JNC TN8200 2001－005

第9回原子力技術に関する国際会議(ICONE-9)におけるアスファルト固化処理施設火災爆発事故の原因究明結果及び高レベル放射性物質研究施設(CPF)における小型遠心抽出機の開発に関する報告

(会議報告)

2001年8月

核燃料サイクル開発機構
東海事業所

本資料の全部または一部を複写・複製・転写する場合は、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)
2001

Ⓣ

JNC TN8200 2001－005
２００１年　８月

第９回原子力技術に関する国際会議(ICONE-9)におけるアスファルト固化処理施設火災爆発事故の原因究明結果及び高レベル放射性物質研究施設(CPF)における小型遠心抽出機の開発成果に関する報告

（会議報告）

三浦昭彦、根本慎一*

要　旨

東海事業所で実施したアスファルト固化処理施設火災爆発事故の原因究明活動で得られた知見及び高レベル放射性物質研究施設(CPF)用小型遠心抽出機開発について、フランス・ニースで開催された「第９回原子力技術に関する国際会議(ICONE-9)」で報告を行い、海外の原子力関係機関等へ周知するとともに、再処理技術及びリサイクルに関する最新の技術情報等の調査を行った。

再処理センター　技術部　技術開発課
*環境保全・研究開発センター　先進リサイクル研究開発部
　先進再処理技術開発グループ

JNC TN8200 2001−005
August, 2001

Report on "Ninth International Conference On Nuclear Engineering (ICONE-9)"

Akihiko Miura & *Shinichi Nemoto

Abstract

Ninth International Conference On Nuclear Engineering (ICONE-9) was held on April 8-13 at Nice, France. We reported the results obtained from the study on the fire and explosion incident and the development of ten-stage mini centrifugal contactor for laboratory hot cell experiment at this conference (ICONE-9). And the authors surveyed new technical information for research and development of nuclear fuel cycle and reprocessing technology. Finally, we introduce the facilities that we observed in CEA- France and Belgoprocess - Belgium.

Technology Development Section, Technology Co-ordination Division,
Tokai Reprocessing Center
*Recycle Process Technology Group, Advanced Fuel Cycle Technology Division,
Waste Management and Fuel Cycle Research Center

目　次

1. はじめに ---------- 1

2. ICONE-9 の概要 ---------- 2

3. ICONE-9 での報告 ---------- 8

4. その他のセッションの概要 ---------- 15

5. 施設見学報告 ---------- 26

6. おわりに ---------- 30

別添資料 ---------- 32

図 表 目 次

図１　会場概観（Acropolis） -- 3

図２　CEA-Cadarache 研究所 -- 26

図３　Hermes P 試験装置 -- 27

図４　Hermes T 試験装置 -- 27

図５　トロイダルコイルの内部 -- 28

図６　Tore Supra の外観 -- 28

表１　海外出張日程(三浦) -- 1

表２　海外出張日程(根本) -- 1

表３　スケジュール及びプログラムの概要 -- 4

1. はじめに

東海事業所で実施したアスファルト固化処理施設火災爆発事故の原因究明活動で得られた知見及び高レベル放射性物質研究施設(CPF)用小型遠心抽出機開発の成果について、フランス・ニースで開催された「第 9 回原子力技術に関する国際会議(ICONE-9)」で報告し、海外の原子力関係機関等へ周知するとともに、再処理技術及びリサイクル技術についての調査を行った。また、ベルギーの原子力施設を視察し(根本)、技術者との意見交換を行った結果について報告する。なお、本出張の日程は表 1 及び 2 に示すとおりである。

表 1　海外出張日程(三浦)

月　日	訪問先・会議名	記　事
4 月 7 日（土）	移　動	成田発、ニース着
4 月 8 日（日）	ICONE-9	レジストレーション
4 月 9 日（月）	ICONE-9	聴　講
4 月 10 日（火）	ICONE-9	発　表
4 月 11 日（水）	ICONE-9	聴　講
4 月 12 日（木）	ICONE-9	聴　講
4 月 13 日（金）	ICONE-9	テクニカルツアー
4 月 14 日（土）	移　動	ニース発
4 月 15 日（日）		成田着

表 2　海外出張日程(根本)

月　日	訪問先・会議名	記　事
4 月 7 日（土）	移　動	成田発、ニース着
4 月 8 日（日）	ICONE-9	レジストレーション
4 月 9 日（月）	ICONE-9	聴　講
4 月 10 日（火）	ICONE-9	発　表
4 月 11 日（水）	移　動	ニース発、モル着
4 月 12 日（木）	ベルゴプロセス社	見学・打合せ
4 月 13 日（金）	移　動	モル発
4 月 14 日（土）		成田着

2. ICONE-9の概要

平成13年4月8日から12日にかけて、「第9回原子力技術に関する国際会議(ICONE-9, Ninth International Conference On Nuclear Engineering)」が開催された。この国際会議は、原子力に係わる技術について開かれる会議であり、米国機械学会(ASME)、日本機械学会(JSME)とフランス原子力学会(SFEN)の共催であり、IAEA (International Atomic Energy Agency)、KTG (Kerntechnische Gesellschaft) 及びSNE (Sociedad Nuclear Espagnola)が後援している。本会議は、1991 年から毎年開催され、昨年の会議(ICONE-8)は、「これからの千年における原子力エネルギー "Nuclear Energy in the New Millennium"」というテーマで、2000 年 4 月 2 日～6 日に米国メリーランド州ボルティモア(Baltimore)で開催され、約800人が参加した。今回(ICONE-9)のテーマは「原子力エネルギー開発の新時代 "A New Era for Nuclear Energy Development"」であり、表3に示すような、学生によるセッションの他、機器開発・材料開発・次世代システム・安全などを含む11のセッションにより構成されている。

今年度の会場は、フランスのニースの東側に位置するAcropolis国際会議場であった(図1)。参加者はCEA、COGEMAなどのフランスの原子力機関関係者を中心として、約650名であった。日本からは東芝(株)、日立製作所(株)、石川島播磨重工業(株)のほか日本原子力研究所・サイクル機構を中心として、約150名参加した。JNCからは筆者らのほか、大洗工学センターから多数出席していた。

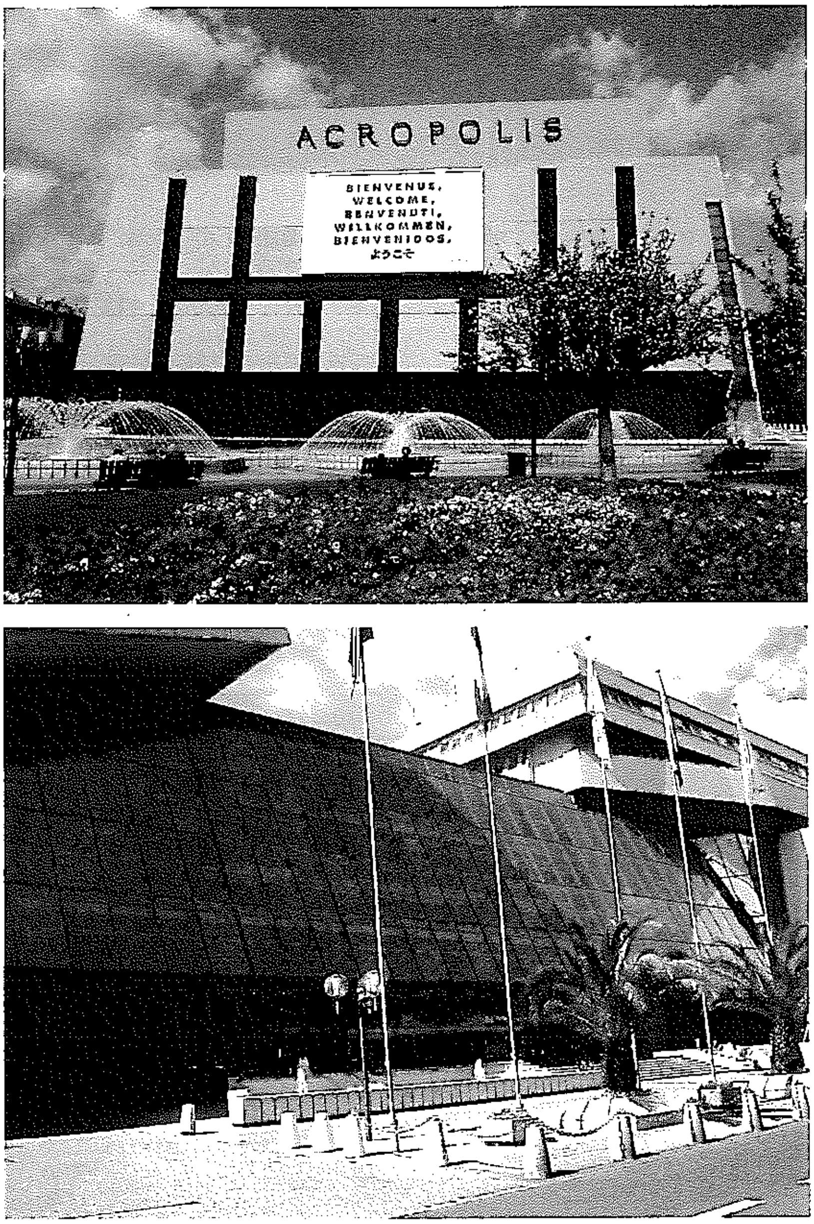


図 1　会場概観（Acropolis 国際会議場）

表 3　ICONE-9 のプログラム(事項へ続く)

Track 1. PLANT OPERATIONS AND MAINTENANCE
1. Maintenance Issues and Quality management 2. Maintenance Tools 3. In Operation Technology Development 4. Maintenance Rules, Preventive Maintenance, Risk Informed 5. New Instrumentation Process 6. Fuel Management and Performance Indications
Track 2. MAJOR COMPONENTS RELIABILITY AND MATERIALS ISSUES
1. New Tools and Technology for Repair of Nuclear Plant Structures 2. BWR or PWR Reactor Vessels, Internals and Piping 3. BWR Vessel and Internals Project 4. Aging and Modeling of Component Aging 5. LWR Material Issues 6. Stress Corrosion Cracking in Turbine Discs and Rotors
Track 3. STRUCTURAL INTEGRITY, DYNAMICS MITIGATION, MATERIAL CRACKING AND FAILURE
1. Containment Design and Analysis 2. Fuel Assembly and Piping Seismic Analysis 3. Structural Integrity of Fuel Assemblies 4. Piping Fracture Mechanics Analyses 5. Damage Mechanisms and Criteria in LWR Components 6. Effects of Flow Induced Vibrations on LWR Components 7. Pressure Vessel Integrity Analyses 8. Programmes and Applied Studies for Plant Life Extension 9. Measurement Techniques of Mechanical Damage
Track 4. LICENSE RENEWAL, LIFE EXTENSION, DECOMMISSIONING AND DECONTAMINATION
1. Decontamination Technology and Decommissionning of Facilities 2. Facility Aging and Equipment Replacement 3. Plant Life Management 4. Life Cycle Management for Operating Plants

表 3　ICONE-9 のプログラム(続き)

Track 5. SAFETY, RELIABILITY AND PLANT EVALUATIONS
1. Digital I&C and Mechanical System Reliability Assessment 2. Deterministic Plant Safety Analysis 3. Severe Accident Phenomenology and Modelling 4. PRA Standards and Applications 5. Reactor Physics and Thermalhydraulics Plant Safety Analysis 6. Safety Management
Track 6. NEXT GENERATION SYSTEMS
1. Economics of Advanced Designs 2. Advanced BWR 3. Advanced PWR 4. Other Advanced Systems 5. Gas Reactors 6. Advanced Containments and Containment Protection Designs 7. Fast Reactors
Track 7. THERMAL HYDRAULICS
1. Two Phase Flow and Heat Transfer Fundamentals 2. CHF and Post-CHF Thermal Hydraulics 3. New Developments in Thermal Hydraulics Modeling 4. Thermal Hydraulics Fundamentals 5. Benchmark Analysis and Assessment of Thermal Hydraulics Codes 6. BWR Transient Analysis and Stability 7. Advances in Thermal Hydraulic Measurement Methods 8. Safety Related Thermal Hydraulic Experiments and Modeling 9. Computational Thermal Hydraulic Tools for Simulation and Analysis of LWR Accidents 10. Two-Phase Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer 11. Severe Accidents: In-Vessel Thermal Hydraulics 12. Severe Accidents: Debris bed Cooling 13. Severe Accidents: Fuel Coolant Interaction 14. Severe Accidents: Ex-Vessel Thermal Hydraulics

表 3　ICONE-9 のプログラム(続き)

Track 7 の続き 15. Thermal Hydraulics of Advanced Nuclear Reactors and Liquid Metal Reactors 16. Thermal Hydraulics of VVER and RBMK 17. Validation and Uncertainty of Systems Transients Codes 18. ISP 42 on PANDA Test Facility
Track 8. BASIC NUCLEAR ENGINEERING ADVANCES
1. Basic advances in Reactor Design 2. Basic advances in Reactor Technology 3. Basic advances in Software Validation 4. Advanced Developments in Basic Software for Reactor Physics and Engineering 5. Next Generation Reactor Design and Technology 6. Basic Advances in Reactor Physics
Track 9. NUCLEAR FUEL CYCLE, SPENT FUEL AND RADWASTE MANAGEMENT
1. Storage, Waste Management and Disposal 2. Reprocessing and Recycling 3. Fuel Technologies 4. Transportation 5. Fuel-cycle Technologies
Track 10. CODES, STANDARDS, REGULATORY ISSUES
1. Risk Informed ISI/IST Practical Application 2. Codes and Regulatory Issues on Risk Informed 3. In-service Inspection and Codified Flaw Evaluation Procedures 4. Nuclear and Non-Nuclear Codes Developments 5. Research and Development Programs to Support Codes and Standards 6. Issues or Obstacles Toward Risk Informed Programs

表 3　ICONE-9 のプログラム(続き)

STUDENT PROGRAM
1. Pipe Circuit (LOCA) 2. Waste Management 3. Nuclear Technology 4. Reactor Safety (Vapour Explosion) 5. Public Acceptance and Nuclear Safety 6. Thermalhydraulics 7. Radiobiology and Radioprotection

3. ICONE-9での報告

三浦によるアスファルト固化処理施設火災爆発事故の原因究明活動で得られた知見についての発表、根本による高レベル放射性物質研究施設(CPF)における小型遠心抽出機の開発についての発表は､2日目である4月10日13:30より「再処理及びリサイクリング1」のセッション(Reprocessing and Recycle 1)において行われた。同セッションは約2時間予定されており、6件の発表が予定されていたが、2件がキャンセルになったため、発表時間も15～20分、質疑5分程度をとることができた。以下に発表の概要と質疑の内容について示す。

3.1 アスファルト固化処理施設における火災・爆発事故の原因について

"Fire and Explosion Incident at Bituminization Demonstration Facility of PNC Tokai Works on March 11, 1997"

別添に発表に使用したOHPを示す。本件の発表はこの資料を用い、以下のように実施した。

(1) 発表概要

① アスファルト固化のプロセスについて

アスファルト固化の対象となる廃棄物は、東海再処理施設から発生する低レベル放射性廃液で、この液体は施設内の貯槽に受入れられた後、反応槽に送液されここで試薬が加えられる。その後、供給槽を経てエクストルーダと呼ばれる機器に送液される。この施設では、バッチ式の運転を行っており、火災は1997年に実施されたキャンペーンの第29バッチで作製された固化体から発生したと考えられている。

② エクストルーダについて

アスファルト固化体はエクストルーダと呼ばれる混練機械にて作製される。この機械の主な機能は、廃液中の水を蒸発させかつアスファルトと混練する。この機械はゾーンと呼ばれる8つの部位にて構成され、各ゾーンにて温度制御を行っている。本機械の廃液処理量は通常時には廃液200L/hrであったが、事故が起きる直前には、廃棄物の減容のために160L/hrに低下させていた。

③ 事故発生の経緯

3月11日、午前10時6分、火災が発生した。作業員はアスファルト固化体の1本から火災が発生しているのを目撃した。作業員は火災発生を連絡するため、電話へ移動し、すぐに火災を目撃した窓へ戻ったところ、窓から見

えるすべてのアスファルト固化体が燃焼しているのを目撃した。

10時12分に水による消火を行った。約1分後に火が見えなくなったため、消火を停止した。

約10時間後の午後8時4分、爆発が発生し、屋外カメラにより窓から噴出する煙を確認した。

④ 調査結果(化学的発熱要因の検討)

事故発生直後、廃液中に異物が混入したこと、試薬添加の失敗、エクストルーダの温度制御の失敗、固化体の外部からの加熱などの要因が考えられたが、様々な調査の結果、これらの要因は否定された。

さらに、硝酸塩粒子の微細化、沈殿物の触媒効果、空気との酸化反応などの要因が挙げられ、より詳細な試験・分析を実施した。この結果、これらの要因も否定されたが、運転員の証言などからアスファルト固化体は、ドラムに充てんされる前にすでに温度が高かったことが考えられた。

⑤ 調査結果(物理的発熱要因の検討)

アスファルト固化体は、エクストルーダ内で温度が上昇し、ドラム充てん時にはすでに高温であったと考えられ、エクストルーダ内で発生するといわれている摩擦発熱(流体的摩擦を含む)により温度が上昇したと考えられた。このため、物理的な発熱によりアスファルトと廃液の混合物温度が上昇するかどうかを確認する、小型試験機による物理的な発熱試験を実施した。この結果、エクストルーダ内部のアスファルト・廃液の混合物は、制御温度より常に高く、物理的発熱が常に発生していることが確認できた。また、バレル内部にシャフトを取り巻くように円筒状の硝酸塩の殻が形成していることが判明した。同時に、エクストルーダ内の局部においてアスファルト・廃液の混合物内の塩濃度が上昇する現象が観測され、これらの現象が廃液の供給流量を低下させた際にはより顕著に現れることを確認した。

⑥ エクストルーダ内部現象の事象進展

エクストルーダの事故直前のトルクチャート・温度記録(ゾーン7温度計)に示された結果と、これにより推定した事象の進展については以下のように考えられる。

- 第26バッチから第30バッチまでの運転開始時のトルクを比較すると、だんだん上昇しているのがわかる。これは、エクストルーダ内に付着する塩の殻の量及びアスファルト・廃液の混合物内の塩濃度が上昇し、摩擦が大きくなったためである。

・第 27 バッチにおいてゾーン 7 温度が上昇したため、自動冷却運転が開始した。
・冷却運転を実施したため、ゾーン 7 温度が低下し、アスファルト・廃液の混合物の温度が低下したため粘度が上昇し、トルクが上昇した。
・第 28 バッチ開始時から手動にて冷却運転を実施した。この運転の後、急激なバレル温度の変化により、ゾーン 7 温度計の感度が悪くなり、第 28 バッチにおいては開始から終わりまで大きな温度上昇等は見られない。このため、運転員は冷却運転を停止した。
・第 28 バッチでは高いゾーン 7 温度は見られないが、事故後の調査によると、第 28 バッチ中旬以降に作製された固化体は高温で充てんされたときと同様の状態が見られた。
・第 29 バッチでははじめから終わりにかけて、徐々に温度・トルクが上昇し第 29 バッチの前半に作製された固化体が燃焼した。

以上のことから、エクストルーダ内での物理的な摩擦発熱が廃液の供給流量の低下に応じて拡大し、第 28 バッチ以降の固化体に異常を生じたと考えられる。

⑦ 数値解析による充てん温度の推定

加速速度熱量分析計(ARC)による発熱速度の測定結果を基に、アスファルト固化体の熱暴走に至る温度の推定を実施した。熱分析の結果から、アスファルト固化体は約 270℃から大きな発熱反応を開始するが、初期の充てん温度が 250℃を越えているときには、ドラム内で蓄熱し、その結果熱暴走反応を実施することが判明した。また、180℃から主反応に至るまで、0～2.0 mW/g 程度の微弱な発熱があったと仮定した場合、1.0mW/g、2.0mW/g では熱暴走に至る温度は低下するが、0.3mW/g 程度の発熱であれば熱暴走に至る温度は変わらないことが判明した。

⑧ 爆発事故の原因

爆発事故後の施設被害の状況から推定すると、高温のアスファルト固化体から噴出した可燃性ガスが着火し、爆発したものであった。この際、火災発生後の施設はほとんどの換気システムが停止していたが、槽類換気系のみ稼働していたことから、この換気系よりアスファルト充てん室(R152)に酸素を含む空気が混入し、可燃性ガスと空気が混合した。エクストルーダゾーン 8 真下にあるターンテーブル上のアスファルト固化体が燃焼し、可燃性ガスに着火した。この際、ターンテーブル上の固化体からの炎により、ゾーン 8 温度計の指示が 400℃を越える温度を指示していた。

⑨　事故の原因

様々な調査の結果、火災の原因は廃液供給流量の低下により、エクストルーダ内の塩殻の生成及び局所的なアスファルト・廃液混合物内の塩濃度上昇が通常時より大きくなったためである。

また、爆発の原因は火災発生時の消火が不十分であり、高温のアスファルト固化体から可燃性ガスが放出し、槽類換気系からの空気と混合し、燃焼した固化体により着火・爆発した。

(2)　質疑の概要

アスファルト事故の概要の発表の後、CEA(フランス原子力庁)-Cadarache 研究所の Christian LATGE 氏により、次のような質疑があった。

(質問 1)

エクストルーダへの廃液供給流量を低下させたことをきっかけにエクストルーダ内でアスファルト・廃液混合物の温度が上昇したと説明しているが、現在ではアスファルト固化処理施設の運転はどのように行っているのか。

(回答 1)

事故が発生する直前より、アスファルト固化処理施設の運転を停止する計画があり、事故をきっかけに現在は運転をしていない。

(質問 2)

アスファルト固化処理施設の運転を停止した後、低レベル放射性廃液はどのようにしているのか。

(回答 2)

現在、東海事業所内に低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)を建設しており、今後その施設で廃液の処理を実施する予定である。

(質問 3)

新しい施設ではどのような処理をしているのか。アスファルトは使用しないのか。

(回答 3)

アスファルトは使用しない。LWTF では廃液中に含まれるヨウ素を不溶化し、

セシウム、ストロンチウムなどは吸着などにより除去する。このような操作の後、廃液はホウ素等により固められ、ローベ固化体となる。この固化体は、中間貯蔵体であり、処分体としては採用されていないため、当面はこのまま貯蔵することとなる。

また、Christian LATGE 氏からはより詳細な情報を求められたが、明確な回答ができなかったため、建設工務管理部の斉藤氏による文献"Development of New Treatment Method to Reduce the Volume of Low Level Liquid Wastes", ICONE-8, (Held at April 2-6, 2000, Baltimore, USA)を送付することを約束した。

3.2 高レベル放射性物質研究施設(CPF)における小型遠心抽出機の開発

"Development of Hot Test Equipment for Advanced Nuclear Fuel Cycle Development in JNC -Development of Ten-stage Mini Centrifugal Contactor for Laboratory Hot Cell Experiment-"

別添に発表に使用した OHP を示す。本件の発表はこの資料を用い、以下のように実施した。

(1) 発表概要

① 高レベル放射性物質研究施設(CPF)施設の紹介

サイクル機構東海事業所高レベル放射性物質研究施設(CPF: Chemical Processing Facility)は、高速炉燃料の再処理試験を実施するため、A 系列(高速炉燃料再処理試験ライン)内の CA-3 と呼ばれるセルの中に、溶解・調整・抽出工程の試験設備が設置されている。現在、CPF では来年度からのホット試験の再開を目指して改造工事を進めているところであり、今後の高速炉燃料再処理試験に、今回報告する小型遠心抽出器を使用する計画である。今回の報告はこの小型遠心抽出器の運転条件確認試験結果をまとめたものである。

② 改良型小型遠心抽出機の特徴

使用済燃料の溶媒抽出による再処理では、抽出剤の劣化が除染性能を低下する一因となっている。高除染係数を達成するためには多サイクルの溶媒抽出工程が必要であり、特に高燃焼度の FBR 燃料再処理には先進的技術が要求されている。このために、開発した小型遠心抽出機はホールドアップ量が極めて少なく、パルスカラムやミキサセトラ型抽出機に比べ溶媒の接触時間が短く、抽出剤の劣化も少ないといった特徴を有している。今回はこのような試験装置を用いた流動特性及びウラン抽出試験の結果について報告する。

③ 遠心抽出機の基本原理

遠心抽出機の基本構成は、混合部(Mixing Zone)、回転分離部(Rotating Rotor)及び水相・有機相出口(Aqueous Phase Collector, Organic Phase Collector)により構成されている。溶液及び有機溶媒は抽出機下方の注入部(Aqueous Feed, Organic Feed)より注入され、混合部にてローターの回転により混合される。回転分離部内で混合された溶媒はその比重差により遠心分離され、装置上部の水相・有機相集部に流出する仕組みになっている。

④ 10段遠心抽出器の構成

10段遠心抽出器は上記の遠心抽出機を10段直列に配置したものである。その抽出器ロータ1つの直径は3cmで全長は9cmである。この各々の下方から混合溶媒が注入され、上部より分離した溶液が流出するようになっている。

⑤ 小型遠心抽出機の水相部の運転挙動確認試験(ローター回転数による水相分離特性)

ウランを用いた試験を実施する前に、本試験器の混合部における水溶液量及び水相の拡散水位などの運転能力を確認する試験を実施した。この試験では、ローター部の回転速度をパラメータにした。この結果、流入速度2L/h以下における運転では、有機相出口に水溶液が流出することはなく、混合部に注入した水溶液はすべて水相出口に流出していることが確認された。しかし、流入速度2L/h以上の場合、有機相出口に水溶液が流出し、流出量はローターの回転速度に比例することが確認された。

⑥ 小型遠心抽出機の水相部の運転挙動確認試験(有機相流入速度による拡散水位の推定)

本試験器の最大水溶液量を調査するために、水溶液供給流量及びローター回転数を一定に保ち、有機溶媒の流量をパラメータにした試験を実施した。有機相の流速を2L/h以下にした条件では、水相及び有機相の双方の流出は見られなかったが、流速を約2.5L/hにした場合、混合部の拡散水位に急速な変化が見られた。この拡散水位が有機相出口より上昇した場合、有機相に水相の混入が発生してしまうため、拡散水位を十分にコントロールすることが重要である。

⑦ 小型遠心抽出機の水相部の運転挙動確認試験(水相流入速度による拡散

水位の推定)

同様の条件における水溶液流速をパラメータにした試験を実施した結果、流速が 2L/h の際に水溶液が有機相出口に流出した。また、3L/h の場合には拡散水位が急速に上昇することが確認された。以上の試験において、ウランを用いた試験を実施する際の運転条件は約 2L/h 程度が望ましいことが示された。

⑧　小型遠心抽出機の最適運転条件

以上の試験によって、小型遠心抽出機の最適運転条件はローター回転速度約 2,500～3,300 回転、有機相流速 1.5L/h～4L/h、水相流速 1.8L/h～2.6L/h 程度であることが示された。

⑨　ウラン溶液の分離効率試験

本試験機におけるウランを用いた分離試験を実施した。この結果、第 7 ステージに流入したウランの約 100%が 7 ～10 ステージまでの 4 段において、有機相としてストリップバンクに流入していた。この試験の結果、10 ステージの分離バンク内が平衡になる約 30 分間であった。

⑩　結　論

ホールドアップ量が少なく、パルスカラムやミキサセトラ型抽出機に比べ溶媒の接触時間が短く、抽出剤の劣化も少ないといった特徴をもつホットラボ用小型遠心抽出機を開発した。この試験機はローター速度約 2,500～3,300 回転程度で運転し、最大約 5.5L/h の分離特性を持つもので、10 段を内蔵する長方形型ブロックタイプの小型遠心抽出機である。流動特性及びウラン抽出試験の結果、ウラン抽出段効率は条件によって異なるものの、70～80%程度であった。現在 CPF ではこれらの開発した機器を設置し、高速炉燃料再処理試験を実施するための改造工事を実施している。本小型遠心抽出機は 2002 年から実施を予定しているホット試験に採用し、試験時間の短縮を含めホットラボ用として効率的に各種試験に使用してゆく予定である。

4. その他のセッションの概要

ICONE-9 はパラレルセッションで行われたため、すべての講演を聴講することはできなかった。そのため、聴講する事ができたセッションに関しての概要をここに示す。

4.1 Session 4.01:
Decontamination Technology and Decommissioning of Facilities
(4 月 9 日　14:00～15:45)

本セッションは、1 日目の 14 時から 17 時 45 分(休憩時間含む)に、施設の除染・デコミッショニング技術についての 7 件の講演が予定されていた。このうち 2 件はキャンセルとなったため、残りの 5 件について聴講した。この内容及びキャンセルされた発表の概要を示す。なお本件のチェアマン(Chair Person)は K. Sakai 氏(KEPKO – Japan)であった。

(1) Insights from a Comprehensive Evaluation of Risk at Spent Fuel Pools at Decommissioning Nuclear Power Plants in the U.S.
「原子炉をデコミッショニング際の使用済核燃料貯蔵プールにおける包括的な評価について」
発表者：Glenn B. Kelly (U.S. Nuclear Regulatory Commission - U.S.A.)

・概　要

2000 年の秋に、米国原子力規制委員会(NRC; U.S. Nuclear Regulatory Commission)は米国における原子炉廃止措置時の使用済核燃料燃料貯蔵プールのリスク評価を実施した。これまでに実施してきた NRC の研究結果は、現在稼働中の原子炉には合致していたが、今回実施した 4 つの廃止する原子炉の使用済核燃料貯蔵プールのリスク評価の結果、これまでの評価結果と大きく異なっていることが判明した。このような廃止措置時のリスク評価は、廃止措置計画の策定、セキュリティ、損害保険等の規制を作成する上で重要であり、詳細に検討する必要がある。

今回のリスク評価によって得られたシナリオでは、使用済核燃料貯蔵プール内で使用済核燃料のジルコニウム被覆が急激な酸化反応を起こし、ジルコニウム火災が発生し、施設外に核分裂生成物が放出するおそれがあり、放出する核分裂生成物のインベントリーが推定された。

・質疑等

本件に関し、リスク評価に関して必要な事故事象の推定範囲に関する質問や、

その被害の及ぼす範囲についての質問があった。発表者からは、これらのリスク評価は過去の経験や外部からの情報をもとに事故事象の推定を実施するとともに、これに伴う被害の範囲については解析的手法にもとづいて推定した旨の説明があった。

(2) Foam Decontamination of The Pneumatic Transfer Network at La Hague
「ラ・アーグにおける気相管のデコミについて」
発表者：J. P. Turchet (CEA Cadarache・France)

本発表はキャンセルとなったため、予稿集に掲載された内容を下記に示す。

・概　要
1994 年からフランス原子力庁(CEA)は核燃料公社(COGEMA)と共同して再処理施設の気相系配管の除染に取り組んでいる。CEA は COGEMA のラ・アーグ(La Hague)再処理施設における気相系配管を対象に泡を用いた除染の研究を実施している。この泡を用いた除染は、配管内を約 30 分間高濃度の酸の泡(硝酸と燐酸の混合物)を循環させた後、約 20 分間水の泡を循環し、約 4 時間湿度をとるという方法で実施する。この方法の利点は、除染後の液体廃棄物が低減できることや、粘性が高いために 2 次汚染を防ぎ、汚染物をより確実に除染剤に閉じ込めることができるということである。また、配管は主に ^{137}Cs によって汚染されており、最高で約 38μSv/h の汚染が認められたが、除染後の線量は 1/100 以下(除染係数 100～500)となり、発生した液体廃棄物量はおよそ 45 リットルという優れた結果を出すことができ、今後再処理施設へ適用が可能であることが示された。

(3) A Study on Decontamination of TRU, Co and Mo Using Plasma Surface Etching Technique
「ラ・アーグにおける気相管のデコミについて」
発表者：Yong-Dae Seo (Hanyang University・Korea)

・概　要
原子力施設のデコミッショニングにおいて、プラズマを用いたドライプロセスが注目されている。韓国 Hanyang 大学では、CF_4 と O_2 の混合ガスの燃焼に

よって発生するプラズマにより、UO_2、Co および Mo の除去試験を実施し、プラズマを用いた新しいドライプロセスの有効性を確認する。この研究で使用する UO_2 は、TRU 核種を代表するものとし、Co および Mo は核燃料から生成する基本的な核分裂生成物であるとともに、燃料被覆管に使用される元素の代表である。

気圧 0.3 Torr、最高温度 370℃のもとで UO_2 の除去試験を実施した。反応率は CF_4 と O_2 比、プラズマ温度、照射時間などの関数として測定し、その結果、最適な構成ガスの CF_4 と O_2 の比は 4 程度(CF_4 が 80%、O_2 は 20%)であることがわかった。また、質量分析結果によると、主要な反応生成物は UF_6 であり、総括的な反応形態は次のように考えられ、この反応の活性化エネルギー(activation energy)は 12.1 kJ/mol であった。

$$UO_2 + 3/2\ CF_4 + 3/8\ O_2 = UF_6 + 3/2\ (CO\ \text{or}\ CO_2)$$

また、温度 290～380℃において、Co、Mo とプラズマとの反応を CF_4 と O_2 比の関数として測定した結果、この場合も最適なガス混合比(CF_4 と O_2 の比)が 4 程度の場合、温度と金属の要素にかかわらず十分に除去できることが判明した。

また、光学スペクトルメータ(Optical Emission Spectroscopy)により表面での反応機構について調べた結果、ガスの組成が最適なとき、F 原子と CO 分子の強度が最大となり、フッ化反応(fluorination)が主要な反応であり、カルボニル反応がその反応を支援していることが判明した。

・質疑等

本件のような乾式除染プロセスにおいてしばしば問題になるのは、除染係数の高さと、除染した際に発生する廃棄物の処理に関する問題であり、実際に除染係数、オフガス(除染の時に発生する)の処理についての質問があった。試験の結果から、このプロセスでは約 99.9%の放射性核種の除去が可能であった(厳密ではないが除染係数 100 程度)ことが示され、プラズマにより蒸散した放射性核種はオフガスとしてフィルタを通して排気するプロセスを検討しているとの説明があった。なお、試験の際にはチャンバーに直接吸引する方法を採用したため、フィルタ処理等は実施していない。

(4) RADMAP: "As-Built" Cad Models Incorporating Geometrical, Radiological and Material Information

「RADMAP-デコミッショニング実行時の 3 次元的 CAD データと材料・放射能マップの作成ソフト」

発表者：L. Piotrowski (Leon Electricite - France)

・概　要

将来的なデコミッショニングワークを最適化するために、放射線環境下で作業を実施する上で必要な幾何学的構造・ガンマ線線源の位置と特徴・材料といった情報を含む3次元的CADモデルを構築し、マッピングするソフトの作成をフランスEDF/CNEPE社が実施している。このソフトでは、設計時のCADデータに放射線測定データ、作製材料等のデータを組み込むことで、効率的なデコミッショニングワークを提案することができ、かつセンサーにより測定した放射線データを逐次更新し、スポット的な放射線線量等の推定を行うことができる。

・質疑等

今後の施設の解体措置等に使用できる強力なツールであり、会場外の展示ブースでもデモンストレーションしていた。このような、解析的ツールは今までデコミッショニング時、解体時の発生廃棄物量の推定や必要日数等の計算ができる程度のものであり、材質データ・放射線データが組み込まれたものは作業員の被ばくに関する作業計画の策定等に有望であり、ガンマ線線源のみではなくアルファ核種が付着した際の検討等もできれば、より用途が拡大するとのコメントがあった。また、再処理のような湿式プラントの配管・貯槽を模擬するのは、残物の影響とを加味すれば、難しいのではないかといった指摘があった。

(5)　Chemical Decontamination Using Ozone Oxidation Process
「オゾンによる酸化反応を利用した化学除染」
発表者：Yumi Yaita (Toshiba Co. - Japan)

・概　要

化学的な除染は原子力発電所の機器の更新等における線量の低減に利用されており、この方法では2次廃棄物の低減や除染対象物の変質が無いということが必要条件であるため、東芝(株)ではこれらを満足するオゾンを使用した除染の研究をしてきた。本発表では、オゾンを溶液に溶解した溶媒(以下、オゾン溶媒)による化学反応を利用した除染試験、および金属酸化物で模擬した原子炉(BWR)の1次系ループの配管の除去の有効性を確認した結果について報告があった。

酸性の溶液にはよくオゾンを溶かすことができ、オゾンを溶解した溶媒に若干の酸を添加した場合の適用性が調査された。この結果、有機酸がオゾンによ

り分解され、オゾン溶媒のpHは有機酸の濃度の減少により変化した。したがって、2次廃棄物量が多くならない限り、オゾン溶媒は酸性の状態が適していることが確認された。

また、原子炉の1次系ループの配管を金属酸化物で模擬した除染試験の結果、オゾン溶媒を用いた化学除染における溶液の最適な条件は、80℃程度でオゾン濃度1 ppm以上の弱い酸性溶液とすることであった。これは、熱によってクロム酸化物の酸化と、適当な濃度におけるオゾンの蒸散が約80℃においてバランスがとれていたためであると考えられる。

さらに、原子炉格納容器などの構造に使用されている金属材料に対するオゾン溶媒の適合性も試験した。この試験には、2回のオゾン除染工程を含んでいるが、試験の結果、オゾン除染工程は金属の除染に適していることが判明した。

・質疑等

本件に関しても、除染において重要な除染係数及び再付着についての質疑がなされた。これらについて、除染係数は約100～1000程度であり、液系による除染のため再付着はさけることはできないが、酸での洗浄等で十分にとれる程度のものであることから、再付着についてはあまり大きな問題にならない旨の説明があった。

(6) Decontamination by Excimer Laser
「エキシマレーザによる除染技術」
発表者：Blin Daniel (Onectra - France)

本発表はキャンセルとなったため、アブストラクト集に掲載された内容を下記に示す。

・概　要

プラズマを用いた除染技術と同様に、乾式のプロセスであるレーザを使った除染についての報告である。この方法は、光源から汚染物までの間を光ファイバにより光の伝送を行うことができることから、遠隔保守等に応用が期待されており、報文でも光源から光ファイバで20メートル伝送した光により除染試験を実施している。この試験では、500W程度のエキシマレーザを用い、約10m²/hという高い効率で除染できることを確認した。

(7) United States Nuclear Regulatory Commission Program For Inspection of Decommissioning Nuclear Power Plants
「原子炉廃止措置時の検認に関する米国原子力規制委員会プログラム」
発表者：P. W. Harris (U.S. Nuclear Regulatory Commission - U.S.A.)

・概　要

米国原子力規制委員会(NRC)は、1967 年 9 月以来永久に停止した原子炉から現在デコミ中の原子炉に至る多くの施設の検認を行ってきた。原子炉の検認に関するプログラムは、公衆衛生、安全性および環境といった観点で危険源を低下させるといった目的で作成される。しかしながら、現在までの検認に関するプログラムでは、リスク評価に関しては不完全であった。このため、検認プログラムの見直しを行った。

この中で、検認を行う免許所有者に対し、その活動範囲・調整範囲を区別し、特定の分野での検認を実施することとした。また、原子炉廃止措置にむけた規制の策定に関し、州の監督組織と市民支援グループとの調整を図ることとしている。

・質疑等

本件では、デコミプログラムの策定に関する調査を実施するたびにその査定方法が異なるのはおかしいといった内容のコメントがあった。現在まで、各国とも廃棄物の検認、廃止措置を実施した施設の検認は大きな問題であり、どのような基準を置くか難しい問題であった。このことから、将来的にグローバルスタンダードを作成できる信頼性の高いデータを採る必要があるほか、十分な根拠を持った規制を敷く必要があることが述べられた。

4.2 Plenary Session 4

Regulatory Challenges in Today's Changing Economy

(4 月 9 日　8:00～10:00)

本セッションは、2 日目の 8 時から 10 時まで、各国の規制の変更に関する議論が行われた。日本からは近藤教授(東京大学)が出席し、米国、カナダ、スウェーデン、アルゼンチン、フィンランドから報告があった。以下にこの概要を記す。

(1) 日本―近藤教授　東京大学(The University of Tokyo, Japan)

JCO 事故により原子力に係わる規制の甘さが明確になってきた。このため、

規制のあり方を見直すとともに、原子力開発における公衆の信頼を回復するために、監督官庁がより強い権限を持った独立した規制を提案するとともに、公衆へのリスクの公表、リスクへの関心を提案する。このため、リスク情報の報告を義務づけることや海外とのリスク情報ネットワークの拡充を図る必要がある。

(2) 米国－Dr. William Travers (NRC: Nuclear Regulatory Commission, U.S.A.)

米国では老朽化した原子炉の廃止措置を実施していることや、使用済核燃料の直接的地中処分を実施していることから、これらの輸送・廃棄に係るリスク情報や、セキュリティーに関するアセスメントの充実を図ることに主眼をおいている。特に、検認等に係る基本データの蓄積、判定根拠、規制に係る考え方に十分な配慮をおく必要がある。

(3) カナダ－Mr. Mike Taylar (CNSC: Churchill Northern Studies Centre, Canada)

カナダでは、使用済核燃料の直接的地中処分を実施していることや、独自で開発した CANDU 炉の解体等で発生する廃棄物の検認などの技術の確立が急がれている。このため、公衆への影響評価や環境の測定等を含めて規制を、政府(原子力管理委員会－A. E. C. B.; Atomic Energy Control Board) が認める機関において策定・実施する。

(4) スウェーデン－Mr. C. Viktorsson (SKI: Swedish Nuclear Power Inspectorate, Sweden)

スウェーデンは国策として、原子力発電から撤退することを決定しており、使用済核燃料や原子炉の解体廃棄物の処理などが問題となってきている。また、定年や原子炉運転廃止に係り、人員のリストラを実行している。これらの人員は IAEA の定めた放射性廃棄物の基準を内部的に監査する仕事や、環境の評価を実施する部署に異動し、環境に係る整備を進めている。

(5) アルゼンチン－Mr. Antonio Abel Oliviera (ARN: Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina)

アルゼンチンは 3 つの原子力発電所を所有するほか、核燃料サイクル技術の開発、環境技術の開発、放射線を利用した技術の開発を実施している。また、国策として原子力の平和利用及び環境保全に係る技術の向上を掲げている。このため、これに係る人員・予算はその他の開発と同等に扱われている。同時に、

原子炉の廃止に係る計画(Shut Down Program)は、IAEA によって管理できるようなシステムになっている。

(6) フィンランド—Mr. Jukka Laaksonen (STUK: Radiation and Nuclear Safety Authority, Finland)

フィンランドは現在 4 基の原子炉が稼働しているが、電力の供給が不足している。しかしながら、議会では原子力発電所を建設することが否決され、1993 年以降、新しい炉は建設されていない。また、発生する放射性廃棄物は発電所廃棄物(操業廃棄物)・使用済核燃料が大半であり、炉の廃止措置は 21 世紀以降であるとの予測から、廃炉に伴って発生する廃棄物に関する方策は立てられていなかったが、発電所廃棄物(操業廃棄物)の処分場を拡大することを検討している。また、使用済核燃料は直接処分を検討していたが、使用済核燃料の再処理の海外委託が可能となったため、高レベル・低中レベルの廃棄物区分けが可能となり、それぞれに応じた処分の検討が進められるようになった。

4.3 Session 9.06:

Reprocessing and Recycling

(4 月 10 日　13:30〜15:15)

本セッションは、2 日目の 13 時半から 15 時 15 分に、再処理・リサイクリング技術についての 6 件の講演が予定されていた。このうち 2 件はキャンセルとなり、著者らの発表が 2 件、残りの 2 件について聴講した。著者らの発表の内容及び質疑は第 3 章に記した。ここでは、聴講した 2 件の内容を下記に示す。なお本件のチェアマン(Chair Person)は H. Mochizuki 氏(JNC Paris Office – Japan)およびコ・チェアマン(Co-chair Person)は D. Greneche 氏(Cogema – La hague, France)であった。望月氏はサイクル機構大洗工学センターにて、原子炉のシビアアクシデントを中心に研究し、炉内での核燃料の燃焼などを解析するツールを開発してきた技術者である。また、望月氏の紹介によれば、Cogema の D. Greneche 氏は La Hague 再処理工場の施設建設時からの技術者であり、再処理技術に深い知識を有しているとのことであった。

(1) Design and Heat Transfer Calculations of Burial-Bunker for High Efficiency One-Stage Melting Converter for Vitrification of High-level Radioactive Waste

「高レベル放射性廃棄物のガラス固化施設溶融コンバータの伝熱解析およびその設計」

発表者：Pioro Igor (Chalk River Laboratories - Canada)

・概　要

高レベル放射性廃液の処理を行う施設に、Burial Bunker をもつメルターを設計し、この内部の伝熱解析を実施した結果についての報告であった。このBurial Bunker は溶融コンバータ部と廃液チャンバーとで構成されたものが設置されており、これらは鉄筋コンクリートの基礎の上に設置され、上部の溶融コンバータ部から流出する廃液は直接廃液チャンバーに流入するようになっている。この方法の主な特性は、融解の装置における蒸発水の連続的な凝縮プロセス、カルシン化およびガラス固化のプロセスのすべてを 1 つの装置内に構成していることである。

また、溶融したガラスと放射性核種から放出する熱のため、2 相のthermosyphons が設置されている。この装置の上部には、蒸発水を冷却し(loop coolant)、凝縮を行う装置(condenser)を設置する必要があり、十分な冷却を行う際の thermosyphons の数と熱のバランスを解析的の求める必要がある。この際、溶融ガラスと放射性核種が放出する熱のバランスを解析し、同時に 2 相のthermosyphons の熱輸送の性能を評価した。

これらの解析・試験の結果、この方法によるガラス固化のプロセスは高レベル放射性廃液を廃棄体化処理し、貯蔵する点において有用であることが確認された。

・質疑等

本セッションは、廃棄物処理と再処理についての話題を中心としているが、廃棄物処理技術の主な内容は未だ高レベル放射性廃棄物処理についてであった。その中で、本発表はメルターの上部に設置された Burial Bunker と呼ばれる冷却水の凝縮装置についての設計・評価であった。このため、日本の企業からの具体的なコスト・効率についての質問があった。その結果、この Burial Bunker を設置したメルターを作製した際、メルター本体ではコストが約 2 割上昇するが、本来凝縮器などメルターと分離した機器を加えると、トータルで 5～7 割の価格(3～5 割の低下)で製造できる。同時に、このメルターでの効率は低下しないことが解析的・試験的に実証された旨の説明があった。

(2) Improvement of Melter Off-Gas Design For Commercial HALW Vitrification Facility

「高レベル放射性廃棄物のガラス固化施設におけるメルターのオフガス

排気に係る設計の改良」
発表者：Akira Ohno (Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd. - Japan)

・概　要

現在青森県六ヶ所村では、2005年の運転開始を目指し、商用再処理工場の建設が進められている。この再処理工場で発生する高レベル放射性廃棄物は、サイクル機構で開発してきたTVF(Tokai Vitrification Facility)での技術を活かし、ガラス固化を行う方針である。現在設計中のガラス固化処理施設(六ヶ所サイト)には、TVFのメルターの約6倍の容量を持ったメルターが設置される。また、TVFは1995年に運転を開始し、その際、メルターのオフガスパイプの入口と出口の圧力(差)が短い期間に上昇することが確認された。このような現象はガラス固化処理施設の運転には有害であり、同様の現象が六ヶ所村で建設している施設においても発生することが予想されるため、これらの原因の調査・解明を実施した。

この調査を実施するために、ベンチマークとしてオフガスパイプから水の注入を行い、付着した塩などの洗浄を実施した。この結果、オフガスパイプおよびメルター内がほぼ完全に洗浄され、メルター内の圧力(差)の低下が確認された。同時に、安定した運転が可能であることが示された。

この水注入システムを六ヶ所サイトに適用するために、アクリルモデル試験から、TVF、六ヶ所サイト原寸大モデルによるスケールアップの試験が実施された。この結果、すべてのスケールにおける試験で同等の洗浄能力が確認され、六ヶ所サイトへの適用が検討されている。

・質疑等

上記発表と同様に高レベル放射性廃棄物処理に係る周辺技術の紹介であった。本件は、商用稼働する施設へ適用する技術であることから、メルター開発者にとっては有意義な発表であったが、海外の技術者にはあまり好評ではなかった。質疑に関しても、チェアマンである望月氏(JNC Paris)およびD. Greneche氏(Cogema－France)からのみであった。その内容も、試験・設計に深く言及したものでは無かったことから、すでにコマーシャルベースでの高レベル放射性廃棄物処理技術に関してはあまり大きな期待感が無くなってきているようであった。

4.4 まとめ

ICOME は機械学会中心の国際会議であることから、流体・熱・原子炉に係る発表が中心であった。今後の技術開発の参考とするため、再処理技術・廃棄物処理に係る発表を聴講した。これらの話題は、本会議ではあまり盛況な話題ではなかったが、除染技術に関しては徐々に新しい技術の開発が見られた。除染時術に関しては、低コスト化・汚染の出ない方法・メンテナンスフリー・発生廃棄物(2 次廃棄物)量の低下がキーワードであり、同様に対象に応じた除染方法の選択が望ましい。こういった観点から、これらの報告に耳を傾け、各々の特徴を吸収することができたことは今後の参考にしたい。

また、これからの原子力事情について各国の情勢を拝聴できたことは各国の今後の技術開発の動向を知ることができるうえ、われわれの開発の方向性を決定する上で重要なことであると思われる。

今後、我々はこのような国際会議に積極的に参加し、他国の情勢・技術を吸収することに努めるほか、我々の得た技術を広く公開してゆくことの必要性が感じられた。

5. 施設見学報告

学会が主催するテクニカルツアーにて CEA-Cadarache 研究所を訪問し、トカマク型核融合実験炉・試験用熱交換器を見学するとともに、Belgoprocess 社(ベルギー)Mol 原子力研究所を訪問し、高レベル放射性廃棄物処理施設として使用していた施設 Pamela を見学した。

5.1 CEA-Cadarache 研究所見学(三浦)

(1) はじめに

4 月 13 日(金)に ICONE 主催のテクニカルツアーで CEA(フランス原子力庁)-Cadarache (カダラッシュ)研究所を見学した。フランス原子力庁は各種運営部門の他、CEN(原子力研究センター)にカダラッシュをはじめとして、フォンテネオローズ、グルノーブル、サクレー、マルクールに研究施設を有している。今回は、核融合炉をはじめとする原子炉に係わる研究、原子炉等のシビアアクシデントなどのエネルギー関連研究を中心として実施しているカダラッシュ研究所を訪問し、ITER 計画に参加しているトカマク型核融合実験炉(Tore Supra)や試験用熱交換器(Hermes P, T)の試験装置を見学した。

(2) CEA-Cadarache 研究所

カダラッシュ研究所は図 2 のようにフランス南部のプロバンス地方のなだらかな丘陵に約 4km 四方の敷地を有しており、多くの木々に囲まれている。この研究所は、Tore Supra をはじめとする核融合関連の研究施設のほか、潜水艦用の原子力エンジンを開発している特別な軍事施設もあり、通常の所員はここへの立ち入りは禁止されている。また、本施設内には約 3,000 名のスタッフが勤務し、年間予算約 2 億 6 千万ユーロ(約 286 億円)で運営している(本金額は Cadarache, Saclay, Valrho, DOB での予算をスタッフ数の割合で算出した)。

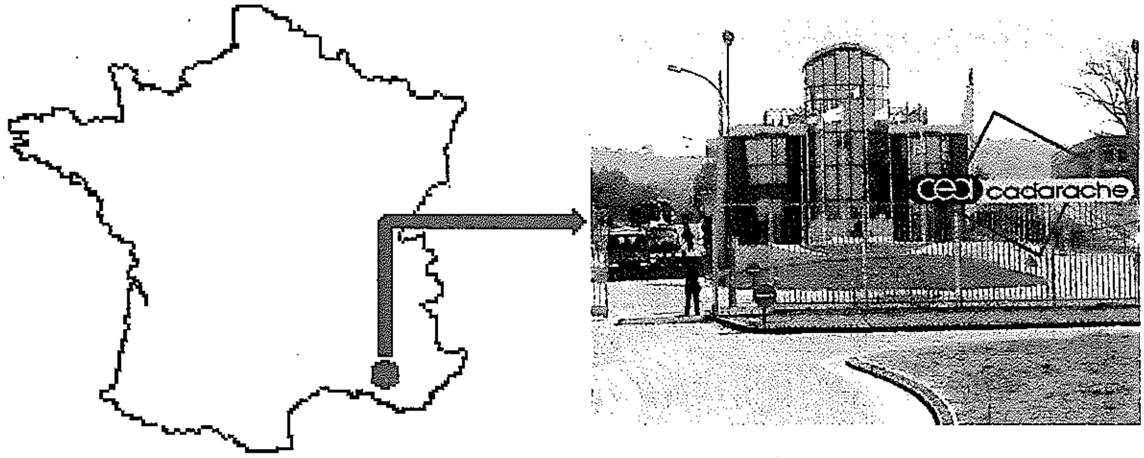


図 2　CEA-Cadarache 研究所
(CEA ホームページより 1))

(3) 試験用熱交換器(Hermes P, T)

燃料集合体から循環する水部への熱の交換効率を研究するために、高圧条件での試験を実施する試験用熱交換器(Hermes P)及び加熱条件下で試験を実施する試験用熱交換器(Hermes T)を見学した。これらの試験機はPWRやBWR用の熱交換試験が実施できるほか、FBRや試験用原子炉の試験も実施できる。

高圧条件での試験を実施する試験用熱交換器(Hermes P)は最高圧力 15.5 MPa、最高温度 315 ℃(加熱試験はできない)、試験流量 200～800 m³/h であり、その外観は図3のようになっている。この装置は約10年前から試験に使用しており、内部で試験できる試験体(燃料集合体)は1体である。

また、加熱条件下で試験を実施する試験用熱交換器(Hermes T)は圧力 1～3 MPa、温度 50～170 ℃、軸方向流量 200～1,200 m³/h、横方向流量の上限は 400 m³/h であり、その外観は図4のようになっている。

これらの試験機は燃料の型式、水の流れ(流速・レイノルズ数)を変化させることにより、圧力損失、燃料集合体及びシステムの耐性等に対する試験を実施することができ、特に高レイノルズ数流れに対する特性が測定できるといった特徴がある。

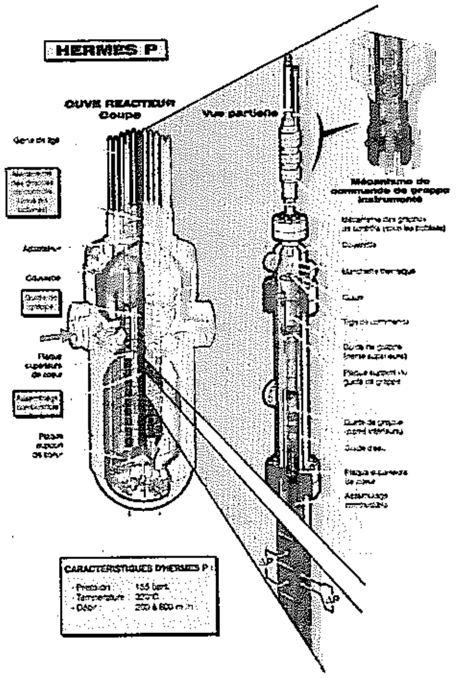


図3 Hermes P 試験装置

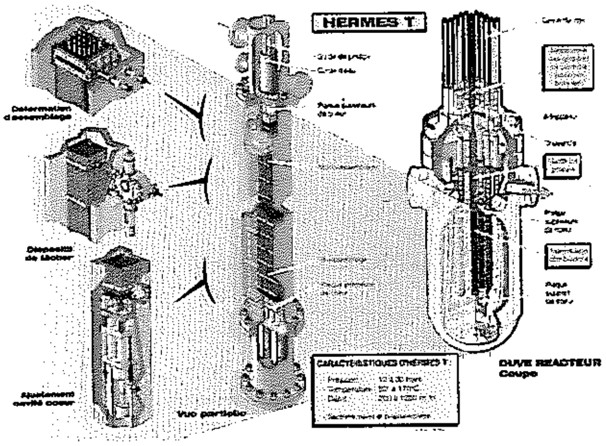


図4 Hermes T 試験装置

(4) トカマク型核融合実験炉(Tore Supra)

Tore Supra はトロイダルコイル(図5)が超伝導マグネットで構成されたトカマク型プラズマ実験装置であり、約10年前に完成して以来順調にプラズマ実験

が続けられている。その外観を図6に示す[2)]。

この実験装置本体は、厚さ約2 mほどの厚いコンクリート壁に囲まれた部屋に設置されており、本体の周りにはプラズマ加熱装置やプラズマ計測装置等が設置されている。また、制御盤のほとんどがプラズマ実験に関わるものであり、超伝導コイルやその超流動冷却システムの制御に関わる制御盤は比較的小さなものであった。稼動を開始して既に10年経過し、この間に約22,000ショットのプラズマ点火を記録している。制御室の中央にはプラズマの状態を示す大きなディスプレーが掲げられており、実験結果の大略を知ることができる。最近の実験目的はプラズマを長時間閉じ込めることが可能な条件を探ることであるようであった。見学中は週末ということもあり、実験は行っていなかったが、玄関ホールの展示場で点火実験のビデオを見ることができた。このビデオでは約10秒間のプラズマ閉じ込めに成功した際の映像を見ることができた。

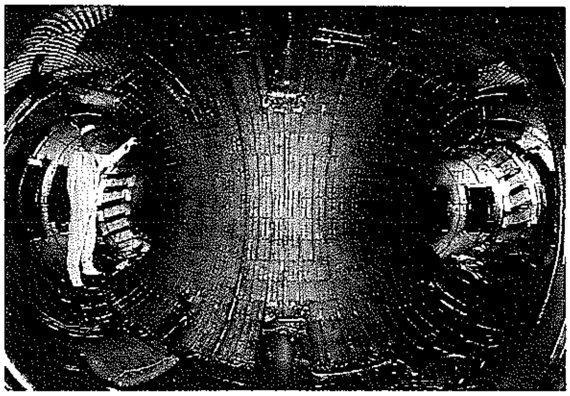


図5　トロイダルコイルの内部

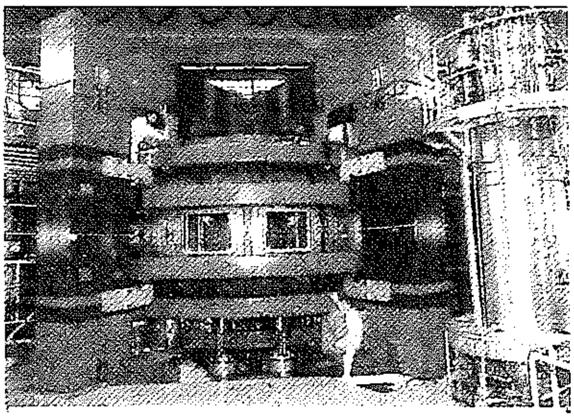


図6　Tore Supraの外観

5.2　Belgoprocess社Mol原子力研究所(根本)

(1)　はじめに

4月12日(木)にBelgoprocess社(ベルギー)Mol原子力研究所を訪問し、高レベル放射性廃棄物処理施設として使用していたパメラを見学するとともにMr. R. Vanbrabantを訪問し、ベルギーの現状等の調査を行った。

(2)　Belgoprocess社Mol原子力研究所

ベルゴプロセス社は1984年にベルギー・モル研究所(SCK/CEN)の廃棄物処理部とユーロケミック再処理工場、パメラガラス固化プラント及び関連施設からなる機関として設立された。現在では、高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の保管管理、α及びβγ廃棄物の受入処理、施設デコミ等幅広く行っている。βγ金

属廃棄物は収納したドラムを高圧プレスし、1/7 に減容した上で更に高密度でドラムに収納する技術を確立している。対応をしていただいた Mr. R. Vanbrabant 部長及び Mr. L. Krieckemans との打合せの中で、ベルゴプロセスには約 250 名、SCK の原子力部門に約 600 名、非原子力部門(VITO)に約 450 名の職員を抱えているが、年々ベルギーの原子力技術者が減少し、原子力開発維持が困難になってきているとの説明があった。

(3) 高レベル放射性廃棄物処理施設(Pamela)

Pamela(パメラ)はドイツのカールスルーエ原子力センターの技術に基づき Eurochmic に建設された高レベル放射性廃液のガラス固化処理実証プラントである。この施設は 1980 年より概念設計が開始され、1981 年より建設を開始、1984 年末よりコールド試験を実施した後、1985 年 10 月よりユーロケミック再処理工場で発生・貯蔵していた高レベル放射性廃液(HEWC, High Enriched Waste Concentrate)による運転を開始したが、ユーロケミック再処理工場が 1987 年に閉鎖が決定し、廃液処理を終了したことから現在では施設内で使用していたメルター等のデコミを実施し、保管している。

5.3 まとめ

今回の施設見学では最新の核融合実験炉からすでに運転を停止した施設の現在の様子を見ることができた。いずれにしても未だ多くの開発の余地を残しており、かつそこから得られるデータには貴重なものが多い。したがって、今回得られた知見は、今後の業務において調査検討を行う際に有意義なものであると確信した。また、ベルギーの原子力開発はモル研究所を中心に進められてきているが、原子力研究所内に設けられた非原子力部門の施設が年々増加しており、従来方式の原子力技術開発からの脱皮を図っている。しかしながら、地域住民の多くはモル原子力研究所に対して理解を示しており、今後の展開が楽しみである。

6. おわりに

東海事業所で実施したアスファルト固化処理施設火災爆発事故の原因究明活動で得られた知見について、かつ高レベル放射性物質研究施設(CPF)における小型遠心抽出機の開発試験結果について、フランス・ニースで開催された「第 9 回原子力技術に関する国際会議(ICONE-9)」で報告し、海外の原子力関係機関等へ周知するとともに、再処理技術及びリサイクル技術についての調査を行った。

事故から 4 年以上も経過したことや再処理・リサイクル技術のセッションで発表したことなどから、聴講者の数は多くはなかった。しかしながら、我々のセッションのとりまとめていた、Jacques Simonnet 氏(Ingenieur Conseil - France)や Co-chair の D. Greneche 氏(Cogema - France)は、今回の発表に関し、高い関心を示していた。事故事例の紹介は、それを未然に防ぐことを検討する技術者からは高い関心が寄せられることが感じられた。

また、再処理・リサイクル技術は盛況ではなかったが、除染技術や高レベル放射性廃液のガラス固化に係わる技術の報告なども行われており、発表者の意識の高さが感じられた。サイクル機構もこれらの技術の開発・実施に関するデータを積極的に公開し、海外の技術者との技術交換に努める必要があることを痛感した。

(三浦)

今回の報告の中で、米国の取組み姿勢が極めて前向きで、特に経済性について現状原子炉の寿命が 40 年であるのに対し、寿命が 60 年以上にできるといった検討の結果が報告されるなど、原子力の将来について光が感じられるものがあった。ベルギーではベルゴプロセス社の新たなる展開を見ることができたものの、モル原子力研究所内の非原子力部門の伸びに見られるように、現在の原子力開発は従来と異なり、新たなる困難な課題を抱えていることを痛感した。

今回の会議に参加して感じたことは、サイクル機構として世界に通じる研究者・技術者を如何に育てるかが重要である。それは日々の開発業務における姿勢や取組みに依るところが大きい。加えて、若いサイクル機構技術者を、国際会議をはじめとする専門家の会議等に派遣し、これまでの成果を武器に多く経験を積ませることが現在の困難な時代を乗り越える上で重要であろう。今回同行した若手の技術者の様子を拝見し、このような経験を積ませることの重要さを認識した。

(根本)

参考文献

1) CEA ホームページ: http://www.cea.fr/ang/html/accueil.htm
2) Jerome Pamela, "Ten years of operation and development on Tore Supra", Fusion Engineering and Design, 46, 1999, 313-322

別添資料　発表 OHP

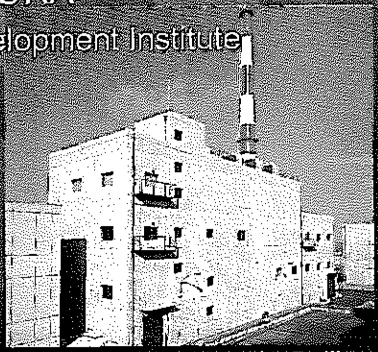
"Fire and Explosion Incident at Bituminization Demonstration Facility of PNC Tokai Works on March 11, 1997"

"Development of Hot Test Equipment for Advanced Nuclear Fuel Cycle Development in JNC -Development of Ten-stage Mini Centrifugal Contactor for Laboratory Hot Cell Experiment-"

Fire and Explosion Incident at Bituminization Demonstration Facility of PNC Tokai Works on March 11, 1997

AKIHIKO MIURA
Japan Nuclear Cycle Development Institute

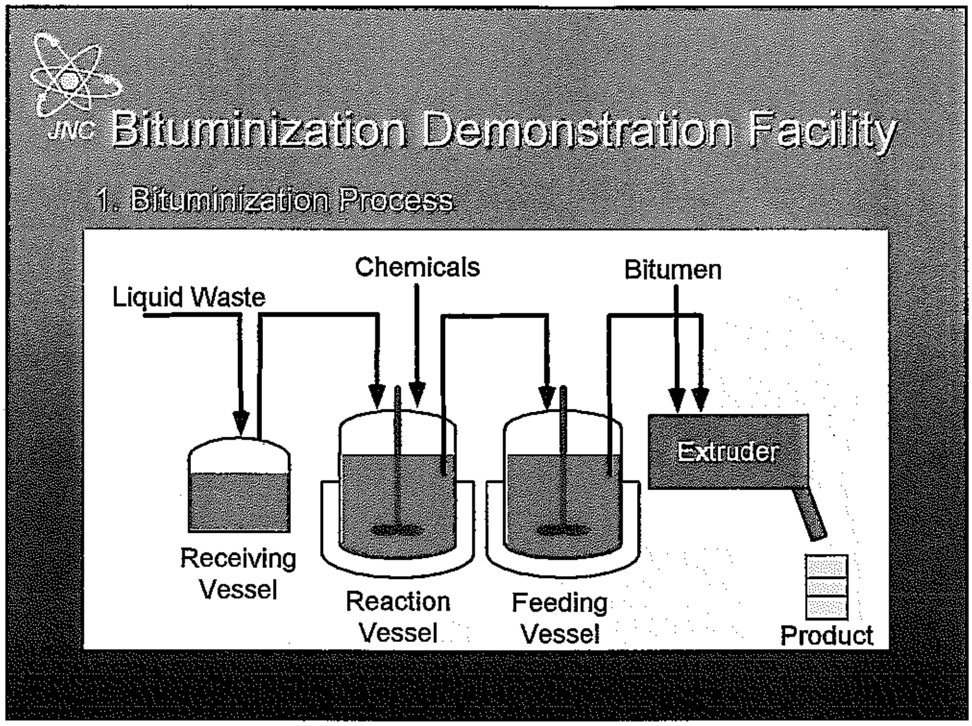
ICONE-9
April 8-12, 2001
NICE Acropolis-France

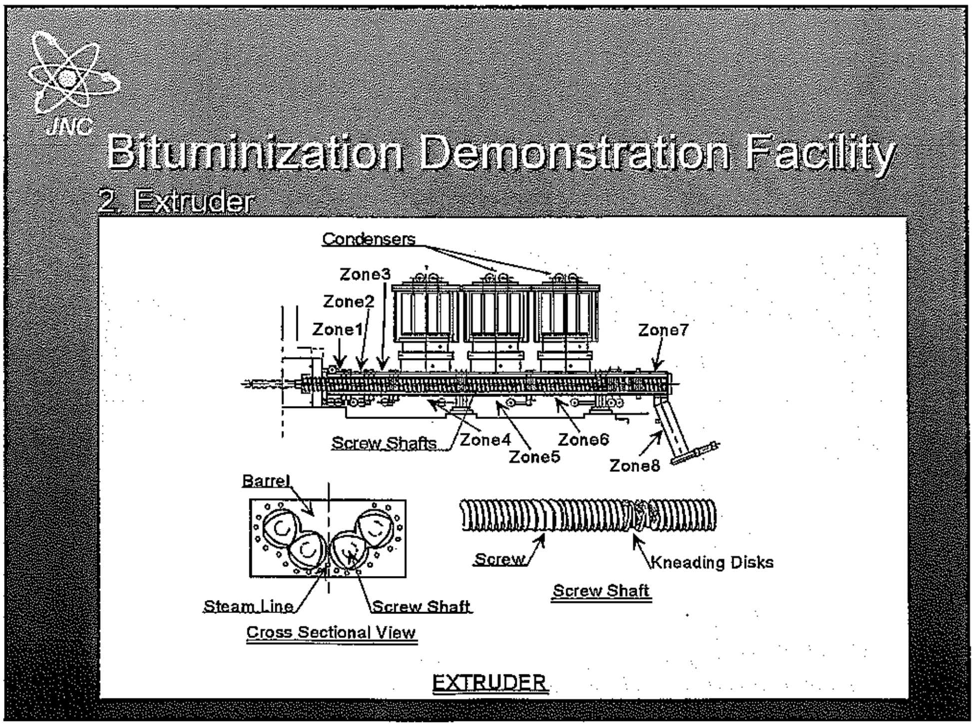


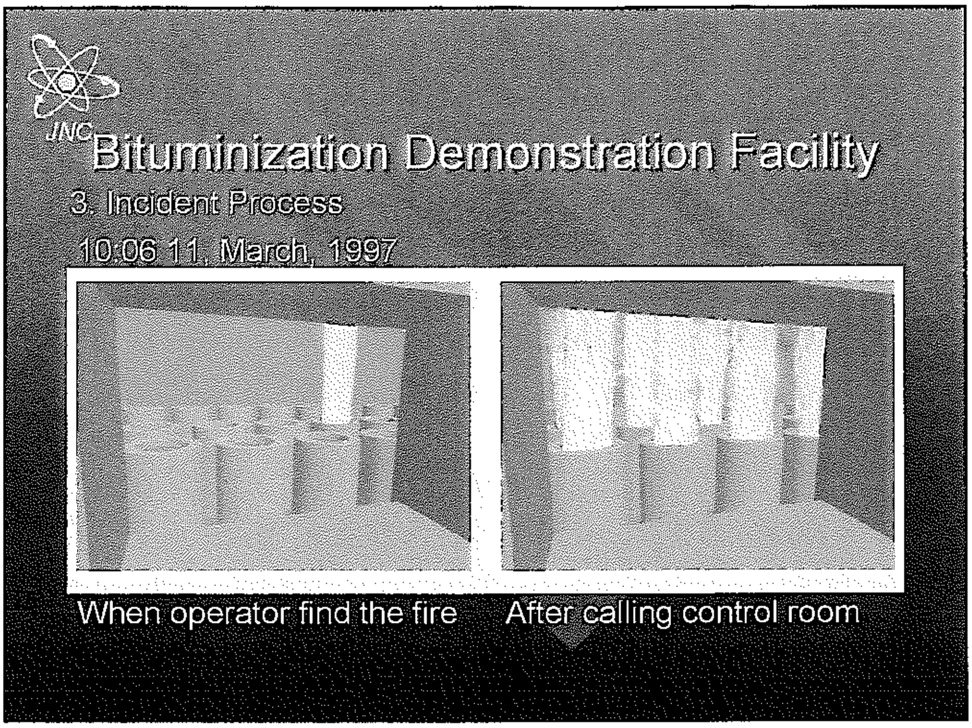
Bituminization Demonstration Facility

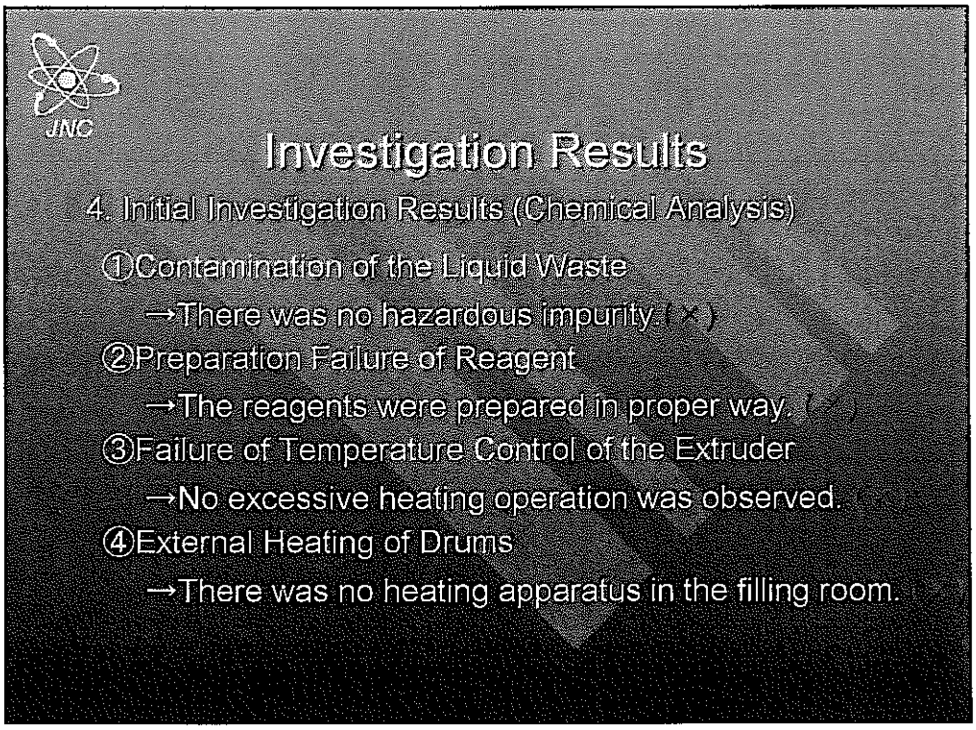
Contents

1. Bituminization Demonstration Facility
2. Investigation Results of the Incident
   2.1 Cause of Fire
   2.2 Cause of Explosion
3. Conclusion (Cause of Incident)


JNC
Bituminization Demonstration Facility
1. Bituminization Process
Chemicals
Bitumen
Liquid Waste
Extruder
Receiving Vessel
Reaction Vessel
Feeding Vessel
Product


JNC
Bituminization Demonstration Facility
2. Extruder
Condensers
Zone3
Zone2
Zone1
Zone7
Screw Shafts
Zone4
Zone6
Zone5
Zone8
Barrel
Screw
Kneading Disks
Screw Shaft
Steam Line
Screw Shaft
Cross Sectional View
EXTRUDER


JNC
Bituminization Demonstration Facility
3. Incident Process
10:06 11, March, 1997
When operator find the fire
After calling control room


JNC
Investigation Results
4. Initial Investigation Results (Chemical Analysis)
①Contamination of the Liquid Waste
→There was no hazardous impurity.(×)
②Preparation Failure of Reagent
→The reagents were prepared in proper way.
③Failure of Temperature Control of the Extruder
→No excessive heating operation was observed.
④External Heating of Drums
→There was no heating apparatus in the filling room.

JNC

Investigation Results

5. Investigation Results (Chemical Analysis)-Continue

⑤Fining Crystallized Salt Particle

→The fining of the salt particle wasn't observed. (×)

⑥Catalytic Effect of Precipitate

→No catalytic effect was recognized. (×)

⑦Oxidation Reaction with Air

→The oxidation reaction wasn't observed in air. (×)

⑧Rise of Filling Temperature

→Temperature is higher than usual.

Rise of filling temperature is most likely cause.

JNC

Investigation Results

6. Physical Heating in the Extruder

Tests Using Laboratory Scale Extruder

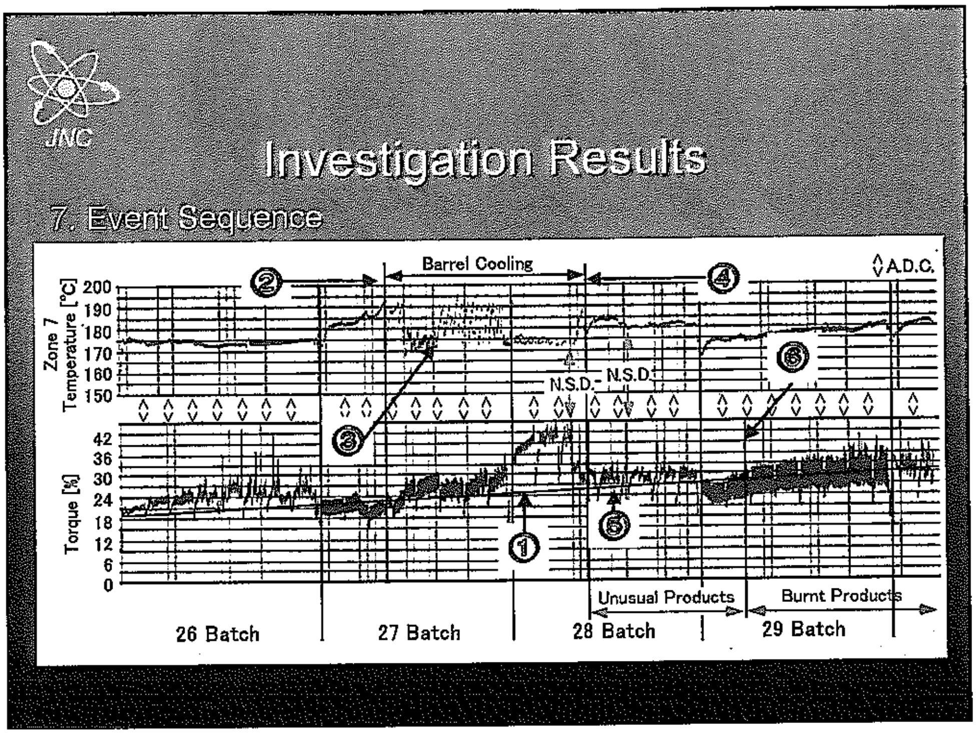
→Temperature of the mixture got higher than that of the extruder.

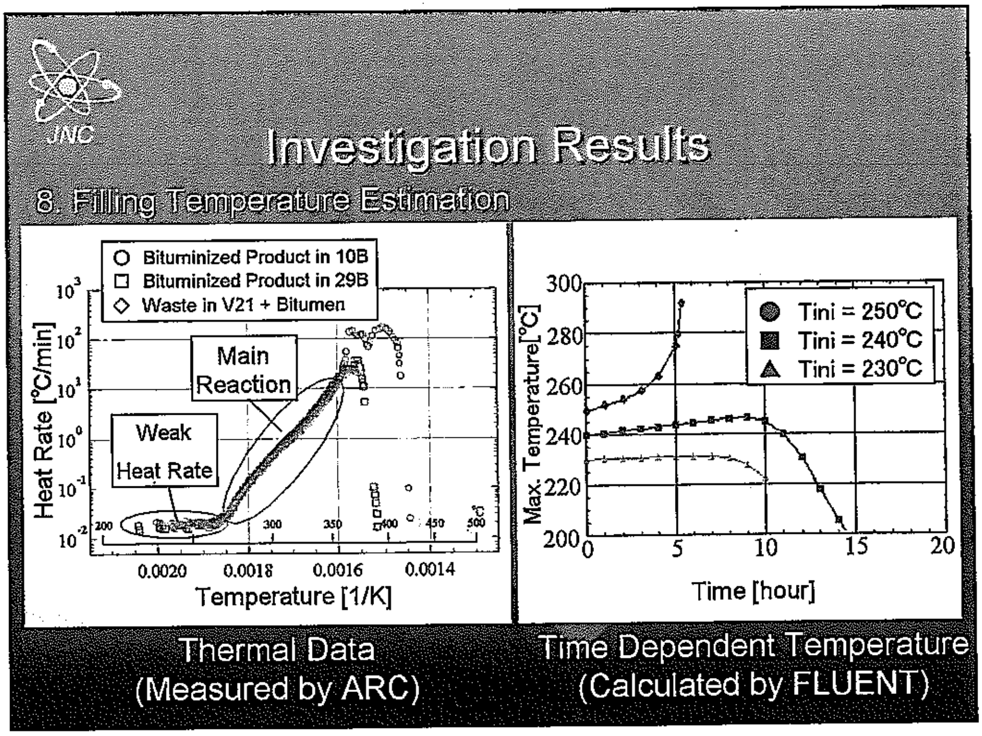
Evidence of physical heating.

→Salt accumulation and salt enrichment were observed.

The cause of frictional heating.

The cause of viscous heating.

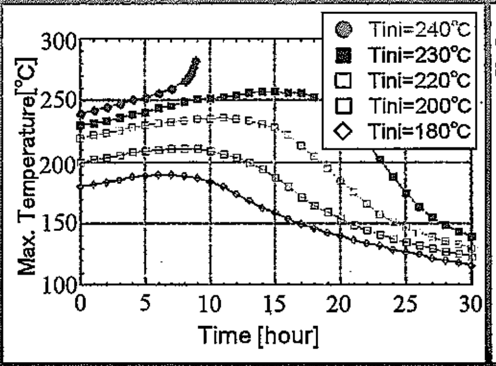

JNC
Investigation Results
7. Event Sequence
Barrel Cooling
A.D.C.
Zone 7 Temperature [°C]
200
190
180
170
160
150
N.S.D.
N.S.D.
Torque [%]
42
36
30
24
18
12
6
0
Unusual Products
Burnt Products
26 Batch
27 Batch
28 Batch
29 Batch


JNC
Investigation Results
8. Filling Temperature Estimation
Bituminized Product in 10B
Bituminized Product in 29B
Waste in V21 + Bitumen
Heat Rate [°C/min]
Main Reaction
Weak Heat Rate
0.0020
0.0018
0.0016
0.0014
Temperature [1/K]
Max. Temperature[°C]
Tini = 250°C
Tini = 240°C
Tini = 230°C
300
280
260
240
220
200
0
5
10
15
20
Time [hour]
Thermal Data
(Measured by ARC)
Time Dependent Temperature
(Calculated by FLUENT)

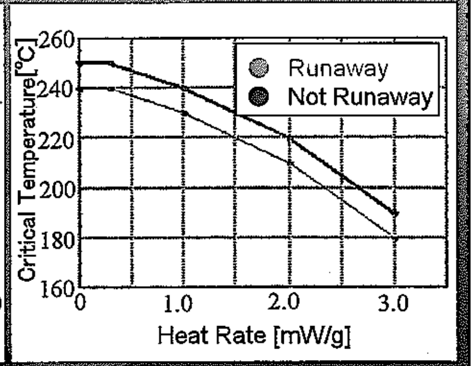
JNC

Investigation Results

9. Filling Temperature Estimation (Continue)



Time Dependent Temperature
(Constant Heat Rate (1mW/g))



Time Dependent Temperature
(Calculated by FLUENT)

JNC

Investigation Results

10. Explosion Type and Flammable Gas

- **Type of Explosion**

  The Type of Explosion was apparently gas explosion through facility observation.

- **Release of Flammable Gas**

  The bituminized product would release explosive gases by the thermal decomposition or vaporization.

JNC

Investigation Results

11. Gas Formation and Igniter

- **Formation of Premixed Gas**

  After the fire oxygen concentration in the filling room was insufficient for burning. Oxygen concentration gradually increased by the air coming from vessel ventilation system.

- **Igniter**

  The facility observation and the thermocouple indicator suggested that the drums on the turntable must be on fire just after the explosion.

JNC

Conclusion

- **The main cause of fire**

  Physical heating because of excessive accumulation and enrichment of salt inside the extruder, which derived from low feed rate.

- **The cause of explosion**

  Insufficient spray of water caused the release of flammable gases from heated bituminized products and premixed gases were ignited by another self-ignition of bituminized product.

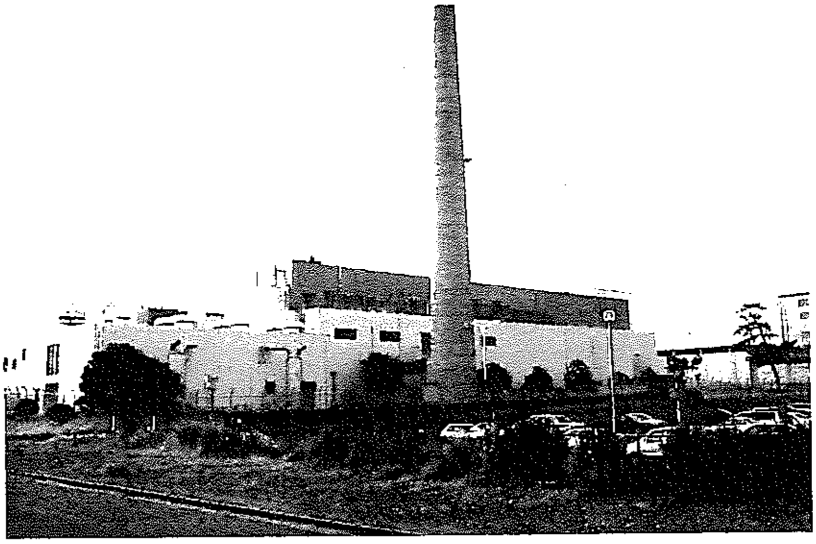
Development of Hot Test Equipment for Advanced Nuclear Fuel Cycle Development in JNC

- Development of ten-stage mini centrifugal contactor for laboratory hot cell experiment-

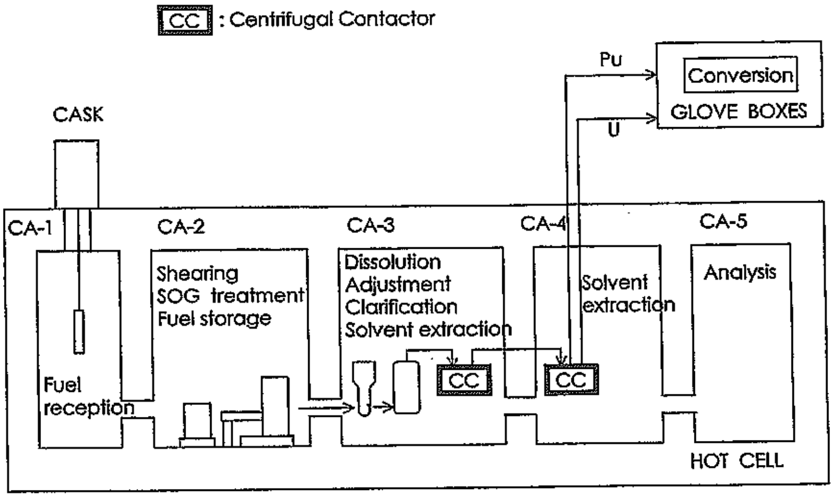
Japan Nuclear Fuel Cycle
Development Institute
S. Nemoto

Contents

1. Hot Test Facility
   "CPF: Chemical Processing Facility"
2. Centrifugal Contactor
   - Advantages
   - Laboratory scale mini centrifugal contactor for CPF
   - Hydraulic performance
   - Uranium extraction behavior
3. Conclusions



CPF (Chemical Processing Facility): total floor area 7,400 m²



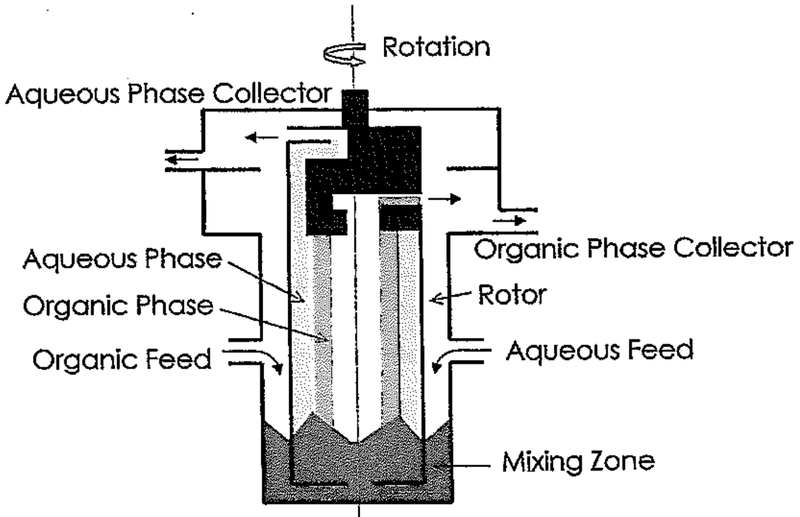
OUTLINE OF CPF/A-LINE(REPROCESSING)

Advantages of Centrifugal Contactor

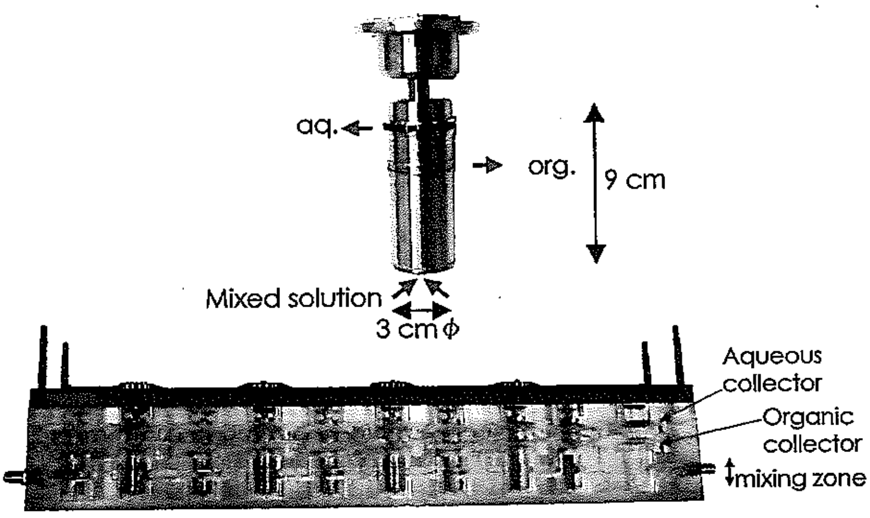
Excellent phase separation
Small holdup volume

⇩

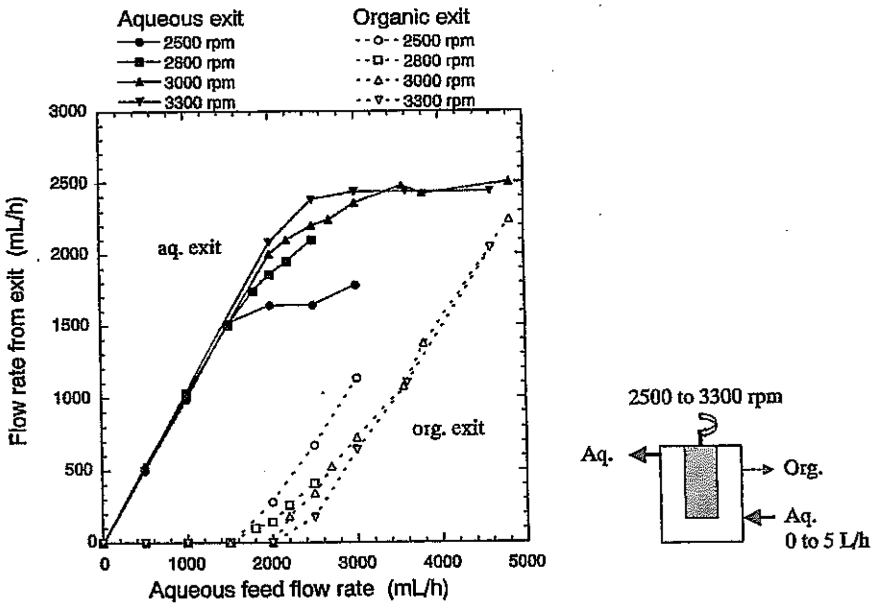
- Reduced aqueous and organic inventory
- Reduced space requirements
- Reduced solvent damage from radiation
- Improved criticality safety
- Elimination of extensive flushing between processing of different type fuel



Schematic fundamental structure of centrifugal contactor

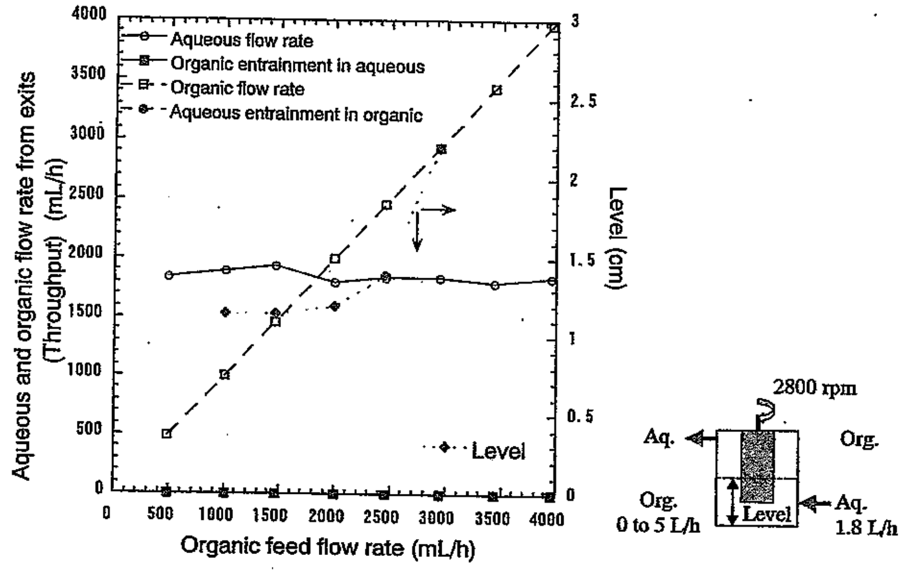


Centrifugal contactor (10 stage housing)

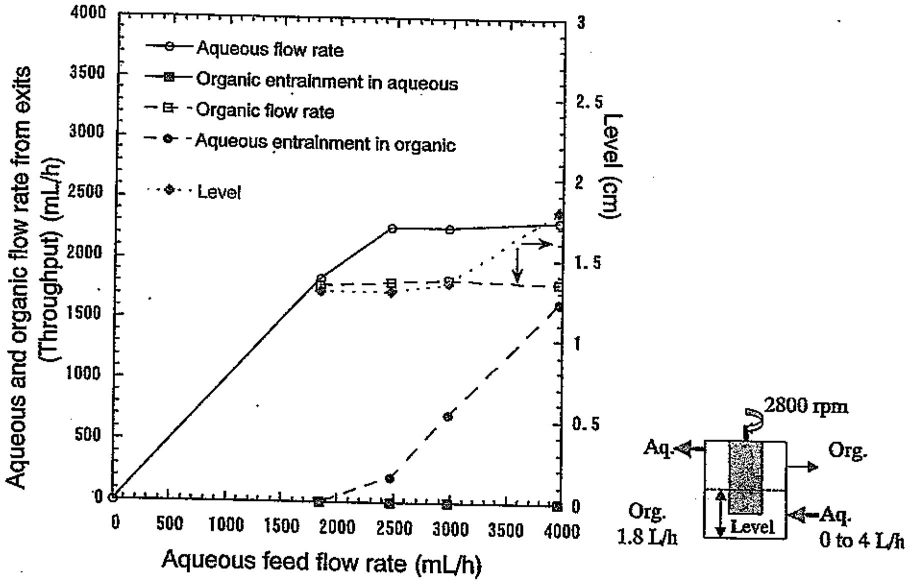


Hydraulic performance test results

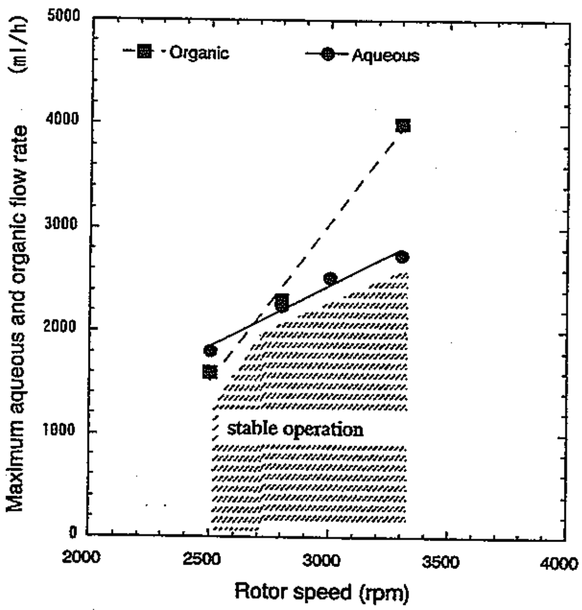
(Maximum aqueous throughput based on rotor speed)



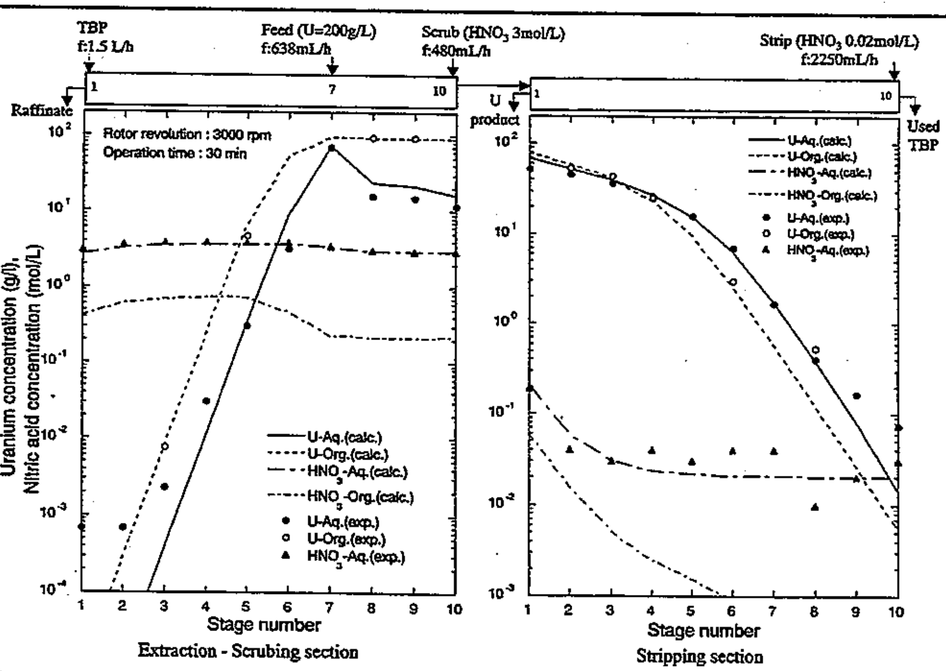
Hydraulic performance test results
(Maximum organic throughput based on dispersion level)



Hydraulic performance test results
(Maximum aqueous throughput based on rotor speed)



Maximum throughput



Concentration profile of Uranium

Conclusions

- Developed mini centrifugal contactor for CPF
  - Eliminated external piping between stages
  - 1 rectangular plastic housing
    (1 motor, 1 gearbox, 10 rotors)
- Hydraulic performance/U extraction experiment
  - Stable operation region
    Maximum throughput: 5.5 L/h
    rotor speed : 2500 to 3300 rpm
  - Mass transfer efficiency: 70 to 80%
- Hot extracting test in CPF from 2002
  - Shortening in operating time
  - Higher efficiency

Comparison of specification

	TSINGHUA Univ.(China)	CEA	JNC
Rotor diameter	10 mm	12 mm	27 mm
Throughput	0.5 L/h	3 L/h	5.5 L/h
Hold-up volume	4 to 6 mL	6 to 9 mL	25 mL
Rotor speed	3500 to 5000 rpm	2000 to 9000 rpm	2500 to 3300 rpm
Stage number	4 stages/bank	1 stage/bank	10 stages/bank