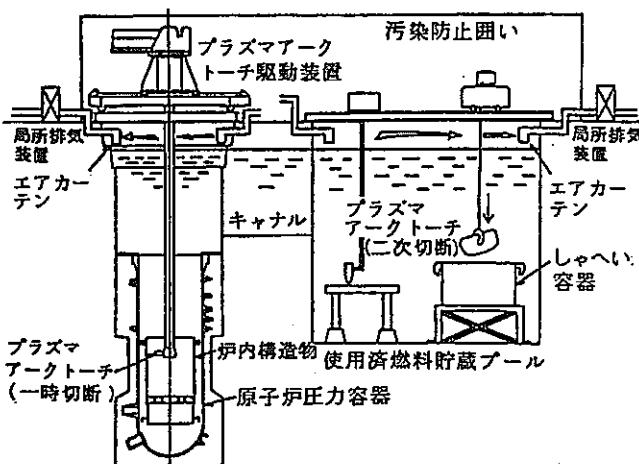


Fig. III-2-2 廉内構造物の水中プラズマアーク切断

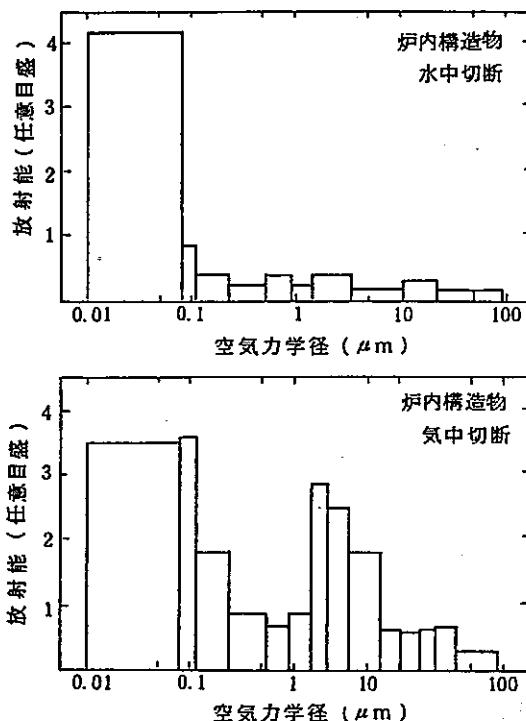


Fig. III-2-3 水中及び気中切断における飛散粒子の粒度分布の比較

Table III-2-2

一次系配管 (SUS-304) 切断時の飛散率の幾何平均値

解体工法	飛散率 (%)		
	質量基準	放射能基準	
	カスケードインパクタ 沪紙捕集	カスケードインパクタ	
熱的切断 (プラズマアーク)	0.66	0.29	0.65
機械的切断 (レシプロソー)	< 10 ⁻³	9.1	11

Table III-2-1 ステンレスパイプ切断用具によるエアロゾル粒度分布、
切断時間、エアロゾル濃度

切断用具	MMAD ^{*1} の範囲 (μm)	代表的 σ_g	切断時間(min)		濃度 測定値 (mg/m ³)
			範囲	平均	
パイプカッター	N.D. ^{*2}	N.A. ^{*3}	0.9-1.1	1.0	N.D.
レシプロソー	Bimodal	N.A.	1.8-4.5	3.1	1.0 ± 0.8
バンドソー	0.1-0.5	2.3	0.9-1.9	1.5	2.5 ± 1
サイドアームクラインダー	Bimodal	N.A.	N.A.	N.A.	2.7 ± 1.6
チップソー	1.5-9.0	4.6	1.1-1.7	1.5	12 ± 3
酸素-アセチレンソー	0.1-10.3	2.3	2.0-4.2	3.6	15 ± 11
アークガウジング	0.4-0.8	1.8	0.7-1.0	0.8	42 ± 29
プラズマアーク	0.2-0.3	2.7	0.5-0.7	0.6	62 ± 38

*1 カスケードインパクターによる空気力学的質量中央径

*2 N.D.=検出されず

*3 N.A.=適用されず

Table III-2-3 質量濃度・飛散率測定結果

切 断 対 象	質量濃度 (mg/m ³)	飛 散 率 (%)		排 風 量 (m ³ /min)
		放射能基準	質量基準	
水 中 切 断	給水スパージャ	2.7×10^{-2}	2.4×10^{-2}	4.7×10^{-2}
	ホールドダウン	-	2.6×10^{-2}	-
	ライザ下枠	6.7×10^{-2}	1.0×10^{-1}	9.2×10^{-3}
	上部グリッド	4.3×10^{-2}	6.7×10^{-3}	1.1×10^{-2}
	炉心シュラウド	4.2×10^{-2}	1.1×10^{-3}	8.7×10^{-3}
気切 断	水分離器	1.3×10^1	2.0×10^1	4.3×10^0
	ライザ中枠	9.7×10^0	6.4×10^0	1.2×10^1

3. 放射線効果によるエアロゾル除去の研究⁽¹⁾

(1) 目的

エアロゾルに γ 線を照射することにより、極めて高い効率でエアロゾルを除去した。放射線を照射すると、雰囲気ガスは正負イオン対に電離するが、このイオン対を正と負のイオンに分離し、どちらか一方の単極化イオンをエアロゾルに作用させればエアロゾル粒子上にイオンが荷電した帶電エアロゾルが発生する。この帶電エアロゾルは、静電気力作用により物体の表面上に強い力で沈着すること、極めて高い捕集効率でフィルタ処理できることが実験で証明された。

(2) 方法

Fig. III-3-1は単極化セルを、Fig. III-3-2 は原理を説明している⁽²⁾。

実験条件：単極化セル体積 = 216 cm ³
プラトー電流 = 5~7 μ A
単極化セル流量 = 3.5 1pm
線量率 = 6×10^5 r/h
照射イオンの生成速度 = 7.5×10^{13} /s
単極化イオンの濃度 = 4.0×10^{15} /s
単極化セル内のエアロゾルの滞留時間 = 3.7 s

(3) 結果

Fig. III-3-3は、単極化セル出口のエアロゾル濃度を粒径に対してプロットしたもの、Fig. III-3-4は、単極化セル出口におけるエアロゾル沈着のDFを粒径に対してプロットしたものである。また、Fig. III-3-5は、(+)、(-)に単極化した帶電エアロゾルの総括DFを粒径に対してプロしたものである。

通常のHEPAフィルタでは、捕集し難いエアロゾル($0.1\text{--}0.2 \mu\text{m}$)のDF値は $\sim 10^3$ 程度である。 γ 線照射と電場をかけた場合にDFは、(+)帶電エアロゾルでは $\sim 10^6$ 、(-)帶電エアロゾルでは 10^7 まで上昇した。以上の結果から、 γ 線を照射した場合の総括DF値は、通常のHEPAフィルタの捕集効率と比較して $1000 \sim 10000$

倍大きくなることがわかった。

γ線を照射してエアロゾルを捕集する方法は、大量のエアロゾルが処理できるため、工業的規模のエアロゾル処理の観点から広い波及効果が期待される。

- (1) 西尾、他：放射線効果によるエアロゾル除去の研究、第11回エアロゾル科学・技術研究討論会（論文集）、p. 51 (1994).
- (2) 西尾、他：米国特許 5476538 (1995)

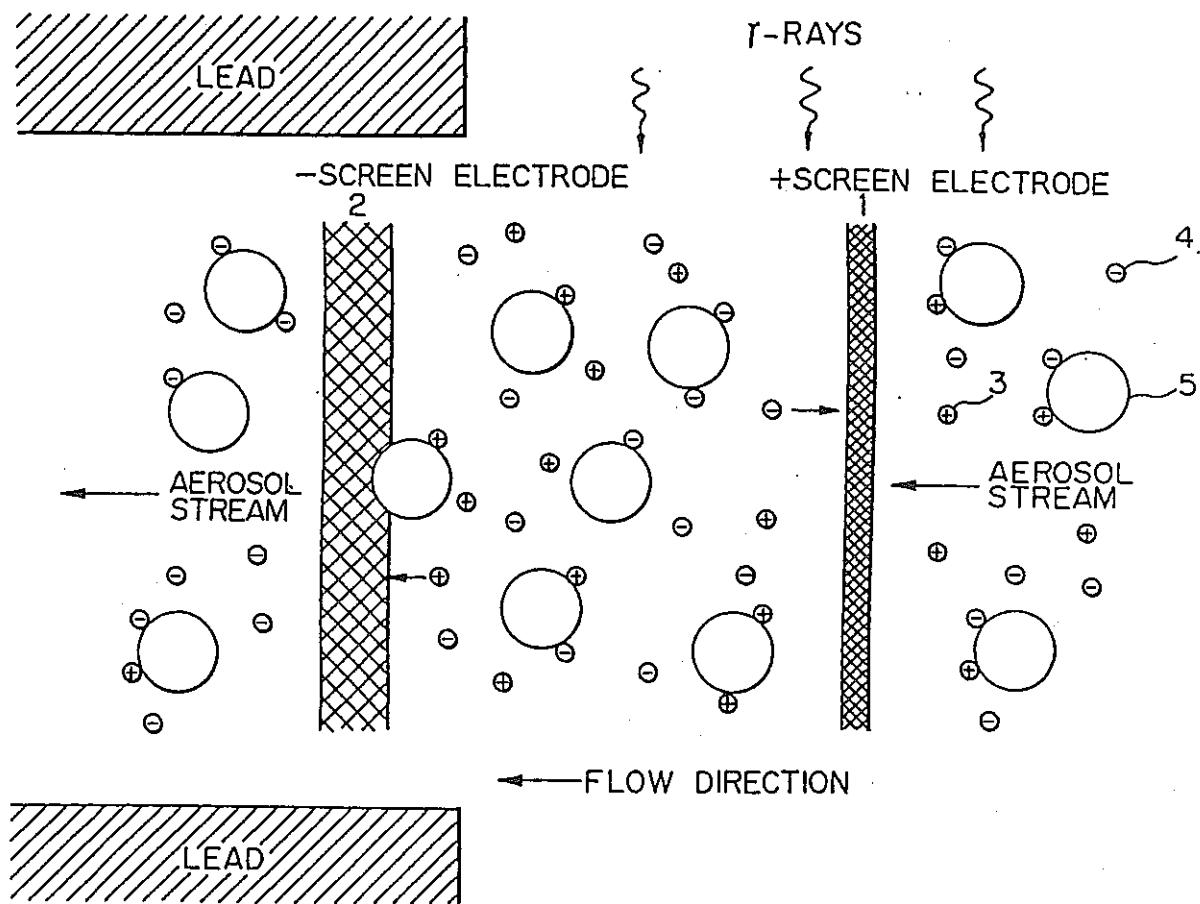


Fig. III-3-1 単極化セルの原理

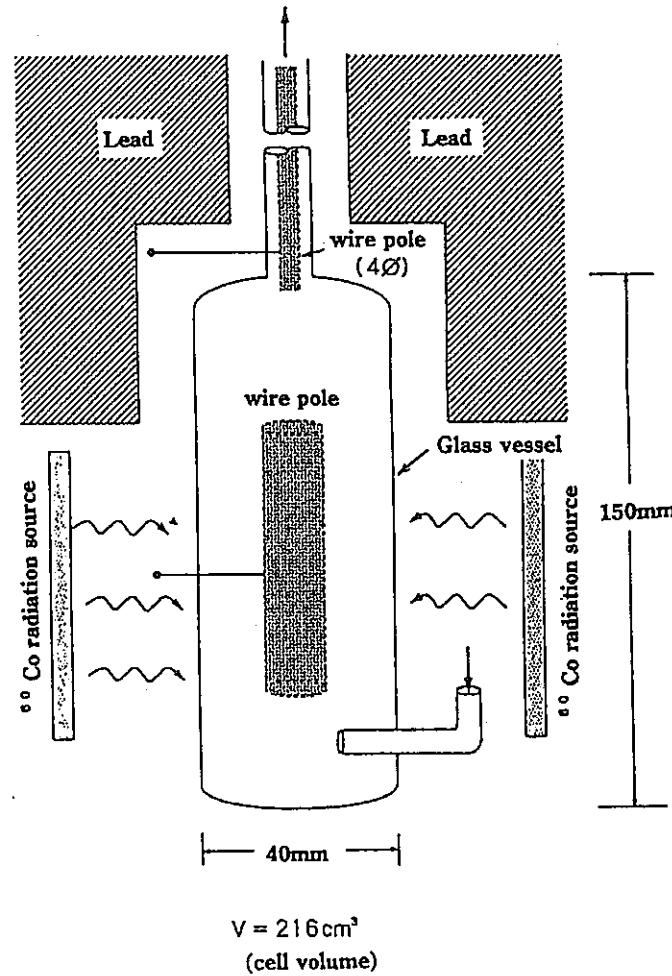


Fig. III-3-2 Unipolar aerosol charging cell.

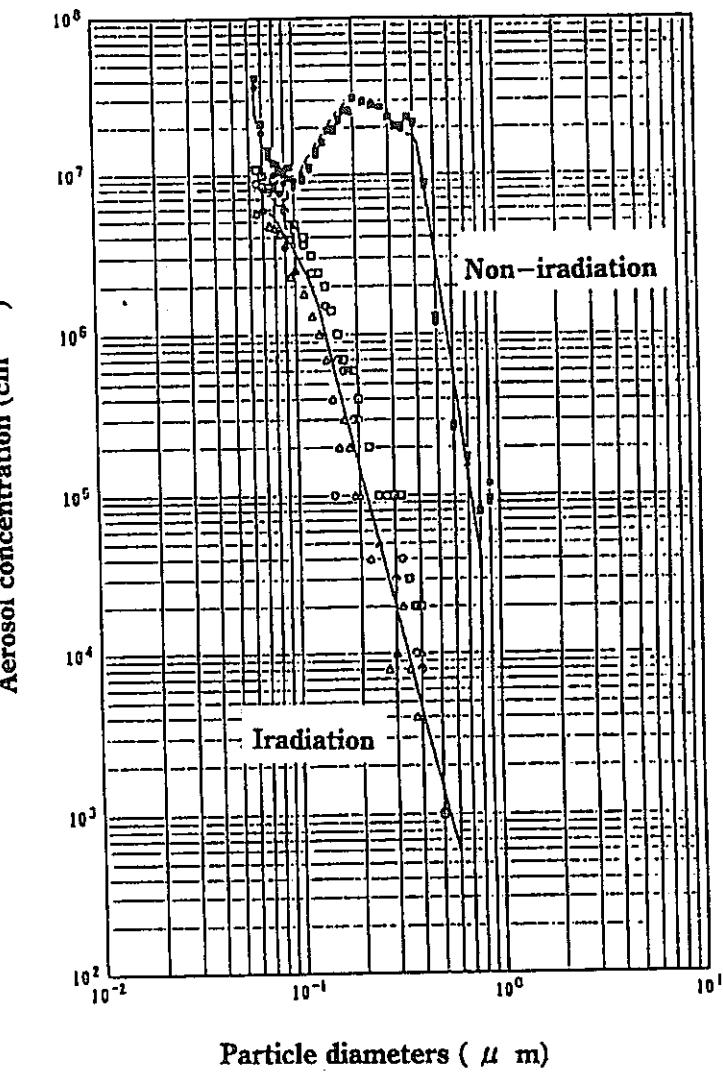


Fig. III-3-3 Aerosol concentration before and after charging cell vs. particle sizes.

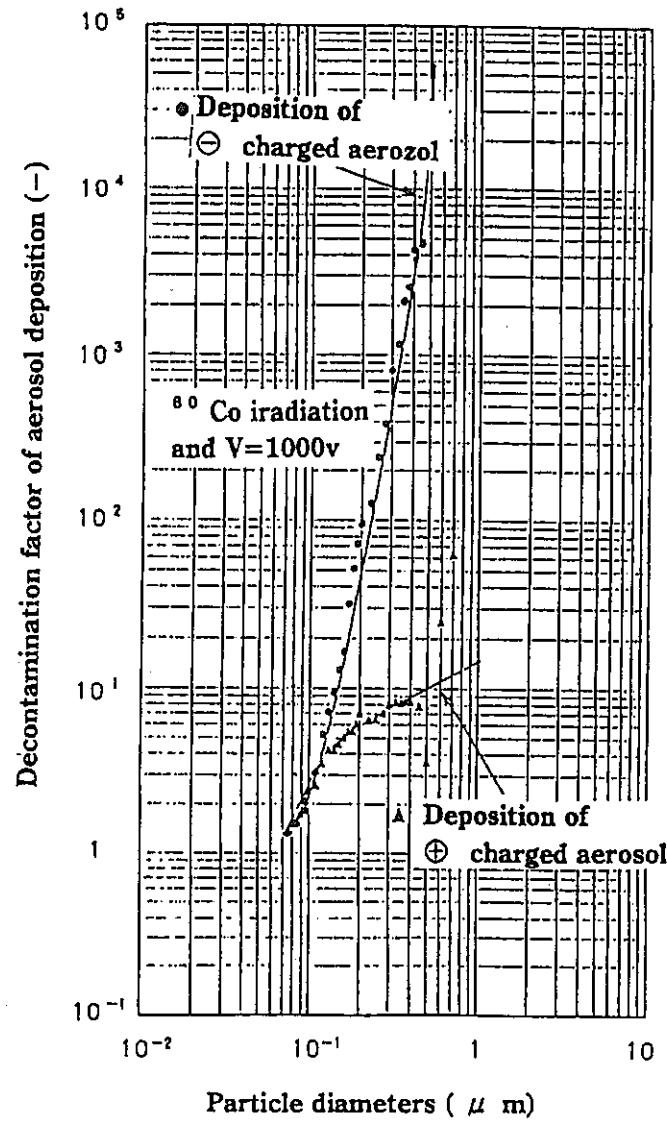


Fig. III-3-4 Decontamination factor of aerosol deposition in charging cell vs. particle sizes.

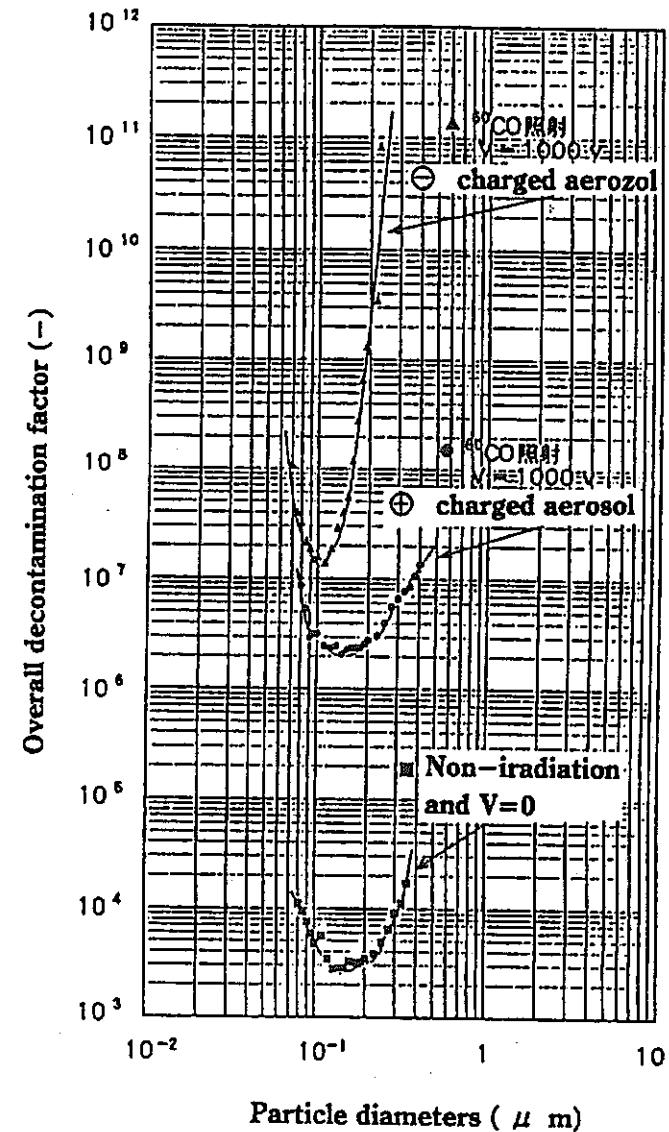


Fig. III-3-5 Overall decontamination factor of aerosol vs. particle sizes.

4. 事故時における放射性物質の閉じ込め（臨界事故時の閉じ込め）試験⁽¹⁾

(1) 目的

再処理施設の塔槽類は槽類換気系によりネットワーク状に連結され、換気系の末端に設置されたヨウ素吸着塔や高性能フィルタ（HEPA）により放射性物質が閉じ込められる。この試験研究では、過渡臨界事故時に放出される放射性物質が槽類換気系で閉じ込められることを実証するため、TRACYを用いて放射性物質の放出、移行及び沈着に関する実証データを取得する。Fig. III-4-1にTRACYの炉心に連結した槽類換気系の閉じ込め効果を測定する実験装置の配置を示す。また、Table III-4-1に、過渡臨界時に炉心溶液から放出されると予想される測定対象項目を示す。

（科学技術庁からの委託、再処理施設臨界安全性実証試験）

(1)日本原子力研究所：原子力安全性研究の現状、平成7年

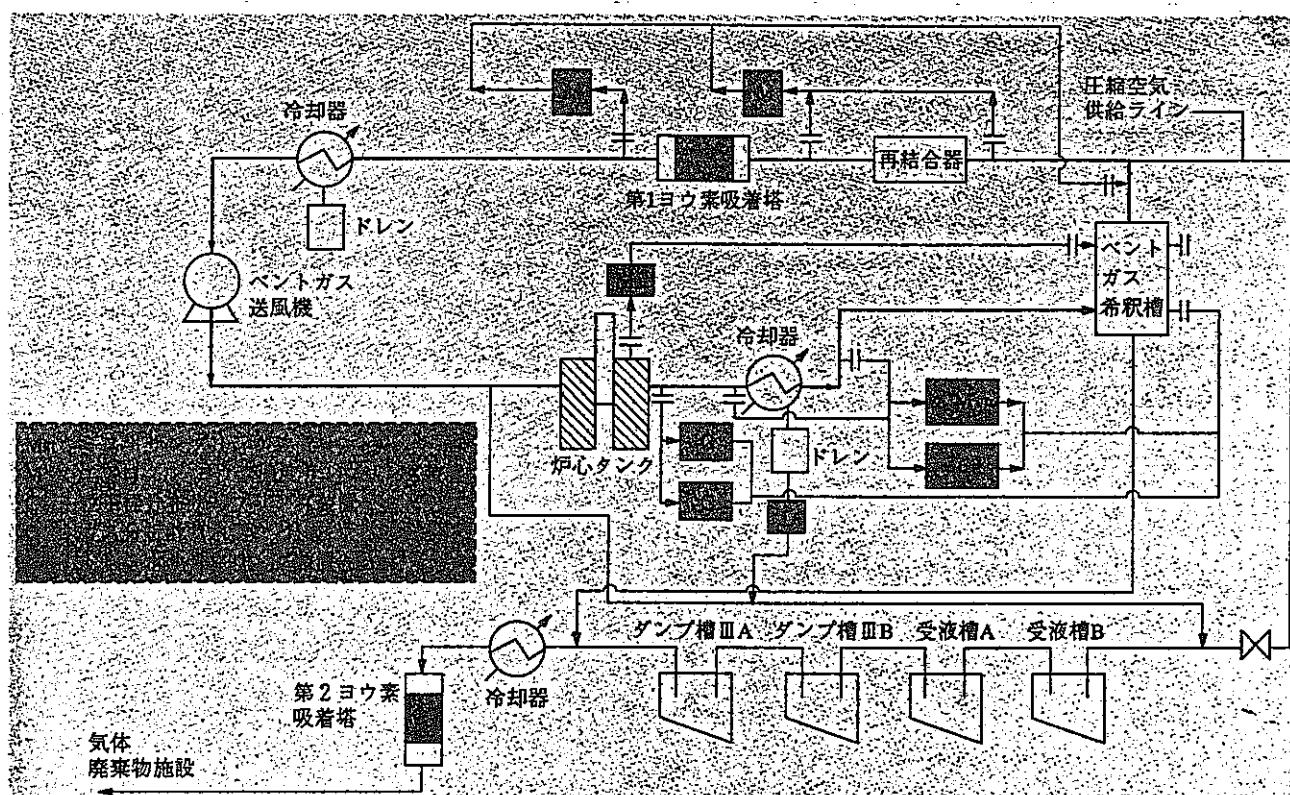


Fig. III-4-1 TRACYにおける閉じ込め実験装置の配置

Table III-4-1 測定対象項目

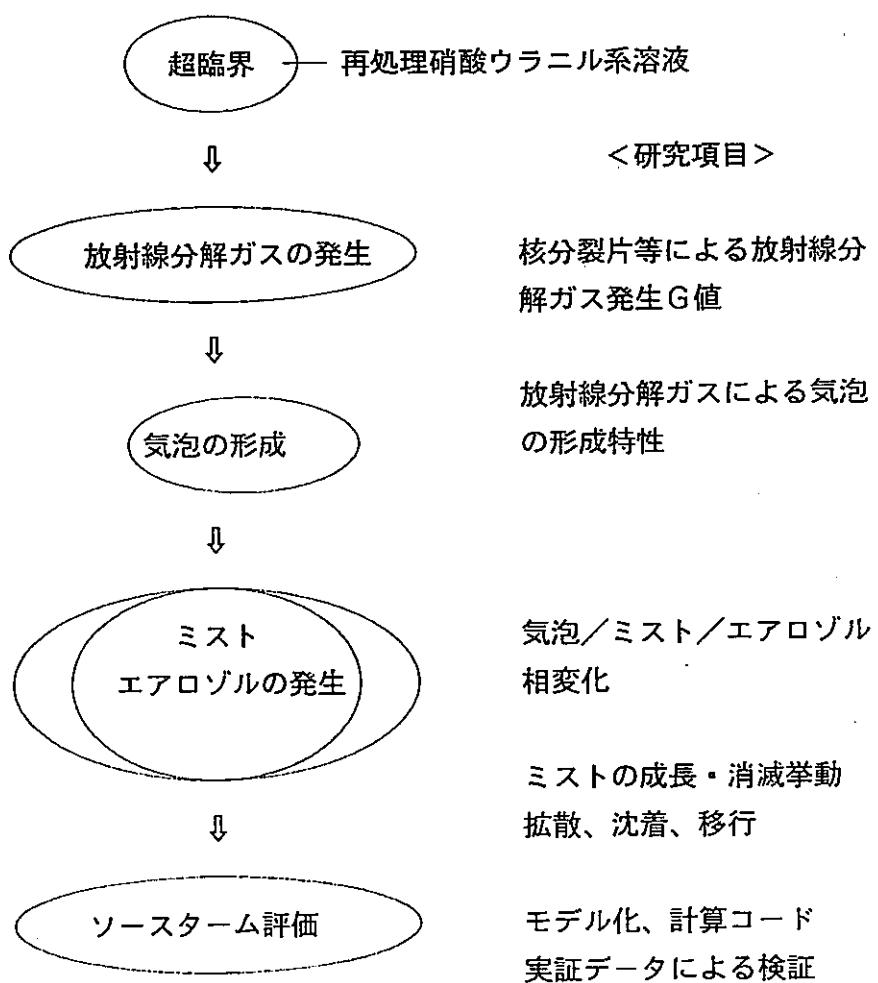
放射性エアロゾル	濃度変化、放出量、粒度分布
放射性ミスト	濃度変化、放出量、粒度分布
放射性希ガス	濃度変化、放出量、希ガス組成
放射性ヨウ素ガス	濃度変化、放出量、ヨウ素種割合
水蒸気	濃度変化、放出量
水素ガス	濃度変化、放出量
N O _x ガス	濃度変化、放出量
コンデンサードレン水	核種捕集量
熱流動関係	圧力、温度、体積流量
原子炉水	濃度、核分裂総数

5. 放射線分解ガス気泡によるエアロゾル発生事象の研究（計画）

（1）目的

燃料溶液の臨界事故時に発生する気泡を主原因とするエアロゾルの発生事象を定量的に把握するために、関連する素反応機構を実験により明らかにするとともに、モデル化により評価法を確立する。実験計画フローを Fig. III-5-1 に示す。

Fig. III-5-1
燃料溶液の超臨界に伴うエアロゾル発生事象の研究



4. 4 核燃料施設の安全性と経済性の追及

(財)原子力発電技術機構

原子力安全解析所

北原 義久

1.はしがき

1954年に始めて原子力予算2億3500万円が認められてから1955年に原子力研究所、1956年に原子燃料公社（1967年：動力炉・核燃料開発事業団に改組）が設立され、前者は基礎研究を、後者はウラン鉱山と金属ウラン燃料の製造を中心に発足した。40年を経た現在、わが国は核燃料サイクル施設のウラン鉱山から始まり、製錬、転換、濃縮、加工、再処理及び廃棄物処理・処分の各サイクルの技術を確立してきた。

このうちウラン濃縮、ウラン燃料加工及び低レベル放射性廃棄物処分は既に商業規模で稼働しており、また再処理も近い将来その運転が期待されている。

現在、製錬転換施設は動燃人形崎事業所に、ウラン加工施設は転換加工の日本核燃料コンバージョン(株)、三菱原子燃料(株)、成型加工の原子燃料工業(株)、日本ニュクリア・フェュエル(株)の4事業所、5工場がある。この他にMOX燃料加工の動燃東海事業所がある。

ウラン濃縮施設は動燃人形崎事業所、日本原燃(株)濃縮・埋設事業所、再処理施設は動燃東海事業所と建設中の日本原燃(株)再処理事業所、また低レベル廃棄物管理施設は日本原燃(株)濃縮・埋設事業所がある。(表一1参照)

2.核燃料施設の安全性の変遷

これら施設の安全性はその時代の社会情勢と要請により反映され、昨今は安全の確保は勿論のこと、さらに原子力の経済性が強く求められてきている。

1956年5月に科学技術庁が発足し、核燃料施設の許認可を担当した。一方、1975年アメリカ原子力委員会(AEC)が改組されエネルギー研究開発局(ERDA: 1977年にDOEとなる)と原子力規制委員会(NRC)が発足した。わが国は、この3年後の1978年に新たに原子力委員会と原子力安全委員会が発足した。

日本の原子力界が立ち上がりつつある時期の1957年にイギリスのWindscale炉からヨウ素の放出事故が発生、周辺牧場の乳牛ミルクが汚染しヨウ素の重要性が認識された。わが国では、指針として始めて1964年に「原子炉立地審査指針」が策定された。

核燃料施設における臨界事故は、1958年に発生したアメリカのORNL Y-12を始めとして1978年まで7件、1970年のイギリスのWindscaleで1件、計8件である。一方、1995年に開催された国際会議で、始めてロシアの臨界事故が12件報告された。

これらの事故は1953年～1978年に発生し、アメリカ、イギリスとほぼ同じ時期であるのが特徴である。大部分がプルトニウム及び濃縮ウラン溶液系で発生している。当時の冷戦下の状況では情報公開は無理としても、もし互いに事故情報を共有していれば同種の事故は起らなかつたことも考えられる。（表一2、3参照）

図一1に示す海外の事故の歴史のうち、アメリカのTMI-2号機で冷却水喪失事故（1979年）、またチェルノブイル原子力発電所4号機の火災事故（1986年）、最近では旧ソ連のトムスク再処理施設の爆発事故は国内で論議を呼び、また国内の事故では原子力船むつの放射線もれ（1974年）、日本原電敦賀発電所の放射性廃液の漏洩（1981年）などが一般人の原子力に対する反対感情を質／量ともに大きく変える要因となった。

1978年に科学技術庁に核燃料安全専門審査会、また原子力安全技術顧問会が設けられ、加工・使用、再処理、輸送物、核燃料施設技術基準の各顧問会が設置された。

わが国の核燃料施設関係の指針類は、1980年に「核燃料施設安全審査指針」が原子力安全委員会決定され、次いで同年に「ウラン加工施設安全審査指針」、1983年に「放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方」、また「核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」、1986年には「再処理施設安全審査指針」が策定された。

従来、一般国民の原子力に対する感覚は、原子力の安全性を理解することは到底難しいので安全は専門家に任せることなく、むしろ「安心」を得ることであった。一方、反原子力のグループは、宗教を信じるのと同じで原子力反対のみを唱えることで、これを説得することは困難であるのが現状である。しかし、考え方では、推進派と反対派が互いに安全性について技術的に切磋琢磨して議論することも必要である。この例として、近年は公聴会、シンポジウムの開催等が行われてきているが、形式的にならないようお互いに努力することが肝要である。

このような歴史を経てきた原子力の安全性は、初期の頃は海外のデータを引用したり、安全規準・規格に安全裕度を持たせた施設設計が行われてきた。この背景には技術的に不確定要素があったり、運転経験が少ない等の理由であった。また、近年商業用ウラン濃縮施設及び再処理施設が訴訟の対象となり、事業者も規制当局も止むを得ず保守的に成らざるをえない状況にあった。この結果、安全性は十分過ぎるほど確保出来ても、経済性の観点からは不十分となることは歪めない。

以下に、臨界、遮蔽（直達放射線）を例としてそれらの安全解析・評価について過去と現状及び経済性の観点から考察する。

3. 臨界安全

3.1 臨界安全ハンドブック

核燃料施設の臨界安全設計について、初期の頃は海外のハンドブック（1960年代～1970

年代に刊行)を引用する方法が中心であった。その代表例は以下のとおりである。

• アメリカ

- ① "Nuclear Safety Guide", TID-7016 Rev.1 (1961)
- ② " Nuclear Safety Guide", TID-7016 Rev.2 (1978)
- ③ "American National Standard for Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials Outside Reactors" ANSI/N.16.1 (1976)

• フランス

- ④ "Guide de Criticite", CEA-R-3114 (1967)

• イギリス

- ⑤ "AHSB(s) Handbook, 1st Revision (1967)

• 西ドイツ

- ⑥ W.Thomas; "HANDBUCH ZUR KRITIKARITAT (1970)

わが国のハンドブックは、1988年に科学技術庁核燃料規制課編「臨界安全ハンドブック」が刊行された。

3.2 安全係数 (safety factor)

これらのハンドブックで共通する考え方は、安全制限値を求める時に推定臨界値に安全係数を掛けて求める。これは、ハンドブックに記載されているデータには、実験誤差或いは計算誤差を考慮すべきこと、またモデル化等における不確定要因を考慮しているためである。

この方法は簡単で、かつ一般に理解しやすいが、経済的な施設設計とはなりにくい。現在は中性子実効増倍率 k_{eff} により臨界安全性を評価する例が多いので、この方法を用いて安全係数を考慮した施設の安全裕度を再確認し、臨界安全を確保し、かつ経済的施設の更新計画に反映されよう。

参考までに、USAEC Regulatory Guide 3.6(1973)に示されたSafety Marginの概念を示す。

Normal Operating Limit	Limiting Control Setting	Safety Limit		
<u>Zone of Normal Operation</u>	<u>Operating Margin</u>	<u>Safety Margin</u>	<u>Allowance for</u>	<u>Danger Zone</u>

↓ ↓ ↓

Zone of Normal Operation Operating Margin Safety Margin Allowance for Danger Zone

■ instrument drift
■ minor operational errors
■ fluctuations in process or control characteristics

■ allowance for control or safety system action plus calibration uncertainties and instrument inaccuracies

■ uncertainty in onset of damage of consequences

■ unacceptable consequences may occur

3.3 二重装荷 (double batch)

特に加工施設においては、核分裂性物質がバッチで移動するため、二重装荷による誤操作を考慮している例が多い。しかし、近年は工程の自動化により運転員のミスを防ぐとともに物理的障壁を設ける等により、二重装荷を考慮する必要性がなくなりより経済的な施設設計となっている。

3.4 中性子実効増倍率 k_{eff} による臨界安全評価

1970年代における臨界安全解析の計算コードは、イギリスには"MONK"、フランスには"MACAO"、"MORET"、アメリカには"KENO"が活用され、いずれもモンテカルロ法であり、核燃料施設の複雑な形状の機器に適用されていた。わが国に最初に導入されたコードはORNLのG.E.Whitesides氏の好意により、1970年10月に"KENO"を導入した。

その後、コードは改良され、現在"KENO V.a"が汎用となるとともにベンチマーク計算により検証されている。

この方法は、評価対象機器のモデル化、中性子の発生源等の条件設定、使用者による計算機の使用時間に個人差がでてくる。経済的な計算時間を追及するため、最適なモデル化及び計算条件設定に関するマニュアルの作成が求められる。

3.5 複数ユニット

複数ユニットの臨界安全管理は、単一ユニット間の中性子隔離距離の確保と中性子遮蔽材により確保される。初期の頃は、ハンドブックに示された距離の採用、或いは立体角法が中心であったが、最近は中性子実効増倍率 k_{ef} の計算による評価が主流を占める。特に、核燃料貯蔵庫の空間水分含有量の影響評価に最適な手法である。

経済的な設備・機器の配置或いは貯蔵にあたって、複数ユニットの臨界安全管理は重要な要素である。勿論、加工工程上からの制約、または被ばく管理の観点から、設備・機器の配置が第1義的に決まることもある。

3.6 その他要検討事項

(1) 再処理施設関係

- ① 燃焼度クレジットのデータ拡充と検証
- ② 硝酸による臨界安全データの安全裕度の確認
- ③ 可溶性中性子毒による臨界安全データの安全裕度の確認

(2) 比均質系の臨界安全データの拡充

4. 遮蔽（直達放射線）

4.1 安全審査指針

核燃料施設の直接線とスカイシャイン線の直達放射線の評価は、指針では以下のとおり定めている。両指針とも定量的な線量当量を示していないが、軽水炉と横並びで評価すれば良いとされている。

ウラン加工施設安全審査指針	再処理施設安全審査指針
<p>指針18.貯蔵等に対する考慮</p> <p>核燃料施設においては、放射性物質の貯蔵等による敷地周辺の放射線線量を合理的に達成できる限り低くできるようになっていること。</p>	<p>指針5.放射線遮蔽</p> <p>1. 再処理施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による一般公衆の線量当量が十分低くなるように、再処理施設に適切な遮蔽を設けること。</p>

原子炉安全基準専門部会報告書の”発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量当量評価について”は、「線量目標値との関連において空気吸収線量で年間 $50 \mu\text{Gy}$ 程度とする。」と述べている。

4.2 計算コード

直接線の評価はQAD、DOT並びにスカイシャイン線はG33、ANISN、DOT、またこれらの組み合わせが使用されている（図一2参照）。G33コードは、原発の廃棄物貯蔵庫（主な線源： ^{60}Co , ^{54}Mn ）でのスカイシャイン線について検証されている（原安協レポート、昭和54年）。

ウラン加工施設では、原料及び製品の燃料集合体貯蔵庫が主な評価対象施設であり、加工能力が増加するに従いスカイシャイン線の寄与が大きな割合を占めてきた。このため、貯蔵容器表面並びに建屋天井表面の空間線量当量を実測して、補正する解析モデルが検討された。（図一3参照）

今後検討を要する課題を以下に示す。

- (1) スカイシャイン線について、ウランのエネルギースペクトルに相当するフィールド実験によるコードの検証
- (2) 線源形状及び線源位置のモデル化に伴う誤差評価

5.あとがき

核燃料施設の臨界安全及び直達放射線に関する安全性と経済性の観点から考察した。わが国の原子力開発40年を経過して、商業ベースの段階に入り安全性の確保は当然のことながら経済性を考慮した原子力開発は必須条件となってきている。このためにも、安全裕度の中味でグレーゾーンを明確化することが安全性の再確認と経済性のある原子力施設となり得る。

この際安全性評価にあたって、運転経験で得られた貴重なデータを活用することも肝要である。

従来、合理化とか高度化の言葉が流布していたが、一般の理解を得るためにも、「経済性」という言葉も原子力界で日常的に使うべき時代に入ったと考えられる。

表—1 核燃料施設の現状（平成6年9月現在）

加工施設					
事業者／事業所	所在地	運開年月	濃縮度	年間最大処理能力	備考
日本ニュクリア・フェュエル(株) ／横須賀工場	神奈川県横須賀市	43.8	5%以下	750t _n U	BWR用
三菱原子燃料(株)／東海製造所	茨城県東海村	47.1	5%以下	475t _n U 440t _n U	転換PWR用
原子燃料工業(株)／東海製造所 ／熊取製造所	茨城県東海村	53.9	5%以下	200t _n U	BWR用
	大阪府熊取町	50.8	5%以下	324t _n U	PWR用
		47.9	~90%以下	475kgU	研究炉用
日本核燃料コンバージョン(株) ／東海事業所	茨城県東海村	55.9	5%以下	715t _n U	P&BWR
		59.6	20%未満	3t _n U	研究用
動燃／東海事業所	茨城県東海村	61.10	1.6%以下	36t _n Pu.U	MOX
動燃／人形峠事業所	岡山県上齋原村	60.10	5%以下	200t _n SWU	ウラン濃縮
日本原燃(株)／濃縮・埋設事業所	青森県六ヶ所村	63.8	5%以下	1050t _n SWU	ウラン濃縮
再処理施設					
事業者／事業所	所在地	指定年月	処理方法	年間最大処理能力	備考
動燃／東海事業所	茨城県東海村		ピューレックス法	210t _n U	
日本原燃(株)／再処理・廃棄物事業所	青森県六ヶ所村	4.12	ピューレックス法	800t _n U	

(引用文献：原子力委員会、「平成6年版 原子力安全白書」、平成6年12月)

表—2 核燃料施設における臨界事故

施設名 発生年月日	事故の概要と 全核分裂数	臨界時の状況	警報発生の有無 と退避状況	事故現場の 線量率状況	境界モニタの型式 とアラーム設定値	被曝状況
ORNL Y-12 (Oak Ridge, Tenn.) '58. 6. 16	濃縮U液をリーケテ スト用の水と一緒に化 55 gal ドラム缶に入 れ臨界。 1.3×10^{19}	U水溶液 56.2 t 中 ^{235}U 2.5 kg で臨界出力スパイ ク 10^{16} 、ブラー出力 1.29×10^{19} (約 3 min) 維持時間 18 min、退避 なし。	現場で 8 人作業中、 事故と同時に警報が 吹鳴、迅速な退避が 行われた。	事故直後、現場より 350 ft 点で、 100 mR/h 、 3 h 後 ドラム缶より 100 ft 点で 60 mR/h	GM 使用、工場の中心よ り 60 点に 8 個設置、ア ラーム設定点は 1 mR/h 、 事故後は 3 mR/h に変更。	8 名被曝 $23 \sim 461 \text{ rem}$
LASL (Los Alamos, N. Mexico) '58. 12. 30	焼成から Pu を回収 する工程で精錬作業 のため Pu 合成液を 処理タンクに入れ攪拌 した時に臨界。 1.5×10^{17}	38 in ϕ の 225 gal 処 理槽、Pu 溶液 168 t 中 Pu 3.27 kg Pu は溶媒側 に分配攪拌時に臨界。出 力スパイク 1.5×10^{17} 、 維持時間 2 sec、 退避なし	事故発生と同時に警 報吹鳴全員退避、付 近にいた 2 名は救助 活動を行う。	事故直後、現場より 175 ft 点の臨界警報が吹鳴。處 理槽より 25 ft 点で 20 R/h	電離箱使用、2 個以上の 信号で警報発生、内蔵障 害により故障検出アラ ーム設定は 1 と 10 mR/h	12,000 rem 被曝 1 名死亡、 他 153 ～ 134 rem
ICPP (Idaho Falls, Idaho) '59. 10. 16	硝酸ウランを空気 攪拌しながらサンブ リング、サイホン作 用発生、非安全形 状タンクへ移送、臨界。 $\sim 4 \times 10^{19}$	5,000 gal のタンクに 170 g ^{235}U U 液を 200 t 流入、全水溶液量 800 t、 ^{235}U 34.5 kg で 臨界、出力スパイク 10^{17} 退避あり。	貯留タンク区域のペ ントラインを通してブ ロセス建屋空氣汚染、 モニタ吹鳴、白頭灯 および電話により退避。	退避時点まで建屋の外側お よび入口西方 130 yd 点 で 5 R/h 以上 (放射性 ガスによる)	電離箱型検出器 20 の臨界 警報装置を設置。アラ ーム設定点は 20 mR/h	11 名被曝 $2 \sim 50 \text{ rem}$
ICPP (同上) '61. 1. 25	蒸発缶の詰り物除去 作業中、非安全形 状部上溶液が吹き上げ られ臨界。 6×10^{17}	蒸発缶上部の径は 24 in、 非安全形状 U 液 40 t 中 ^{235}U 8 kg が吹き上げ臨 界。出力スパイク $6 \times$ 10^{17} 、退避あり。	臨界と同時に放射線 警報吹鳴、手動で緊 急退避警報を鳴らす。	事故直後の施設内は、通 常のバックグラウンド。 施設の屋下地点で放射性 雲により 30 mR/h	同 上	被曝は $0 \sim 55 \text{ rem}$
Recuplex (Richland, Wash.) '62. 4. 7	施設洗浄作業中、床 のサンプルにたまつた Pu 液が非安全形 状容器に吸い上げられ 臨界。 8×10^{17}	18 in ϕ , 69 t 円筒容器、 Pu 液 60 t, Pu 1.5 kg で臨界、出力スパイク 10^{16} 、維持時間 37 h 退避 なし。	臨界警報吹鳴、退避 は迅速、事故時容器 の最も近くにいた人は 5 ～ 26 ft	事故現場の線量率は不明。 スタックより約 $1,200 \text{ Ci}$ 希ガス放出。	234-5 建屋に NaI 検 出器 10 個よりなる臨界モ ニタあり、アラーム設定 点 500 mR/h	3 名被曝 $19 \sim 110 \text{ rem}$
UNC Wood River Junction '64. 7. 24	ラベル不備、濃縮 U を非安全形状のメー クアップタンクに入 れ臨界。 1.2×10^{17}	18 in ϕ , 26 in 深さの円 筒容器、 0.54 M NaCO_3 414 mCi 中 ^{235}U 2.6 kg を含む液を入れ臨界、出 力スパイク 10^{17} 、退避な し。	警報吹鳴については 不明、事故当事者は 青白い光と液の噴出 を見て退避。	事故直後タンク付近は最 高 100 mR/h のサーベ イでフルスケール、線量 の詳細は不明。		骨盤 46,000 頭部 14,000 rem 死亡。
U.K. AEA Windscale '70. 8. 24	Pu 回収工程中、非 安全形状の容器水溶 液をリフトし終った 時に臨界。 10^{15}	2 ft ϕ , 2 ft 3 in 深さ の容器、55 g Pu/t 液 40 t と $6 \sim 7 \text{ g Pu/t}$ 液 50 t で臨界。出力スパイ ク 10^{15} 、維持時間 5 ～ 10 sec、退避あり。	臨界警報吹鳴、全員 迅速に退避、被曝検 査を受ける。	事故 10 min 後、4 階の主 コントロール区域で 200 mR/h スタックより約 5 m Ci 放出。		2 名被曝 2 rad 以下。
ICPP (Idaho Falls, Idaho) '78. 10. 27	溶媒抽出工程の第 1 サイクルにおいて硝 酸アルミニウムの濃 度低下により臨界。 2.7×10^{16}	洗浄塔内の水相中のウ ラン濃度が 22.2 g U/l (濃縮度 82 倍) になった。 事故の発生は退避内。	密度計法系の警報機 能の作動なし。	十分な退避と換気の施さ れているセルで発生、線 量の詳細は不明。		

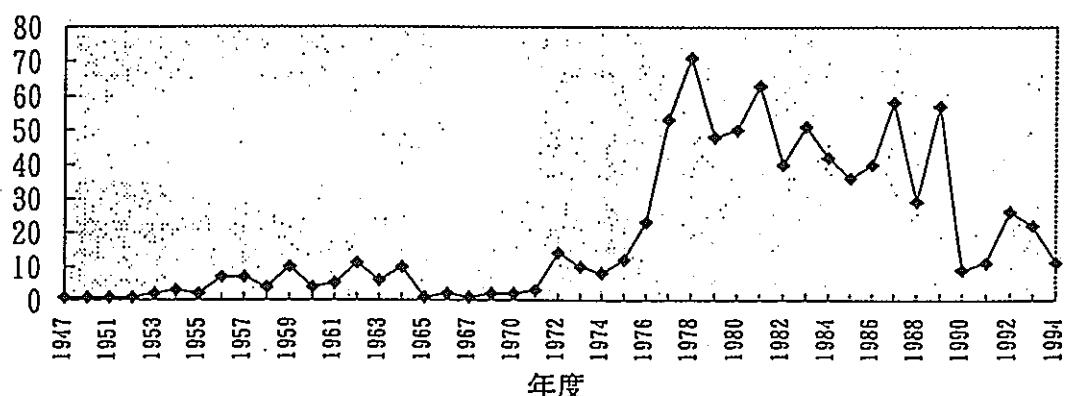
(引用文献：原子力安全研究協会、「核燃料の臨界安全」、昭和 59 年)

表一3 ロシアにおける臨界事故

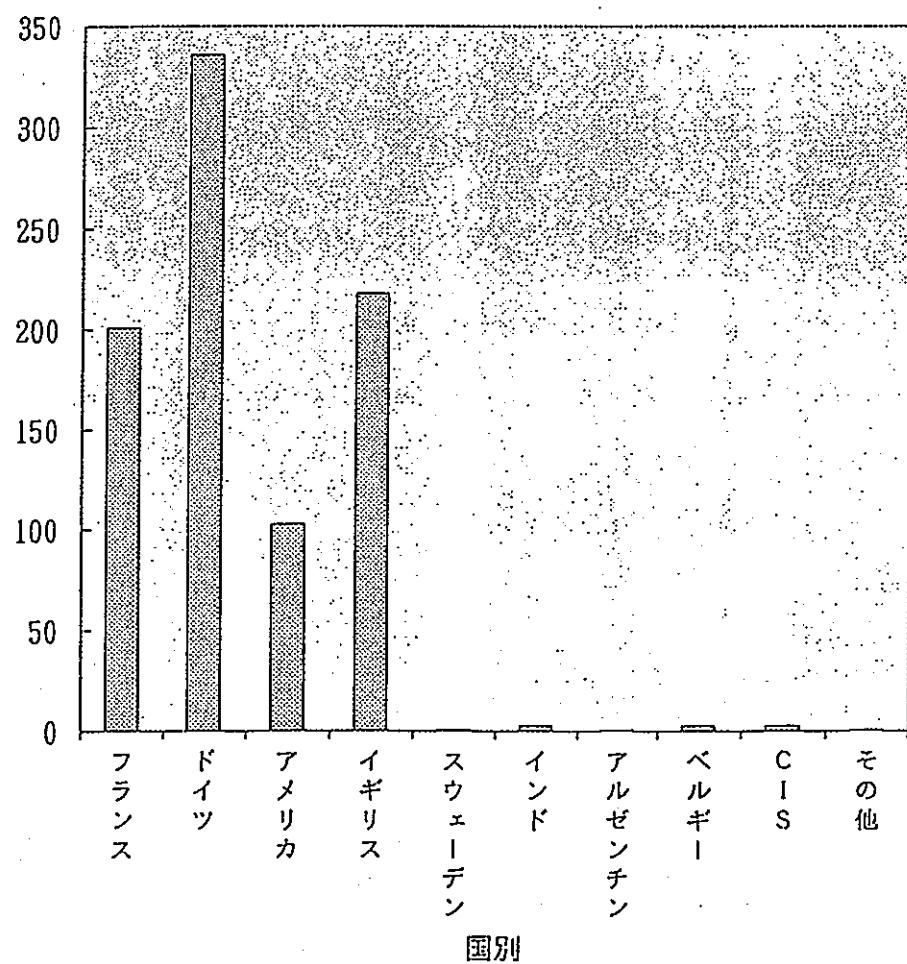
施設名／発生年月日	事故の概要と全核分裂数	臨界時の状況	事故現場の線量率状況	被ばく状況
Mayak Enterprise, Urals／'53.3.15	Pu精製液受槽のセル： Pu(NO ₃) ₄ 溶液が非安全形状のタンクに移送して発生／ 2.5×10^{17}	Pu650 g の溶液26 l (調査で31 lと推定)		1名；1,000rad 1名；100rad
Mayak Enterprise, Urals／'57.4.21	ウラン精製用G.B.： 高濃縮ウランのシュウ酸塩受槽で沈殿層の蓄積により発生／ 2×10^{17}	シュウ酸塩3.4kg の蓄積、運転違反	放射線測定器はなし	1名；12日後死亡 5名；傷害
Mayak Enterprise, Urals／'58.1.2	高濃縮ウランの臨界データ測定装置： 実験溶液をタンクに排出時、3人の中性子反射効果で臨界／ 2.3×10^{17}	運転違反		3名；5~6日後死亡 1名；重度の放射線障害
Mayak Enterprise, Urals／'60.12.5	Pu炭酸塩の濾過用G.B.： 非安全形状タンクで2回のスパイク／ 10^{17}	溶液中にPu830 g, 沈殿層にPu170 g 運転違反		数名；5rad
Siberian Chemical Combine／'61.8.14	UF ₆ の凝縮・蒸発装置： 22.6%濃縮UF ₆ の一部がポンプを経てオイル溜めに蓄積して発生／ 5×10^{15} 、2回目のスパイク 5×10^{15} 、計 10^{16}	ウラン濃度；400 g/l 運転条件の監視なし	警報システムで退避	2回目のスパイク；200rad
Mayak Enterprise, Urals／'62.9.7	Puスクラップ溶解のG.B.： 溶解槽の攪拌装置と加熱装置を停止後、2回のスパイク／ 2×10^{17}	溶解槽内Pu;1.32kg		5cmの鉛で遮蔽されていて被ばくなし
Siberian Chemical Combine／'63.1.30	高濃縮ウランスクラップの再処理施設： ウラン含有量の過小評価、非安全形状に移送、最初のスパイクから10hr後に反応停止／ 7.9×10^{17}	約40 l (71 g/l)を342mm ^Ø のタンクに移送		4名；6~17rad
Siberian Chemical Combine／'63.12.13	高濃縮ウラン抽出設備： 移送設備の真空系トラップで発生／ 2×10^{17} (18 hr)	最初のスパイクから6hrで16回の出力変動	警報システムで退避	
Electrostal／'65.11.13	UO ₂ 粉末取り出し装置： UF ₆ からの転換反応器に真空設備に接続された受槽が連結、この真空ポンプの水溜めで発生／ 10^{15}	水溜め；300mm ^Ø x650mm ^H に濃縮度5.6%のウランが51 kg		1名；3.5rad
Mayak Enterprise, Urals／'62.9.7	Uスクラップ溶解工程： 非安全形状の溶解槽で発生／ 7×10^{17}	溶解槽；300mm ^Ø 76hrで11回のスパイク		0.03rad
Mayak Enterprise, Urals／'68.12.10	Pu抽出設備： Pu含有の有機層を非安全形状タンクに移送で発生／ 10^{16} 、2回目のスパイク 5×10^{16}			1名；死亡 1名；重度の放射線障害
Siberian Chemical Combine／'78.12.13	Pu金属の一時保管用G.B.： 移動容器に4個目(1kg以下)を入れようとして発生／ 3×10^{15}	材質CH ₂ の円筒容器でCdの内張 計量管理の不徹底		1名；250rad 7名；5~60rad

(引用文献：V.V.Frolov et al., A Review of Criticality Accident which occurred in the Russian Industry)

年度別の発生件数

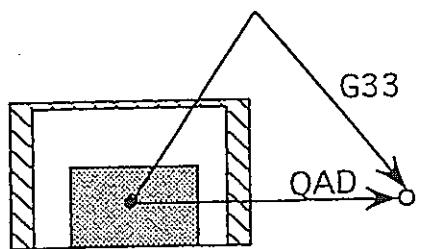


国別の発生件数

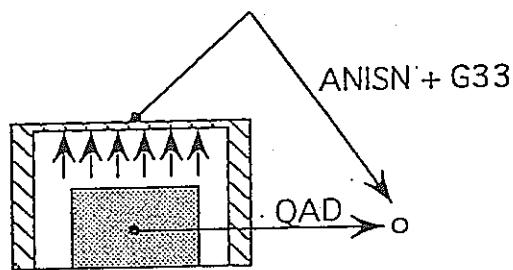


図一1 海外の核燃料施設における故障・トラブルの発生件数

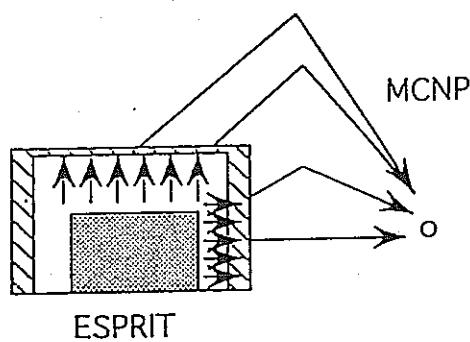
(1) G33 , QAD (簡易モデル)



(2) ANISN + G33,QAD (I.N.S.)

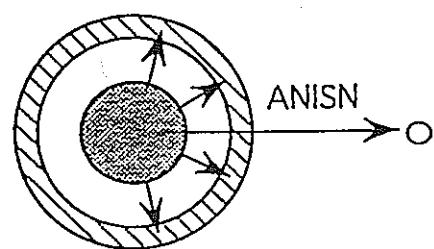


(3) ESPRIT + MCNP (詳細モデル)

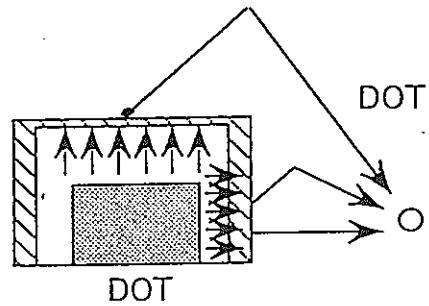


ガンマ線評価モデル

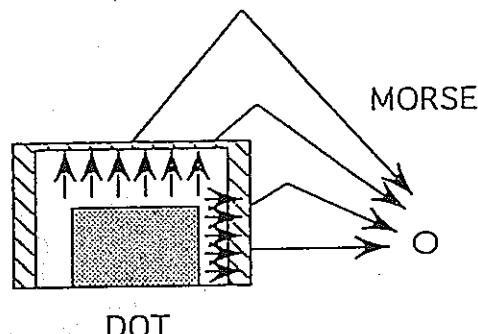
(1) ANISN (簡易モデル)



(2) DOT + DOT



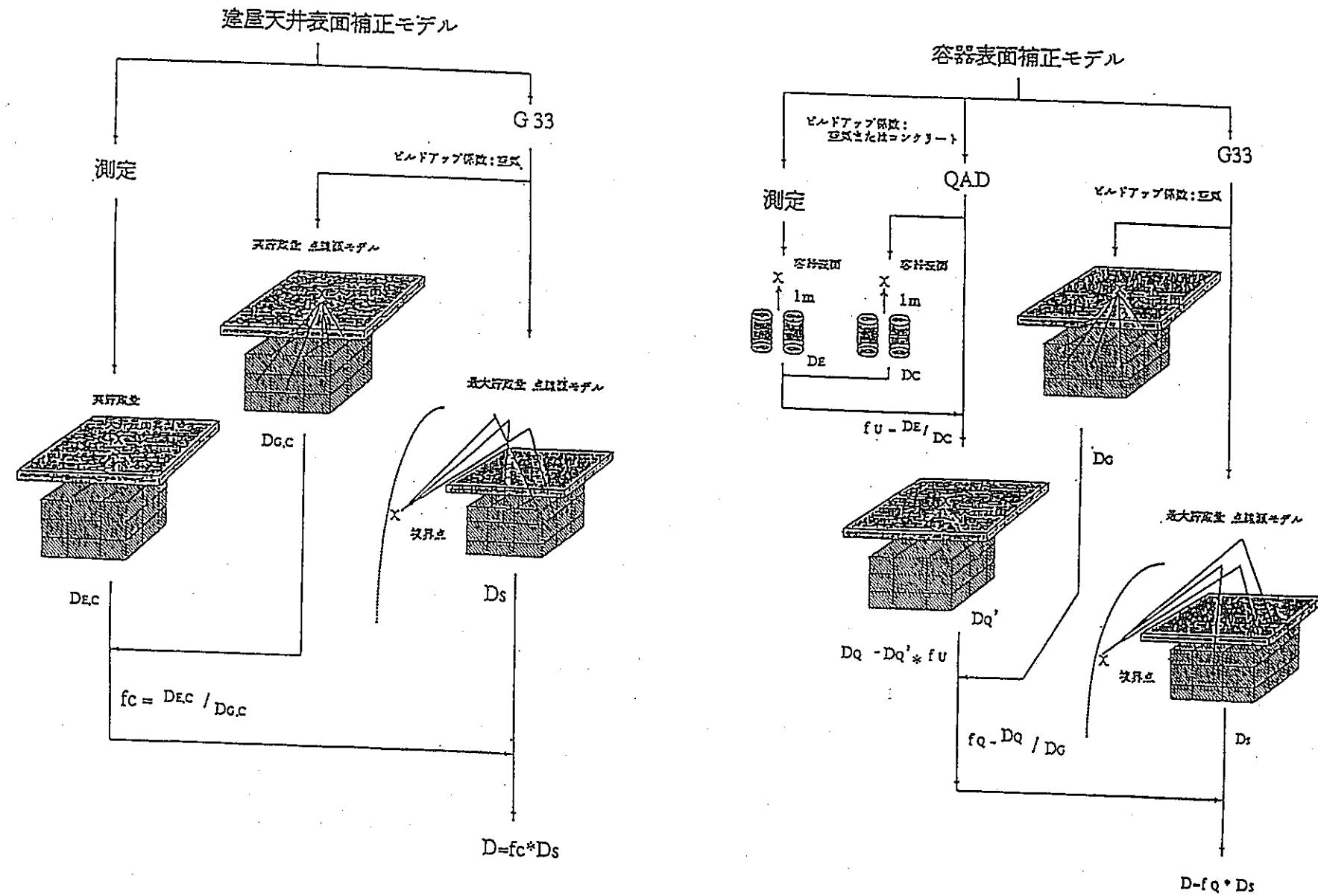
(3) DOT + MORSE (詳細モデル)



中性子線評価モデル

図-2 ガンマ線及び中性子線評価モデルと計算コード例

図-3 スカイシャイン線量評価フロー（実測補正法）



5. おわりに

核燃料施設の安全技術に関する調査を「核燃料サイクル安全技術調査委員会」（委員長 金川昭（名古屋大学名誉教授）を設置し、調査・検討を行った。委員会名簿を参考資料6に示す。また、検討内容を委員会議事録（参考資料7参照）で示す。

調査検討の結果、核燃料施設の安全研究については、各種核燃料施設を保有しており、プルトニウムの取扱い等の豊富な実績と経験を有する動燃事業団に期待するものが多く、新たな施設の合理的な設計、運転管理及び安全審査に有効な基礎データの充実が望まれている。

参考資料

1 安全研究の基本計画	1
2 安全研究課題の構成要素の体系 (W B S)	11
①再処理施設	11
②燃料加工施設	25
3 T R U E X溶媒と硝酸との発熱反応に関する試験	39
①密封セル示差走査熱量計 (S C - D S C) を用いた発熱量の測定	41
②S C - D S C を用いた密封非断熱系における反応速度の検討	66
③今後の試験計画	77
4 プルトニウム閉じ込め機能に関する研究	89
—グローブボックス内火災挙動評価試験—	
5 M O X燃料製造施設に関する安全研究	119
6 委員会名簿	125
7 委員会議事録	129

参考資料 1

安全研究の基本計画

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度	成果の利用方策・反映先
O1-1	未臨界度測定システムの開発 (大洗・実験炉部臨工室)	未臨界度の解析手法の開発と未臨界度測定技術の開発を行い、未臨界度モニターを開発することによって、高速炉燃料の再処理施設等、核燃料取扱施設や核燃料輸送設備の臨界安全管理技術の向上及び臨界安全に係る設計の合理化に資する。	<p>イ. 未臨界度解析手法の開発 従来ほとんど検討されていない深い未臨界度について、炉物○ 理的な定義と計算方法を検討する。</p> <p>ロ. 未臨界度測定技術の開発 未臨界度測定試験施設を用いて、ウラン及びプルトニウム燃料を含む軽水减速体系について未臨界度測定実験を実施する○ とともに測定手法を確立する</p> <p>ハ. 未臨界度モニターの開発 ロ. 検証された未臨界度測定手法を用いた未臨界度モニタ なお、上記研究項目のうちロ. 及びハ. については、大学における基礎研究の成果等も活用していくものとする。</p>						・臨界安全管理技術の信頼性向上 と設計の合理化
O1-2	MOX加工施設等の臨界管理に関する研究 (東海・安管部安技課)	MOX加工施設の実用化及びアクチニドリサイクルの実現に向けて、施設の臨界安全設計における安全性の向上及び施設運転における臨界安全性的向上並びに臨界安全評価に係る安全審査の判断資料の整備に資する。	<p>イ. 臨界安全解析手法の高度化整備 臨界安全解析コード、核データ等の拡充・整備を行うとともに○ に、実プラント体系について検討計算を行い、従来手法における安全裕度の定量化を行う。</p> <p>ロ. 臨界安全データの整備 実プラント体系に近い臨界安全データの集積を行う。また、マイナーアクチニド核種についての臨界安全データの整備を行いう。</p> <p>ハ. 臨界安全監視システムの開発 臨界事故を未然に検知するための監視システムの開発・評価○ を行う。</p>						・安全裕度の確認、商業用MOX加工施設の安全審査への貢献 ・アクチニドリサイクル施設設計への適用
O2-1	核燃料施設における中性子線量評価に関する研究 (東海・安管部安技課)	MOX加工施設の実用化及びアクチニドリサイクルの実現に向けて、中性子遮へい設計における安全性の向上及び中性子遮へく低減化による運転安全性の向上並びに中性子線量評価に係る安全審査の判断資料の整備に資する。	<p>イ. 披ばく線量計算手法の高度化 高次化プルトニウム燃料等から放出される中性子の強度を精度良く計算するための核データ等の拡充及び遮へい計算コードの高度化整備を行う。</p> <p>ロ. 中性子遮へい材の開発 施設における使用条件を踏まえた実用的な中性子遮へい材の開発・評価を行う。</p> <p>ハ. 中性子線量の測定・評価 測定・評価手法の高度化及び施設内外の測定・評価並びに中性子線量データベースの作成を行う。</p>						・アクチニドリサイクル施設設計への適用 ・中性子遮へい体の核燃料施設への導入 ・中性子線量評価に係る安全審査への貢献

No	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用方策・反映先	
				8年度	9年度	10年度	11年度	12年度		
○3-1	異常事象評価試験研究 (東海・安管部安技課)	再処理技術の高度化研究のなかで使用が検討されている抽出剤(CMPO等)などの化学物質の硝酸系における安全性(安定性)に係る研究及びプロセス中で生成する可能性のある不安定な微量生成物のプロセス内挙動に係る研究、並びに万一の異常時における放射性物質の挙動やソースタームを把握するための火災時のエアロゾル挙動等に係る研究を行い、施設の安全性の向上、安全評価手法の充実に資する。	<p>イ. 溶媒等の安全性確認試験 CMPO等の新溶媒(劣化溶媒も含む)の硝酸との発熱反応について、断熱系及び圧力開放系で発熱量の測定や反応速度等の検討を行い、プロセスの安全操作範囲を確認する。</p> <p>ロ. 微量生成物のプロセス内挙動に係る調査 溶媒劣化生成物やアジ化水素酸などの不安定な微量生成物のプロセス内挙動に係る調査、検討を行うとともに、プロセス内挙動評価コードの整備を行い、プロセス内での生成、消滅過程を検討する。</p> <p>ハ. 異常時のエアロゾル挙動等に係る試験と解析 異常時(主に火災時)におけるTRU等の放射性物質の挙動やソースターム、閉じ込めに係る試験をグローブボックス換気系等においてコールドで試験するとともに、評価コードを整備する。</p>	開放系 反応試験装置 の設計 製作	新溶媒及びその劣化溶媒の安全性確認試験 (密閉系及び開放系)	マスフローシミュレーションに係る調査、 試験、評価コードの検討・解析	放射性物質の挙動やソースターム、閉じ込めに係る試験、評価コードの検討・解析	試験室 整備	安全技術試験施設整備 工学規模試験	<ul style="list-style-type: none"> 施設の安全性の向上 安全裕度の適切化 指針、基礎類整備のための基礎データ PSAの確立
○3-2	グローブボックス等の安全性試験 (東海・P u燃 滞留低試対策班)	実際にプルトニウム燃料製造に使用したグローブボックスとその付帯機器等の閉じ込め性能試験等を行い、グローブボックスの閉じ込め機能を確認するとともに、グローブ、ビニルバック等の構造、材質等の改良研究を行い、グローブボックスの閉じ込め性能の向上を図る。	<p>イ. プルトニウム燃料製造に使用したグローブボックスの閉じ込め性能の試験・評価方法の検討を行うとともに、実際に測定・評価を行う。</p> <p>ロ. グローブ、ビニルバック等のグローブボックス付帯機器の閉じ込め性能を、その機械強度、耐放射線特性等を評価することにより検討・把握し、構造、材質等の改良により、より優れた閉じ込め性能を備えるための研究を行う。</p>	試験	既存データ評価	改良試験	評価	評価、まとめ	<ul style="list-style-type: none"> 閉じ込め性能の確認データの整備 設計・製作、保守・点検条件の整備、合理化 	

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール 8年度 9年度 10年度 11年度 12年度	成果の利用方策・反映先		
○3-3	MOX粉末の安全取扱い技術の研究 〔☆東海・Pu燃転換課 核開発部Pu開発室〕	MOX粉末取扱い設備から排気系への粉末移行挙動を把握・整備し、MOX粉末の粒径、吸湿性等の基礎データを測定・整備することにより、MOX粉末取扱い設備の安全設計データを充実させる。 また、MOX粉末取扱い設備の内、粉末飛散防止設備等の性能評価研究を行う。	イ. MOX粉末取扱い設備から排気系への粉末移行挙動を評価するため、高性能フィルタに付着したMOX粉末の非破壊測定試験及び、評価を行う。 ロ. MOX粉末について粒径、密度等の物性データ及び吸湿性、熱特性に関する基礎データを測定、整備する。 ハ. サイクロン方式等による粉末飛散防止設備等の性能評価を行ふとともに、グローブボックス作業時の被ばく低減のための適へい体の構造、材質等の最適化のための設計研究を行う。	単 備 ○ 物性測定・データ整理 ○ 実績調査・検討 ○	試 験 ○ 解析・評価 ○ 試 験 ○ まとめ ○	評 価 ○ まとめ ○ まとめ ○	・安全設計データの充実 ・フィールド・データの整備
○3-4	水素混合ガスの安全性の研究 (東海・Pu燃建設室)	MOX燃料製造施設で使用する低水素濃度(5~10%程度)の混合ガス(希釆ガスは窒素、アルゴン等)の爆発限界、爆発挙動を明らかにし、爆発防止のための安全設計に資するとともに、安全評価の参考データとして整備する。	イ. 混合ガスの爆発限界の確認 水素、窒素、酸素の3成分系混合ガスの、低水素濃度領域について、火花着火法等により、爆発の有無を観察し、爆発限界ガス組成を明らかにする。 ロ. 混合ガスの爆発挙動の確認 低水素濃度領域において、水素混合ガスの爆発試験を行い、爆発による圧力上昇、温度上昇等を観察・測定し、爆発挙動を明らかにする。	予備試験 ○ 予備試験 ○	再現性試験 ○ 詳細試験 ○	評 価 ○ まとめ ○	・安全設計に反映 ・影響評価のための参考データ
○3-5	核燃料施設に対する静的安全機能を有する機器の適用に関する研究 (東海・安管部安技課)	再処理施設の高レベル廃液貯蔵施設等で発生する放射線分解水素や崩壊熱の除去について、固有安全システムとして助力を要しない静的除去システムのフィージビリティスタディとその応用研究を行い、安全設計技術の高度化及び今後建設する施設の安全性、信頼性の更なる向上に資する。	イ. 静的熱除去システムのフィージビリティスタディ 高レベル廃液貯槽を模擬した受熱水槽、分離型熱サイフォン式ヒートパイプ及び放熱水槽からなる除熱性能試験装置を作成し、ヒートパイプ、作動流体等の条件をパラメータにして、伝熱特性などの試験を行う。 また、熱流動解析コードを基本にして、除熱システムの除熱性能評価コードの整備を行うとともに、高レベル廃液貯槽等への適用について検討・評価する。 ロ. 静的水素除去システムのフィージビリティスタディ 白金属触媒等の水素酸素再結合触媒について寿命試験、形状効果に係る試験等を実施し、最適な触媒を選択する。 また、発生した水素ガスの流動とその除去特性を評価するコードを整備し、槽類換気系への適用について検討評価する。 ハ. 新高レベル廃液貯槽等の懸念設計と性能評価 静的除熱システム及び静的水素除去システムを採用した高レベル廃液貯槽等の懸念設計を行うとともに、その性能評価を行う。	除熱性能試験装置の設計製作 ○ 除熱性能評価コードの整備と検証 ○ 水素除去性能試験装置の設計製作 ○ 水素除去性能評価コードの整備と検証 ○ 試験室整備 ○ 安全技術試験施設整備 ○	除熱性能確認試験 ○ 水素除去性能確認試験 ○ 水素除去性能評価コードの整備と検証 ○ 工学規模試験 ○	・施設の安全性、経済性の向上 ・安全設計技術の高度化	

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用方策・反映先			
				8年度	9年度	10年度	11年度	12年度				
○4-1	供用期間中検査技術の向上に関する研究 (東海・再開部 CMS)	再処理施設等核燃料施設の高放射線環境下に設置されているセル内機器等を対象とした多機能型セル内点検装置の開発を行い、施設の健全性確認に係る点検技術の向上を図り、再処理施設の安定運転に資する。	新検査システムの開発として、遠隔・非接触(リモートセンシング)技術に着目して、検査センサの選定(赤外線等)さらにセンサの基礎試験を実施し、検査項目・検査範囲・セル内への適用性を確認し検査センサの可能性を見極める。	新検査システム(赤外線センサ等) 基本的研究	模擬条件下での適用性研究	評価			・施設の健全性評価			
○4-2	電気・電子部品の耐放射線性に係わる研究 (東海・再開部 CMS)	再処理施設等核燃料施設のセル内環境における半導体部品の放射線照射特性に関するデータを採取し、劣化を防止し半導体部品の長寿命化に資する。	イ. 市販している電気・電子部品を照射し、その劣化データを採取することで、劣化を防止する方策を検討し、評価する。 ロ. 電気・電子部品の照射試験データを蓄積する。		長寿命化の検討				・セル内機器の設計・評価			
4-3	原子力用材料のレーザー光による表面処理効果に関する研究 (東海・技開部濃縮室)	原子力施設の設備、機器等に使用されている各種の材料について、レーザーによる表面汚染の除去、耐蝕性の向上等に関する基礎データを蓄積、整備する。 また、これらのデータに基づき、原子力施設の設備、機器等のレーザーによる表面処理を目的とする自動照射システムの概念を構築する。	①各種の原子力用材料について、その表面状態とレーザー光(波長、エネルギー等)の相互作用等に関する材料物性及び光学的物性について調査を行う。 ②レーザー照射による各種材料表面の汚染除去効果、耐蝕性向上等に関する実験を行い、照射環境条件及びレーザー波長、エネルギー等の効果について基礎データを取得するとともに、最適照射条件を確立する。 ③調査及び実験で得られた基礎データを用い、原子力施設の設備、機器等のレーザーによる表面処理を目的とする自動照射システムの概念設計を行う。	調査	設計・製作	試験	試験	設計研究	・廃棄物低減化 ・材料の耐蝕性向上			
○4-4	再処理施設における放射線監視・管理のシステム開発に関する研究 (東海・安管部放二課)	再処理施設の放射線監視・管理に伴い、施設の工程運転状況に応じた的確な対応を図るため、蓄積された経験を反映した放射線管理支援システムの開発等を行い、放射線監視・管理の高度化による施設の安全性の向上に資する。	イ. 放射線監視支援システムの開発 再処理施設において、放射線状況を連続測定している定置式モニタによるオンラインデータから安全側に推論し、異常発生傾向にある測定データに対して、原因の抽出や処置を迅速かつ容易に行うとともに、トラブル発生時には、その発生に伴い要求される放射線管理情報等を的確に抽出し、迅速かつ的確な放射線管理上の対応の立案を支援するエキスパートシステムの開発を行う。 ロ. 放射線作業管理対応支援システムの開発 再処理施設の放射線作業に係る放射線管理において、作業の実施に要求される放射線管理情報等を的確に抽出し、必要な場合にはシミュレーション等を行うことによって、的確な放射線防護上の対応の立案を支援するエキスパートシステムの開発を行う。	データ収集 ・整備	データ分析 ・評価	システム 製作	システム 評価	データ収集 ・整備	データ分析 ・評価	システム 製作	システム 評価	・放射線監視・管理の高度化 ・六ヶ所再処理施設への反映

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用方策・反映先
				8年度	9年度	10年度	11年度	12年度	
4-5	核燃料施設における放射線管理設計の基準化に関する研究 (東海・安管部放一課)	再処理施設及びプルトニウム燃料工場等の大型核燃料施設の運転経験に基づき、これまで蓄積された放射線管理に関する知見・考え方を集約し、放射線管理設計の基準化に資する。	再処理施設及びプルトニウム燃料工場等の大型核燃料施設の運転経験に基づき、①これまで蓄積された放射線管理に関する知見・考え方を、施設内放射線管理（作業環境の管理、放射線作業の管理、個人被ばく管理、放射線管理用機器の管理等）及び排気中放射性物質の管理等の項目で集約し、放射線管理設計の基準化を図る。 ②①で基準化された内容により放射線管理の高度化を目指し、必要な要素技術の開発を行う。		放射線管理設計の基準化 知見・考え方の集約		基 準 化		・放射線管理設計
4-6	放射線作業における被ばくの低減化に係わる研究 (東海・安管部放二課)	再処理施設内における放射線作業は、主にセル内での高汚染・高線量当量率下で実施される作業が大半を占めるため、作業者はある程度の被ばくを伴う。そこで、このような放射線作業における被ばく管理技術等の開発を行い、放射線作業に伴う作業者の被ばく低減化に資する。	①遮へい等による被ばくの低減化に関する研究 被ばくの低減に効果的な遮蔽体の開発を行うとともに、セル・グループボックス内等に付着している高汚染物及び、身体の表面汚染等に対する効果的な除染剤の開発を行う。 ②身体負荷の軽減による被ばく低減化に関する研究 作業効率の向上による被ばくの低減化を図るために、放射線作業で使用される呼吸保護具及び身体防護具に対して、より快速で作業者の身体負荷の軽減を考慮した防護具等の開発を行う。 ③被ばく管理による被ばくの低減化に関する研究 被ばく管理の高度化による被ばくの低減化を図るために、より効果的な被ばく監視装置等の開発を行う。	技術調査 技術調査 技術調査	技術開発 技術開発 技術開発	試験・評価 試験・評価 試験・評価	フィード試験 フィード試験 フィード試験		・放射線作業に適用
○5-1	高レベル廃棄物高減容処理に関する研究 (東海・環開部HTS)	高減容処理プロセスにおける元素挙動や反応の解明、並びに固化体特性の評価を行い、高レベル廃棄物量の低減と、管理負担の軽減化に資する。	基礎試験により、高レベル廃液から元素を分離する際の元素挙動、反応等を解明するとともに、最適な分離・固化条件を求めるための試験を実施する。 プロセス試験により、元素分離、分離物の固化、高減容固化の要素技術を統合化し、プロセス特性を調べる。 固化体特性評価により、分離物固化体、高減容固化を対象に各種固化材料を試験し特性を評価する。またプロセス試験で作製した固化体の特性を評価する。		基礎試験		プロセス試験		・ガラス固化施設
○5-2	ヨウ素含有廃棄物の廃棄体化に関する研究 (東海・環開部LTS)	ヨウ素-129が処分時の性能評価上重要な放射性核種となるため、廃ヨウ素フィルタやヨウ素を含有するスラッジに対して、減容・安定化に有効な廃棄体化技術を確立し、放射性廃棄物処理の安全性向上に資する。	再処理施設から発生する廃ヨウ素フィルタやヨウ素を含有するスラッジに対して、減容・安定化に有効な廃棄体化技術を調査・検討し、模擬廃棄物を用いた廃棄体化試験を行い処理条件の最適化を図るとともに、得られた廃棄体の、ヨウ素放出抑制機能等に関する特性評価試験を行う。	調査討 調査討			處理試験		・実プラントへ適用

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用方策・反映先
				8年度	9年度	10年度	11年度	12年度	
○5-3	各種低レベル放射性廃液の高除染、高減容処理技術に関する研究 (東海・環開部LT S)	各種低レベル放射性廃液中から放射性核種を高度に除去し、廃棄物発生量の大幅な低減と環境放出量の低減の両立が図れる技術の確立を図る。	再処理施設から発生する各種低レベル放射性廃液中に含まれる放射性核種を選択的に分離・除去し、大幅な減容を図り、処分時の環境への負担を低減する技術開発として、既に一定の確立を見た共沈・限外滤過、イオン交換を組み合わせた除去法のさらなる高度化(高減容、高除染)を目指し、各種要素技術開発(吸着技術、膜分離技術等)を原理実証的な基礎的な部分から始め、従来の技術と融合させて高度化を図る。	要素技術の調査・予察試験					・再処理施設の実処理施設へ技術導入
○5-4	TRU廃棄物の非破壊測定技術に関する研究 (東海・環施部処二課)	TRU廃棄物の合理的かつ効率的な核種測定技術の開発を行い、TRU廃棄物の区分管理に向けた判断基準の策定に資する。	<p>イ. 中性子線測定法 標準試料による測定試験を実施し、検出感度、測定精度への影響を補正する手法の確立を図る。 さらに、廃棄物中の中性子捕動を把握するため、計算コードを用いた解析を実施する。</p> <p>ロ. γ線測定法 標準試料及び実廃棄物等を用いた測定試験を実施し、精度の向上を図る。</p>	検出感度・精度 影響補正試験		適用性評価試験			・TRU廃棄物の区分基準値の策定の判断 ・区分管理
○5-5	ヨウ素除去技術高度化開発 (東海・再工場技術課)	再処理施設のオフガス処理系へのNO _x 回収システムの組み込み等により、ヨウ素除去の効率化を図る。	<p>イ. 銀添疎水性吸着材を実オフガスで性能確認を行うとともに基礎開発の課題である耐久性向上を図る。</p> <p>ロ. ヨウ素除去システムにおいて、ゼオライトを用いたNO_x回収システムを組み合わせたヨウ素除去の複合システムについて開発を行う。</p>	銀添疎水性吸着材の実オフガスによる性能確認試験		銀添疎水性吸着材の耐久性向上			・ヨウ素除去システムへ利用 ・ヨウ素除去の最適化

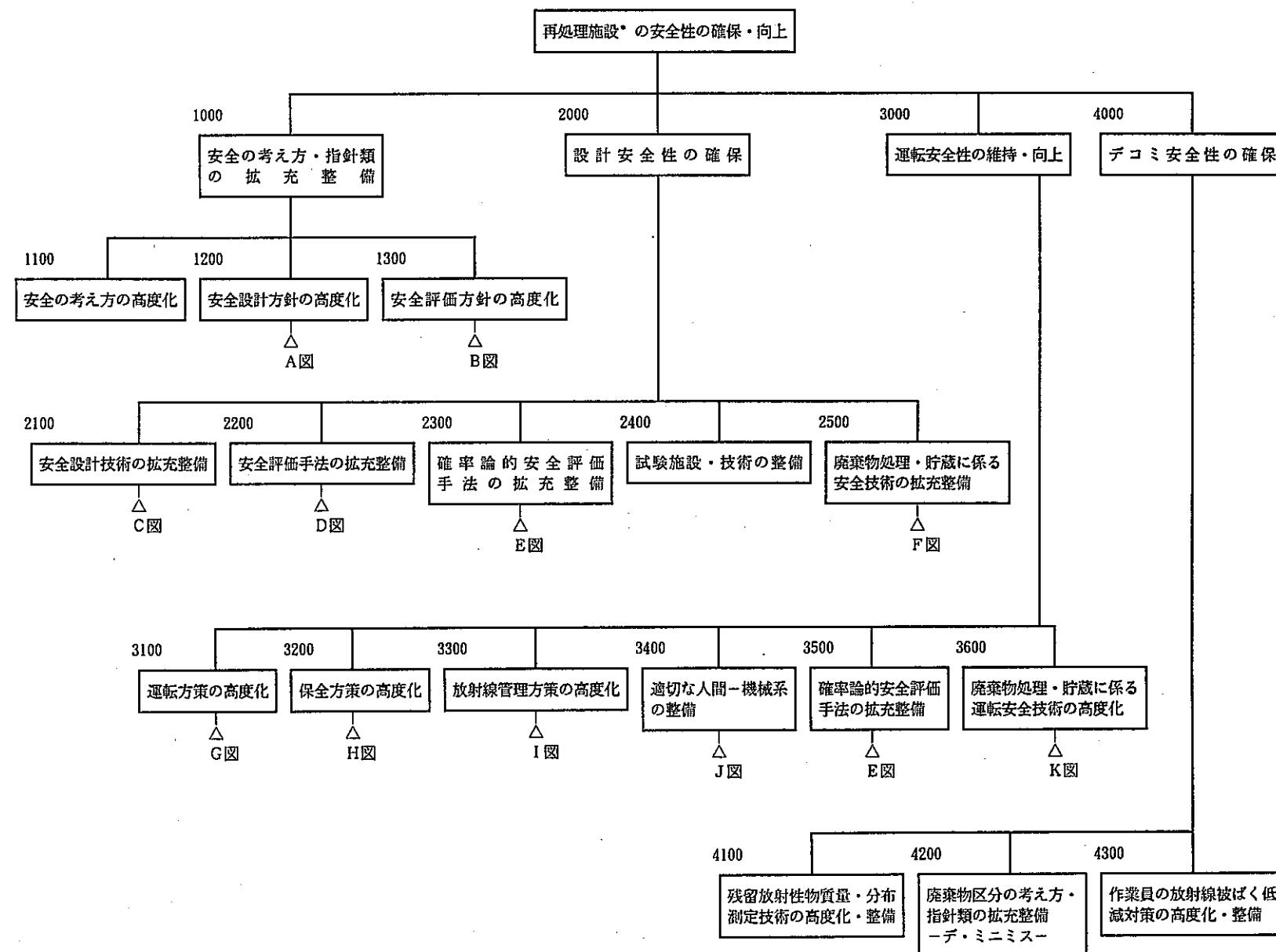
No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用方策・反映先
				8年度	9年度	10年度	11年度	12年度	
○5-6	クリプトン回収・固定化技術に関する研究 (東海・環開部 L T S)	再処理施設から放出されるクリプトンの回収技術開発及び回収クリプトンの固定化技術開発を行い、再処理施設の安全性の向上に資する。	イ. クリプトン回収技術開発 クリプトン回収技術開発施設の開発運転により再処理オフガスからのクリプトンの回収技術の検証を行う。 ロ. 固定化技術開発 回収クリプトンを用いた固定化ホット試験によりプロセス及び固化体評価を行うとともに、固化体の長期貯蔵技術に関する調査及び試験を行う。	クリプトン回収技術開発					・放出低減化技術の確立 ・再処理施設の安全性の向上
5-7	再処理施設における ¹⁴ Cの挙動評価に関する研究・調査 ☆東海・再開部 P A S 環開部 L T S 技推部研究室	線量評価上重要な核種である ¹⁴ Cの挙動及び放出低減化のための調査を行なう。	① R E T F (リサイクル機器試験施設)における挙動調査及び工程内挙動測定技術の開発を行う。 ② 除去・固定化プロセスのフィージビリティースタディ及び再処理施設内挙動調査結果を踏まえた各種プロセスの有効性検討、施設への適合性評価を行う。		検出限界値向上試験		総合機能試験 (装置改良)		・ ¹⁴ C回収固定化技術

参考資料 2

安全研究課題の構成要素の体系 (WBS)

① 再処理施設

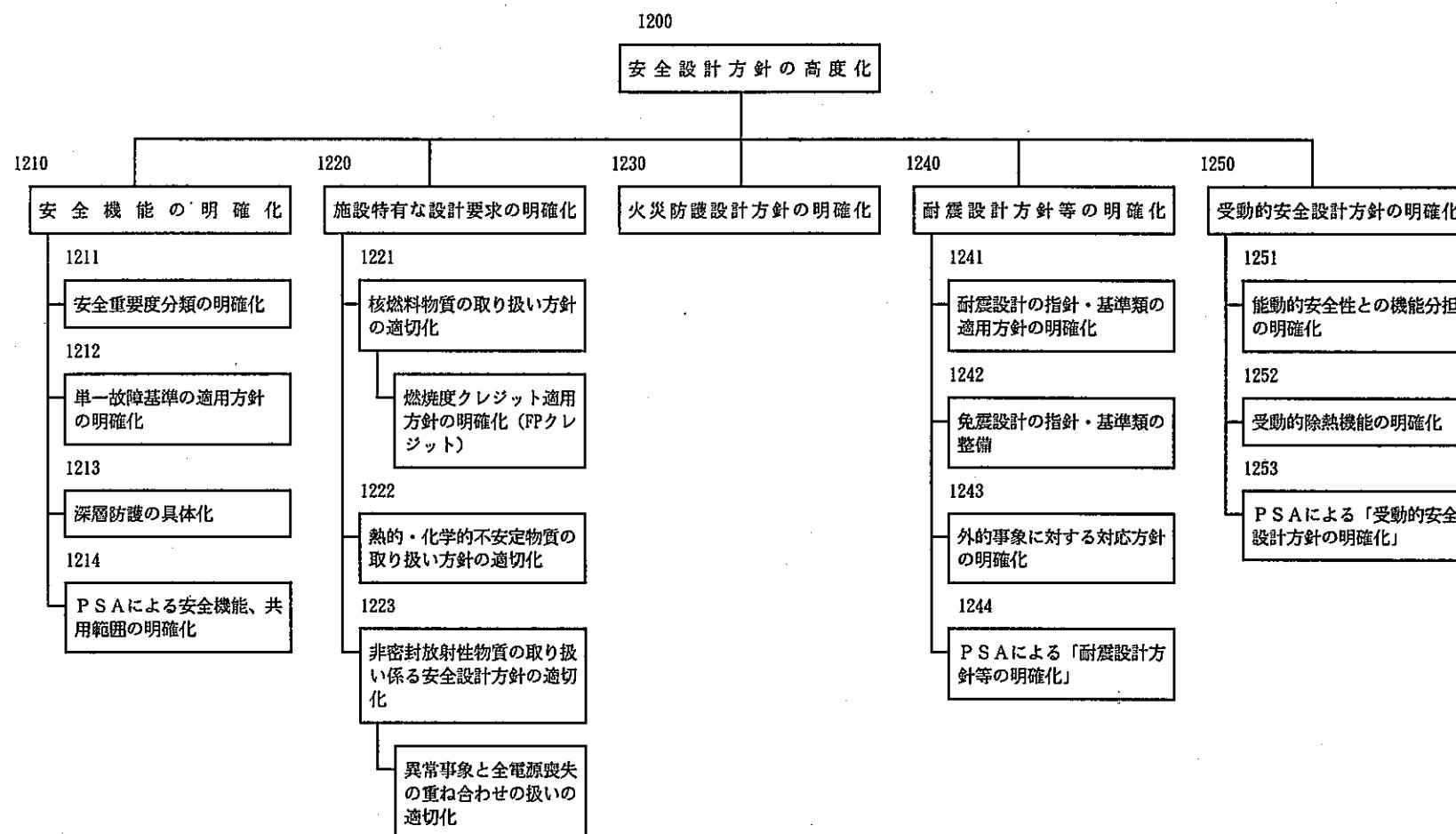
再処理施設* 安全研究課題構成要素の体系図（案）



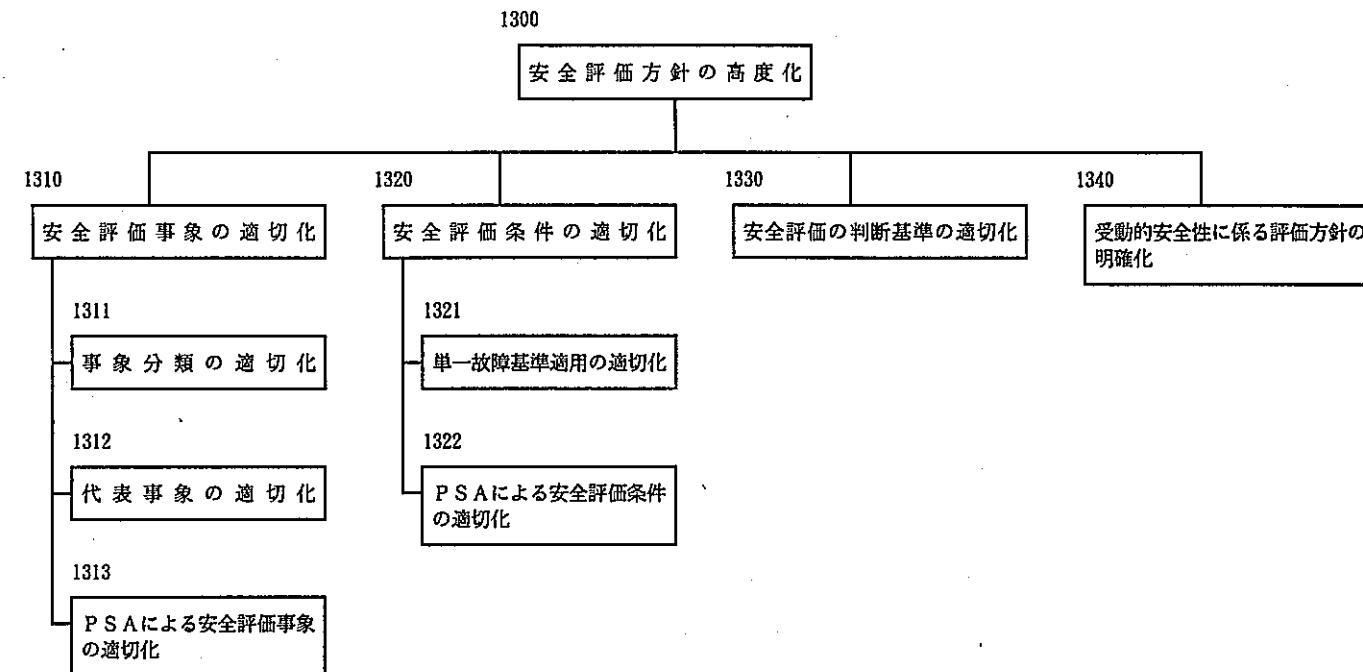
* ここでいう再処理施設とは再処理施設から発生する廃棄物の処理・貯蔵施設を含む

A図(1200) 安全設計方針の高度化

再処理

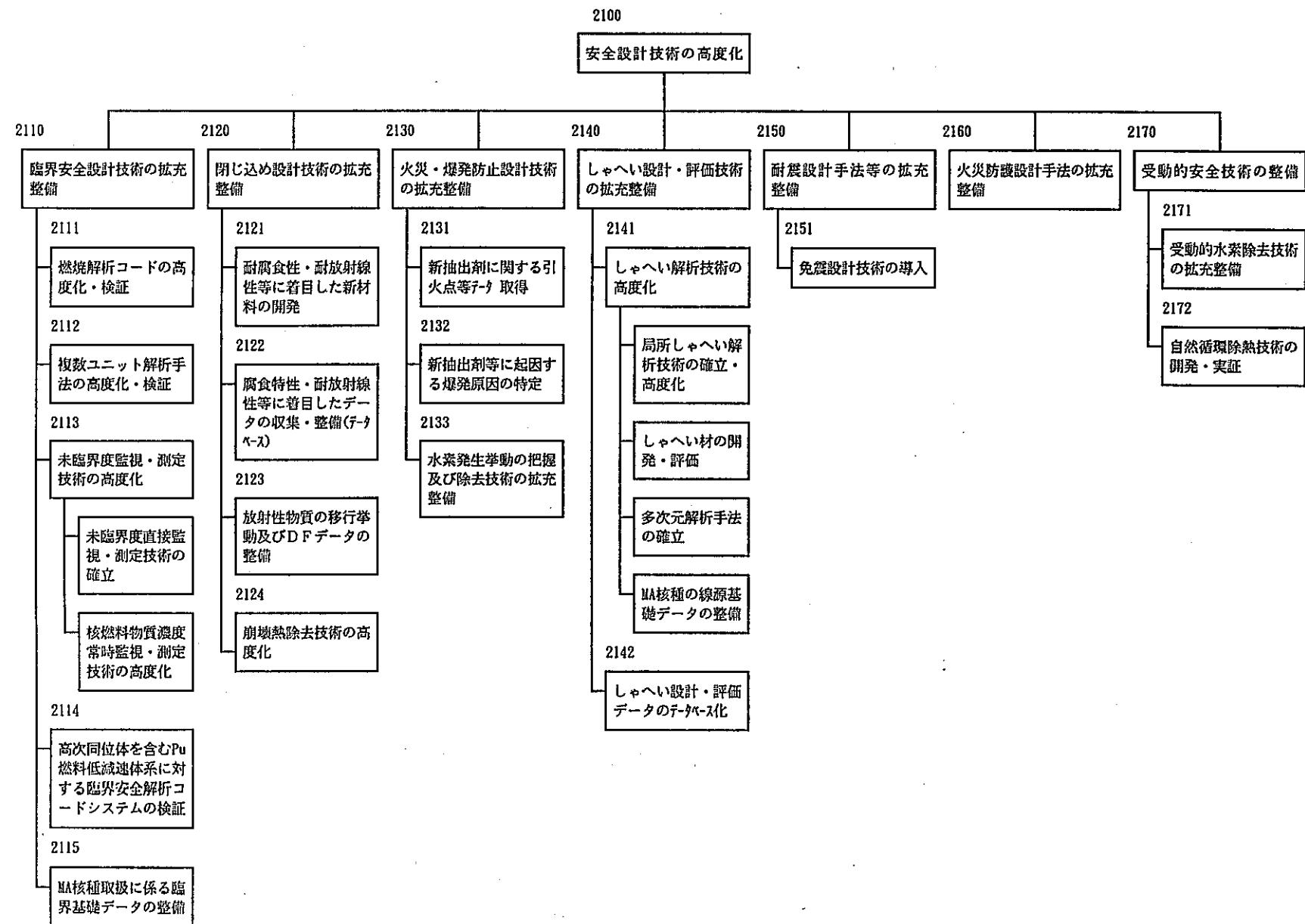


B図 (1300) 安全評価方針の高度化



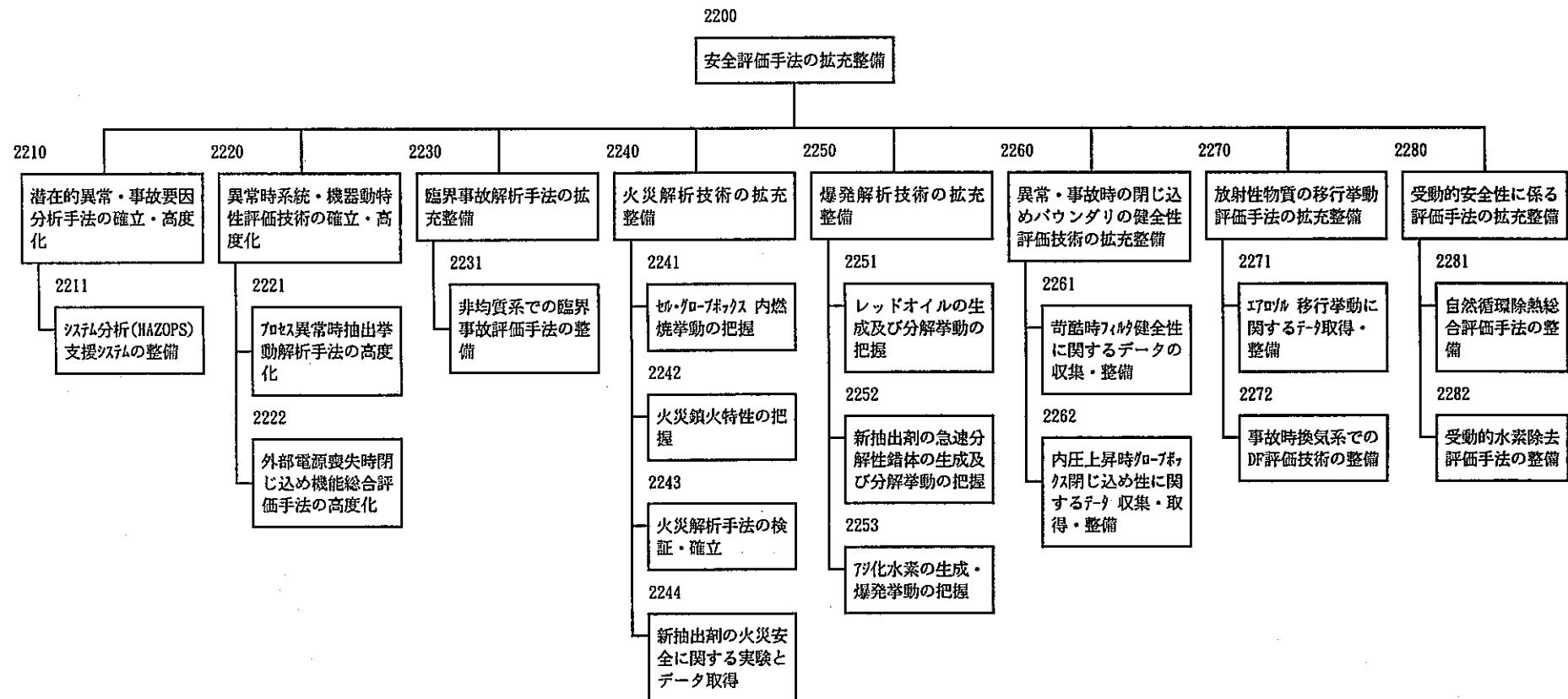
C図 (2100) 安全設計技術の高度化

再処理



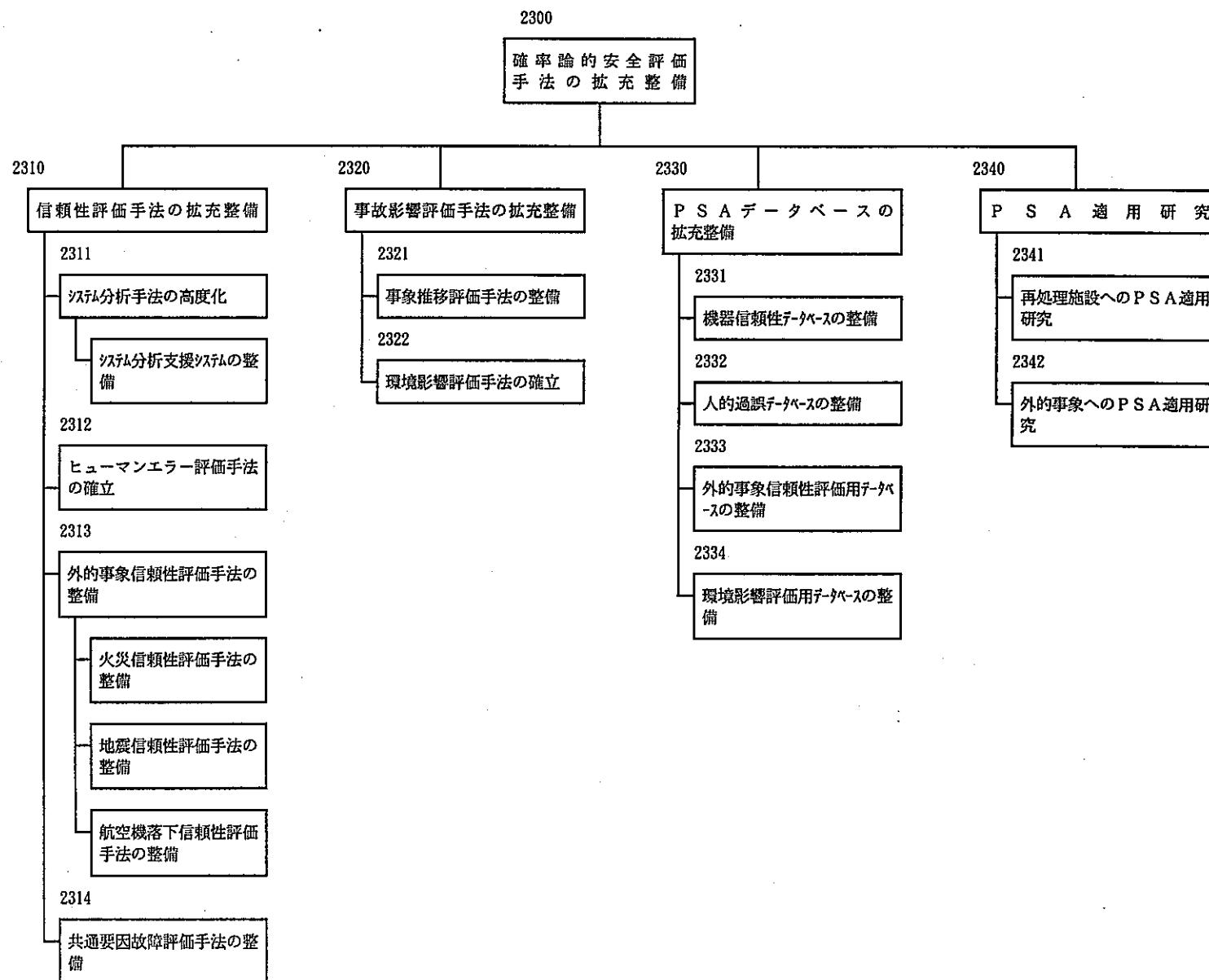
D図 (2200) 安全評価手法の拡充整備

再処理



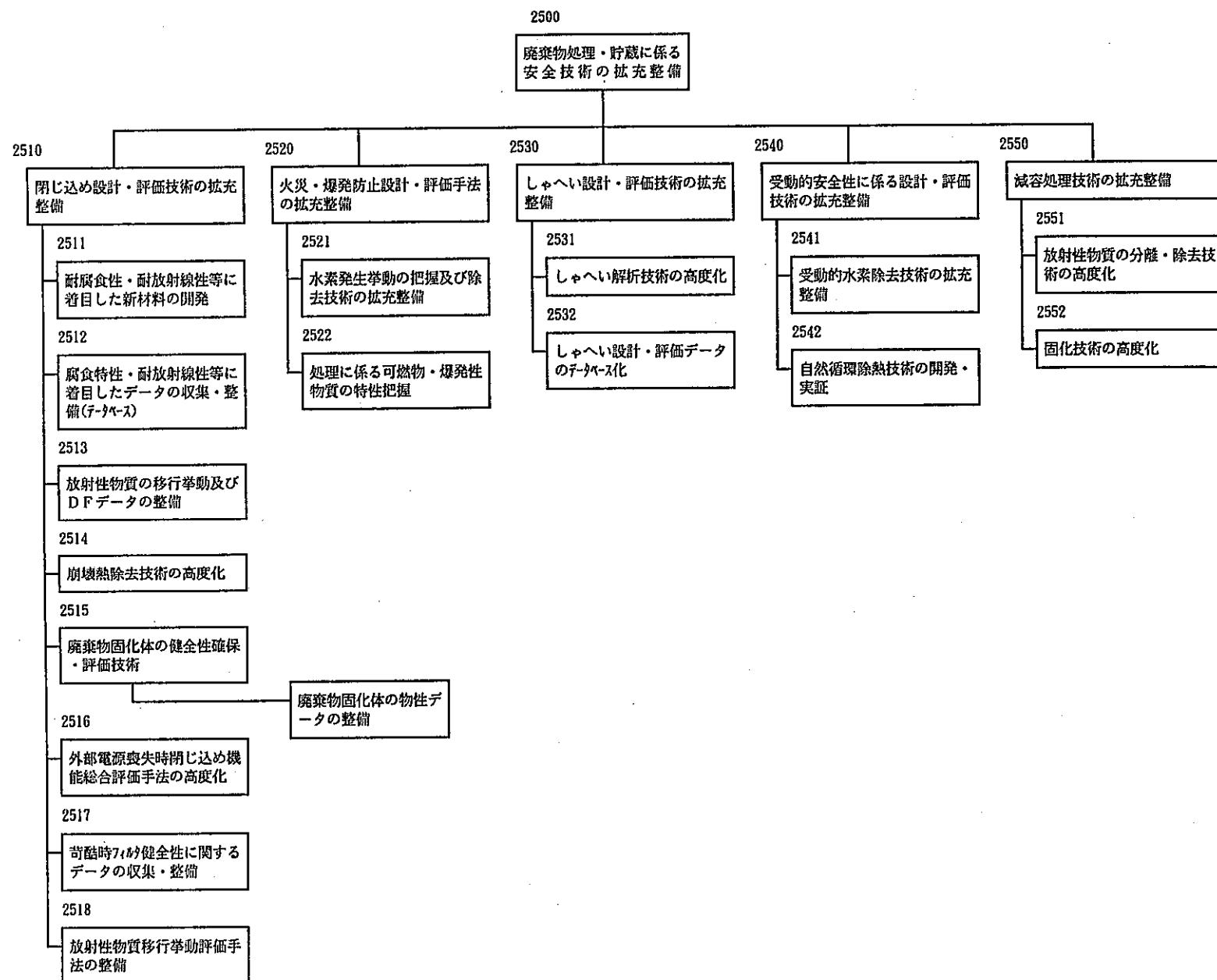
E図 (2300) 確率論的安全評価手法の拡充整備

再処理

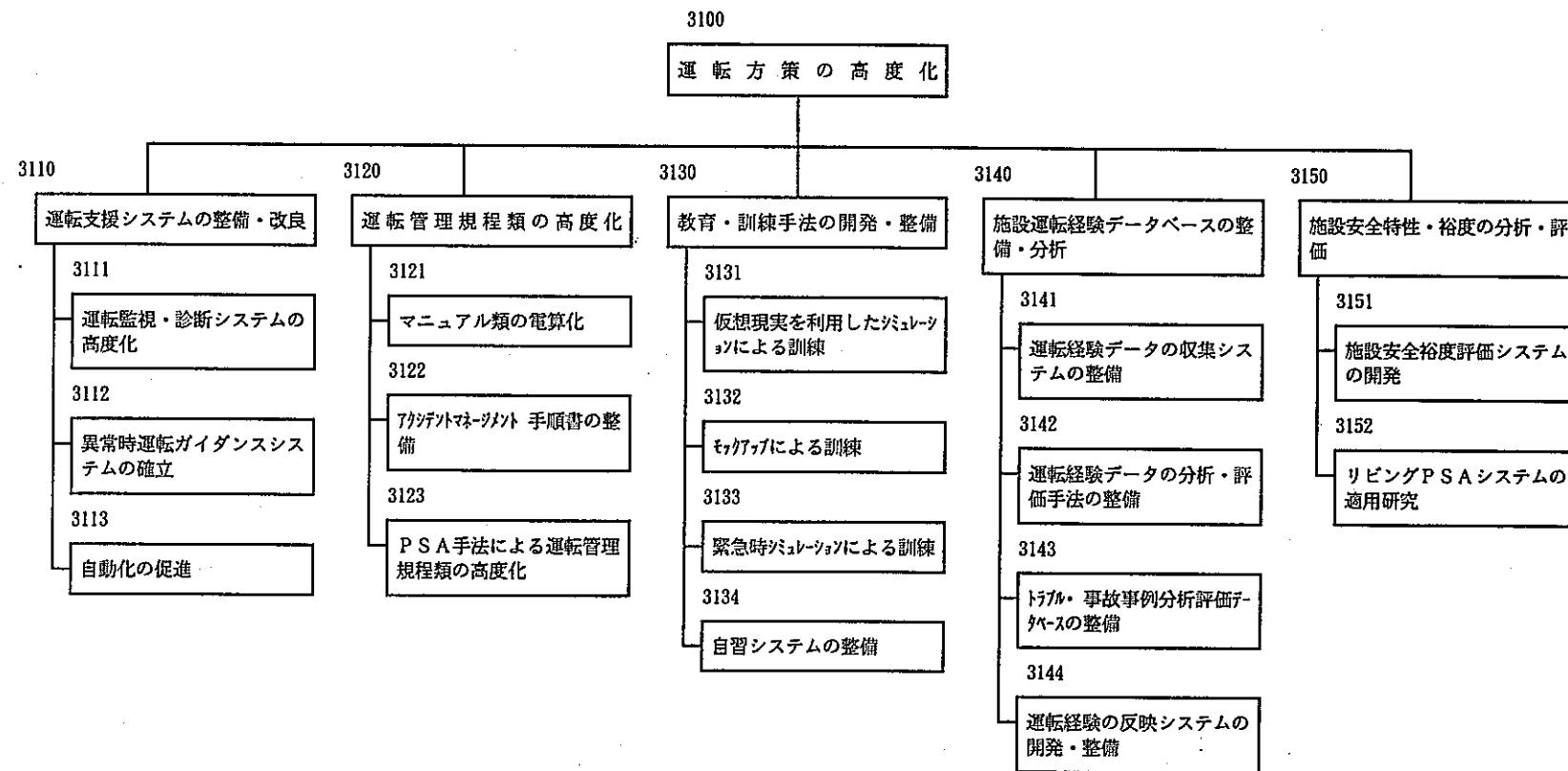


F図(2500) 廃棄物処理・貯蔵に係る安全技術の拡充整備

再処理

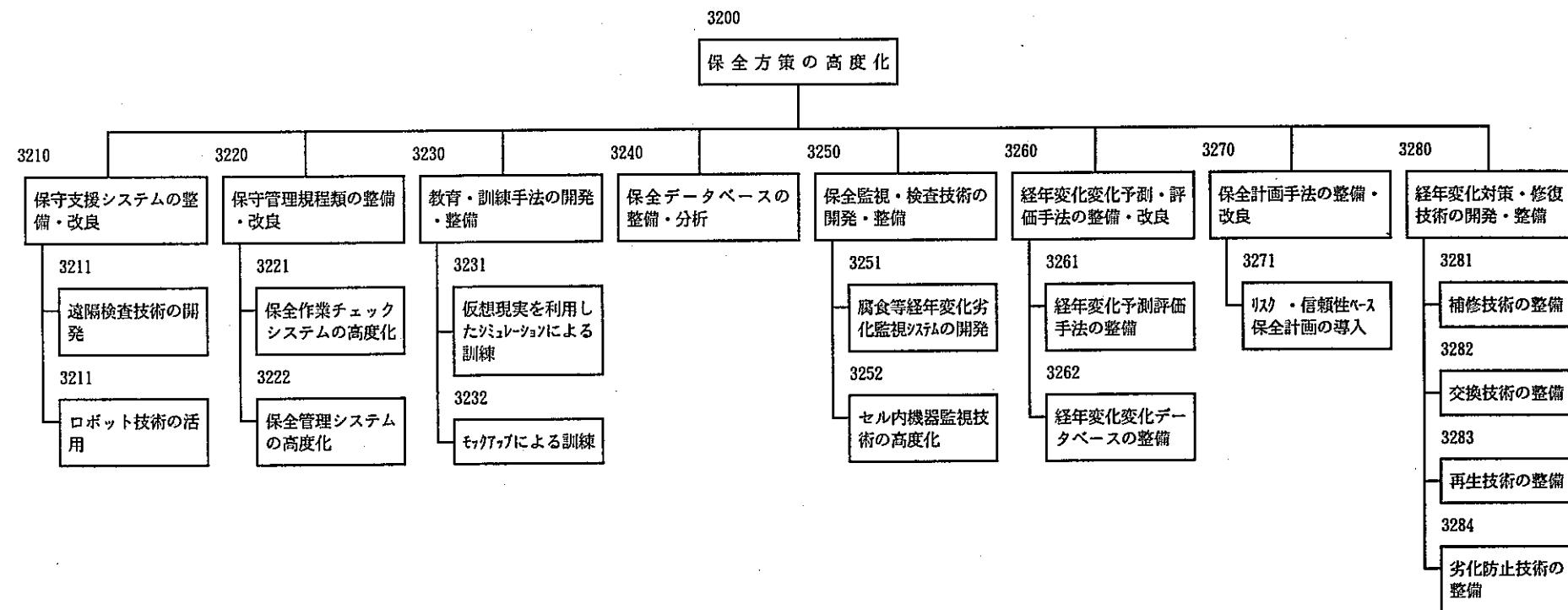


G図(1200) 運転方策の高度化



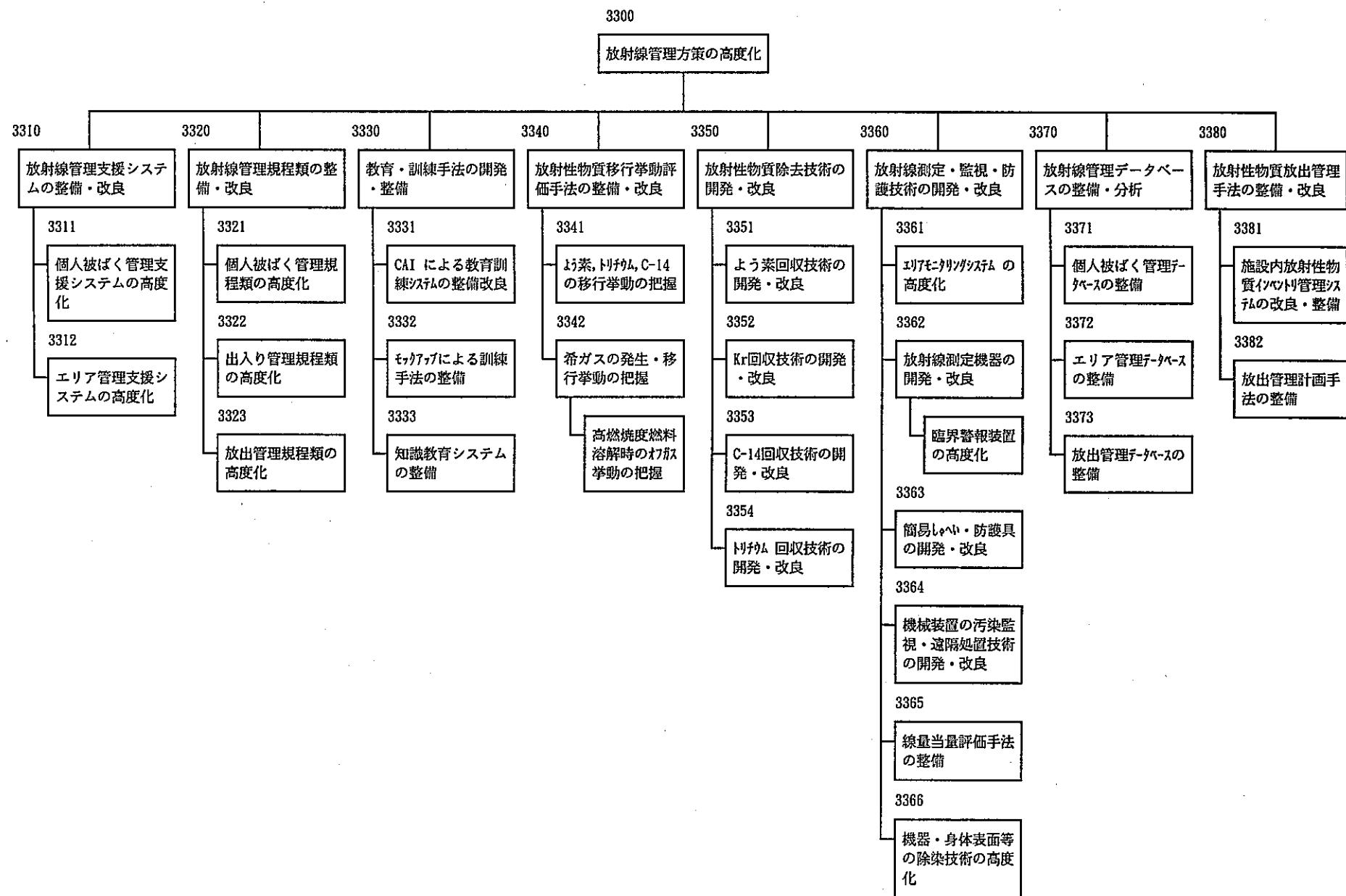
H図(3200) 保全方策の高度化

再処理



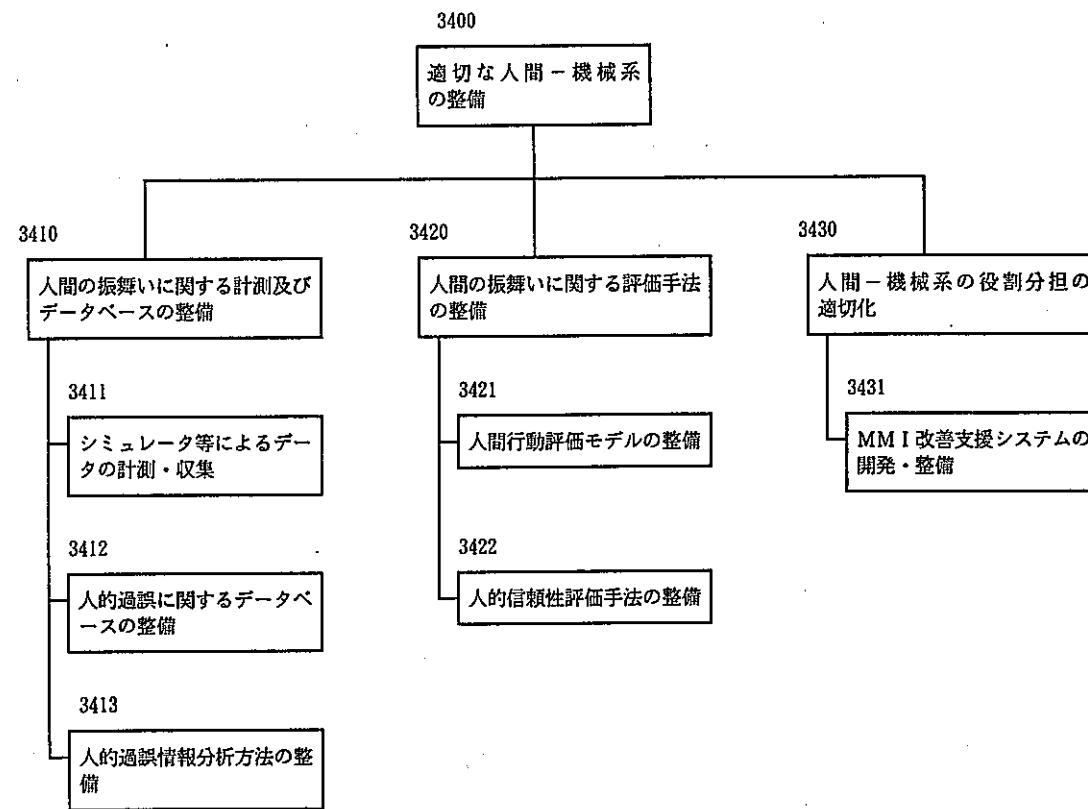
I 図 (3300) 放射線管理方策の高度化

再処理



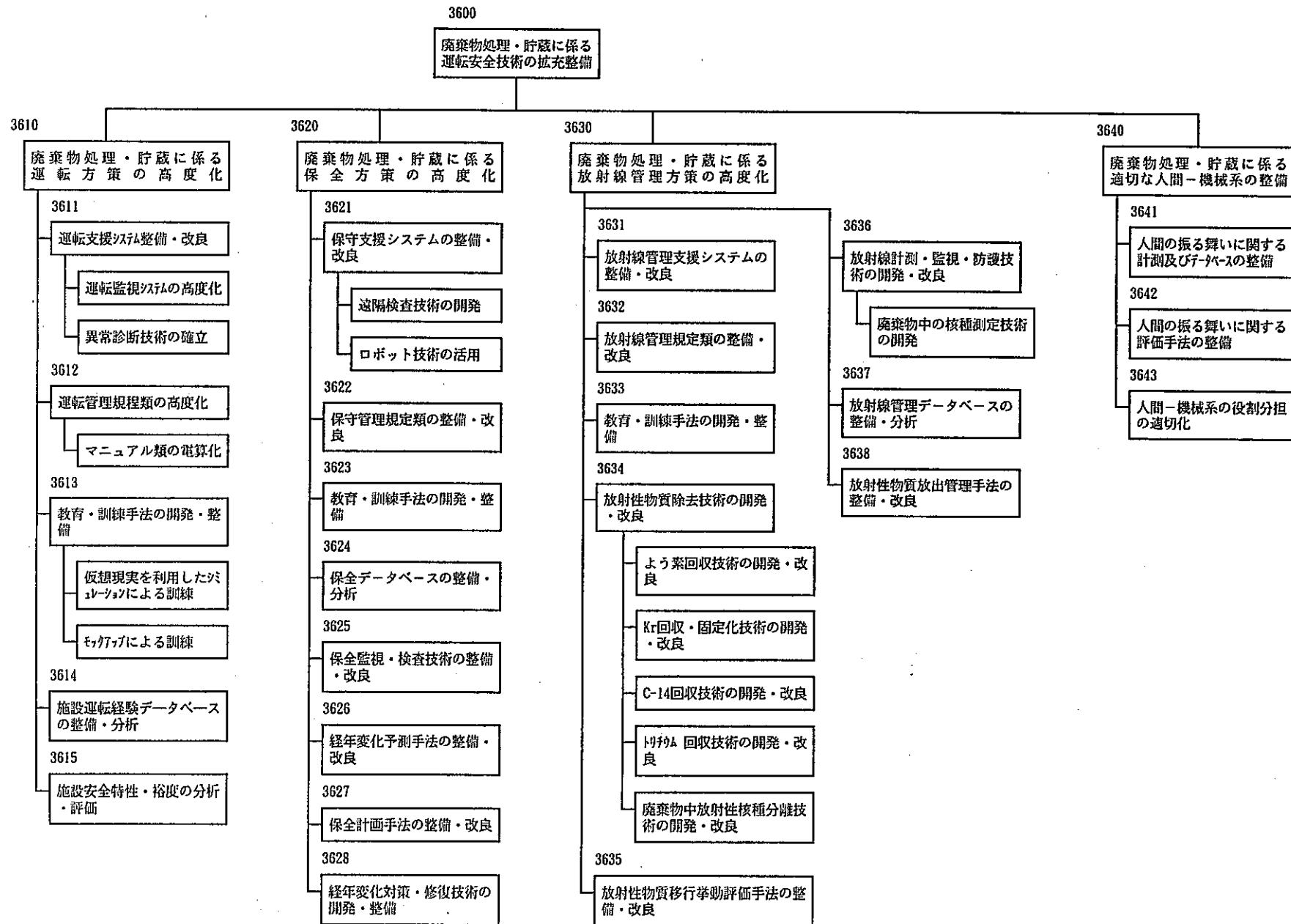
J図 (3400) 適切な人間-機械系の整備

再処理



K図(3600) 廃棄物処理・貯蔵に係る運転安全技術の拡充整備

再処理

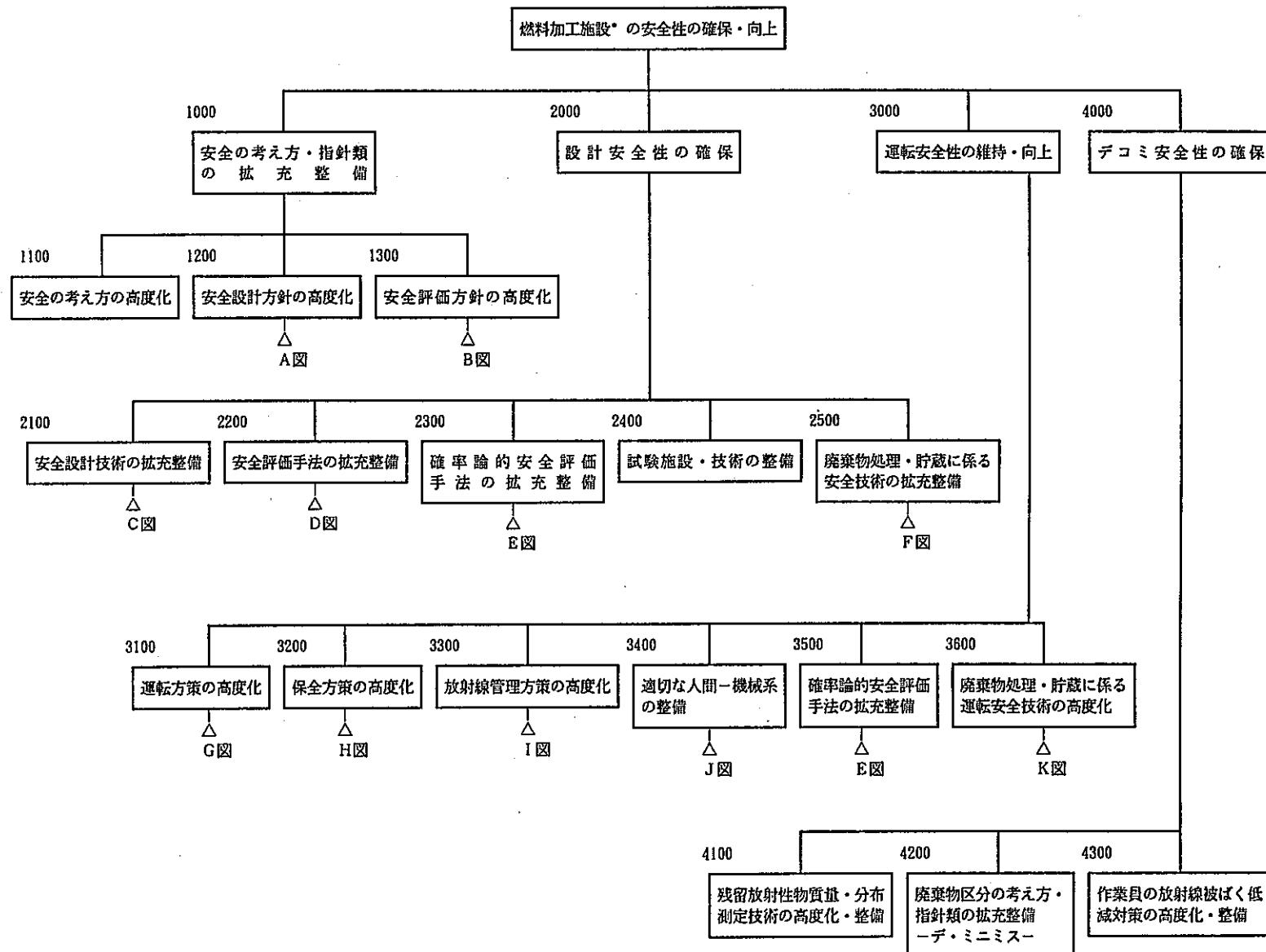


参考資料 2

安全研究課題の構成要素の体系 (WBS)

② 燃料加工施設

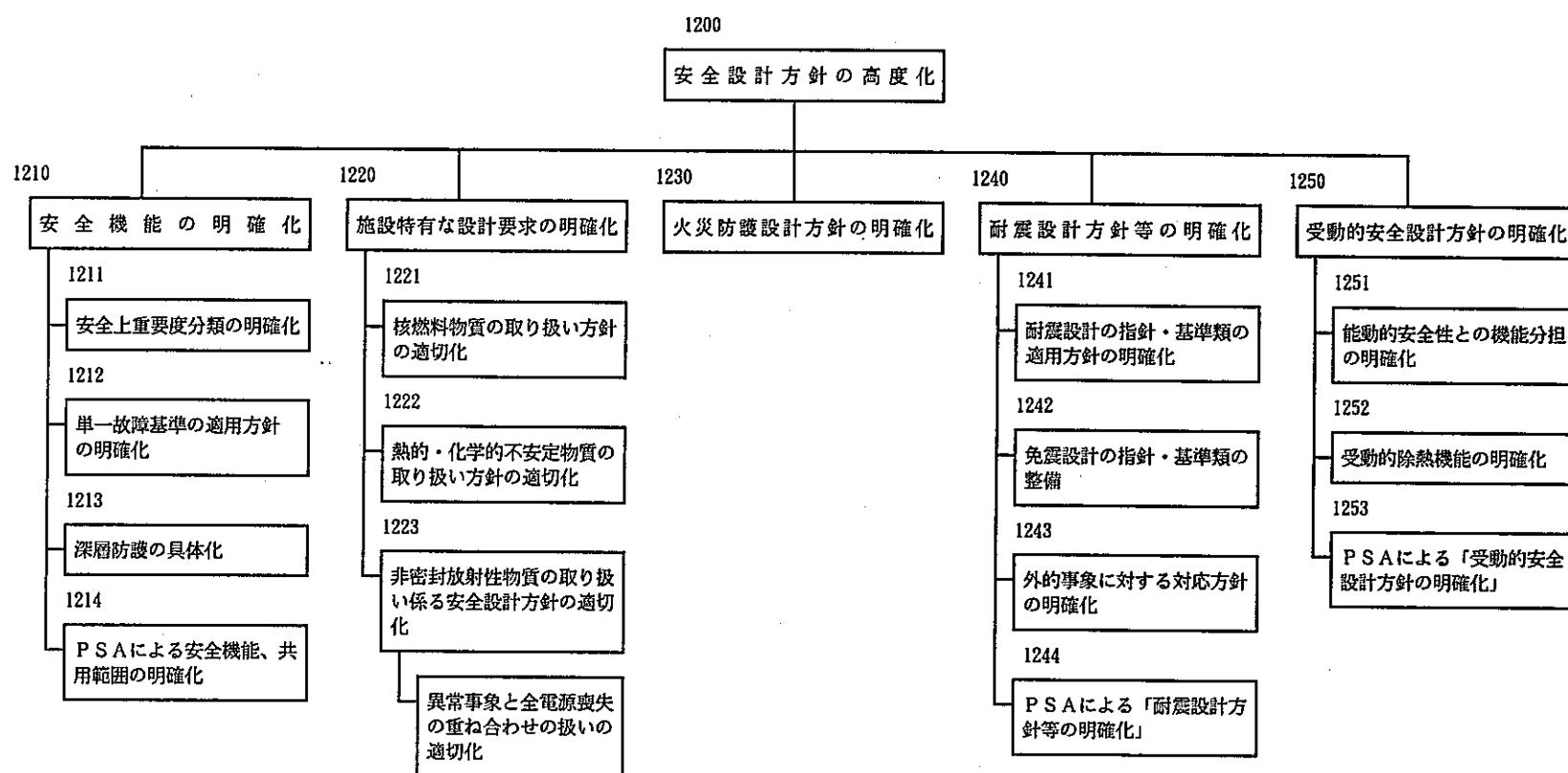
燃料加工施設* 安全研究課題構成要素の体系図（案）



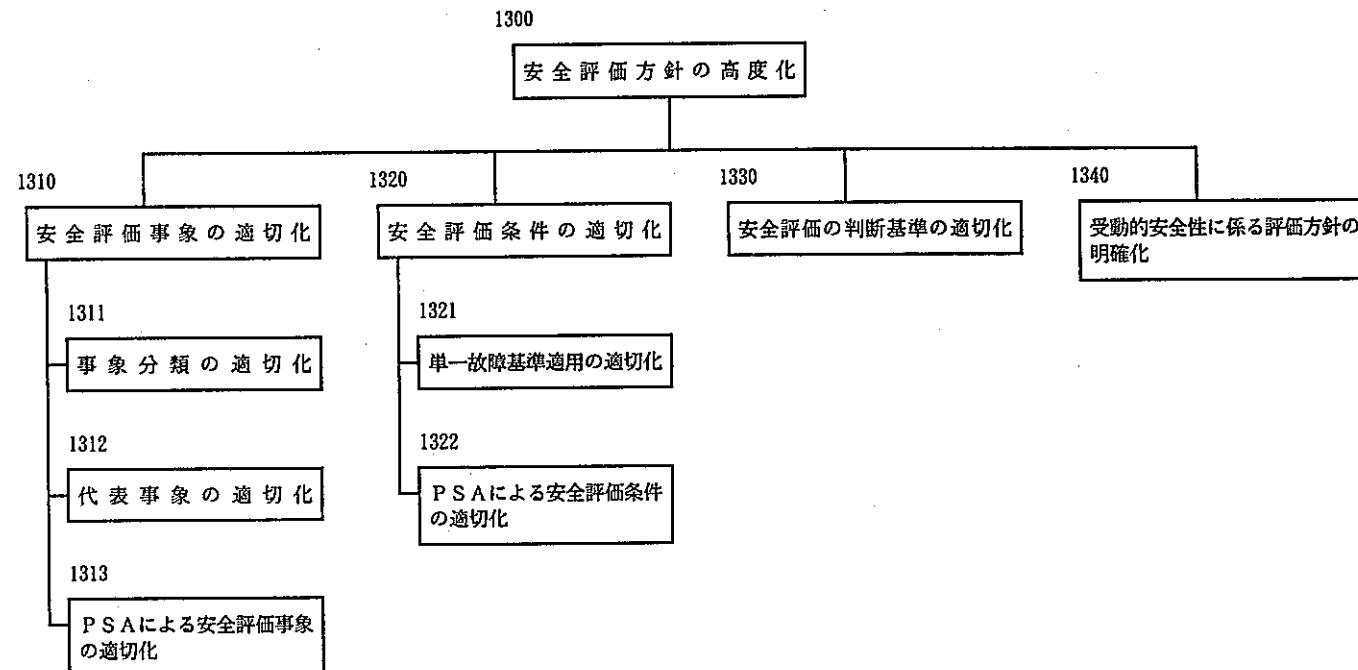
*ここでいう燃料加工施設とは燃料加工施設から発生する廃棄物の処理・貯蔵施設を含む

A図(1200) 安全設計方針の高度化

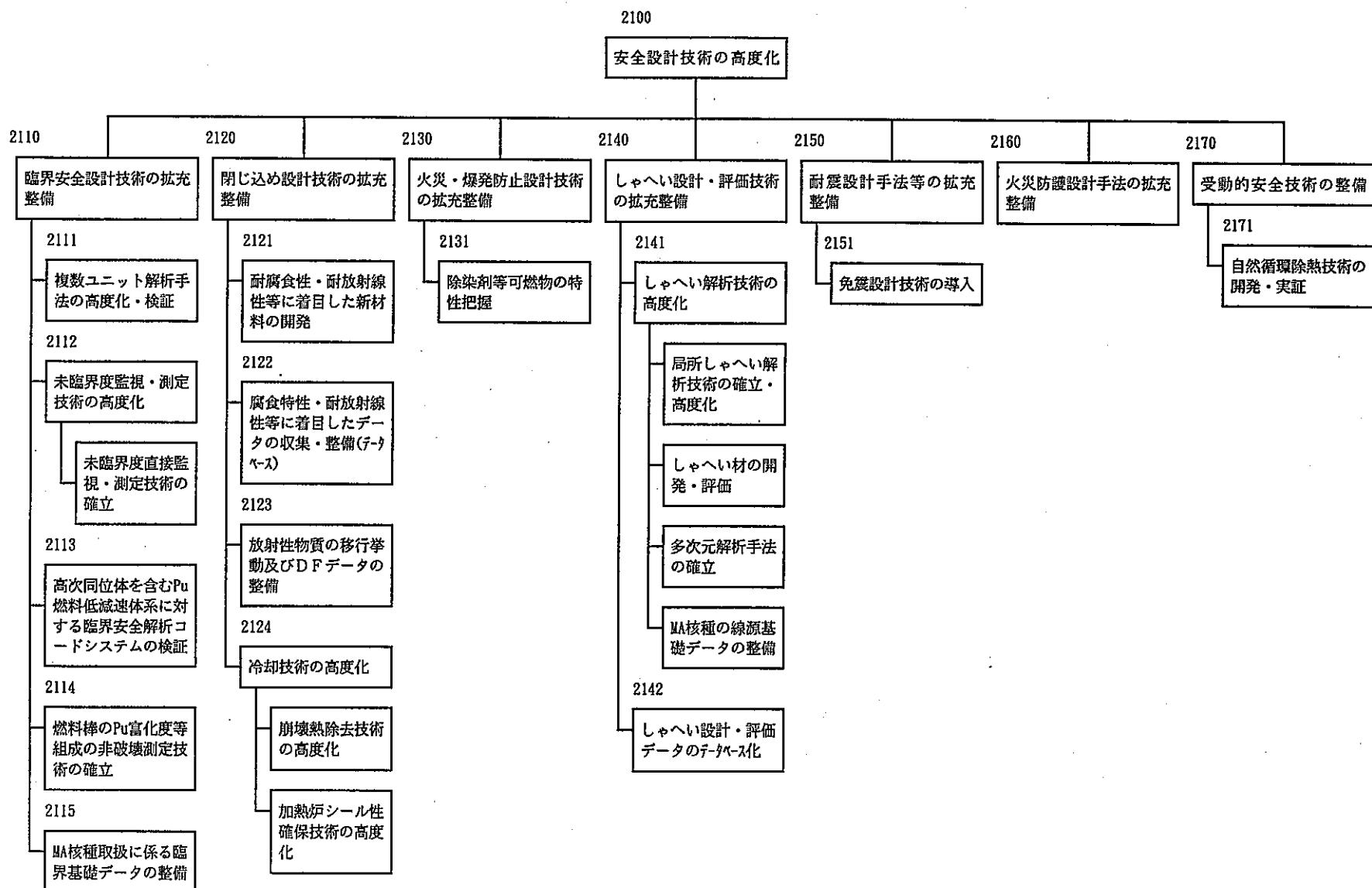
燃料加工



B図 (1300) 安全評価方針の高度化

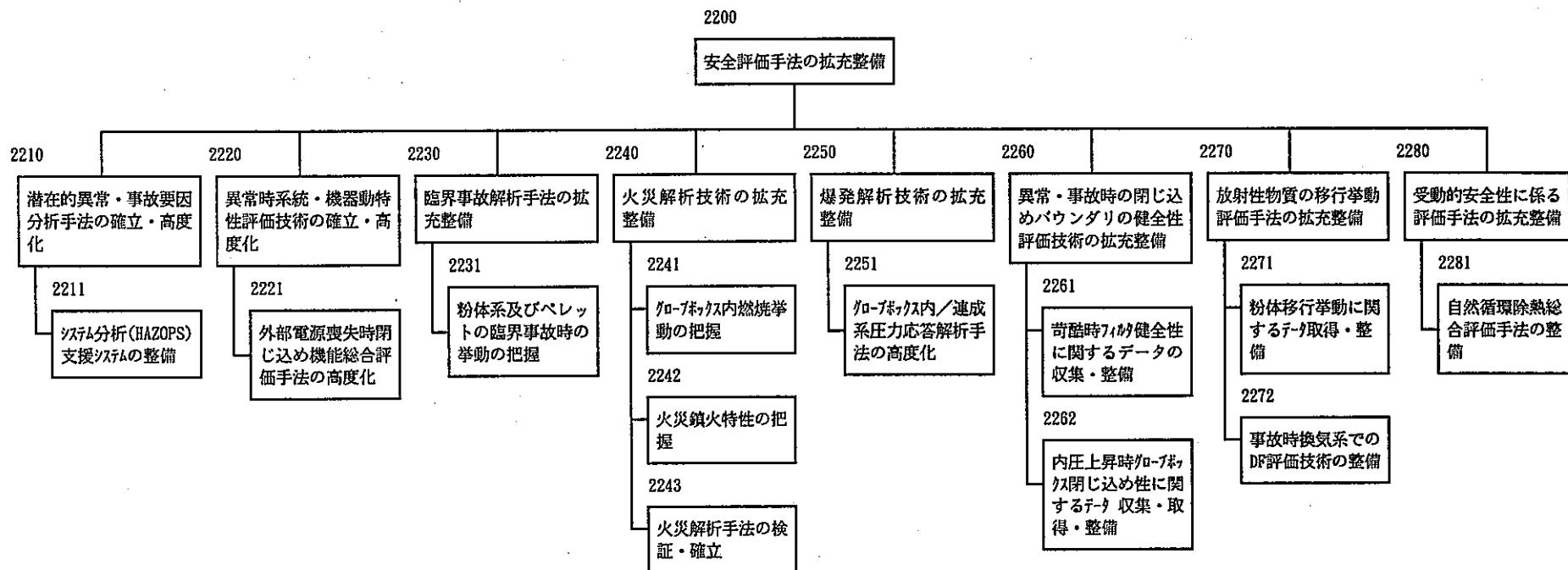


C図 (2100) 安全設計技術の高度化



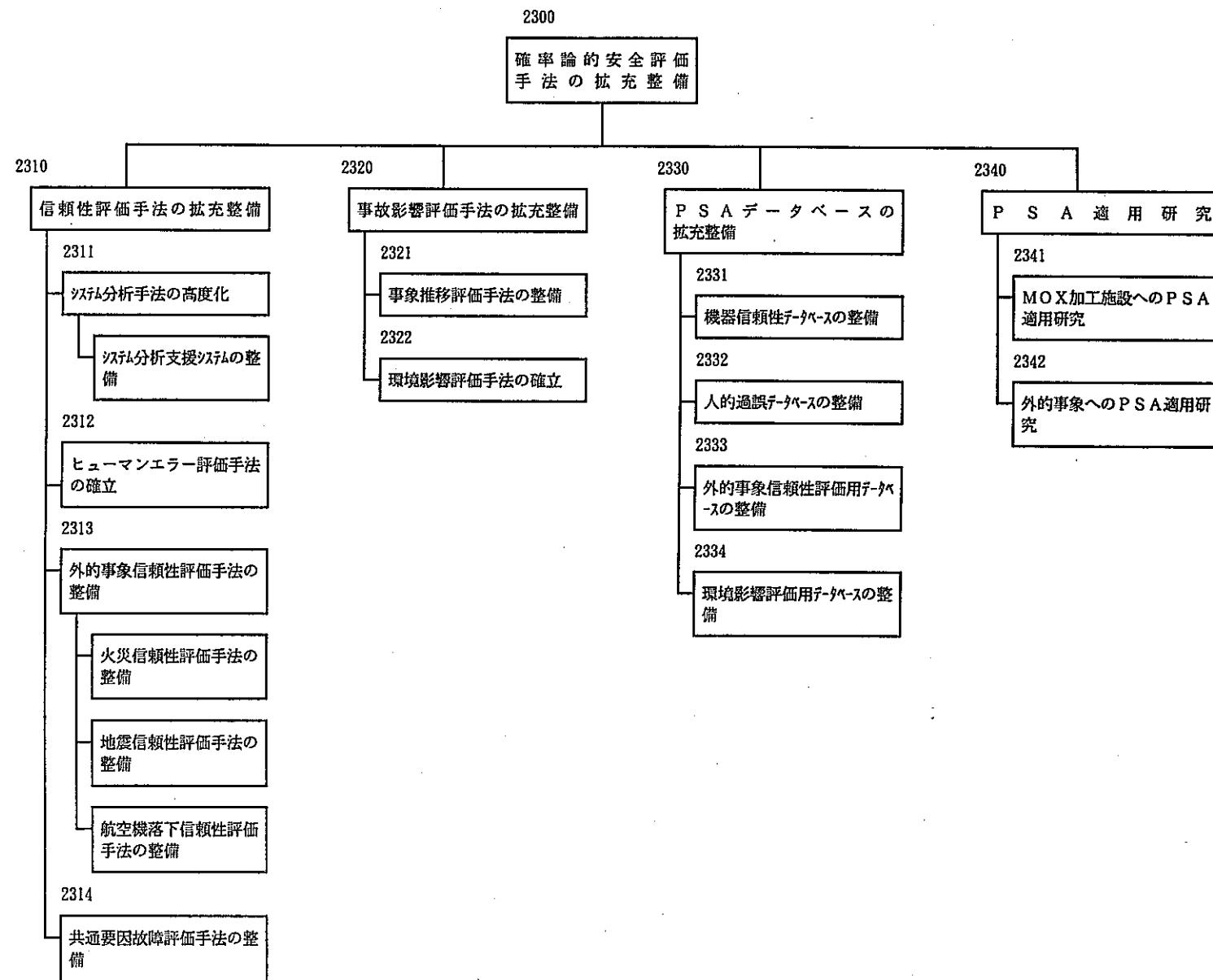
D図 (2200) 安全評価手法の拡充整備

燃料加工

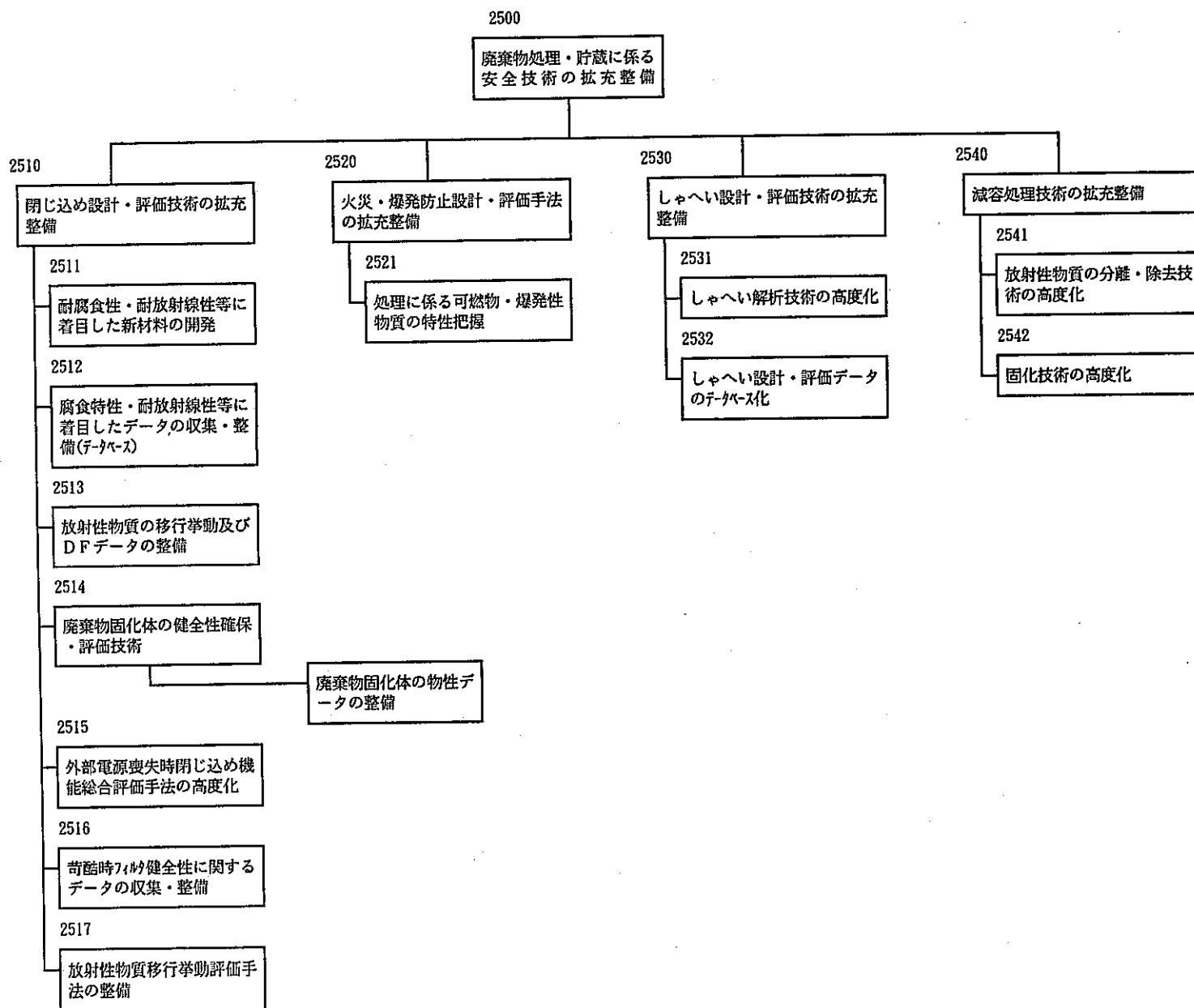


E図 (2300) 確率論的安全評価手法の拡充整備

燃料加工

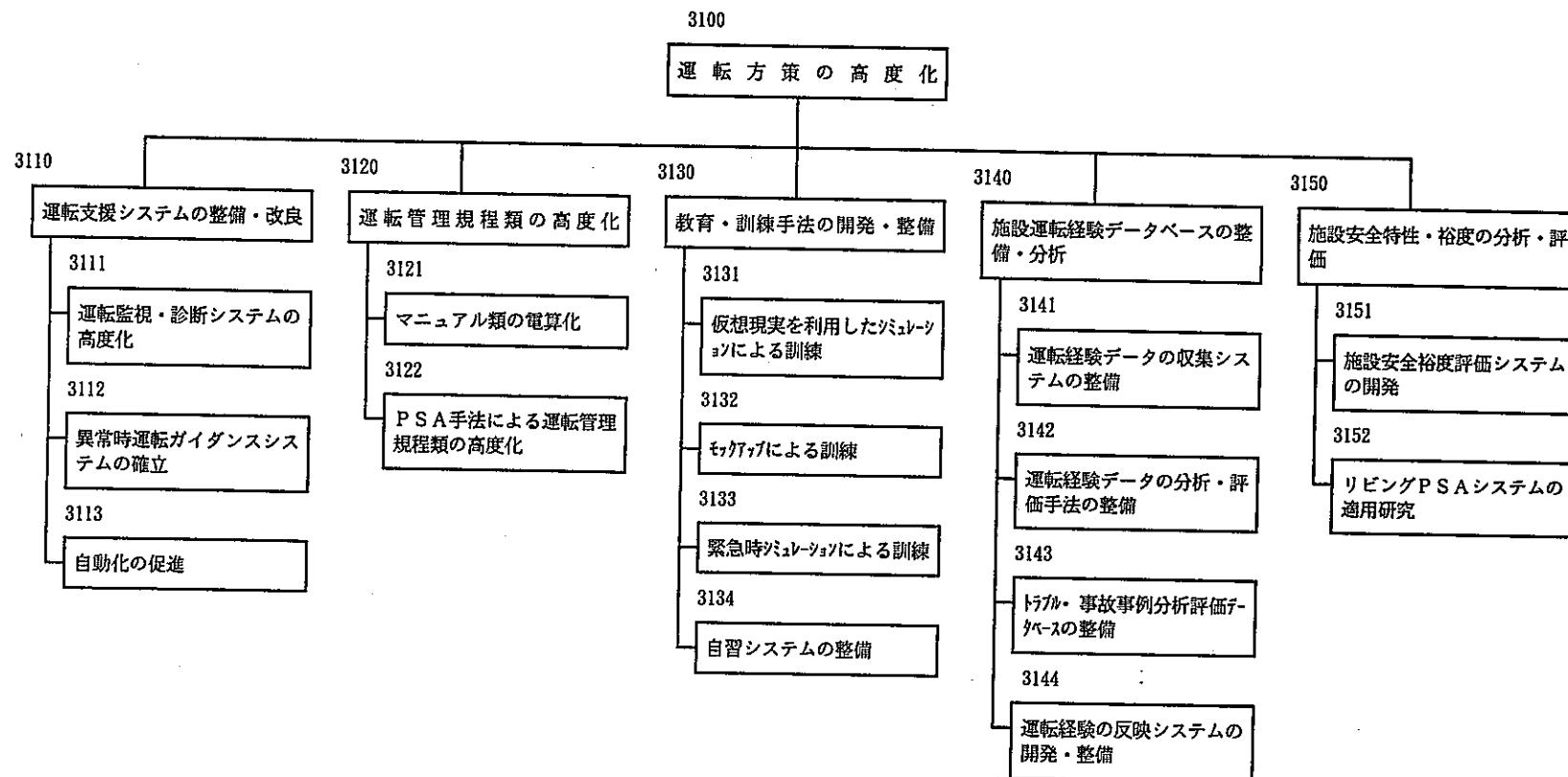


F図(2500) 廃棄物処理・貯蔵に係る安全技術の拡充整備



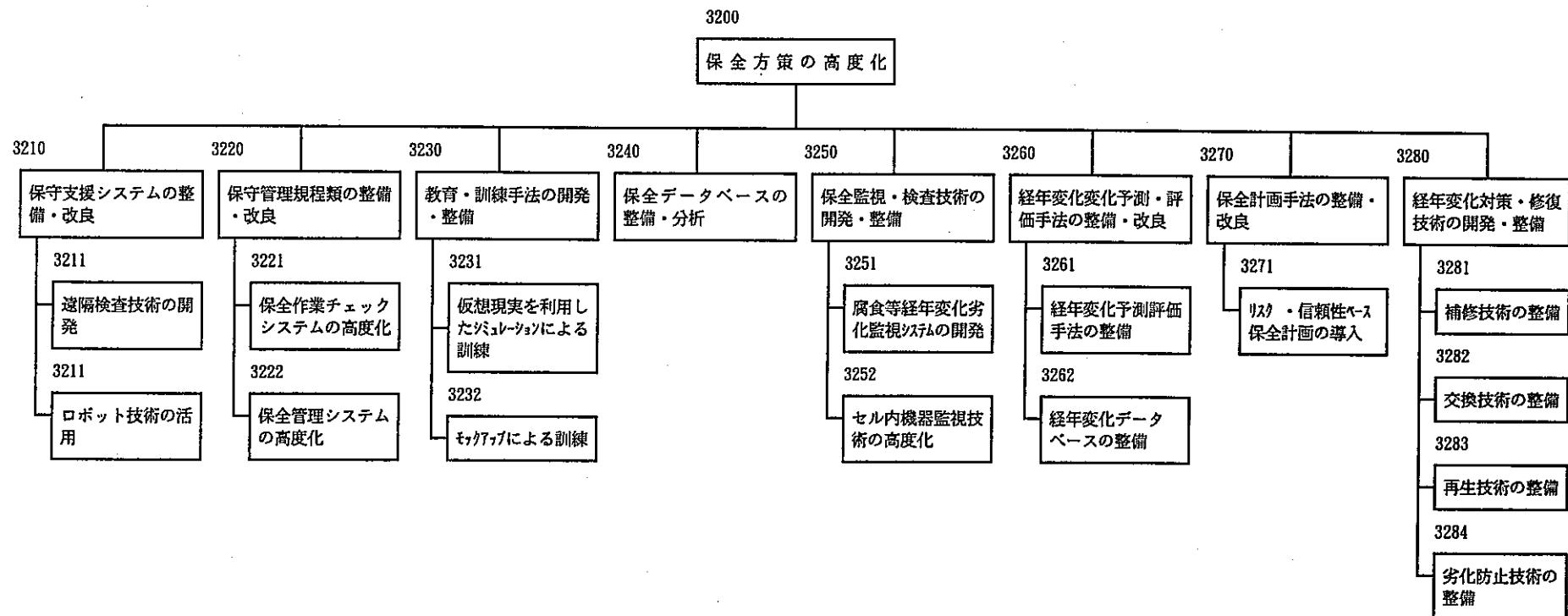
G図(1200) 運転方策の高度化

燃料加工



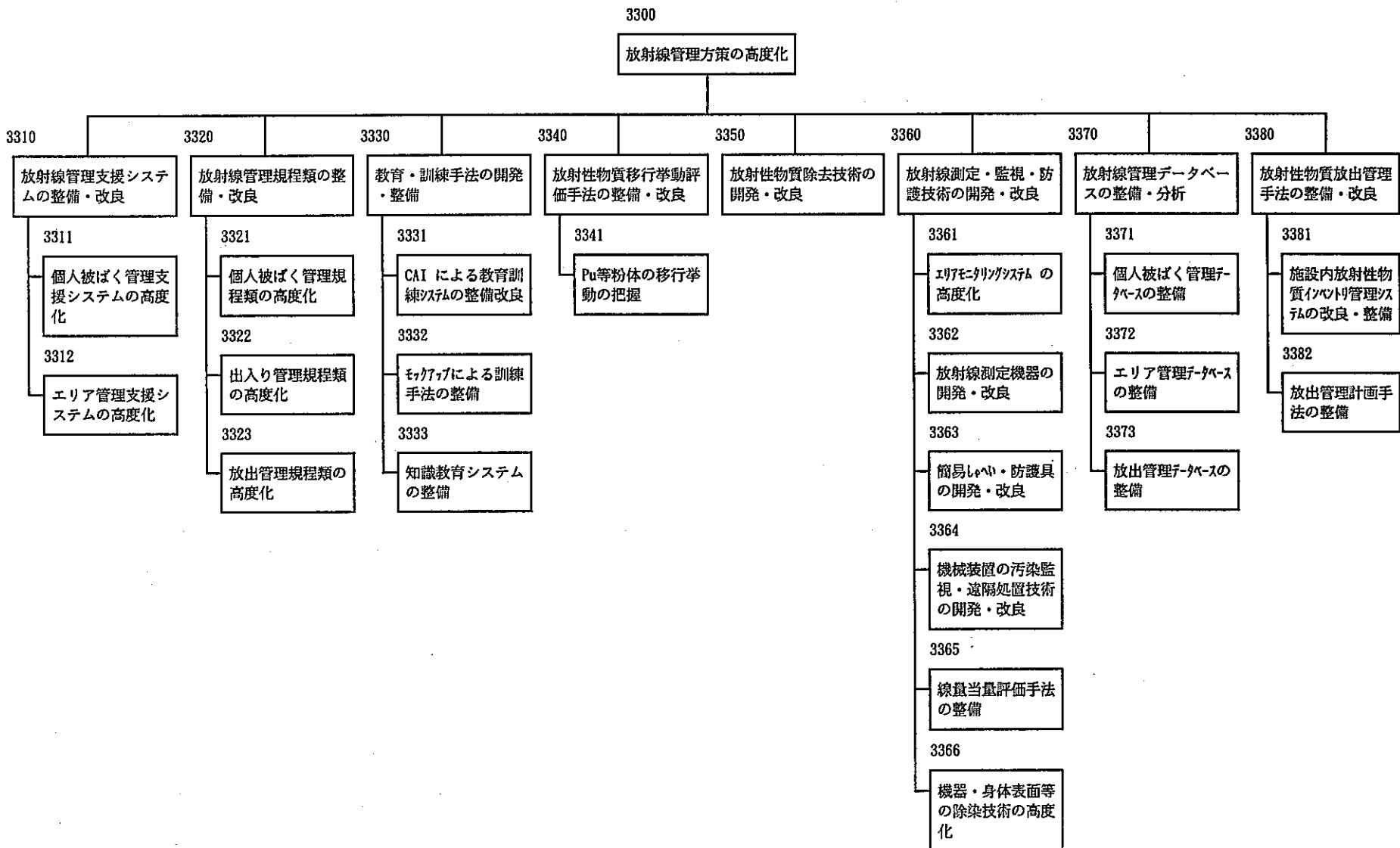
H図(3200) 保全方策の高度化

燃料加工



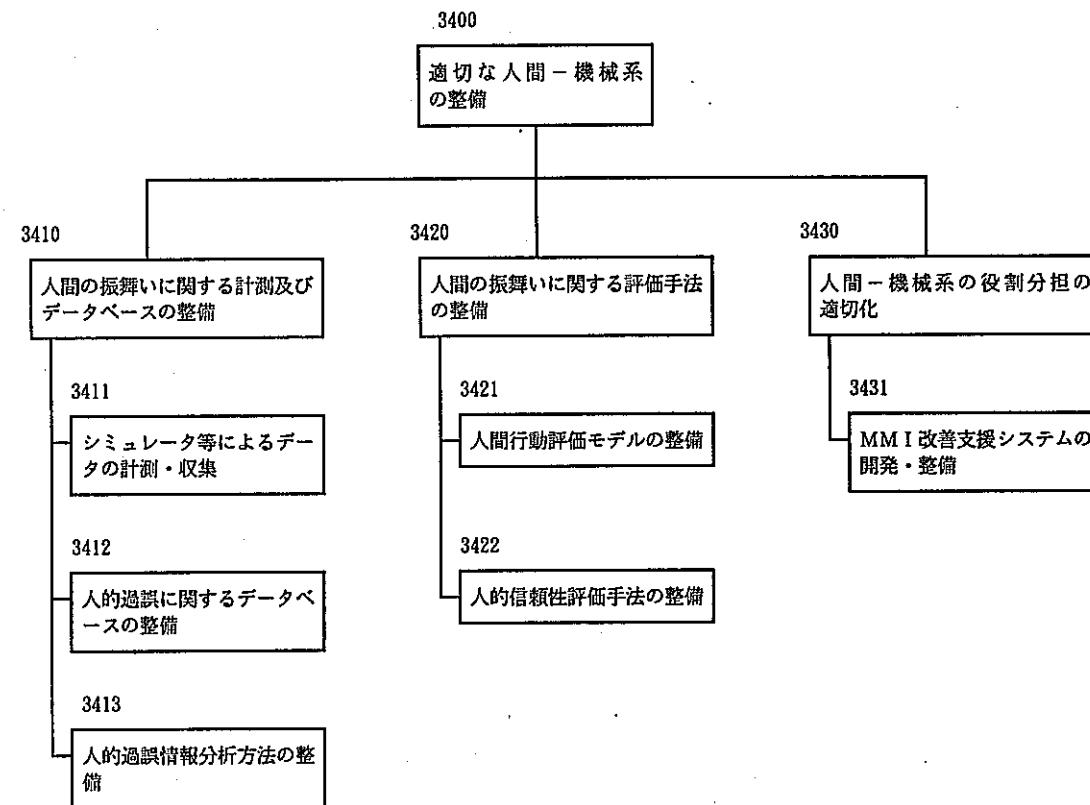
I 図 (3300) 放射線管理方策の高度化

燃料加工



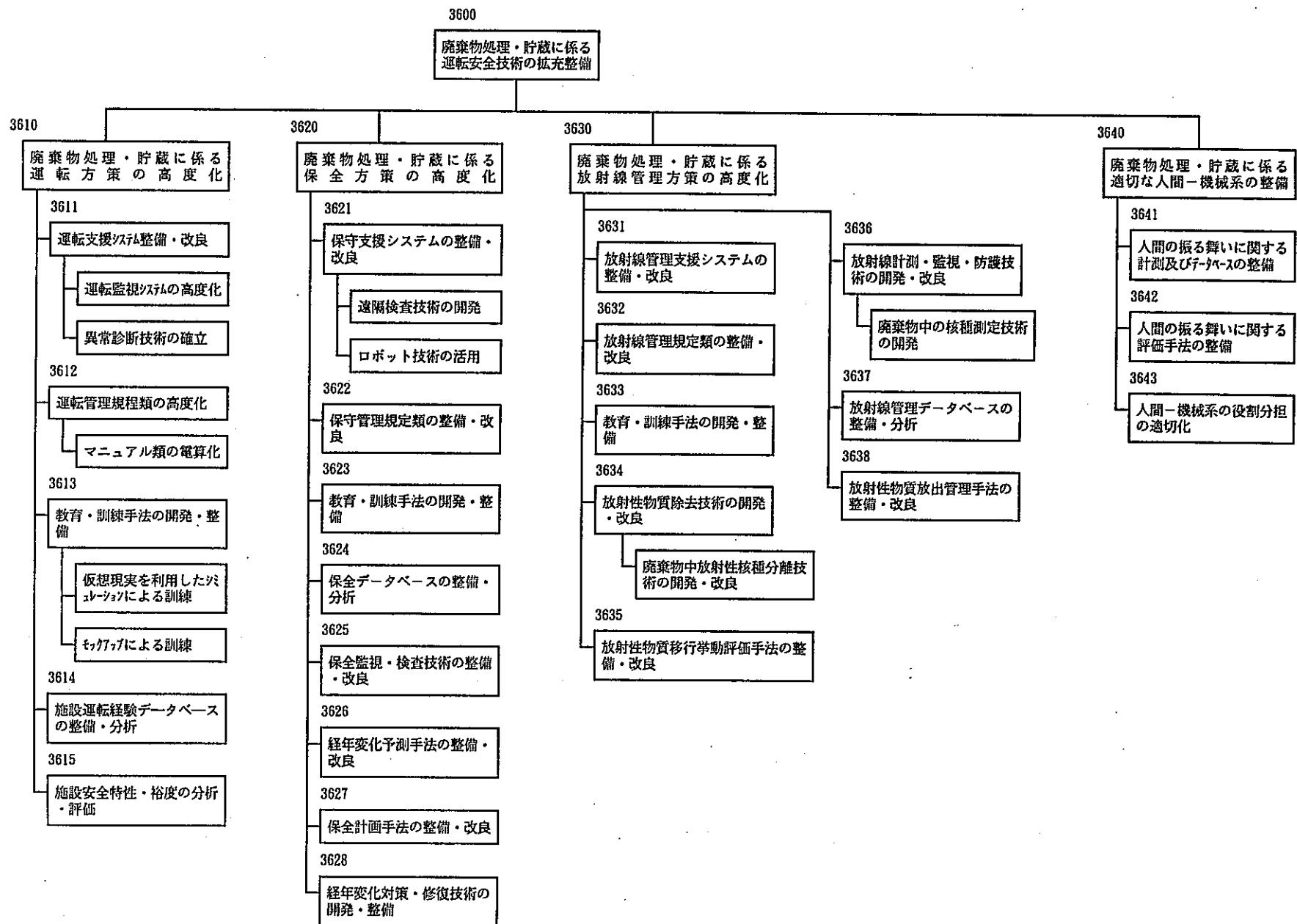
J図 (3400) 適切な人間-機械系の整備

燃料加工



K図(3600) 廃棄物処理・貯蔵に係る運転安全技術の拡充整備

燃料加工



参考資料 3

TRUEX溶媒と硝酸との発熱反応
に関する試験

TRUEX溶媒と硝酸との発熱反応に関する試験

① 密封セル示差走査熱量計（SC - DSC）を用いた発熱量の測定

[報告内容]

化学反応等の安全性に係る研究としては、

- ① 引火点、発火点等の物性値の確認
- ② SC - DSC を用いた密封非断熱系での発熱量等の測定
- ③ 断熱系での暴走反応に係る試験
- ④ 開放非断熱系での定温反応試験等

を行い、総合的な評価が行われる。

本報告では、現在までに実施した

- ① CMPO、TBP、nドデカン及びこれらの混合
溶媒の引火点、発火点の測定結果
- ② CMPO、TBP、nドデカン及びこれらの混合
溶媒と硝酸の反応による発熱量のSC - DSC
を用いた測定結果（単相系、二相系）

について報告する

CMPO (分子量 407.58)

[Octyl(Phenyl)N,N-diisobutyl carbamoyl methyl phosphine oxide]

(熱特性)

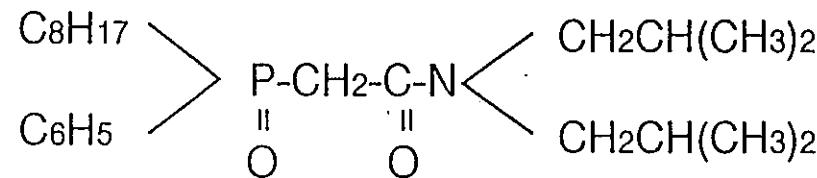
融点 47°C

融解熱 73.3J/g (DSC法)

(性状)

白色固体

(構造)



(用途)

TRUEX法による抽出剤 (TBPと混合で使用) としてTRUの分離に使用

C M P O の物理的性質

項目	物性値	測定方法
分子量	407.58	
密度 (g/ml)	1.0462 (20°C液体) 0.9725 (40°C液体)	ピクノメータ法
屈折率	1.4985 (40°C液体)	アッペ法
融点 (°C)	47.3	示差走査熱量計 (DSC) 測定法
比热	0.3776 (20°C) (cal/g・°C) 0.3988 (40°C)	D S C 測定法
蒸気压	5.1 × 10 ⁻⁵ (100°C) (mmHg) 8.5 × 10 ⁻⁴ (125°C) 7.1 × 10 ⁻³ (150°C)	气体流通法蒸気圧測定装置
粘度 (cp)	538	回転粘度計法

引火点試験器と測定法の概要

項目 試験器	測定範囲等	攪拌方法	試料必要量	操作方法
PM密閉式 (P.M. C. C.)	引火点 300°C以下、及びタグ密閉式引火点試験方法を適用できない試料	強制対流	70 mL	自動
タグ密閉式 (T. C. C.)	引火点 93°C以下 (ただし40°Cの動粘度が5.5mm ² /s以上又は25°Cの動粘度が9.5mm ² /s以上の試料は除く)	自然対流	50 mL	自動
セタ密閉式 (S. C. C.)	引火点 100~300°C 塗装等の高粘性試料の測定も可能	自然対流	4 mL	手動
クリーブランド開放式 (C. O. C.)	引火点 80°C以上	自然対流	約 70 mL	手動

TBP、nドデカン、CMPO及び混合溶媒の引火点

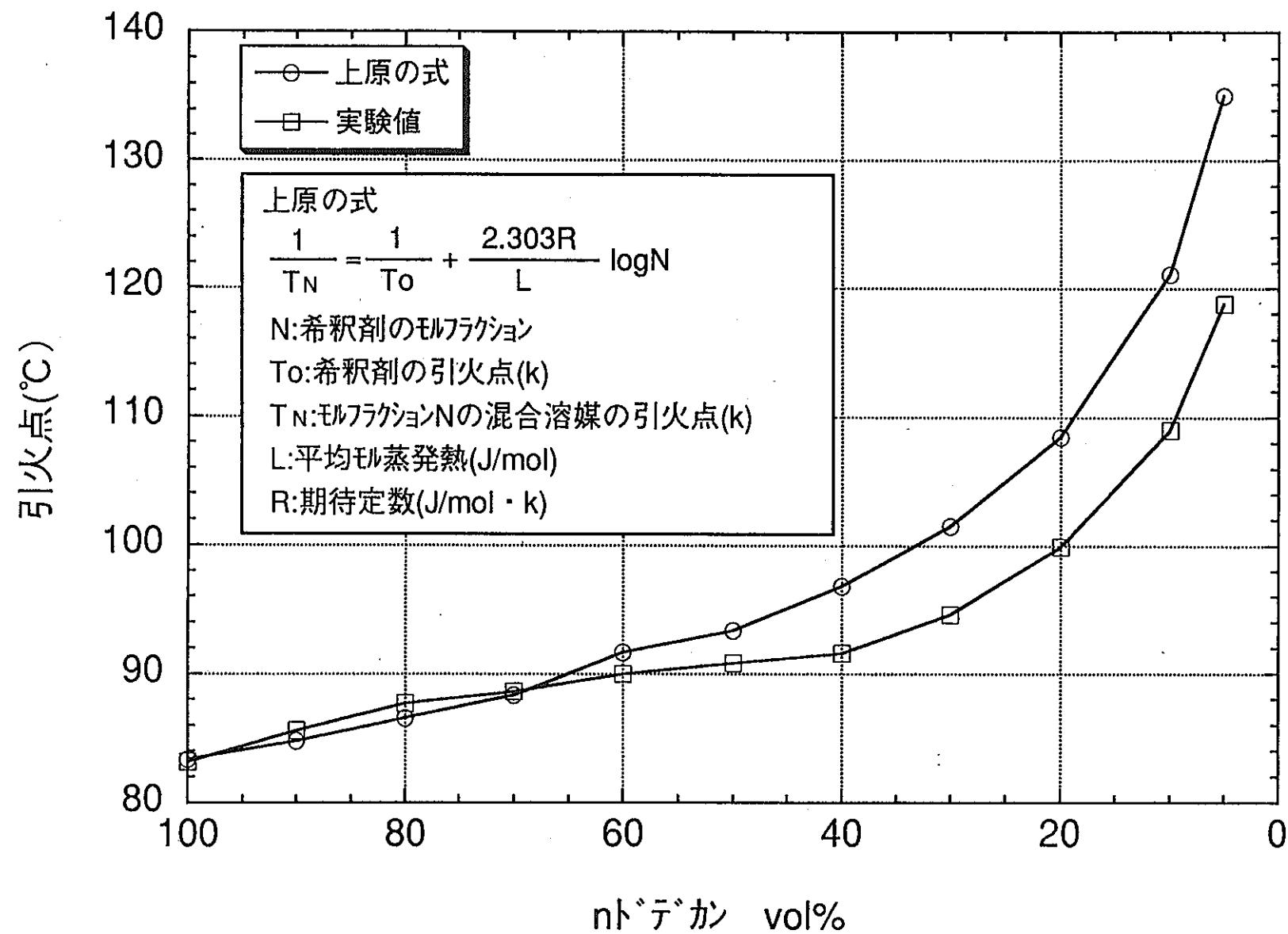
対象溶媒	測定値 (°C)				
	PM.C.C.* ¹	T.C.C.* ²	S.C.C.* ³	C.O.C.* ⁴	文献値
TBP	引火せず		144.8	175	145.6
nドデカン	83.2	82.4		92	73.9
					~82.2
CMPO			179.4	244	
10%TBP-nドデカン	85.6	83.6			94
20%TBP-nドデカン	87.7	85.0			
30%TBP-nドデカン	88.6	85.8			98
40%TBP-nドデカン	90.0	86.4			
50%TBP-nドデカン	90.8	87.2			102
60%TBP-nドデカン	91.6	90.0			
70%TBP-nドデカン	94.6	92.0			109
80%TBP-nドデカン	99.0				
90%TBP-nドデカン	109.0				
95%TBP-nドデカン	118.8				
0.2M CMPO-0.8M TBP-nドデカン	87.8				99
0.2M CMPO-1.0M TBP-nドデカン	88.4				99
0.2M CMPO-1.2M TBP-nドデカン	88.4				100
0.2M CMPO-1.4M TBP-nドデカン	89.0				103

* 1) PM.C.C. ; ペンスキーマルテンス密閉式引火点試験器

* 2) T.C.C. ; タグ密閉式引火点試験器

* 3) S.C.C. ; セタ密閉式引火点試験器

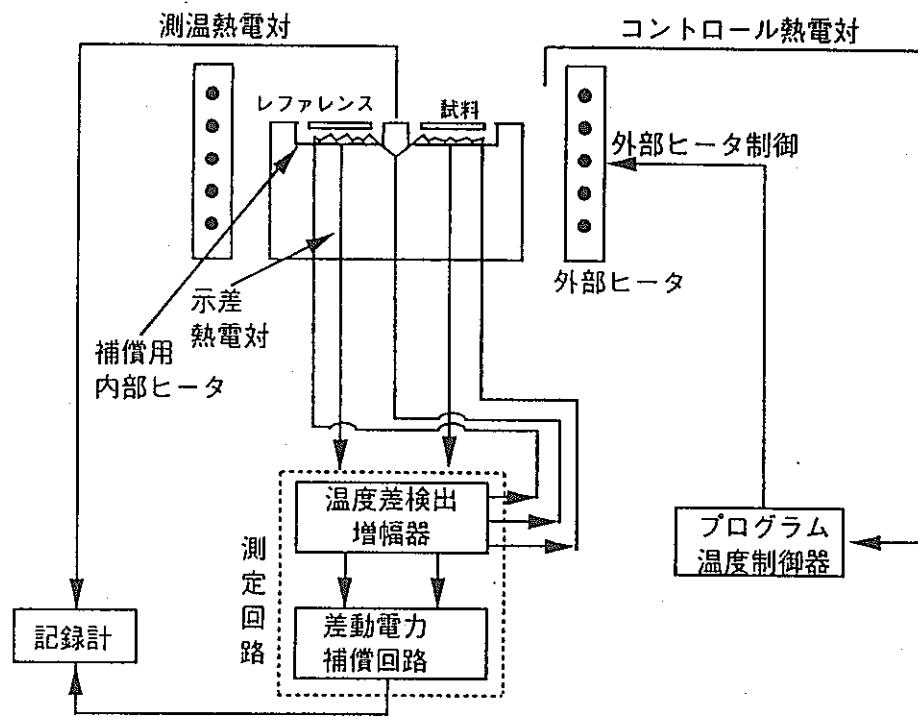
* 4) C.O.C. ; クリーブランド開放式引火点試験器



TBP/nトーテン混合溶媒の引火点の実験値 (P.M.C.C.) と計算値の比較

各溶媒の発火点

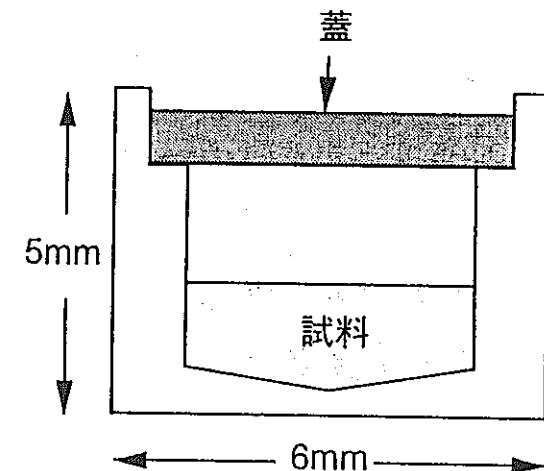
対象溶媒	測定値 (°C)	文献値 (°C)
nドデカン	200	203
TBP	315	—
CMPD	280	—
30%TBP-nドデカン	215	—
0.2M CMPD-0.8M TBP-nドデカン	200	—
0.2M CMPD-1.0M TBP-nドデカン	212	—
0.2M CMPD-1.2M TBP-nドデカン	215	—
0.2M CMPD-1.4M TBP-nドデカン	217	—



DSC原理図

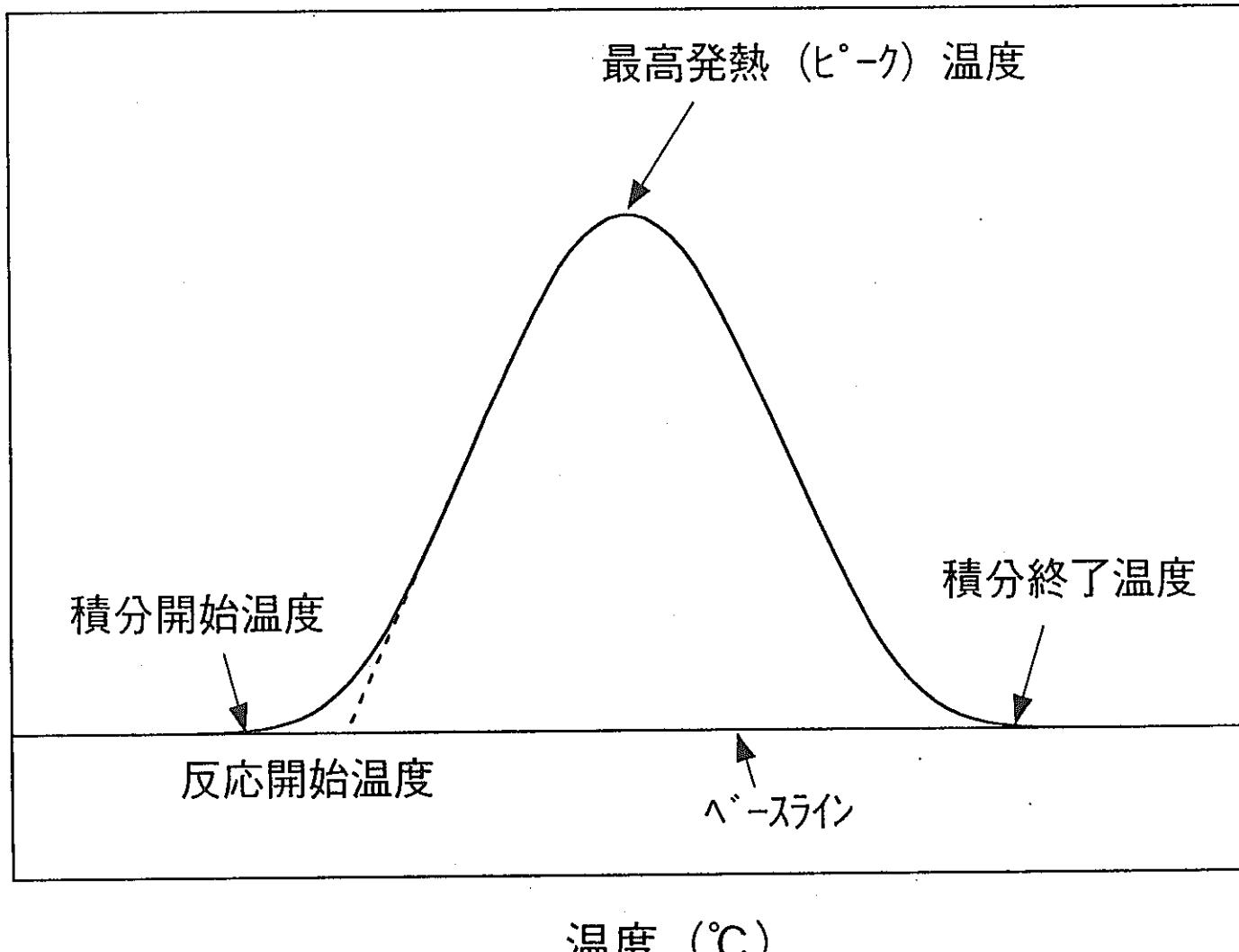
測定条件

- (a) 昇温速度 $10^{\circ}\text{C}/\text{min}$
- (b) 測定温度範囲 室温～ 400°C
- (c) 雰囲気 不活性ガス中
(窒素ガス $200\text{ml}/\text{min}$)
- (d) 耐圧セル SUS304製 (耐圧 $50\text{kG}/\text{cm}^2$)
- (e) 試料量 $5\sim10\ \mu\text{l}$
硝酸平衡溶媒(单相系) ; $7\sim8\ \mu\text{l}$
二相系試料 ; 溶媒 μl に対して 10N 硝酸 $4\sim9\ \mu\text{l}$



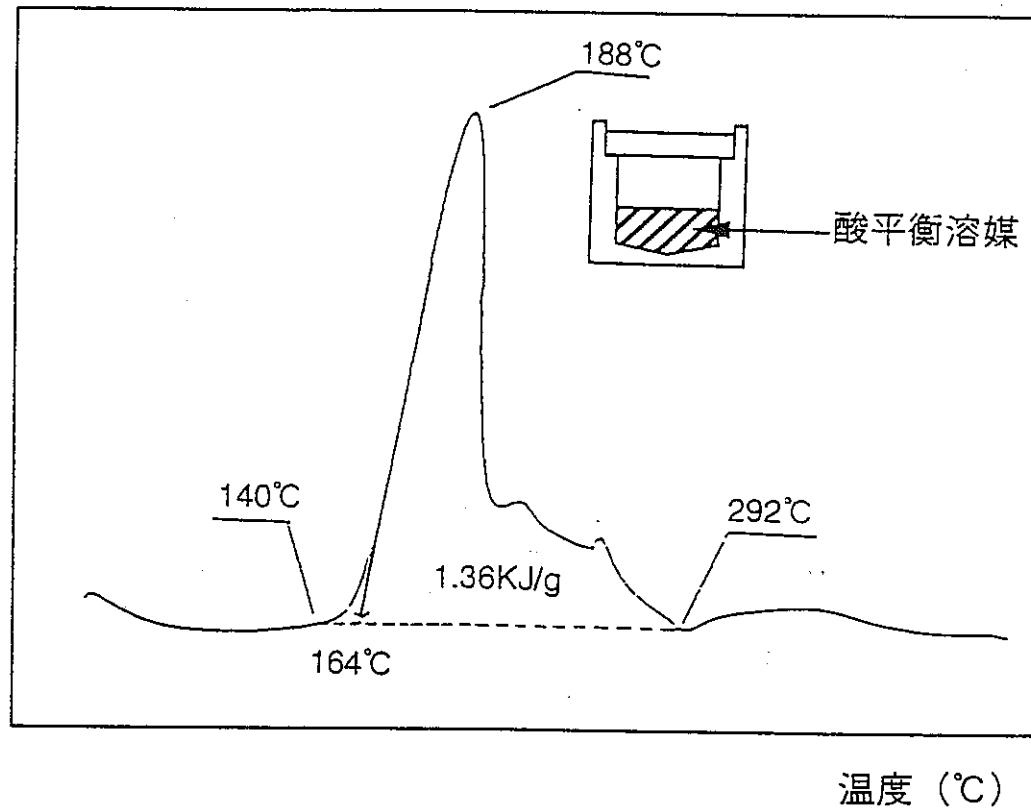
耐圧セル

発熱率 (m cal/s or mJ/s)



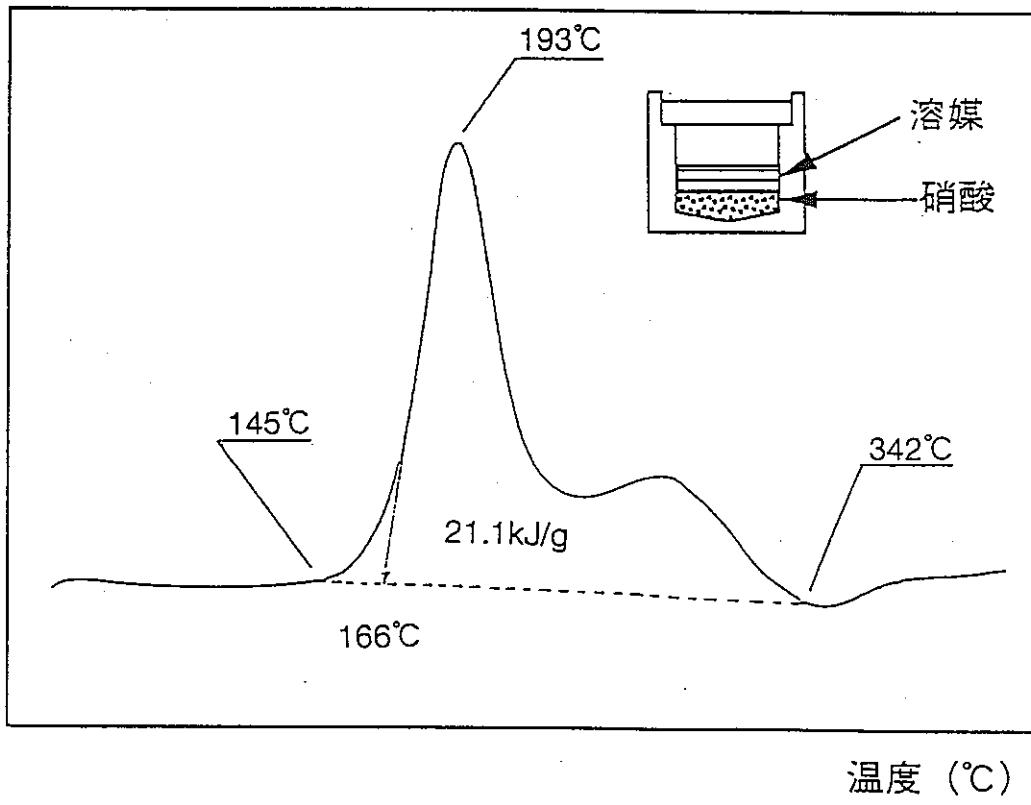
DSC曲線の模式図

発熱率(mJ/s)

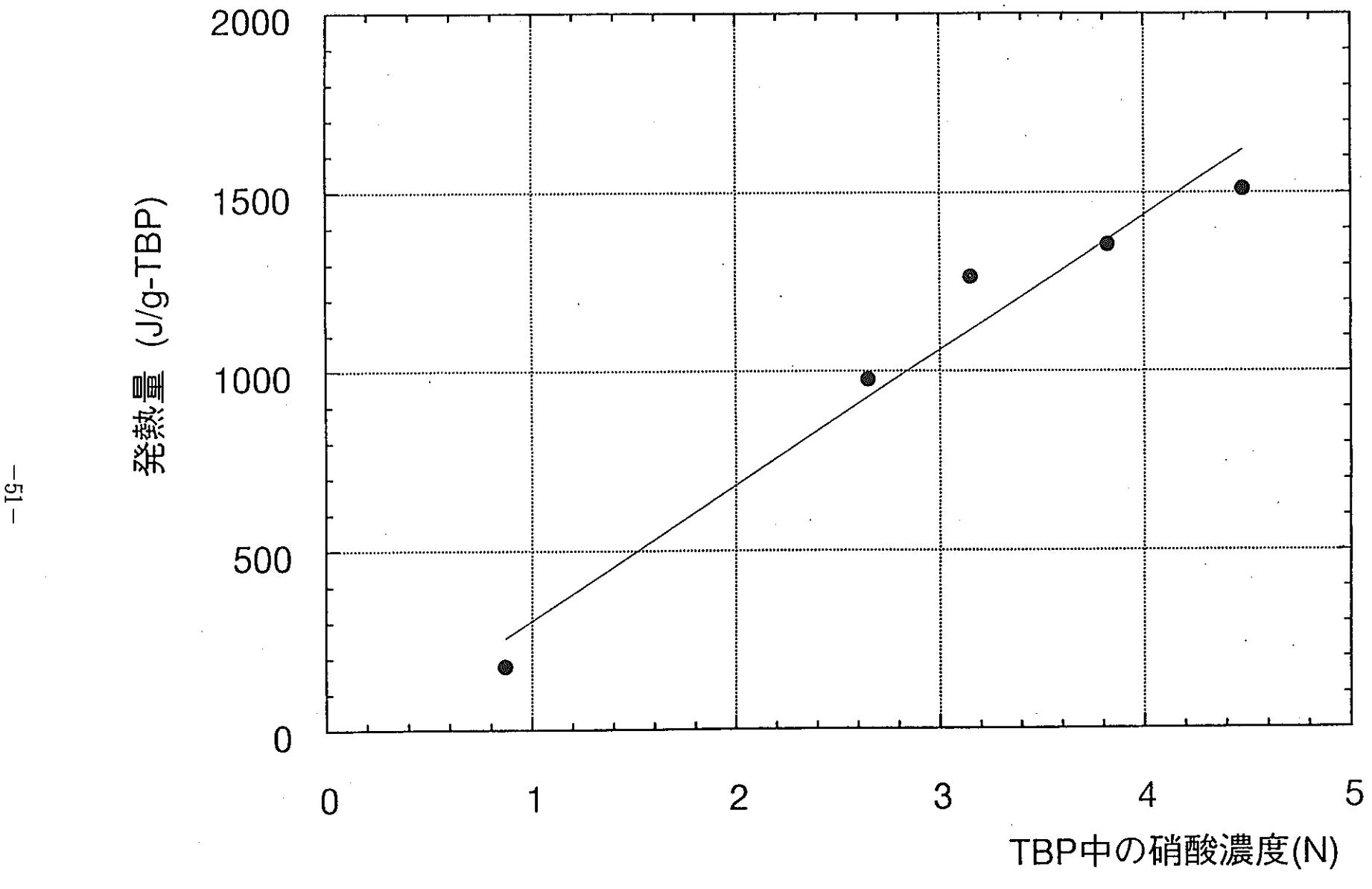


TBP-硝酸平衡溶媒(10N)のDSC曲線

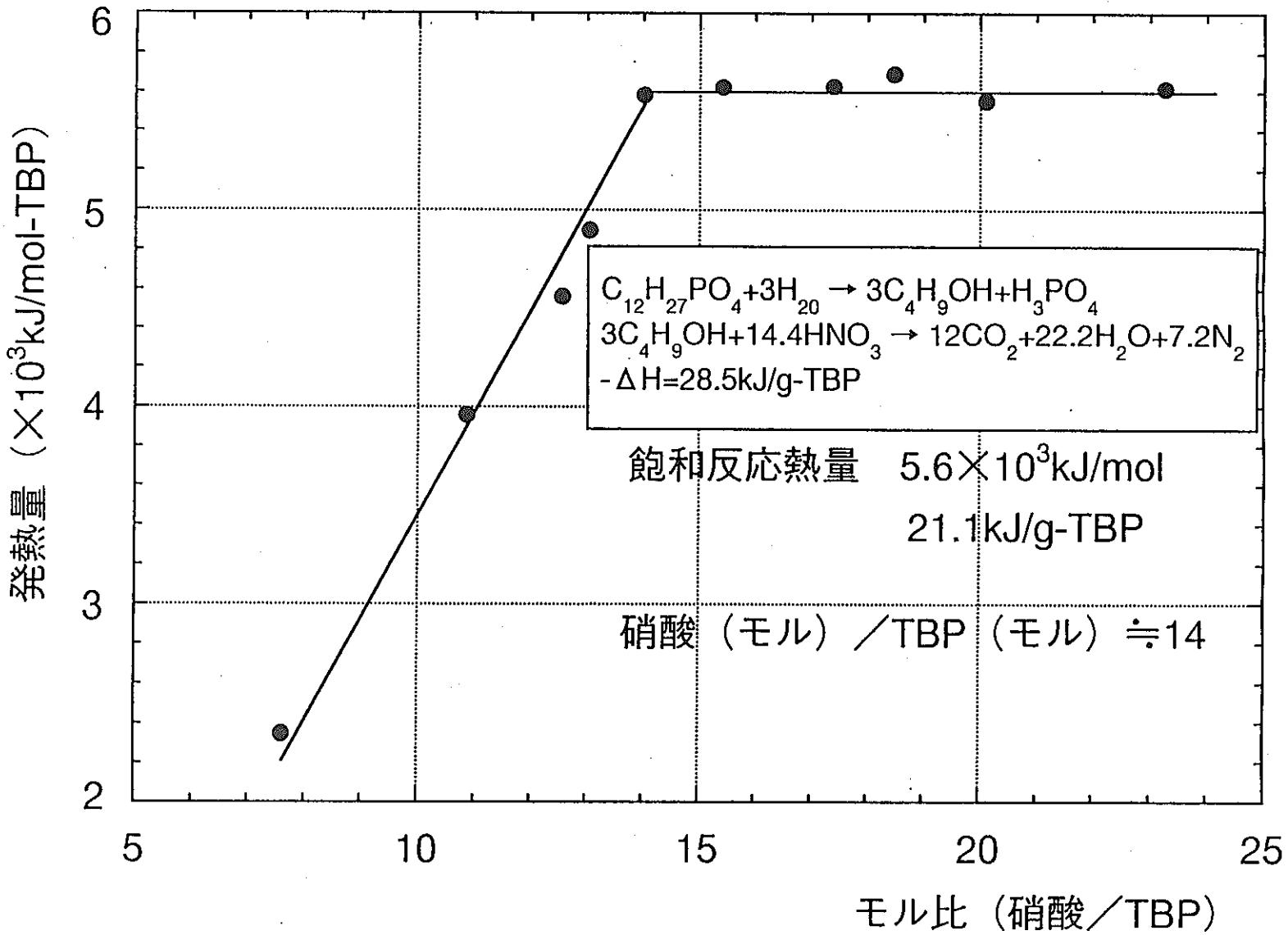
発熱率(mJ/s)



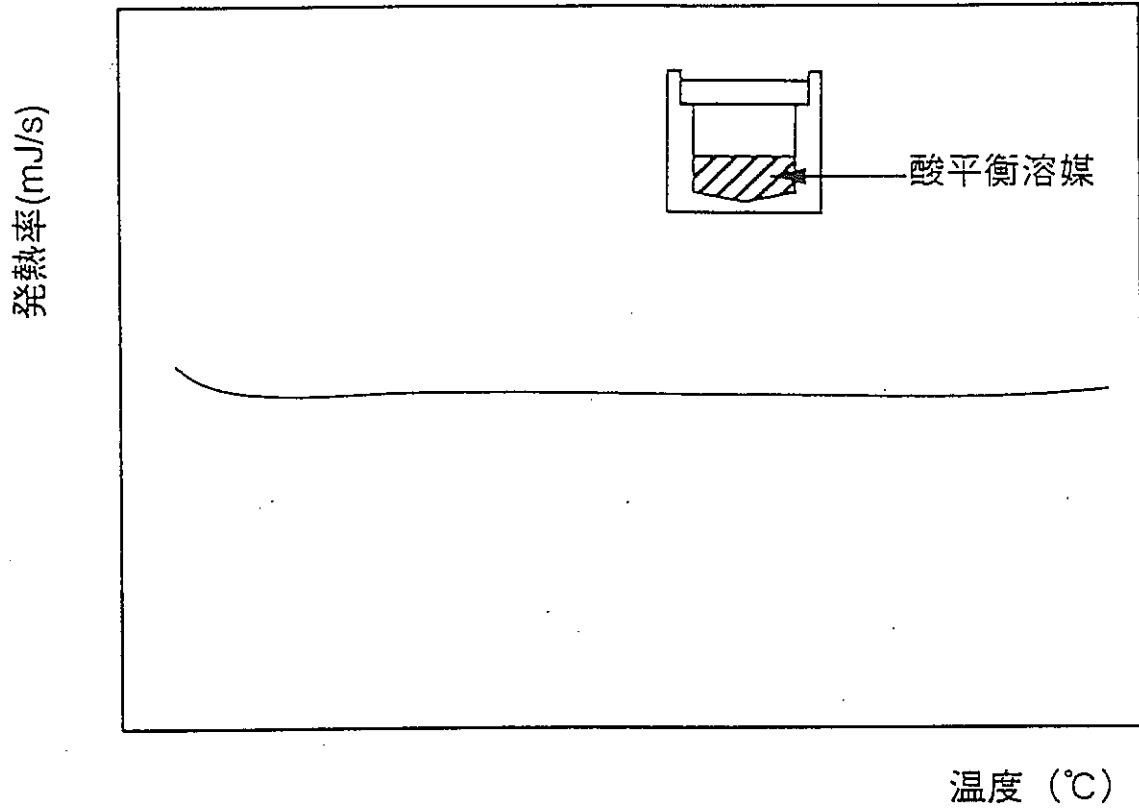
TBP-硝酸(二相系)の飽和反応時のDSC曲線



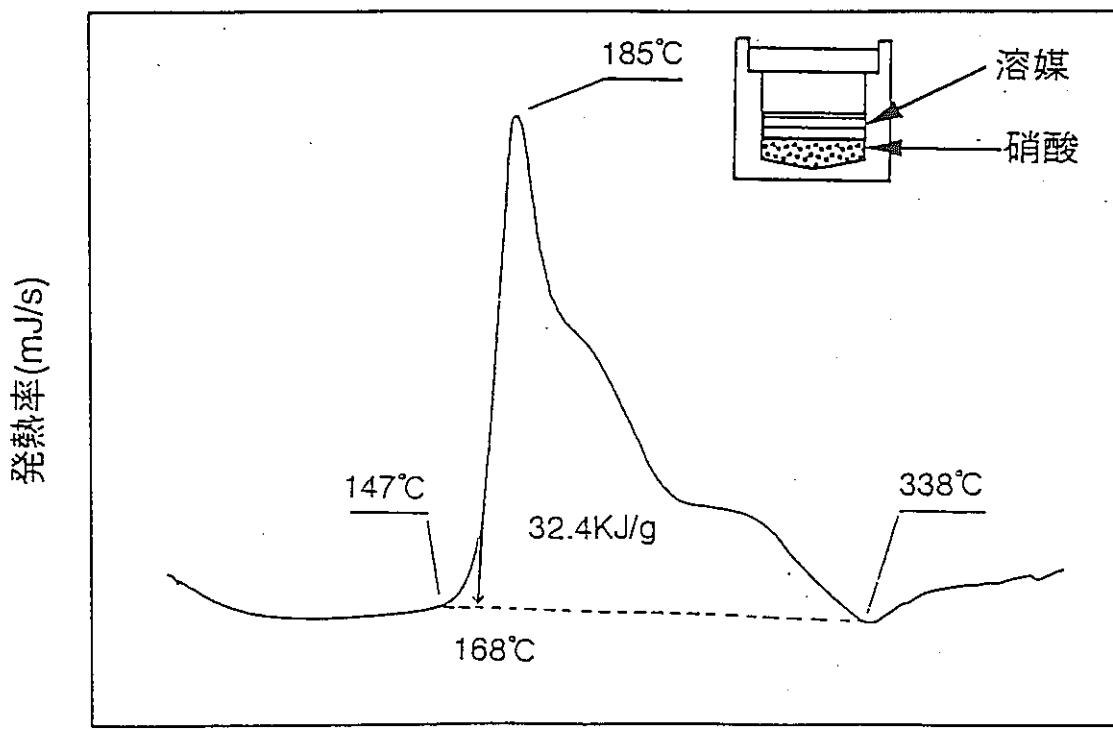
TBP-硝酸平衡溶媒の硝酸濃度変化時の発熱量変化



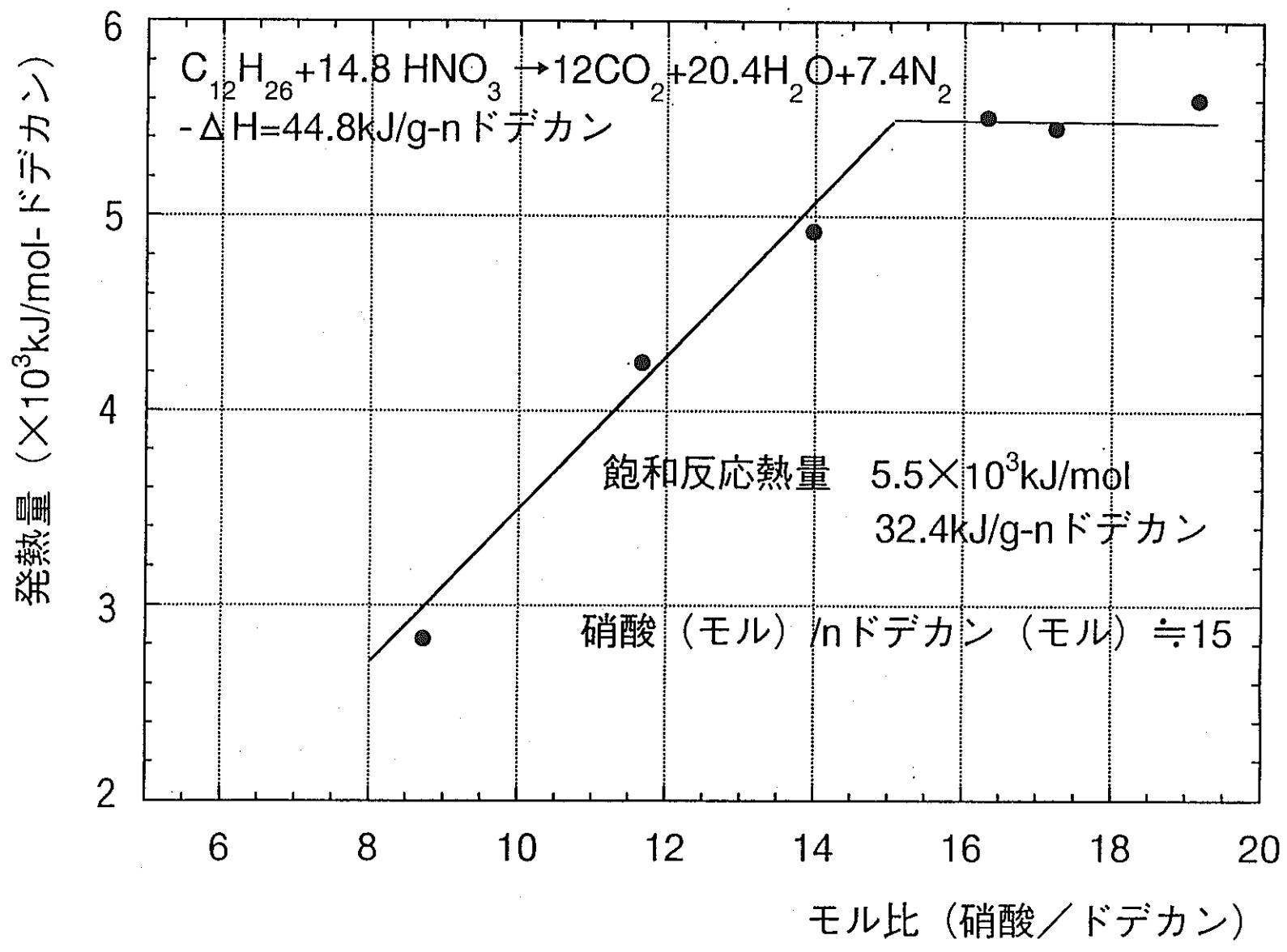
TBPと硝酸との発熱量変化（飽和発熱量）



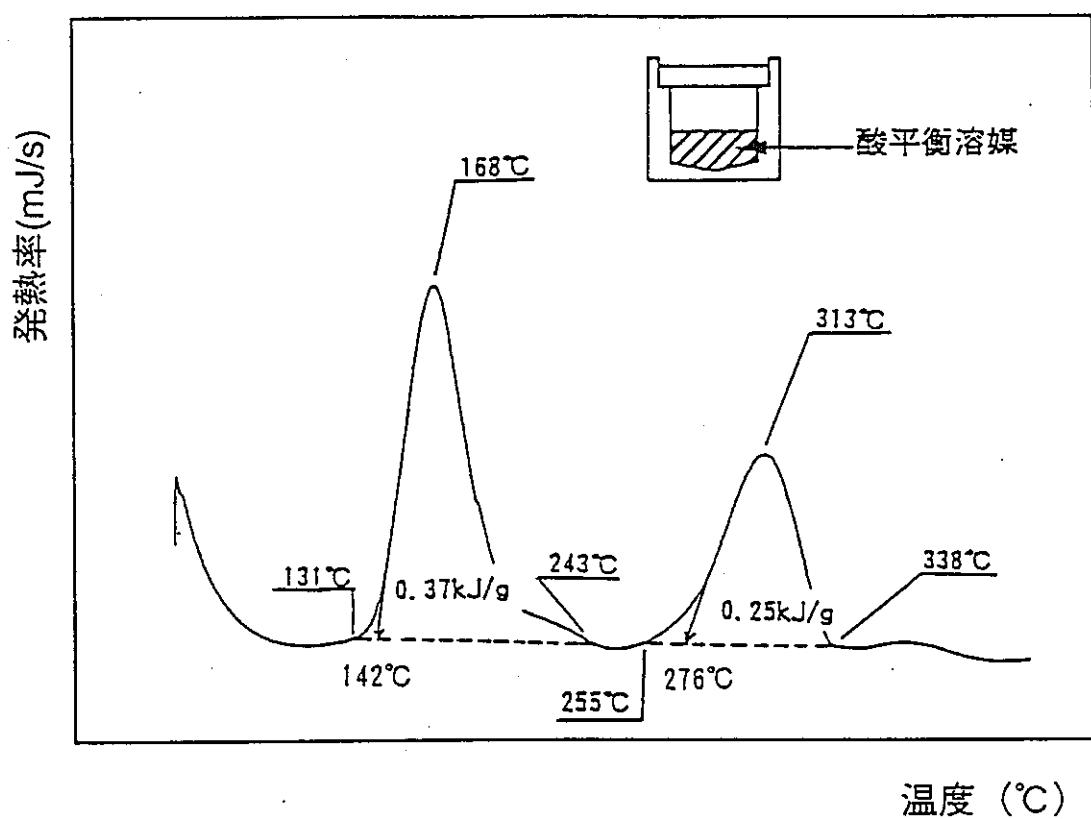
nドデカン-硝酸平衡溶媒(10N)のDSC曲線



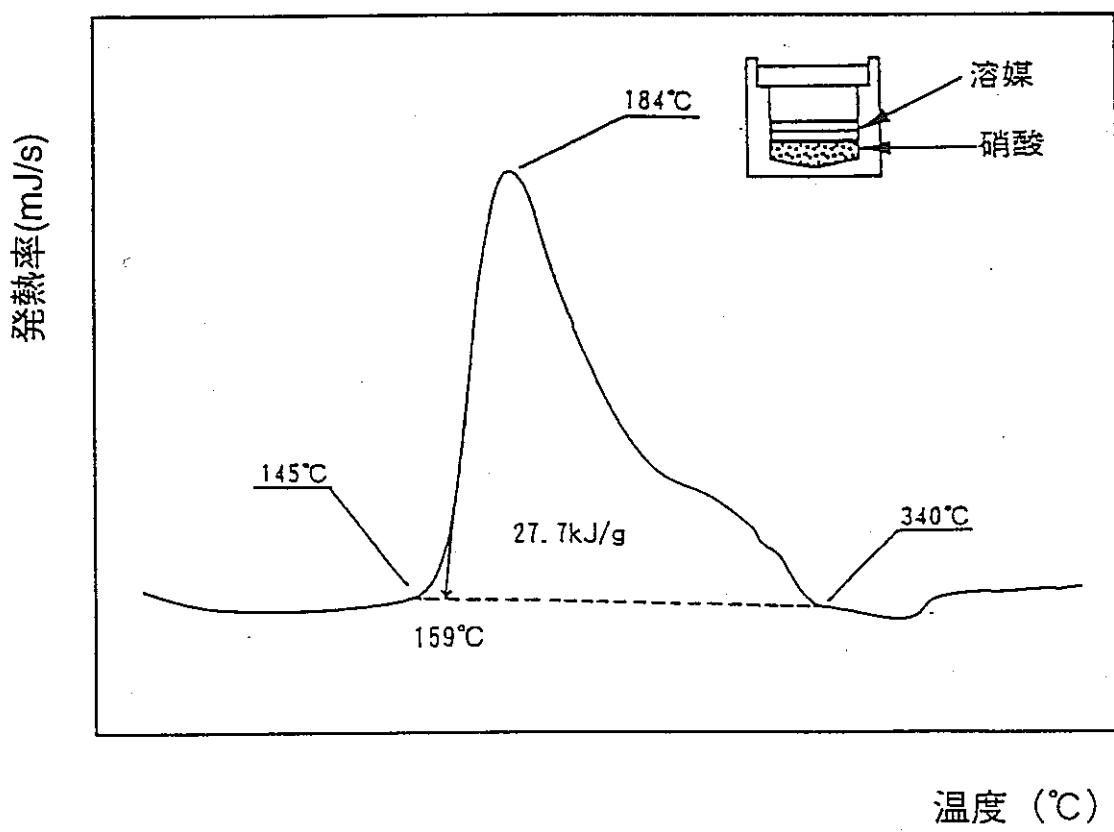
nドデカン/硝酸(二相系)の飽和反応時のDSC曲線



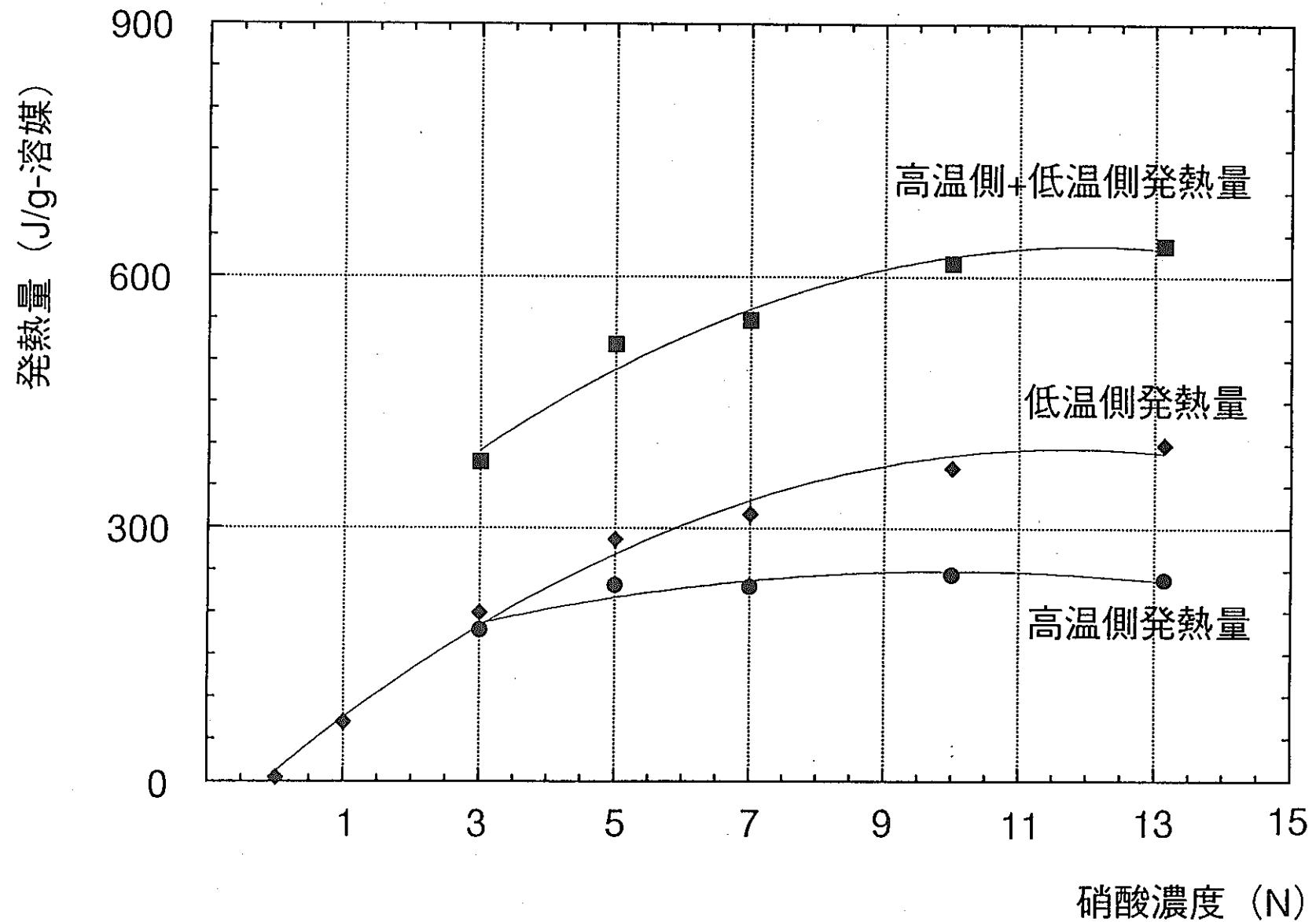
n ドデカンと硝酸との発熱量の変化 (飽和発熱量)



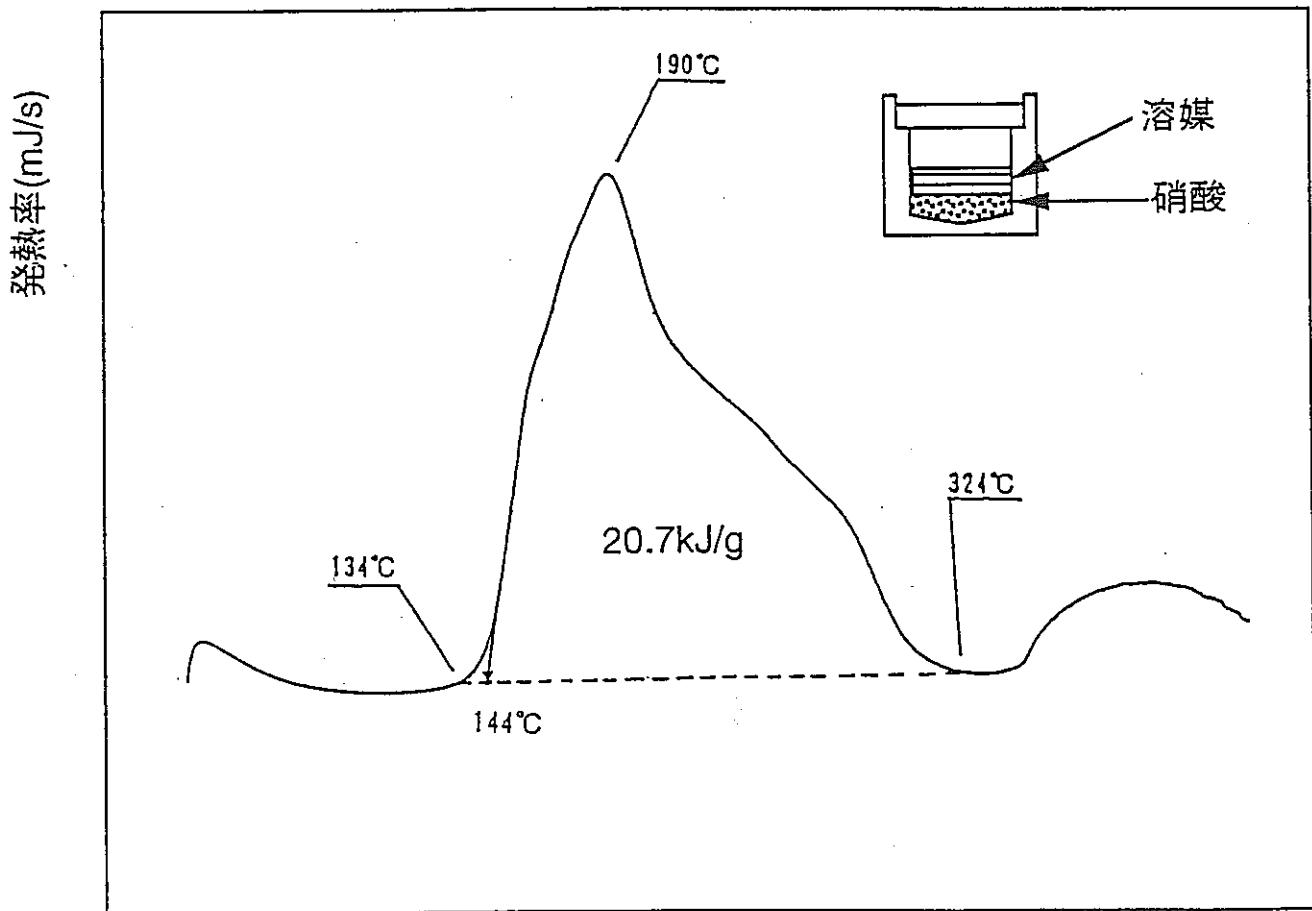
30%TBP-n ドデカン-硝酸平衡溶媒(10N)のDSC曲線



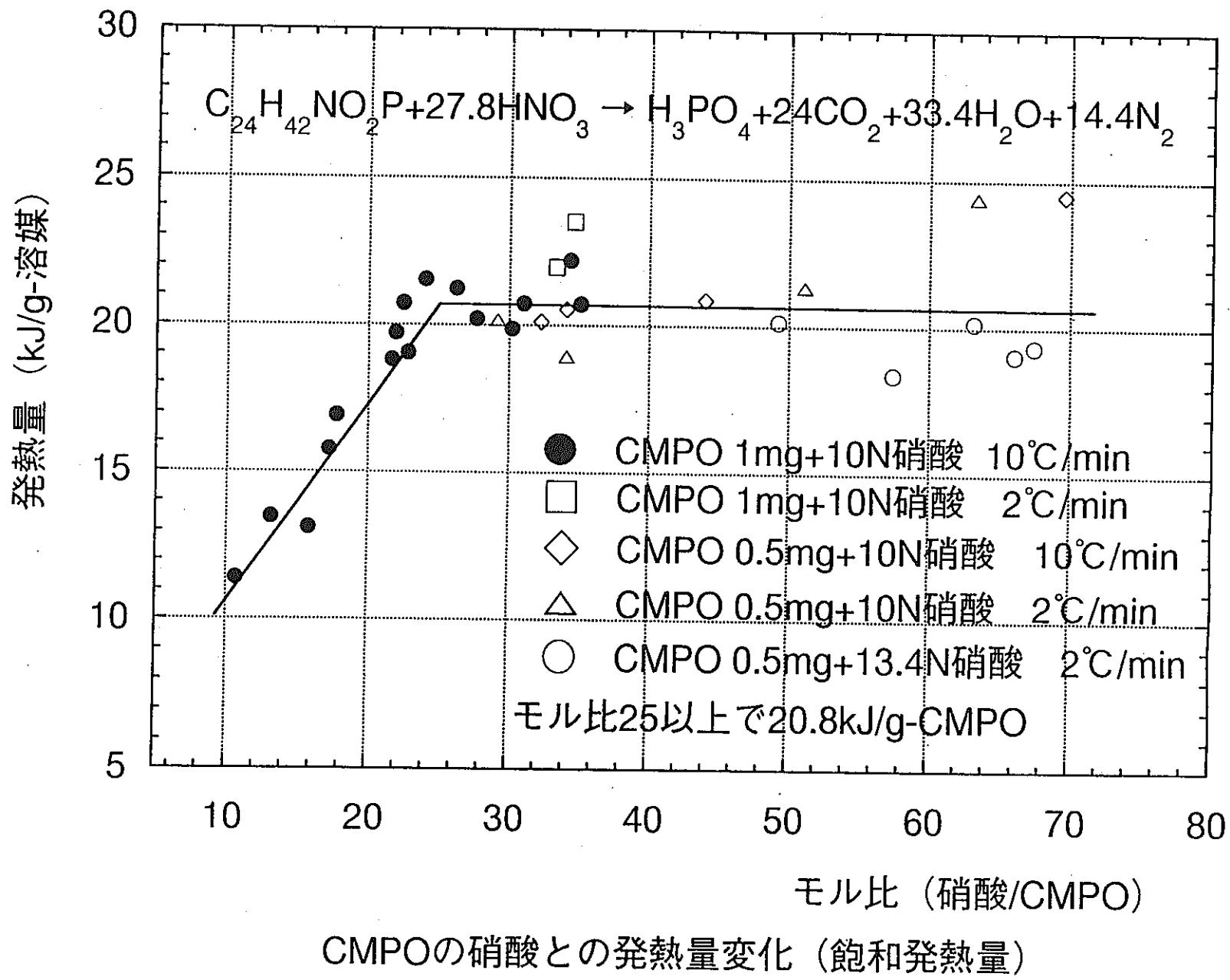
30%TBP-n ドデカン/硝酸(二相系)の飽和反応時のDSC曲線

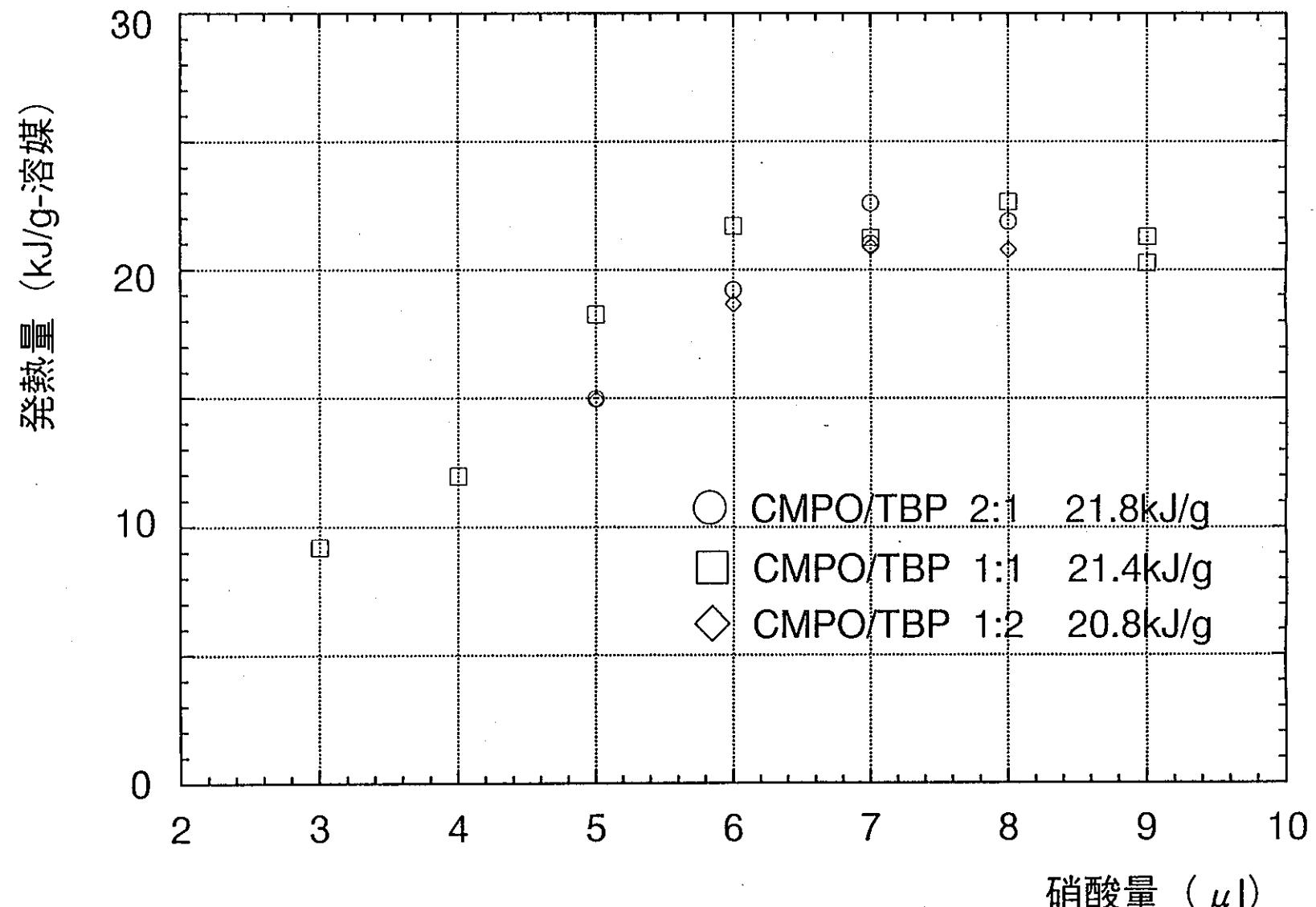


硝酸濃度変化時の30%TBP-n ドデカンの発熱量変化



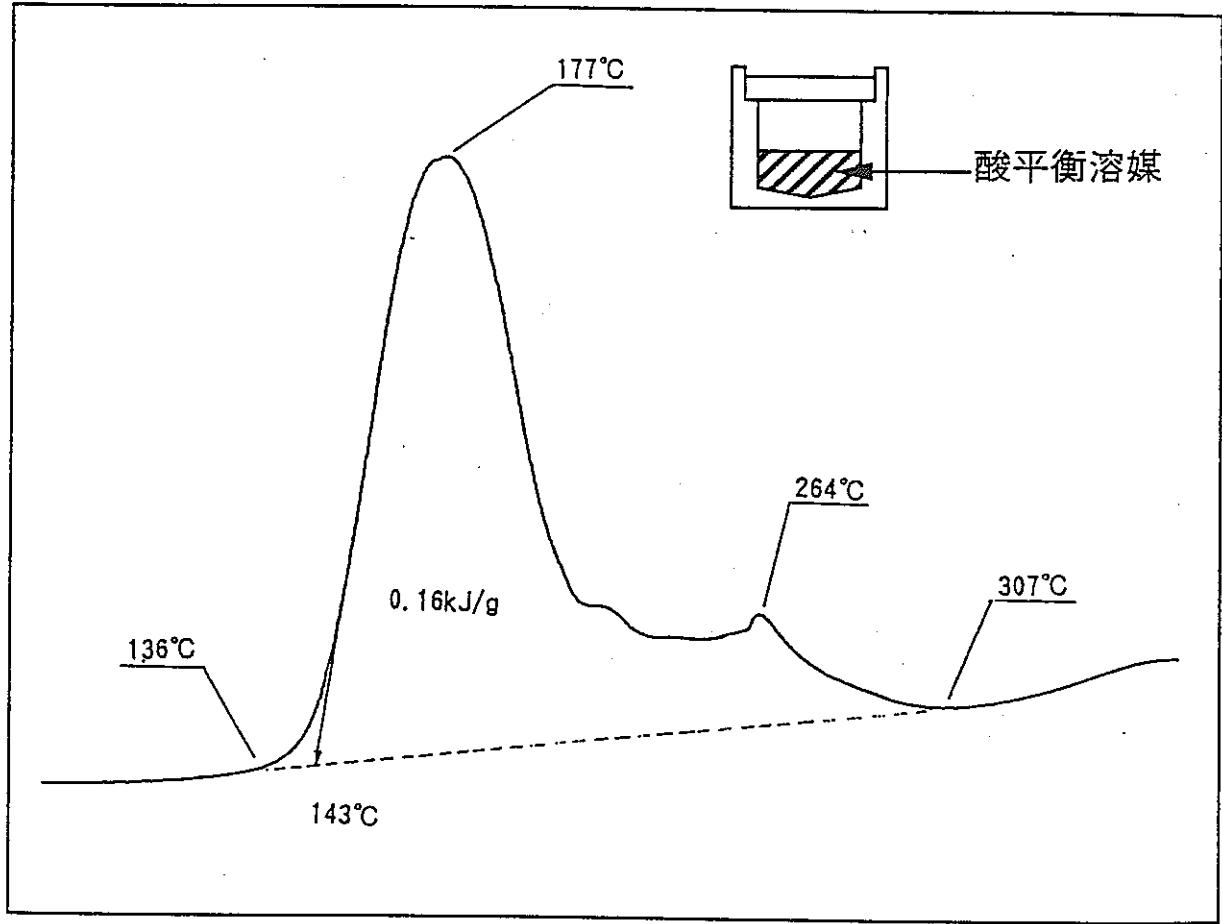
温度 (°C)
 CMPO/硝酸 (二相系) のDSC曲線
 (CMPO 1mgに10N硝酸9 μl添加)



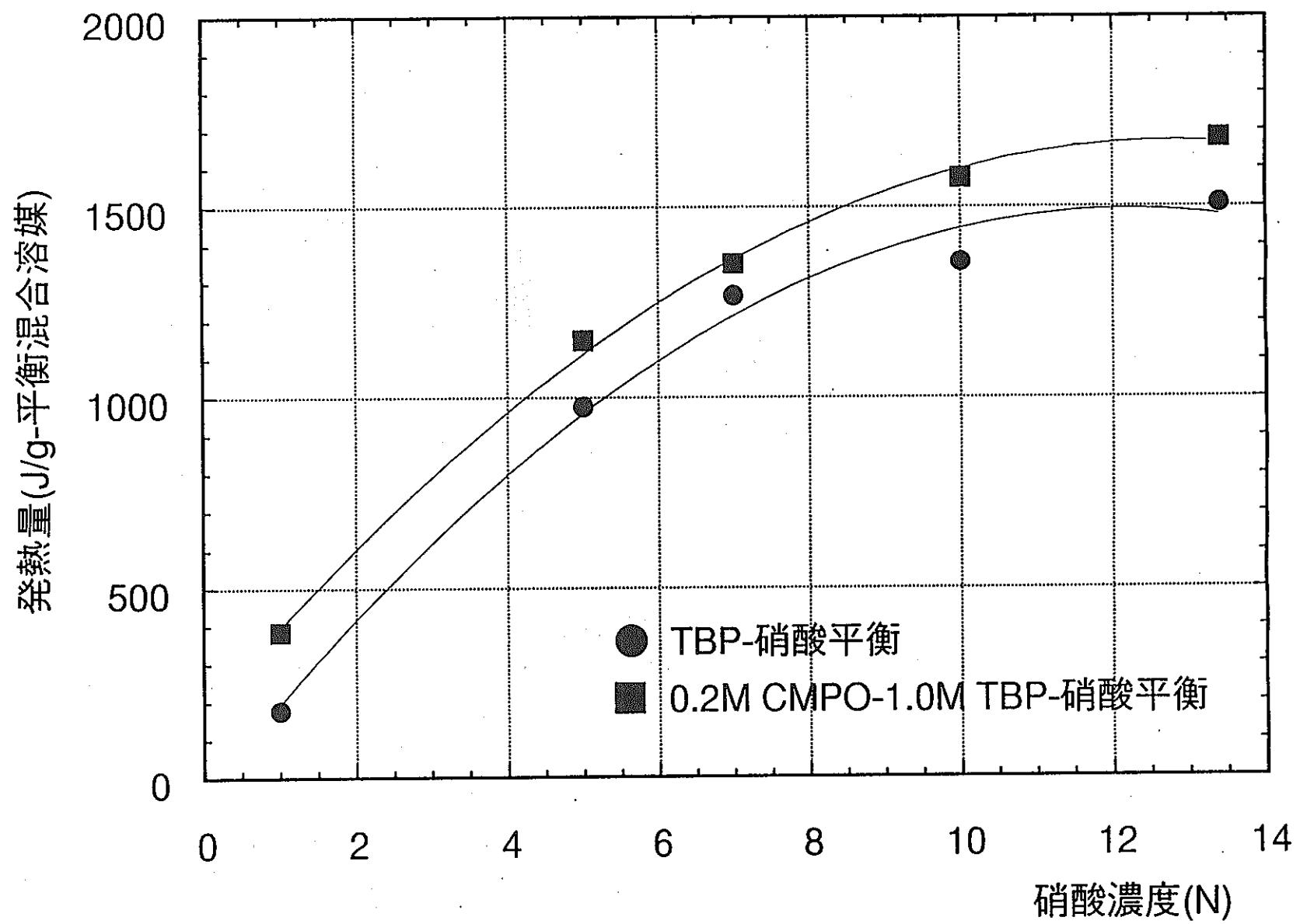


CMPOの硝酸との飽和発熱量測定 (TBPと混合)

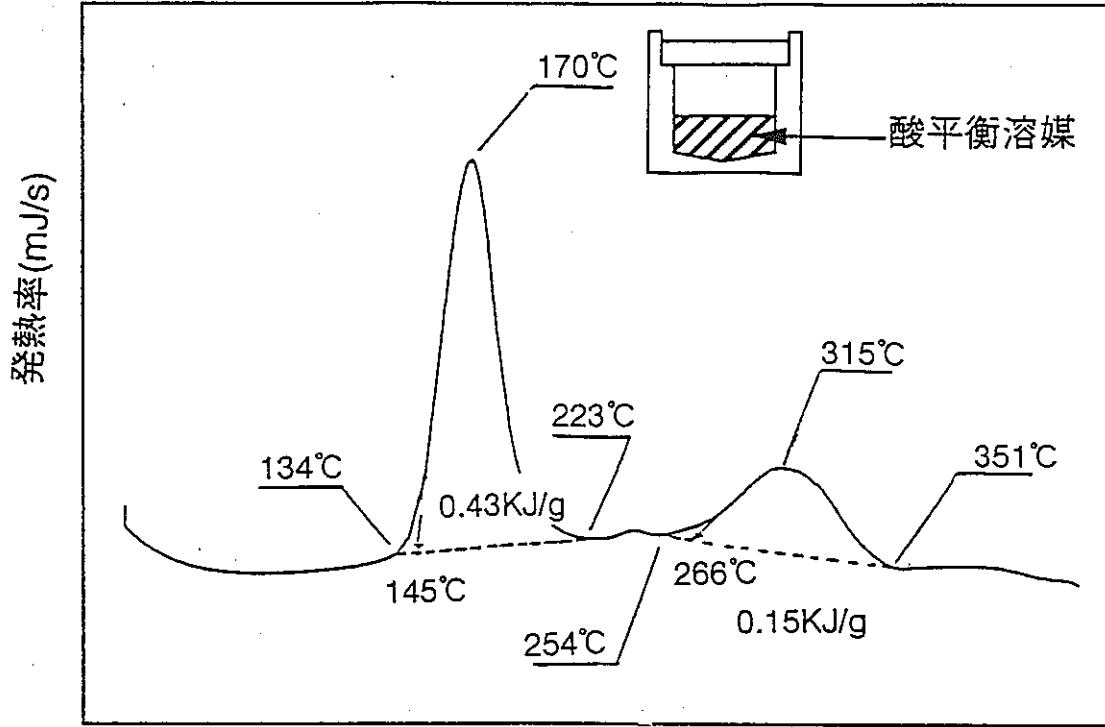
発熱率(mJ/s)



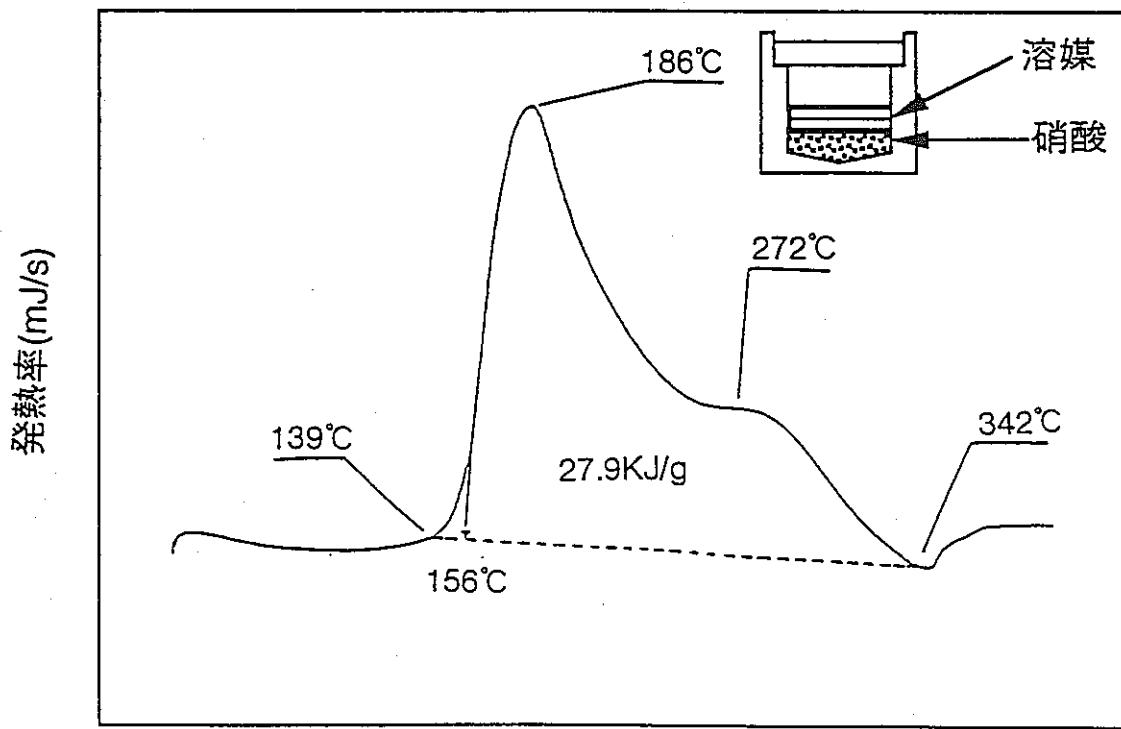
0.2M CMPO-1.0M TBP-硝酸(10N)平衡溶媒のDSCK曲線



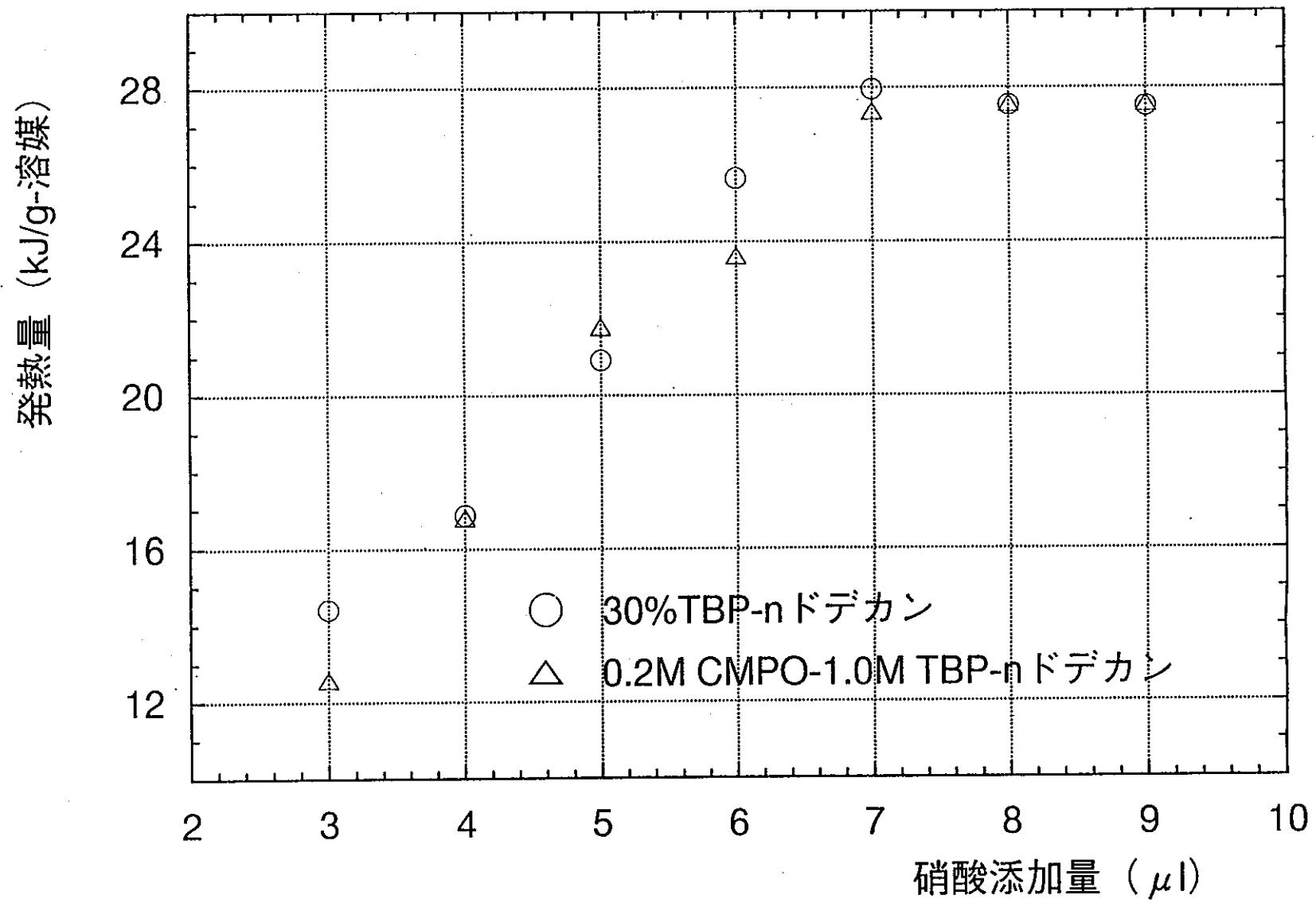
硝酸平衡混合溶媒(単相)の発熱量変化



0.2M CMPO-1.0M TBP-n ドデカン-硝酸平衡溶媒
(7N)のDSC曲線



0.2M CMPO-1.0M TBP-n ドデカン/硝酸
(二相系) の飽和反応時のDSC曲線



0.2M CMPO-1.0M TBP-n ドデカンの硝酸との発熱量変化（飽和発熱量）
(試料溶媒1 μ lに10N硝酸添加)

溶媒と硝酸の反応における発熱量の比較

溶 媒	試 験 条 件	発熱量 (kJ / g)
TBP	13.4N 硝酸平衡溶媒 (单相系)	1.5
	飽和発熱量 (二相系)	21
n ドデカン	飽和発熱量 (二相系)	32
30%TBP - n ドデカン	13.4N 硝酸平衡溶媒 (单相系)	0.64
	飽和発熱量 (二相系)	28
CMPO	飽和発熱量 (二相系)	21
0.2M CMPO - 1.0M TBP	13.4N 硝酸平衡溶媒 (单相系)	1.7
0.2M CMPO - 1.0M TBP - n ドデカン	7N 硝酸平衡溶媒 (单相系)	0.57
	飽和発熱量 (二相系)	28

まとめ

- 1.・CMPOの引火点は179°Cで、TBPの145°Cより高く、発火点は280°Cで、TBPの315°Cより低くなった。実際にプロセスで使用する混合溶媒では、PUREX溶媒とTRUEX溶媒の引火点、発火点はほぼ等しく安全上の問題は特に考えられない。
- 2.・密封非断熱系での溶媒と硝酸の発熱反応の反応熱（発熱量）について、SC-DSCで測定し、各溶媒の発熱量と硝酸濃度との関係等について把握した。
 - ・二相系における単位重量当りの飽和発熱量は、CMPOとTBP、0.2M CMPO - 1.0M TBP - nドデカンと30%TBP - nドデカンでそれぞれほぼ等しい値となった。また、単相系では、100%TBPに比べて0.2M CMPO - 1.0M TBPの方が発熱量がやや大きくなる傾向はあるものの、単位重量当りの発熱量は、PUREX溶媒でもTRUEX溶媒でも大きな差がないことを確認した。

TRUEX溶媒と硝酸との発熱反応に関する試験

② SC - DSCを用いた密封非断熱系における反応速度の検討

[報告内容]

- ① 反応速度の検討に必要な活性化エネルギーと頻度因子の推定
- ② 硝酸平衡溶媒（単相系）の反応速度定数の比較
- ③ 溶媒／硝酸（二相系）の反応速度定数の比較

反応速度（アレニウスパラメータ）の検討

反応が一般速度則及びアレニウスの式に従うと仮定すると

$$-dC/dt = k(T) \cdot C^n \text{ あるいは}$$

$$d\alpha/dt = k(T) \cdot f(\alpha) \quad \dots \quad (1)$$

$$k(T) = A \exp\left(-\frac{E_a}{RT}\right) \quad \dots \quad (2)$$

が成立する。ここで、

$k(T)$; 反応速度定数 (min^{-1})

C ; 溶液中の硝酸濃度

n ; 反応次数 (この場合 $n=1$)

α ; 時間 t で反応した硝酸の分率

$k(\alpha)$; 反応のモデル関数

A ; 頻度因子 (min^{-1})

E_a ; 活性化エネルギー (J mol^{-1})

R ; 気体定数 ($8.31 \text{ J mol}^{-1} \text{ K}^{-1}$)

T ; 絶対温度 (K)

DSC測定における昇温速度を β とすると (1) 、 (2) 式から (3) 式が誘導できる。

$$\log \beta + 0.4567 - \frac{E_a}{RT} = \text{const.} \quad \dots \quad (3)$$

(i) 小沢法による E_a の推定方法

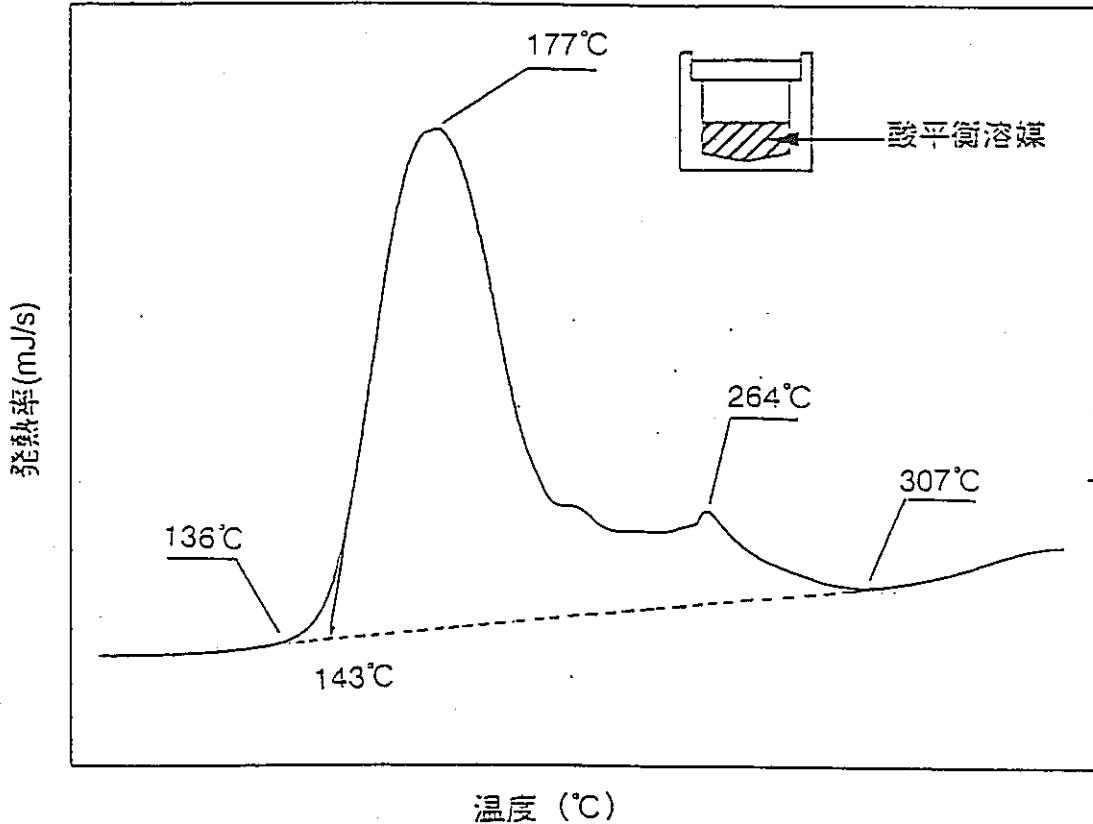
(3) 式より、ある昇温速度 β における数点の反応率について絶対温度の逆数 (横軸) と昇温速度 β の常用対数 (縦軸) をプロットして、得られた直線の傾きの平均値を E_a とする。

(ii) ASTMの方法 (ASTM-E698-79)

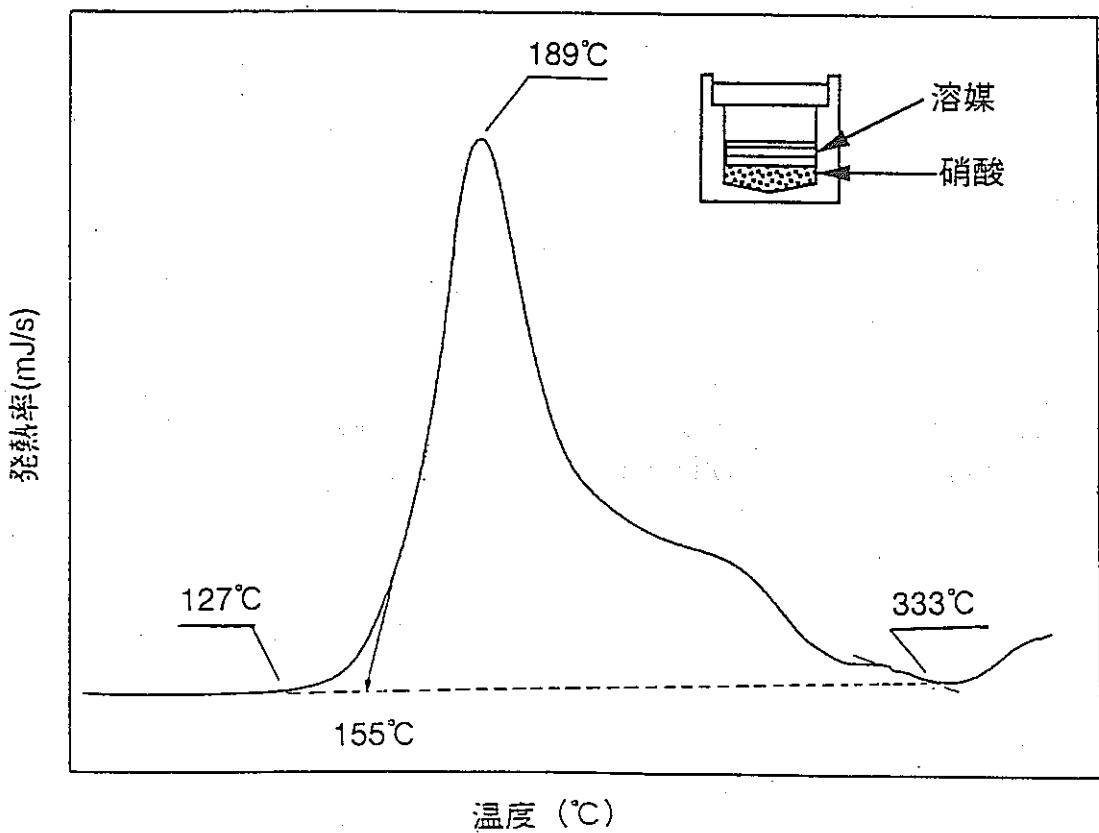
(3) 式よりピーク温度の絶対温度の逆数と昇温速度 β の関係から E_a を計算する。

(iii) 頻度因子の計算 (ASTM-E698-79)

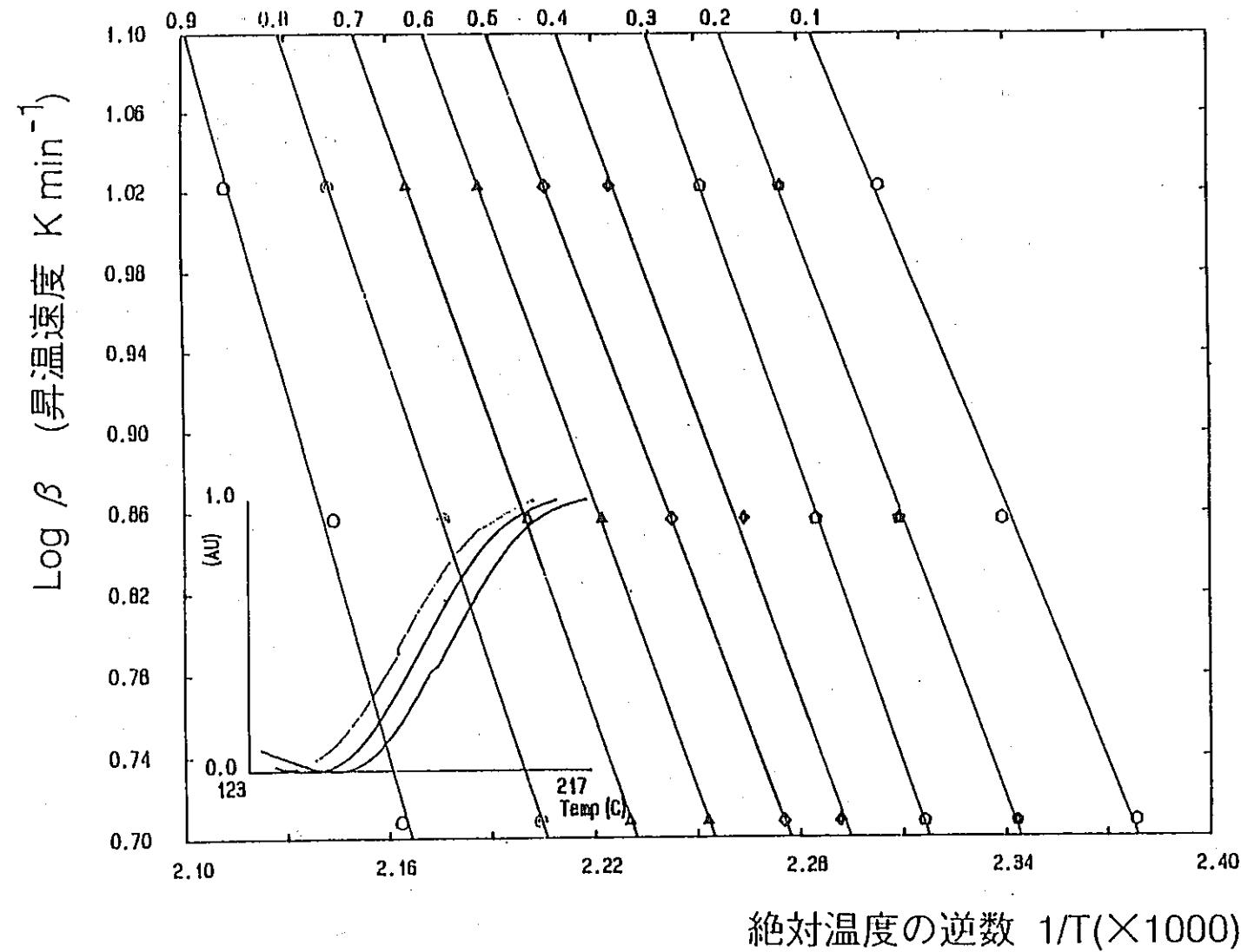
$$\text{頻度因子 } Z = \beta E_a \exp(E_a / RT) / RT^2$$



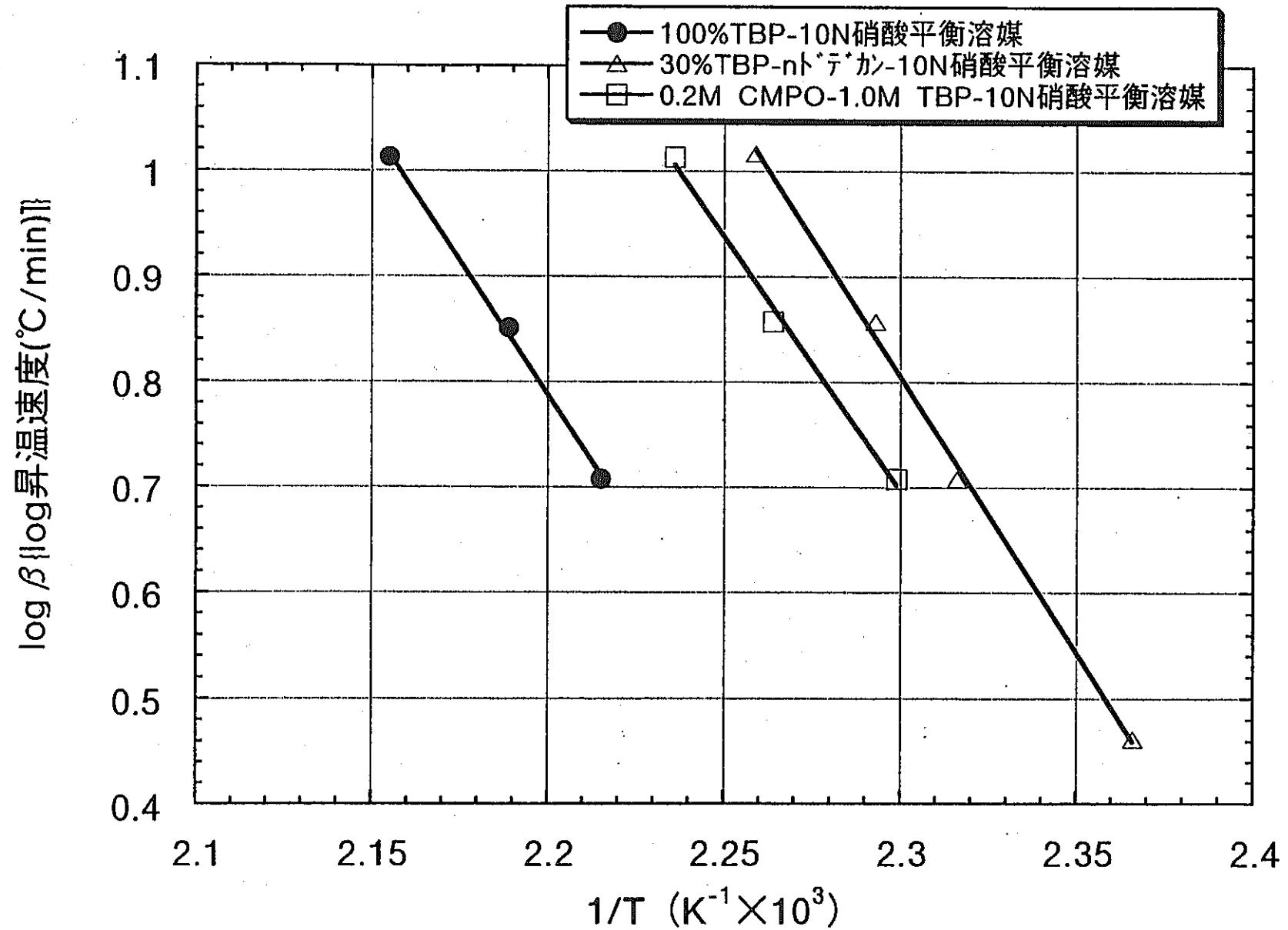
0.2M CMPO-1.0M TBP-硝酸(10N)平衡溶媒のDSC曲線



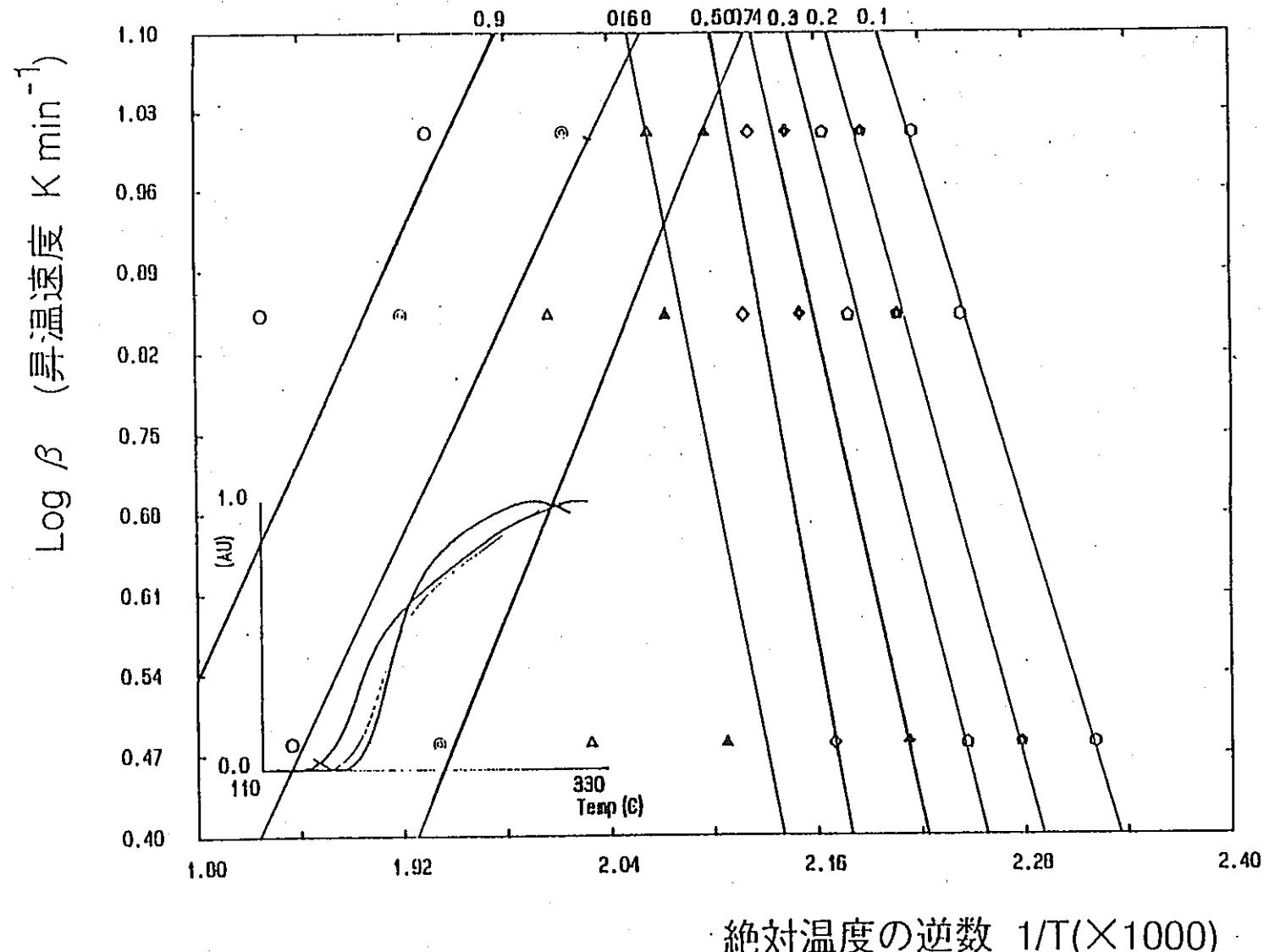
0.2M CMPO-1.0M TBP/硝酸(10N)二相系のDSC 曲線



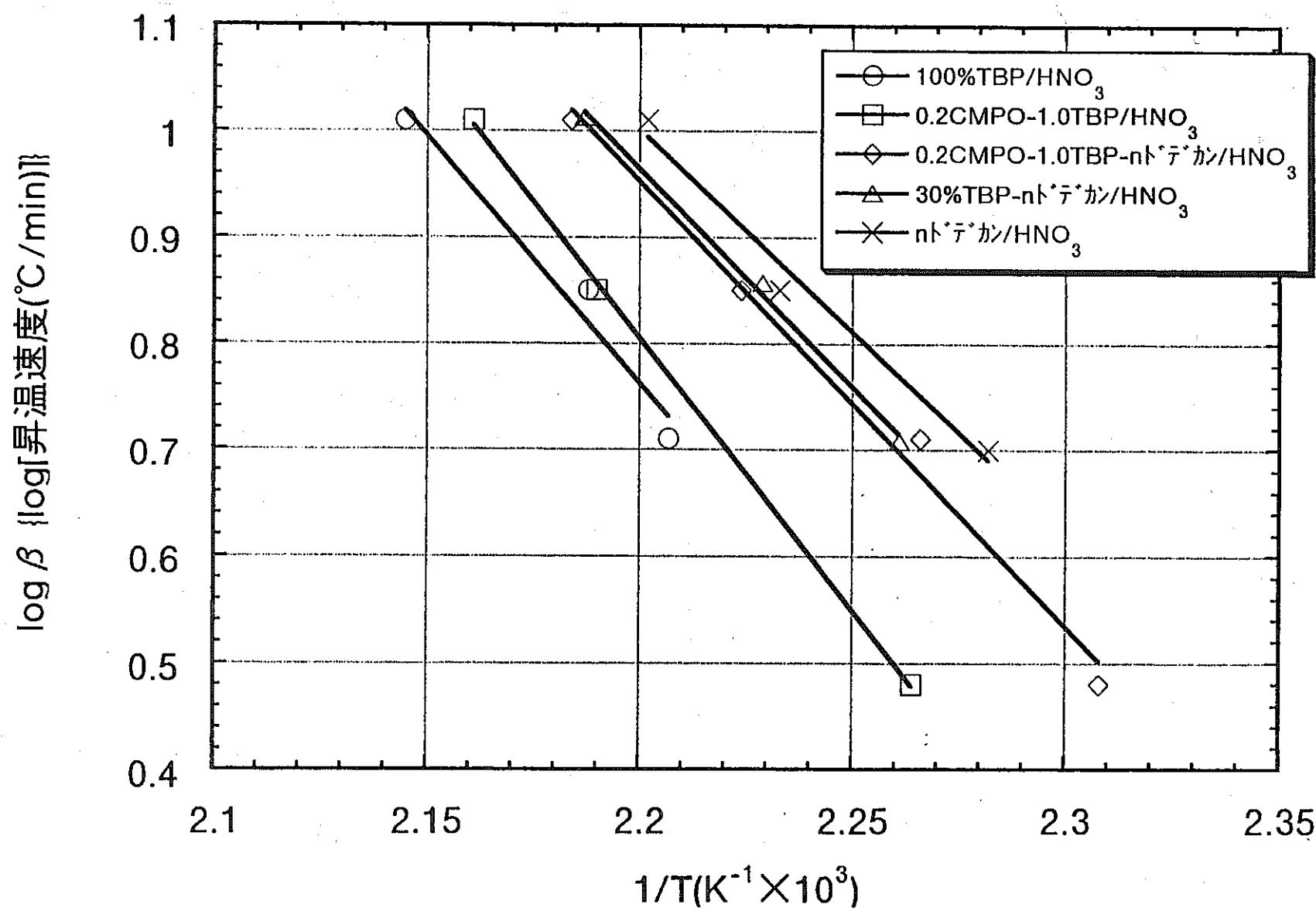
0.2M CMPO-1.0M TBP(10N硝酸平衡溶媒、単相)
の活性化工エネルギー(小沢法)



10N硝酸平衡溶媒（単相系）の活性化エネルギー-（ASTM法）の比較



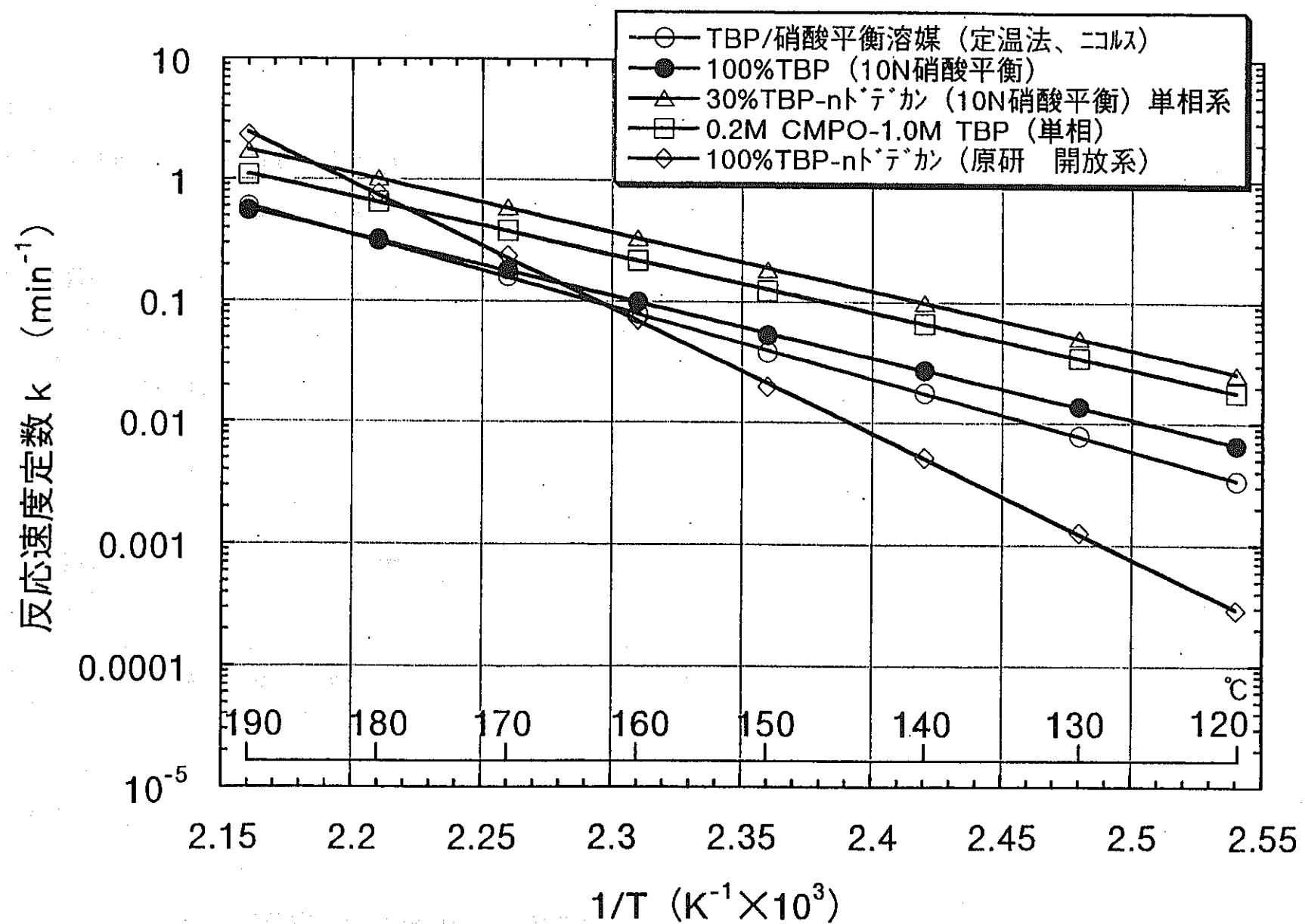
0.2M CMPO-1.0M TBP(10N硝酸、二相系)の
活性化エネルギー(小沢法)



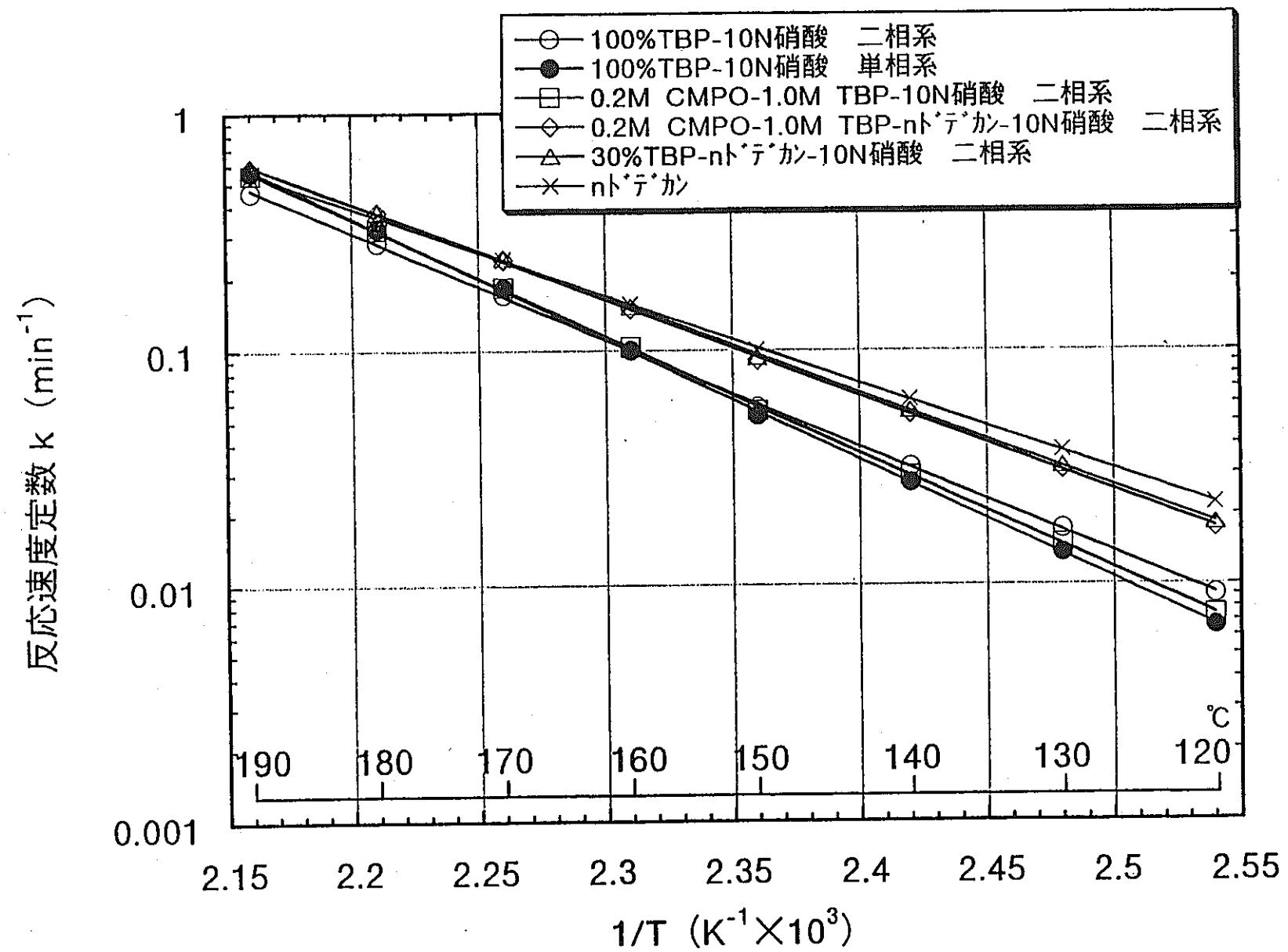
各溶媒と10N硝酸二相系の活性化エネルギー（ASTM法）の比較

反応速度の解析（活性化エネルギーと頻度因子）

対象溶媒	活性化エネルギー (J/mol)	(小沢法) (ASTM法)	頻度因子 (min ⁻¹)
単相系 (10N硝酸平衡溶媒)			
100%TBP		9.6×10^4	3.8×10^{10}
30%TBP - nドデカン (低温側ピーク)		9.1×10^4	3.2×10^{10}
0.2M CMPO - 1.0M TBP		8.9×10^4	1.2×10^{10}
二相系 (10N硝酸との共存)			
100%TBP	参考値	8.5×10^4	1.8×10^9
30%TBP - nドデカン		7.5×10^4	1.7×10^8
0.2M CMPO - 1.0M TBP		9.3×10^4	1.7×10^{10}
0.2M CMPO - 1.0M TBP-nドデカン		7.6×10^4	2.2×10^8
nドデカン		6.9×10^4	1.7×10^7



硝酸平衡溶媒の発熱反応の反応速度定数の比較



溶媒/硝酸二相系における硝酸平衡溶媒の発熱反応の反応速度定数の比較

まとめ

1. TRUEX溶媒とPUREX溶媒の硝酸との発熱反応における単位重量当りの発熱量はほぼ等しい。
2. SC - DSCを用いて密封非断熱系における溶媒と硝酸の反応速度を検討した。硝酸平衡溶媒（単相系）では、100%TBPに比べて0.2M CMPO - 1.0M TBPの方が反応速度定数が大きく、100%TBPに比べて反応性が高くなる傾向があった。

溶媒と硝酸（水相）が共存する二相系では、各反応温度でほぼ等しい反応速度定数となるため、100%TBPと0.2M CMPO - 1.0M TBPの反応開始温度や反応速度には、安全上問題になるような大きな差はないと考えられる。
3. n-ドデカンを含む混合溶媒では、単相系でも二相系でも反応速度定数が大きくなる傾向を示した。しかし、n-ドデカンは、蒸発缶では水蒸気蒸留で系外へ逃散するため、開放系が維持されている限り、安全上特に問題はないと考えられる。

TRUEX溶媒と硝酸との発熱反応に関する試験

③ 今後の試験計画

平成8年度以降実施される国の安全研究年次計画に登録する「異常事象評価研究」の一環として、TRUEX溶媒の安全性確認試験（コールド試験）を継続実施する。

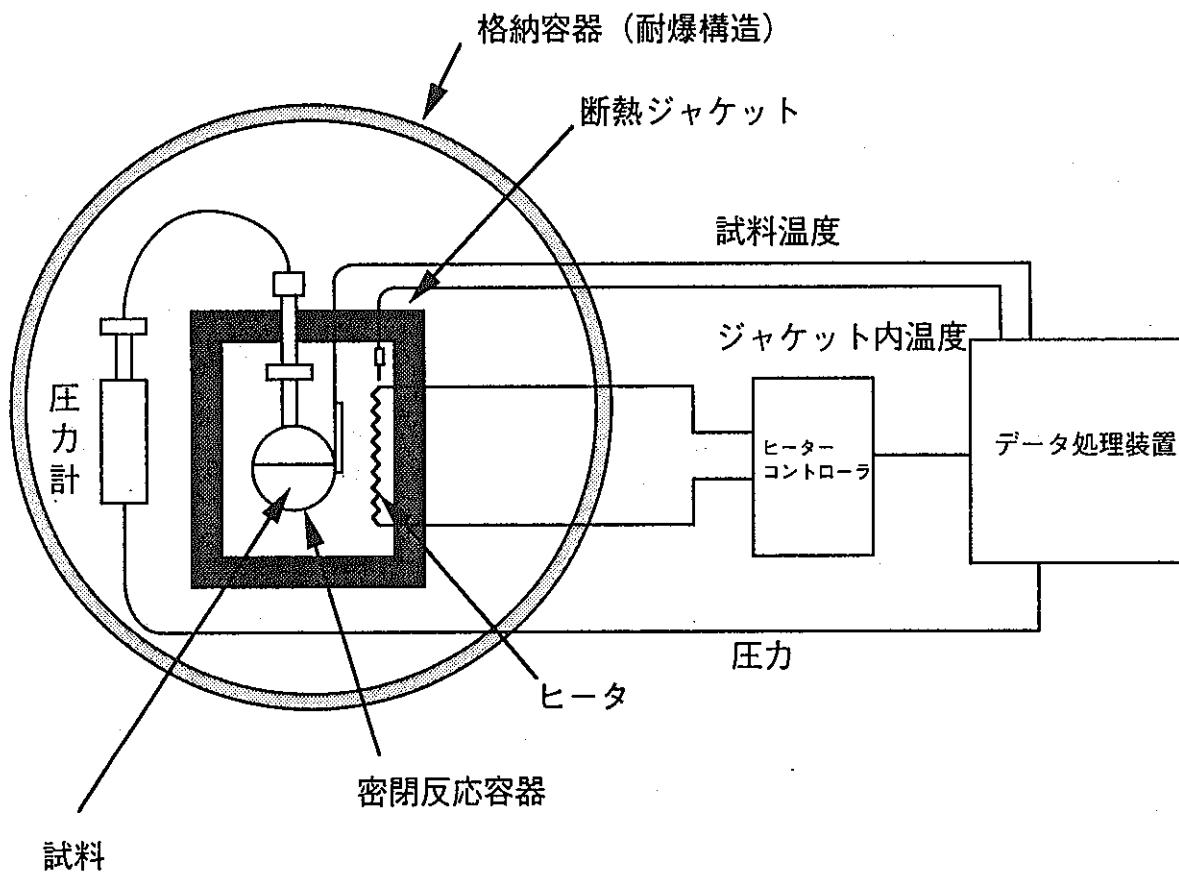
密封非断熱系での試験により基礎的なデータは、ほぼ収集できたので今後は、以下の試験を行いTRUEX溶媒の安全な操作範囲を確認する。

- 1) より苛酷な条件である密封断熱系での試験
(加速速度熱量計、gオーダー)

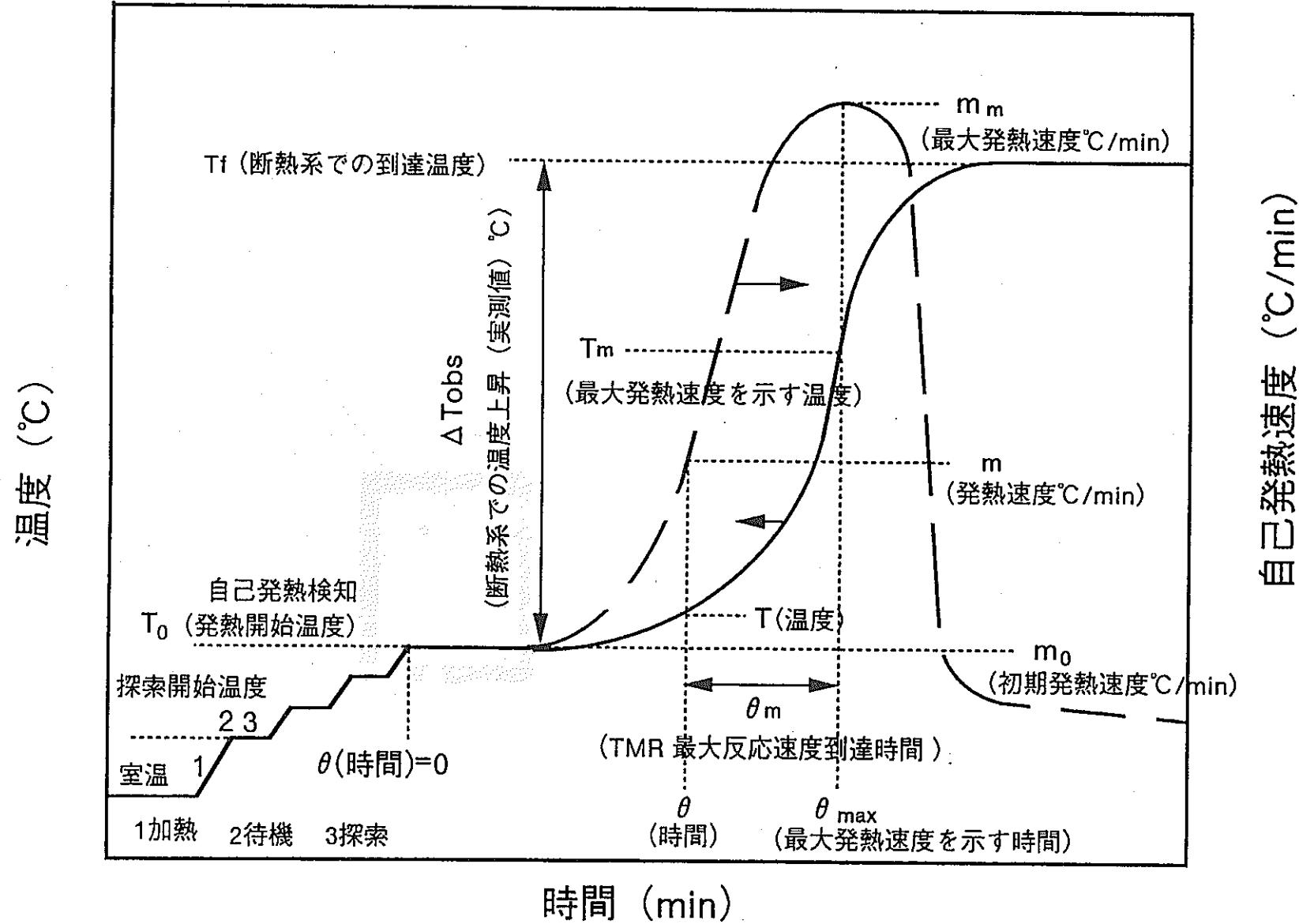
[自己発熱速度、圧力上昇速度、反応速度、発熱量、
最大発熱速度までの時間、暴走反応時の反応生成物 etc.]

- 2) 実際のプロセス条件に近い開放非断熱系での試験
(定温反応熱量計、数十g オーダー)

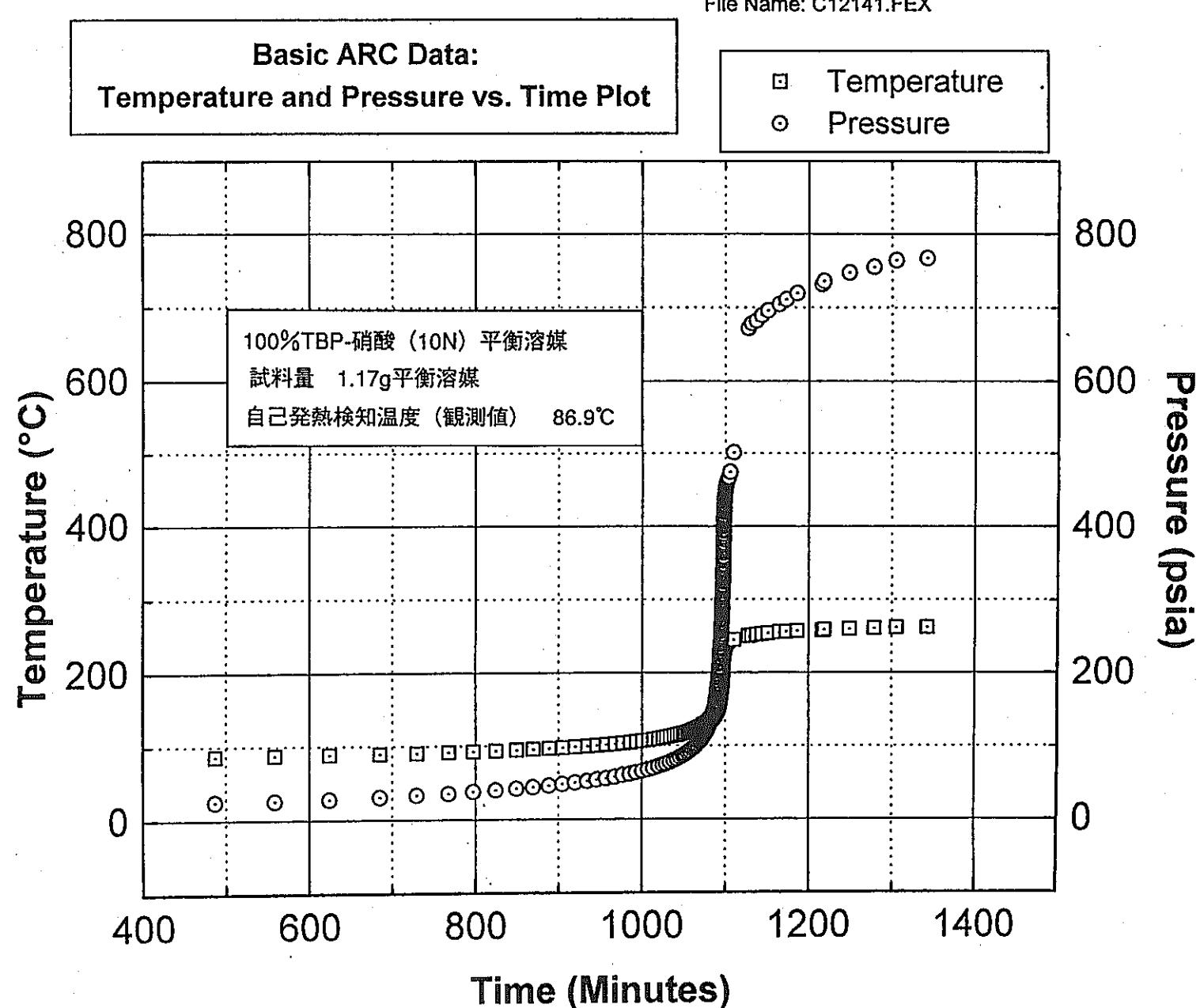
[開放系定温反応時の発熱量、反応速度、蒸留効果、
反応生成物 etc.]



加速速度熱量計（ARC）の概念図



ARC のロジックオペレーション



Calculation of Activation Energy from Basic ARC SHR Data

PARAMETERS:

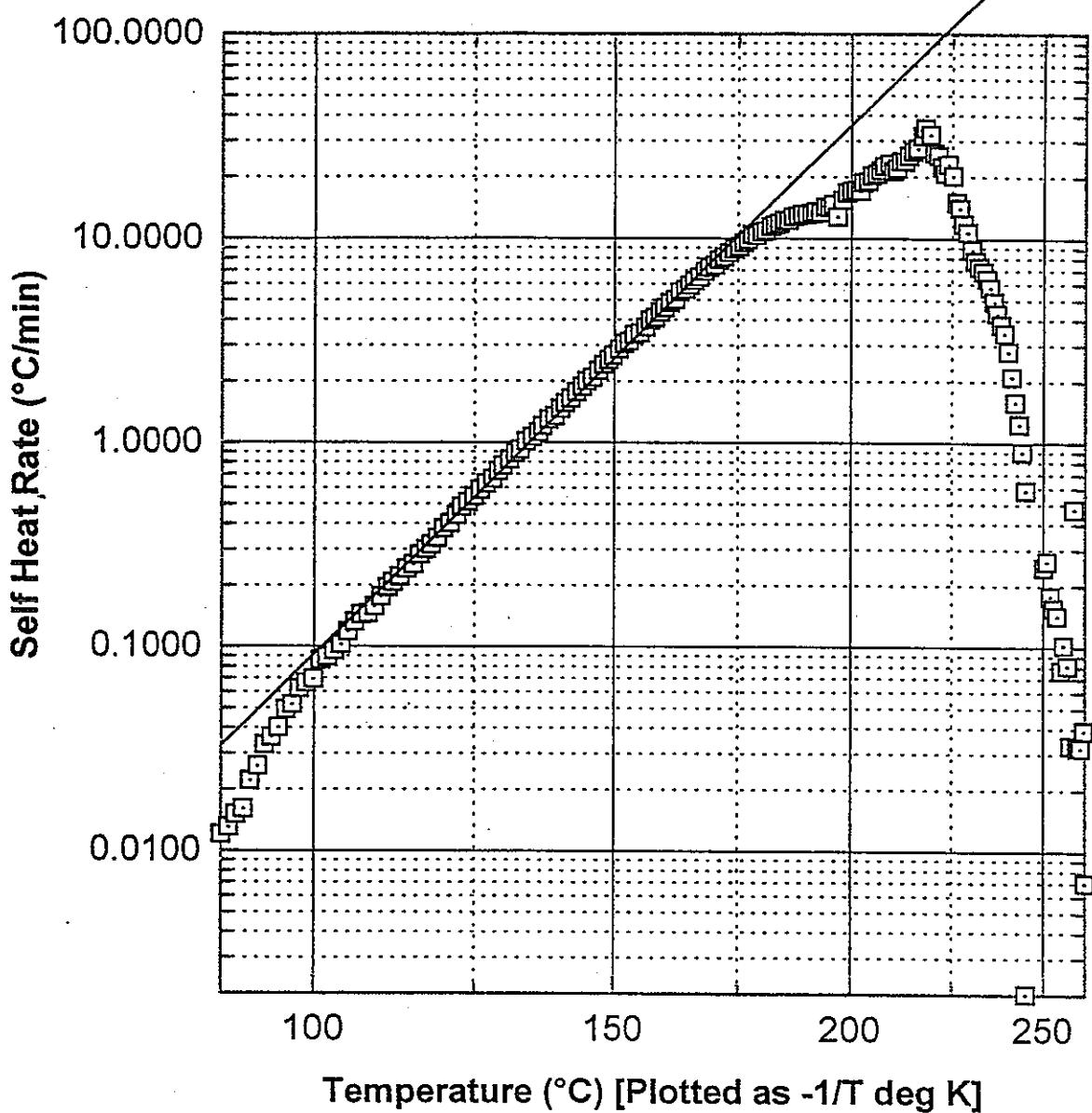
T₁ = 112.94 °C & T₂ = 172.05 °C

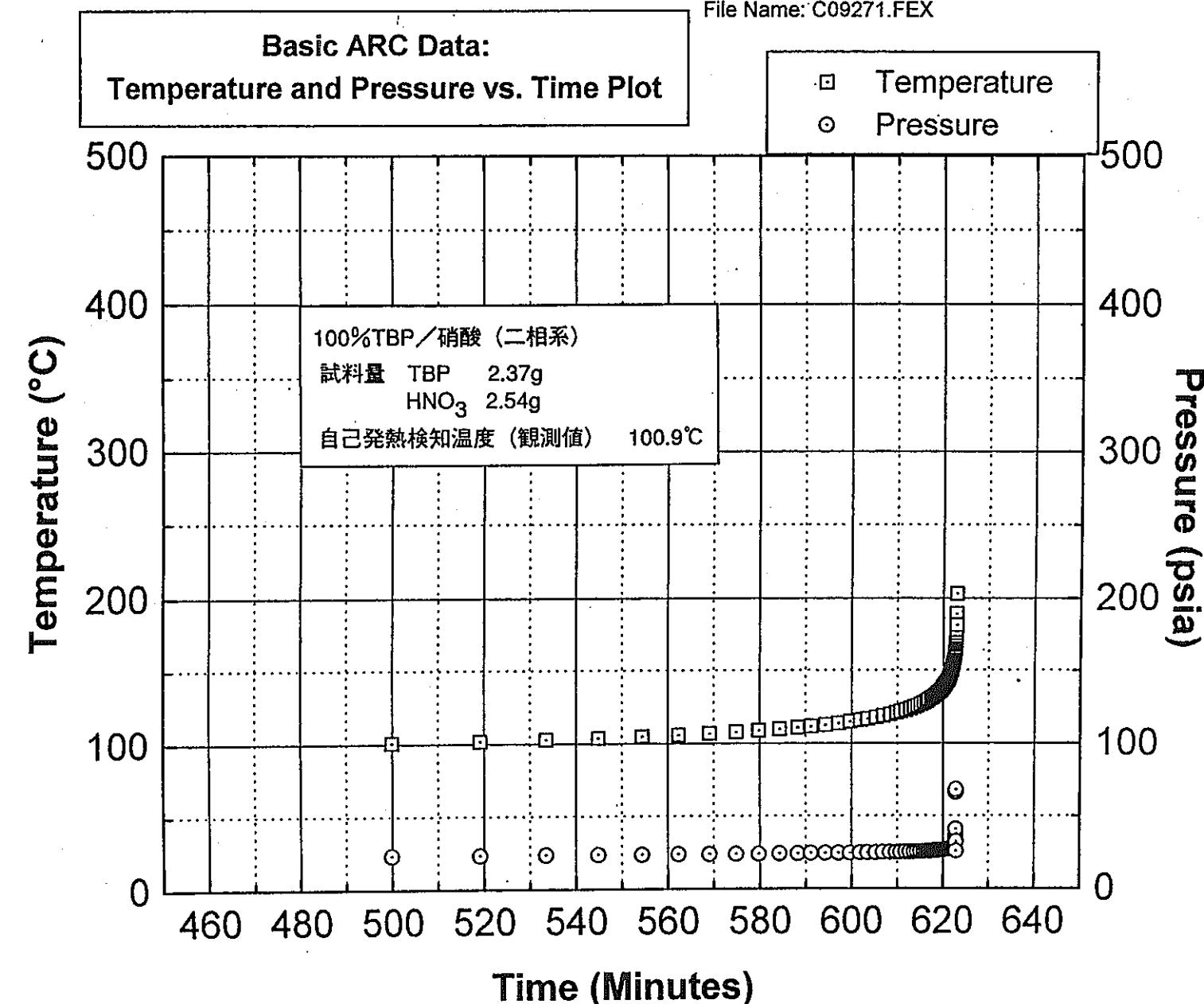
R = 0.99936

E_a = 20.930 ± 0.09801 Kcal/mole

= 87.549 ± 0.40999 KJ/mole

File Name: C12141.FEX





Calculation of Activation Energy from Basic ARC SHR Data

PARAMETERS:

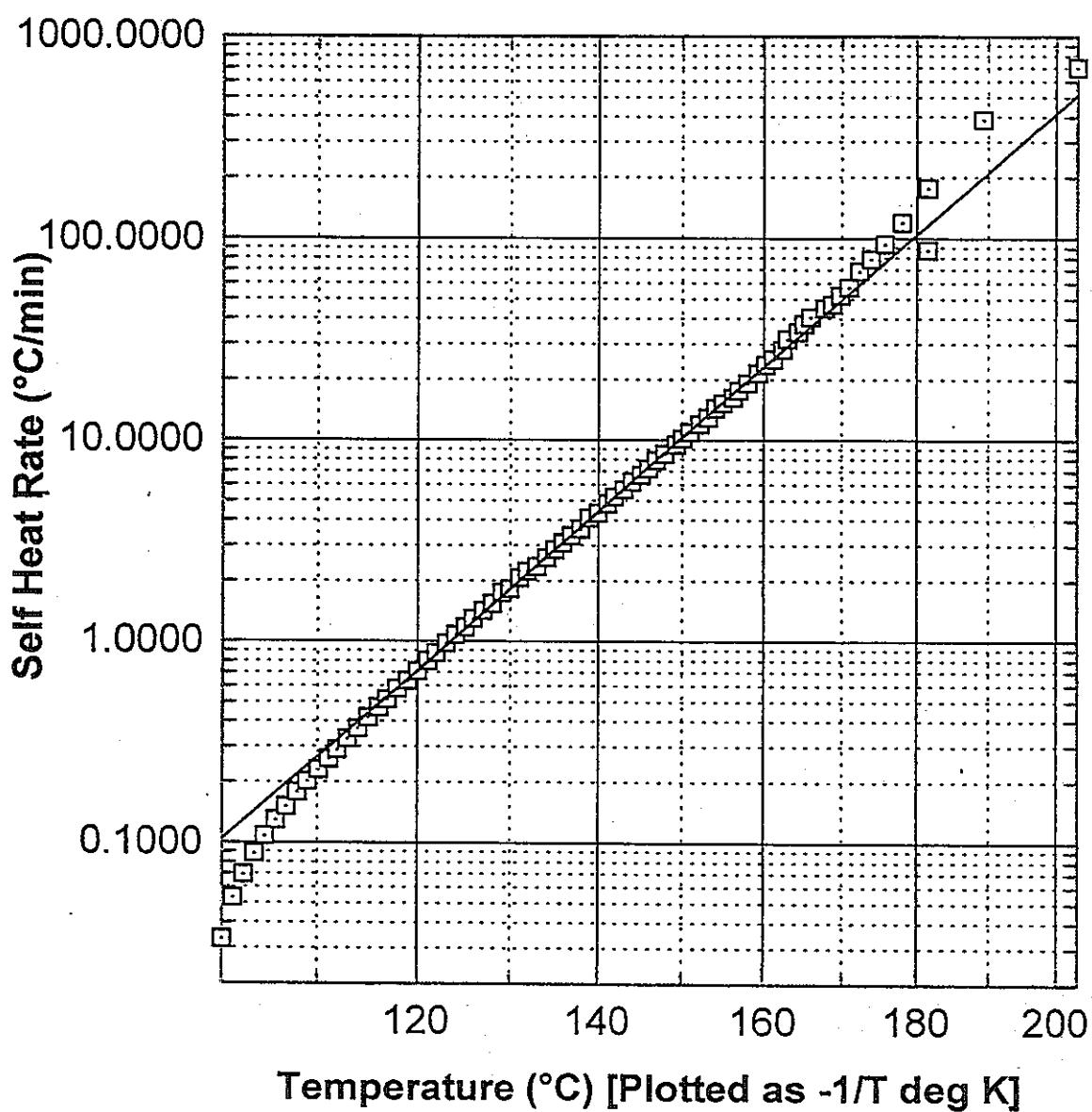
T1 = 119 °C & T2 = 165.96 °C

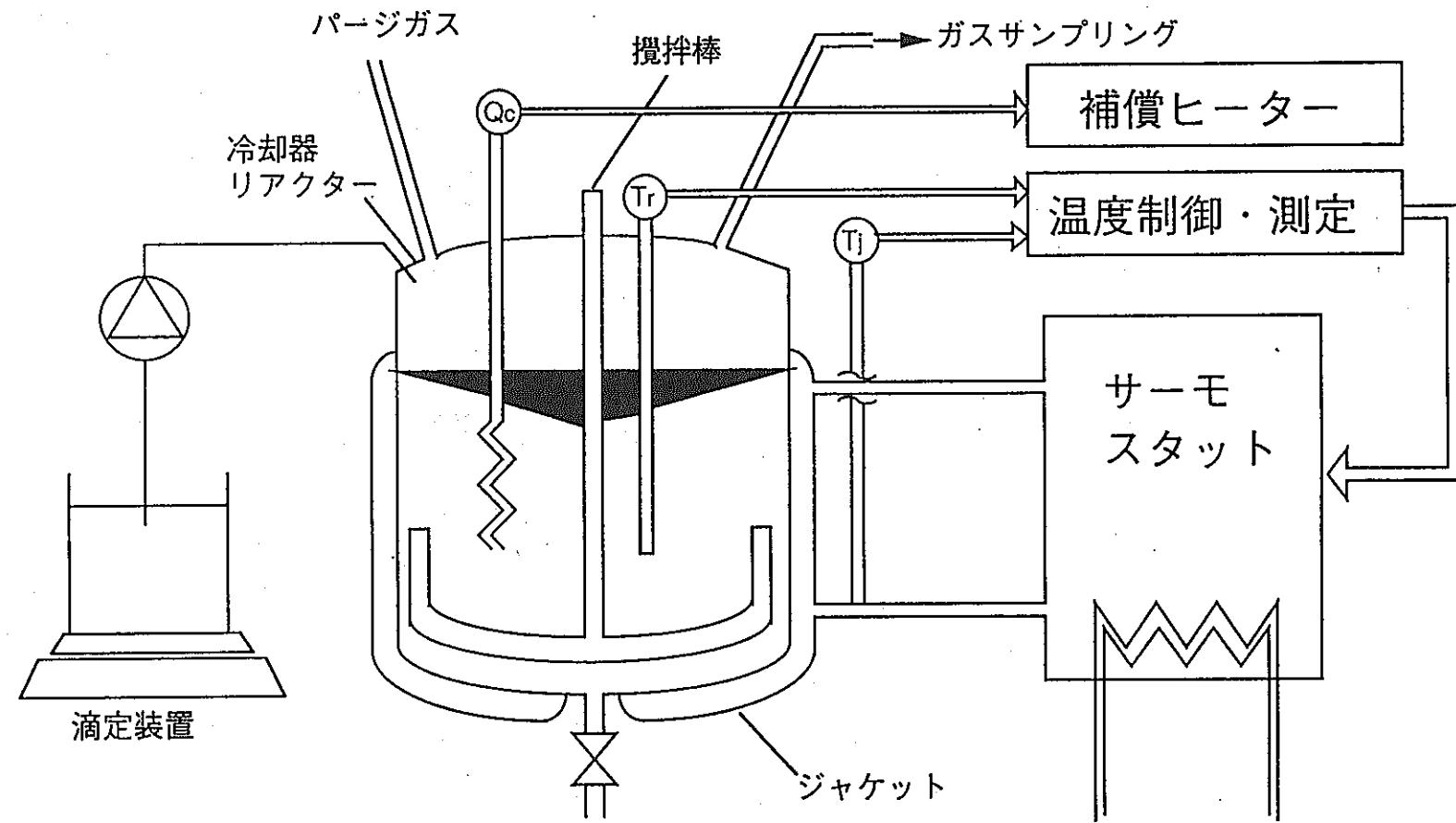
R = 0.99966

Ea = 29.414 ± 0.11271 Kcal/mole

= 123.040 ± 0.47145 KJ/mole

File Name: C09271.FEX

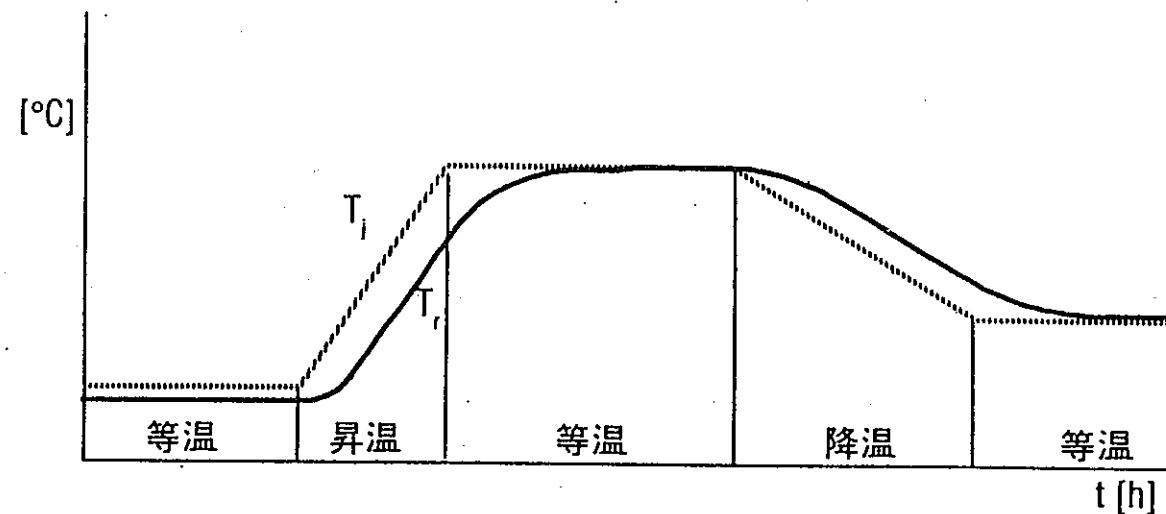




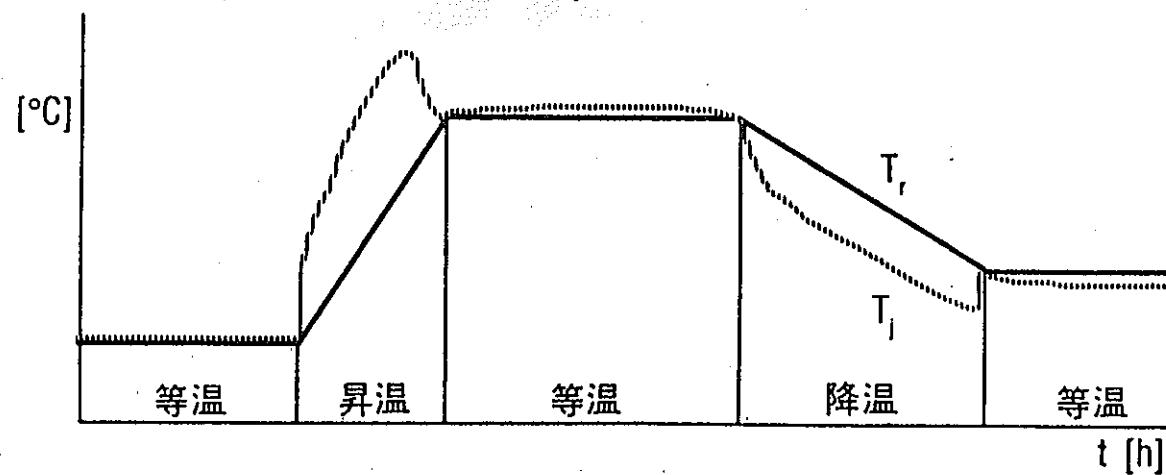
プロセス反応熱量計（リアクションカロリメーター）概略図

プロセス反応熱量計のオペレーションモード

● Tj モード(ジャケット温度を制御)



● Tr モード(反応物温度を制御)



TRUEX溶媒を中心とした試験計画

項目	年度	7	8	9	10	11	12
1) 密封断熱系での試験 (1) 热量計の整備・調整試験 (2) 自己発熱速度等の測定 (3) 反応生成物の測定							
2) 開放非断熱系での試験 (1) 热量計の整備・調整試験 (2) 発熱量等の測定 (3) 反応生成物測定法の検討 (4) 反応生成物の測定							
3) 安全評価手法の検討、 コード整備							

参考資料 4

プルトニウム閉じ込め機能

に関する研究

プルトニウム閉じ込め機能に関する研究 —グローブボックス内火災挙動評価試験—

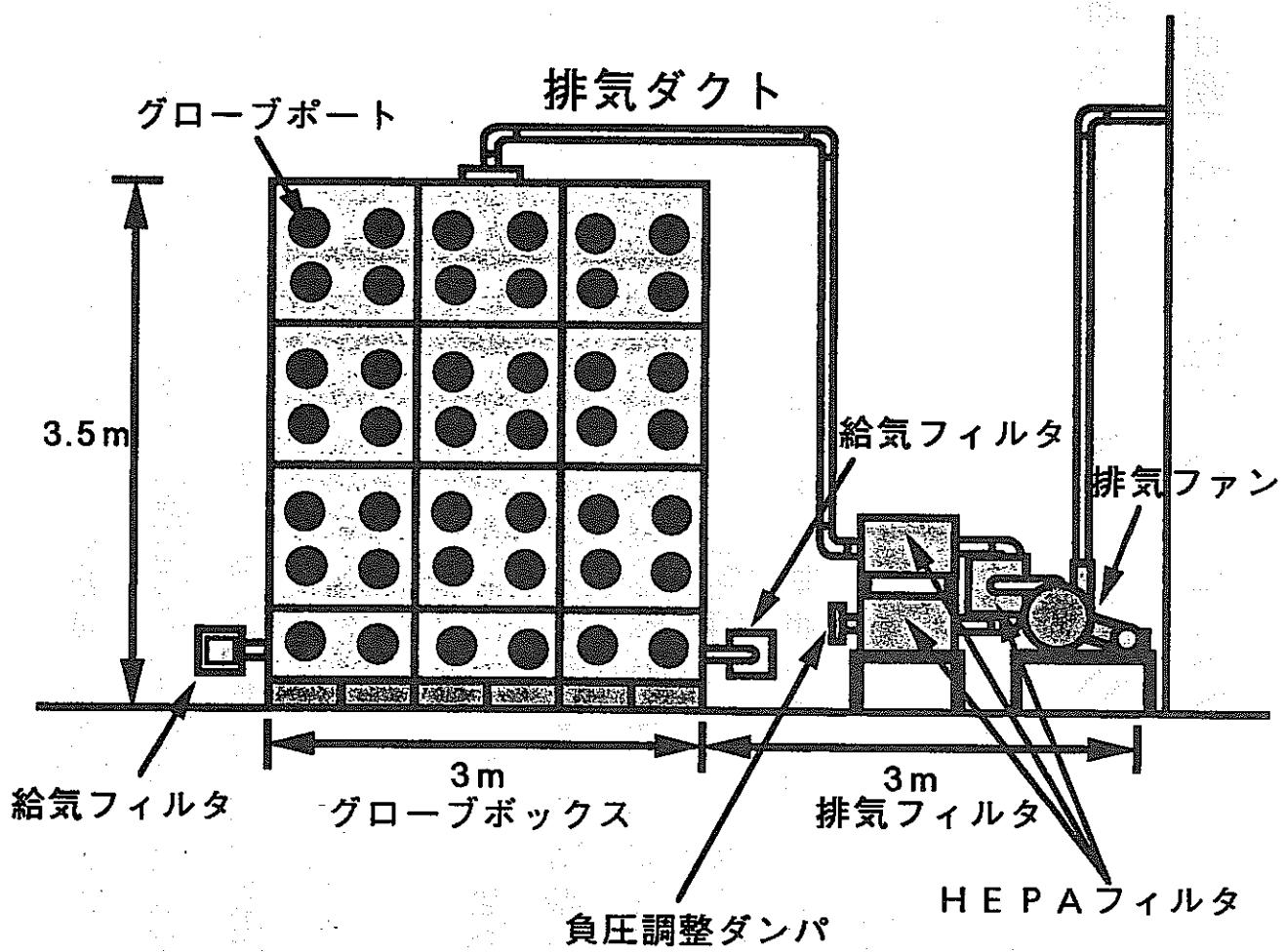
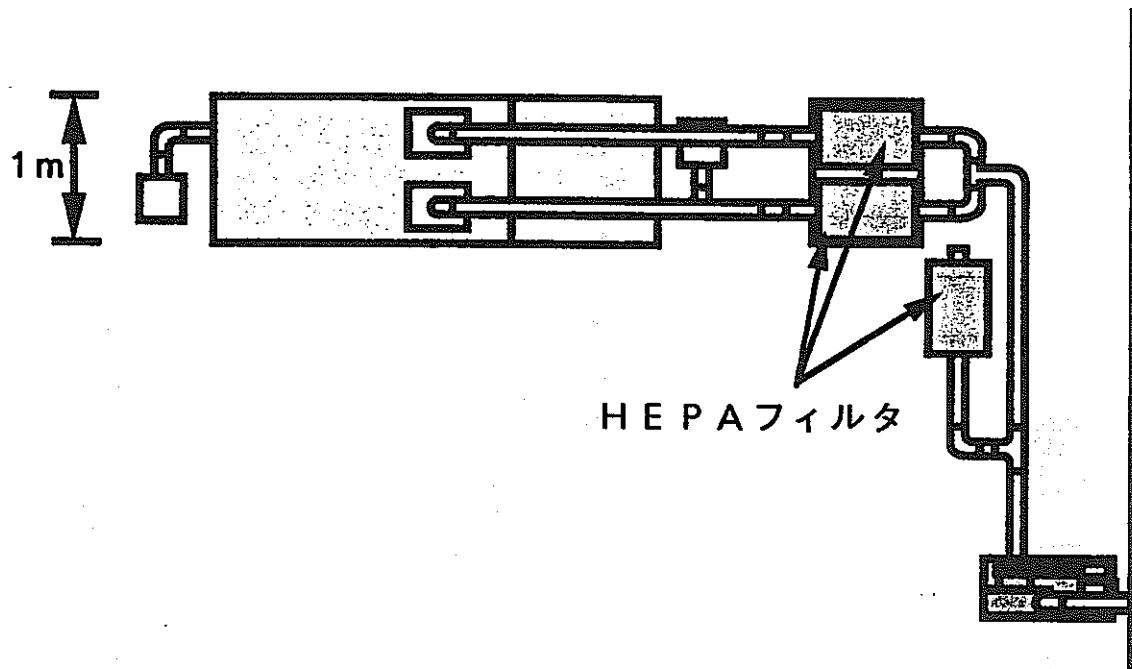
[目的]

「原子力施設等安全研究年次計画」に基づき、MOX燃料製造に使用されているグローブボックス(GB)内で、万一、火災が発生した場合の最適な火災検知、消火方法等の検討と換気系の応答を明らかにすることを目的に本試験を実施する。

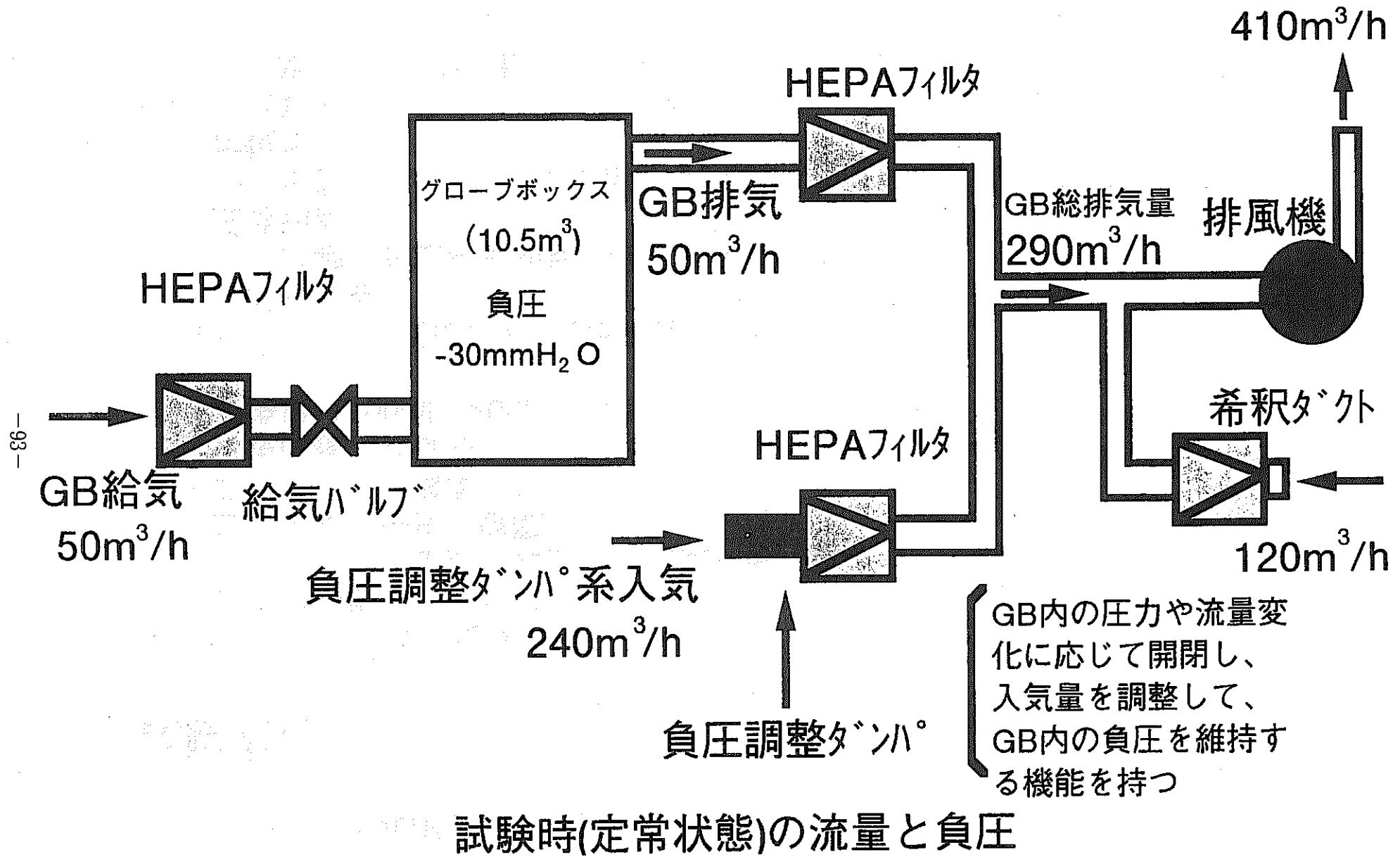
試験結果は核燃料施設等へ新設されるGBに設置する消火施設や換気設備の設計に反映させる。

[報告内容]

- 1.GB内火災の検知方法に関する試験
- 2.火災及び消火時のGB換気系の応答及び消火ガスの性能に関する試験
- 3.火災時換気系応答解析コードFIRACの整備



試験用グローブボックス構成図



GB内火災感知に関する試験

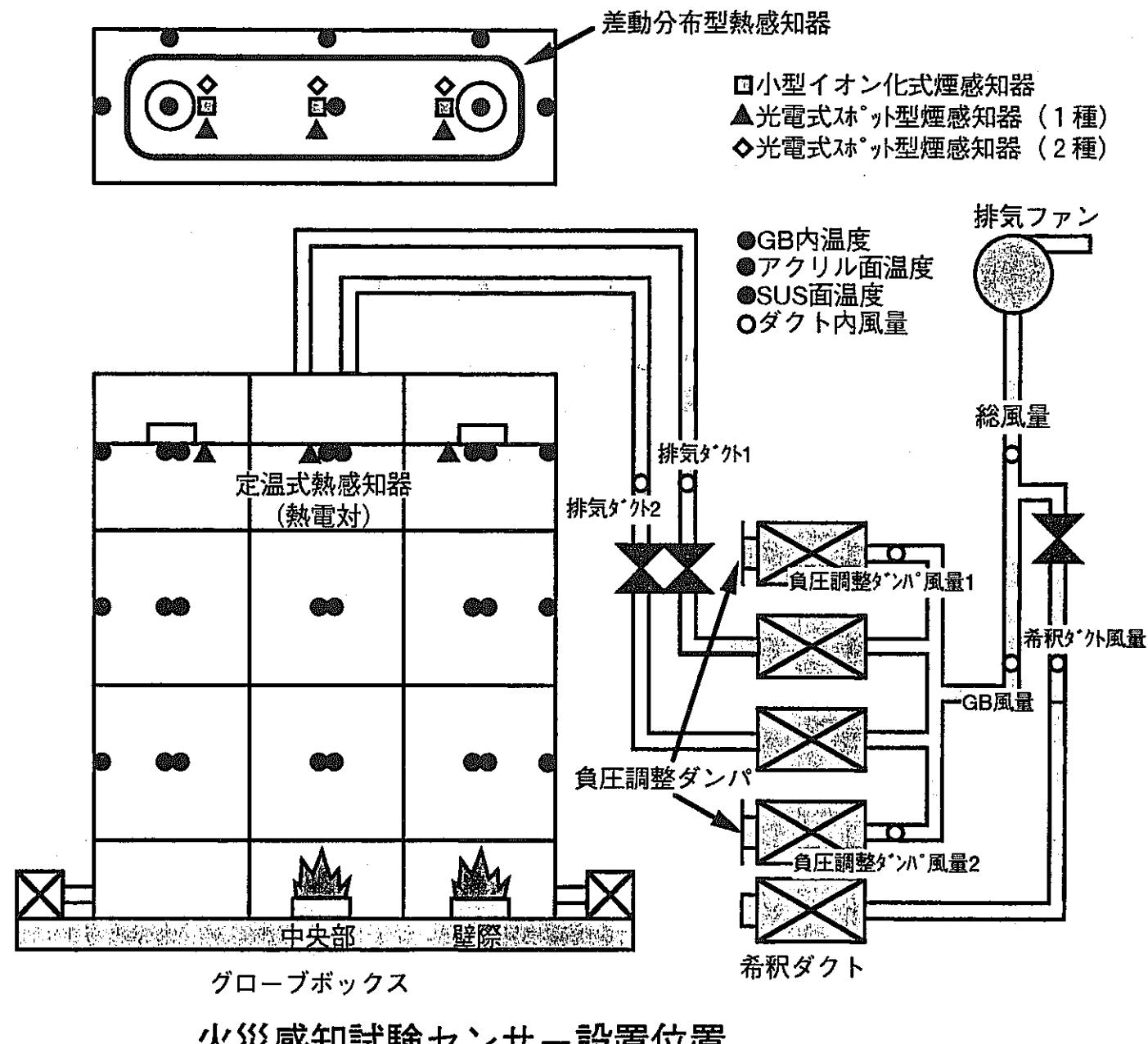
試験内容

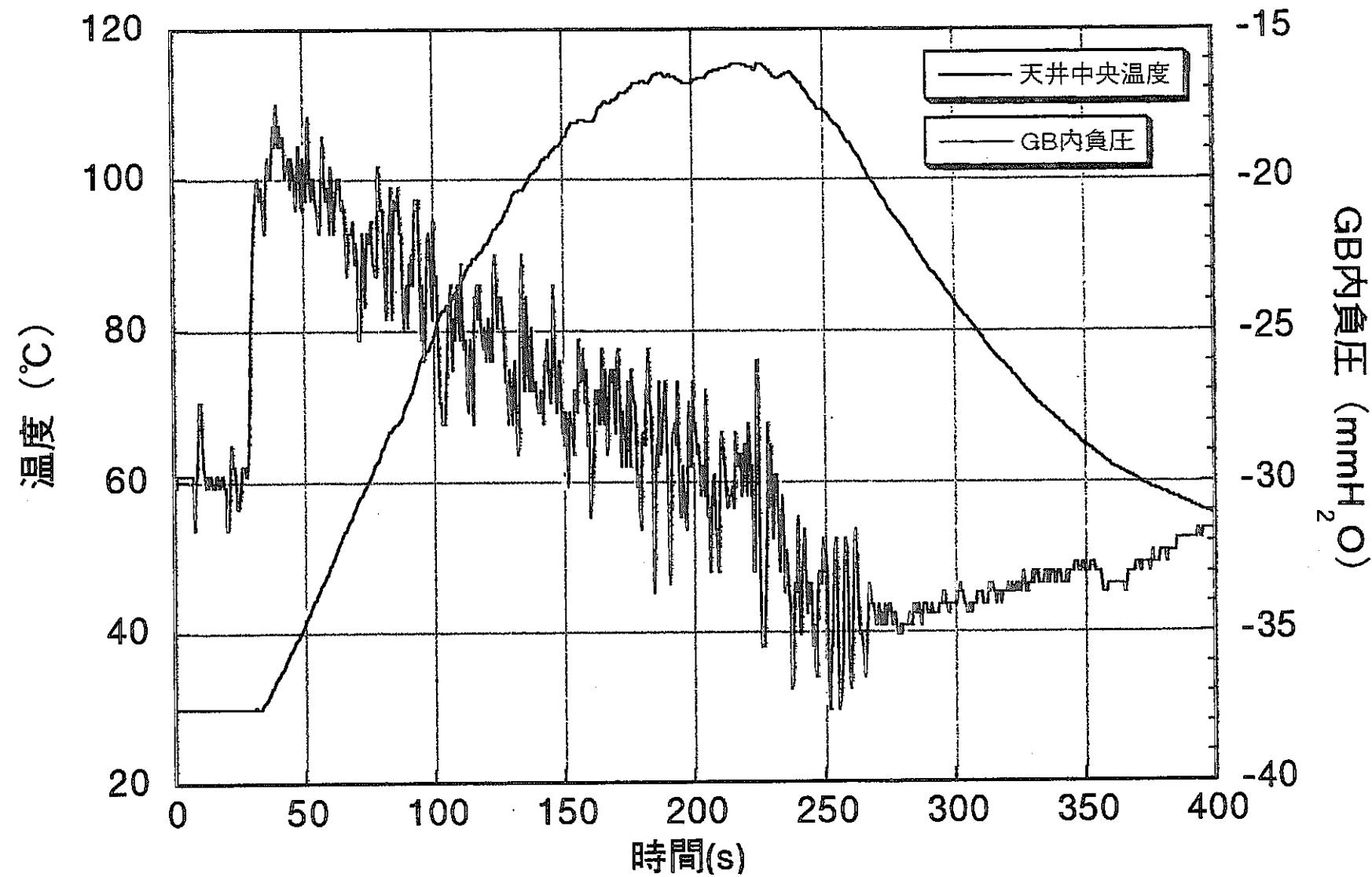
1) エタノールの火災感知試験

- ・ 温度感知器
(差動分布型熱感知器、定温式熱感知器)
- ・ 燃焼位置 (中央、壁際)
- ・ エタノールの濃度 (100%、50%)
- ・ 燃焼面積 (10cm×10cm、15cm×15cm、30cm×30cm)
- ・ 燃焼量 (100ml、200ml、500ml)

2) 紙、ウエス、電線の火災感知試験

- ・ 温度感知器
(差動分布型熱感知器、定温式熱感知器)
- ・ 煙感知器
(小型イオン化式煙感知器、光電式スポット型煙感知器1種、2種)
- ・ 燃焼物
(難燃ケーブル 10cm×10本 16.5g、
紙 ティッシュ1箱、ウエス 80cm×80cm)





50%エタノール燃焼時の温度と負圧の変化

燃焼量；500ml、燃焼面積；900cm²、GB容量；10.5m³、
換気回数5回/h

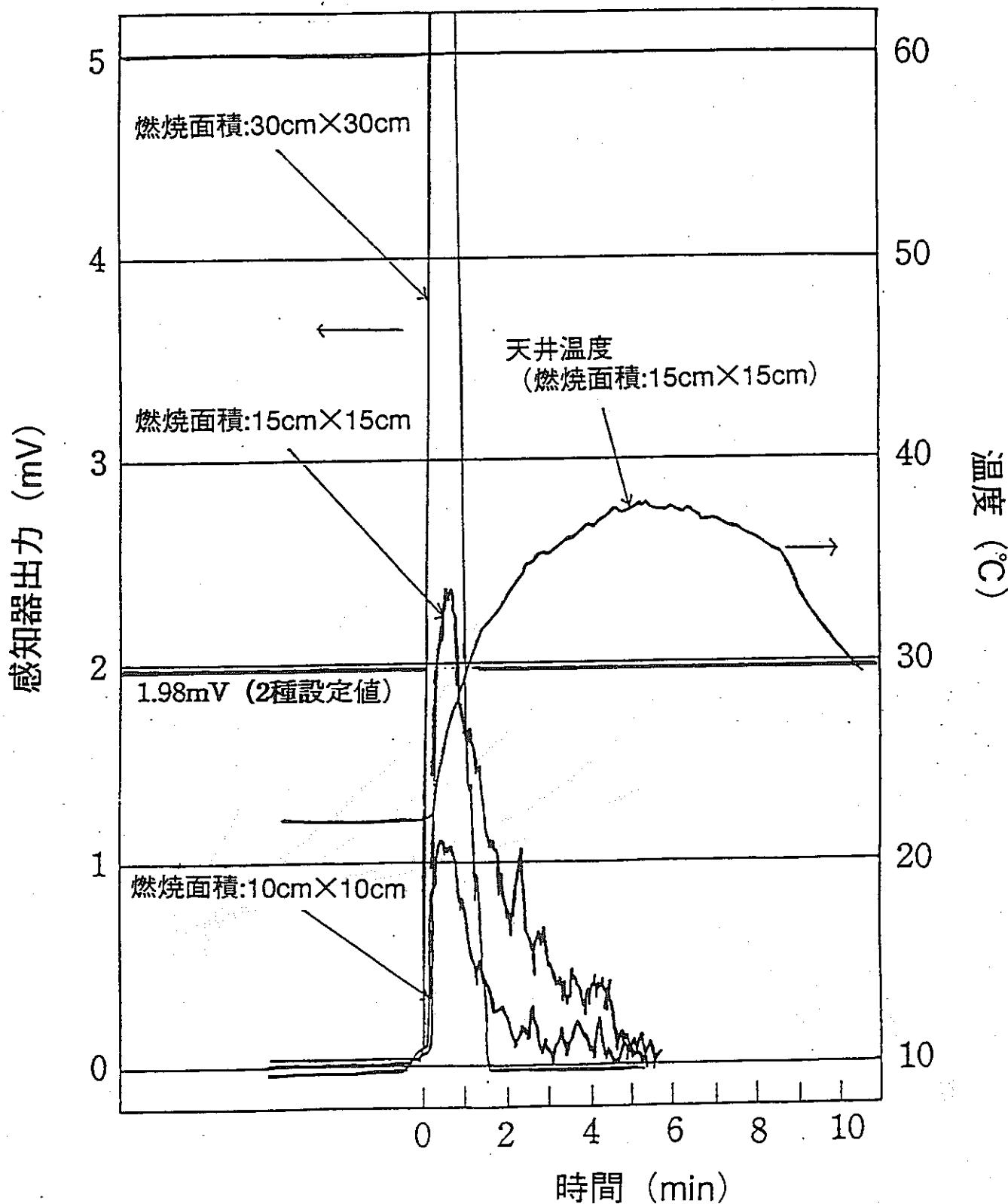
差動分布型火災検知器動作特性

差動分布型型式 TPW-23A 8本

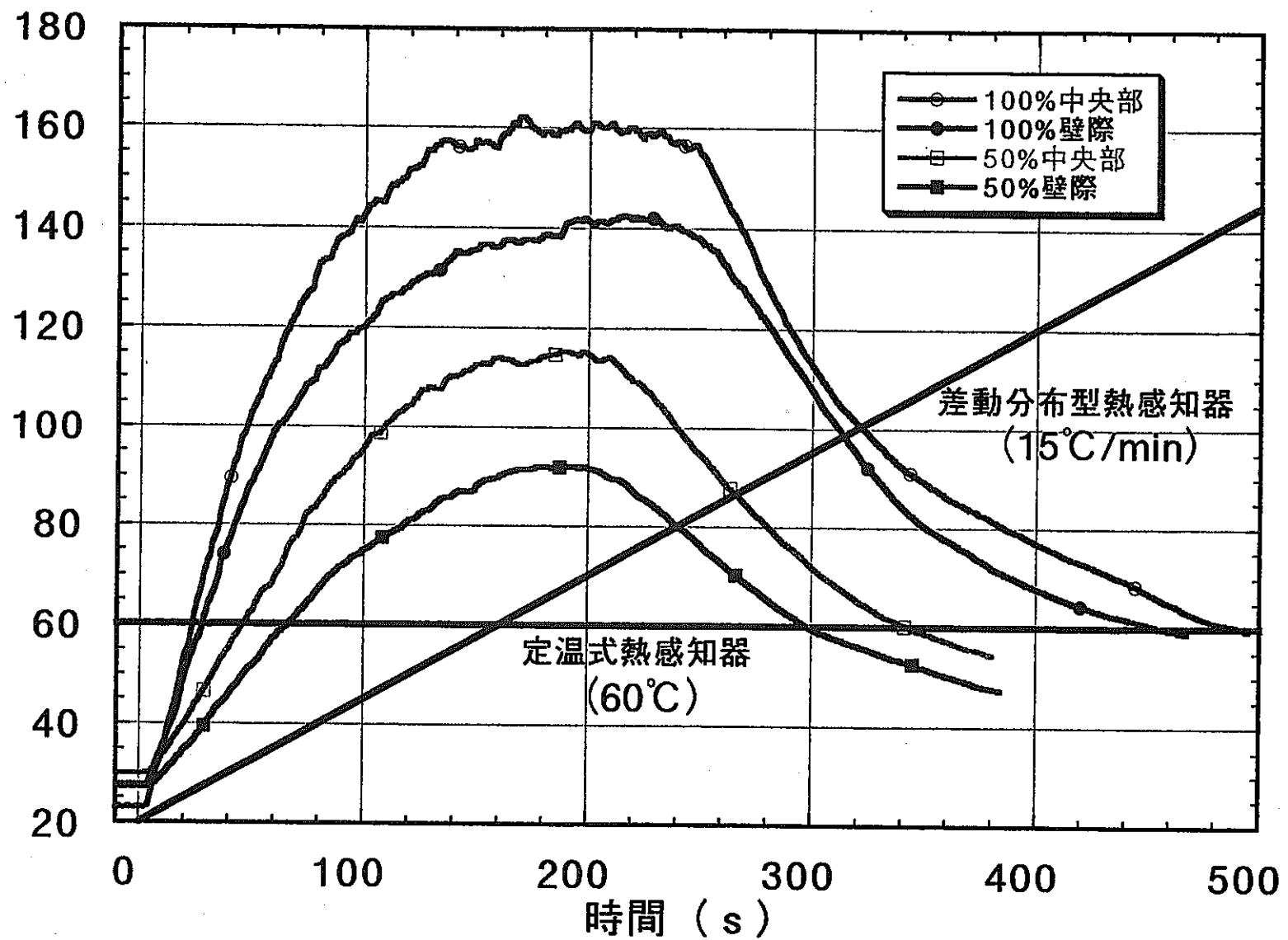
2種 作動電圧 1.98mV

燃焼物 100%エタノール 100ml

GB条件 容積 10.5m³、換気回数 5回/h

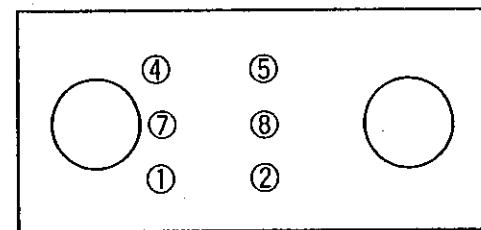


温度 (°C)

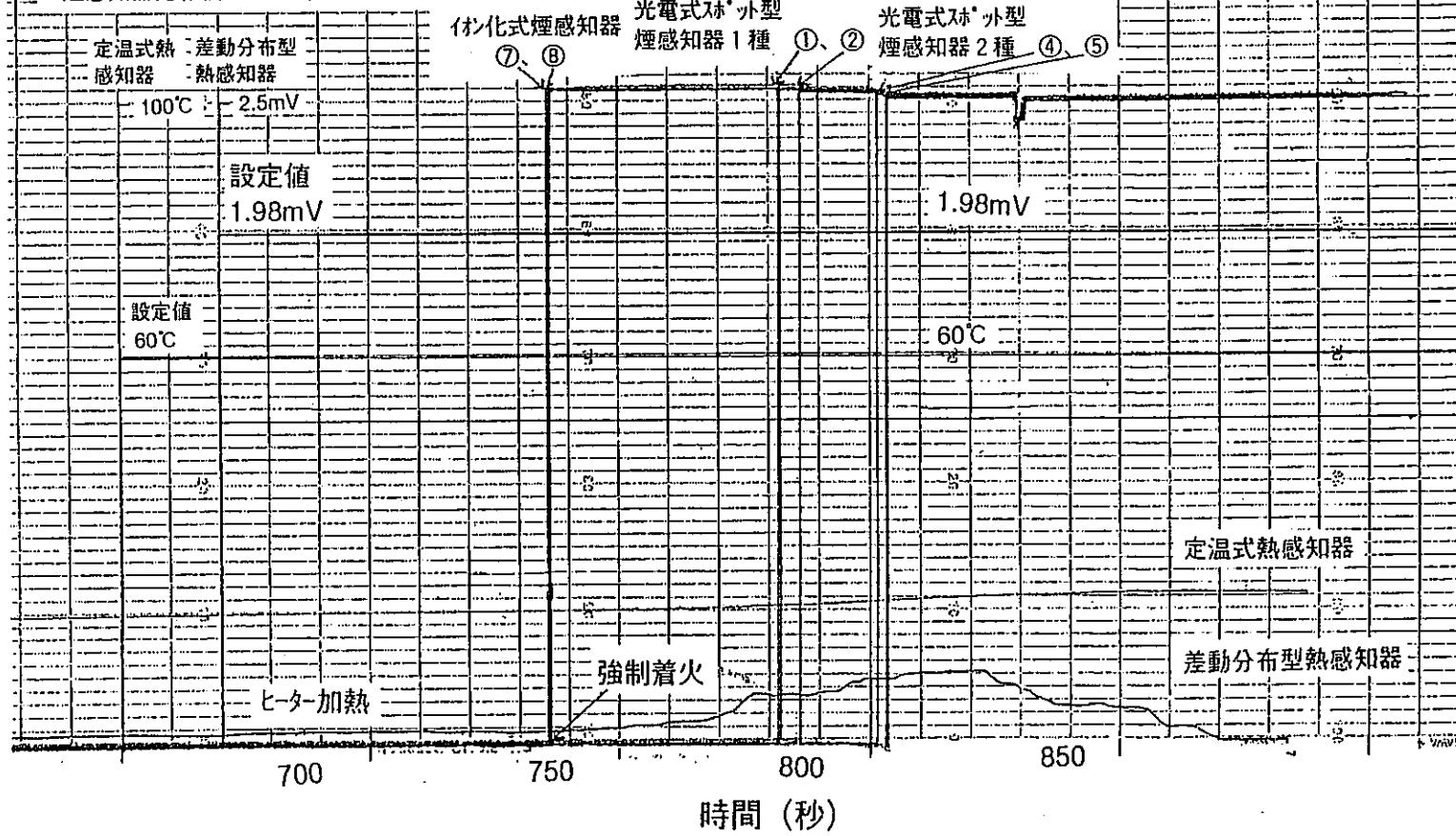


エタノール燃焼時の天井中央温度
(燃焼面積30cm×30cm、燃焼量500ml)

- ・燃焼位置 中央
- ・燃焼物 電線 (HITACHI WL1 16.5 g)
- ・チャートピット 60mm/分
- ・火報
 - イオン化式煙感知器 ⑦、⑧ 750秒
 - 光電式ストップ外型煙感知器 1種 ① 795秒
 - 光電式ストップ外型煙感知器 1種 ② 800秒
 - 光電式ストップ外型煙感知器 2種 ④ 815秒
 - 光電式ストップ外型煙感知器 2種 ⑤ 817秒
- ・温度火災感知器は感知無し
- ・煙感知器発報後ライターで着火、ヒーターOFF



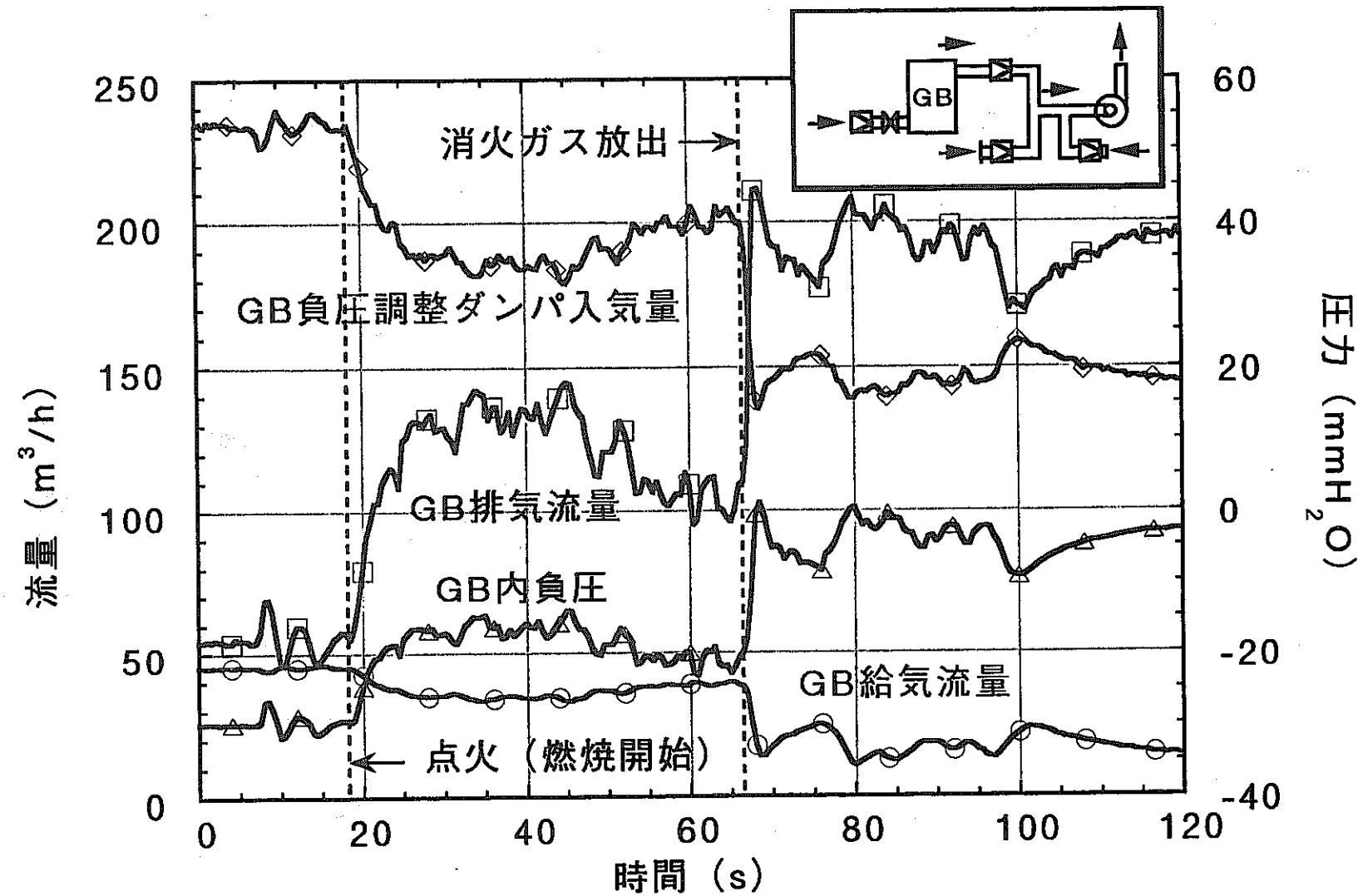
天井部の感知器設置場所



電線火災時の火災感知試験

GB内火災の感知方法に関する試験のまとめ

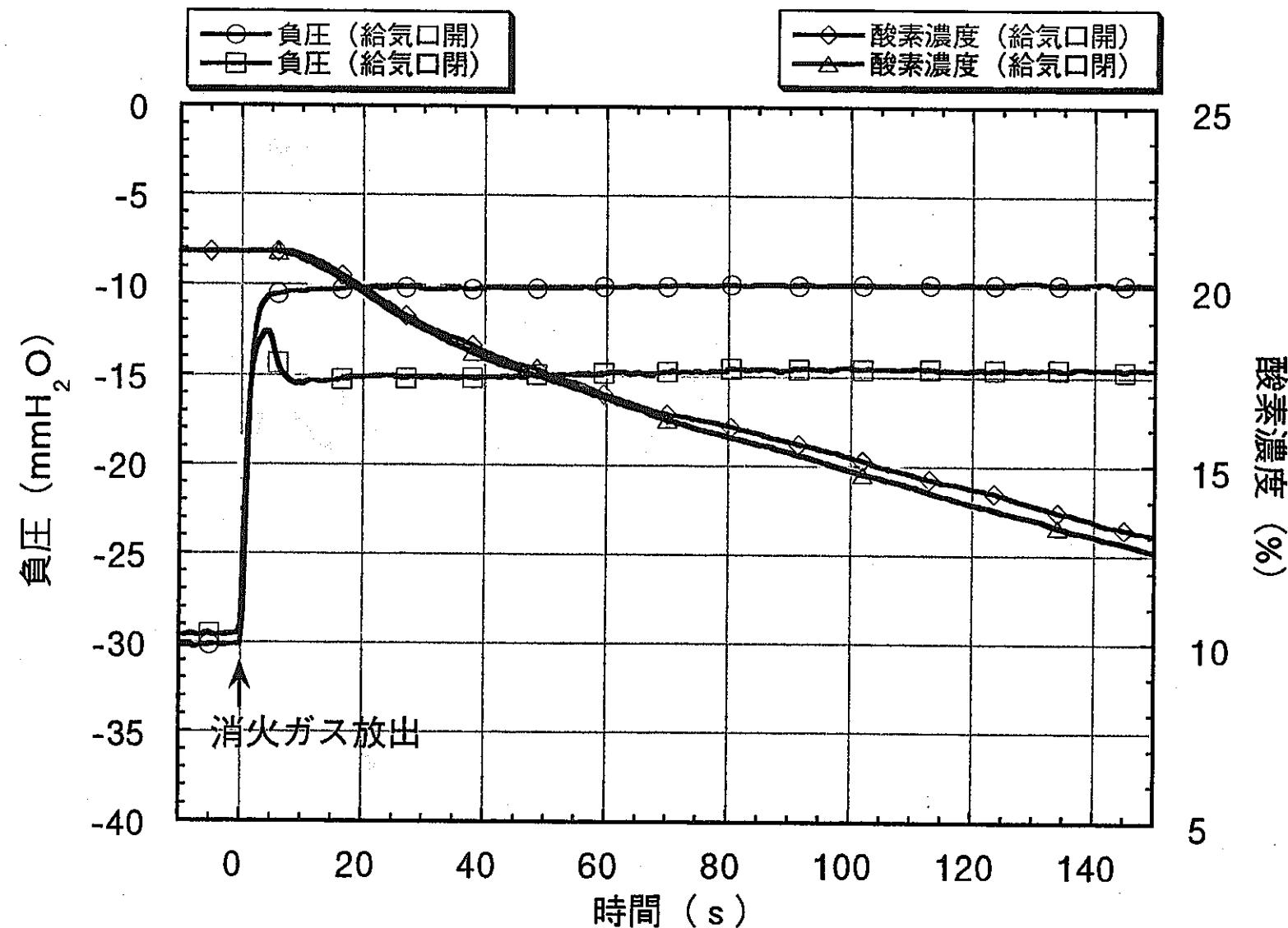
1. GB内に存在する可燃物のうち、最も燃えやすく、短時間でGB内が高温になると考えられるエチルアルコールの場合、火災の規模により検知時間は変化するが、定温式熱感知器（設定60°C）に比べ差動分布式熱感知器（設定温度上昇率15°C/min）の方が検知時間が短い。
2. 難燃ケーブル、ティッシュペーパー、ウエスの小規模な燃焼では定温式熱感知器、差動分布式熱感知器では感知できない場合が多い。
煙感知器は、小型イオン式煙感知器>光電式スポット型煙感知器(1種) >光電式スポット型煙感知器(2種) の順で感知時間が短い。
3. GB内の火災感知方式（案）としては、定温式及び差動分布式熱感知器をGB内天井部に設置し、OR回路で警報を発し、AND回路で消火ガスを放出する方法が有効である。また、ケーブル等の火災を考慮する場合は煙感知器の設置も検討する必要がある。



火災試験時の各流路における流量変化とGB内の負圧変化

(燃焼物: 50vol%エタノール 500cm^3 燃焼面積: 900cm^2)

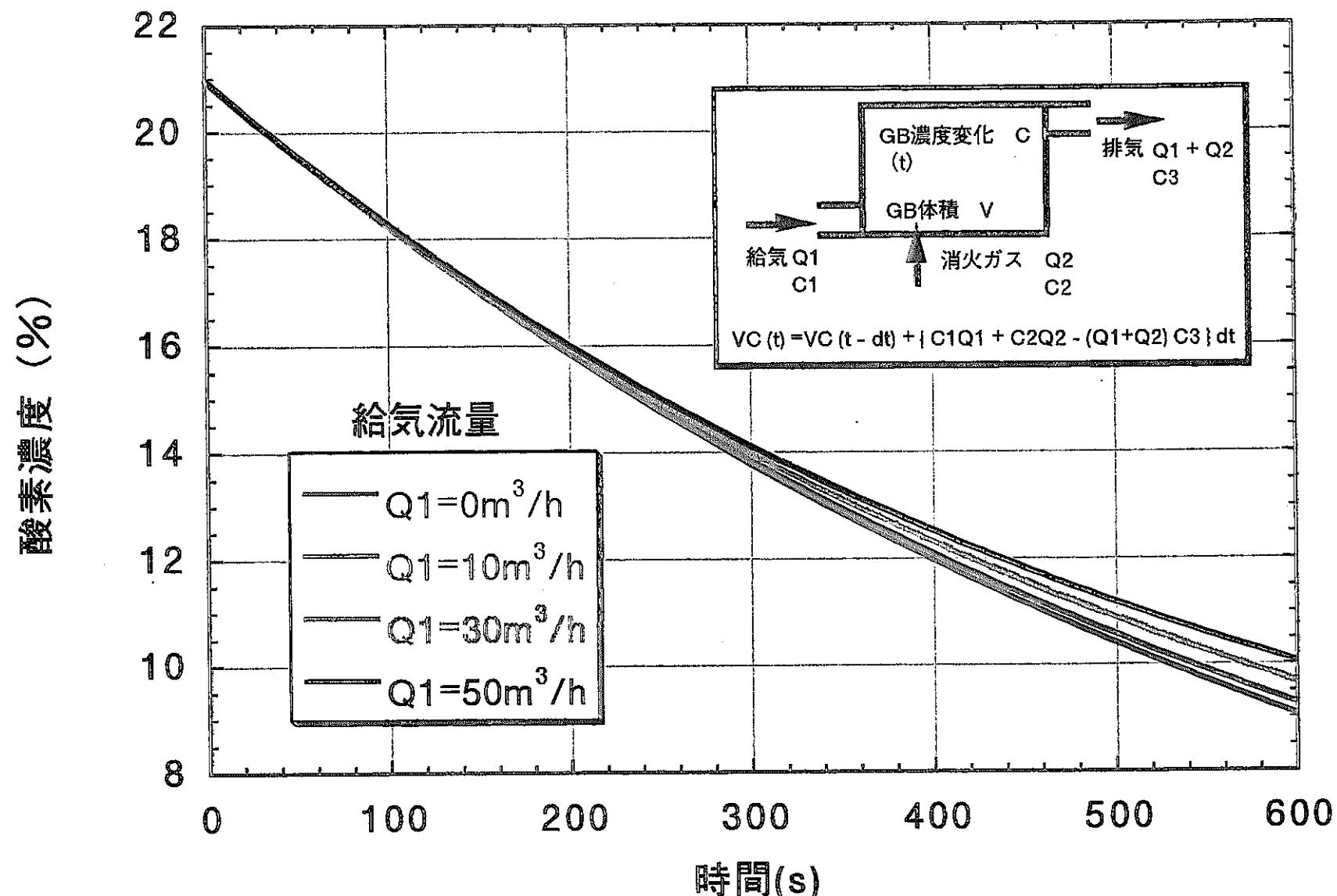
消火ガス放出量: 炭酸ガス $210\text{m}^3/\text{h}$)



窒素ガス放出時 ($150\text{m}^3/\text{h}$) の負圧と酸素濃度の変化

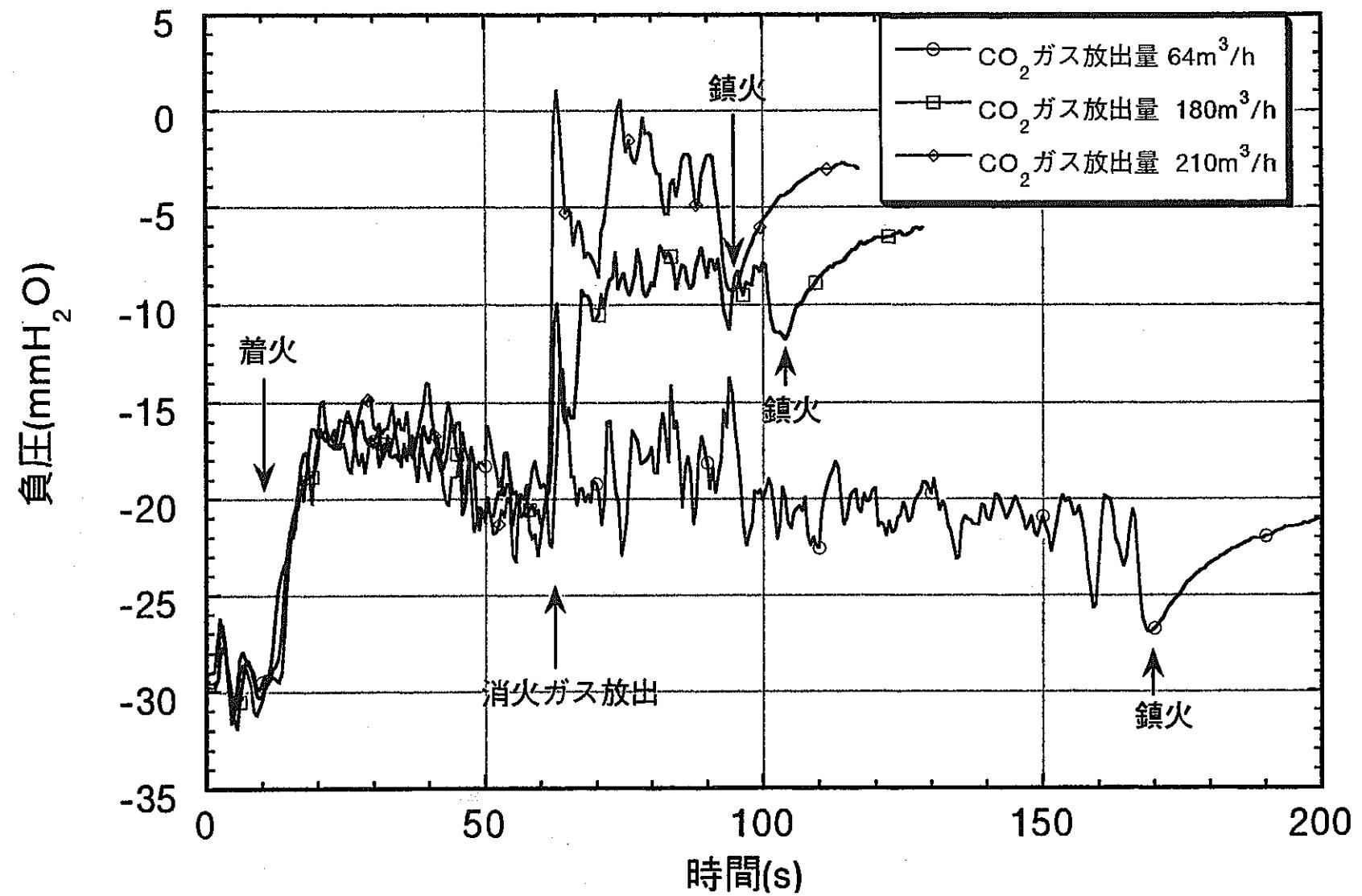
給気口の開閉による影響把握

(給気口が開放状態のとき約 $30\text{m}^3/\text{h}$ の空気がGBに流入する)



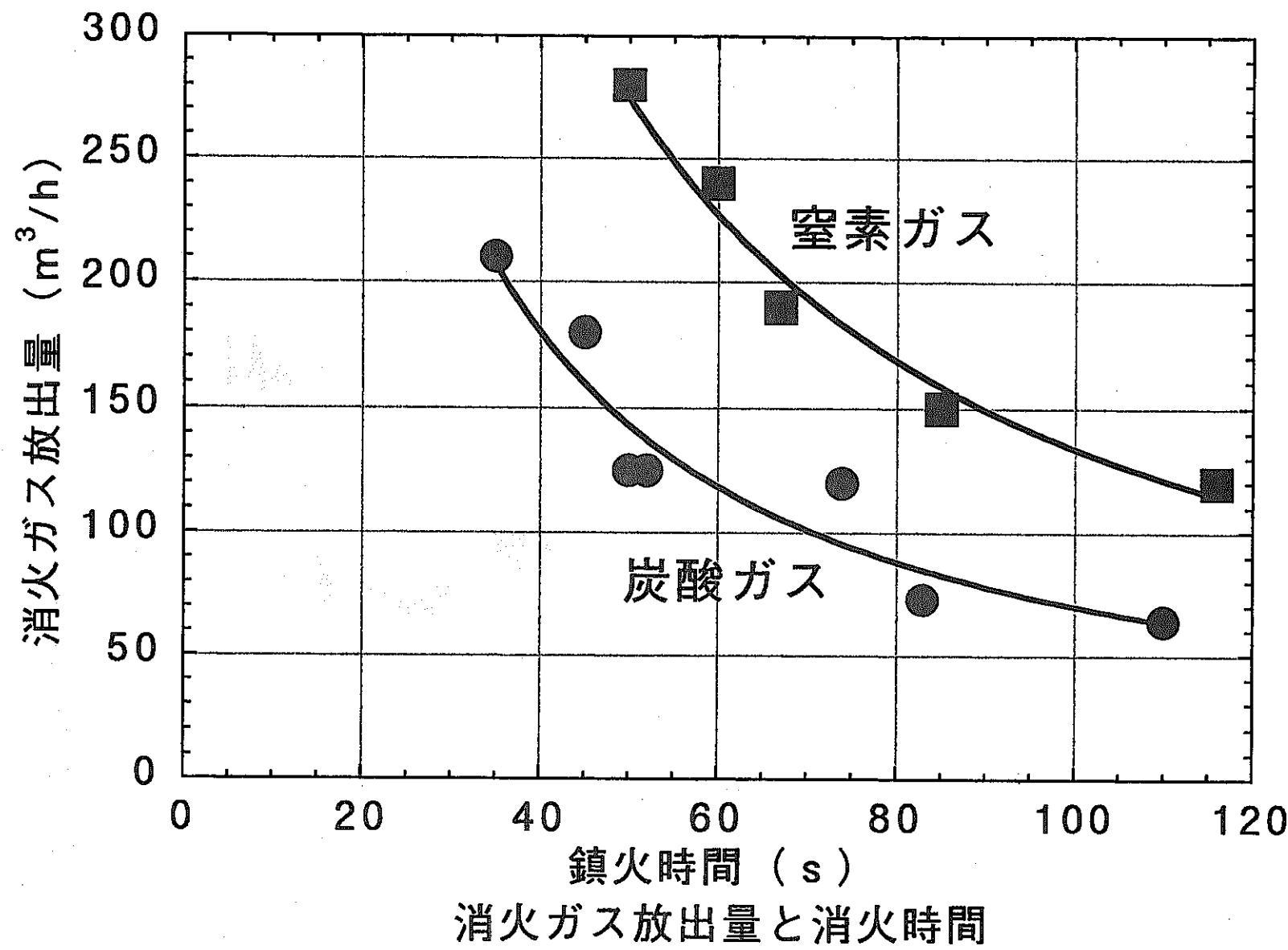
消火ガス放出時のGB内酸素濃度の変化

($V=40 \text{ m}^3$ 、 $Q_2=200 \text{ m}^3/\text{h}$)



炭酸ガス放出量と消火時間の関係

燃焼物：50vol%エタノール 500cm³ 燃焼面積：900cm² GB容量：10.5m³
換気回数：5回/h 天井中央部温度が60°Cに達した時に消火ガスを放出



(燃焼物 : 50vol%エタノール 500cm³、燃焼面積 : 900cm²、GB容量 : 10.5m³)
天井中央部温度が60°Cに達した時消火ガスを放出

火災及び消火時のGB換気系の応答と消火ガスの性能に係る試験のまとめ

1. GB内で火災が発生した場合や消火ガスを放出した場合、負圧調整ダンパから換気系への入気量が減少すると同時にGBへの給気量も減少し、GBからの排気量の増加を相殺する。これらの応答で排気量の増加（消火ガスの放出量）を吸収できれば、負圧は維持される。
2. 給気口を開放したままで、消火ガスを放出した場合、放出に伴い給気口からの入気量が減少する。このため、消火ガス放出（ $100\sim200\text{m}^3/\text{h}$ ）によって、エタノールの消炎酸素濃度に達する時間は、 $10\sim20\text{m}^3$ 程度のGBでは給気口を閉じた場合でも、開放したままで大差ない。
3. 炭酸ガスは、窒素ガスの50~70%の放出量でほぼ同等の消火性能を示した。

FIRAC コード

1. 概要

FIRACは、ロスアラモス研究所で開発された区画内火災時の換気系応答解析コード(1次元)であり、以下で構成される。

- (1)火災室内の現象を解析するFIRINコード
- (2)換気系の応答解析コード

-110-

2. 基本的な機能

(1) FIRIN

- 1)燃焼挙動解析
- 2)火災室の圧力、温度解析
- 3)火災室内でのエアロゾルの発生と挙動解析

(2) 換気系応答解析コード

- 1)換気系の圧力、流量、温度解析
- 2)ダクト内でのエアロゾルの挙動解析
- 3)フィルタの目詰り(圧損上昇)解析

FIRAC コードの問題点と改良点

問題点

1. 燃焼速度を過大評価
2. 火災初期の高温層温度、圧力変動を過大評価
3. 自然鎮火は評価できるが、消火ガスによる鎮火は評価できない

改良点

1. 燃焼速度計算方法の改良

1) 燃料及び容器への熱蓄積係数 ε を採用し、燃焼速度を補正

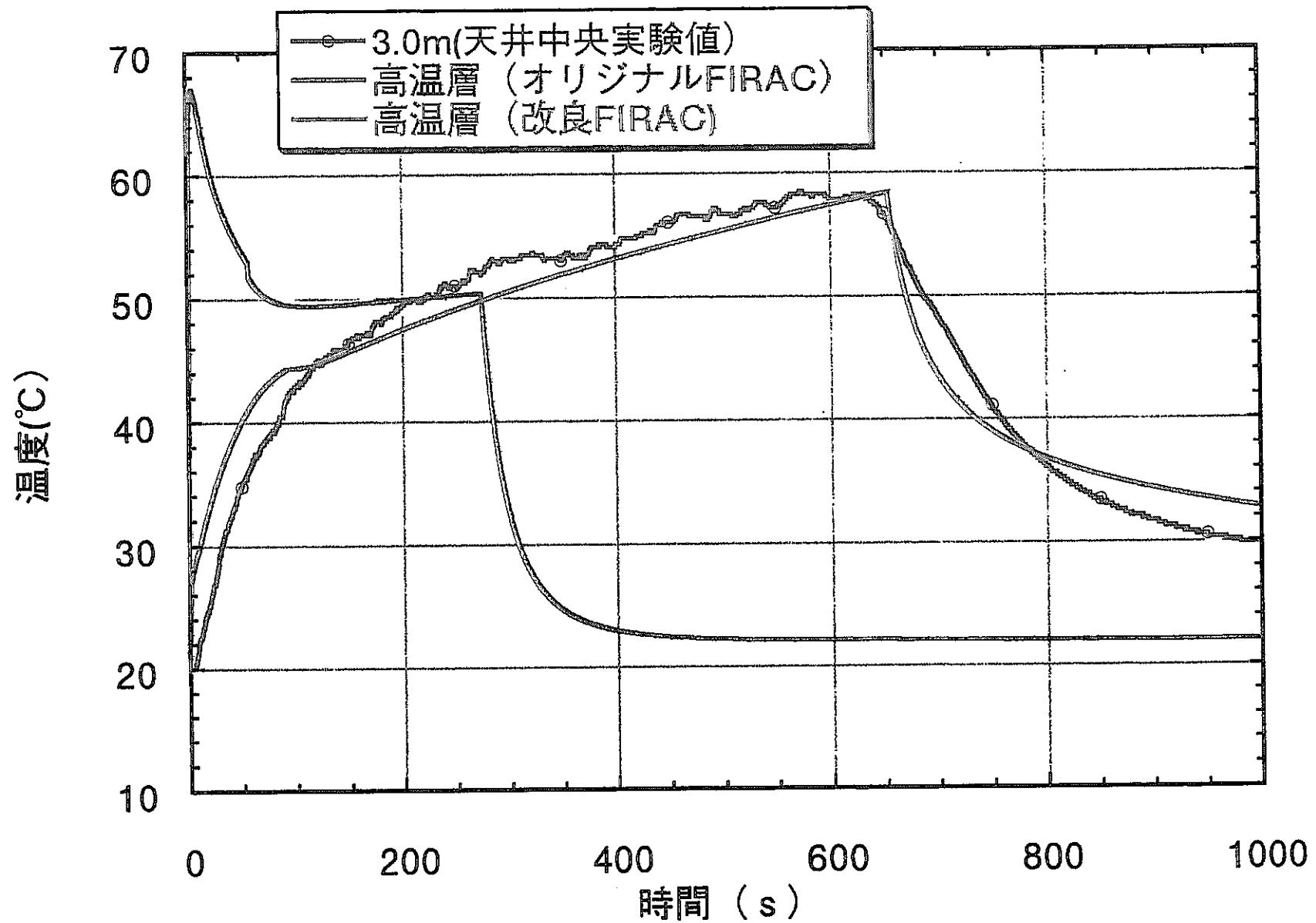
$$\varepsilon = \frac{\text{(燃料の蒸発に寄与する熱量)}}{\text{(火炎から燃料及び容器に与えられた熱量)}}$$

2. 温度・圧力計算方法の改良と高温層・低温層モデルの見直し

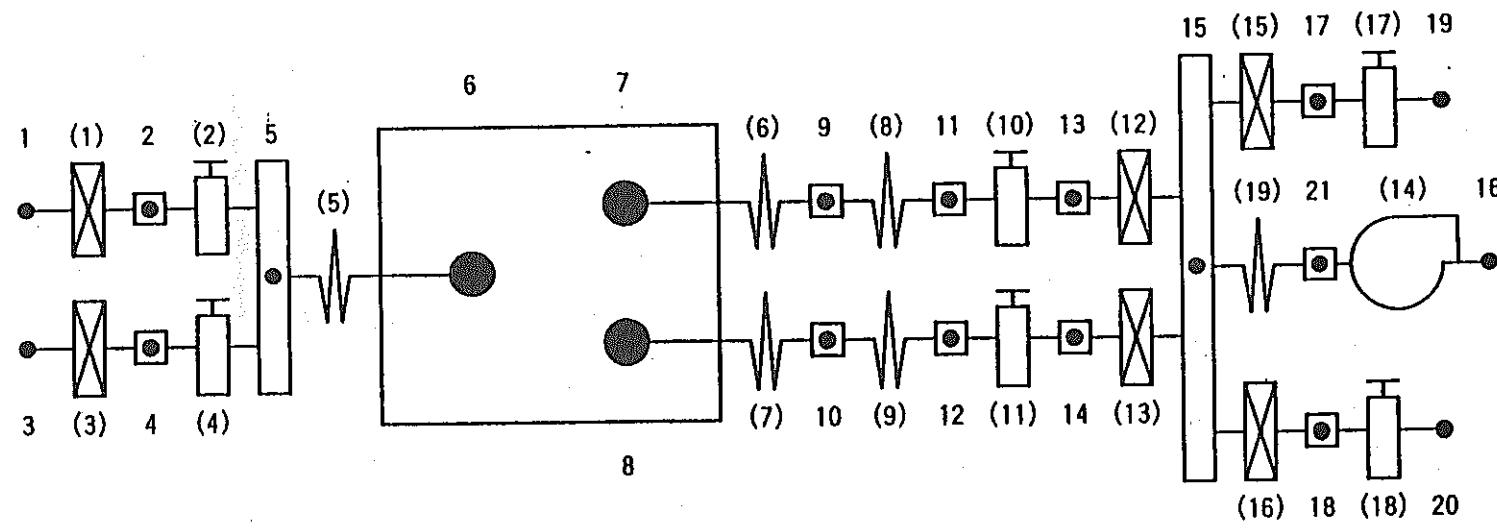
1) ガス温度の計算に使用する熱容量の計算時刻の見直し
2) 室内圧力を計算するガスの体積変化を等温変化から断熱変化へ見直し
3) 低温層温度は変化しないという仮定を低温層も燃焼に伴い温度変化するものと見直し

3. ガス消火シミュレーション機能の追加

1) 酸素濃度変化に対応した燃焼特性の変化を模擬するための改造
2) 消火ガス放出を模擬するための改造
3) 高温層・低温層の物質収支・エネルギー収支計算のための改造



GB内の天井中央付近の温度変化と高温層温度の計算結果
(15cm×15cmの燃焼容器でエタノール200cm³を燃焼)

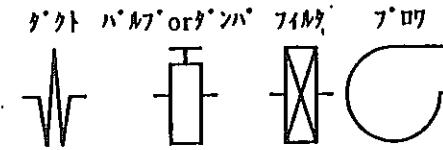


-115-

初期温度 = 20°C

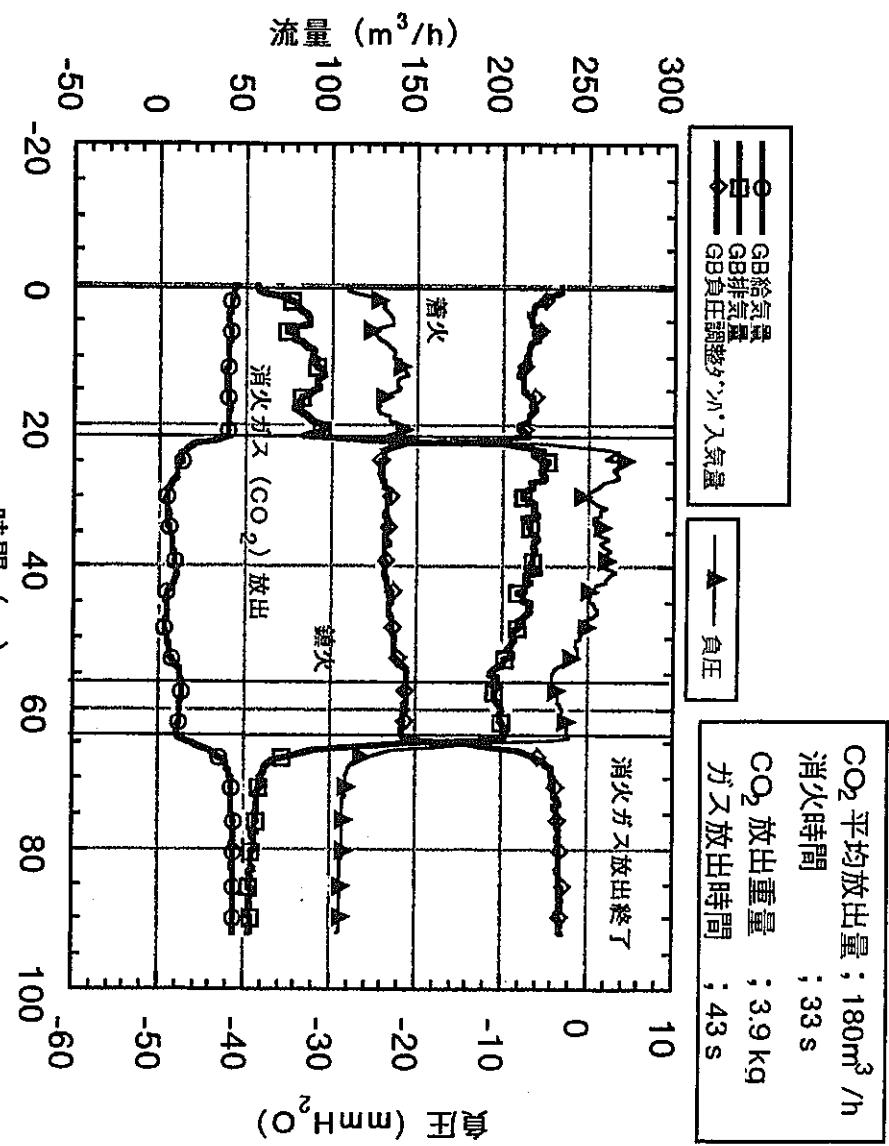
□ 容積節点
● 境界節点

分歧点

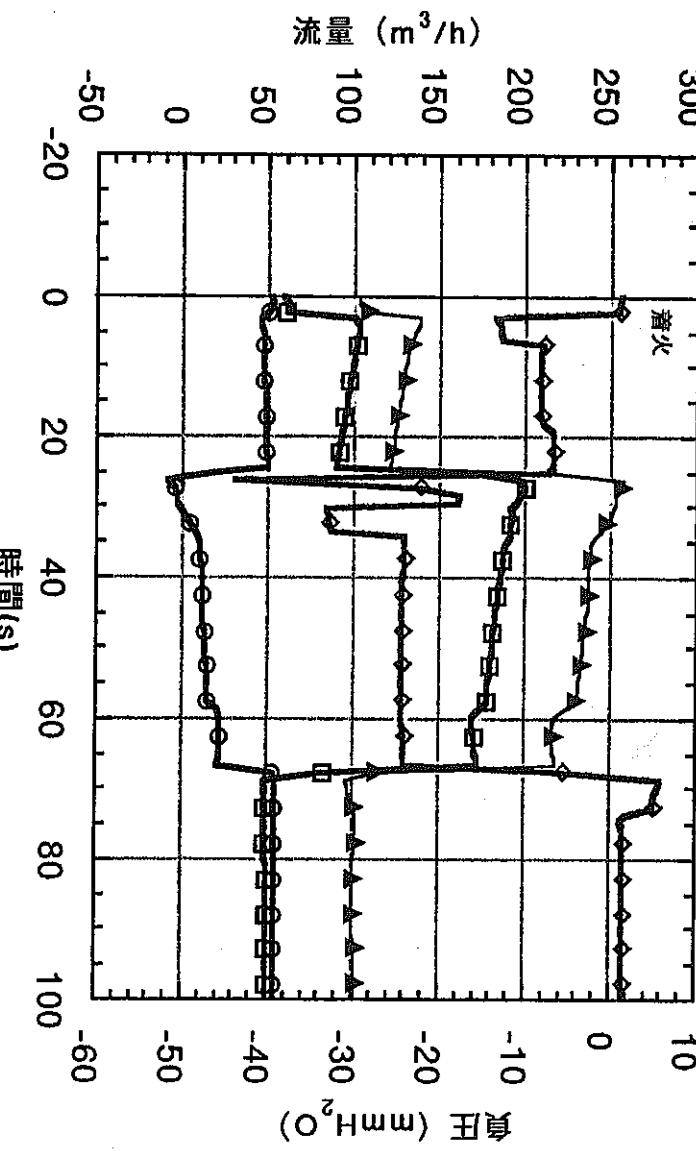


● 節点番号
(●) 分岐点番号

実験系グループボックス換気系統のノードジャンクションモデル図



GB内消火試験



GB内消火試験シミュレーション

GB内消火試験の実験値とシミュレーション
 (燃焼容器 $15\text{cm} \times 15\text{cm}$ 、エタノール100%、 200cm^3)

火災時換気系応答解析コードFIRACの整備に係るまとめ

1. 燃焼評価モジュールFIRINコードの改良により、燃焼速度や火災初期の高温層温度、負圧変動をシミュレーションすることが可能となった。
2. ガス消火シミュレーション機能の追加により、火災に対して窒素ガスや炭酸ガスを放出して、消火した時の換気系の応答シミュレーションが可能となった。

今後の進め方

1. 火災によるHEPAフィルタの目詰まりに関する試験と評価
2. 複数個連結されたGB系統の火災時の換気系の応答評価
3. 火災時のエアロゾル挙動評価コードの整備等

参考資料 5

M〇X燃料製造施設

に関する研究

原子力施設等安全研究年次計画（平成8年度～平成12年度）抜粋

[グローブボックス等の安全性試験]

① 研究目的

実際にプルトニウム燃料製造に使用したグローブボックスとその付帯機器等の閉じ込め性能試験等を行い、グローブボックスの閉じ込め機能を確認するとともに、グローブ、ビニルバック等の構造、材質等の改良研究を行い、グローブボックスの閉じ込め性能の向上を図る。

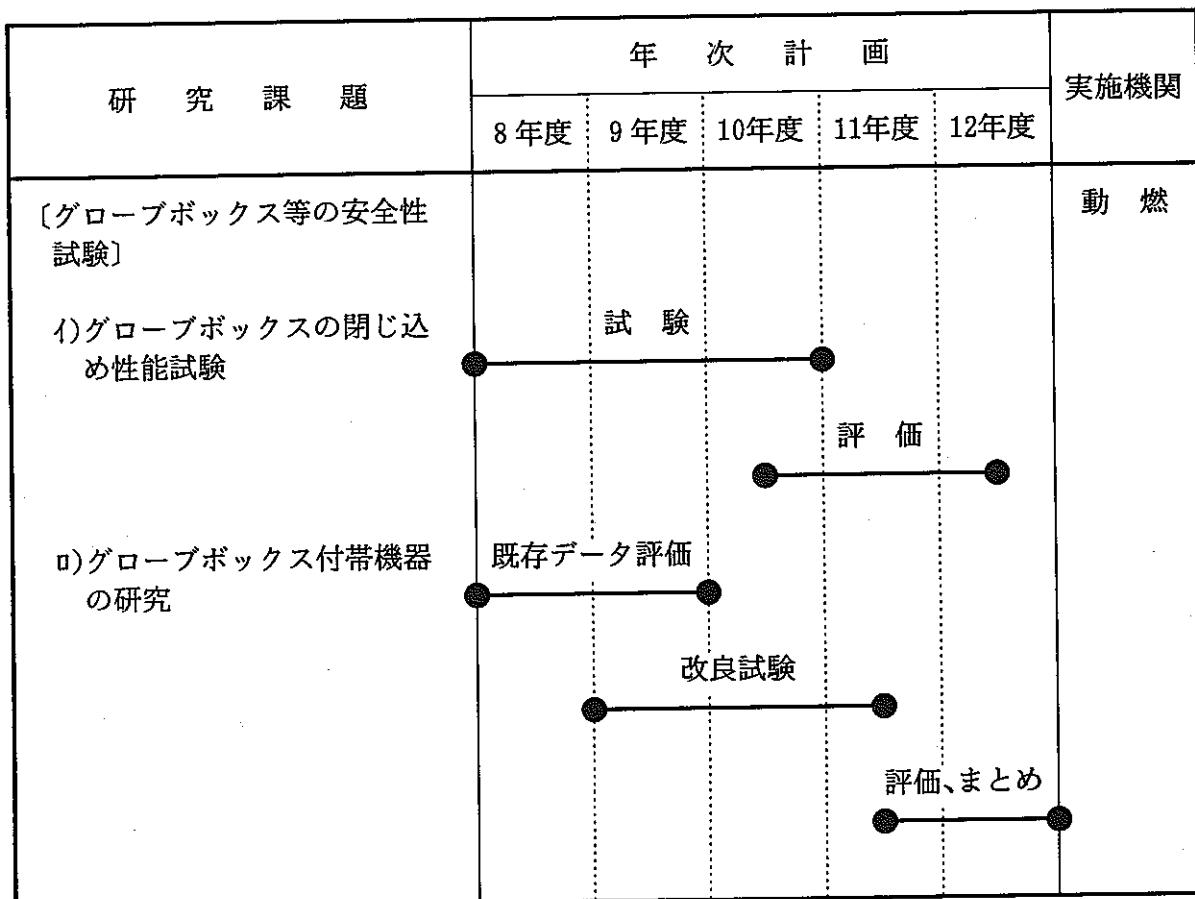
② 研究内容

イ. プルトニウム燃料製造に使用したグローブボックスの閉じ込め性能の試験・評価方法の検討を行うとともに、実際に測定・評価を行う。

ロ. グローブ、ビニルバック等のグローブボックス付帯機器の閉じ込め性能を、その機械強度、耐放射線特性等を評価することにより検討・把握し、構造、材質等の改良により、より優れた閉じ込め性能を備えるための研究を行う。

③ 研究期間：平成8年度～平成12年度

④ 実施機関：動力炉・核燃料開発事業団



原子力施設等安全研究年次計画（平成8年度～平成12年度）抜粋

[MOX粉末の安全取扱い技術の研究]

① 研究目的

MOX粉末取扱い設備から排気系への粉末移行挙動を把握・整備し、MOX粉末の粒径、吸湿性等の基礎データを測定、整備することにより、MOX粉末取扱い設備の安全設計データを充実させる。

また、MOX粉末取扱い設備の内、粉末飛散防止設備等の性能評価研究を行う。

② 研究内容

- イ. MOX粉末取扱い設備から排気系への粉末移行挙動を評価するため、高性能フィルタに付着したMOX粉末の非破壊測定試験及び評価を行う。
- ロ. MOX粉末について、粒径、密度等の物性データ及び吸湿性、熱特性に関する基礎データを測定、整備する。
- ハ. サイクロン方式等による粉末飛散防止設備等の性能評価を行うとともに、グローブボックス作業時の被ばく低減のための遮へい体の構造、材質等の最適化のための設計研究を行う。

③ 研究期間：平成8年度～平成12年度

④ 実施機関：動力炉・核燃料開発事業団

研究課題	年次計画					実施機関
	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度	
【MOX粉末の安全取扱い技術の研究】						動燃
ⅰ)粉末移行挙動の評価	準備	試験		評価		
ⅱ)MOX粉末基礎データ整備	物性測定・データ整理	解析・評価	まとめ			
ⅲ)粉末取扱設備の実証研究	実績調査・検討	試験	まとめ			

原子力施設等安全研究年次計画（平成8年度～平成12年度）抜粋

〔水素混合ガスの安全性の研究〕

① 研究目的

MOX燃料製造施設で使用できる低水素濃度（5～10%程度）の混合ガス（希釀ガスは窒素、アルゴン等）の爆発限界、爆発挙動を明らかにし、爆発防止のための安全設計に資するとともに、安全評価の参考データとして整備する。

② 研究内容

イ. 混合ガスの爆発限界の確認

水素、窒素、酸素の3成分系混合ガスの低水素濃度領域について、火花着火法等により、爆発の有無を観察し、爆発限界ガス組成を明らかにする。

ロ. 混合ガスの爆発挙動の確認

低水素濃度領域において、水素混合ガスの爆発試験を行い、爆発による圧力上昇、温度上昇等を観察、測定し、爆発挙動を明らかにする。

③ 研究期間：平成8年度～平成12年度

④ 実施機関：動力炉・核燃料開発事業団

研究課題	年次計画					実施機関
	8年度	9年度	10年度	11年度	12年度	
〔水素混合ガスの安全性の研究〕						
イ)混合ガスの爆発限界の確認	予備試験	再現性試験	評価			動燃
ロ)混合ガスの爆発挙動の確認	予備試験	詳細試験	まとめ			

參考資料 6

委員會名簿

核燃料サイクル安全技術調査委員会

委員名簿 (敬称略、順不同)

委員長 金川 昭 名古屋大学名誉教授

委 員 松本 史朗 埼玉大学工学部 応用化学科教授
小佐古敏莊 東京大学 原子力研究総合センター 助教授

村田 幹生 日本原子力研究所 東海研究所
燃料サイクル安全工学部 エネルギー安全工学研究室長

北原 義久 (財)原子力発電技術機構 原子力安全解析所調査役

鈴木征四郎 日本原子力発電(株) 発電本部 放射線管理室次長

松岡 伸吾 日本原燃(株) 安全技術部長

オブザーバ
石井 愛典 動力炉・核燃料開発事業団
安全部 安全研究課 課長代理
黒須 勝也 安全部 安全研究課 主査
由利 明哉 東海事業所 プリニウム燃料工場 燃料製造施設建設室 主査
武田 伸莊 東海事業所 安全管理部 安全技術課 課長
牧野 明寛 東海事業所 安全管理部 安全技術課 担当役
林 直美 東海事業所 安全管理部 安全技術課 主査

事務局 石塚 信 (財)原子力安全技術センター 理事
柏川 博信 (財)原子力安全技術センター 研究調査部 部長
村上 徹 (財)原子力安全技術センター 研究調査部 次長
真柄 茂則 (財)原子力安全技術センター 研究調査部 副主幹
杉山 真弓 (財)原子力安全技術センター 企画室

參考資料 7

委員會議事錄

平成7年度 第1回核燃料サイクル安全技術調査委員会

議事録

1. 日 時 平成7年12月18日(月) 13:30 ~16:00

2. 場 所 (財)原子力安全技術センター 第2会議室

3. 出席者 (順不同、敬称略)

金川(名大)、松本(埼玉大)、小佐古(東大)、松岡(原燃)、村田(原研)、
北原(原機構)、鈴木(原電)、

オブザーバ:福沢、石井、黒須、牧野、由利、林、武田(動燃)

事務局:柏川、村上、

4. 議題

(1) 平成7年度 事業計画について

(2) 安全研究の成果

①年次計画基本方針

②安全研究の成果

③安全研究課題の構成要素の体系

④動燃安全研究基本方針

(3) その他

5. 配付資料

資料安技1-1 事業計画書

資料安技1-2 原子力施設等安全研究年次計画(案)

資料安技1-3 原子力施設等安全研究の成果のとりまとめについて(案)

資料安技1-4 原子力安全に係る安全研究課題の構成要素の体系図(案)

資料安技1-5 安全研究基本計画(平成8年度~平成12年度)(案)

資料安技1-6 スケジュール等(案)

6. 議事概要

(1)資料1-1 により平成7年度事業計画について・・事務局より説明

(2)資料1-2 ~1-5 について動燃より説明され、質疑が行われた。

・安全について国民の理解を得るには、成果の公表の努力がPAにつながる。

○主に体系図（WBS）について、以下の討議があった。

- ・体系図は安全研究課題の抜け落ちを防ぐ目的で演繹的手法により作成されている。
体系図は成果の適用範囲の広がりの整理に使用できるが、研究目的の整理には適用できない。また研究課題の分類として用いるには適当と言えない面があり、使用方法に注意が必要である。
- ・体系図は施設毎に作成されている。大きな燃料サイクルを考える場合、施設をまたがる研究課題が見にくくなるため注意が必要である。また長期計画の枠組みの中で安全研究の重要性を判定する必要がある。
- ・動燃では現場の状況も反映したうえで研究計画が立てられている。研究シーズの掘り起こし、研究提案の促進に体系図を利用している。
- ・体系図による分類の他に、現有施設の安全性に関するものと、開発研究に関するものに分類する方法も考えられる。

○その他

- ・動燃は民間核燃料施設の安全審査を合理的に実施するために、工学的規模の施設によるデータを提供することも安全研究の目的とするべきである。

(3)スケジュール等について

- ・委員の執筆については、テーマを絞り込んでお願いしないと纏まりがなくなる。
- ・タイトル等を検討の上、改めてお願いすることとする。

以上

平成7年度 第2回核燃料サイクル安全技術調査委員会

議事録

1. 日 時 平成8年 1月29日(月) 13:30 ~16:00

2. 場 所 (財)原子力安全技術センター 第1会議室

3. 出席者 (順不同、敬称略)

金川(名大)、松本(埼玉大)、小佐古(東大)、村田(原研)、
北原(原機構)、鈴木(原電)、

オブザーバ: 石井、黒須、牧野、由利、林、武田(動燃)

事務局: 粕川、村上、

4. 議題

- 1) 第1回議事録確認
- 2) 溶媒の火災・爆発に関する安全研究の動向
 - ・特にトムスク7爆発事故後の米国における研究について
- 3) TRUEX溶媒と硝酸との発熱反応に関する試験
 - ①密封セル示差走査熱量計(SC-DSC)を用いた発熱量の測定
 - ②SC-DSCを用いた密封非断熱系における反応速度の検討
 - ③今後の試験計画
- 4) その他

5. 配付資料

資料安技2-1 第1回議事録(案)

資料安技2-2 溶媒の火災・爆発に関する安全研究の動向

資料安技2-3 密封セル示差走査熱量計(SC-DSC)を用いた発熱量の測定

資料安技2-4 SC-DSCを用いた密封非断熱系における反応速度の検討

資料安技2-5 今後の試験計画

6. 議事概要

(1)第1回委員会議事録確認

・体系図の位置付けに関する表現の一部について修正することで承認された。

(2)溶媒の火災・爆発に関する安全研究の動向

- ・トムスク7爆発事故後の米国における研究について動燃事業団から説明が行われた。
- ・米国の研究者から提案された安全措置について、位置づけの明確化が必要であるとの意見があった。

(3)TRUEX溶媒（新抽出剤）と硝酸との発熱反応に関する試験

①引火点、発火点、硝酸との反応による発熱量

- ・動燃事業団で実施された試験結果について説明が行われた後、以下の討議が行われた。
 - ・実規模プラントでの新抽出剤の使用を考えると、安全上の限度の明確化と共に、申請における自由度の確保に、このような基礎的試験は重要である。
 - また、硝酸との反応による発熱量は開放系試験による工学的データが最終的に必要である。
- ・今回説明があった新抽出剤に関する発熱量の実験結果はTBPとの比較で妥当と思われる。

②密封セル示差走査熱量計（SC-DSC）による反応速度

- ・動燃事業団で実施された試験結果について説明が行われた。
- ・新抽出剤と硝酸との反応の活性化エネルギーを求める際に、小沢法を基本としたASTM法を二相系に適用することについては確認を要するとの意見があった。

③今後の試験計画

- ・新抽出剤と硝酸との反応に関する密封断熱系（より過酷な条件）、開放非断熱系（実際のプロセス条件に近い）での試験計画を動燃事業団から説明した。

(4)その他

・次回委員会

2月23日 MOX閉じ込め等について

- ・小佐古委員、村田委員、北原委員に委員会への話題提供として安全技術動向等について執筆し、3月22日の委員会で報告を依頼した。

平成 7 年度 第 3 回核燃料サイクル安全技術調査委員会

議事録

1. 日 時 平成 8 年 2 月 23 日 (金) 10:00 ~ 13:00

2. 場 所 (財)原子力安全技術センター 第 1 会議室

3. 出席者 (順不同、敬称略)

金川 (名大) 、松本 (埼玉大) 、小佐古 (東大) 、村田 (原研)

北原 (原機構) 、松岡 (原燃)

オブザーバ : 石井、黒須、牧野、由利、林、武田 (動燃)

事務局 : 稲川、村上

4. 議題

- 1) 第 2 回議事録確認
- 2) MOX 燃料製造施設関連安全研究について
 - ①グローブボックス等の安全性試験
 - ②MOX 粉末の安全取扱い技術の研究 (その 1)
 - ③MOX 粉末の安全取扱い技術の研究 (その 2)
 - ④水素混合ガスの安全性の研究
- 3) プルトニウム閉じ込め機能に関する研究
グローブボックス内火災挙動評価試験
- 4) その他

5. 配付資料

資料安技 3-1 第 2 回議事録 (案)

資料安技 3-2 MOX 燃料製造施設関連安全研究について

資料安技 3-3 プルトニウム閉じ込め機能に関する研究

参考資料 MOX 燃料加工施設の安全性の特徴

6. 議事概要

(1) 第 2 回委員会議事録確認

- ・ 1 部語句を修正し、承認された。

(2)MOX燃料製造施設関連安全研究について

- ・動燃事業団から次期安全研究年次計画で実施する研究の計画概要について説明が行われた。
- ・MOX粉末についての基礎データ（粉末物性、吸湿性等）及び粉末移行挙動等を試験により確認・把握することについて広範囲な意見交換が行われた。また、将来のMOX燃料加工施設の設計及び安全審査を合理的に行うための工学規模の試験・評価の実施は、動燃の大切な役割であるとの意見があった。
- ・グローブボックスパッキング強度の評価は、経年劣化の観点からも重要であるとして、成果の公表を求める意見があった。
- ・安全上重要な機器の選定、耐震重要度分類、事故評価等の使用目的に対応して適切な移行率を設定できることが、設計の合理化のためには、最も重要であるとの意見があった。

(3)プルトニウム閉じ込め機能に関する研究

- ・動燃事業団からグローブボックス内火災試験における圧力変化、消火作業時の圧力変化等の測定結果、ならびにシミュレーションコードによる再現性の説明が行われた。また、次期安全研究年次計画で実施する試験についての説明が行われた。
- ・動燃で実施している試験の特徴について質問があり、以下の回答があった。
 - ①原研はTBPの燃焼に着目しているが、動燃の試験ではグローブボックス内でエタノール等（TBP以外の可燃物）を燃焼させ、最終的には、異常火災時のプルトニウムエアロゾルの挙動を把握することを目的にしている。
 - ②多数のグローブボックスがネットワークされている状態で、異常事象発生時の相互間の影響を把握し、今後の換気系の設計、運転に生かせる技術を確立する。
- ・グローブボックスの負圧を維持した消火方法（感知器による検出と消火ガス放出時期の調整）について意見交換が行われた。
- ・原研のセル内火災試験に対して、グローブボックス内火災試験は、ダブルチェックの観点からも動燃の実施すべきテーマであるとの意見があった。

(4)その他 次回 第4回委員会予定 3月22日（金）

平成7年度 第4回核燃料サイクル安全技術調査委員会

議事録

1. 日 時 平成8年 3月12日(火) 13:30 ~16:00

2. 場 所 (財)原子力安全技術センター 第2会議室

3. 出席者 (順不同、敬称略)

金川(名大)、松本(埼玉大)、小佐古(東大)、村田(原研)

北原(原機構)、松岡(原燃)

オブザーバ: 谷山、石井、黒須、武田、牧野、由利、林(動燃)

事務局: 石塚、柏川、村上

4. 議題

- 1) 第3回議事録確認
- 2) 放射性廃棄物の放射線安全の考え方(小佐古委員)
- 3) エアロゾルの安全研究について(村田委員)
- 4) 核燃料施設の安全性と経済性の追及(北原委員)
- 5) 報告書(骨子)について

5. 配付資料

資料安技4-1 第2回議事録(案)

資料安技4-2 放射線の安全基準の変遷と放射性廃棄物の放射線安全の考え方

資料安技4-3 エアロゾルの安全研究について

資料安技4-4 核燃料施設の安全性と経済性の追及

資料安技4-5 核燃料サイクルにおける安全技術の調査研究(報告書案)

6. 議事概要

(1)第3回委員会議事録確認: 1部語句を修正し、承認された。

(2)小佐古委員より、放射線の安全基準の変遷と放射性廃棄物の放射線安全の考え方を
国際的視野から安全基準、安全指針等の現状報告がなされた。

(3)村田委員より、エアロゾルの安全研究について、原研の研究例の報告がなされた。

(4)北原委員より、核燃料施設の安全性と経済性の追及として、安全性と共に経済性
・合理性の考慮の必要性が報告された。

(5)報告書(骨子)について: 纏め方として、基本的に了承された。