

本資料は 年 月 日付けで登録区分、  
変更する。 2010.06.20 [技術情報室]

# アメリカ原子力学会再処理廃棄物ピカミーティング 及び米国内関連施設の訪問 — 海外出張報告 —

1984年8月24日～9月9日

動力炉・核燃料開発事業団



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)  
2001

アメリカ原子力学会 再処理・廃棄物トピカルミーティング  
及び米国内関連施設訪問  
— 海外出張報告 —



佐々木	憲	明	*1
大内		仁	*2
野島	康	夫	*3
日野	貞	己	*4
小山	智	造	*5

要 旨

1984年8月26日より、米国ワイオミング州ジャクソンにて、米国原子力学会の、再処理・廃棄物に関するトピカルミーティングが開催された。PNCからも植松理事の他佐々木職員を初めとする5名が参加し、報告を行った。本ミーティングではフランスの連続溶解槽やUP3設計思想など、世界各国から再処理・廃棄物に関して最新で広範囲な報告がなされた。

その後、米国内の再処理・廃棄物関連施設を訪問し、見学・ディスカッションを行った。訪問した施設はアイダホ国立研究所(INEL)、オークリッジ国立研究所(ORNL)、Morris再処理工場(MFRP)及びWest Valley再処理工場(NFS)である。INELでは廃棄物処理関連施設を、ORNLでは高速炉燃料再処理技術開発施設をそれぞれ見学した。また、MFRP、NFS両再処理工場では再処理プロセスセル等の見学を行ったが、特にMFRPではホット運転を行わなかったプラントであるため、セル内に入り機器自体を身近に観察できた。

- 
- \* 1 東海事業所技術部リサイクル技術開発室
  - \* 2           "           高レベル放射性物質試験室
  - \* 3 東海事業所再処理工場処理部廃棄物処理課
  - \* 4           "           技術開発部試験運転2課
  - \* 5 核燃料部計画課

# 目 次

1. はじめに .....	1
2. 出張日程 .....	2
3. アメリカ原子力学会 再処理・廃棄物トピカルミーティング .....	3
3.1 概 要 .....	3
3.2 日 程 .....	3
3.3 分野別要旨 .....	6
3.4 各セッション詳細 .....	10
3.4.1 全 般 .....	10
Session I Overview of Reprocessing and Waste Management	
Activities .....	10
3.4.2 再 処 理 .....	21
Session III Chemistry I .....	21
Session VI " II .....	29
Session VIII Equipment Design I .....	37
Session XIII " II .....	49
Session XIII Off-Gas Technology .....	61
Session XI Breeder Fuel Reprocessing I .....	69
Session XIV " II .....	75
3.4.3 高レベル廃棄物処理 .....	81
Session II High Level Waste I .....	81
Session V " II .....	93
3.4.4 中・低レベル及びTRU廃棄物処理 .....	103
Session VII Low Level, Intermediate Level, and TRU Waste I .....	103
Session X " II .....	111
3.4.5 貯 蔵 .....	119
Session IV Spent Fuel Management Options .....	119
Session IX Fuel Storage .....	123

4. 再処理・廃棄物関連施設訪問 .....	130
4.1 アイダホ国立研究所 .....	130
4.2 オークリッジ国立研究所 .....	139
4.3 Morris 再処理工場 .....	143
4.4 West Valley 再処理工場 .....	153
5. あとがき .....	165
6. アメリカ原子力学会 再処理・廃棄物トピカルミーティング 出席者名簿 .....	166
7. 付 録 .....	187

## 1. は じ め に

本出張は、再処理・廃棄物全般に関する、近来にない本格的国際会議であるアメリカ原子力学会（ANS）トピカルミーティングに参加し、同分野における各国の最新情報を得るとともに、米国内関連施設を訪問・見学し、関連情報を収集することを目的に企画された。

ANSミーティングはのべ4日間にわたって開催され、各国の核燃料サイクル政策の紹介をはじめ、軽水炉再処理、高速炉再処理、高レベル廃棄物処理、中・低レベル廃棄物処理、廃棄物貯蔵等、バックエンド全般に関し、極めて広範で最新の報告がなされた。この中で、フランスで開発中の連続溶解槽に関して、初めて国際会議の場での報告がなされた。

ANSミーティングの後米国内再処理・廃棄物関連施設を訪問し、見学及びディスカッションを行った。訪問した施設は次の通り。

(1) アイダホ国立研究所 (Idaho National Engineering Laboratory, INEL)

- New Waste Calcining Facility (NWCF)
- Radioactive Waste Management Complex (RWMC)

(ANSトピカルミーティングのオプションツアーとして訪問)

(2) オークリッジ国立研究所 (Oak Ridge National Laboratory, ORNL)

- Transuranium Processing Plant (TRU)
- Integrated Equipment Test Facility (IET)

(3) Morris 再処理工場 (Midwest Fuel Reprocessing Plant, MFRP)

(4) West Valley 再処理工場

## 2. 出張日程

・期間 昭和59年8月24日～9月9日

・スケジュール

8月24日(金) 成田発 San Fransisco 着  
( 小山職員については、パシフィック・ノースウェスト研究所における日米共同臨界実験調整会議の後参加したため、8/25から合流 )

8月25日(土) San Fransisco 発 Jackson 着

8月26日(日)  
 ) ANS トピカルミーティング

8月29日(水)

8月30日(木) ANS オブションツアー参加, Jackson 発 Idaho Falls 着  
INEL 訪問

8月31日(金) INEL 内 ICPP 訪問の予定であったが、米国側の事情により訪問できず

9月1日(土) 休日

9月2日(日) Idaho Falls 発 Chicago 着

9月3日(月) 休日(祭日)

9月4日(火) Morris 再処理工場訪問

9月5日(水) Chicago 発 Knoxville 着

9月6日(木) ORNL 訪問  
Knoxville 発 Buffalo 着

9月7日(金) West Valley 再処理工場訪問

9月8日(土) Buffalo 発

9月9日(日) 成田着

### 3. アメリカ原子力学会 再処理・廃棄物トピカルミーティング

#### 3.1 概 要

本トピカルミーティングは、近来にない本格的な再処理・廃棄物に関する国際会議であり、その範囲は軽水炉再処理，高速炉再処理，高レベル廃棄物処理，中・低レベル廃棄物処理，使用済燃料の貯蔵他非常に広範囲にわたっている。参加者は300名以上をかぞえ，大変盛況，活発な雰囲気の中に行われた。

会議は8月26日から29日迄4日間にわたり，30日にはオプションツアーとして，アイダホ国立研究所の見学を行った。この内容は次章で紹介するものとし，本章ではANSにおけるレポートの概要を報告する。

#### 3.2 日 程

日 付	午 前	午 後
8/26 (日)	—	Session I Overview of Reprocessing and Waste Management Activities
8/27 (月)	Session II High Level Waste I Session III Chemistry I Session IV Spent Fuel Management Options	Session V High Level Waste II Session VI Chemistry II
8/28 (火)	Session VII Low Level, Intermediate Level, and TRU Waste I Session VIII Equipment Design I Session IX Fuel Storage	Session X Low Level, Intermediate Level, and TRU Waste II Session XI Breeder Fuel Reprocessing I Session XII Off-Gas Technology
8/29 (水)	Session XIII Equipment Design II Session XIV Breeder Fuel Reprocessing II	—
8/30 (木)	Option tour to INEL (Idaho National Engineering Laboratory)	



## PRELIMINARY PROGRAM

**SUNDAY, AUG. 26, 1984**

### SESSION I

**2:00 P.M. — PLENARY**

**TOPIC: OVERVIEW OF REPROCESSING AND WASTE MANAGEMENT ACTIVITIES**

**Session Chairmen:** H. Lawroski (Executive Consulting Associates)  
L. W. McClure (WINCO)

Belgium — E. Detilleux (EUROCHEMIC)

Canada — T. E. Rummery (AECL)

France — J. Cojture (Cogema)

Germany — R. P. Randl (BMFT)

Italy — P. Venditti (ENEA)

United States — H. L. Browne (Bechtel)

**MONDAY, AUG. 27, 1984**

### SESSION II

**8:30 A.M. — HIGH LEVEL WASTE I**

**Session Chairmen:** J. L. McElroy (PNL)  
J. Lefevre (CEA-France)

1. "Processing Experience with the New Waste Calcination Facility" — A. P. Hoskins (WINCO) — Invited
2. "Vitrification Experience and Project in France" — C. G. Sombret (CEA) — Invited
3. "The Nuclear Waste Glass Melter — An Update of Technical Progress" — R. A. Brouns, M. S. Hanson (PNL) — Invited
4. "Status and Plans for HLLW Vitrification in the Federal Republic of Germany" — S. Weosenburger, G. Roth (KfK) — Invited
5. "Process Technology for Vitrification of Defense Waste at Savannah River" — M. D. Boersma (SRL) — Invited
6. "Solidification of the High-Level Liquid Waste from the Tokai Reprocessing Plant" — K. Uematsu (PNC) — Invited
7. "Waste Conversion Approach for the West Valley Demonstration Project" — J. L. Knabenschuh (WVNS), J. R. Carrell (PNL) — Invited

### SESSION III

**8:30 A.M. — CHEMISTRY I**

**Session Chairmen:** H. J. Groh (SRP)  
L. Patarini (CEA-France)

1. "Electroreduction for the Plutonium Separation in Pulsed Columns and Mixers-Settlers and Comparison with Chemical Separation" — H. Schmieder, U. Galla, H. Goldacker, M. Helgeist, M. Kluth, G. Petrich (KfK)
2. "Axial-Convective Phase Transport and Radial Mixing Effects in Pulsed Plate Columns" — A. Merz, H. Zimmermann (KfK)
3. "Pulsed Plate Columns at High Dispersed Phase and Low Continuous Phase Flowrates" — H. Schmidt (KfK)
4. "Processing of Graphite Matrix Nuclear Rocket (Rover) Fuels at ICPP" — A. P. Roeh (WINCO) — Invited
5. "Nuclear Fuel Decontamination in Basic Solutions" — S. A. Ali (KfK)
6. "Tritium Inventories and Behavior of Tritium in Zircaloy Cladding of Light Water Reactor Fuel Rods" — A. Blelar, K. H. Neeb (KWU), R. Kroebel, E. Schneider (KfK)
7. "Corrosion Resistance of Zirconium and Titanium Alloy in Nitric Acid Solutions" — T. Furuya, H. Satoh, K. Shimogohri, Y. Nakamura (Kobe), K. Matsumoto, Y. Komori, S. Takeda (PNC)

### SESSION IV

**8:30 A.M. — SPENT FUEL MANAGEMENT OPTIONS**

**Session Chairmen:** E. L. J. Rosinger (AECL)  
E. Ahlstrom (SSPB-Sweden)

1. "Comparison of Used Fuel and Reprocessing Waste Disposal — Technical Implications" — E. Rosinger, K. Nuttal (AECL) — Invited
2. "A Possible Strategy Based on Direct Disposal of Spent Nuclear Fuel — The Swedish KSB-3 Concept" — L. B. Nilsson, C. Thegerstrom (SKBF) — Invited
3. "Some Preliminary Results of the FRG Alternative Fuel Cycle Evaluation" — K. D. Closs (KfK), H. Geipel (BMFT)
4. "Environmental Impact and Risk Analysis of Direct Disposal of Spent Fuel as Compared to Reprocessing" — S. Vuori, E. Peltonen, J. Vira (VTT-Finland)

5. "An Alternative to Reprocessing: The Acceptability of Spent Fuel as a Waste Form" — G. L. McVay (PNL)
6. "Radiological Pathway Analysis for the Nuclear Fuel Waste Disposal Center: Pre-Closure Phase" — K. J. Donnelly, B. J. Green, J. H. Gee, K. Johanson (Ontario Hydrol)

### SESSION V

**2:00 P.M. — HIGH LEVEL WASTE II**

**Session Chairmen:** J. M. Pope (WVNS)  
E. Merz (KfA-FRG)

1. "Program to Develop a Method for the Removal of High-Level Waste at West Valley" — M. A. Schiffauer, T. F. Murawski, J. M. Pope (WVNS) — Invited
2. "Selection of a Reference Process for Treatment of the West Valley Alkaline Supernatant" — L. K. Holton, L. A. Bray, B. M. Wise (PNL), J. M. Pope, D. E. Carl (WVNS)
3. "Design of the Reference West Valley Alkaline Waste Treatment Process" — D. E. Carl, J. M. Pope (WVNS), W. J. Kline (Waste Chem), L. K. Holton (PNL)
4. "Calcination of Metal Nitrate Waste — Performance of a Fluidized-Bed Calciner" — T. S. Sridhar (AECL) — Invited
5. "Nuclear Waste Glass Composition Limitation" — L. A. Chick, J. L. Swanson (PNL)
6. "Vitrification of Highly Radioactive Dissolver Sludges" — R. Odoj, D. Ahelmer (KfA)
7. "Systems Costs for Disposal of Savannah River High-Level Waste Sludge and Salt" — W. R. McDonnell, C. B. Goodlett (SRL)

### SESSION VI

**2:00 P.M. CHEMISTRY II**

**Session Chairmen:** D. A. Orth (SRL)  
R. Kroebel (KfK-FRG)

1. "Improved Purex Solvent Scrubbing Methods" — J. C. Mailen, O. K. Tallent (ORNL) — Invited
2. "Chemical and Radiolytic Degradation in the Purex Process" — L. Stieglitz, R. Becker (KfK)
3. "Investigations about the Crud Formation in the Purex Process" — E. Zimmer, G. Printz, E. Merz (KfA-FRG)
4. "The Impact of Technetium on Reprocessing Chemistry" — P. D. Wilson, J. Garroway (BNFL)
5. "Head-End Operations in the Reprocessing of Natural Uranium Fuel" — G. Alonzo, V. Pagliai (ENEA-Italy), G. R. Grant, D. G. Boase (AECL)
6. "Bench Scale Demonstration of a Coprocessing Operation with an Amidic Solvent" — D. Carlini, M. Cassarri, G. M. Gasparini, G. Grossi, A. Mocca (ENEA-Italy)
7. "Influence of Gamma Rays Irradiation on SCC of Austenitic Stainless Steels" — T. Furuya, H. Tomari, K. Fujiwara (Kobe), S. Muraoka, K. Araki (JAERI)

**TUESDAY, AUG. 28, 1984**

### SESSION VII

**9:00 A.M. — LOW LEVEL, INTERMEDIATE LEVEL, AND TRU WASTE**

**Session Chairmen:** T. H. Smith (EG&G Idaho)  
T. Ishihara (PNC-Japan)

1. "Operational Experience in the Low Level Liquid Waste Treatment at Tokai Reprocessing Plant" — Y. Nojima, I. Jimura, K. Takeda, A. Kawaguchi, M. Fukushima, K. Miyahara (PNC) — Invited
2. "Processing Options for Low and Medium Activity Liquid and Solid Wastes" — R. Simon, L. Cecille (CEC)
3. "Processing and Certification of Defense Transuranic Waste at the IN-EL" — K. B. McKinley, B. C. Anderson, C. H. Cargo, T. L. Clements, T. H. Smith (EG&G Idaho)
4. "High Temperature Slagging Incinerator for Alpha-Contaminated Wastes" — N. VanDe Voerde, J. Gijbels (SCK-CEN), L. Mergan (BELGONUCLEAIRE)
5. "Treatment of Combustible Alpha-Waste Using Acid Digestion and a Plutonium Recovery Process, First Results of the Active Operation of a Demonstration Plant" — R. Swennen (EUROCHEMIC), H. Wiczorek (KfK)

**SESSION VIII****9:00 A.M. — EQUIPMENT DESIGN I**

Session Chairmen: O. O. Yarbro (ORNL)  
G. Rolandi (ENEA-Italy)

1. "Advances in HTGR Spent Fuel Treatment Technology" — N. D. Holder (GA)
2. "Development of a Continuous Dissolution Process for the New Reprocessing Plant at La Hague" — M. Tamero, P. Auchapt, L. Patarin (CEA)
3. "Process Improvements to Uranium Solidification Process by In-Plant Testing" — J. A. Rindfleisch (WINCO) — Invited
4. "Plate Performance in Liquid-Liquid Extraction" — R. P. Wadkins (EG&G Idaho)
5. "A Pump for Metering High-Level Waste and Glass Former Mixtures to an Electric Melter" — H. T. Blair, M. E. Peterson (PNL)
6. "Hydraulic Performance of a Multistage Array of Advanced Centrifugal Contactors" — M. E. Hodges (SRL)
7. "The Use and Mixing of Geometrically Safe Slab Tanks" — T. A. Todd, J. D. Herzog (WINCO)

**SESSION IX**

Session Chairmen: D. W. Rhodes (WINCO)  
J. Mischke (DWK-FRGO)

1. "Origen 2 Calculation of PWR Spent Fuel Decay Heat Compared with Calorimeter Measurements" — F. Schmittroth (Westinghouse Hanford)
2. "Licensing Dry Storage of LWR Fuel in the United States" — A. B. Johnson, E. R. Gilbert, G. H. Beaman, J. M. Creer (PNL)
3. "Canadian Experience with Dry Storage of Used Fuel in Concrete Canisters" — J. A. Remington (AECL)
4. "Refinements to Temperature Calculations of Spent Fuel Assemblies When in a Stagnant Gas Environment" — C. A. Rhodes (USC), M. J. Haire (ORNL)
5. "Storage and Handling of Spent Fuel at the Savannah River Plant RBOF Facility" — A. J. Stapf (SRL) — Invited
6. "Overview of the Fluorinol Fuel Storage Facility" — R. D. Denney, K. D. Fielding, W. K. Anawalt, D. V. Toomer (WINCO)
7. "The Management of Spent Oxide Fuel; The Environmental and Radiological Effects of Alternative Approaches" — A. G. Duncan (UKDOE), A. Martin (UKANS)

**SESSION X****2:00 P.M.—LOW LEVEL, INTERMEDIATE LEVEL, AND TRU WAST II**

Session Chairmen: J. Blomeke (ORNL)  
P. Dejonghe (SCK/CEN-Belgium)

1. "Optimization Studies Concerning Volume Reduction and Conditioning of Radioactive Waste in View of Their Storage and Disposal" — P. Dejonghe (SCK-CEN) — Invited
2. "Study of Waste Management Strategies Which Minimize the Long-Term Risk; Waste Streams Merging" — H. Dworschak, B. Hunt, F. Mousty (CEC)
3. "New Directions in Liquid Waste Treatment" — D. Alexandre (CEA) — Invited
4. "Joint Undertaking of a Bituminization Plant for Low and Medium Activity Liquid Waste at Tokai-Mura" — H. Miyao, S. Hino (PNC), A. Sakuma, T. Nakashima (JGC), J. VanAverbeke (BELGONUCLEAIRE)
5. "Low-Level Waste Management — Suggested Solutions for Problem Wastes" — W. H. Pechin (ORNL), K. M. Armstrong (MoundLab), P. Colombo (BNL)

**SESSION XI****2:00 P.M. — BREEDER FUEL REPROCESSING I**

Session Chairmen: R. E. Brooksbank (Bechtel)  
K. Uematsu (PNC-Japan)

1. "Fast Breeder Reactor Fuel Reprocessing in France" — M. Bourgeois, J. LeBouhellec, R. Eymery (CEA) — Invited
2. "Fast Reactor Reprocessing Technology in the United Kingdom" — R. H. Allardice (UKAEA) — Invited
3. "The BRET Project Description" — C. A. Burgess (Westinghouse Hanford), S. A. Meacham (ORNL) — Invited
4. "Reprocessing Experiments on FBR Spent Fuels in CPF" — K. Uematsu (PNC) — Invited
5. "LMFBR Fuel Reprocessing Concepts" — G. Koch (KfK) — Invited
6. "A Proposed Pyrometallurgical Process for Rapid Recycle of Discharged Fuel Materials from the Integral Fast Reactor" — L. Burris, M. Steindler, W. Miller (ANL) — Invited
7. "Design and Development of Plants for Reprocessing of Fast Reactor Fuel" — P. G. Selvaraj, M. Venkateraman, G. R. Balasubramanian (IRR-India)

**SESSION XII****2:00 P.M. — OFF-GAS TECHNOLOGY**

Session Chairmen: D. A. Knecht (WINCO)  
R. D. Penzhorn (KfK)

1. "Overview of US Airborne Waste Management Technology and Requirements" — R. A. Brown (WINCO) — Invited
2. "Regional Potential Radiological Consequences and Their Variability of Hypothetical Accidents in a Reprocessing Plant" — H. G. Paretzke, W. Friedland, H. Muller, G. Prohl (GSF), H. Geib (AfA-Abt)
3. "Dissolver Off-Gas Cleaning for the German Reprocessing Plant — Problems and Solutions" — J. Furrer, K. Jannakos, A. Linek, J. G. Wilhelm (KfK), H. Braun (FRG — Dept. of Interior)
4. "Released Iodine Under Different Operation Conditions" — K. Nagel, J. Furrer (KfK)
5. "A Stochastic Model for the Release of Radioactive Iodine in the Dissolver Off-Gas Cleaning Unit Passat" — H. Wenzelburger (KfK)
6. "Hydrogen Removal from Dissolver Off-Gas Streams" — R. J. Quaiattini, K. T. Chuang, L. J. Puissant (AECL)
7. "Immobilization of Radioactive Gaseous Waste Liberated During Reprocessing of Spent Reactor Fuel" — R. D. Penzhorn, H. E. Noppel, P. Schuster, H. Leitzig, A. Dorea, R. Kroebe (KfK)

**WEDNESDAY, AUG. 29, 1984****SESSION XIII****9:00 A.M. — EQUIPMENT DESIGN II**

Session Chairmen: J. A. Carter (WINCO)  
J. Couture (Cogema-France)

1. "Operational Experience with the WAK Plant as the Design Basis for Industrial Reprocessing in the FRG" — W. Schueller (WAK-FRG)
2. "The Remote Maintenance Concept of the German Nuclear Fuel Reprocessing Plant and Procedures for its Establishment" — J. Mischke (DWK-FRG) — Invited
3. "UP<sub>2</sub> Design Philosophy: Maintenance Within an Industrial Spent Fuel Reprocessing Plant" — C. Bernard (SGN), F. Chenevier (Cogema)
4. "Remote Features of a Radioactive Liquid-Fed Ceramic Melter System" — D. N. Berger, L. K. Holton, W. J. Bjorklund (PNL)
5. "Remote Maintenance Demonstration Tests at a Pilot Plant for High Level Waste Vitrification" — M. Selig (KfK) — Invited
6. "Interim Storage Facility for Vitrified HLW" — W. Hild, Y. Marchant (EUROCHEMIC), R. DeBeukelaer, A. DeConinck (BELGONUCLEAIRE)
7. "Automation of Nuclear Material Handling Operations" — R. Buegman, S. Herin (BELGONUCLEAIRE)

**SESSION XIV****9:00 A.M. — BREEDER FUEL REPROCESSING II**

Session Chairmen: W. D. Burch (ORNL)  
R. H. Allardice (UKAEA)

1. "Facts and Objectives in Advanced Reprocessing; A Challenge for Multinational Co-Operation" — R. Kroebe (KfK), P. Zuhke (ATAG-Schweiz) — Invited
2. "Experimental Results of High Burn-Up FBR Fuel Reprocessing" — H. J. Bleyl, W. Ochsenfeld, H. Schmieder, H. O. Haug, D. Ertel, L. Stieglitz (KfK)
3. "Dissolution Behavior of FFTF Fuel" — D. O. Campbell, J. C. Mailen, R. L. Fellows (ORNL)
4. "Solvent Extraction Flowsheet Studies with Irradiated Fuel from the Fast Flux Test Facility" — D. E. Benker, J. E. Bigelow, W. D. Bond, E. B. Cagle, F. R. Chatting, L. J. King, F. G. Kitts, R. G. Ross, R. G. Stacy (ORNL)
5. "The Advancement of Remote Technology: Past Perspectives and Future Plans" — M. J. Feldman, W. R. Hamel (ORNL)
6. "Pyrometallurgical Reprocessing of Carbide Breeder Fuels" — G. Selveduray (Scientific Services, Inc.), W. Muller, R. Lindner (CEC)

**★ SPECIAL EVENTS ★****Sunday, August 26 — 6:00 p.m.**

- Hosted Poolside Reception at the Americana Snow King

**Monday, August 27 — 12:30 p.m.**

- Luncheon with a Speaker to be Announced

**Tuesday, August 28 — 6:00 p.m.**

- Western Style Bar-B-Que and Entertainment

**Wednesday and Thursday**

- Tours

### 3.3 分野別要旨

#### 3.3.1 再処理

##### (1) 再処理政策と方向

###### ① LWR再処理

各国の今後の方向をOpening Sessionで総括

ベルギー：1990年までの再処理契約は仏と締結。しかしEurochemic再処理再開の動き。

カナダ：当面は再処理よりも廃棄物処理，使用済燃料は廃棄物との考え方。

フランス：UP2-800とUP3を建設中，両プラントで1990年代後半までの自国内再処理需要をまかなえる。

西 独：WA-350推進。Integrated back end fuel cycle conceptの中にはSF貯蔵容量増加，直接処分の評価を含む。

イタリア：当面再処理は経済性成立せず。delayed-reprocessingを採用。

米 国：今世紀中は商業再処理の可能性小，豊富なU資源と安い濃縮役務料金。使用済燃料の管理小コスト→再処理の必要性小。

###### ② FBR再処理

フランス：AT1，UP2-HAO，Marcoule→TOR及びMAR600プロジェクトを推進。

イギリス：冷却期間短縮化，燃焼度上昇に対応，経済性評価。

米 国：BRET計画の推進。FFTF燃料を再処理すると共にFBR fuel cycle technologyの総合試験を行う。

インド：各種工学試験を進めている。

##### (2) 再処理技術各論

###### ① プロセス全体

###### ・LWR再処理

WAKの運転経験

DWKの遠隔保守思想 日本と大差なし

UP3のDesign Philosophy，MERCが特徴的

###### ・FBR再処理

米国FFTF fuel溶解～抽出試験結果，REMOTEXに基づく遠隔保守思想

## KfKのKNK-II処理試験

### 炭化物燃料再処理のCTP法

#### ② プロセス各論

##### ・溶 解

仏の連続溶解槽

HTGRやロケット燃料のような特殊燃料の処理法

##### ・抽 出

パルスカラム～径の大型化，目皿板仕様

遠心抽出機～水力学

電解還元

溶媒劣化

溶媒洗浄法

その他クラッド，Tcの触媒効果等に関するもの

##### ・そ の 他

ウラン脱硝プロセス

オフガス組成

トリチウムの使用済燃料内分布

短半減期核種のイオン交換による回収

耐食材料（日本から）

など

### 3.3.2 高レベル廃棄物処理

#### (1) 発表内容の概要

##### ① 米 国 11件

##### (i) West Valley Demonstration Project (WVDP) 関連 4件

- ・廃液の量と組成，ガラス固化の方法，WVDPの参加者，スケジュールを紹介したもの
- ・廃液貯蔵タンク中のスラッジをガラス固化するための輸送技術開発に関するもの
- ・廃液貯蔵タンク中のアルカリ性上澄み液から，Csを分離する技術として，ゼオライトを用いるイオン交換法を選定した理由を紹介したもの

- 上記イオン交換法で、上澄み液を処理する設備の計画を紹介したもの

(ii) Savannah River Plant の Defense Waste Processing Facility

(DWPF) 関連 2 件

- 廃液組成と性質，ガラス固化前処理，ガラス形成剤添加，ガラス熔融，ガラス注入，オフガス処理，キャニスターの除染と密封などを紹介したもの
- 高レベル固化体の処理，貯蔵，輸送，処分に要するコストの評価を行ったもの

(iii) Battelle Pacific Northwest Labo. (PNL) での研究開発に関するもの

3 件

- 米国のガラス固化標準プロセスの概要，及び PNL における現在の重点開発項目を紹介したもの
- Hanford 300 エリアに建設されているホットセル用セラミックメルター主要構成機器の遠隔技術を紹介したもの
- 中和廃液とガラス原料との混合スラリーを，定量的にメルターに送るポンプの開発を紹介したもの

(iv) ガラス固化コストの低減化を計るために行うべき再処理／廃棄物処理工程の改良点を指摘したもの

(v) New Waste Calcination Facility (NWCF) の概要を紹介したもの

② フランス 1 件

- (i) フランスのガラス固化技術開発の歴史，AVM ガラス固化プラントの様子，建設中の新しいガラス固化プラント，R7，T7 の概要を紹介したもの

③ 西ドイツ 3 件

- (i) PAMELA プラントの概要，及び WA-350 再処理工場用ガラス熔融炉計画について紹介したもの
- (ii) 使用済燃料不溶解残渣のガラス中への固化に関する基礎研究結果を紹介したもの
- (iii) PAMELA プラント用遠隔試験の概要を紹介したもの

④ ベルギー 1 件

- (i) モルに建設中のガラス固化体貯蔵施設の概要を紹介したもの

⑤ カナダ 1 件

- (i) 高レベル廃液又は硝酸トリウム溶液の流動床仮焼に関する基礎試験の結果を報告したものの



⑥ 日 本 1 件

(i) P N Cにおけるガラス固化技術開発の現状を紹介

(2) 特に興味を覚えた事項

- ① サバンナリバーのDWPFが、他と比べて独特の技術を開発していること。
- ② 米国、西ドイツともに、オフガス処理機器として、高性能ミストエリミネーターを開発し採用していること。
- ③ ガラス固化コストとの関連でGdに関する検討が出て来たこと。  
(高性能燃料中にGdを混入させることも関連)
- ④ フランスR7, T7用に楕円型のメルターを開発していること。  
又、FBR廃液用として、ガラス自体を誘導加熱熔融する技術を開発していること。
- ⑤ 不溶解残渣のガラス熔融中における挙動や影響に関する研究、記述が表面に出てきたこと。
- ⑥ モルのガラス固化体貯蔵施設のピットが取り出し可能となっていること。
- ⑦ マイクロ波ガラス熔融に興味を持たれていること。

3.3.3 中・低レベル廃棄物及びTRU廃棄物処理

このカテゴリーでは、中・低レベル廃棄物処理に関するR & Dの概要及び、試験結果などについて10件の発表が行われ、そのうち8件がヨーロッパから、残り2件が米国と日本であった。

(1) ヨーロッパ

ヨーロッパからは、廃液処理については凝集沈澱処理に遠心分離又は、限外炉過処理を組み合わせる除染係数を向上させる為のR & D並びに二次廃液(濃縮液)に同じような手法を適用してさらに除染(特に $\alpha$ 放射能)する為のR & Dが紹介された。

ラ・アークにおける新しい処理方針も濃縮液をアスファルト固化処理する前に凝集沈澱処理又は、イオン交換処理するというものであった。

固体廃棄物処理については、酸消化プラントALONA及び高温焼却炉の試験報告があった。特に、高温焼却炉については昨年(1983年)末に最終性能試験まで終了しているとのことであった。

以下、高温焼却炉の試験結果を示す。

1982年コールド試験終了

1983年ホット試験開始

(上期)  $\beta\gamma$  廃棄物の処理試験 (2 mR/h / bag 15 l)

処理速度 : 30 kg/h

減容比 : 17.4 (圧縮後は43.5)

D F : Coの99%, Csの60%がスラグ粒に取り込まれ, 残りはフィルターで捕集された。

(下期)  $\alpha$  廃棄物の処理試験 (Pu : 1~2 mg/m<sup>3</sup>)

処理速度 : 24 kg/h

減容比 : 20 (圧縮後は46)

D F : Puの99%がスラグ粒に取り込まれた。

試験対象廃棄物の組成は, いずれも可燃75%, 不燃25%

## (2) 米 国

米国からは, INELのRWMC (Radioactive Waste Management Complex) に貯蔵されている廃棄物のうちコンタクトハンドリング可能 (コンテナ表面 < 200 mrem/h) なTRU廃棄物を現在, ニューメキシコに建設中のWIPP (Waste Isolation Pilot Plant) に処分するために現在建設しているSWEPP (Stored Waste Examination Pilot Plant) とPREPP (Process Experimental Pilot Plant) の概要が述べられた。

両施設とも1985年9月に完成予定

## (3) 日 本

日本からは, 東海再処理工場における海洋放出放射能低減化への取り組みと放出実績が述べられた。

### 3.4 各セッション詳細

#### 3.4.1 全 般

Session I Overview of Reprocessing and Waste Management Activities

各国における再処理・廃棄物関係の概要紹介が行われた。

##### 1. ベルギー

現在ベルギーは5PWRの原子炉が稼働中である。1983年度現在で総発電量に占める原子力発電の割合は46% (3,400 MWe) であり, 又1985年までに更に新しいPW

Rを2基運転する予定である。この結果1986年にはベルギー国内における原子力発電の割合が65%になると予想される。

このような状況からベルギーでは官民とも再処理と廃棄物の管理以外に向けて積極的な取組みを示している。

(1) ベルギーに於ける各組織の機能

SYNATOM	官民共 50%	Back End
ONDRAF	100% 政府出資	WASTE MANAGEMENT
CEN	"	R & D
BELGONUCLEAR	官50% 民50%	ENGINEERING
TRACTIONAL		"
ELOTROBEL		"

(2) EUROCHEMIC

SYBELPRO.....SYNATOM (55%) COGEMA (20%) DWK (20%)  
BNFL (5%)

Safety study — } 1984. 2に終了  
cost estimate study

(EUROCHEMICの動向)

- 1) 1985. 1. 1よりEUROCHEMICは完全にベルギー政府に移管される。
- 2) BELGO PROCESSを前提として、COGEMAとの契約は550<sup>TU</sup> (1976～1990までの40%相当) に関して行われている。
- 3) 現状では、西独及び仏も反応が積極的ではなく、他の国との交渉も行われているが、最悪の場合はベルギーのみでもEUROCHEMICの再開をする方向
- 4) HLLWはBELGO PROCESSの場合、仏のAVM VITRIFICATIONの導入を考えている。

2. カナダ

本論文はカナダの廃棄物管理計画の概要について述べたものである。

- (1) 目的 : 安全性  
責任 (放射性廃棄物の管理に係る負担を次世代へもたらない。)
- (2) 期間 : 1981-1990 (1991年には公聴会開催を予定)
- (3) 参加 : カナダ原子力会社(AECL)を中心に政府関係機関, 大学, 及び民

間企業が参加（約400人以上の科学者，エンジニアが参加）

- (4) 主要テーマ：
- 使用済燃料の暫定貯蔵
  - "      の輸送
  - 使用済燃料及び再処理廃棄物の固定化
  - 固定化廃棄物の永久処分

(5) 各テーマの概要

1) 使用済燃料の暫定貯蔵

- 現在の発電量            : 約7,500 MWe
- 使用済燃料の発生量   : 300,000体(7,000kg)(1983年末)

2つの乾式貯蔵システム(Convection Vault, コンクリートキャニスタ)について、経済性も含めてフィージビリティスタディ中である。

これまでの実験結果からコンクリートキャニスターについては5年程度までならば問題ないことが明らかとなった。

2) 使用済燃料の輸送

大型の輸送キャスク(直方体, 容量: 192体)を開発中

設計, 製作, 許認可は1988年までに完了予定

3) 使用済燃料及び再処理廃棄物の固定化

① 使用済燃料の隔離

耐食性のコンテナを開発中, 特に長期間での腐食の挙動について研究中

② 再処理廃棄物の固化

CANDU炉から発生した使用済燃料を再処理した場合に備えて, 再処理廃棄物の固化(ガラス, セラミック又はガラスセラミック)について実験中

現在, 試験施設(Waste Immobilization Process Experiment facility)の建設を完了し, 試験中

4) 処 分

URLプロジェクト(Underground Research Laboratory)が1979年より進行中

目 的 : 火成岩層の表面と表面下の相関, 地質化学的性質及び熱的影響について検討する。

現 状 : 1982年, URLプロジェクトの掘削地が選定され, 現在, 地上施設

は完成，1984年5月より掘削を開始した。地下施設は地下255mに設置される。このプロジェクトは1986年まで実施される予定

### 3. フランス

#### (1) フランスの原子力プログラムと再処理

フランスのエネルギー資源は，石炭は今後25年分，石油は今後10年分程度であり原子力の使命は大きい。1983年には発電量の48%を原子力が占め，1990年には75%になると予想される。現在900MWeの原子炉が27基稼働しており，1984年5月に初の1,300MWe炉が動き始めた。

La Hague再処理プラントは1976年から今日まで運転を行ってきたが，この経験は今後の再処理の産業化に生かされる。

#### (2) 再処理の産業化

La Hagueは年々その処理量を伸ばしており，総処理量は1984年5月半ばに900トンを超えた。また，La Hagueに運びこまれた使用済燃料キャスクは1,200を数え，1983年には239キャスク，800トン以上の使用済燃料が運びこまれた。

高レベル廃液のガラス固化はMarcouleで行われており，1984年3月までに740m<sup>3</sup>以上の廃液が処理され，ガラスコンテナは1,000個を数えた。このプロセスを更に改良したものが3系列，La Hagueに建設中である。

#### (3) UP2-800とUP3

COGEMAはUP2-800とUP3プロジェクトを現在進めている。

UP2-800は現在のLa Hague再処理プラントのキャパシティを800t/yまで増強しようとするもので，1991年運開予定であり，UP3は最も新しい800t/yのプラントであり，1988年運開予定である。いずれも現在建設中である。これらにより1990年代後半までの再処理需要は満たされてしまう。UP2-800はフランス国内の燃料を扱うがUP3の最初の10年間は1977～78年に締結された国外の再処理契約の履行にあてられる。

UP2-800とUP3以外の，今後10年間に運開予定の再処理工場としては

• BNFLのTHORP	1,200 t/y	1990年運開
• DWKのWA350	350 t/y	1994年運開
• Eurochemic	120 t/y	1989年運開

がある。



#### (4) Puの利用

フランスではPuはFBR燃料に用いるものとしてPhenix, Super Phenixを建設したが(Super Phenixは1985年運開予定), エネルギー危機が一段落し, FBRの実用化時代が見直されたことにより, Puサーマルを推進することになった。COGEMAはMeloxと呼ばれる100t/yのMOX燃料工場を1990年代の早期に運開すべく, 同プロジェクトを推進しつつある。

#### 4. 西 独

1974年に打ち出された, Oragahn(Lower Saxony)又はWackersdorf(Bavaria)に, 処理量350トン/年の再処理工場を建設するという内容を含む“integrated nuclear fuel cycle center”構想は, 1979年に決定的に変化し, 即ち, この年Lower Saxony州政府は, 先の構想は政治的に実行不可能と決定したが, 連邦政府と州政府は同年共通の目標として廃棄物処分に取り組むことの可能性を考えることで同意に達した。

これにより, “燃料サイクルセンター”構想は“燃料サイクル概念”に代わった。

1979年の決定の内容は次のとおりである;

- (1) 原子炉サイトでの使用済燃料要素の貯蔵容量を拡張すること, 及びできるだけ早く, 炉サイト外の貯蔵施設を建設し運転すること。
- (2) 1985年までに再処理施設のサイトを選定し, 2000年以前に運開すること。
- (3) 1990年までに, あらゆる種類の放射性廃棄物の処分用として, Gorlebenの岩塩ドームが適するか否か評価すること。
- (4) 1985年までに, 使用済燃料の直接処分について可能性と安全関係を評価すること。

1979年の政府決定以来, 廃棄物管理で実行されたものは次のとおりである;

- “燃料サイクル概念”の第1段階として, 原子力炉での使用済燃料のコンパクトなラック貯蔵が, 運転中のほとんどの原子炉で許可され, 又建設中のすべての炉に取り入れられている。
- 今年, Gorleben(Lower Saxony州)における最初の使用済燃料外部中間貯蔵施設が運転に入ろうとしている。

Ahans(North Rhine-Westphalia州)では, もう1つの同様の施設の建設が始まっている。

- 再処理プラント建設サイトの選定は, 計画した日どりより早くなされた。Bavaria

(Wackersdorf) と Lower Saxony (Dragahn) の両州に対し、DWKが安全性レポートを提出した。

このレポートに対するパブリックヒヤリングが両州にして今年初めに行われた。

予定どおりにいけば、DWKは1984年末から1985年初め頃にサイト決定を行うだろう。

- WAK再処理プラントの運転の成功 — LWR使用済燃料150トン処理、ピークバーンアップ40,000 MWD/t 以上 — により、民間企業が自分の責任と費用で、今年頭初よりWAKを運転できるようになった。
- 西ドイツのガラス固化プラント (PAMELA, モル/ベルギー) は、1984年秋ワールド運転、1985年ホット運転に入る予定
- ASSE岩塩鉱山では、処分の総合的R & Dプログラム、いわゆるGorlebenプロジェクトが優先的に実施されている。

1983年12月以来、Co-60線源が、米国との共同プロジェクトとして用いられている。

又、高レベルガラス固化体ブロックを用いた処分試験の実施も考えられている。これはGorleben岩塩ドーム処分場での処分に備えての実証である。

これは、米国と密接な協力の下に結論を出したい。

- 全種類の放射性廃棄物の処分場として考えられているGorleben岩塩ドームの探査は順調に進んでいる。地表からの探査は終了した。このR & Dプログラムの結果により、連邦政府は、地下の岩塩層を調べるために、2本のシャフトをうつことを許可した。建設上の必要な措置が1983年10月に開始されている。
- 1983年半ばより、非発熱廃棄物及び低レベルアルファ廃棄物の処分場として、閉鎖された鉄鉱山KONRADの許認可手続きが続けられている。
- 「Alternative Spent Fuel Management and Disposal Techniques」のR & Dプロジェクトがスケジュール通り実施されている。近年行われた実験と安全解析により、この方式の安全性評価が今年末までに出来る見通しである。

以上のようにこの5年間のレビューから、1979年政府決定政策が技術的に実施され、スケジュール通りか場合によっては早く行われていることがわかる。

これまでの非常に重要な発展は、処分を除いて、燃料サイクルのバックエンドの実施責任を段階的に民間企業へ移転したことである。

放射性廃棄物管理の中で、1つの分野が政府の責任下に残る。つまり、原子力法の下で、PTBが連邦処分場の計画、建設、運転の責任を持つ。PTBはDBEと協力している。DBEはGorleben岩塩ドームの探査活動とKONRAD鉱山処分場（1989年運転予定）の建設のための作業を実施する。

西ドイツにとって、1984年末から1985年頭初は重要な決定を行う時期である。つまり、再処理工場サイトが選定されて建設契約が結ばれるであろうし、又使用済燃料処分技術の安全優位性の最終評価が政府に申請される。

国際的には、使用済燃料の再処理か直接処分かの議論が依然として存在するが、西ドイツにとって再処理は、燃料サイクルバックエンドを閉じるためのルートである。

西ドイツ政府のエネルギー政策上再処理技術は2つの観点を持つ。1つは燃料供給の観点、2つはバックエンドの観点である。

再処理と比べて、直接処分は極めて限られた経験しかない。さらにもう1つの問題は、処分場に多量の核分裂性物質が蓄積することの評価が困難なことである。

但し、直接処分は簡単な技術という特徴があり、ある場合には有利になることもありうるので、ともかく可能性を研究することは意味のあることである。ある種の燃料要素には、直接処分が必要かあるいは許可できると考えられる。

西ドイツでは、“integrated back-end fuel cycle concept”を時期を得て実現することが、原子力発電所の新しい許可を得たり、又現存する発電所を続けて運転していくための前提条件である。

しかし、再処理の戦略上の重要さのために、専ら外国で再処理を行うという方式は西ドイツ政策の目的とは矛盾する。従って西ドイツに再処理プラントを建設することが必須である。強力な国際協力を期待する。特に、廃棄物処理処分の分野で、より強力に解決策を探ることが必要であろう。

政府が出資する将来のR&Dは、FBR再処理プラントでの燃料サイクル完成の実証である。FBR燃料製造にも、政府の援助が必要である。

## 5. イタリア

### (1) 政策

1981年、「使用済燃料の管理方法としては再処理がベストである。」という政府のエネルギー政策が国会において承認された。しかし、経済性が成り立つ最低規模（400 tU/Y）の商用プラントをイタリアにおいて実現する為には少なくとも10～

12の原子力発電所が必要であり、この条件が整うのは2000年以降である。従って、結論的には“delayed reprocessing”を採用する。

しかし、将来においても商用ベースの海外再処理施設にたよることは困難であろうし、又高価であると考えている。従って、ヨーロッパをベースにした国際協力により、R & Dを進めたいと考えている。

## (2) R & D

2000年以降に期待される商用再処理プラントは遠隔操作、遠隔保守、プロセスオートメーション、計量管理及び保障措置に関して改善されたものである必要があると考えている。

そこで、上記に関するR & Dが国内の各施設で進められようとしている。

## (3) その他

1990年代中頃には中央貯蔵施設(Central Storage Facility)が必要となる。この施設は“delayed reprocessing”の観点から戦略的な意味をもつ。

一方、乾式貯蔵に関しても貯蔵容量の柔軟性が大きいことなどの理由から積極的に検討している。貯蔵方法の決定に当たっては内外のデータを分析して行う。

一方、最近、ENEAとENIが共同企業体を設立した。

この企業の主な業務は

- 商用プラントの概念設計(主としてR & Dのガイド)
- 貯蔵施設及び燃料輸送、ハンドリング装置の概念設計、詳細設計
- ENEAの実験再処理施設のサポート

この共同企業体はイタリアにおける将来の商用再処理の重要な役割を担っている。

## 6. アメリカ

米国における商用再処理は80年代の残り、恐らく今世紀の間は単にRemote Possibilityにすぎないように見える。

再処理に関する障害は、技術面よりも機構や経済的理由であった。

再処理インダストリをふりかえり、再処理の進捗に重大なインパクトを及ぼした過去数年間の主要アクティビティを示した。

再処理の経済性にもふれ今日のウラン価格、並びに使用済燃料の合理的な処分コストを示し、核燃料のリサイクルは、当面経済的でないようだとしている。再処理のインセンティブは必ずある。これらのインセンティブには軽水炉へのプルトニウムリサイクル、

再活性化された米国の高速炉計画でのプルトニウムの使用並びに、高レベル廃棄物の処分の一方法としての再処理があげられる。

## 7. 日 本

### (1) 原子力開発利用計画

稼働中の原子炉は27基、発電量は19.7GWに達した現在、日本は世界第4位の原子力国となった。1983年度の原子炉の平均稼働率は71.5%で、総発電量中の原子力発電の割合は約20%にのぼっている。しかし、オイルショック以来のエネルギー消費率の伸びの鈍化により、エネルギー需給長期見通しにおける原子力エネルギーの予想値は下方修正された。

ウラン濃縮に関しては、現在、パイロットプラントが稼働中で、デモンストレーションプラントを建設中であるが、1990年には需要が供給を上廻る見込みであり、1991年に商業プラントを運開すべく開発を進めている。

軽水炉再処理は、東海再処理工場で1977年から行われており、これまで174トン进行处理した。JNFSによる第二再処理工場は1995年頃に運開の予定である(800t/y)。

廃棄物処理・処分に関しては、原子炉からの低レベル液体廃棄物は、濃縮又は固化された後サイト内に貯蔵されている。また、再処理工場からの高レベル廃液についてはガラス固化すべくR&Dを進めており、パイロットプラントが1990年に運開の予定である。

### (2) 新型炉の開発

A TR “ふげん”は1979年以来順調に運転を続けている。FBR実験炉“常陽”はMK-II炉心へ移行し、1983年100MW運転を達成した。FBR原型炉“もんじゅ”は1990年臨界を目指し建設中であり、FBR実証炉も概念設計段階にある。

新型炉用MOX燃料は70t以上をこれまでに製造しており、現在A TR用10t/y及びFBR用1t/yの製造施設が稼働中である。

FBR燃料リサイクルに関しては、CPFでこれまでに2.6kgの常陽の使用済燃料を再処理しており、その一部は常陽に再装荷される予定である。FBR再処理パイロットプラントは1995年運開を目指し設計が続けられている。

### (3) 再 処 理

東海再処理工場は、これまでに174トンの使用済燃料を処理し、1,000kg以上の



Puを回収した。しかし、これまでいくつかのトラブルを経験しており、現在溶解槽スチームジャケット及び酸回収蒸発缶からの漏れにより保修のため停止中である。保修は遠隔方式によりロボットを使って行われている。なお1985年には新溶解槽が追加設置される。

FBR燃料リサイクルに関しては1975年よりパイロットプラントの設計及びそのためのR & Dが開始されている。現在概念設計段階であり、当初は120 kg/dayで1995年に運開の予定である。その後FBR実証炉再処理のため機器の交換等により240 kg/dayに能力アップを行う。

このためのR & Dは、常陽燃料の再処理ホット試験を行うCPF、ウランを用いた工学試験を行う第1応用試験棟、前処理工程のフルモックアップをコールドで行う第2応用試験棟などで行われている。

パイロットプラントでは遠隔操作をとり入れるため、モジュールシステム、サーボマニピュレータ、遠隔コネクタ等の遠隔技術開発、また工程機器開発としてレーザービーム解体装置、バッチ式溶解槽、パルスカラム、電解還元パルスカラム等の開発、またジルコニウム、チタン、チタン合金等の材料開発を行うと共に、CPFで各種のホット試験を行い、各種技術の実証を行っている。

#### (4) 高レベル廃棄物処理

HLWは冷却後適当な手段で固化を行い、一定期間貯蔵した後に処分するという方針が原子力委員会により示されている。

固化法としては、ジュール加熱タイプのセラミックメルターにより、ホウケイ酸ガラスに固化する方法が採用されており、遠隔保守を含めコールドモックアップ試験を続ける一方、CPFにてこれまでに3,700 Ciのガラス固化体を製造した。

処分に関しては、地層処分に関する調査検討を行っており、可能である旨の評価結果を得ている。

3. 4. 2 再 处 理

Session III Chemistry I

### III-1 Electroreduction for the Plutonium Separation in Pulsed Columns and Mixer Settlers and Comparison with Chemical Separation

H. Schmider, H. Goldacker, U. Galla, M. Heilgeist, M. Kluth,  
G. Petrich (KfK)

電解還元法は1979年よりWAKの第2 Puサイクルにてミキサセトラに採用され、順調に運転されている。1984年からは共除染工程にも採用される予定である。

電解還元パルスカラムもパイロットプラントスケールでの試験が行われている。ここでは電解還元ミキサセトラの分配工程、Pu精製工程への適用のための試験結果報告、電解還元パルスカラムによるPuの逆抽出試験及び分配工程への適用試験結果報告、及びコンピュータシミュレーションとの比較結果が示されている。

電解還元ミキサセトラの分配工程への適用試験の結果、Separation factorは $10^3 \sim 10^5$ であり、この事はすなわち有機相へのPuリークが $0.5 \sim 5 \text{ mg/l}$ ある事を示す。現在、電解還元ミキサセトラで、U/Puの第1サイクル分離を行うべく、チタン製の電解還元ミキサセトラを用いた試験が行われているところである。

電解還元パルスカラムの試験においても、ヒドラジンが少なくとも良好な Separation factor が得られるなど、その有効性が確かめられている。

シミュレーションコードとの比較結果は、実験値との比較的よい一致を示している。ミキサセトラ、パルスカラム共に大きな違いは見られない。

### III-2 Axial-Convective Phase Transport and Radial Mixing Effects in Pulsed Plate Columns

A. Melts, H. Zimmermann (KfK)

これまでパルスカラム内の Fluid dynamics のモデリングには、拡散モデルが広く用いられて来た。しかし、直径10 cmと35 cmの2種類のパルスカラムでの試験結果より、Gaussian-convective モデルの方が優れている事が判明した。

35 cm のような大きな径のカラムでは、径方向のミキシングが十分とはならない事が、トレーサーを使っての実験により確かめられた。すなわちカラム内の1点にトレーサーを注入し、その径方向拡散を測定したところかなりの分布ができています。

このままではパルスカラムの単純なスケールアップは難しいため、distribution plate を設置したところ、Radial Mixing の改善が見られた。この事はパルスカラム

の高さを, distribution plateの採用により短かくできる事を示している。

### III-3 Pulsed Plate Columns at High Dispersed Phase and Low Continuous Phase Flow Rates

H. Schmidt (KfK)

再処理からの廃液量の低減化のために試みられた実験結果の紹介である。通常トリチウムを含む廃液は, 共除染工程の洗浄段から排出される。よって, 洗浄段のスクラブ液供給量を少なくすれば, トリチウム廃水の量を低減化できる。ここでは10 cm 直径, 4 m 高さのパルスカラムを用い, 流量比, パルス周期, プレートの形状等をパラメータに試験を行った。

また, 液滴径, ホールドアップ, 軸方向ミキシング程度等が実験的に求められ, Correlation equation が導かれた。この式を用いて, シミュレーション解析を行ったところ, 実験結果をかなりよく再現することが確認された。

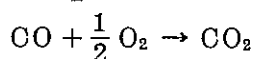
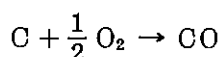
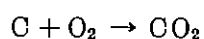
試験の結果, スクラブ液をかなり低流量化しても良好な結果が得られた。今後の問題としては, パルスカラムの大型化に伴い影響があげられるが, 長尺化に関しては問題ないと思われ, むしろ大径化に関して調べる必要があると考えられる。

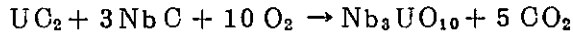
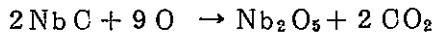
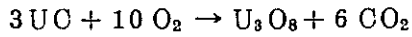
### III-4 Processing Graphite Matrix Nuclear Rocket (ROVER) Fuels at ICPP

A. P. Roeh (Westinghouse Idaho Nucl. Co)

Nuclear Rocket 開発 Program (20年前のもの)からのグラファイト燃料を再処理すべく, Combustion-Dissolutionプロセスを開発し, ICPP内に設置した。運転は1983年4月から1984年6月にかけて行われた。

この燃料は pyrolytic carbon でコーティングされた  $UC_2$  を graphite matrix にしたもので, burn up は 0.4 a/o である。通常の溶解プロセスでは溶解できないため, 流動床による煅焼を2回行った後, 溶解槽で  $HNO_3 + HF$  にて溶解するプロセスを開発した。流動床は  $Al_2O_3$  で, ここに  $O_2$  を通し,  $800^\circ C$  に加熱する。反応は,





である。

### III-5 Nuclear Fuel Decontamination in Basic Solutions

S.A. Ali (KfK)

高燃焼度のMTR燃料再処理結果のレポートである。MTRは、医療への利用のため、短半減期の放射性核種の生産に用いられている炉である。

MTR燃料を溶解し、炭酸溶液としてからイオン交換によって目標核種を回収するプロセスとなっている。イオン交換においては、試験条件の調整によりウランは通過するが、炭酸塩となったFP核種はカラムに吸着される状態を作り出せる。

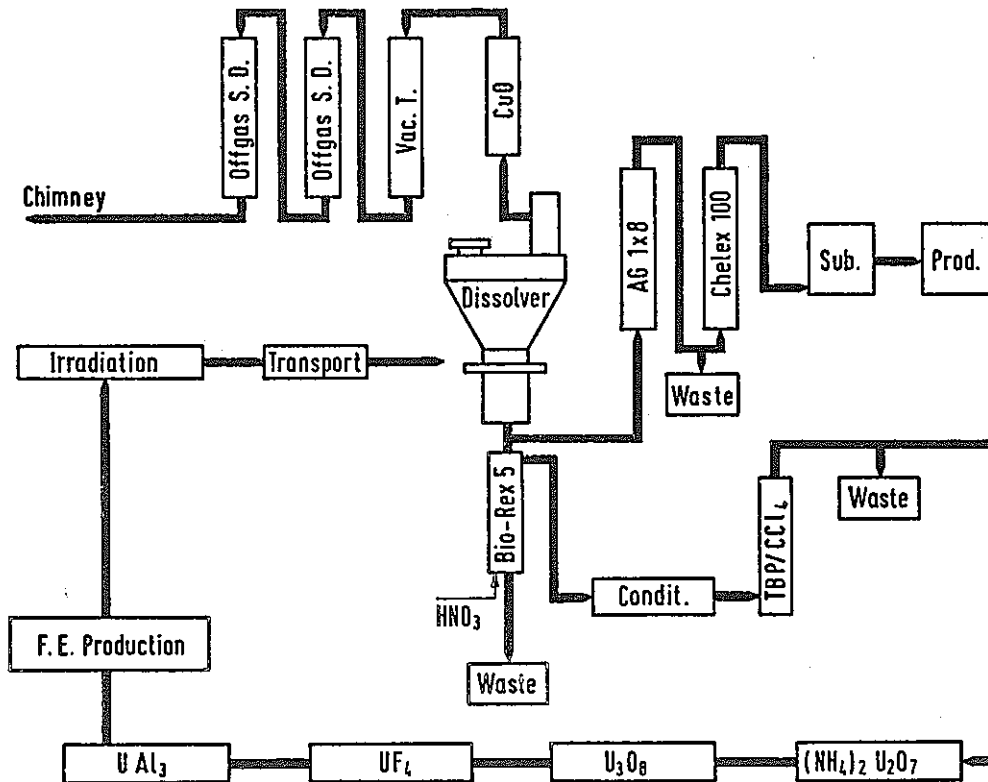


Fig. 1: Scheme of the complete Mo-99-production, including fuel recycling and target fabrication, developed at the Institute of Radiochemistry.

炭酸を用いるこのプロセスは、特に短冷却でI<sup>131</sup>の多い燃料の再処理の時に、オフガス処理の軽減化によりコスト低減に大きく貢献するものである。

### III-6 Tritium Inventories and Behavior in Zircaloy Cladding of Spent Light Water Reactor Fuel Rods

A. Bleier, R. Kroebel, K. H. Neeb, E. Schneider

(Kraftwerk Union AG, KfK)

PWRとBWRの使用済燃料中のトリチウム分布の調査結果である。PWRでは燃料被覆管のジルカロイ中に生成トリチウムの67%が、燃料ペレット中に37%がそれぞれ残存している。BWRでは50%ずつであった。プレナムガスの中に残るトリチウムは極めて少ない。

被覆管の中のトリチウム分布は、径方向にはほとんど均一である。ただ、内外表面の酸化膜中にはトリチウムは少ない。軸方向の分布は局所的燃焼度に比例する。

Leaching中のT放出は、NaOHやCa(OH)<sub>2</sub>溶液（沸騰溶液）に対しては非常に低い、HNO<sub>3</sub>に対しては高い。この理由は不明である。

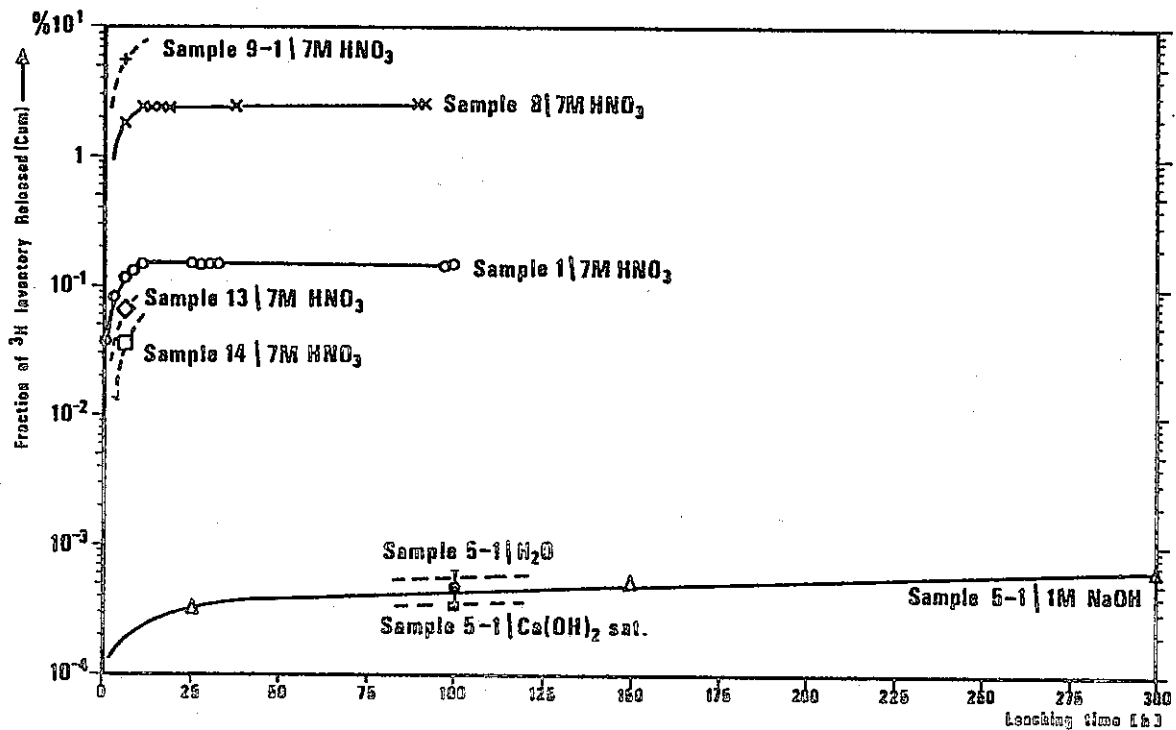


Figure 5 Release of <sup>3</sup>H from Zircaloy Hulls using different Leachants

### III-7 Corrosion Resistance of Zirconium and Titanium Alloy in HNO<sub>3</sub> Solutions

T. Furuya, H. Satoh, K. Shimogori, Y. Nakayama (神戸製鋼)

Zr, Ti-5%Ta, Ti及びSUS304について、その耐食性の試験を行った。電化還元ポテンシャルの大きなFPとしてのRu, Rh, Rdイオンの有無と、HNO<sub>3</sub>濃度(2N~14N)をパラメータにcorrosion rateを測定した。

その結果、以下の事項が明らかになった。

- ① ZrとTi-5Taは沸騰硝酸には耐食性が強い。Tiは比較的腐食されやすい。SUS304は粒界腐食を起こした。
- ② 上記イオンの共存する沸騰硝酸に対しては、Zr, Ti-5Ta, Tiは耐食性が強い。しかしSUS304の腐食は上記イオンによって加速される。
- ③ 以上の結果より、厳しい腐食環境下ではZrとTi-5Taが材料として適当であると考えられる。

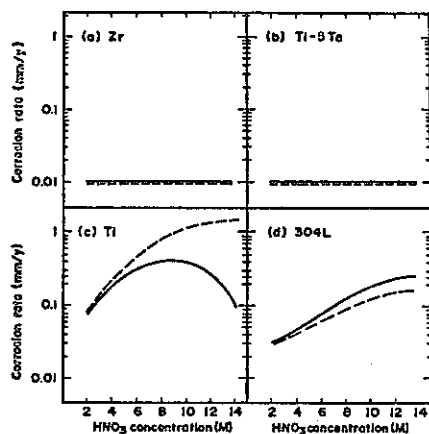


Fig. 3 Effect of HNO<sub>3</sub> concentration on corrosion rate of Zr, Ti-5Ta, Ti and 304L at boiling point  
 —, The corrosion rate without changing HNO<sub>3</sub> solution for 120 hours  
 - - - , The corrosion rate with changing HNO<sub>3</sub> solution at 4 hours interval for 24 hours

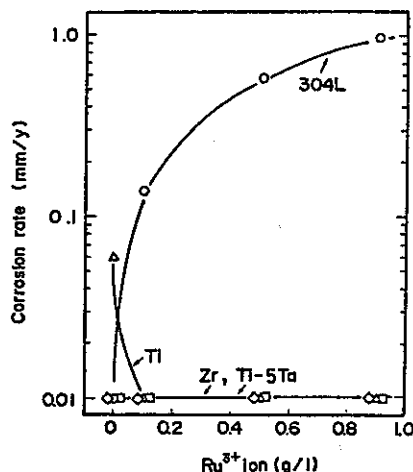


Fig. 6 Effect of Ru<sup>3+</sup> ions concentration in boiling 3M HNO<sub>3</sub> solution on corrosion rate of Zr, Ti-5Ta, Ti and 304L (corrosion test time: 120 hours)



Session VI      Chemistry II

## VI-1 Solvent Cleanup and Degradation

J. C. Mailen (ORNL)

- 1) TBP及び希釈剤の劣化メカニズムをサーベイすると共に劣化生成物によるプラントでの問題点をレビューし、劣化生成物の発生量を最少に抑える方法、かつ、その除去法を報告

- 除去法 ① 減圧蒸留法  
②  $\text{Na}_2\text{CO}_3$ スクラビング法  
③ ヒドラジン/ヒドロキシルアミン塩法  
④ 固体吸着材

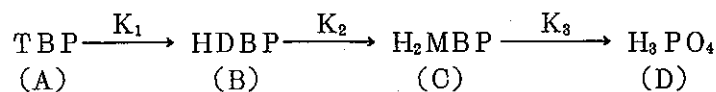
- 2) 上記除去法をミキサセトラを用いてテストした結果、界面にクラッドが生成した。このクラッドは水滴の周りに hydrous Zr-DBPと思われるフィルム状の皮
- 3) 溶媒の1次洗浄としては、Na量が廃棄物管理の面から問題にならない限り、炭酸ソーダ/酒石酸ソーダによる洗浄がベスト。廃棄物が問題になる場合はヒドロキシルアミン塩法が良い。
- 4) 上記1次洗浄にもかかわらず、溶媒中に残存している劣化物の除去(2次洗浄)法としては活性化アルミナ(Alcoa F-1, 60-120 mesh, Aluminum Co)がベストであった。

## VI-2 Chemical and Radiolytical Degradation in the Purex Process

L. Stieglitze (KfK)

TBPの劣化

- 1) 定量法 ; HDBP—ガスクロマトグラフィ  $215 \text{ mg/l}$   
 $\text{H}_2\text{MBP}, \text{H}_3\text{PO}_4$ —イオンクロマトグラフィ  $25 \text{ mg/l}$
- 2) 加水分解 ;  $K_1, K_2, K_3$  を硝酸濃度, 温度をパラメータにして求めた。

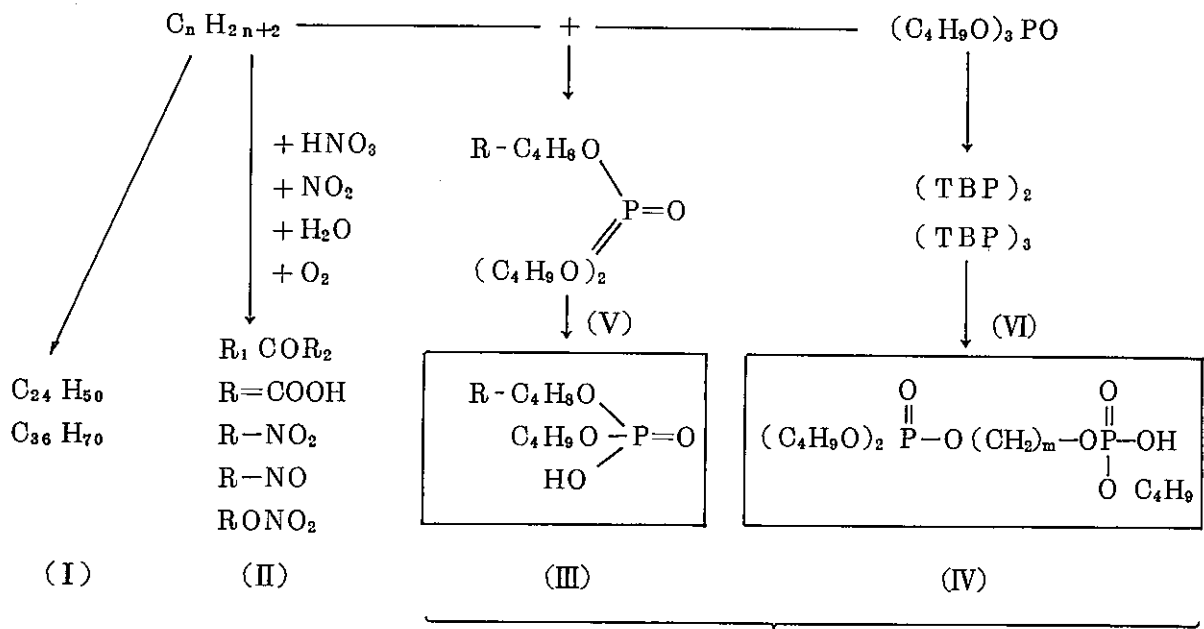


計算例 ; 3M  $\text{HNO}_3$ ,  $90^\circ\text{C}$ の条件下では, HDBP,  $\text{H}_2\text{MBP}$  の最大存在量は各々50時間, 175時間経過時

- 3) 放射線分解 ;  $13 \text{ wh/l}$  ( $20 \text{ Ci Sr-90}$ )  $\rightarrow$   $\left( \begin{array}{ll} 80 \text{ mg/wh HDBP} & 70 \text{ mg/wh HDBP} \\ \text{(metal free)} & \text{(120 } \cancel{\text{g}} \text{ U/l)} \end{array} \right)$

希釈剤の劣化 劣化物の同定；ガスクロ，質量分析

// 定量；IR，ポーラログラフイ，電気伝導度



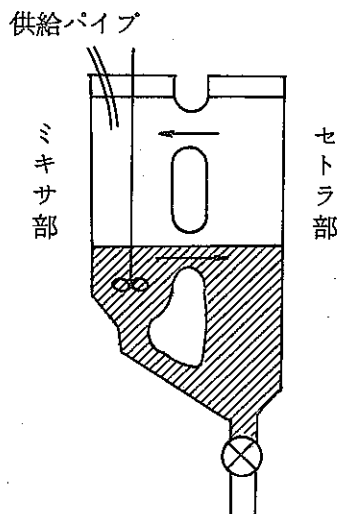
溶媒の品質：“quality index”

### VI-3 Investigations about the Crud Formation in the Purex Process

E. Zimmer (KFA)

循環式1段ミキサセトラを用い，30% TBP/n ドデカン-HNO<sub>3</sub>系におけるクラッド生成について報告

1) 循環式1段ミキサセトラ；ガラス製



有機相；30% TBP/n ドデカン

[U] ≈ 0.5 M or 0

水相；2 M HNO<sub>3</sub>

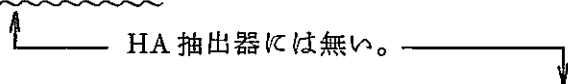
[U] ≈ 0.5 M or 0

[Zr] ≈ 1 g/l

O/A = 2, 1

2) HDBP ; 4g/l (有機相)迄添加したが、クラッドは形成されなかった。

$[\text{HNO}_3] \geq 3\text{M}$  の場合のみ、Zr と HDBP の沈澱が生じる。



H<sub>2</sub>MBP : 有意な影響は観察されなかった。  $[\text{HNO}_3] \leq 1\text{M}$  の場合のみ沈澱

H<sub>3</sub>PO<sub>4</sub> : 2M より高い場合にのみ沈澱。30 mg の H<sub>3</sub>PO<sub>4</sub> をゆっくり添加した結果、  
“にごり”が生じ、1週間静置しても分離しなかった。

—クラッド生成にエマルジョン化剤は不要。ファインが存在する場合のみクラッドを生成し得る。 → HA 抽出器のクラッドはファインにより安定化されたエマルジョン

3) HDBP, H<sub>2</sub>MBP, H<sub>3</sub>PO<sub>4</sub> を同時に添加すると、Zr のリン酸塩が再沈澱するためクラッドが形成される。この際、HDBP, H<sub>2</sub>MBP は主要ではない。

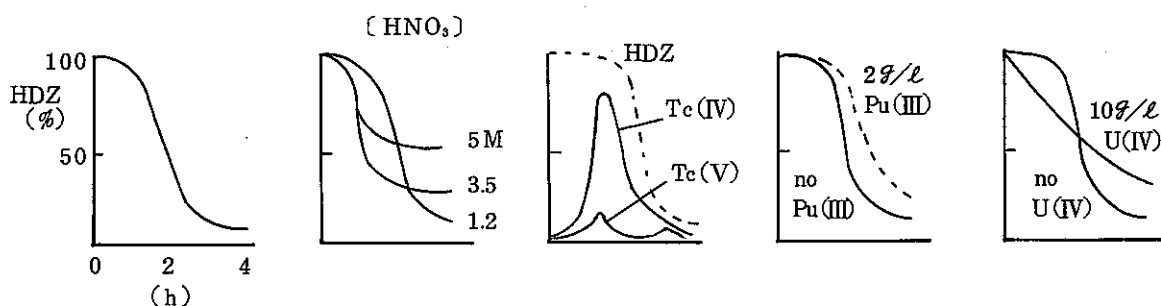
4) SiO<sub>2</sub> : クラッドがファインに起因することを確認するため、 $\text{BET} = 41, 235 \text{ m}^2$   
(25 $\mu$ ) (17 $\mu$ )  
/g の SiO<sub>2</sub> を各 1g/l 添加した結果、いずれの場合も安定なクラッドが生成

#### VI-4 The Impact of Technetium on Reprocessing Chemistry

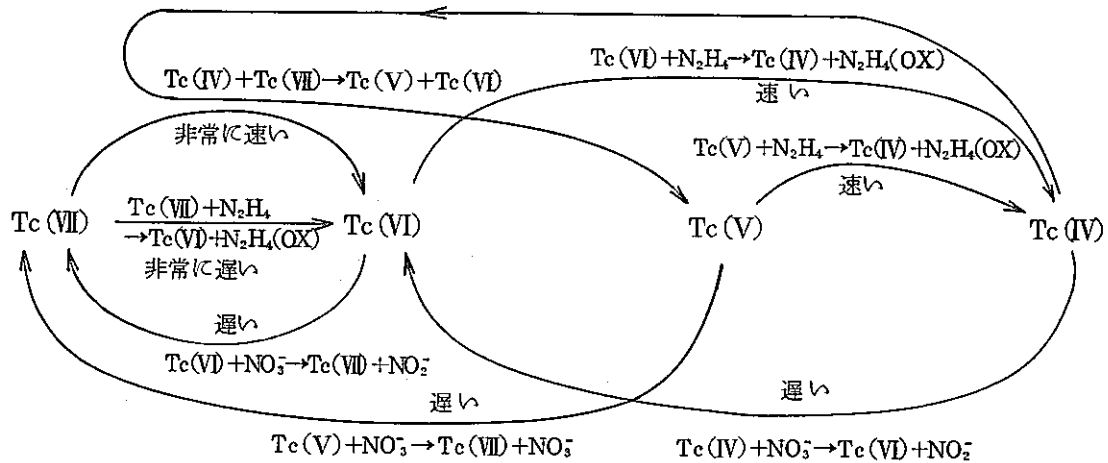
P. D. Wilson (BNFL)

使用済燃料中に存在する Tc が、ヒドラジンによる Pu (IV) の還元に対し、触媒として利用し得ることを報告

1) Tc によるヒドラジン分解



2) Tc の酸化・還元



(注)  $N_2H_4(OX)$  : ヒドラジンの未確認酸化生成物  
 Pu(IV) が,  $NO_3^-$ ,  $NO_2^-$  の代わりに酸化剤となる。

VI-5 Headend Operations in the Reprocessing of Natural Uranium Fuel

G. Alonzo ( ENEA )

EUR EX ブランドで実施した 72 体の CANDU 燃料の再処理の内、ヘッドエンド部について報告

1) 使用済燃料の主要仕様

4,000 ~ 9,000 MWD/T 5 ~ 7 年冷却

2) せん断 : 300 トンのハイドロリックシステムはセル外のコールドエリアに設置

3) 溶解 : 3 体分を沸騰 5.5 M  $HNO_3$  中で 99% 以上溶解

→ (平均) 280 gU/l, 1 gPu/l, 20 ~ 40 Ci FP/l

4) オフガスモニタリング ( SOG, DOG )

粒子測定 ; メンブランフィルタでサンプリング後ガンマススペクトル測定

	SOG	DOG	ORIGEN
$Co^{60}$	0.08	0.06	0.29
Ru-Rh <sup>106</sup>	26.8	55.6	24.5
Sb <sup>125</sup>	2.5	2.5	3.1
Cs <sup>134</sup>	11.2	11.1	15.6
Cs <sup>137</sup>	100	100	100
Ce-Pr <sup>144</sup>	11.0	14.1	15.4
Eu <sup>154</sup>	1.7	2.0	2.3
Eu <sup>155</sup>	1.1	1.1	0.65

$I^{129}$  : 活性炭トラップでサンプリング後, Ge(Li)検出器で $\gamma$ -測定

SOG : 検出されず, DOG :  $0.9 \sim 2.7 \mu\text{Ci}/m^3$

$200 \sim 400 \mu\text{Ci}/3$ 体

( $30 \sim 60\%$   $I^{125}$  of SF)

$Kr^{85}$  : Ge(Li)で測定, DOG :  $20 \sim 70\%$   $Kr^{85}$  of SF)

5) 清 澄 ; 硫酸第1鉄で原子価調整後, ROBATEL 100G遠心清澄機で処理。

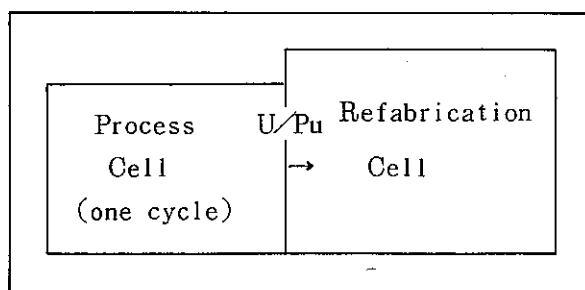
平均30分滞留し残渣を除去。残渣はHLLWと共に貯蔵

## VI-6 Bench Scale Demonstration of a Coprocessing Operation with an Amidic Solvent

A. Moccia ( ENEA )

16段ミキサセトラを用いベンチスケールで実施したU/Pu部分分配試験の結果を報告。PWR Trino原発の使用済燃料を再処理するのに先立ち実施したもので在来のピュレックス法と比較すべく, N.N. dialkyl long-chain aliphatic amidesを抽出剤として使用した。

- 1) 有機相最大濃度  $90 \text{ g}/\text{l}$ , 出口濃度  $75 \text{ g}/\text{l}$  で8時間, 良好に運転, 第3相や沈澱は認められなかった。
- 2) U, Pu に対する amidic 抽出剤の再抽出分配係数が極めて小さいため, ストリップ操作は極めて効率的で, Pu の還元剤も必要としなかった。
- 3) 部分分配時有機相出口への Pu ロスは, 全体 Pu の約 2 %
- 4) これらの結果を TIREC Plant に反映させる。



## VI-7 Influence of Gamma-rays Irradiation on Stress Corrosion

### Cracking of Austenitic Stainless Steels

T. Furuya (神戸製鋼)

高レベル廃棄物のキャニスタ材として用いる鋭敏化オーステナイトステンレス鋼について、ガンマ線の照射下も含めて、沸とう水 (deionized) 中での応力腐食割れ試験の結果 (SCC) を報告

- 1) ガンマ線照射により、304SS及び304LSSの粒界でのSCCが促進されたが、304ELCの場合SCCは生じなかった。
- 2) 酸化剤は、ガンマ線照射による水の加水分解生成物で、これが304SS及び304LSSの粒界SCCを促進する。

Session VIII      Equipment Design I



## VIII-1 Advances in HTGR Spent Fuel Treatment Technology

N. D. Holder, W. S. Lessig (GA Technologies Inc)

GA Technology Inc. で開発されている HTGR は、発電効率の上昇、安全性の向上、トリウムの使用を狙ったものである。

HTGR 燃料の再処理は、当初流動床バーナーを用いていたが、その後仮焼技術の進歩により、循環式バーナーが開発された。この循環式バーナーは高流速で燃焼部が広くなり、コストダウン及び信頼性の向上が達成された。両者の違いを以下に示す。

TABLE I  
COMPARISON OF BUBBLING FBC AND CIRCULATING FBC FOR GRAPHITE BURNING

	Bubbling FBC	Circulating FBC
1. Superficial velocity	1.0-1.5 m/s	3.7-5.0 m/s
2. Carbon burn rate (0.40-m diameter FBC)	40-70 kg/h	170-225 kg/h
3. Axial temperature profile	Uniform temperature in dense bubbling bed. Temperature typically drops off in freeboard region.	Uniform temperature throughout combustor height.
4. Heat removal	Separate heat removal required for dense bed and dilute freeboard regions.	Single heat removal from any section of combustor controls temperature.
5. Combustion efficiency	Recycle of both cyclone and filter fines required to achieve >99% combustion efficiency.	Continuous recycle of cyclone fines through nonmechanical seal. Filter fines recycle can further improve combustion efficiency.
6. Cyclone fines recycle system	a) Mechanical feed system required. b) External fines recycle pipe heating may be required to avoid excessive bed heat losses. c) Erosion and plugging of pneumatic fines recycle pipe can be a problem.	Continuous recycle of cyclone fines through nonmechanical seal.
7. Fine carbon burn rate	Fine carbon recycle rate and generation rate must be carefully balanced to avoid accumulation of fines.	Continuous recycle of cyclone fines through nonmechanical seal.
8. Filter fines recycle system	External mechanical feed system required.	External mechanical feed system required.

## VIII-2 Development of a Continuous Dissolution Process for the New Reprocessing Plants at La Hague

P. Auchapt, L. Patarin, M. Tarnero (CEA)

UP2-800, UP3 に用いるための連続溶解槽は 1979 年よりマルクールでプロトタイプのもので試験されている。

### (1) 連続溶解方式の利点

- 溶解時には  $\text{NO}_2$  が発生し、これは水蒸気と反応して硝酸、亜硝酸を生成する。亜硝

酸は沸騰硫酸中で不安定であるが、連続溶解することにより常に亜硝酸が存在する。亜硝酸は  $\text{Pu(VI)} \rightarrow \text{Pu(IV)}$  の還元作用をもつ他、Ru の揮発をおさえ、DOG 中の Ru を少なくする作用があり、溶解中常に存在することは大きな利点である。

- 運転がシンプル化される。
- コンパクトで処理能力が高い。

(加熱・冷却やバスケット装荷・引抜き等のダウンタイムが少なくなる)

## (2) 連続溶解槽仕様

- a) 溶解プロセス：連続
- b) 臨界安全形状（可溶性中性子毒は用いない）
- c) 燃料装荷：半連続
- d) U 濃度 250～300 g/l 硝酸濃度 3M
- e) ハル抜き出し前に水蒸気で第 1 のリンシングを行う。
- f) ハル抜き出し前に核物質残存量をモニタリングする。
- g) Hydraulic Seal により第 2 回のリンシングを行う。
- h) 駆動部分は配管類の脱着なしで抜き出し、置換が可能
- i) 4 t/d の処理能力

## (3) 仕組み

円形の平板に 12 個のバスケットを偏平に設け、これを回転することにより溶解—ハル抜き出しを連続的に行う。槽内に落ちたハル等はエアリフトで装荷点まで戻される。またハルを抜いた後のバスケットに、核物質の残存のないことや、装荷口のつまりの有無、ハルの残存の有無等のチェックがモニタリングによって行われる他、溶解液の水位、密度、温度及び槽内圧力の測定が行われる。

## (4) 開発計画

最初のプロトタイプは 300～500 kg/d のものとして 1970～1971 年に作られ、 $\text{UO}_2$  の溶解試験が行われた。次にマルクールに 2～3 t/d の実規模に近いものが作られ 1971～1976 年にバスケット形状、ハルの循環、リンシングの効果等に関する試験が行われた。次にやはりマルクールに 4～6 t/d のものが作られ、現在も各種の試験を行っている。

UP3 には現在のマルクール 2 号機を更に改良したものが採用される。変更点はスラブ部材質を SUS から Zr にした点、燃焼度測定装置を設けた点などである。(UP3

では 5.25 t/d)

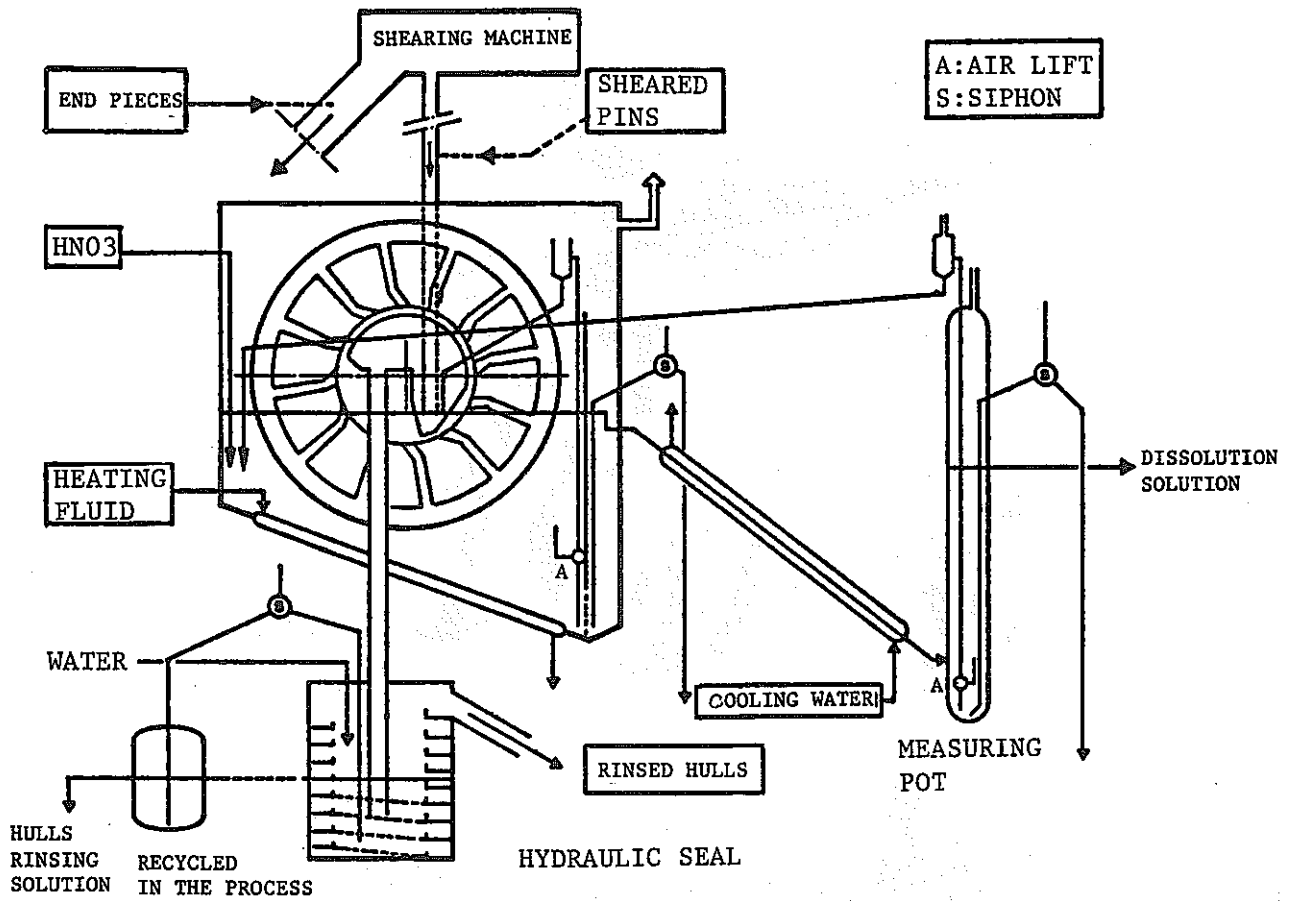


FIGURE 2. SHEARING-DISSOLUTION COUPLING  
(PRINCIPLE)

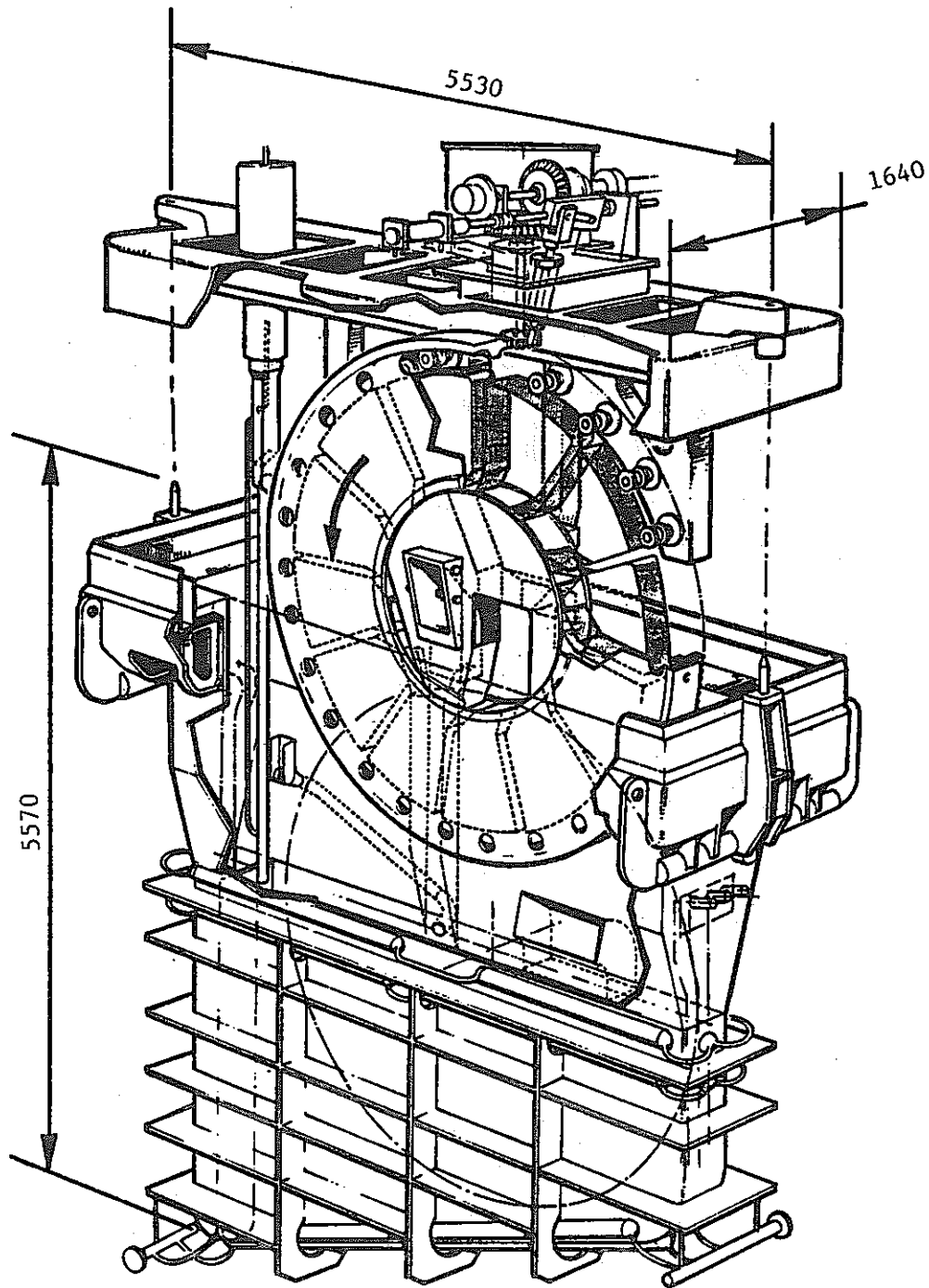


FIGURE 1. CONTINUOUS ROTARY DISSOLVER  
Second Industrial Prototype. General View

### VIII-3 Improvements to a Uranium Solidification Process by In-plant Testing

J. A. Rindfleisch (WINCO)

プロセスに対し、運転上又は機器上のトラブルが生じた時、修復に十分な時間と費用がかげられぬ事が多い。このような時には、In-plant testingが必要となる。Idaho Chemical Processing Plant (ICPP)では、ウラン脱硝プロセスに対し、In-plant testingを行っている。ここではその概要とオペラビリティ、効率、安全性を向上させることが出来た機器及び運転手順の改良について報告している。

### VIII-4 Plant Performance in Liquid-Liquid Extraction

R. P. Wadkins (EG&G Idaho, Inc)

パルスカラムの目皿板の仕様が抽出性に及ぼす影響を報告している。Nozzle型、Perforated型、Burred型の3種の目皿板を用いて、フラiddィングの起こり易さ及び単位移送高さの比較試験を行った。

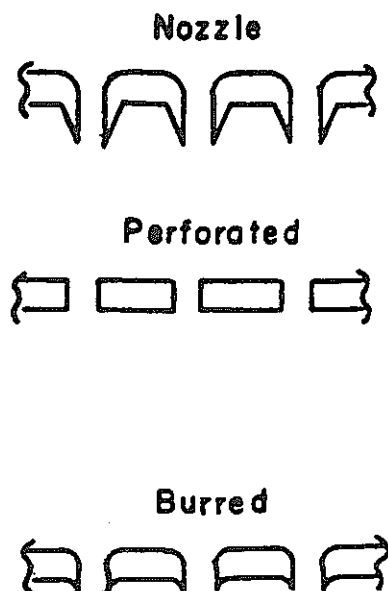


Figure 1. Typical cross section of plates.

フラiddィングに関しては、Fig. 4のようにNozzle型には下部に有機相がトラップされるため、フラiddィングを起こさない流量比範囲が広がっている。

また、単位移送高さについても、Nozzle型が最も低い値を示した。これは有機相の拡

散性が向上したためと見られる。

よって、パルスカラムの目皿板はNozzle型が望ましいと結論できる。

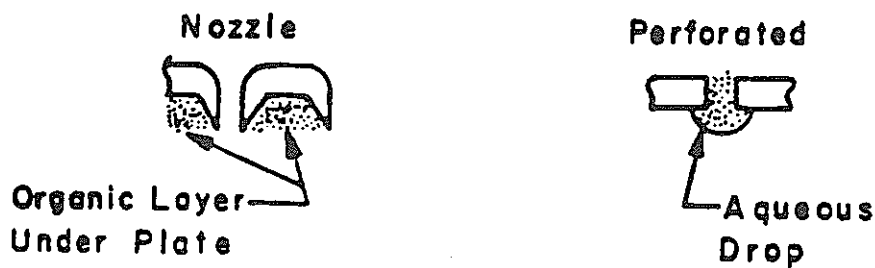


Figure 4. Diagram of nozzle and perforated plates showing how the organic phase is trapped under the nozzle plate but not the perforated plate.

#### VIII-5 A Pump for Metering High-Level Waste and Glass Former Mixtures to an Electric Melter

H. T. Blair and M. E. Peterson

技術レビューの結果、次の5種類のポンプが有望なものとして残り、

- ① air lifts
- ② centrifugal and turbine pumps
- ③ positive displacement rotary and reciprocating pumps
- ④ air-displacement pumps (ADP)
- ⑤ electromagnetic pumps

実際に試験を行った結果、次の結論が得られた；

- (1) 空気作動式2-wayバルブ付きのAir-displacementポンプ(ADP)により、ガラス形成剤(フリット、シリカ又はコロイダルシリカ)を含む酸性廃液及び中和廃液の両方の移送に成功した。9~180 l/hの範囲で、1,000hにわたって実証された。
- (2) 2段エアリフトは、酸性廃液の場合は成功した。閉塞の生じそうな所すべてに、バルブや水ラインを付ける必要があるために、遠隔という点からは本来単純であるはずのポンプが複雑になる。
- (3) 通常のスラリーポンプは、供給速度が大きすぎるのでHLLWのガラス固化プロセスには適さない。又、弾性材料や摩耗部分の交換等が遠隔運転の成功に大きく影響する。
- (4) Positive displacement meteringポンプは、放射線損傷、応力腐食割れ、又は摩耗を被りやすい材料や閉塞しやすいフロートチェッキバルブに依存するところが大

きい。

図1は、試験に用いられた改良型ADPである。

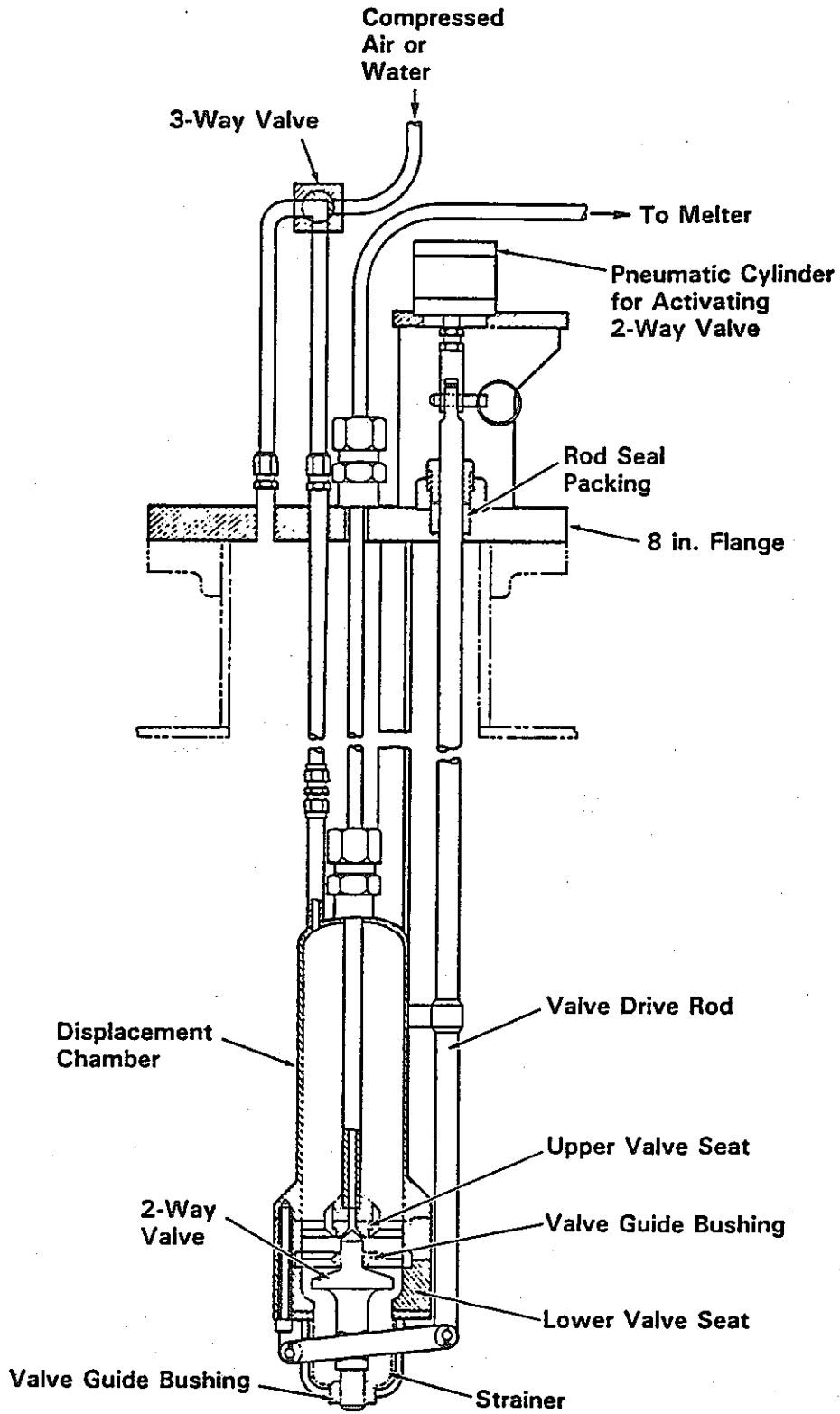


図1 Improved Air-Displacement Pump Design

VIII-6 Hydraulic Performance of a Multistage Array of Advanced Centrifugal Contactors

Michael E. Hodges (SRL)

SRPでは1960年代から遠心抽出器を用いた再処理を行っている。ANLではこの遠心抽出器を改良し、Couette Mixingにより生ずるTaylor渦を利用するタイプのものを開発した。これはシャフト設計が簡単化され、回転ボウルが保守時に簡単に取り出せるなど、コスト面、保守面で更に進歩したものとなっている。

この新型遠心抽出器8台により試験を行ったところ、優れた相分離性を示すと共に、様々な水力的状態を圧空により簡単にコントロールできることが判明した。

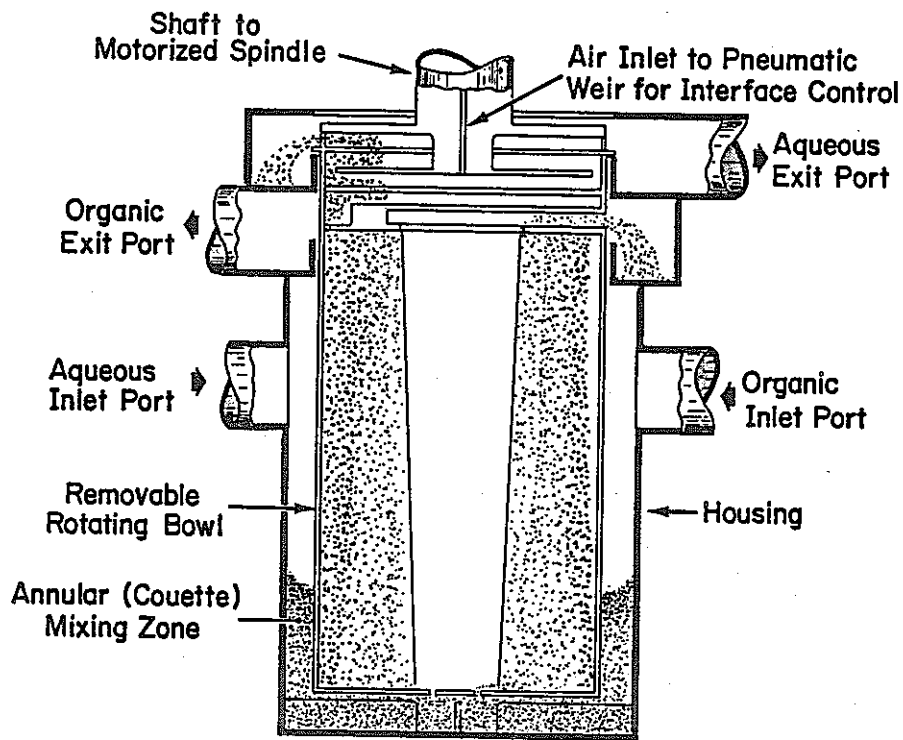


FIGURE 3. Advanced Contactor

VIII-7 The Use and Mixing of Geometrically-Safe Slab Tanks

T. A. Todd, J. D. Herzog (WH Idaho)

再処理施設等では臨界安全上の理由から平板槽を用いることが多い。Idahoの再処理・貯蔵施設にも平板槽の採用が提言されてきており、それを受けて、平板槽のかくはん性の確認試験を行った。



試験は単一槽及び3槽系の2種類の系に対して行われた。単一槽のかくはんはエアページで、3槽系のかくはんは更に各槽間の移送をポンプで行った。その結果、2本のエアページで単一槽内かくはんは十分行えること、水位が低い場合にはエアページ系統をふやす必要のあること、3槽系では単一槽の数倍のかくはん時間がかかること、かくはん時間は循環率と容量の関数であること等が判明した。

また、かくはん性について数学的考察を行い、解析式を導いたところ実験結果によく合致した。

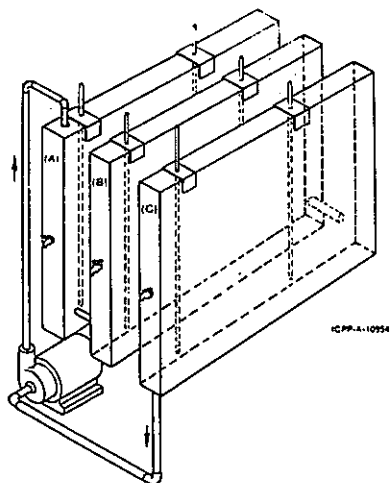


Figure 1. Three Tank Series Manifolding Arrangement.

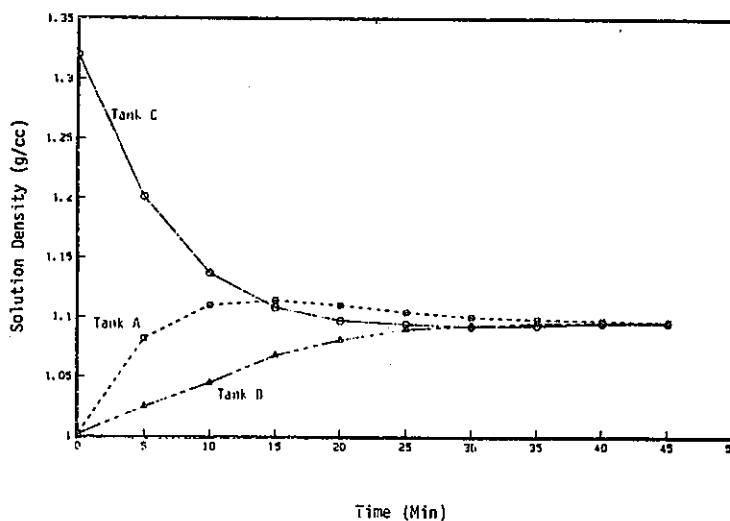


Figure 3. Density vs Time for Tanks A, B and C.

Session XIII Equipment Design II

### XIII-1 Operational Experience with the WAK Plant as Design Basis for Industrial Reprocessing in the F. R. of Germany

M. Schüller (KFK)

西独WAKパイロットプラントの運転経験をレビューする。

WAKプラントは1971年に建設され、これまでに19回のキャンペーンと、9回のインターキャンペーンにおける改造・保守計画を経てきた。この改造保守計画のうち主なものは

- ・ 新型抽出器とPu蒸発缶の設置
- ・ 高性能ヨウ素フィルターの設置
- ・ Pu第2サイクルへの電解抽出器の設置
- ・ インターサイクル蒸発缶の交換
- ・ 溶解槽-オフガスシステム、及び解体機の交換

である。

WAKの溶解槽は運転後9年(721回の溶解)で、スチームジャケットへの液もれが生じたが、保守は、その位置、セル構造等から極めて難しかったためプラントを止めての交換が行われた。

### XIII-2 The Remote Maintenance Concept of the German Nuclear Fuel Reprocessing Plant and Procedures for its Establishment

J. Mischke (DWK)

西独で計画中の再処理プラントにおいては、遠隔保守のため低線量でないエリアのプロセスシステムには、モジュラー配列方式を採用する予定である。この結果、大きなセルの両側にラックを配置し、その中に各種コンポーネントを設置するというプラントコンセプトになった。中央の廊下は保守及びモジュール交換のために遠隔機器の動くスペースとなる。

プロセス機器の配置や保守機器のレイアウトを実証するための試験施設も建設され、試験が行われている。ここでは震動試験も行われ、十分な耐震性が実証された。

### XIII-3 UP3 Design Concepts :

Maintenance in a Commercial Reprocessing Facility

C. Bernard, F. Chenevier (SGN, COGEMA)

La Hague に建設中の 800 t/y の処理能力を持つ LWR 再処理プラント UP3 の設計思想を紹介している。

UP3 では大きな設計目標は以下の 2 点である。

- 個人被曝線量を 0.5 rem/y 未満におさえる。
- プラント寿命にわたり稼働率を保証する。

### 1. 放射性物質の閉じ込め

UP3 における基準は

- 通常運転状態においては作業員との間に 2 つのバリヤを設ける。
- 保守時においては少なくとも 1 つのバリヤを設ける。

第 1 のバリヤは機器本体、第 2 のバリヤはセル壁等である。保守時やポンプ、バルブ等の交換時にもセル内汚染を起こさないようなシステムが考案された(後述)。

### 2. 装置の信頼性

プラントの信頼性はプロセス、機器の信頼性であり、保守性である。

配管類は詰まりの可能性が綿密にサーベイされ、その発生率低減化又は閉そく物除去対策が採られている。

基本的に保守はコストがかかり、廃棄物も発生するため、たとえ遠隔保守が可能であっても出来る限り信頼性を向上させることが必要である。そのため

- せん断機、ロータリー式溶解槽、アニューラーパルスカラム等
- ポンプ、バルブ、フィルタ等の機器類

に対してフルスケールの試験を行うと共に、Zr やシリコンスチール等の新しい材料を耐食性向上のために用いる事等が行われた。

また、適当な容量のバッファータンクを設けることにより、一部の機器のトラブルにより全プロセスが shut down されるのを避けるなど、Redundancy を持たせている。

### 3. 保 守

保守は以下の 2 種類に分けて考える。

- ① Normal maintenance (予想されている保守)
- ② Exceptional maintenance (予想外のトラブルによって必要となる保守)

UP3 では normal maintenance は  $5 \times 10^{-2} \text{ Ci/m}^3$  以上の線量率の箇所では遠隔で行われる。

(i) 溶接機器

ほとんどは施設寿命の間健全性を保てる材料により作られているが、直接保守、遠隔交換のできるものも若干ある。

(ii) Standard Process Equipment

ポンプ、バルブ、エジェクタ、フィルタ等の機器はモジュール化されている、MERC (Mobile Equipment Replacement Cask) とよばれる密閉式交換システムを用いる。

MERCは2種類ある。

- ① 比較的大きな機器用のもの ~スライディングハッチ式
- ② " 小さな " ~

1つのキャスクに2つの機器を収納できるため、交換が1回のキャスクセトリングによって可能

(iii) 他のRemote Maintainable Equipment

せん断機、仮焼器、メルター、燃料ハンドリングシステム等はクレーン、マニピュレーターで保守セルに運んで保守又は交換を行う。交換された機器はMERCで搬出される。

搬出された機器は、ケーシングを開けずにアスベストセメントコンテナに入れられ、処分される。

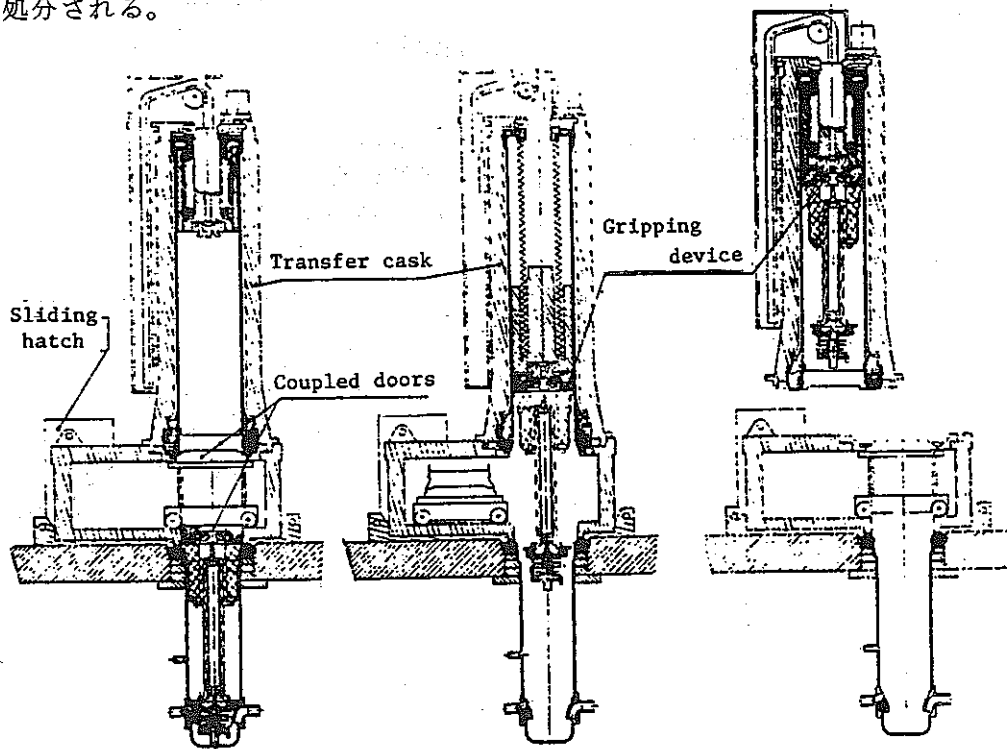


Fig. 3 Positioning of MERC

Fig. 4 Removal of equipment

Fig. 5 Transfer of equipment

MERC (Mobile Equipment Replacement Cask) Operating Diagram (Hatch type)

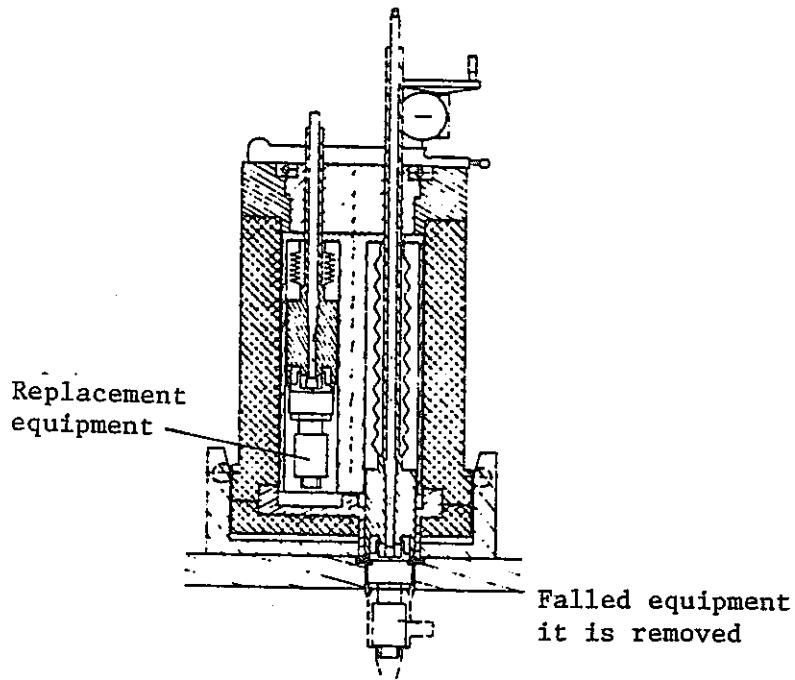


Fig. 6. MERC Revolving system

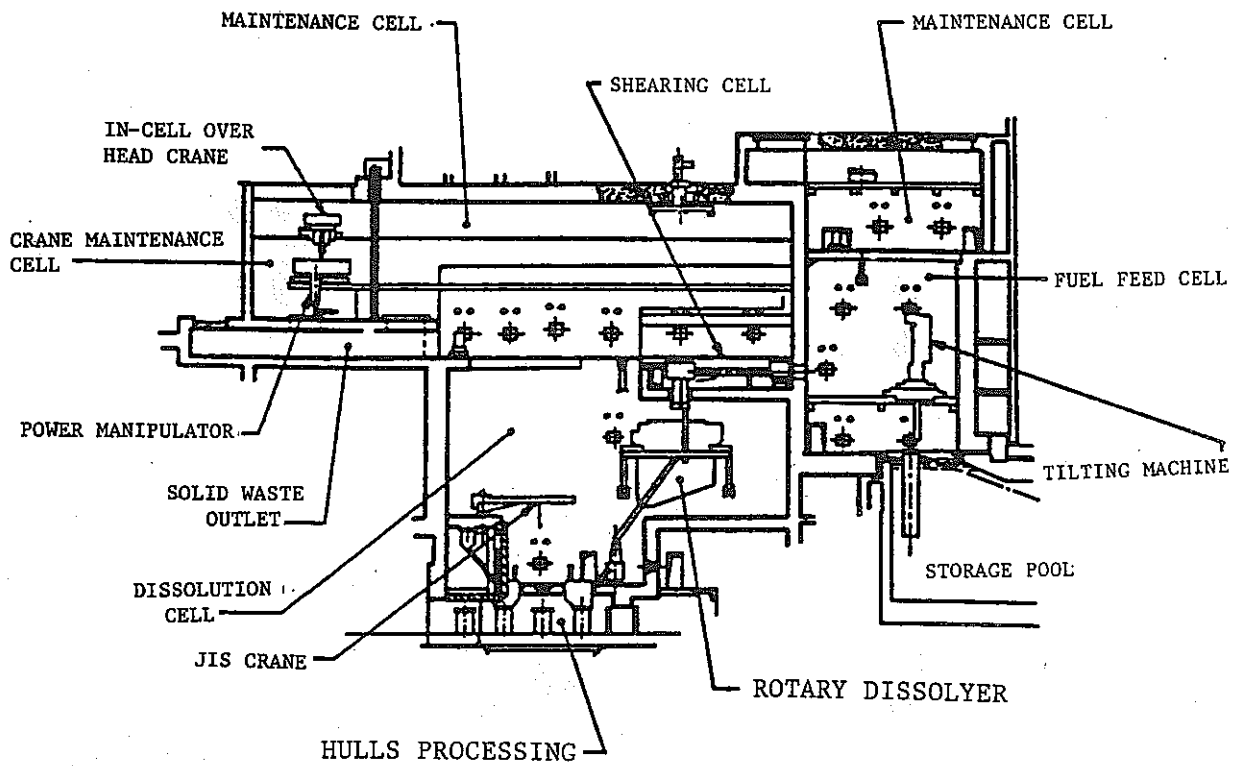


FIG. 7. REFERENCE LAY-OUT FOR REMOTE MAINTENANCE CONCEPT

## XIII-4 Remote Features of a Radioactive Liquid-Fed Ceramic Melter System

D. N. Berger, L. K. Holton Jr., W. J. Bjorklund, R. D. Dierks  
and D. H. Siemens

Battelle PNLは、ワシントン州ハンフォードの300エリアのセル内に、高レベル廃液のガラス固化のためのパイロットスケールのRadioactive Liquid-Fed Ceramic Melter (RLFCM)システムを製作した。これは、液体供給式セラミックメルター、キャニスターターンテーブル、ガラスレベル検出システム、TVシステム、廃液調整、オフガス処理、凝縮液処理システムから構成されている。

このシステムは、放射性廃液を用いて、遠隔操作性、プロセス制御性、メルターやその他の支援機器の保守性の試験、プロセスの信頼性の決定、設計確証データや運転書類の作製のために運転されるものである。

### 1. メルター

図1に概要を示す。溶融ガラスは、オーバーフローにてキャニスターに流下する。流出部はSiCヒータで加熱されている。ガラスの流下はエアールフトでコントロールされる。メルター系には内部観察用カメラ(鉛で遮蔽)が取り付けられている。

### 2. キャニスターターンテーブル

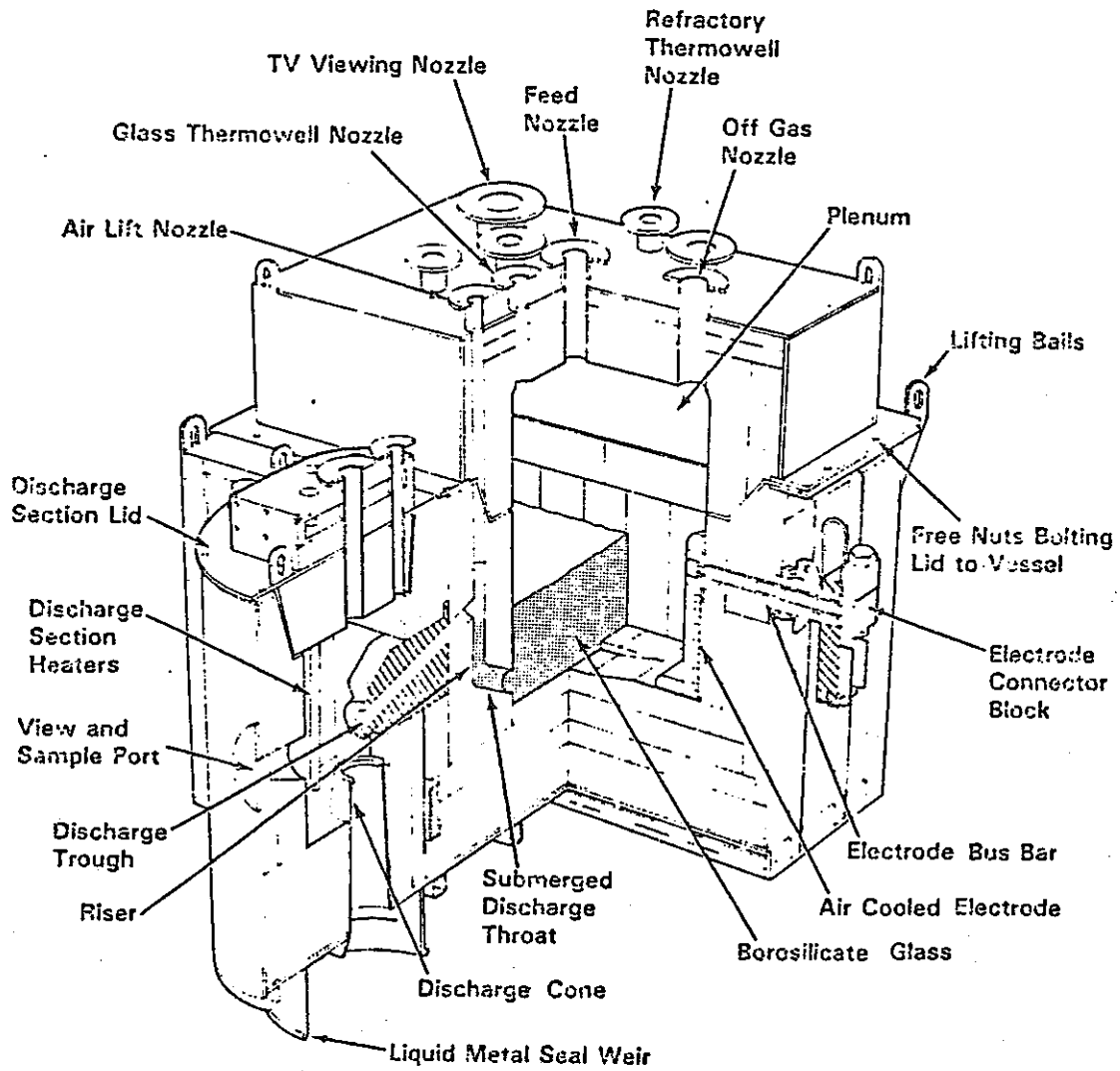
このターンテーブルは3ポジションの回転式のものである。中心軸の回りに回転する。位置はポテンシオメーターで決められるが、さらに3つの各はめ輪にとりつけられた異なる強度の $^{60}\text{Co}$ 線源で、 $\pm\frac{1}{4}^\circ$ の精度で位置が求められる。

ターンテーブルには、キャニスターの搬入・取り出し口が1つと、ガラス注入孔が1つあり、共に遠隔にて密封が可能となっている。

### 3. ガラスレベル検出システム

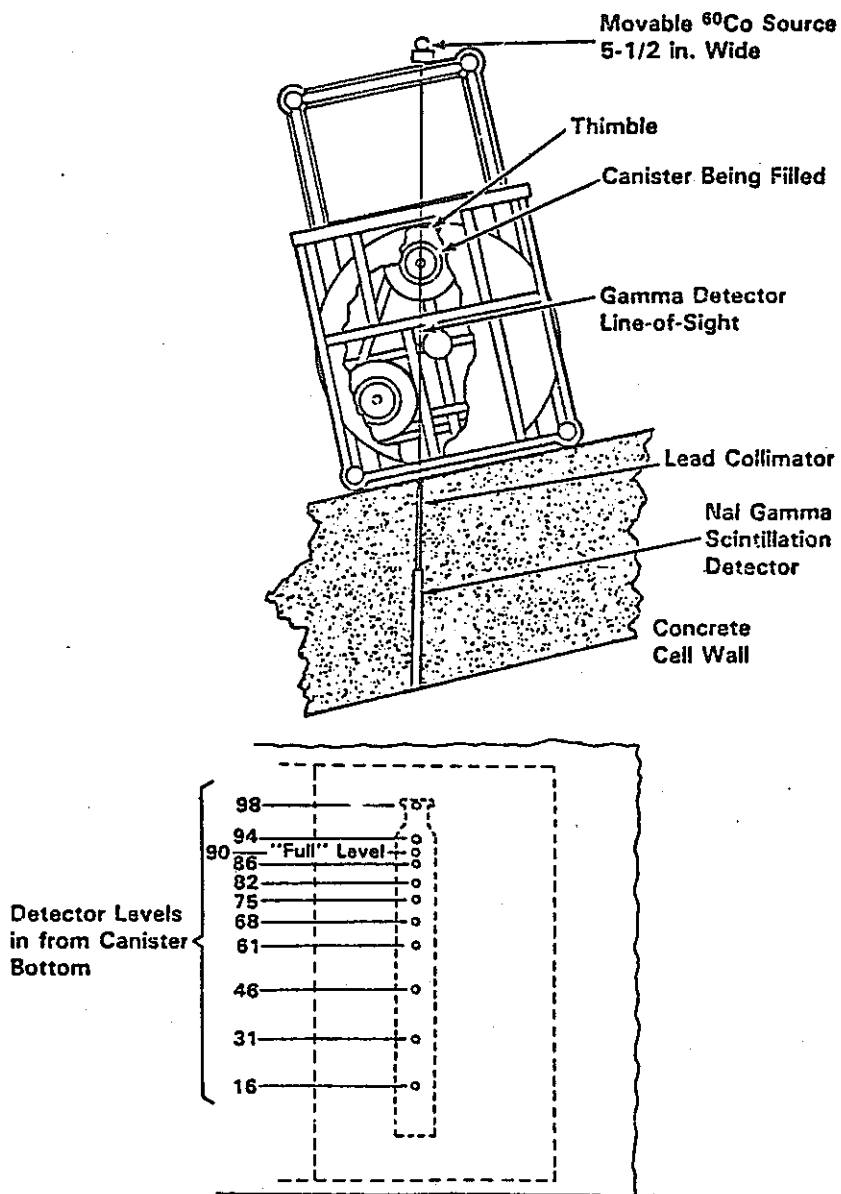
キャニスターのオーバーフローを防止するためのもので、キャニスター内のガラスレベルを測定するために、コンクリート遮蔽壁の中に、垂直に配置された11個のガンマ線検出器と可動性の3000Ci  $^{60}\text{Co}$ 線源とから構成されている。さらに予備的に、同じ検出器を用いて、注入されたガラスからの $^{137}\text{Cs}$ も検出し、ガラスレベルを知ることができる。

概略を図2に示す。



☒ 1 RLFCM Section





☒ 2 Plan and Elevation View of the Glass Level Detection System

### XIII-5 Remote Maintenance Demonstration Tests at a Pilot Plant for High Level Waste Vitrification

Selig

PAMELAプラントの遠隔技術のために、遠隔操作モックアップが建設された。遠隔試験の間に、すべてのプロセス機器と、ほとんどのパイプラインは遠隔で取り付け、取りはずしが数回行われた。試験には、オーバーヘッドクレーンとブリッジクレーンが用いられた。クレーンフックの回転を遠隔で制御する方式により、遠隔操作機器としてのクレーンの応用性が飛躍した。

すべての脱着コネクタの取り付けと取りはずしには、電動インパクトレンチを用いた。このモックアップ施設では、3種類のパイプコネクタのみを用いた他、電気のプラグインコネクタや特別に開発した高電流用コネクタも用いた。

すべての遠隔機器が、PAMELAプラントの仕様に合致していることがわかった。次いでPAMELAプラントを模擬したコールドの実規模パイロットプラントで試験が行われた。この中で、ある操作に必要な時間が求められ、最も優れた機器であった電動マスタースレーブマニピレーターと比べて次のような結果が得られた；

Handling Devices	Time Factor
- Electric Master Slave manipulator	1
- Overhead crane with telescopic mast	2
- Bridge mounted power manipulator	2.5
- Overhead crane	3

垂直の動きを必要とする操作、例えば、メルターの供給ラインや熱上げヒーターの交換などは、クレーンが最も優れている。

TVカメラの位置で最も良い所は、遮蔽窓の上2～3mの壁の中央であることがわかった。熱電対、プッシュプルコネクタ、電気コネクタ等の操作には、可動性のTVシステムがさらに必要である。

### XIII-6 Interim Storage Facility for Vitrified HLW

A. Osipenco, W. Hild, Y. Marchant,  
R. De Beukelaer and A. De Coninck

## 1. ガラス固化体の貯蔵施設

約50年間中間貯蔵し、その後地層処分する計画。1983年に建設が開始され、1985年頭初に完成の予定である。

ステンレススチール製容器の寸法は、外径298.5 mm、全長1,200 mm、積み重ね長1,140 mmでこの中にガラスブロック又はVitrometが充填される。

ガラスブロックの場合、空容器重量は80 kg、ガラス重量は165 kg、最大放射能は16,600 Ci、発熱量は55 Wである。Vitrometの場合、空容器重量は100 kg、ガラス重量は100 kg、鉛合金重量320 kg、最大放射能10,060 Ci、発熱量34 Wである。

貯蔵容量は1,500本、ピット数252、積段数6本/ピット、1日の最大取扱い本数は、ガラスブロックで4～5本、Vitrometで7～8本である。

貯蔵施設は、PAMELAプラントに隣接する別建物で、地上部分の建屋寸法は、長さ33.4 m、巾12.2 m、高さ20 mである。施設は、受け入れホール、移送ホール、貯蔵セル他に分けられている。貯蔵セルのピット上部の開孔部のコンクリートプラグは2分割で、ピットは取りはずし可能である。冷却は強制空冷である。

## 2. 機 器

主な機器は、遮蔽バルブ、移送容器、輸送キャスク、クレーンである。

図1は概略図である。

## 3. 安全対策

固化体容器、輸送キャスク、取り出し機器、移送プラットフォーム、ホール、貯蔵セルは、汚染の可能性があるものとして設計されている。容器はPAMELAプラントで汚染し、スミヤーテストされる。輸送キャスクや移送容器に気密や減圧の機能は持たせていない。除染が必要なときは、移送ホールのドリフトレイで行われる。

ピットはTVカメラで検査が可能である。必要ならばピットは取り出し可能である。冷却空気が完全に停止した場合、最大熱負荷83 kWのときで、セル壁は6日後に80℃、9日後に90℃に達するが、冷却再開には十分な余裕である。

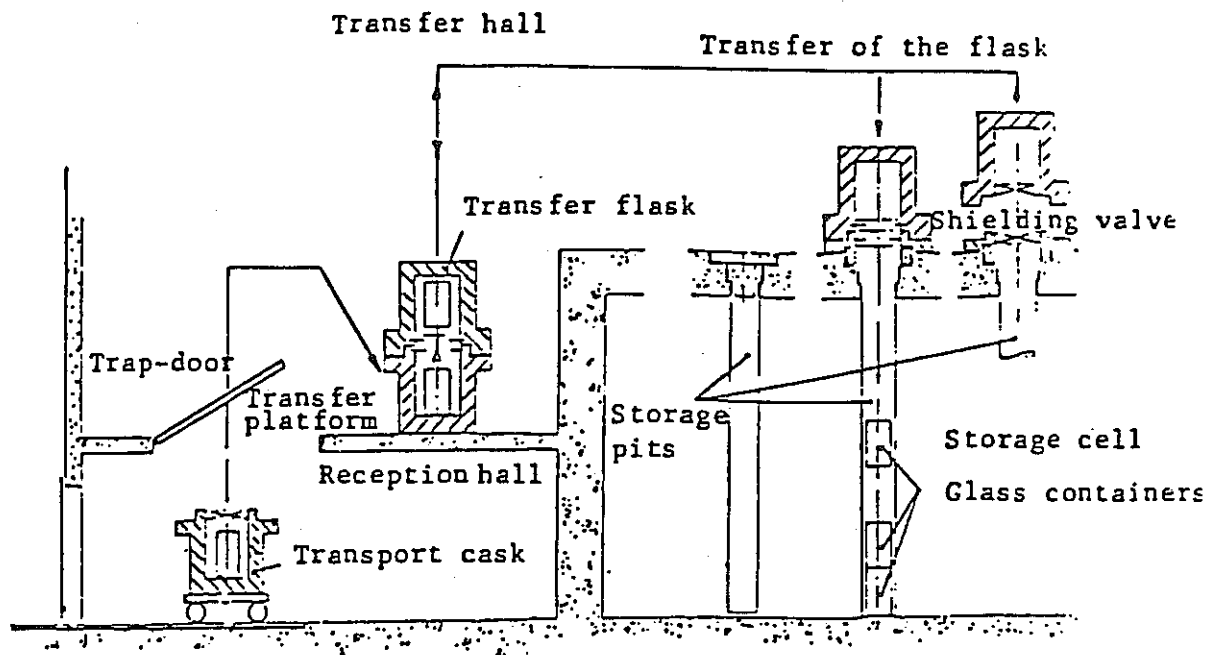


Fig 1 - Storage facility - Equipment

Session XII      Off-Gas Technology

## XII-1 Airborne Radionuclide Management, Decision-Making with Multiple Criteria

R. A. Brown 他

再処理工場から大気へ放出される<sup>85</sup>Kr, <sup>129</sup>I, <sup>14</sup>C, <sup>3</sup>H について回収, 貯蔵する必要があるか否かの評価の報告である。

大気への放出基準については<sup>85</sup>Kr 及び<sup>129</sup>Iが40 CFR 190により単位出力当たりのキュリー数(Ci/GWe-yr)という単位で規制されているが,<sup>14</sup>C及び<sup>3</sup>Hについてはない。今回, 以下の観点から放出管理の検討を行った。

- グローバルな在庫量(環境へ重大な影響を与えるかどうか)
- 最大個人被曝線量(40 CFR 190)
- 放出基準(40 CFR 190)
- ガン発生率
- 経済性

以上の観点から, DOEの施設について検討した結果, 以下の結論を導いた。

- ガン発生率の増加は $\frac{1}{10} \sim \frac{1}{1000}$  以下である。
- 100年以上運転してもグローバルな在庫量への影響はない。
- 最大個人被曝線量はDOE Order 5480(500 mrem/yr)を超えない。
- <sup>85</sup>Kr, <sup>129</sup>I, <sup>3</sup>Hについては経済性はない。<sup>14</sup>Cは経済性の範囲内である。

総合的な評価として,<sup>3</sup>H, <sup>14</sup>C, <sup>85</sup>Kr, <sup>129</sup>Iの放出管理はDOEの施設に関しては勧められない。

## XII-2 Regional Potential Radiological Consequences and their Variability of Failure Events in a Reprocessing Plant

H. G. Parentzke 他

再処理工場の仮想事故時に周辺住民に与える被曝線量を動的に8,000種類の気象条件下についてコンピュータ解析した結果の報告である。

このコンピュータ解析は各種のサイトのデータベース及び大気輸送コードMUSEMET, 食物連鎖プログラムECOSYSの計算データに基づいて動的放射線生態系プログラムBAMBUSにより行った。

この結果, 西独のRegulatory Guideに従って計算された決定グループの個人被曝線

量は99%の気象条件下について、過大評価であることが明らかとなった。

### XII-3 Dissolver-Offgas Cleaning in the German Reprocessing Plant

#### — Problems and Solutions —

J. Furrer 他

溶解オフガスを処理する新型のクリーンシステムPASSATを実証するためにオフガスシュミレーション施設WAESCHEが開発され、1983年末から試験が開始された。本件はこの試験結果についての報告である。

WAESCHEのプロセス概要は以下の通りである。

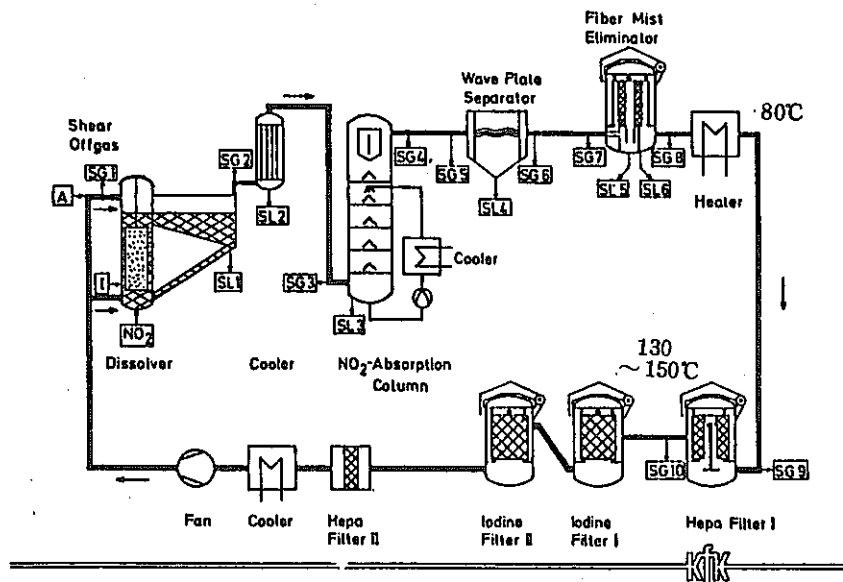


Fig. 1 Flowsheet of the Dissolver Offgas Simulation and Treating Facility (WAESCHE - PASSAT)

これまでの試験結果から以下のことが明らかとなった。

- NO<sub>2</sub>スクラバーのエアロゾルに対する捕集効率は90%以上である。
- エアロゾルの粒径分布が明らかとなった。
- セパレータの遠隔操作性を確認した。
- ミストエリミネーターの捕集効率は500以上である。
- ヨウ素フィルターの捕集効率は約95%である。(過失50-60%)
- システム全体のエアロゾルに対するDFは通常運転時で $5 \times 10^6$ で設計されたが、 $10^7$ の範囲には確実に達成されている。

## XII-4 Released Iodine Under Different Operation Conditions

Klaus Nagel 他

PASSATの実験結果に基づいて、溶解オフガス中のヨウ素の挙動を通常運転時とヒータ停止時について評価した報告である。

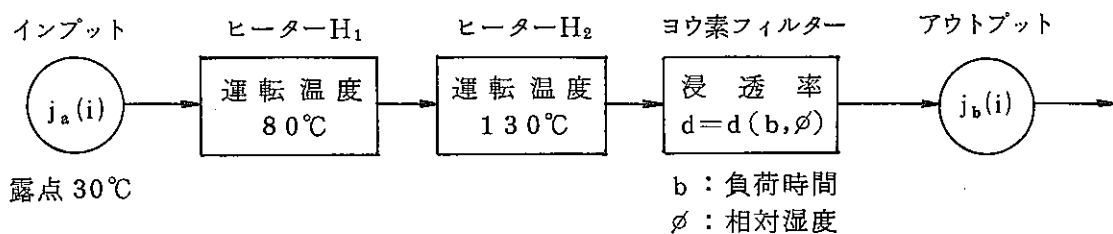
通常運転条件下では溶解プロセスの違いはヨウ素放出量の計算値に影響しないが、ヒータが停止した場合には相対湿度が上がり結果的にヨウ素の捕集効率は低下するとともに、溶解プロセスによって大きく影響される。つまり、バッチ方式(7.2 mol の硝酸に1 バッチ分の燃料を入れ、沸騰させるプロセス)と dosage of acid 方式(3 mol の硝酸に1 バッチ分の燃料を入れ、沸騰、濃縮させる)では、ヒータ停止時において、dosage of acid 方式のヨウ素放出量が約 5.6 倍となり、さらに3時間後にはその違いは最大となる。

## XII-5 A Stochastic Model for the Release of Radioactive in the Dissolver Offgas Cleaning Unit PASSAT

H. Wenzelburger

PASSATにおいてヒーターが停止してヨウ素が放出される可能性について確率論的に計算した結果の報告である。

解析はシステムを以下のようにモデル化して行った。



又、以下のような仮定をした。

- ① ヨウ素は溶解中にのみ発生し、溶解時間は1日当たり8時間とした。
- ② ヨウ素フィルターの浸透率は  $5.4 \times 10^{-8}$  とし、露点温度になったら、直ちに1になるとした。
- ③ その他の数値は次のように仮定した。

- ヒーター-H<sub>1</sub> の故障率  $\lambda_1 = 7.0 \times 10^{-6} \text{ h}^{-1}$
- ヒーター-H<sub>2</sub>       "        $\lambda_2 = 7.5 \times 10^{-6} \text{ h}^{-1}$
- 電源の               "        $\lambda_3 = 6.85 \times 10^{-7} \text{ h}^{-1}$



故障率は各々、指数分布である。

○ヨウ素のインプット量  $1.61 \times 10^{-2} \text{ kg/h}$

これらの条件によって確率論的に計算した結果は次の通りである。

- ① 電源喪失によって発生する最大ヨウ素量  $3.82 \times 10^{-2} \text{ kg}$
- ② " によって発生する平均ヨウ素量及び標準偏差  $1.89 \times 10^{-3} \pm 6.67 \times 10^{-3} \text{ kg}$
- ③ 全くヨウ素が放出されない確率 0.985

又、確率分布はステップ関数に近く、通常の分布とは、かなりかけ離れたものとなってしまった。従って、このシュミレーション手法を使って、この種の確率分布を取り扱うのは適当でないことが明らかとなった。

## XII-6 Hydrogen Removal from Dissolver Off-gas Streams

R. J. Quaiattini (CRNL)

CRNLでは1979年より防水タイプの水素-酸素結合用触媒の開発を行ってきた。その結果、実験室規模及びパイロットプラント規模で空塔速度で  $4 \text{ LH}_2 \cdot \text{min}^{-1} \cdot \text{L}^{-1}$  で1年以上経過しても99.8%以上の再結合効率が得られるシステムを開発した。本論文はこの触媒開発の試験結果を示したものである。以下、要旨を記す。

### 1. 再結合用の触媒

従来：貴金属触媒（プラチナ，パラジウム）

但し、結露による性能低下を防ぐために操作温度は  $150 \sim 425^\circ\text{C}$  とし、さらに爆発を防ぐ ( $\text{H}_2 < 4\%$ ) ために希釈ガスが必要であった。

CRNLでは、低温 ( $< 80^\circ\text{C}$ ) でしかも希釈ガスを必要としない再結合システムを開発するため、1979年から防水タイプの触媒の開発を開始した。

### 2. 防水タイプの触媒の開発

- 疎水性アルミナにプラチナを添加した触媒では1年以上経過しても再生操作が必要なく、99.8%以上の効率がある。
- パラジウムはプラチナに比べて極めて悪い。
- 防水剤としてはPTFE (Polytetrafluoroethylene) が良い。  
シリコーンは熱的に不安定であり、循環冷却水により浸出してしまう。
- プラチナの最適添加量は0.3%である。これ以上、添加しても効率に影響はない。

### 3. 放射線及び触媒毒の影響

- テフロン処理された触媒は集積線量で1～10 K Gy までならば性能に影響はない。
  - DOG 中には触媒毒ではNO, NO<sub>2</sub>が存在するが, 200 ppm 以下ならば問題ない。
- 又, HI も触媒毒だが, これは水に吸収されるので問題ない。

#### 4. スケールアップ

ガスの分配がうまくいかないと局所的に爆発が起こり, 触媒が著しい損傷を受ける。

- 直径10 cm のカラムでは, 100 L (STP) · min<sup>-1</sup> までは良好であった。
- 直径60 cm のカラムでは, うまくいかず, はしごタイプのディストリビューターを組み込むことにより1100 L (STP) · min<sup>-1</sup> まで安定な運転が行えた。

### XII-7 Immobilization of Radioactive Gaseous Waste Liberated during Reprocessing of Spent Reactor Fuel

R. D. Penzhorn (KfK)

本論文は再処理施設から発生する<sup>85</sup>Kr をAタイプのゼオライトを用いて, 水熱反応により固定化する技術の実験報告である。

以下, 要旨を記す。

#### 1. 実験条件

{ <sup>85</sup>Kr : 30 Ci (2ℓ容器)

条件 { 圧力 : 300 bar

{ 温度 : 520°C (1cm<sup>3</sup>オートクレーブ)

上記条件下では, グローブボックス内に放射能は検出されず, 小さなガラス球 (glass bulb) に移行していた。

より高い濃度の<sup>133</sup>Xe についても同じ結果を得た。

#### 2. トラップ量

ホットサンプルではゼオライト1g当たり約0.5Ciの<sup>85</sup>Krがトラップされたが, 約2.5Ciまで可能と思われる。

#### 3. <sup>14</sup>C (CO<sub>2</sub>/CH<sub>4</sub>) のトラップ

CO<sub>2</sub>, CH<sub>4</sub> のゼオライトへの固定化は貴ガスよりも容易で, 従ってCO<sub>2</sub>, CH<sub>4</sub> のトラップは<sup>85</sup>Krと同一プロセスで可能である。

#### 4. プロセスの実証試験

5ℓ (長さ1000 mm, 内径80 mm) の外部加熱型のOne Way オートクレーブを備え

た試験施設を建設し、プロセスのフィージビリティスタディを行った。

その結果、実験規模と同じ結果を得た。

なお、One Way オートクレーブの利点は以下の通りである。

- プロセスが単純
- ゼオライトペレットを取り出す必要がない。
- 輸送及び最終処分の際、2次バリアとなる。
- コストが比較的安い。

Session XI Breeder Fuel Reprocessing I

## XI-1 Fast Breeder Reactor Fuel Reprocessing in France

M. Bourgeois, J. Le Bouhellec, R. Eymery, M. Viala (CEA)

フランスでは La Hague で Rapsodie の燃料を 1 kg/d で再処理を始めて以来, UP2-HAO で Phenix 燃料を, また, Marcoule でも Rapsodie や KNK 等からの燃料を処理するなど, 豊富な経験を持っている。

現在進行中のプロジェクトは大別して 2 つある。1 つは Marcoule のパイロットプラントを 5 t/y に能力増強し, Phenix の他, KNK や Creys Malville の燃料の一部も再処理しようとする TOR プロジェクトで, 前処理工程を TOR-1 として新たに建設した。製品貯蔵を行う TOR 2 や抽出工程等の TOR 3 は, 従来の施設の改造による。TOR プロジェクトは 1985 年に処理を開始する予定である。

もう 1 つは, MAR-600 とよばれるプロジェクトである。このプラントは 50 t/y で Creys-Malville とその後の 1,500 MWe FBR の燃料を処理し, 各種プロセスの実証を行うものである。

高速炉再処理に関する R & D は, Fontenay-aux-Roses でのホット試験及び Marcoule でのコールド試験等で行われている。テーマとしては機械式前処理, 連続溶解, 清澄, 抽出プロセス, 廃棄物処理等があげられる。

## XI-2 Fast Reactor Reprocessing Technology in the United Kingdom

R. H. Allardice, H. B. Hickey et al (UKAEA)

イギリスでは Dounreay Fast Reactor の燃料を Dounreay 再処理施設にて 1961 年に再処理を始めて以来, Prototype Fast Reactor 用にプラントを拡張する等して FBR 再処理の経験を積んでいる。

現在, 燃料の高燃焼度化, 高プルトニウム富化度化, 冷却期間の短縮化等に対応すべく開発を進めると共に将来の商業炉に対応するため, プロセス, 機器のスケールアップを図っているところである。

また, 同時に再処理の建設費・運転費を含めた核燃料サイクル全体のコスト評価を行っている。

## XI-3 The Breeder Reprocessing Engineering Test

C. A. Burgcss (HEDL), S. A. Meacham (ORNL)

米国ではBreeder Reprocessing Engineering Test (BRET計画)なるFBR再処理プログラムを進めている。これは小規模の再処理施設をFFTFに隣接するFMEFの中に作り、FFTF燃料を再処理しようとするものである。

BRET計画の目的は以下の3点に要約される。

- (1) FBR再処理技術の開発・実証
- (2) FFTF燃料サイクルの輪を閉じる。
- (3) 再処理, 保障措置, 廃棄物管理等のFBR燃料サイクル技術の総合試験

BRETは60 kg/d, 6 t/yの能力を持つが, 15 t/yまでは増強が可能である。

BRETでは遠隔保守方式を大巾に取り入れ, またプロセス機器として遠心清澄器, 遠心抽出器等を用いる。また, レーザー解体機, 連続溶解槽が採用される可能性もある。

このようなプロセス及び機器開発はORNLのIET (Integrated Equipment Test)やHEDLのHCVF (Hot Cell Verification Facility)で行われている。

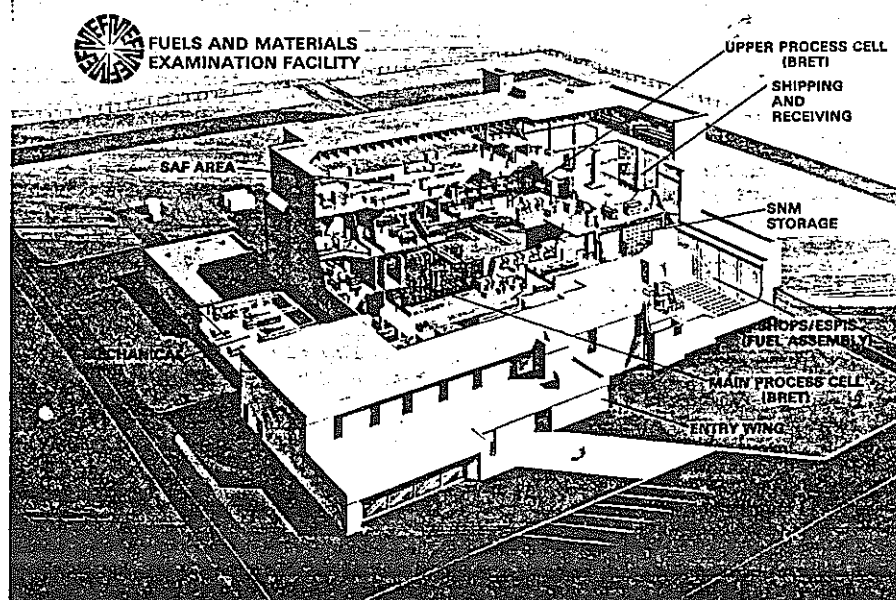


Fig. 2. Schematic of the Fuels and Materials Examination Facility (FMEF) at Hanford

#### XI-4 Reprocessing Experiments on FBR Spent Fuels in CPF

J. Ohuchi, M. Horie, H. Kashiwara, M. Yamamoto (PNC)

動燃事業団東海事業所の高レベル放射性物質試験施設(CPF)では1982年より常陽の使用済燃料を用いてFBR再処理ホット試験を行っている。この燃料はPu富化度13~19%, 燃焼度は最大40,100 MWD/tであり, 1.2~2.3年冷却したものである。

再処理試験の結果、以下の知見が得られた。

- (1) ピンせん断時に Kr の 40% が放出された。
- (2) 40,100 MWD/T 燃焼時の燃料は 90°C 以上の 3 規定硝酸に 4～5 時間浸すことにより溶解した。
- (3) 70°～80°C では 9～10 時間の溶解時間となった。
- (4) Kr 放出が燃料の溶解状態を表わす。
- (5) Pu 原子価調整及び U/Pu の分配に NO<sub>x</sub> ガスと HAN が有効である。
- (6) MOX 燃料を再処理するに 30% TBP-n ドデカンを用いる Purex 法は有効である。

#### XI-5 A Proposed Pyrometallurgical Process for Rapid Recycle of Discharged Fuel Materials from the Integral Fast Reactor

L. Burris, M. Steindler, W. Miller (ANL)

ANL では Integral Fast Reactor (IFR) とよばれるコンセプトを提唱している。これは金属燃料 FBR, 燃料製造施設, 廃棄物処理施設を一つの敷地内にまとめようというもので, 施設建設費, 操業費が安くなること, 燃料輸送が限られることにより核防護上有利になること, Pu 製造がニーズに応じてできること等の利点がある。

金属燃料の再処理には, ハロゲン化物スラッグ, 電気製錬の 2 ステップがある。ハロゲン化物スラッグステップは, 酸化剤を含む溶融ハロゲン塩と溶融燃料を接触させ, アルカリ金属, アルカリ土類金属, 希金属等の active な FP を酸化物化させて取り除くものである。電気製錬ステップは, 溶融塩電解を行い U と Pu を酸化して陰極に析出させることにより取り出すものである。

以上のプロセス実証が EBR-II を用いて開始されている。プロセス開発は, まだ初期段階であるが ANL, LANL で R & D が続けられている。

#### XI-6 Development of Equipment for Fast Reactor Fuel Reprocessing

P. G. Selvaraj, M. Venkataraman, G. R. Balasubramanian (INDIA)

インドにおける FBR 再処理 R & D の概要を示す。R & D の成果は 500 MWe FBR (計画中) の再処理のためのパイロットプラント設計に反映される。

##### ○せん断機

燃料ピンが 10 本入るマガジンから 1 本ずつ取り出してせん断するもの

○ 溶解槽

2 kg / バッチのサーモサイホンタイプを開発した。また F B R 実験炉ではカーバイド燃料が計画されているので、溶解は電解溶解が有利とし、100 g 規模の電解溶解槽を作り試験中である。

○ 清 澄

焼結フィルターと遠心清澄の R & D を同時に行っている。

○ 抽出器

遠心抽出器，ミキサセトラ，パルスカラムの R & D を行っている。



Session XIV Breeder Fuel Reprocessing II

## XIV-1 Facts and Objectives in Advanced Reprocessing ; A Challenge for Multinational Cooperation

P. Zühlke - ATAG スイス 他

過去20年に亘る再処理技術の開発は、安全性と環境保護を重視した工業化努力が主であったが、今後経済ベースに乗ったプルトニウムの再使用を検討する必要がある。

上記観点から、酸化物燃料の再処理及び廃棄物管理について、経済性向上を中心に論ずると共に、各国の今後の動向、国際協力についてレビュー。

- 1) 再処理にとって不利な面； 政治的障害の他に、早すぎた工業化、経済評価基盤が不十分なこと、使用済燃料が十分でないこと、プルトニウム市場がないこと。
- 2) 在来の再処理技術に加え、現在進めているR & D； 大型試験装置、燃料の乾式取出し、代替材料、溶媒洗浄、中レベル廃液の分離、インライン計測等
- 3) 達成のためにすべきこと； ピュレックス法をベースにスケールアップのメリット、R & Dの合理化、建設コスト及び運転コストの減少等

↓

プラント総高の低減、ホットセルボリュームの低減、収率の向上、  
ヘッドエンドの連続運転、処理量の増加、放出物の低減、分析の自動化

### 4) 国際協力

FBRサイクルからの刺激、資源のプール(20~30%をR & Dに投資)、経済的インセンティブの調和、包括的R & Dのための合理的な目標

## XV-2 Experimental Results of High Burnup FBR Fuel Reprocessing

H. O. Haug - KfK 西独 他

ホットラボ施設MILLI(1kg/日)におけるFBR使用済燃料の再処理試験結果を報告。高速炉KNK-IIで最大10万MWD/T燃焼した30%PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>燃料を硝酸で溶解後、30%TBP/ケロシンを用いた小型ミキサセトラで抽出試験した。第1サイクルへの供給ラインにケイソウ土のインラインフィルタを設置し、供給液の最終清澄を実施し、クラッド生成を低減。

第1サイクルでのZrの除染係数は、スクラブ酸濃度を1.5Mに下げた場合、ウラン、プルトニウムに対し、各々8,600, 200となった。

TBPの劣化は30~50mgDBP/lで、0.35wh/lからの計算値とほぼ一致した。溶

媒のリサイクル使用はしなかった。

(注) 報告内容は、全て、現に第1回、第2回PNC/KfK会議で報告されたものであった。

#### XIV-3 Dissolution Behavior of FFTF Fuel

R. L. Fellows - ORNL 他

FFTFで2,200 MWD/T燃焼した22.5% PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>燃料を95°C及び室温(29°C)で溶解した結果を報告。

1) 炉内履歴; 中心部最高到達温度 1,997°C, 被覆管 Max. 521°C, 388 W/cm

2) 溶解速度(表面溶解)

0.99 ± 0.03 mm/時 (3.6 M HNO<sub>3</sub>, 317 g HM/l)

1.57 mm/時 (7.25 M HNO<sub>3</sub>)

3) 活性化エネルギー

14.9 kcal/mol

4) 硝酸消費

95°C 1.0 mol/100 g 燃料

29°C 1.1 ~ 3.0

5) 残 渣

	残渣(%) HNO <sub>3</sub>	残渣(%) +HF	残渣中のPu (%)
95	0.16	0.012	1.6
"	0.27	0.032	36.5
"	0.24		
119	0.22 (Lerch/HEDL:未照射)		
29	0.56		
"	0.64		

(注) Bechtel社の調査報告との重複が多い。

#### XIV-4 Solvent Extraction Flowsheet Studies with Irradiated Fuel

D. E. Benker - ORNL 他

FFTF使用済燃料2kgの溶解液を対象にORNLの溶媒抽出試験装置(SETF)で試験

した結果を報告

- 1) 25 mm 長にせん断後、 $\sim 7\text{ M HNO}_3$  中で  $95^\circ\text{C}$ 、4 時間溶解。
- 2) ケイソウ土フィルタで清澄後、NO ガスを吹き込み Pu (IV) に調整。
- 3) 30% TBP/NPH を用い、小型ミキサセトラで、共抽出-共スクラブを試験した時の U、Pu の損失は各々 0.002~0.003%、0.011~0.012%、Zr の除染係数は 90 (スクラブ 6 段)~700 (スクラブ 8 段)
- 4) クラッドは、ほとんど生じなかった。
- 5) 分配サイクルでは、ヒドラジンを含まない HAN を使用。  
U 中の Pu は 23 ppm  $\rightarrow$  16 ppm (スクラブ段を増やした場合)  
廃溶媒への Pu ロスは、U ストリップ液として過剰の HAN を加えているため非常に小さい。
- 6) SETF の概要

軽水炉燃料及び高速炉燃料の再処理プロセスに関し、コプロセッシングのフローシート研究を行うために ORNL の TRU 施設内に設置された装置で 1978 年から運転されている。

バッチ溶解槽、16 段小型ミキサセトラ 3 基を中心に転換工程に至る迄一連の機器が設置されている。(転換は隣接セル)

#### XIV-5 The Advancement of Remote Systems Technology ;

##### Past Perspectives and Future Plans

M. J. Feldman - ORNL 他

ORNL では CFRP (Consolidated Fuel Reprocessing Program) の下に、この 5 年間包括的な遠隔システムの開発を進めている。

- 1) 過去 40 年間に亘る遠隔操作の経験をサーベイし、計画の原動力及び正当性を報告
- 2) Remotex concept に基づく今後の遠隔操作の方向

次世代への計画; Teletec/force-reflecting な両腕型サーボマニピュレータ

— マニピュレータのサブシステム (ASM)

— 遠隔 TV サブシステム (高解像度, 立体)

— コントロールステーションサブシステム (マン/マシン インターフェース)

— 移送サブシステム

— シグナル伝達サブシステム

— パワー伝達サブシステム

— マシン/マニピュレータ インタフェース

(注) スライドも全てPNC/DOE遠隔ワーキンググループで報告されたもの。

#### XIV-6 Pyrometallurgical Reprocessing of Carbide Breeder Fuels

G. S. Selvaduray 米国

高速炉用炭化物燃料の再処理技術として試験した液体Sn法(LTP法)の成果を報告。

プロセスとしては、先ず使用済燃料を液体Snの中で1,500°Cで溶解、揮発性FPを蒸発させた後、ウラン及びプルトニウムの窒化物を生成沈澱させることにより、FPと分離する。FPは液体Sn中に残るものとスラグ層を形成し、液体Snの上面に浮くものがある。

- 1) ステンレス鋼の被覆は1,200°Cの液体Sn中で除去できる。
- 2) Cs及びSrは揮発分離、Rb, Cd, Se, Te, Ag, Baも同様に評価される。
- 3) 希土類元素は液体Sn中に残り、ろ過分離。Moはろ過分離されないが、溶解度が小さいので沈澱分離。Zrも沈澱分離。
- 4) 実験の結果、Mo, Zrはウランプロダクトから分離されなかった。

(注) 本報告は、報告者がカールスルーエの超ウラン元素研究所に滞在中の成果をまとめたもの。

### 3. 4. 3 高レベル廃棄物

#### Session II High Level Waste I

## II-1 Processing Experience with the New Waste Calcination Facility

A. P. Hoskins

遠隔での除染，試料再取り出し，交換等の技術を採用している新しい施設で，高レベル廃液を定常的に固化している。プラントの個々の構成機器は必要に応じて交換可能である。プラントの運転後2年以内では，バルブ，ポンプ，ノズル，フィルターの交換を行った。遠隔操作ができることで，第1キャンペーンの稼働率は87%であり，しかも運転員や保守作業員の被曝量が著しく減少した。

## II-2 Vitrification Experience and Projects in France

C. G. Sombret

### 1. フランスにおけるガラス固化の歴史

1957年実験室規模の研究開始，1960年VULCANセル稼働開始，2～3kgのブロックガラスを製造，1963年GULLIVER稼働，5kgのガラスブロックを製造，1969年PIVERパイロットプラント稼働開始，1969年～1973年まで12トンのガラスを製造，1978年AVMプラントホット運転開始，1984年6月までに合計776m<sup>3</sup>の廃液をガラス固化，キャニスターとして1,043本， $1.48 \times 10^8$  Ciになる。

### 2. UP2とUP3再処理工場のガラス固化

UP2及びUP3高レベル廃液は，量が300ℓ/MTU，HNO<sub>3</sub>2N，放射能 $5.3 \times 10^5$  Ci/MTU。この廃液はアルカリ洗浄廃液（198ℓ/MTU）と不溶解残渣（135ℓ/MTU，遠心清澄で発生）と混合してガラス固化される。

F P含有量は11～13 wt%に制限。AVMと同じプロセスである。UP2，UP3とも同様のガラス固化施設で，それぞれR7，T7と呼ばれる。R7は現在建設中で，1986年末～1987年頭初に運開予定。処理速度は60ℓ/hr，ガラス製造25kg/hrである。

ガラス製造に関して，①金属の熔融ガラスによる腐食，②熔融ガラスの粘性，③製造中の揮発について注意が払われている。③については，ルテニウムの揮発を抑制するために，20～30g/ℓの砂糖が使われ，揮発は許容レベル（2%以下）である。

R7施設はSGN社が設計。AVMとは次のような点で基本的に異なる；

①異なる廃液組成，②3つの独立した固化ラインがあること，③固化セルとは離れた解体セルを有すること，④ガラスは，メルターセルとは別のセルに置かれたキャニスターに注入されること。

ガラスの一時貯蔵や処分に関連した物性を調べている。又、溶融温度の高い新しいガラス組成を開発中。このため、新型溶融炉も開発中。

## II-3 The Nuclear Waste Glass Melter-An Update of Technical Progress

R. A. Brouns and M. S. Hanson

### 1. プロセスの概要

図1は、米国におけるセラミックメルターシステムの基本構成である。

ガラス原料と廃液は事前に混合する方式である。生成するスラリーのメルターへの定量供給用ポンプとして、air-displacementポンプ、エアリフトポンプ、cantilevered centrifugalポンプが開発されている。スラリー供給ノズルは水冷方式の他、SO<sub>2</sub>を用いるヒートポンプを開発中である。

メルターには、ガラスリーク防止のために複層レンガ構造や水冷ジャケットが用いられる。溶融層レンガは、一般に溶融クロム-アルミナレンガが用いられる。電極は、2ゾーン方式が温度制御上有利であるが、大型化する欠点がある。電極材料はNi-Cr合金で、空冷することにより、1,300℃までのガラス溶融が可能である。

メルター底部には、“タメ”を設け、電導性析出物による短絡の防止を計っている。析出物は真空吸引キャニスターにより吸い出すことができる。メルターからガラスを全量抜き出す方法としては、真空吸引キャニスター方式、サイフォン式およびボトムドレイン方式があり、DWPfではボトムドレイン方式が、PNLでは真空吸引キャニスター方式が採用されている。

メルターの熱上げは、プラズマトーチ又はSiCヒーターの一時挿入方式で行われる。キャニスターはメルター下のターンテーブルに載せ、気密確保とガラス冷却を行われる。

オフガス処理については、フィルムクールノズル、高性能ミストエリミネータ、ハイドロソニックスクラバーの試験中である。

### 2. 重点開発項目

「安全と許認可」関連では、オフガス処理、メルター内爆発反応、廃メルター処分が挙げられる。爆発に関しては、水蒸気爆発と有機物によるものが考えられる。

「品質」関係では、キャニスター中のガラスの組成や物理的性質をはじめ、固化体パッケージ全体としての品質を制御し保証するため、ガラス固化体の製造に関するモデル、キャニスターへのガラス注入に関するモデルを開発中である。



「プロセス制御」では、メルター運転を自動化するためのコントロールロジックの確立に重点を置いている。

「機器設計」については、遠隔化が残された主な課題である。その信頼性や保守性に関する情報は、1985年半ばから始まるウェストバレーでの試験や1984年にハンフォードで始まるホット試験で得られる予定である。

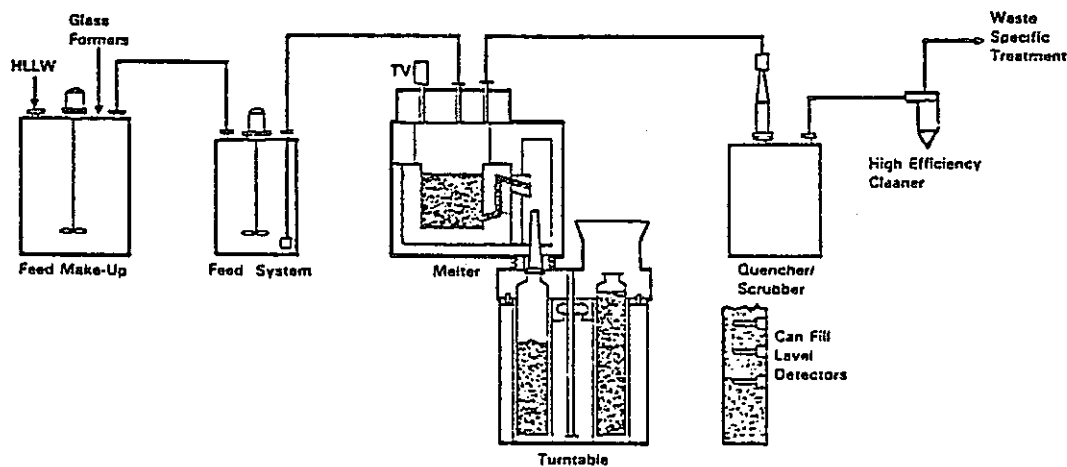


FIGURE 1. Basic U.S. Ceramic Melter System

## II-4 Status and Plans for High-Level Liquid Waste Vitrification in the Federal Republic of Germany

S. Weisenburger and G. Roth

### 1. 西ドイツの高レベル廃液固化技術開発計画 (HAW-Technology Programme)

1978年、ベルギーのモルにあるユーロケミック再処理工場の廃液 LEWC  $64 m^3$  をホウケイ酸ガラス固化するという PAMELA プロジェクトが開始した。KfK の INE 及びモルの DWK によりコールド試験施設が運転され、100トン以上の模擬ガラス固化体が製造された。DWK ではビーズの製造も行われる一方、KfK では1983年以来、フルスケールのコールドモックアップ施設が運転され、154体 ( $300 mm \phi \times 1,200 mm H$ ) のガラスブロックが作られた。

ガラスフリットの開発も行われ、LEWC (多量の Na, Fe, F, S を含む) に適する組成が見出だされている。ガラス中への廃棄物含有量は、主に  $Na_2SO_4$  (他に  $LiNaSO_4$ - $LiNaCrO_4$  と  $CaMO_4$  も存在) の相分離を防止するために、11wt% に限定されている。

遠隔技術の開発は、KfK の IT (Hauptabteilung Ingenieurtechnik) で行わ

れ、パイプコネクター、パイプジャンパー、その他が問題なく使用された。

## 2. PAMELA プロセス

上記の計画で開発されたガラス固化技術が、PAMELAプラントの建設に反映された。このプラントは西ドイツ政府が出資しているもので、1981年着工し、1984年秋コールド試験、1985年末ホット運転開始の予定である。

LEWCは貯蔵タンクからPAMELAにスチームジェット移送される際に、1.6倍希釈される。64m<sup>3</sup>のLEWCがガラス固化されると、その重量は100トンとなる。

PAMELAの主要機器は、直接通電式セラミックメルターで、廃液供給速度30ℓ/h、ガラスフリット供給速度27.5kg/h、ガラス製造速度31kg/hである。フリットの75%は直径1.5mmのビーズとして直接メルターへ、残りは60~150μmの粉末として、前もってLEWCと混合されてメルターへ、それぞれ供給される。

メルターのオフガスは、ダストスクラバー、コンデンサー、ジェットスクラバー、NO<sub>x</sub>吸収塔、ガラスファイバーフィルター、HEPAフィルターの順で処理される。

PAMELAの建物は、長さ58m、深さ30.4m、高さ25.5mである。図1はその平面図である。

PAMELAでは、ガラスブロック固化体のほか、Vitromet固化体も作られる。キャニスターの寸法は両者とも同じである(300mmφ×1,200mmH)。固化体は両者ともTIG溶接で蓋が密封され、除染後空冷貯蔵施設で一時貯蔵される。

表1は、メルターの主要諸元である。メルターは、INEでのコールドモックアップ試験を終え、PAMELAのコールド試験に用いられる。その後新しいメルターと交換される。古いメルターは、解体技術の実証に供せられる。

## 3. 将来活動

西ドイツにおける今後の計画は、何と言ってもDWKによるPAMELAプラントの運転である。DWKのその他の計画は、商業規模のガラス固化プラントが中心である。この計画をサポートするために、KfKのINEでは、新しいコールドガラス固化試験施設が建設中である。処理量は80ℓ/h、ガラス溶融炉の溶融面積は1.4m<sup>2</sup>である。この施設は1986年に運転に入る予定である。キャニスターの寸法は、直径430mm、高さ1,350mmである。

ガラス溶融に当たっては、溶融槽内での白金族元素(Ru, Rh, Pd)の挙動に特に着目する必要がある。これらは、メルター底部に蓄積する傾向があり、底部の構造に注

意が必要である。

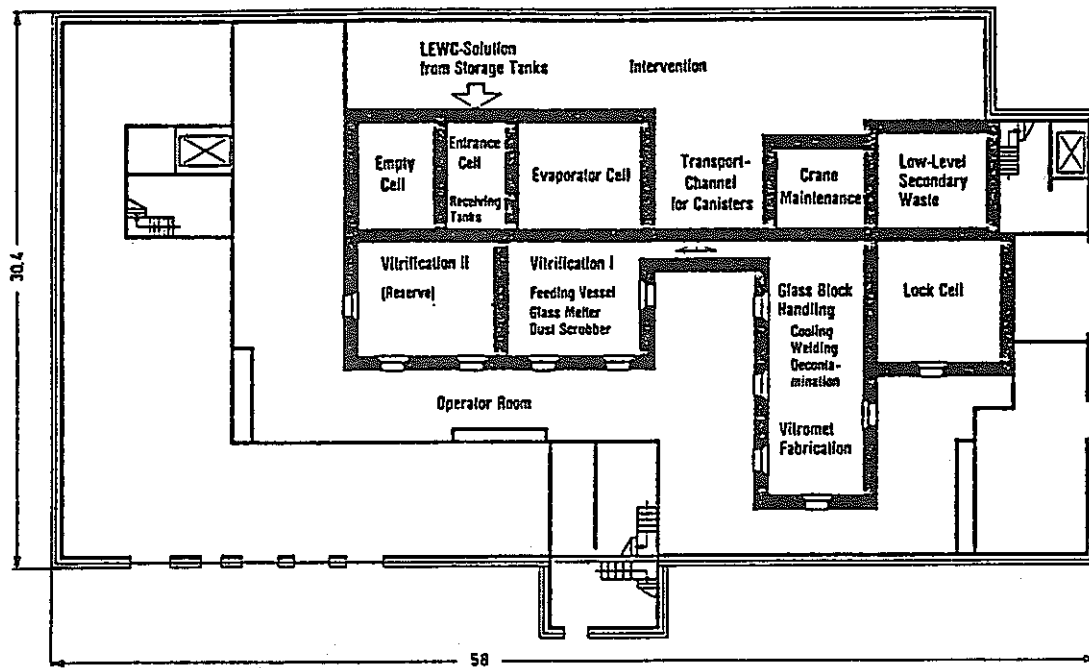


図 1 : Plan view of the PAMELA-building<sup>1</sup> (dimensions given in meters)

表 1

## Main features and parameters of the ceramic-lined waste glass melter for the pilot demonstration plant

Features Parameter	Data
Outside dimensions (m)	2.6 x 2 x 2 (L x D x H)
Weight	18.6 t
Glass tank	
Dimension (m)	0.88 x 0.88 x 0.4
Glass pool surface	0.77 m <sup>2</sup>
Refractory	ER 2161 (SEPR, France)
Power electrodes	Four sets, Inconel-690 <sup>R</sup> , air-cooled
Glass pool volume	300 l
Operating temperature	1150-1200°C (Centre of the tank)
Power consumption	55 KW, upper sets of electrodes 20 KW, lower sets of electrodes
Power control	Current-regulated
Current density	0.7 Amps/cm <sup>2</sup> (max., upper electrodes)
Electrode cooling	Air-cooling, 15 m <sup>3</sup> /h each electrode
Temperature monitoring	Three thermocouples; placed in Inconel-690 tubes
Glass draining	Bottom drain, overflow drain
Melter start-up technique	Fifteen auxiliary MoSi <sub>2</sub> -heating elements, installed behind the ceramic walls of the melter plenum
Overall temperature control	26 remotely replaceable thermocouples
Melter encasement	Stainless steel box
Underpressure, melter plenum	25 mm water column maintained during liquid feeding
Idling temperature	850°C
Auxiliary systems	Periscope, for observation of the glass pool surface during processing Glass airlift, in the overflow drain- ing system
Inleakage air	Approximately 10 m <sup>3</sup> /h
Number of melter connections to be remotely disconnected and rejoin in case of mel- ter exchange	54

## II-5 Process Technology for Vitrification of Defense High-Level Waste at the Savannah River Plant

M. D. Boerma

### 1. プロセスの概要

サバンナリバープラント (SRP) で建設中の Defence Waste Processing Facility (DWPF) のプロセスは、図1に示すとおりである。SRPでは、現在スラッジが  $1 \times 10^4 m^3$ 、塩ケーキが  $6 \times 10^4 m^3$ 、飽和塩溶液が  $3 \times 10^4 m^3$  蓄積しており、これらが処理されてガラス固化される。DWPFのプロセスに最も大きな影響を与えているものは、Fe, Al, Mn, Hg, K,  $^{137}\text{Cs}$  である。

### 2. ガラス固化

処理された廃棄物スラリーにガラス原料粉末 (粒径  $0.074 \sim 0.175 \text{ mm}$ ) が添加されて、直接通電式セラミックメルターに供給される。スラリーの供給速度は  $4 \text{ l/min}$ 、ガラス製造速度は  $100 \text{ kg/hr}$  である。メルター溶融槽面積は  $2.6 \text{ m}^2$ 、電極は2対、溶融温度は  $1,150^\circ\text{C}$  である。メルターのスタートアップ及び補助加熱用にリッドヒーターが使われる。ガラスは通常ボトムライザーからオーバーフローでキャニスター ( $60 \text{ cm}\phi \times 300 \text{ cmH}$ , ステンレス製) に  $1,680 \text{ kg}$  注入され、自然冷却される。注入中は重量とレベルがモニターされる。レベル測定には、ガラスからの  $\gamma$  線又は  $\text{Cf}^{252}$  線源からの速中性子が利用される。

メルター出口オフガスは、フィルムクーラーを用いて  $350^\circ\text{C}$  以下に冷却されるとともに、微粉の蓄積が防止される。オフガスはその後ベンチュリスクラバー、2段のステームアトマイズド水スクラバー、コンデンサー、ミストエリミネーター、HEPA フィルター、サンドフィルターで処理される。

キャニスターは、ガラス原料フリットの水スラリーを  $800 \text{ kpa}$  の空気でブラストして除染される。使用済フリットは、ガラス原料としてメルターへ供給される。キャニスター、蓋は、 $330,000 \text{ N}$  の圧力をかけながら、 $240,000 \text{ アンペア}$  の電流を流して溶着密封される。

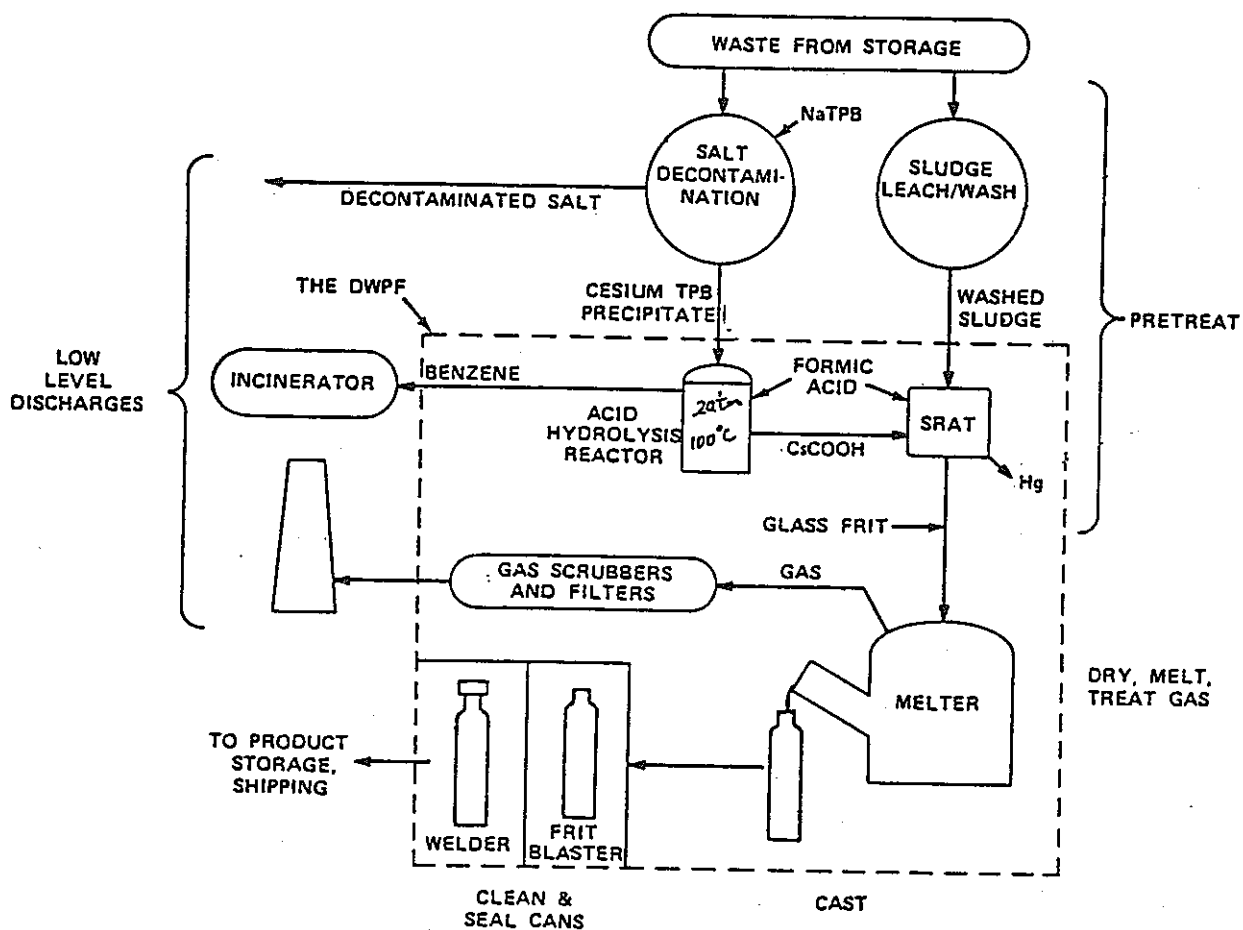


Figure 1. Defense High-Level Waste Treatment at the Savannah River Plant

## II-6 Solidification of the High-Level Liquid Waste from the Tokai Reprocessing Plant

N. Sasaki, M. Karino, H. Okamoto, H. Kashihara  
and M. Yamamoto

固化技術の開発を1976年以來続けている。ガラス固化プロセスは、脱硝・濃縮と直接通電式セラミックメルターとから成り、「工学試験施設」にてプロセスの性能と信頼性を、一方「モックアップ試験施設」では、システムの信頼性と遠隔操作性、遠隔保守性を実証した。

東海再処理工場から運んだHLWのガラス固化試験は1982年12月に開始し、約3700 Ciのガラス固化体1ℓを作製した。このようなR & Dをベースに、ガラス固化パイロットプラントの詳細設計を行っている。このプラントは1990年頃に運転を開始する予定である。

## II-7 Waste Conversion Approach for the West Valley Demonstration Project

J. L. Knabenschuh, W. H. Hannum and J. R. Carrell

### 1. 処理方法

貯蔵中の中和Purex廃液2,250 m<sup>3</sup>（スラッジと上澄みに分離している）と酸性Thorex廃液が対象。中和Purex廃液の上澄み液は、塩を39.5 wt%，水を60.5 wt%含み、ほとんどのカチオンはNaとKである。α-アクティビティ（Pu同位体）は62 nCi/gである。Cs-137とBa-137mが全体のアクティビティの99%以上を占める。スラッジは、Fe, Al, Mn, Cr, U, Niなどの元素を含む。

Thorex廃液は塩が71 wt%，水が29 wt%で均一である。

上澄み液及びスラッジ洗浄液は、ゼオライトによるイオン交換法によって放射性核種が除去された後セメント固化される。

処理済みのスラッジ、ゼオライト（核種を含むもの）、Thorex廃液は、ガラス形成剤と混合されてメルターへ供給され、ガラス固化される。ガラス中の廃棄物酸化物量は28 wt%である（Purex廃棄物75%，Thorex廃棄物25%の割合）。

### 2. プロジェクトのスケジュールと現状

図1にスケジュールを示す。現在CTS（Component Test Stand）は建物の建設



# PROJECT SCHEDULE

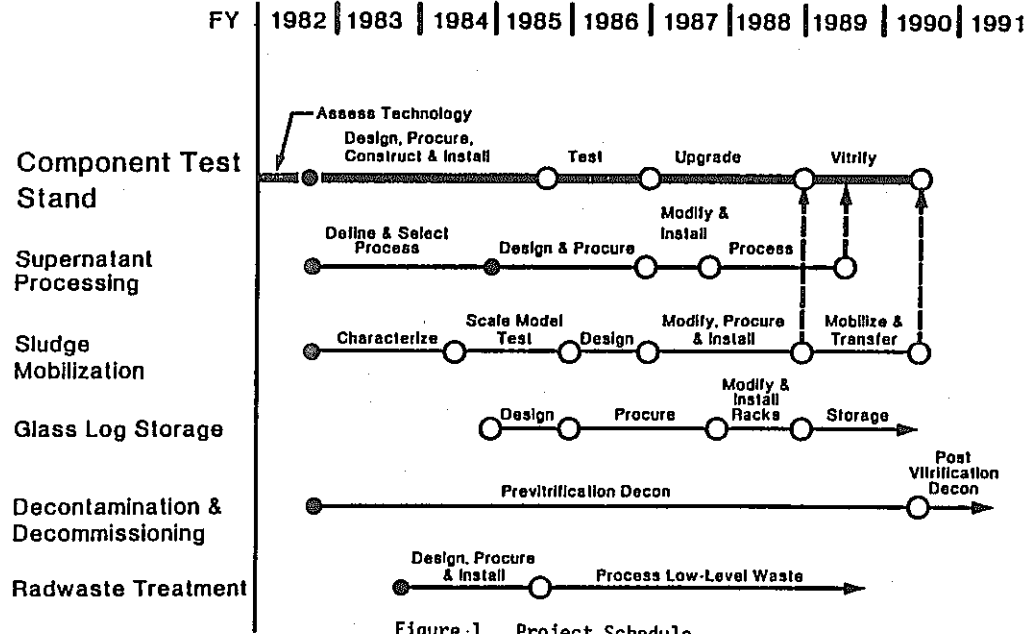


Figure-1. Project Schedule

653 D009646.D44

が完了した。これは、マルチをはじめとする各機器の総合的な性能や遠隔操作性を実証するためのもので、将来、ガラス固化セルに切り換えることができるように設計されているが、その決定は1985年頭初に行われよう。

CTSでは、マルチのコールド運転開始は1984年末、ホット運転開始は1988年末、すべてのHLWの処理完了が1990年半ばと計画されている。この時点で、施設の除染と解体が始められるだろう。



Session V High Level Waste II

## V-1 Program for the Removal of the Neutralized Purex High-Level Waste (HLW) Stored at the West Valley Site<sup>(註)</sup>

M. A. Schiffhauer, L. E. Rykken and J. M. Pope

### 1. 計 画

8D-2タンクに貯蔵中の中和Purex廃液スラッジの量は $170m^3$ で、主にFe, Al, Mn, Cr, U, Niの水酸化物、酸化物、リン酸塩から成る。主な核種はSr-90, Y-90で、これが全体の90%以上を占めている。スラッジの上にある上澄み液が取り除かれた後、主に可溶性の $Na_2SO_4$ を除去するために洗浄され、最後に残ったスラッジが、ガラス固化のために移送される。現在の計画では、移送を容易にするため、スラリー中の不溶解成分量を10wt%になるように希釈し、タンクから最低90%のスラッジを除去することが目標である。残りはシュウ酸等で溶解して洗浄することが考えられている。

スラッジ除去の計画と試験について問題なのは、スラッジの化学組成、物理的性質が十分にわかっていないことであり、これまでWaste Characterization Programが進められて来たところである。タンク内のスラッジの攪拌と取り出し方法としては、サバンナリバープラント(SRP)で開発された低圧のSluicing pumpを用いる方式が良いと考えられている。

### 2. スケールモデルの開発

スラッジ移送システムの概念設計を行うために、 $\frac{1}{6}$ スケールのタンクモデルを使って試験が進められている。サバンナリバー研究所で開発されて成功したモデル理論、試験方法、模擬ポンプの設計基準が利用されている。SRP等と同程度のポンプ性能が得られると仮定すれば、複数のポンプが必要であることがわかっているので、それらのポンプをどこに配置するのが最も適切かを決めるのが、このプログラムの主目標である。

### 3. 今 後

1985年度には試験を終了、1986年度頭初に設計を開始する予定である。

(註) Session II-7の論文「Waste Conversion Approach for the West Valley Demonstration Project」を参照のこと。

## V-2 Selection of a Reference Process for Treatment of the West Valley Alkaline Waste

L. A. Bray, L. K. Holton Jr., B. M. Wise, J. M. Pope and D. E. Carl

West Valley Demonstration Project (WVDP) の1部として、現在貯蔵中の中和Purex 廃液の上澄み液は、その中に含まれている放射性セシウムを除去することによって、除染される計画である。セシウムの除去技術として、4種類の方法が研究された。それは、①ゼオライトイオン交換体 (Linde Ionsiv IE-95) を用いる方法、②PTA (phosphotungstic acid) を用いる沈澱法、③有機イオン交換体 (Duolite CS-100) を用いる方法、④NaTPB (Sodium tetraphenylboron) を用いる沈澱法で、プロセス性能、安全性と環境評価、プロセスや機器の複雑さ、ガラス固化への影響について比較した結果、上述の順序で優劣がつけられた。即ち、ゼオライトを用いるイオン交換法が最も優れているとして、これが選定された。図1は、そのフローダイアグラムである。Cs, Sr 及びPu に対して、除染係数はそれぞれ  $10^4$ , 500, 2 と評価されている。

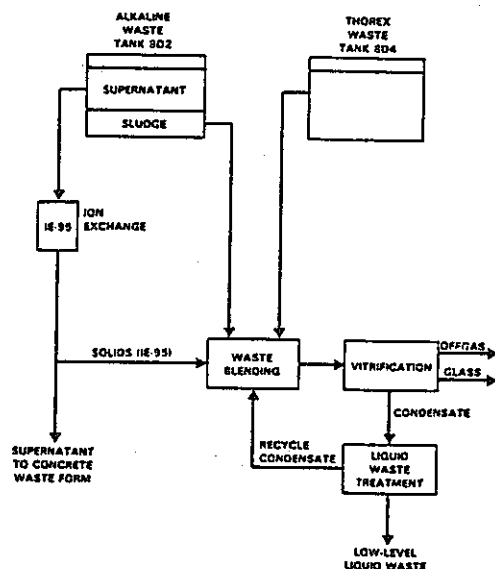


FIGURE 1. Simplified Flow Diagram for the Zeolite Ion-Exchange Process

### V-3 Design of the Reference West Valley Alkaline Waste Treatment Process

D. E. Carl, J. M. Pope, L. E. Rykken, L. Bray, L. Holton,  
H. Witte and W. Klein

中和Purex 廃液の上澄み液から、放射性核種 (主にセシウム) を除去するための Supernatant treatment System (STS) のプロセスフローダイアグラムを図1に示す。上澄み液は、シリーズに置かれた3本のイオン交換カラムを連続的に流れる。機器の

大半は、タンクファーム内の種々の既存の地下貯蔵タンク内に設置される計画である。

上澄み液は、タンクからダイヤフラムポンプで取り出され、ろ過される。フィルターは粒径が  $0.5 \mu\text{m}$  の粒子が除去できる焼結金属フィルターである。Cs-137 のイオン交換は低温で効率が高いため、冷却システムにより上澄み液は  $20^\circ\text{C}$  以下に冷却される。上澄み液の供給系には、 $6.4 \text{ m}^3$  の中間貯蔵タンクがあり（24 時間貯蔵）、ここで水を加えて希釈する。

STS では、連続カラム型イオン交換プロセスが採用されている。4 本のカラムをシリーズにつないで連続カラムを構成しているが、そのうち 3 本がオンライン、4 本目がオフラインとなっていて使用済ゼオライトの除去と新しいゼオライトの充填が行われる。

カラムの寸法は、 $0.91 \text{ m}\phi \times 1.83 \text{ mH}$ （ゼオライト層として）である。流速は、 $0.2 \text{ CV/h}$ （ $720 \text{ l/h}$ ）である。定常状態におけるカラムの交換スケジュールは次のようであろう；

<u>Column Placement</u>	<u>Throughput</u>	<u>Operating Time (at 0.2 CV/hr)</u>
First in series	25 CVs	125 hrs
Second in series	25 CVs	125 hrs
<u>Third in series</u>	<u>25 CVs</u>	<u>125 hrs</u>
Total "on-line time"	75 CVs	375 hrs

現在（1984 年 8 月）、STS は詳細設計中である。

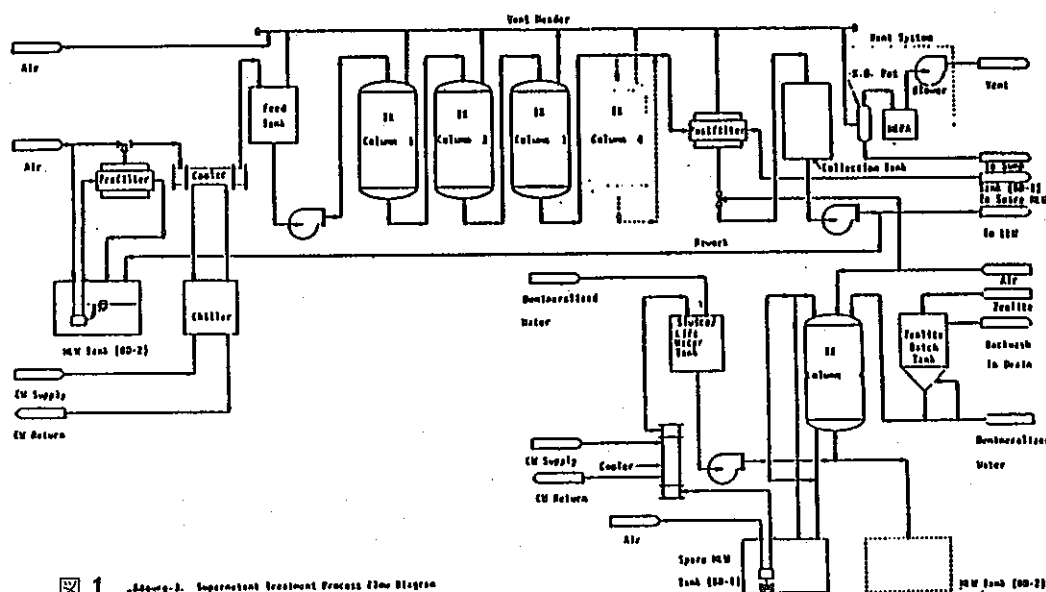


Fig. 1 Superfund Treatment Process Flow Diagram

## V-4 Calcination of Metal Nitrate Wastes - Performance of a Fluidized Bed Calciner

T. S. Sridhar

模擬FP廃液と硝酸トリウム溶液の流動床仮焼に関して、①重要な操作因子を明らかにするための、統計的手法に基づくパラメトリックな研究と、②オフガスに同伴する酸化トリウムの微粉の生成機構を明らかにするための研究とが行われた。

### 1. パラメトリック試験の結果

試験因子は、④仮焼温度、③フィードの濃度、②フィード速度、①ノズルの噴霧空気量/液量比(NALR)の4因子で、それぞれ各2条件について、①重量平均粒径(MMPD)、②かさ密度、③粒子密度、④残留硝酸根含有量、⑤残留水分量、⑥表面積、⑦流動層-壁間熱伝達係数が調べられた。結論は以下のとおり；

- 試験した中で最も重要な因子はNALRである。NALRの増加は、MMPDを減少させ、一方残留硝酸根含有量を増加させる。その他の値はNALRによってそれほど影響されない。
- フィード濃度が高くなると、残留硝酸根含有量が増加するようである。他の値は、本質的に影響されない。

### 2. 微粉生成機構の試験の結果

- 硝酸トリウム溶液の仮焼における微粉生成の支配機構は、スプレーによるものである。
- NALRを小さくすると、スプレーによる微粉生成割合を減らすことができるが、それでもなお割合的には高い。
- NALRが小さい時は、理論モデルと実験結果がよく一致した。

## V-5 NuClear Waste Glass Composition Limitations

L. A. Chick, J. L. Swanson and D. S. Goldman

### 1. 廃棄物ガラスに要求される物性

直接通電式セラミックメルターでのガラス熔融に要する主要高温物性は、次のとおりである。

- 粘性……1,070°C~1,150°Cの間で100ポイズであること。
- 電気伝導度…約0.1~0.5 ohm<sup>-1</sup>・cm<sup>-1</sup>が一般的に必要。

- 結晶性……約900℃以上で、著しい失透やその結果としての炉底への蓄積，スラッジ化を生じないこと。
- 相分離……アルカリモリブデン酸塩又はアルカリ硫酸塩の分離相が，熔融ガラス表面に生成しないこと。

生成物として最も重要な物性は，化学的耐久性である。ガラス開発に当たっての現在の最も慎重な方針は，上記の所要物性制限内で可能な限り，化学的耐久性が高いことである。

経済性の面で最も重要なファクターは，ガラス中への廃棄物含有量と供給原料の熔融性である。

ガラスの結晶化も重要である。ガラス中に結晶が生成して底に蓄積すると，粘性の上昇，電気伝導度の上昇，ガラス流下系の閉塞等の問題を生じ得る。

要するに，ガラス組成開発の仕事は，廃棄物含有量や熔融性が適切で，化学的耐久性が最高のガラスを見出だすことである。

## 2. 組成の限界

Fe含有量の高いガラスの場合，Crの溶解度は低く，Fe-Cr-Niスピネルを生成してスラッジとなりやすい。希土類元素は，Si，Pと共に結晶相を生成することがある。白金族元素のガラス中への溶解度は少ない。BFR廃棄物のようにその量が多くなると，スラッジを生成しやすくなる。

Sの溶解度は，ガラスの酸化状態，温度及び硫酸塩濃度によって大きく変わる。最も溶解度の高いのは，酸化又は還元の高いときである。還元剤がないとSはアルカリ硫酸塩を生成し，ガラスの化学的耐久性を下げ，一方還元剤を添加すると，SO<sub>2</sub>又はH<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>としてオフガス系へ運ばれ，オフガス機器材料を腐食させる。

ハロゲン特にFは熔融ガラスから揮発する傾向があり，腐食を生じさせる。アルカリ元素含有量を調整することは，ガラス開発に当たって最も重要である。10～20wt%を含むガラスが多い。

ガラス中への廃棄物酸化物含有量の最大値は，結晶を生成する元素の和として決められる。その元素は，Fe，その他の遷移金属，Al，希土類，Zr，Nb，Mo，Ag，Cd，Sn，Re，Pb及びアクチニドで，20～25wt%がガラス中に溶解する。

## 3. ガラス固化体の量を減少させるための方策

- ガラスの結晶性に影響しないような可溶性中性子毒（例えばB）を，Gdの代わり

に用いれば、ウラン1トン当たりのガラス量が減じる。

- FBR燃料は、ガラスへの熱負荷を減じるために、余分の年数冷却すべきである。
- 軍事廃液の場合、ferrous sulfamateを使わないようにすれば、ガラス量やオフガスシステルの腐食量、洗浄が必要なスラッジ量が減少する。
- ハロゲン元素がコストに及ぼす影響は結論が出ていないが、その使用量が減れば、少なくともオフガス系の費用が減るであろう。
- ナトリウムについては、ガラス量を増やさないで、HLW中の濃度を増やすことができよう。

## V-6 Vitrification of Highly Radioactive Dissolver Sludges

R. Odoj and D. Aheimer

### 1. 不溶解残渣の性質

$U^{235}$ 濃度、Burn-up、照射時間によって変わるが、量は3-5 kg/MTUである。西独のLWRで、 $U^{235}$  3.5%、バーンナップ40,000 MWD/MTU、1,000日照射し、3年冷却の場合、不溶解残渣量は、3.6 kg/MTUと計算されている。

代表組成を表1に、FP含有量を表2に示す。

粒径は、90 wt%以上が1-25  $\mu$ mで、粒径が小さくなるとUとPuの含有量が増加する。

冷却1年で放射能は、数M Ci/MTU、発熱量は $10^4$  W/MTUで、最初の10年間は主にRu/Rh-106の寄与が大きい。10年後の主要核種はSb/Te-125とCs/Ba-137、100年後は放射能の3/5はCs/Ba-137からで、発熱はほとんどアクチニドである。1,000年後の主体はSb-126である。

### 2. 実験結果と結論

- 不溶解残渣のみを1,200°Cまで加熱すると、Csが30%、Sbが10%、Ruが1%オフガス系へ揮発する。
- ガラスを添加すると、Csの揮発はかなり少なくなり、又Sbの揮発も減るが、Ruの揮発は増加する。
- HAWを不溶解残渣に添加しても、上述の挙動は変わらない。
- 加熱時間を2時間から7時間にすると、Ruの揮発が大きくなる。
- ガラスは不均一で、Cs、Sb、Ruは多少とも分離する。これは、不溶解残渣とガラ

スとの反応によるものである。

- Ruはほとんどガラス上部に存在する。
- SbはRuより均一に分布している。しかし、Csほどではない。

以上の結果から、不溶解残渣のガラス固化は適切ではないと考えられる。

Table I: Composition of the dissolver sludges

residues	content
fuel particles U	0.5 - 5 %
Pu	0.1 - 1 %
Am	<0.1 %
fission products	60 - 70 %
zircaloy fines	6 - 8 %
corrosion products (Fe, Cr, Ni, Zr, Si)	6 - 8 %
oxygen (in oxides)	>20 %

Table II: Content of the fission products in the  
dissolver sludges (PWRとBWRの平均)

element	g <sup>+</sup> /tU	% FKS	% F.P. in FKS	% $\Sigma^{++}$ F.P.
Ru	865	24	43	37
Mo	370	10	18	10
Rh	150	4	7	37
Pd	150	4	7	10
Zr	150	4	7	14
Te	113	3	5	18
Sn	75	2	4	12
Ag	75	2	4	100
Tc	70	2	3	8
Cd	18	0.5	1	20
As	≤10	≤0.2	≤0.5	100
Cs	≤4	≤0.1	≤0.5	0.1
	2050		100	

+ ) calculated as an element not as an oxide

++ ) weight % of the total fission product element in the fuel elements



V-7 Systems Costs for Disposal of Savannah River High-Level Waste  
Sludge and Salt

W.R.McDonell and C.B.Goodlett

サバンナリバープラントで発生する軍事高レベル廃棄物のスラッジと塩の処分をサポートするために、システムコストモデルを開発した。

このモデルでカバーされるものは、貯蔵タンク内での沈澱プロセスによる塩の除染、スラッジと塩から分離した核種の、DWPF内でのガラス固化、中間貯蔵、最終処分である。

2000年までに発生する廃棄物の処理のための全コストは、 $2.9 \times 10^8$ ドル(1984年ベース)であり、DWPFの作業と処分の作業のための増加単位コストは、DWPFの処理スケジュールによって変わり、120,000から170,000ドル/キャニスターである。

このモデルを使って、塩の除染操作によって発生する廃棄物の影響を減らすのに、ガラス中のフリット含有量を調整することが、コスト上効率的であることを示すことができた。

表1にシステムコストの評価結果を示す。

表1 Systems Costs of SRP High-Level Waste Disposal\*

Cost Category	Expenditures (millions 1984 dollars)		
	Fixed	Variable	Combined
Development and Support	Not projected	-	-
Tank Farm			
Sludge Processing	18	12	30
Salt Processing (incl. Chemicals)	20	138	158
DWPF Construction	803	-	803 (\$910 in year of expenditure)
DWPF Operations			
Waste Vitrification	-	871	871
Saltstone Burial	-	314	314
DWPF Materials	-	194	194
Interim Storage	42	-	42
Offsite Transport	15	77	92
Repository Disposal	<u>50</u>	<u>386</u>	<u>436</u>
Total	948	1992	2940

\* Year 2000 waste inventory.

3.4.4 中・低レベル及びTRU廃棄物

Session VII Low Level, Intermediate Level,  
and TRU Waste I

## VII-1 Operational Experience in the Low Level Liquid Waste Treatment at Tokai Reprocessing Plant

Y. Nojima (PNC)

東海再処理工場は1962年の原子力委員会の決定により海外技術に基づいて設計、建設された。本論文は、このプラントを日本の国情に適合させる為に、PNCが本格操業前までに同プラントの低レベル廃液処理工程に対して行った改造及び実績の報告である。以下、要旨を記す。

### 1. 低レベル廃液処理工程の改造

E施設、Z施設及びC施設の建設及び組込み

### 2. 廃液処理実績(1977年9月～1983年12月)

約130,000 m<sup>3</sup>の低レベル廃液を処理し、放出放射能は $\alpha$ 放射能について0.01 Ci、 $\beta$ 放射能については0.52 Ciであった。

### 3. その他

#### 1) ヨウ素の低減化

二段目の蒸発処理工程にアルカリプロセスを適用することにより海洋放出廃液中のヨウ素を燃料中のヨウ素(計算値)の1%以下に押えることが出来た。

#### 2) コンピュータによる運転管理システム

E施設、Z施設及びC施設を追加建設して、複雑になった廃液処理工程にコンピュータシステムを導入して、誤操作をなくすようにしている。

## VII-2 Treatment and Conditioning Processes for Low and Medium Activity Waste

L. Cecille (E.C.)

本論文は現在、ヨーロッパ共同体内で行われている中・低レベルの $\alpha$ 廃棄物(固体及び液体)に関するR&Dを紹介したものである。

以下、要旨を記す。

### 1. 再処理施設の濃縮液

- コーリッヒのKFAでは脱硝(HCHO)、凝集沈澱、遠心分離によって放射能を分離する実験(10ℓスケール)を行い、成功している。1984年下期にはWAKの濃縮液を使って確認試験を行う予定である。

- KfKでは同じプロセス（但し、脱硝にはHCOOHを使用）でアクチニドを分離する実験（1ℓスケール）をWAKの濃縮液を使い、コールド試験と同じ結果を得た。処理後の濃縮液のセメント固化体のα放射能は100 nCi/g以下であった。アクチニドのセラミック固化は1984年末に計画している。
2. アルカリ溶媒洗浄廃液（A.S.W.W）
- イタリアのENEAでは有機錯体（tributylacetohydroxamic acid：T. B. A. H）を使って、模擬A.S.W.WからPuを除染する実験（ℓスケール）に成功している。1985年初めには実廃液を使った確証実験を予定している。
  - その他、A.S.W.Wの除染に関してはイギリスのハーウェルでは凝集沈澱—限外汚過（UF）の組み合わせを、又、フランスのカダラッシュではイオン交換処理（無機）をテスト中である。模擬A.S.W.Wを用いて行った実験では廃液組成の複雑さのために良・否は困難であった。実廃液を使った実験は1984年後半か1985年中頃に計画されている。
3. シュウ酸廃液
- 従来は凝集沈澱処理されているが、PuのDFは低い。ハーウェルでは、これに限外汚過処理（UF）を適用して、DFを $6 \times 10^3$ まで向上させている。
4. 研究施設から発生する廃液
- ハーウェルでは、現在、施設から発生する中低レベル廃液を化学処理しているが、限外汚過処理（UF）を適用することを検討した。その結果、α放射能について $10^4$ までDFを向上できることが判明した為、パイロットプラントの建設を決定した。ホット運転開始は1984年中頃になる。
5. マグノックス燃料貯蔵プール水
- ハーウェルでは限外汚過処理（UF）をマグノックス燃料貯蔵プールの水処理に適用する為に試験を行っている。その結果、凝集沈澱処理との組み合わせでSrについて100以上のDFが得られた。Csについても同様の結果が得られている。しかも、その性能は長期間（数ヶ月）にわたり安定しており、減容比も高い（250）。
6. プルトニウム汚染固体廃棄物（PCM）
- PCMについては処分に対するクライテリアがないため、種々の処理法が検討されている。
- 1) パッケージング

この方法は極めて放射能の低いPCMに適用されている。サクレーではトータル2 Ciのプルトニウム及びアメリカシウムを含む500ℓのパッケージの浸出試験を2年間にわたり実施した。その結果、 $^{239}\text{Pu}$ の放出率は $10^{-6}$ 以下であった。

## 2) Pu回収を伴った減容

放射能の高いPCMについてはイギリスと西ドイツで互いに異なったプロジェクトを進めている。

西ドイツとしては1983年3月よりベルギーのユーロケミックの再処理プラント内に設置された酸消化プラントALONAを運転中であり、約320 kgの可燃性PCMを処理して、約1.7 kgのPuを回収している。

一方、イギリスでは熱分解/炭化・酸化プロセスに関して広いR & Dが続けられている。これは、プロセスのフィージビリティは確認されたが、酸化温度( $< 700^{\circ}\text{C}$ )の制御の問題及びPu回収ステップが複雑であるためである。

## 3) 高温焼却炉による減容

この技術はモル(SCK/CEN)で開発されているが、臨界上の問題から低 $\alpha$ 廃棄物にしか適用できない。モルでは現在、 $< 10\text{ g Pu}/\text{m}^3$ の廃棄物を焼却しており、スラグ粒にうまくPuを取り込んでいる。1984年後半には詳細な結果が出るだろう。

## 4) 洗浄による除染

廃棄物の除染は熱処理や化学処理によらなくとも可能である。AlkemではMOX燃料加工施設から発生する固体廃棄物を処理するために以下のような処理モードを備えたパイロットスケールのシステムの運転を最近開始した。

- 切断/細断 → セメント固化
- (可燃物) 洗浄 (ロータリウォッシャー) 洗浄剤: 硝酸, 洗剤, フレオン
- (不燃物) 超音波除染 (超音波バス)

洗浄処理は条件にもよるが70~95%のPu除染が可能である。

## VII-3 Processing and Certification of Defense Transuranic Waste at the INEL

T. L. Clements (EG & G Idaho)

本論文はINELのRWMC (Radioactive Waste Management Complex) に貯蔵されている約50,958  $\text{m}^3$  (1983年末)のコンタクトハンドリング可能(コンテナ表面で

<200 mrem/h)なTRU廃棄物を現在、ニューメキシコに建設中のWIPP (Waste Isolation Pilot Plant)に処分するためにINELが現在建設しているSWEPP (Stored Waste Examination Pilot Plant)とPREPP (Process Experimental Pilot Plant)の概要を述べたものである。以下、要旨を記す。

## 1. WIPPの概要

WIPPは軍事上発生したTRU廃棄物の処分の安全性を実証するために建設されている研究開発施設である。

WIPPは以下の項目について受入れ基準を定めている。

- パッケージ中の微粉量
- 液体の存在しないこと
- 核物質質量
- ラベリング

など。

## 2. SWEPP

INELは搬出予定のTRU廃棄物がこの受入れ基準に適合するかどうか判定するためにSWEPPを建設中である。

なお、INELのTRU廃棄物の定義は半減期20年以上の $\alpha$ 核種に汚染され、しかもその濃度が100 nCi/gのものをいう。

(SWEPPの概要)

SWEPPでは、以下のデータにより廃棄物を判定しようと計画している。

1) 廃棄物貯蔵管理記録……1971年に廃棄物管理データシステムTCWOISを開発している。

2) 廃棄物内容物コード

3) 非破壊検査データ

- リアルタイムラジオグラフィ……X線透視による内容物の確認
- コンテナインテグリティシステム……超音波によるドラム缶の損傷チェック

(EG & Gで開発)

- Assay システム……核物質質量, 熱出力密度, TRU量の測定

(ロスアラモスで開発したシステム)

なお、SWEPPでは非破壊検査システムの能力確認及び品質管理の為、TRU廃

棄物のサンプリング，チェックも計画している。

### 3. PREPP

PREPPはWIPPの受入れ基準に適合するように廃棄物を処理することを目的とした施設である。

(PREPPの概要)

#### 1) 対象廃棄物

可燃物，金属及び不燃物（ガラス，セメント，スラッジ等）の混合物でその割合は，45%，20%，35%である。

#### 2) 装 置

- 低速切断機（厚さ10 mmのステンレス鋼まで可能）
- ロータリキルン型焼却炉
- 焼却物の分別装置（ふるい）
- セメント固化装置

#### 3) 能 力

1シフト（8h）で15ドラムを処理

#### 4) 減容比

約1～3

### 4. スケジュール

SWEPP及びPREPPとも1985年9月に完成し，但し，PREPPのフル運転は1987年になる。

## VII-4 High Temperature Slagging Incinerator for TRU-Waste Treatment

N. Van de Voorde (SCK/CEN)

モルでは，1974年より高温焼却炉を開発中であり，すでに4,000時間以上の運転を行い，1983年の秋には性能の最終確認試験を行っている。本論文は1983年に行った試験の報告である。以下，要旨を記す。

### 1. 試験結果

#### 1) 1983年上期

(対象廃棄物)

種 類 : PWRから発生した $\beta$   $\gamma$  廃棄物

量 : 16～17トン  
組成 : 可燃75wt%, 不燃25wt%  
放射能 : 2mR.h/bag 15ℓ

(試験結果)

燃焼温度 : 1,300～1,400℃  
処理速度 : 30kg/h  
減容比 : 17.4 (圧縮後は43.5)  
オフガス系のDF :  $3 \times 10^6$

Coの99%, Csの60%がスラッグ粒に取り込まれ, 残りはフィルターで捕集された。

2) 1983年下期

(対象廃棄物)

種類 :  $\alpha$  廃棄物 (Pu : 1～2mg/m<sup>3</sup>)  
量 : 6.5トン  
組成 : 可燃75wt%, 不燃25wt%

(試験結果)

燃焼温度 : 1,300～1,400℃  
処理速度 : 24kg/h  
減容比 : 20 (圧縮後46)  
オフガス系のDF :  $5 \times 10^7$

Puの99%以上がスラッグ粒に取り込まれた。

VII-5 The Treatment of Combustible Alpha-Waste at Eurochemic using Acid Digestion and a Plutonium Recovery Process

R. Swennen (Eurochemic-Mol)

本論文は1983年3月から運転されているユーロケミックの酸硝化ALONAの試験報告である。

7±1kgのプルトニウムを含む800kgの可燃性廃棄物の処理を行っており, 1983年5月のホット運転開始以来, 3kgのプルトニウムがフィードされ, そのうち95%が二酸化物の形態で回収されたということである。



Session X Low Level, Intermediate Level,  
and TRU Waste II

X-1 Optimization Studies concerning Volume reduction and Conditioning

P. Dejonghe et al (CEN)

本発表は中低レベルのU/TRU wasteの取扱いの問題及び見通しについて行うと共に geological disposal projectの開発状況についても概略述べられた。

(1) プロセスの比較評価

i) Puで汚染した可能性のある低レベルの固体廃棄物

Combustible	80%	} power plant R & D lab. fuel industry, etc in Belgium	
non Combustible	20%		
Molで取扱っている年間処理量	4,500 m <sup>3</sup>		leach rate g/cm <sup>2</sup>
System 1.a	Baling Press Concrete (bitumen)	CF. 18	—
" 1.b	" + L.T incineration, concrete		
		(LT.~950°C) CF. 63	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>-3</sup>
" 1.c	H.T. slagging incineration		
		(HT>1,400°C) CF. 27	10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-8</sup>
1.a	Mol small scaleで実施中		4,500 m <sup>3</sup> → 2,500 m <sup>3</sup>
1.b	" 長年経験		" → 712 m <sup>3</sup>
1.c	今回のANS Meetingで発表の通り最近開発したもの		
			4,500 m <sup>3</sup> → 166 m <sup>3</sup>
			(技術導入)

ii) PWR ホウ酸廃液

salt content (max.)	250 g/人	} 125 m <sup>3</sup>	
activity	0.1~1 Ci/l		
System 2.a	廃液中和コンクリートと混和(サイド)		
2.b	中和, ケミカルの添加, 蒸発, 固化 (BN開発)		
2.c	NaOHによる中和, アスファルト固化		
2.d	他の廃液と混合化学凝集沈澱, 沈澱物のアスファルト固化		
	CF. original: (125 m <sup>3</sup> )	環境への放出	流出率 g/cm <sup>2</sup> day
2.a	0.7 (170 m <sup>3</sup> )	< 1mCi	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>-3</sup>
2.b	2.4 (52 #)	< 1mCi	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>-3</sup>

2. c	2.2 ( 50 m <sup>3</sup> )	< 1mCi	10 <sup>-3</sup> ~ 10 <sup>-4</sup>
2. d	> 29.5 ( 4.2 " )	< 0.5 Ci	10 <sup>-4</sup> ~ 10 <sup>-5</sup>

iii) Low level process effluent

Mol 地域で発生する低レベル廃液 32,000 m<sup>3</sup>/年

3. a 3段階の化学沈澱半処理, 後凍結再融解しスラッジをアスファルト固化  
( 1964 から ~ )

3. b single stage 化学処理後 chemical sortant と混合  
その後, 凍結再融解しアスファルト固化

3. a	av. Dec. fact. CF.	3. b	av. Dec. fact. CF.
	α 92.5% } β 85 " } 612 Sr 90 " }		96.8% } 88.2 " } 979 92 " }
	( 32,000 m <sup>3</sup> → 52.3 m <sup>3</sup> )		( 32,000 m <sup>3</sup> → 32.7 m <sup>3</sup> )

(2) 処理プロセスの比較

各種廃棄物の取扱いについては, (1)項で述べた各フローの混合型が検討されている。

Mol

4. a	1 b, 2 a, 3 a の組み合わせ型	Ran time experience
4. b	1 c, 2 b, 3 a "	Demonstration run
4. c	1 c, 3 d, 3 a "	他方法からの推論及び部分的実証

Solid waste	4,500 m <sup>3</sup> /y ( 80% comb., 20% non-comb. )
Basic acid waste	125 m <sup>3</sup> /y
L. L. W	32,000 m <sup>3</sup> /y

Type & Volume	4 a	4 b	4 c
ash/concrete	212	—	—
press+bitumen/concrete	500	—	—
basic acid/concrete	288	88	—
sludge/bitumen	46	46	—
HT sludge	—	166	195
	1,046 m <sup>3</sup>	300 m <sup>3</sup>	195 m <sup>3</sup>
leach rate g/cmf day	10 <sup>-1</sup> ~ 10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-1</sup> ~ 10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup> ~ 10 <sup>-8</sup>

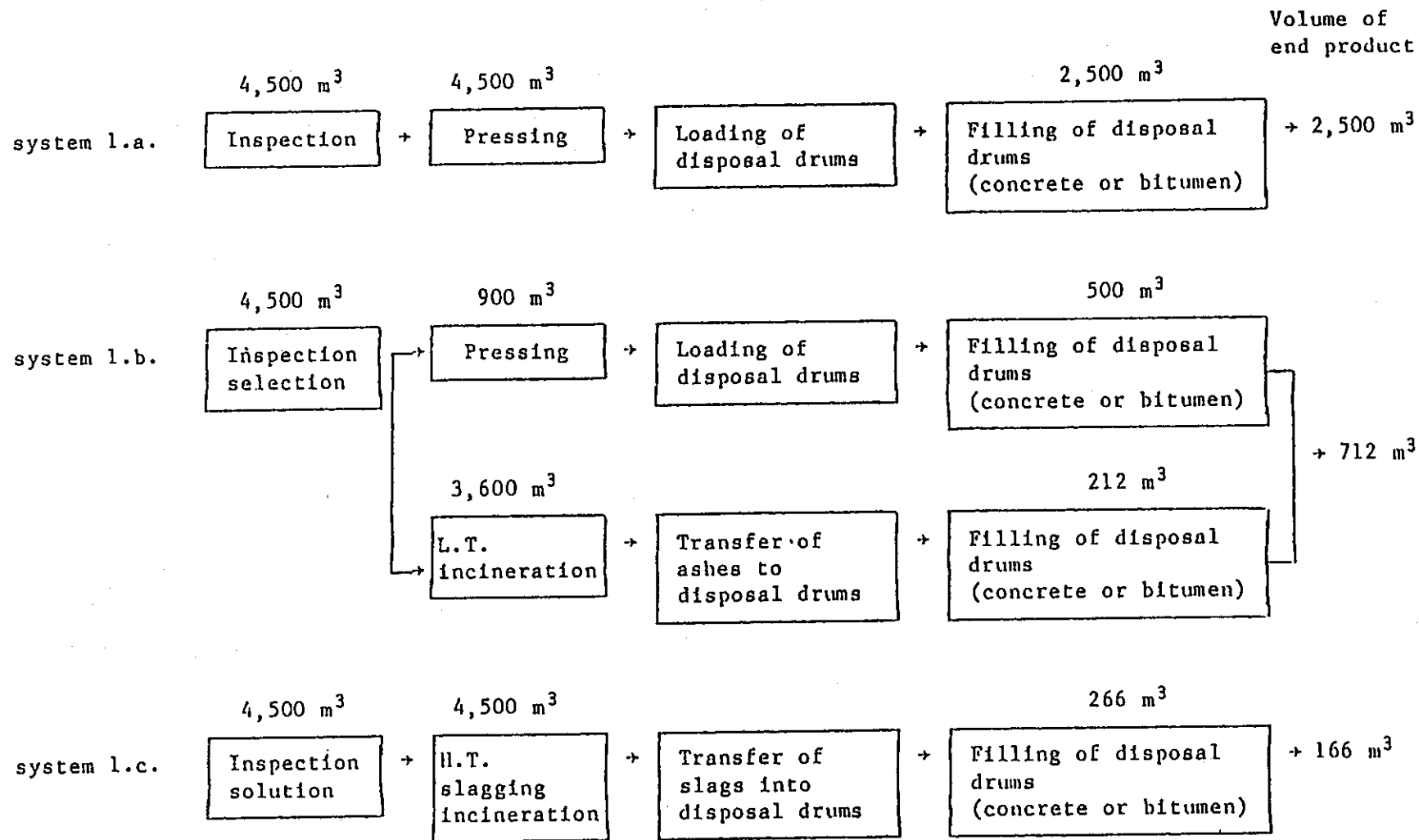


Figure 1 : Flow sheets for treatment and conditioning of low level solid wastes

H.T. = High temperature > 1400°C

L.T. = Low temperature ~ 950°C

結論として、1. 特定の予算の限界内で、処分廃棄物の量を大幅に減ずることが出来る。

2. 同時に長期貯蔵期間中の流出率問題を比例して減少させうる。

その他のR & Dとしてclay中への投棄に関する研究が発表された(現状等)。

#### X-2 Study of Waste Management Strategies which minimize the long term risk

H. Dworschak (CEC)

MAWの固定剤としてアスファルトやセメントが用いられているが、長期に亘る貯蔵期間を考えた場合疑問である。即ち、MAWの性質は現在から数世紀のうちにHAWのそれと同等になる為と、アスファルト及びセメント固化体の耐久性の問題がある為。

従って、MAWとHAWを混合することにより、現時点で最良と考える固化体マトリックスの中に、長半減期の廃液と一緒に固形化出来ることで、MAWカテゴリーの処分の除去が出来る。

#### X-3 New Direction in Liquid Waste Treatment

D. Alexandre (CEA)

仏における中低レベル処分の新しい傾向は以下の通り。

中低レベルの廃液の処理には蒸発操作で凝縮水を放出し、濃縮廃液は最終処理をする前に化学沈澱やイオン交換樹脂で処理し、 $\alpha$ や $\beta$  $\gamma$ の主な核種はアスファルト固化され、surface storageへ送られる。固形分の残渣物、スラッジや、飽和イオン交換樹脂は酸化物に変えられたりした上で、深層地中処分される。

#### X-4 Joint Undertaking of a Bituminization Plant for Low and Medium Radioactive Liquid Waste at Tokai-Mura Japan

H. Miyao, S. Hino (PNC) A. Sakuma, T. Nakashima (JGC)

R. De Beufelaer, J. Van Averbere (BN)

PNC/JGC/BN 三者共同発表

Bitumen plantの設計から建設試運転における各種の経験について発表。

59.8末現在で約2,000本のドラム缶が貯蔵されていること等を含めて現在、順調な運

転中であることを強調した。

#### X-5 Advanced Immobilization Processes for Fuel Hulls and Dissolver Residues

W.Hebel (CEC), G.Boehme (KfK), J.R.Findlay (UKAEA)  
C.Sombret (CEA)

ヨーロッパ共同体の放射性廃棄物管理の中で、Cladding scraps と Dissolver residues の減容に関して、種々の研究と開発に関するR/D計画を調査した。

商用再処理工場及び異なった減容技術から生じる廃棄物の固化体の増加量、それらはセメント固化体、雑廃棄物、グラファイト、そしてセラミック固化体同様にハルを熔融、又はChemical Conversionにした固化体の埋設に関係がある。

発表後、質疑応答があったが概略次の通り。

q. Waste 中にアクチノイドが含まれているか。

a. 若干含まれている。

q. 長半減期の核種を含む廃液の固化法として、アスファルト固化が適当であるか。(伊の発表者がMAWのアスファルト固化法に疑問を提している(v ef.10-2))

a. Mr.Hild (Eurochemic):

カールスルーエ、ユーロケミックでのこれまでの経験から次の通り考えている。

i) アスファルトに対するアクチノイドの影響はそれ程ない(MAW:Waste)。

ii) 液状で貯蔵している場合の危険性を考えた場合、安定化のために固化する事が望ましい。

iii) 従来のラボテスト、及び実際のプラントの経験からアスファルト固化プロセスは技術的に確立していると考えている。

3. 4. 5 貯 蔵

Session IV Spent Fuel Management Options

#### IV-1 Comparison of Used fuel and Reprocessing Waste Disposal

K. Nuttal al (AECL)

カナダにおける長期間の Nuclear fuel Waste management に対する option は、使用済燃料の immobilize された再処理廃棄物の両者の処分を含んでいる。

これらの廃棄物間の技術上の差を評価するために R & D が行われている。

使用済燃料と固形化された再処理廃棄物の特性、耐久性のコンテナの設計及び試験、処分場の埋戻し及びシーリングの研究について発表があった。

これらのデータから Used fuel reprocessing waste の処分が安全に、かつぎりぎりのコストで達成可能であることがわかった。

#### IV-2 A possible strategy based on final disposal of unreprocessed spent nuclear fuel

Poc-Eric Ahlström (Swedish Nuclear Fuel Supply)

スウェーデンでは、諸々の事情により、使用済燃料は再処理しない方針である。1977年より核燃料サイクルのワンスルー方式に関する安全性と技術的な特性について研究が進められて来た。

海上輸送システムは、現在稼動しており、燃料の中間貯蔵施設 (Control AFR facility) は 1985 年に稼動予定。

中間貯蔵後 (40 年間) 使用済燃料は Cu のキャニスターに入れられ、Swedish Crystalline bedrock に最終処分される。現在までの研究でこれらの最終処分について安全でかつ実現可能な方法といえる。スウェーデンでは再処理のメリットは現在のところない。

#### IV-3 Same preliminary results of the FRG alternative fuel cycle evaluation

K. D. Class (KfK)

西独において 1979 年から使用済燃料の直接廃棄と再処理法の両者について平行して検討を行って来た。

現在までに得られた結果 (プレミナリーの成果) によれば、安全性については両者の方法間に著しい差異はないといえる。



IV-4 Enviromental impact and risk analysis of direct disposal of spent fuel as compared to reprocessing

S.Vouri et al (Technical Research Cts of Finland)

Alternativeな方法として考えられるdirect disposalの場合に予想される環境へのインパクト及び放射線被曝を考えた場合、完全なFuel Cycle の場合のあらゆる過程でのインパクトやその他の項目についても同じ様に考慮する必要がある。

再処理方式と直接貯蔵方式の安全上の差異は分析手法に含まれている不確定さや異なるインパクトを比較して判断する場合の問題点等を考慮した場合、大きな問題とはならない。

更に、それぞれのケースにおける安全に関する望ましいレベルを達成する手段のコストの差異も Fuel Cycle の選択から生じて来るコストインパクトの観点から考慮されねばならない。

IV-5 Radiological path way analysis for the nuclear fuel waste disposal centre

K.J.Donnelly et al (Ontario Hydro)

NFWM (Nuclear Fuel Waste Management)からの環境に対する放射性物質の経路についてその影響の度合を調査した。

オンタリオ州を3地域に分け評価

人口密度 (人/km <sup>2</sup> )	7.5	1.1~7.5	0~1.0	Total
南部 (距離)	102,176 (34.4)	50,608 (78.6)	6,368 (100)	159,152
中央部 ( " )	66,720 (21.4)	5,072 (29.3)	3,936 (100)	75,728
北部 ( " )	15,328 ( 8.4)	1,072 (13.0)	1,408 (100)	17,808

最短の公衆住居地域 …………… 1 km とした。

現時点での結論

1. NFWM Facilityの運転と使用済燃料の輸送に関しての環境への影響は、バックグラウンドの通常の変化幅の中に入る。
2. NFWM Facilityの運転はカナダの原子力規制法の許容値以内で可能である。
3. NFWM Facilityからの大気への放射能の拡散及び近隣の水域への拡散に関しては今後共詰める必要がある。
4. 水中性物へのインパクトに関して設計及び環境分析が必要である。

Session IX Fuel Storage

## IX-1 ORIGEN 2 Calculation of PWR Spent Fuel Decay Heat compared with Calorimeter measurement

F. Schmittroth (Westing-house Hanford Company)

崩壊熱のORIGEN 2 コードによる計算値に19のPWR使用済燃料集合体の測定値との比較を行った。結果は5%以内の一致をみた。この結果から、特に50年以内の中期の崩壊期間に対する崩壊熱の計算には良く適合させ得る。但し、アクチノイドの崩壊熱がより重要になる長期の冷却期間に対しては余り当てはまらない。

ORIGEN 2 と ORIGEN-SCALE の両コードの比較でもアクチノイド成分については大きな差がある。

簡易式を以下に示す。

$$D/\text{Mu} = 3.456 \times 10^{12} \times B / t_c^{13} \quad (\text{W/MTU})$$

B: GWd/MTU,  $t_c$ : second

## IX-2 Technical issue and approach to license dry storage of LWR fuel in the U. S.

A. B. Jhonson et al (PNL)

LWR fuel の貯蔵方法として Wet storage 法の alternate として dry storage が脚光をあびて来た。Wet storage の capacity の限界に近い米国電力業界にとって非常に魅力のある方式である。

他の国々(英国, カナダ, 西独, スイス)の dry storage の認可から考えても技術的には問題ない。

Dry storage の認可(米国)の条件

- i) Storage System の健全性 (40 年以上貯蔵)
- ii) 燃料の健全性 10 CFR part 72 (現在 Rev 作業中)
- iii) max cladding temp 380°C (in inert gas)
- iv) Cover gas selection
- v) Heat generation rate of the Fuel ORIGEN 2 コード
- vi) Radiation source rate of the fuel
- vii) Heat removal capacity
- viii) Radiation shielding capacity

- ix) Criticality control             $K_f < 0.95$     10 CFR part 50
- x) Off-normal condition
- xi) monitoring requirement
- xii) Handling procedure            10 CFR part 72
- xiii) Decommissioning requirement

IX-3 Canadian experience with dry storage of used fuel in concrete canisters

J. A. Remington (AEC Limited)

1970年からAECL (Atomic Energy of Canadian Limited)では使用済燃料の dry storage に関して研究を行って来ている。

1974年にWNRE (Whiteshell Nuclear Research Establishment) では Demonstration & development の為にコンクリート容器を本目的の為に選んだ。

Data 例:

Site	Fuel type	Storage time	gas	temp	No of Rods
WNRE	WR-1	Silo '75	He	120°C	2484
WNRE	PHWR	Silo '76	He	120°C	6820
AECL/OH	Rod Corpsuls	30 day	air	220 ~250°C	13 (PHWR)
AECL/OH	Whole Rods	1,000 day		150°C	8

IX-4 Refinements to temperature Calculation of spent fuel assemblies  
When in a stagnant gas environment

C. R. Rhodes (Univ. of South Carolina) M. J. Haire (ORNL)

照射された燃料集合体が流れのないガス雰囲気にある時の伝熱計算に関し、ORNLで開発されて来た計算コードCOXPRO IIを用いて種々の実験値と比較を行い、6%以下の精度で計算が可能である事を報告。

大気圧の雰囲気では自然対流は無視出来るが圧力が高くなって来ると無視出来ないとしている。

IX-5 Storage and handling of spent fuel at the Savannah river plant  
RBOF Facility

Spent fuel (Defence and research reactor) を受入処理するために SRP (Savannah River Plant) に RBOF facility が建設され、1964 年から 20 年間に ~1500 fuel cask を受入れている。この間、得られた知見について発表

Fuel Handling : 作業員の最大被曝量 1,780 mrem ('78)

" 395 " ('83)

Oxide Fuel Assemb. を取扱っている時に水の放射能レベルが上る事故があった (failed fuel を取扱ったとき)  $\sim 1 \times 10^{-8}$  Ci/ml

Basin water quality : filter-deionizer system 35~185 gal/min

mixed resin bed cation 24 Ft<sup>3</sup>

anion 36 Ft<sup>3</sup>

50,000,000 gallon の水が処理可 (再生まで)

$0.5 \sim 1.0 \times 10^{-10}$  Ci/ml にすることが可

現在の deionizer の operation 120 GPM

$\Delta p = 20$  psi

分析頻度  $\beta, \gamma, \alpha$  ; daily

conductivity pH ; weekly

Hg, Cu ; Monthly

Al, Fe, Turbidity, Cl ; Quarterly

## IX-6 Overview of the Fluorinel and Storage Facility

R.D.Denny et al (WINCO)

ICPP における FAST (The new Fluorine and Storage Facility) は under water fuel storage と headend の溶解プロセスから成っている。

FAST Facility area 119,500 Ft<sup>2</sup> storage 80,100 Ft<sup>2</sup>

Dissol. pross 39,400 Ft<sup>2</sup>

$570' \times 195' \times 64'$  (conc. volume 39,000 cub. yad)

Ventilation  $\sim 90,000$  cfm.

\* Fuel Storage area

o Fuel Receipt and Handling

・ Truck Receiving : air lock, metal building, ほこり等を洗淨



vacco filter ; canister に入れ加熱脱水 → INEL

resin ; hold Ik → feed tank → 30 gallon barel (decanted →

Diatoniaceous を加え吸湿 → waste cask → INEL

\* Fluorine Dissolution Process

FDP Cell : 20'W×100'L×56'H reinforced concrete structure

7.5 ton crane, electromechanical manipulate

数セットの Masterslave Mamp, TV 監視

Interim fuel storage area

Dissolution trains (3) fuel dissolution, complexing

off gas treatment

-- dissolver vessel, complexer vessel (Hastelloy C-4 ally)

complexer vessel transfer pump, Vacco etched-disk filter

filter blow back vessel, solid cauping station, off gas

treatment

dissolution の total 時間 : 40 hrs

Dissolver off gas system ; S&T condenser, 充填塔スクラバー,

スーパーヒーター

2 stage Hepa Filter

(1 stage は Cell 内)

IX-7 The Management of spent oxide fuel, The enviromental and  
Radiological effects of alternative approaches

A. Martin (Associated Nuclear Service, U. K.)

燃料の貯蔵と再処理による環境と放射線の効果についての研究発表

mixed oxide fuel の製造と再処理の間の時間のずれの影響についても発表があった。

## 4. 再処理・廃棄物関連施設訪問

### 4.1 アイダホ国立研究所 (Idaho National Engineering Laboratory; INEL)

INEL訪問は、ANSトピカルミーティングのオブションツアーとなっており、

- New Waste Calcining Facility (NWCF)
- Radioactive Waste Management Complex (RWMC)

を訪問、見学した。

#### 4.1.1 NWCFの見学

##### ① 概要

NWCFは、ICPP (Idaho Chemical Processing Plant) に付属する一施設で、ICPPで発生する高レベル廃液を仮焼して粒状にし貯蔵する施設である。設計は、Fluor Engineers and Constructors, Inc., 大きさは、長さ250フィート(75m)、巾140フィート(42m)、高さ75フィート(22.5m)である。

この施設は、1963年から1981年まで運転された同様の仮焼施設Waste Calcining Facility (WCF) が老朽化したため、新しく建設されたものである。

建設はJONES/BOECON社により、1976年10月に始まり、1980年10月に完成、1981年コールドテスト、1982年9月にホット運転が行われている。運転はDOEとの契約の下にEXXON Nuclear Idaho Compang, Inc (ENICO)が行っている。建設費は9,000万ドルである。

WCFの運転実績、経験に基づき、大巾に遠隔技術が取り入れられ、米国で最初のフルスケールの高レベル廃液固化施設という特徴を持っている。

仮焼方法は、ケロシン内部燃焼法による流動床仮焼法(500℃)である。

粒子状の仮焼体(0.5~0.6 mm)は、ステンレス製容器の中に貯蔵されている。貯蔵容器は、500年は耐久性があるものと考えられており、仮焼体は将来の処分に備え再取り出しが可能となっている。貯蔵中は自然空冷により、崩壊熱が除去される。

1984年8月末現在(訪問時)、プラントは停止中であった。2~3ヶ月前にシャットダウンしたとのことで、理由は、処理能力が高く、廃液が無くなったとのことである。

図1は、施設の概要である。表1は、設計上の安全基準である。

##### ② プロセス



図2にフローシートを示す。廃液フィード速度は、3,000ガロン/日、減容比は、8と  
のことである。

最初に、ドロマイトのシードを入れ、次いでAL(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub>を3日間ほど供給後、廃液に  
切り換えて仮焼が行われる。

仮焼温度500℃、仮焼炉出口温度370℃とのこと。仮焼炉とサイクロンの材質は SUS  
-347、溶液用としてNitronic-50、その他にSUS-304Lが用いられている。

オフガス処理には、湿式と乾式の両者が組み合わさって採用されている。ルテニウム吸  
着塔(シリカゲル)の温度は70°~80°で、ほとんどRuは検出もされていないとのこと  
である。

運転はコンピューター化されている。

仮焼炉の運転制御の中では、仮焼体の粒径分布の経時変化を調べ(仮焼炉から直接サン  
プリングとして、ふるいで粒径分布を調べている。図3にその1例を示す。)仮焼条件を  
調整することも行われている。又、マイクロホンで仮焼炉内部の音を聴くことも行われて  
いる。

仮焼炉本体の寿命は、25年程度は持つものと考えられている。

遠隔技術は、フルスケールのモックアップ施設であるRemote Mock up Test Fa-  
cility(数年前に完成)でテストされたとのことで、この中で、①遠隔継手、②遠隔操  
作機器、③機器配置などの試験が行われた。

### ③ 見学箇所

#### 1) コントロールルーム

NWCF運転員各シフト合計10名とのことであった。

#### 2) オフガスフィルターセル

HEPAフィルターボックス(各ボックスにフィルターエレメント2コ)が4基有り、  
2基ずつ使用されている。フィルターの交換は、ボックスのフタを手前に倒し、ボック  
ス内からフィルターエレメントを手前に引き出した後、クレーンでつり上げる方式で行  
われる。オフガスのリークを防止するために、エレメントにはナイフエッジが有るとの  
ことである。エレメント交換後にはDOPテストを行うとのことであった。

#### 3) 仮焼炉セル

廃液供給ノズル、ケロシン供給ノズル、サイクロン等が観察できた。

#### 4) オフガスセル

バルブ等遠隔交換機器は、小さな車輪がとりつけられており、スリーボルトフランジを取りはずした後、配管レール上を手前に引き出して、交換できるように工夫されている。

#### 5) 遠隔除染セル

除染対象機器を、硝酸中にドブづけするためのタンクが設置されていた。セル内のクレーンは相当にさびているのが認められた。除染にはこの他、 $\text{KMnO}_4$ 法、超音波法、電解研磨法なども行われるとのことであった。

### 4.1.2 RWMCのTRU廃棄物貯蔵施設及び非破壊検査施設の見学

#### ① TRU廃棄物貯蔵施設

つり上げ構造式のドームで(図4参照)、中にドラム缶が貯蔵されていた。下には大きなアスファルトが敷かれているらしい。このドームは満杯になると撤去でき、現在のもので3つめとのことであった。満杯後はベニヤ板(plywood)、強化ビニールシートをかぶせ、ドームを撤去して他の場所へ移し、最後に3フィートの厚さに土をかぶせてしまうとのこと、すぐ右隣りに土盛りした貯蔵所が認められた。これは、5年毎にドラム缶の検査を行うとのことであった。主にRocky Flatsから送られて来る廃棄物らしく外には赤及びオレンジ色のコンテナが置かれていた。

この施設の隣りには、PREPP(Process Experimental Pilot Plant)が建設中であった。PREPPは切断-焼却-ふるいにかける-セメント固化の手順により廃棄物処理を行う施設である。

RWMCは、1952年に設立されたもので、政府の軍事及び研究プログラムから発生する廃棄物の貯蔵処分場の1つである。

RWMCで受け入れている廃棄物は2種類で、1つは $\beta$ - $\gamma$ 廃棄物(低レベル廃棄物)でこれはINELで発生するもの、2つ目はTRU廃棄物でINELの発生分も含め、各DOE機関から発生するものである。

RWMCに運び込まれた廃棄物は、放射線レベル、パッケージ状態、外部汚染の可能性などがチェックされ、 $\beta$ - $\gamma$ 廃棄物は88エーカーの「Subsurface Disposal Area」で埋められ、TRU廃棄物は、56エーカーの「Transuranic Storage Area」で中間貯蔵される。

図5にエリア区分を示す。

今までの処分・貯蔵量として、次のような数値が表示されていた。

LLW処分量	— 1952～1983年のトータル	4,537,157 ft <sup>3</sup>
	1984年	16,119
TRU	— 1954～1970年の処分量	2,216,201 ft <sup>3</sup>
	現在の貯蔵量	1,825,976
	1984年の貯蔵量	24,919
	ドーム内での現在の貯蔵量	111,100

## ② 非破壊検査施設

ここでは金属性ドラム缶の健全性を調べる機器と、ドラム缶内容物を確認するための機器が置かれ、いずれも作動させてみせてくれた。

ドラム缶の健全性を調べる機器は、EG & G Idaho, Inc. が開発したもので、RWMCで貯蔵している間に、劣化がないことを、ドラム缶の肉厚を超音波で測定することにより確認するための装置である。

ドラム缶に斜めに傾いた回転スタンドに乗せて、回転させながら肉厚が測定されていく。測定データは、ドラム缶がU. S. DOTのType A基準を満たしているかどうかの判定に用いられる。もし合わなければ、Type A コンテナでオーバーパックされるとのことである。

ドラム缶内容物の検査は、「Real-Time Radiography」(RTR)で行われ、WIPP-WACに適合するか否かの判定に用いられる。即ち、過剰の液体(自由に動くことができるだけの量の液体)、多量の粉末、加圧容器がドラム缶内に在るかどうかの判定に用いられる。さらに、有機物の量の評価、PREPPで処理可能か否かの判定も行われる。

RTRシステムは、420 KVPのX線透視システムで、X線発生源、イメージシステム、モーター、レコード、ビデオプロセッサより成り立っている。

1度に3本のドラム缶が台車にのせられ、鉛で遮断された検査室へ運ばれ、1本ずつ回転させながら、内容物が透視される。

実際に模擬廃棄物ドラム缶を用いて見せてくれたが、ビンの中に残っている液体が動く様子、時計が動く様子、内容物の大きさ、形状、配置などがよくわかった。

なお、PREPPに関しては、ANS meeting 発表要旨の方にまとめて紹介しているのでそちらを参照のこと。

表 1 NWCF の設計上の安全基準

— Seismic

Design Basis Earthquake:

7.75 Richter; bedrock acceleration

0.33 g horizontal

0.22 g vertical

No facility operation or restart

No release of contaminants.

Operating Basis Earthquake:

One-half the strength of the Design Basis Earthquake

Immediate system restart, or within a reasonable time (6 months)

No release of contaminants.

— Tornado

Design Basis Tornado:

150 mph rotational; 25 mph transitional velocity

Plus or minus 0.75 psi pressure changes in 6 seconds

Regulatory guide projectiles (240 mph)

— Flood

10,000 year 4916.6-ft elevation

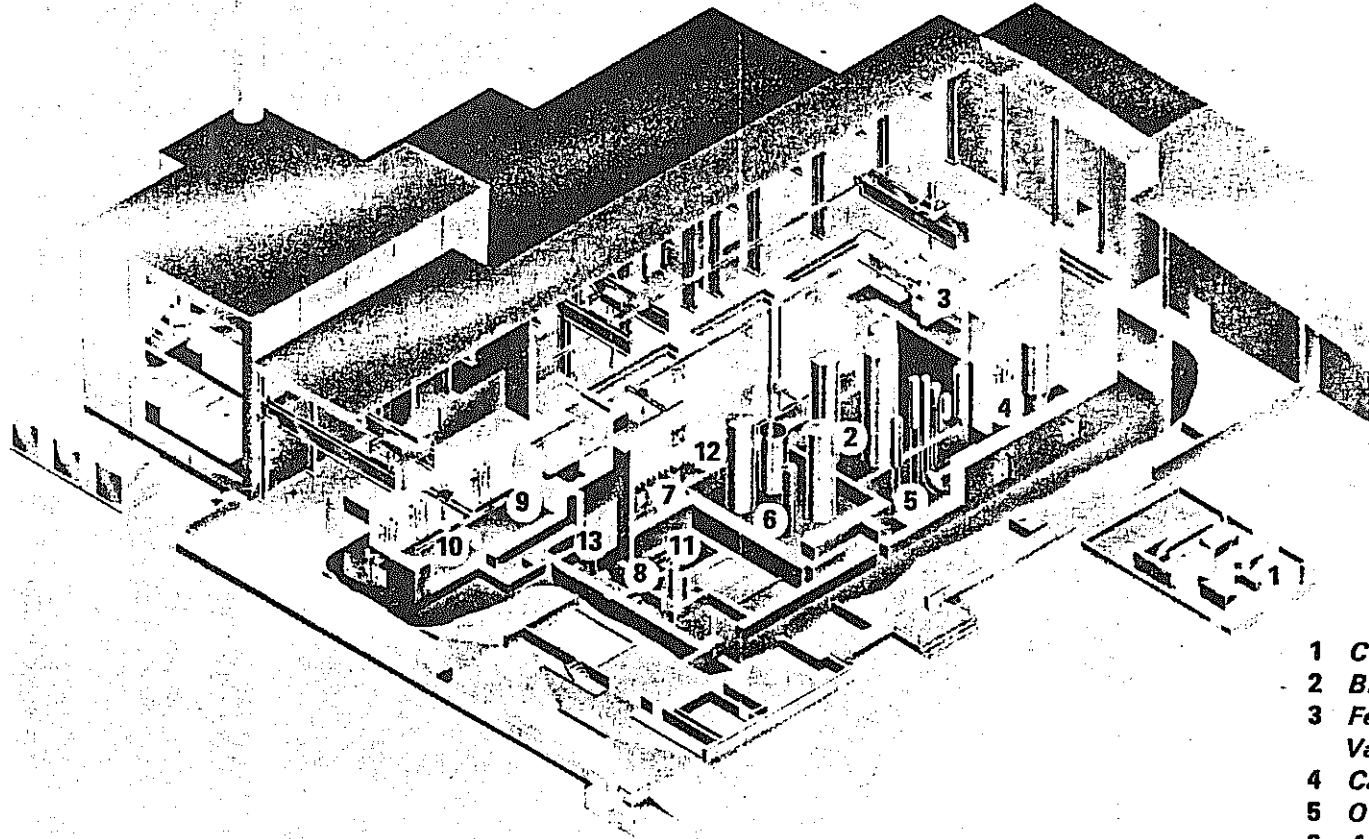
— Lightning

Withstand any strike

— Snow

45 inches wet snow; 30 lb/ft<sup>2</sup>

# New Waste Calcining Facility



- 1 Control Room
- 2 Blend and Hold Cell
- 3 Feed Flowmeter and Control Valve Cubicle
- 4 Calciner Cell
- 5 Off-Gas Cell
- 6 Adsorber Cell
- 7 Off-Gas Filter Cell
- 8 Off-Gas Blower Cell
- 9 Filter Leaching, Crushing, Packaging Cell
- 10 Remote Decontamination Cell
- 11 Hot Sump Tank Access
- 12 Valve Cubicle
- 13 Manipulator Parking and Maintenance Area

圖1 NWCF 施設概要

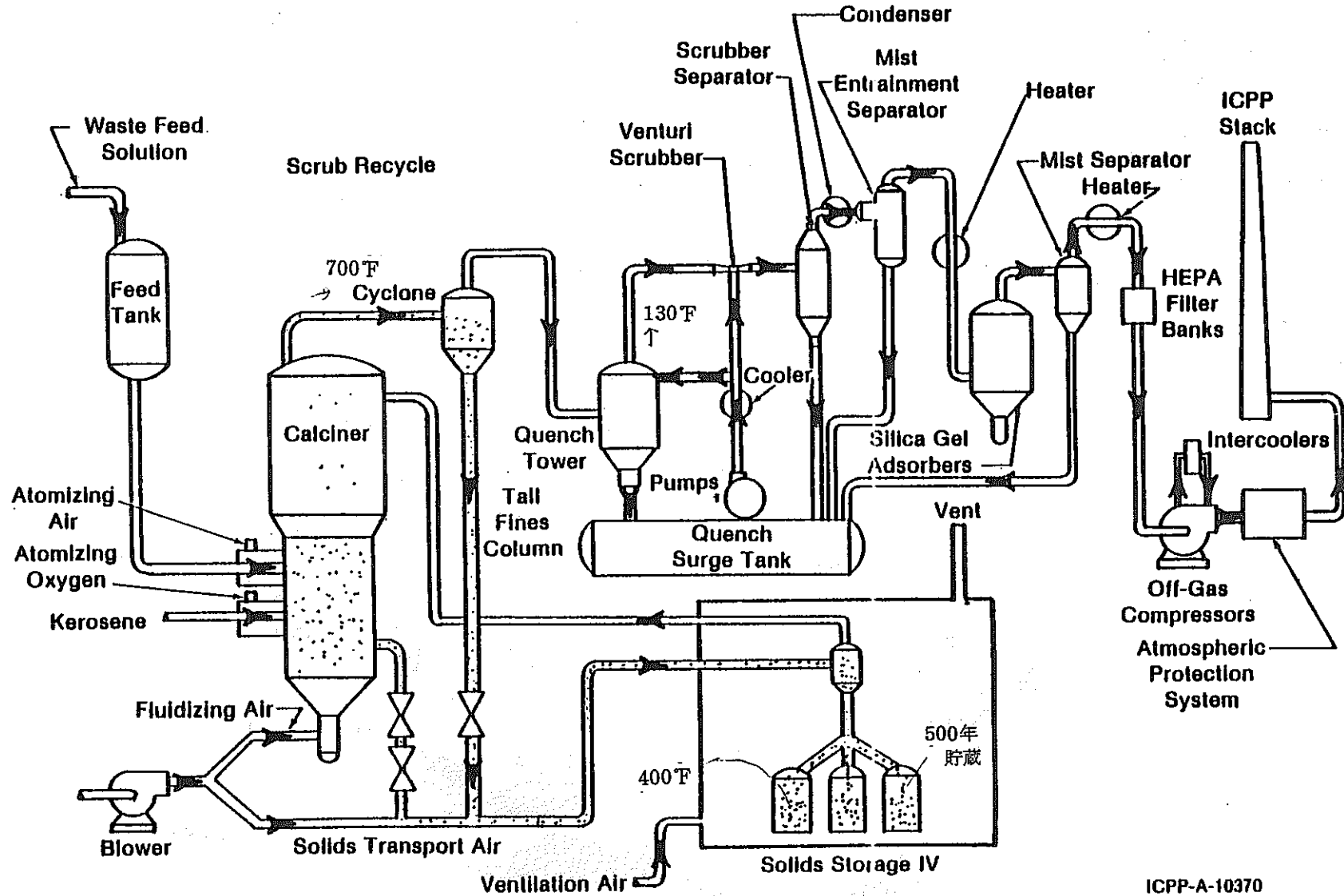


图 2 NWCF Schematic Flowsheet

ICPP-A-10370

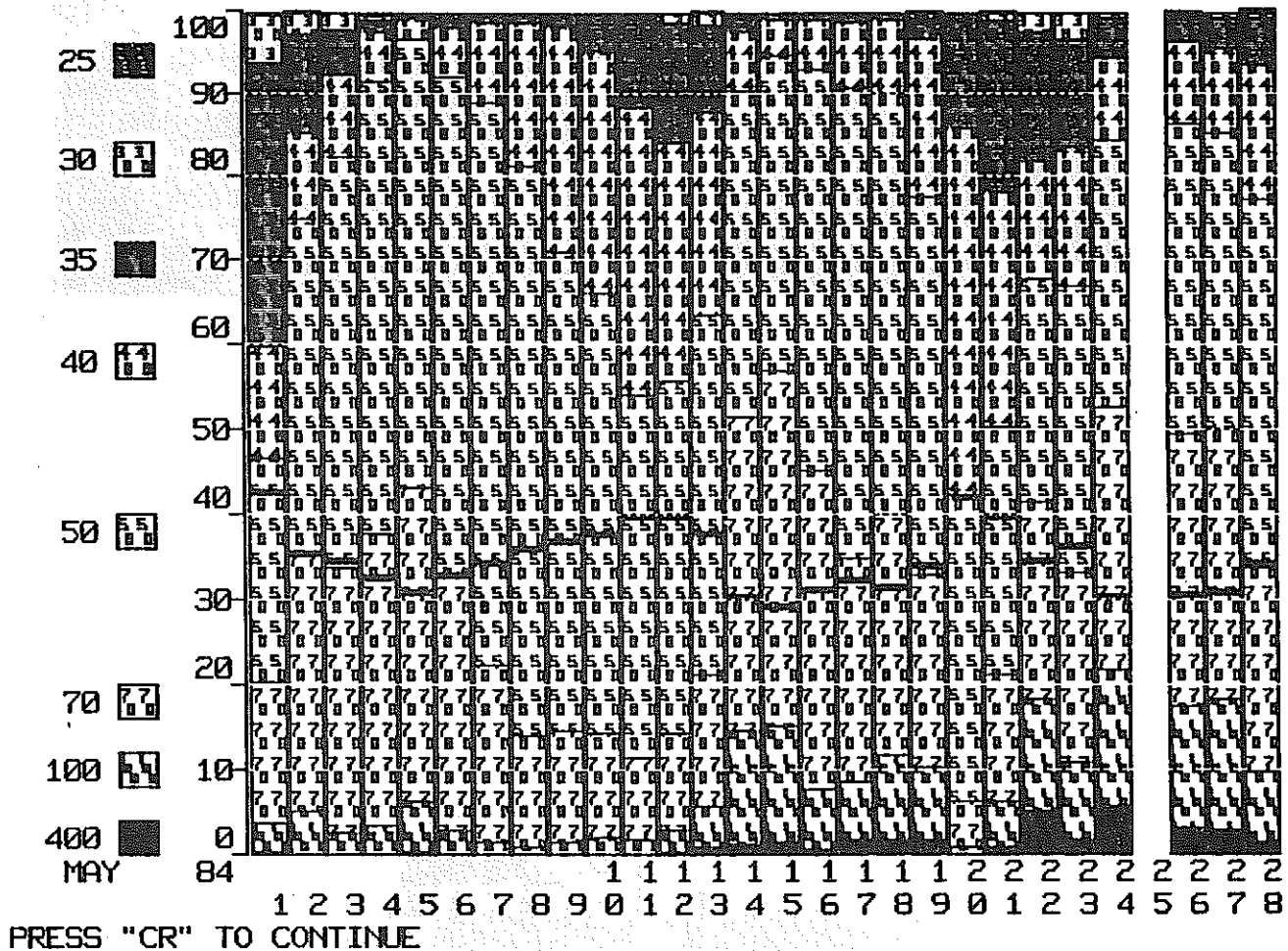
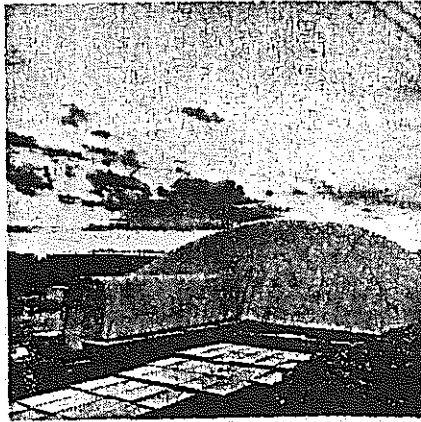
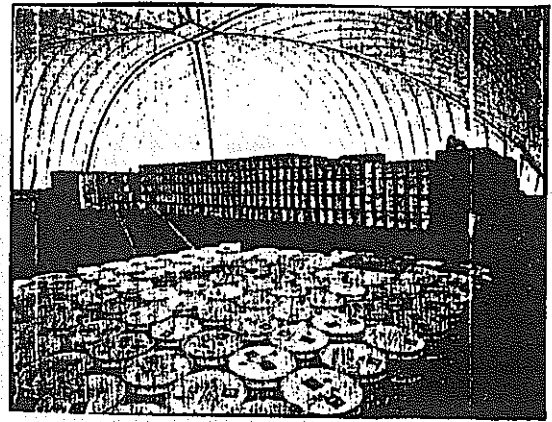


図3 仮焼体粒度分布の変化の1例



(a)



(b)

図4 RWMCのつり上げ構造式ドーム

(a) 外観 (b) 内部

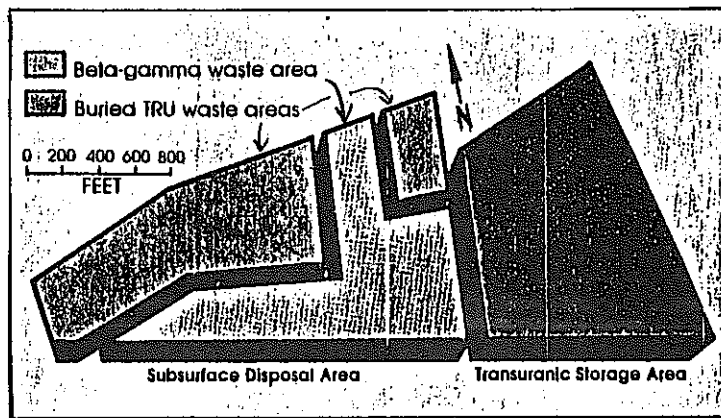


図5 RWMCの放射性廃棄物貯蔵。処分エリア区分



## 4.2 オークリッジ国立研究所 (Oak Ridge National Laboratory ; ORNL)

ORNLでは、主に再処理関連の施設として、

- Transuranium Processing Plant (TRU)
- Integrated Equipment Test Facility (IET)

の訪問、見学を行った。

### 4.2.1 TRU

- ① 面会者 W.D.Burch, J.G.Stradley, O.O.Yarbro, Ji.Young Chang
- ② 入手資料 CFRP組織図 (Feb 1984)
- ③ 施設の概要 (案内者 J.G.Stradley, D.E.Benker, F.R.Chattin)

- (1) TRU施設はTransuranium Processing Plantの略称で、隣の原子炉で照射された燃料から超ウラン元素を回収する目的で、1965年から運転開始された。33.3 × 37.5 mの地上2階建構造で、9個のホットセルを有している。
- (2) ラック方式を採用しており、ユニットプロセス毎に、塔槽類、ポンプ、フィルタ、配管等を巾1 m、高さ2 m程度のアングルに組み込んだラックを作成し、セル内での配管接続にはTRU継手を使用している。TRU継手は、壁に沿って縦方向に横列設置。
- (3) SETFは、Solvent Extraction Test Facilityの略称で、06セルにラックを3基設置し、1978年から再処理試験を実施している。
- (4) 溶解・調整ラックには、CPFより小型の溶解槽、調整槽等が組み込まれている。直径4インチの石英ガラス管計量槽を用いており、これに空圧をかけることにより精密連続供給を達成している。
- (5) 溶媒抽出ラックには、小型ミキサセトラ3基が組み込んであり、「抽出-スクラビン-逆抽出」の試験に供している。

ミキサセトラは、SUS製で背面にミキサ部、前面にセトラ部が集中する構造で、前面に石英ガラスを用いることにより、セトラ部の観察を容易にしている。

#### ④ 質疑 (SETF/TRU関係)

- (1) 18年間にラックの交換を約10回実施。セルの天井ハッチを開いて取出したラックは、そのままコンクリートライニング容器に入れ一時保管。  
なお、ポンプ、バルブ等は、ラックを動かさず、M/S マニピュレータを用い交換。
- (2) ラックシステムを採用しなかった場合との廃棄物発生量の差は知らない。

- (3) TRU継手は数百個使用しており、何回でもくり返し使用。脱着に要する時間は、1個当たり30秒。リークはその都度肉眼で発見しておりこの為の特別な装置はない。
- (4) M/Sマニピュレータのテープ破損は度々で、スペアアームとの交換で対処。ブーツは約9ヶ月で交換しているが、破損等の場合はその都度交換。
- (5) ミキサセトラからのクラッド除去はバキューム抜き取り。
- (6) IAFの2次沈殿は肉眼で観察。ケイソウ土フィルタでこれを除去することにより、クラッド低減。
- (7) ミキサセトラからのサンプリングは、肉眼観察で、水相及び有機相を別々に抜き取り。運転は2シフト、8～12時間行い試験中もサンプリング実施。
- (8) 今後の計画；2～3ヶ月内に80,000 MWD/TのFFTF使用済燃料を受入れ。その後100,000 MWD/Tを計画  
予算、人員、燃料確保等の問題もあるが、あと2～3年はSETFを運転したい。2回/年のペース。
- (9) ここでは硝酸溶解を行っているが電解溶解は他施設で実施したもので、Pu富化度の高いMOXやPuO<sub>2</sub>の溶解を目的とした。
- (10) 高速炉使用済燃料中に生成したTの6%未満が燃料中に残存する。公開文献があるかどうかは知らない。
- (11) 第一サイクル分配、第二サイクル分配は、基本的に大差なく、抽出器が必要なDFfpを達成するのに、どの程度のサイズ、基数になるかがポイント。

## ⑤ 感想

プラスチックチューブの多用、石英ガラス製計量槽からの空圧定量供給等が参考になった。

ANSでの報告からも、CPFとの共通性が高く、情報交換の有用性を強く感じた。同行したDr.ChangもCPF/TRUの情報交換を進めると良いという感想を示した。

人員等の制約があるにしろ、2回/年のペースは1回の試験の抽出時間が8～12時間と極めて短いことから、CPFと比較すると大巾に少ない。データ解析、評価の面からは一考に値する。

米国では議員の半分以上がanti-nuclearとのこと。レーガンが再選されても原子力の積極的進推は難しいのでは？「SETFをいつ迄運転するのか？」の問いに「2～3年はやりたい」というYarbroの答えが印象に残った。

## 4.2.2 I E T

- ① 面会者 SETF/TRUと同じ。
- ② 入手資料 IET自体に関するものはなし。
- ③ 施設の概要

ORNLのCFRP(Consolidated Fuel Reprocessing Program)建屋内にあり、BRET計画のための各種試験を行っている施設である。施設構成は以下の通り。

### (1) Control Rooms

2フロア(1Fと2F)に分かれており、2FではIET内の機器に関する諸管理情報をコンピュータ、CRTディスプレイ等を用いて記録、解析を行っている。1Fは後述する遠隔機器の制御室である。

### (2) Remote Maintenance Area

#### ・解体機

レーザービームを用いた、実物大の解体機であり、集合体を固定し、レーザー装置が走行するタイプのものである。焦点はミラーを用いて合わせている。レーザー出力は最大9kWであるが通常運転時は1~2kWである。

#### ・せん断機

模擬燃料を用いたせん断試験を行っている。

#### ・連続溶解槽

ロータリーキルン式の連続溶解槽が地下ピットに設置されている。溶解性能については不明であるが、臨界管理の面で問題が多いと思われる。可溶性中性子毒を用いない限り臨界管理は難しい。溶解槽へのせん断片装荷には気密保持のため2つのゲートバルブを用いる。いわゆるエアロックシステムとなっている。

#### ・Electro Servo Master Slave Manipulator

両腕型で、すべての関節にバイラテラル機能がある。両腕の間に、小型のホイストクレーンを持つ。3つのカメラでモニターしながら別室で操作するが、Master側もSlave側もかなり大型である。特にMaster側の大きさは1基の両腕マニピュレータに対し、少なくとも3m×3mの広さを必要とし、操作室をコンパクトににくい欠点がある。Slave側もかなり大型であるが、日本のパワーマニピュレータ(片腕型)を2台設置する場合と比較すれば同程度となる。

操作感は腕全体を動かすのはやや重い感じがするが、グリップのバイラテラル感

覚は良好であった。

このマニピュレータでコネクタの取り付け・取りはずしのデモンストレーションが行われた。ラチェットソケットレンチをマニピュレータで操作してのものであるが、ラチェットソケットレンチの締めつけ方向の切り換えスイッチが非常に小さく、初心者には大変難しい。

- PNCのマニピュレータ（明電舎製）

PNC-DOEのマニピュレータ共同開発のためにORNLに搬入してあるもので、Electro Servo Manipulatorと並べて設置されている。バイラテラル機能は手首だけであり、その点はPNCの方が遅れている。

- 自動サンプリングシステム

セル壁面に設置した高架を走行するタイプのサンプリングロボットと、その高さまでサンプル液を供給するサンプリングステーションとで構成される。サンプリングロボットがサンプリングステーションへ移動し、空のサンプルピンを設置し、サンプル液の入ったピンを回収して戻る。この走行サンプリングロボットには12個のサンプルピンがセットできる。またサンプリングポイントでは、真空吸引方式でサンプルピンを含めた液循環を行っている。ニードルは遠隔交換可能であり、液だれを防ぐ構造になっている。なお、サンプルピンの中に液が入っているかどうかの確認は出来ない。

### (3) Process Equipment Area（ウランを用いた試験を行っている）

- 計量槽，給液調整槽等

- HAW蒸発缶及び IODOX システム

至近距離まで近づけないため蒸発缶のタイプは不明。

IODOX システムはチタン製である。

- パルスカラム

10数センチ径のパルスカラムが1本だけ設置されている。上下の相分離部は円環状であり、厚さは小さいが径は大きく、内径は30 cm以上あり、中性子毒の設置は不要と思われる。

- 遠心抽出機

8機を1セットにしたものが2セット設置されている。BRET計画では共除染からウラン精製まですべて遠心抽出機を用いる。これは、BRETは既存のFMEF

建屋内に設置されるが、この建屋の背が低くパルスカラムが入らないことと、抽出時間の短縮化を狙っている等の理由からである。実際のプラントでは第1サイクルにおいては抽出段に12機、洗浄段に8機、逆抽出段に12機を用いる。遠心機のモーターは2週間に1回程度の故障率であり、修復には2時間位必要であるとの事。

④ その他特記事項

- 59年7月の日米遠隔専門家会議の席上、Long-Termの協力を進める事で合意しているが、今回の訪問において、具体的に、ガラス固化メルターのノズルの遠隔交換、遠隔保守をテーマの1つとして提案したところ、ORNL側も、その範ちゅうに入ることを認めた。
- コネクターのリーク率、信頼性に関するデータを要求したところ遠隔技術に関する共同研究のテーマになっているからその中で要求してほしい、との回答であった。

### 4.3 Morris再処理工場 (Midwest Fuel Recovery Plant, MFRP)

① 会見者 Mr. Eugene E. Voiland

② 入手資料一覧

a) MIDWEST FUEL RECOVERY PLANT TECHNICAL STUDY REPORT

(JULY 5, 1974)

b) ACTIVITIES AT MORRIS OPERATION

③ MORRIS再処理工場の概要

#### 1. M.F.R.P.の特徴

- (1) 1970年イリノイ州モーリスにGE社が300M.T.U./年の小型再処理プラントを建設した。このプラントはハンフォードのキャニオン型セル(大型セル内に再処理工程を収納し、遠隔により保守を行う設計)を採用し、遠隔保守を可能なかぎり行えるように設計されている。
- (2) 再処理によって回収したウランをウラン転換工程(Fig.-1参照)でUF<sub>6</sub>まで精製し、核燃サイクルの効率化を図っている。

#### 2. M.F.R.P. 運転停止の経過

- (1) 2年間のコールド試験の結果、硝酸ウラン仮焼器(V-404: CALCINER)のスプレーノズル及びボトム部にウラン粉末が詰る等の問題を起こし、又この再処理工程が採用した保守方式では、保守が出来ないことが判明した。(Fig.-2参照)

(2) 硝酸ウラン工程の放射能レベルが高く、当初の設計に対し遠隔保守の頻度が高く、安定した運転を継続することが難しいことが判明した。

(3) この再処理工程はキャニオン型セルを採用した結果、徹底した合理化設計を行っており、この為各工程間のバランスを保つバッファータンクの設備容量が不十分な設計となっており、更にサブシステム（バイパス系）を備えていないため、機器の一部が故障しても、プラント全体に影響することが判明した。この点は経済性の面で重大な問題を抱えていることとなった。

(4) 再処理の経済性が低下した事も大きな原因の一つである。

### 3. M.F.R.P.の現状

#### (1) M.F.R.P.の運転状況

現在M.F.R.P.は3種類の業務を行っている。従業員は約50人。

##### 1) 使用済燃料の輸送及びキャスクの保守

##### 2) 使用済燃料の受入貯蔵

- 電力会社との契約により実施している。現在約280トンの燃料を保管貯蔵している。貯蔵容量は約700トン。
- 12～14年程度貯蔵している燃料が有る。
- プール水はヒートポンプを用いて崩壊熱の利用を行っている模様。

##### 3) 研究・開発

a) 使用済燃料をキャスク内に保管貯蔵（Dry Storage）する技術開発を行っている。（1キャスク当たり10TON：BWRの燃料を保管する）

b) 屋外においてDry Storage時における温度、線量等の測定・評価を行っている。1984年末に試験終了の予定。解析はBatteleが行っている。水プールに4～5年貯蔵後、Dry Storageとの考え方。

#### (2) 廃棄物管理

受入貯蔵工程の運転に伴う低レベル液体廃棄物は現在、サイト内の60,000ガロンの地下タンクに貯蔵し、原子炉サイトの廃棄物処理施設で濃縮し、コンクリート固化及びアスファルト固化を行っている。

### 4. M.F.R.P.の臨界設計について

形状管理の基本、中性子毒は一切使用していない。

基本思想は 一重遮蔽のところでは二重偶発原理

一軽 " 三 "

なお、偶発事象の定義は明確でないが、解析条件はテーブルにまとめられている。

完全水没条件については採用しているものとしていないものがある。

Pulsed columnについては水没としていないところを見ると、背の高い水没しにくいものについては除外した模様。

中性子毒を annular の内側にも使わないのは内径が大きいため。

(通常内径が小さいと poison を使う)

### 5. 事故解析について

想定事故はその影響度よりも現実性(生じる可能性の高いもの)によって選定。

臨界については、もっとも起きやすいと考えられる溶解槽のみを選んでいる。

(Puの沈澱をやはり考えたと思われる)

→ただし、抽出関係ではPuの precipitation は全く考えていない。

## Fig.-1 URANIUM CONVERSION AND PURIFICATION

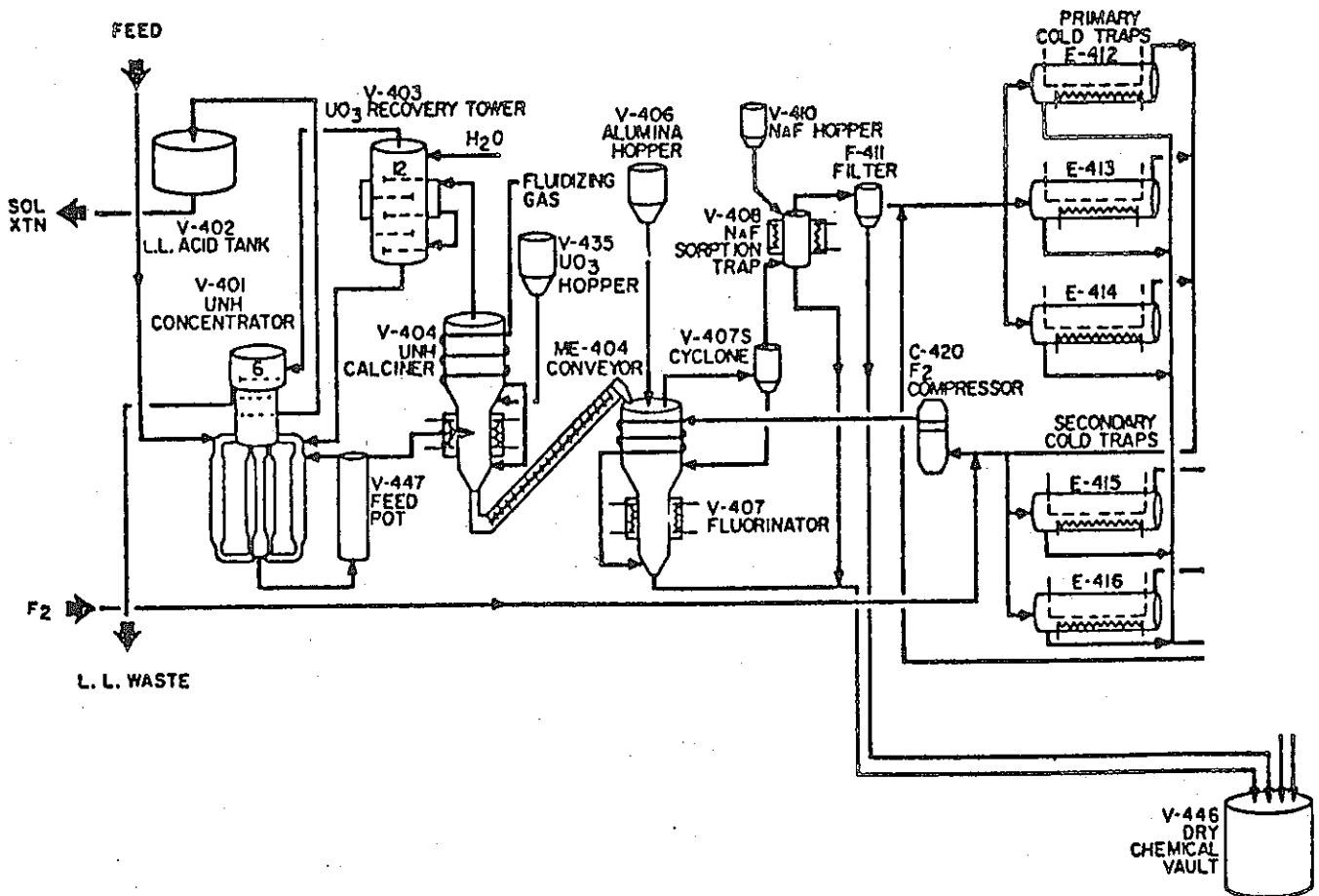


Fig.-2 MODIFIED CALCINER  
V-404

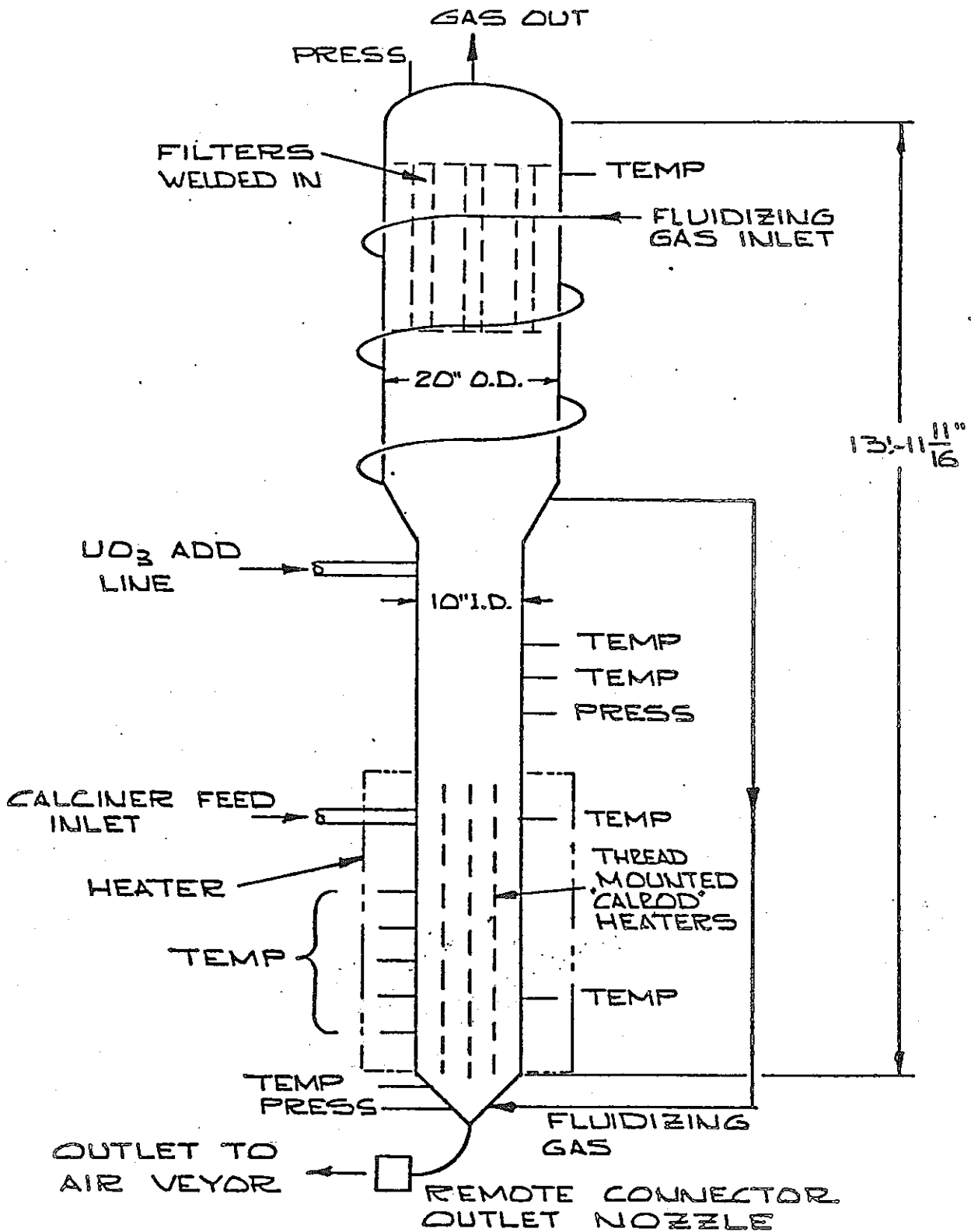
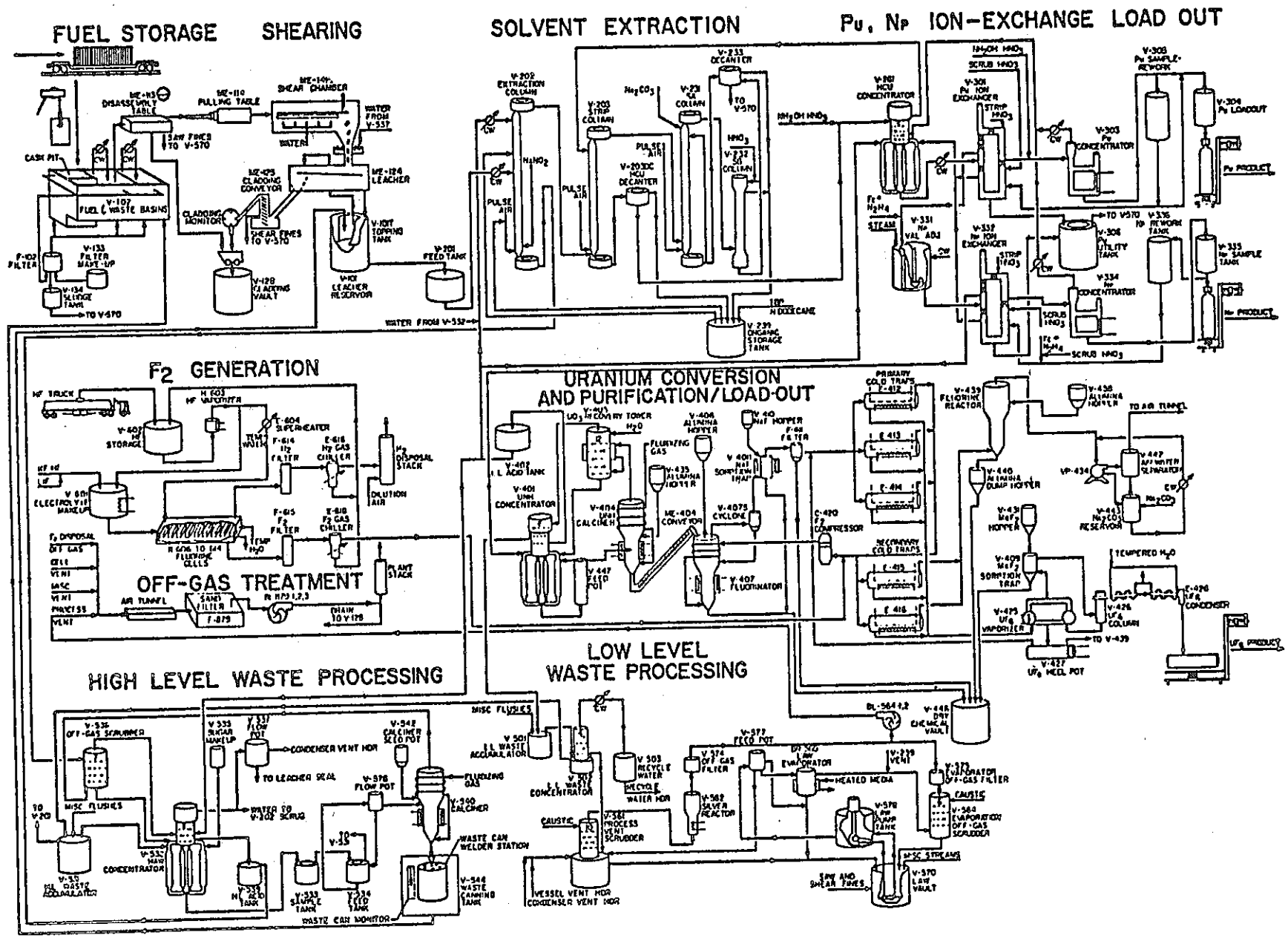
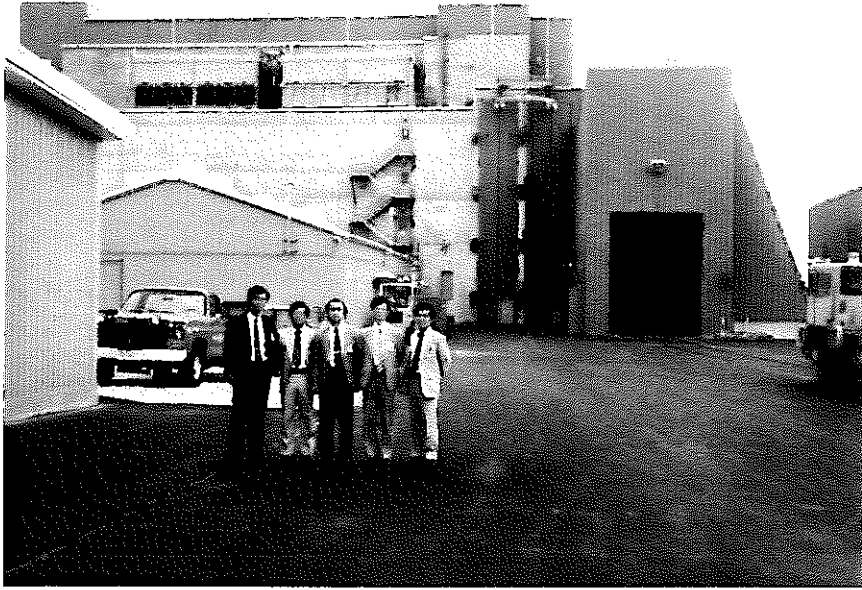




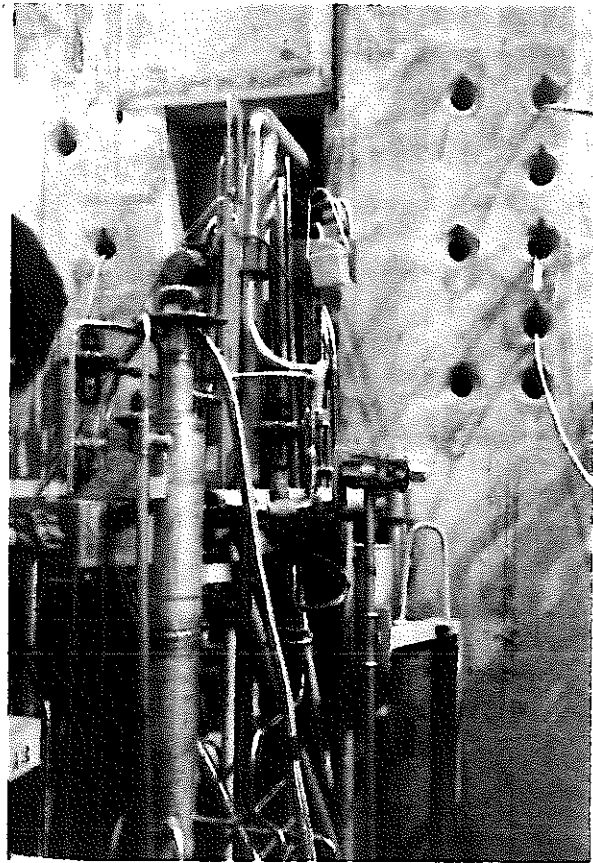
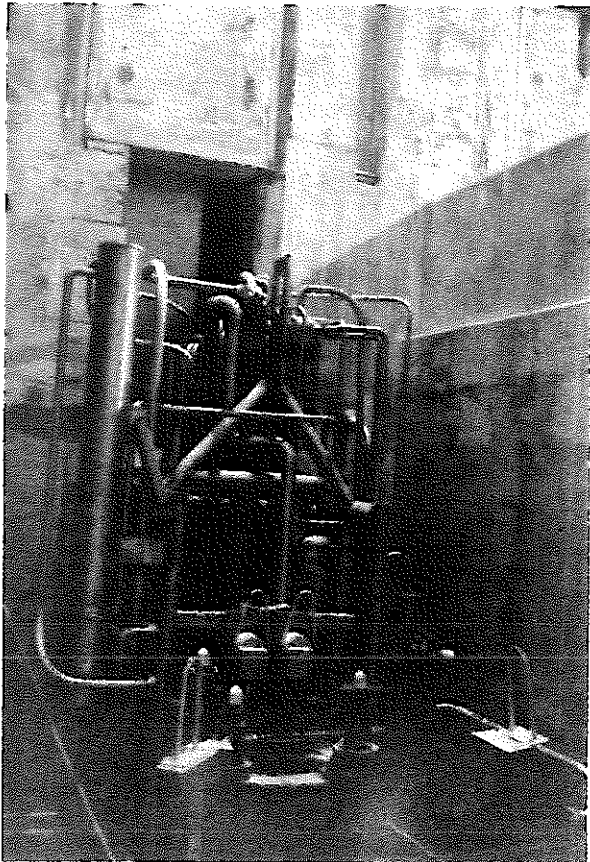
Fig.-3 MFRP FLOW CHART



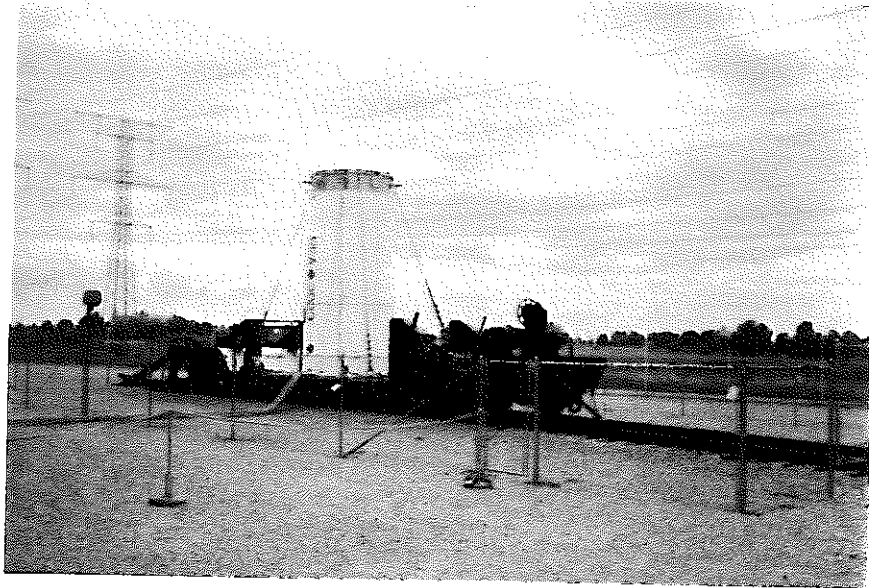
- 147 -



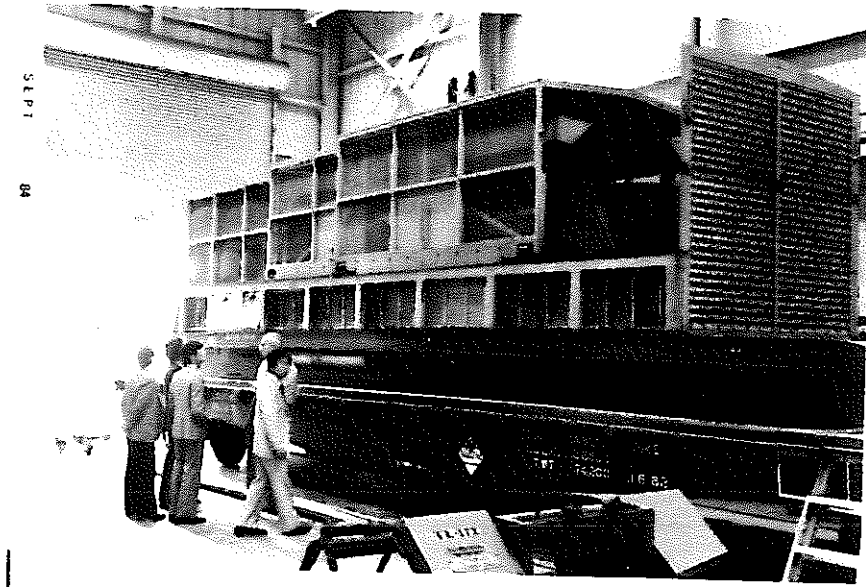
工場ゲートより



キャニオンセル内



Dry Storage 試験用キャスク



使用済燃料運搬用貨車

#### 4.4 West Valley 再処理工場

- ① 会 見 者    Mr. W. D. Hoffman (Specialist Public Information)  
                  Mr. C. Chapman (Manager Component Design)  
                  Mr. Roberts  
                  Mr. Marchetti  
                  Mr. Klanian

② 入手資料    「The West Valley Demonstration Project」のパンフレット

#### ③ 施設の概要

##### a) West Valley プラントの現状

ウェストバレー再処理工場は1980年の国会決議(The West Valley Demonstration Project Act)によりウェストバレーデモンストレーションプロジェクトを開始した。このプロジェクトは「放射性廃棄物は安全に管理出来る。」ということを実証するために1966年から1972年にかけて行った同工場の運転(再処理量約640トン)に伴って発生した約2,250 m<sup>3</sup>の高レベル廃液をガラス固化するという計画で、DOEは本計画を実施するためにウエスチング・ハウス社と契約を結んだ。同社では、このためにウェストバレー・ニュークリアサービス社(WVNS)を成立、同計画は1982年2月より同社によって進められている。

同プロジェクトの概念図を図-1に示す。

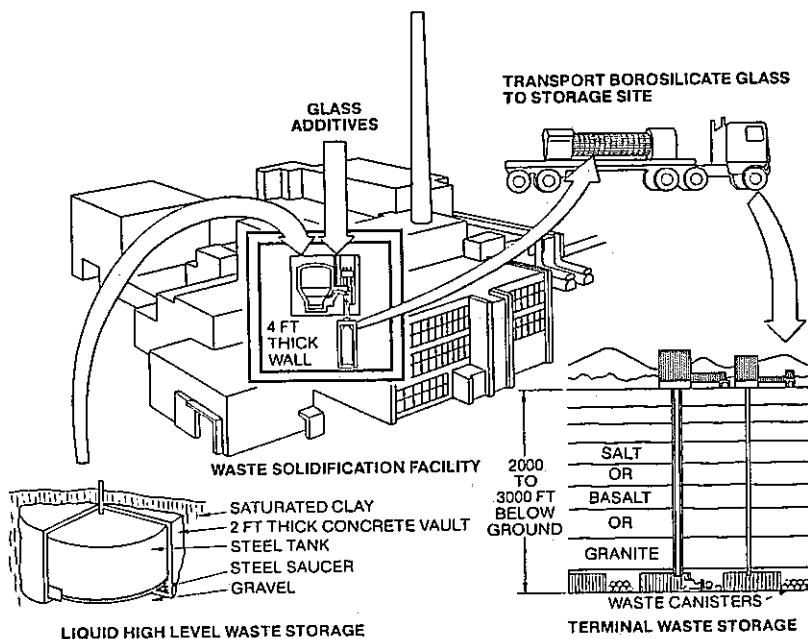


図-1 プロジェクトの概念図

b) 活動状況

1) Public Information

Hoffman氏からビデオによりPublic Informationの状況が紹介された。

— Public Information 活動 —

Open House を開設し、一般市民に実演でPRを行っている。

(除染作業, ルツボでのガラス溶融, SFの輸送, 放射線測定機器, コンピュータ操作など)

Open House の様子を

図-2に示す。



図-2 Open Houseに展示された放射線測定機器

2) ガラス固化

Chapman氏からスライドによりプロセスの説明がなされた。

高レベル廃液貯蔵タンクの概要を図-3に示す。

高レベル廃液は直径21.3m, 高さ8.23mの炭素鋼製の地下タンクに貯蔵されており, 貯蔵前に過剰のカセイソーダにより中和しているため, タンク内ではスラッジ相(底か約48cm)と上澄液相に分離されている。

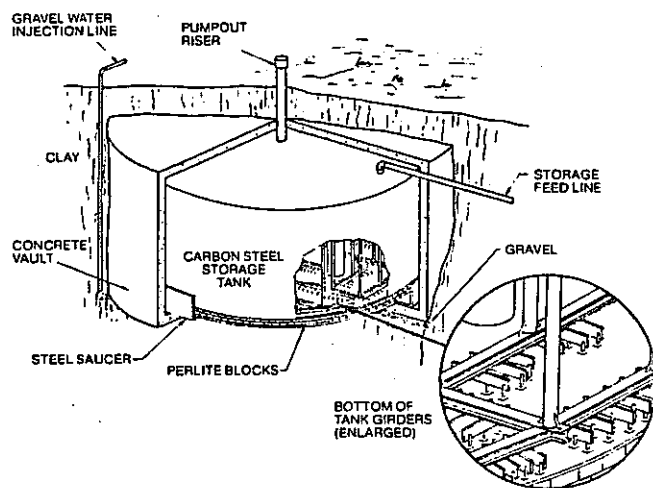


図-3 高レベル廃液貯槽の概要

上澄液量は $2,080\text{m}^3$ で核種の99%以上はCs-137 ( $8.1 \times 10^6\text{ Ci}$ )及びBa-137 ( $7.6 \times 10^6\text{ Ci}$ )である。又, スラッジ量は $170\text{m}^3$ で核種の90%以上はSr-90 ( $7.7 \times 10^6\text{ Ci}$ )及びY-90 ( $7.7 \times 10^6\text{ Ci}$ )である。さらに, スラッジ中の塩の組成は硝酸塩, 亜硝酸塩が81wt%, 硫酸塩が7wt%である。

上記の廃液は図-4に示すプロセスで処理されることになっている。上澄液の処理に当たっては当初、3種類の方法（無機イオン交換，有機イオン交換，凝集沈澱）が候補にあがったが，模擬液を用いた実験結果等によりゼオライトによるイオン交換法を採用した。ゼオライトはスラッジと共にガラス固化される。

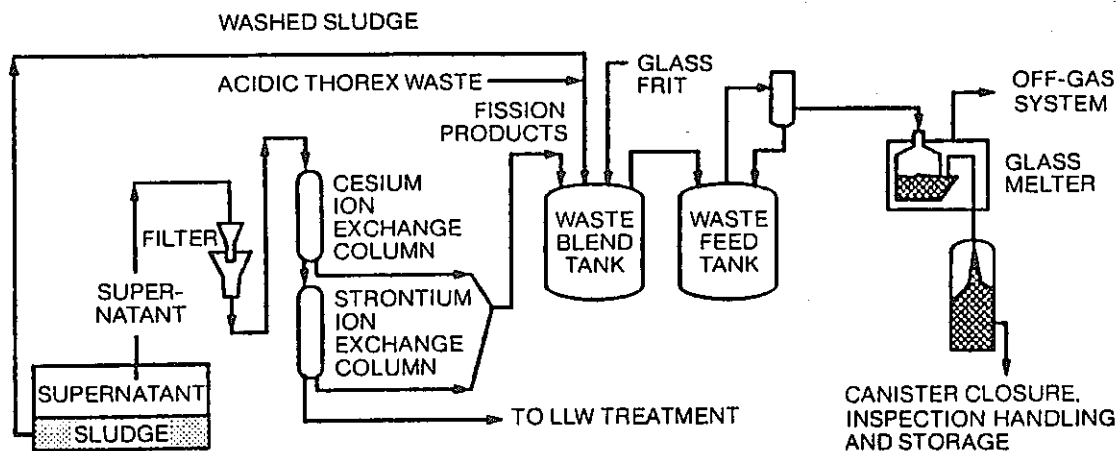


図-4 プロセスの概要

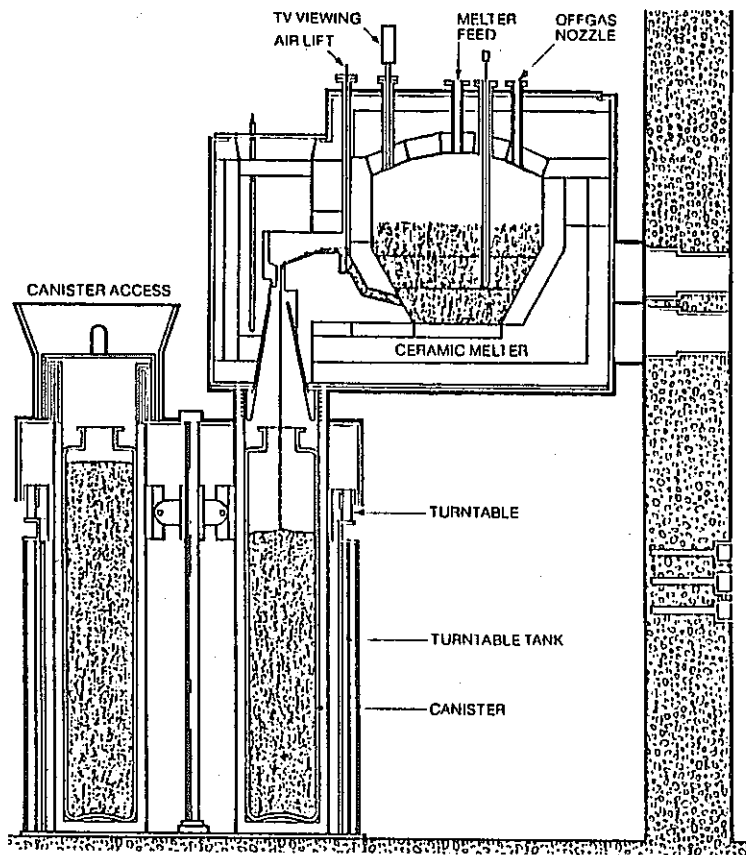


図-5 メルターの概要

○ ガラス固化のメルターの概要を図-5に示す。

メルターはWVNSとPNLによって設計された。パイロットスケールの試験がPNLで実施されている。

○ メルターの性能は以下の通りである。

ガラス生成速度  $\geq 45\text{kg/h}$

装置の寿命 約3年

メルターからキャニスターへの移送はオーバーフローによって行われ，ターンテーブルによりキャニスターを交換する際，オーバーフローを停止するためにエアリフトを用いる。

なお、エレクトロードは3ヶ所である。

- ガラス固化体の組成は以下の通りである。

zeolite 20～30%

sludge 25～30%

chemicals 40%

alcoxideの使用は考えていない。

- キャニスターの除染方法は未定

高圧水スプレー，電解研磨，レーザー除染か？

- 主建家に隣接して図-4に示すプロセスの遠隔操作性の試験施設CTS (Component Test Stand)を建設中である。同施設は将来は本施設となる。

スケジュールは以下のとおりである。

1984年12月 フリットのみを用いてガラス溶融スタート

1985年6月 コンポーネントテスト開始

1985年10月 遮へい壁等付設開始

1988年2月 コールドテスト開始

1988年9月 ホットテスト開始

- ガラス固化体は300本製造，再処理工場のChemical Processing Cell (CPC)内に貯蔵(CPC内は予め，除染し内部の機器を撤去する。)する。CTSからは台車により搬入する。総発熱量は100kWである。

- 1988年末には高レベル廃液の処理を開始し，1990年中頃までに処理を完了，同時に施設のデコミッションングを開始したいと考えている。メルター解体に当たってはSiC粉末を含む高圧水ジェット(30,000psi)により，ケーシング，レンガとも切断する予定である。

- 質疑応答

Q1： 廃液フィードパイプの冷却？

A1： ヒートパイプを使用

Q2： High Efficiency Mist Eliminator？

A2： Pluggingを心配し，大型のものを使用

Q3： ガラスのreboil？

A3： 酸素の発生が原因。Redox potentialの制御で対策(Sugarの添加量調整)

### 3) 環境モニタリング

Roberts氏からスライド1枚(食物連鎖のような図)により説明(約5分間)があったが、特記事項なし。

### 4) 除染/デコミッショニング

Marchetti氏からスライドにより同工場内の除染/解体の概要について説明を受けた。

同工場でWest Valley Demonstration Programの遂行のために、既存のセルを除染、内部機器を解体撤去し、セルの再利用を進めている。除染の目標は10mR/h以下である。キャニスター貯蔵セルとなるCPCの線量は現在12.0~56.0R/hである。

### 5) Fuel Shipment

Klanion氏より説明を受けた。1年前から同工場内に貯蔵されている使用済燃料を発電所へ返送しており、1985年中に完了の予定とのこと。

## ④ PNCの活動及びガラス固化R&Dの概要紹介

WVNS側の活動状況の説明を受けた後、PNC側の活動状況を説明した。

### a) PNCの活動状況

小山よりPNCのパンフレットを使用して説明

### b) ガラス固化のR&D概要紹介

佐々木よりANS meetingで使用したスライドを利用して説明

## ⑤ 施設見学

### a) CTS建設現場

- メルター設置用地下ピットがほぼ完成
- メルターケーシングが搬入されていた。

### b) 再処理工場内

- マニプレータ修理室
- Chemical Processing Cell
- 分析セル
- 燃料貯蔵プール

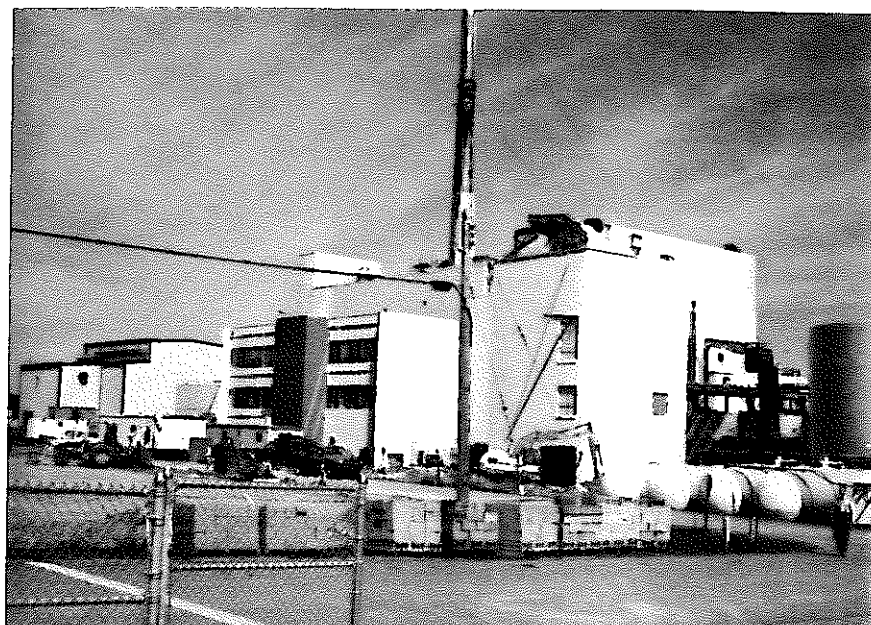
同工場ではプロジェクト遂行のために既存のセルの除染、機器の撤去を行っているとのことであったが、遠隔保守思想で設計されているプラントである為か、比較的大規模な作業にはなっていないように感じられた。



なお、このWest Valley Demonstration Program についての発表が ANS ミーティングにおいて4件行われている。

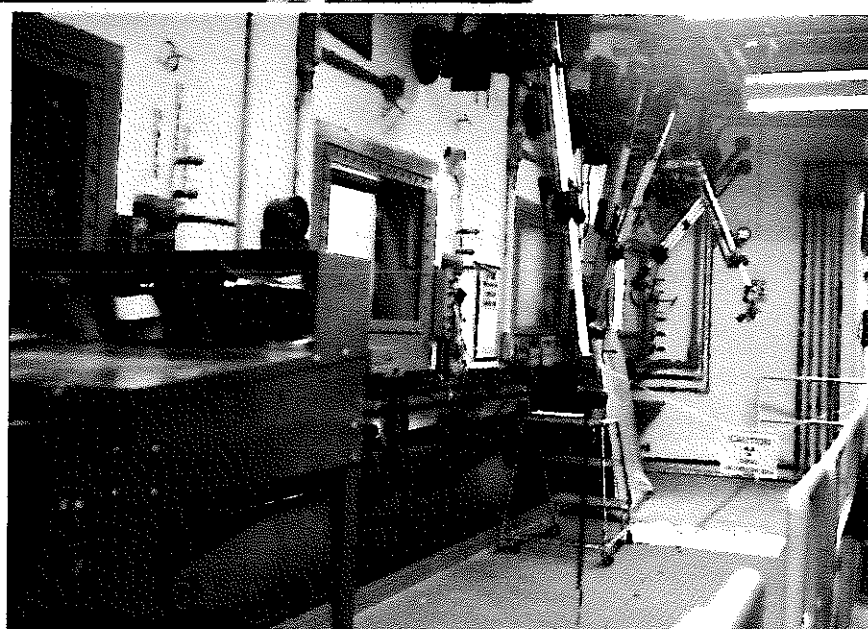
- セッションII-7     Waste Conversion Approach for The West Valley  
                           Demonstration Project
- セッションV-1     Program for The Removal of The Neutralized Purex  
                           High-Level Waste (HLW) Stored at The West Valley  
                           Site
- セッションV-2     Selection of A Reference Process for Treatment  
                           of The West Valley Alkaline Waste
- セッションV-3     Design of The Reference West Valley Alkaline  
                           Waste Treatment Process

再処理工場全景



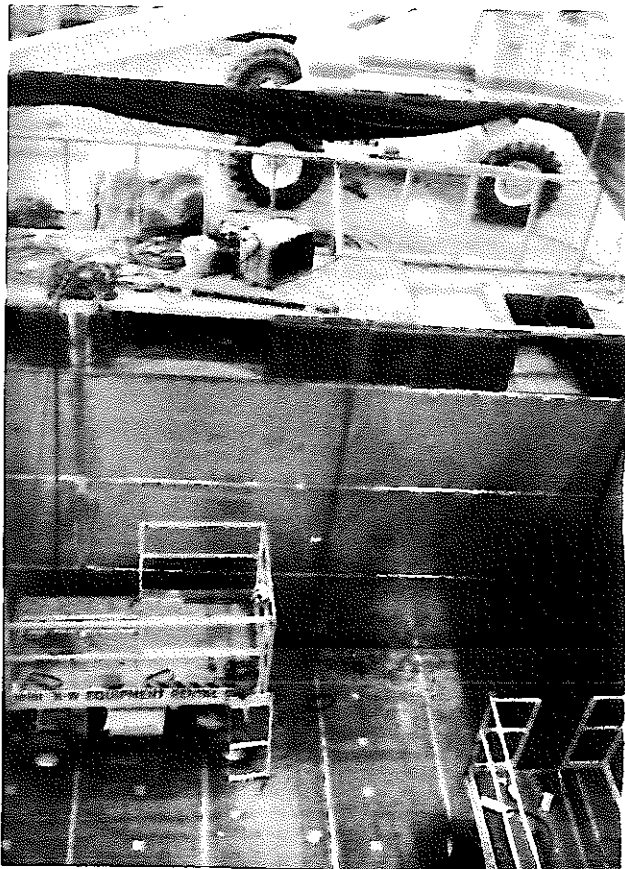
燃料貯蔵プール

操作エリア

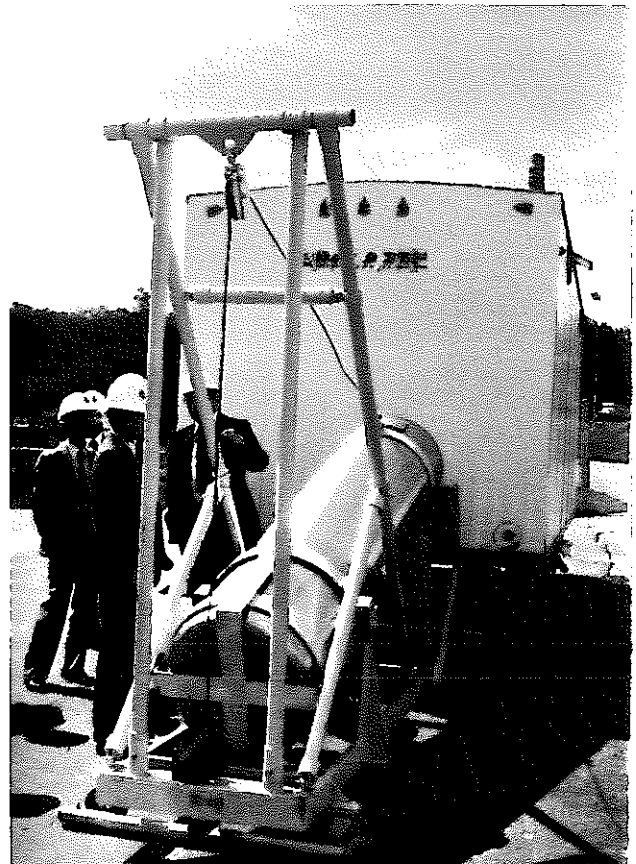




マニピュレータ修理室

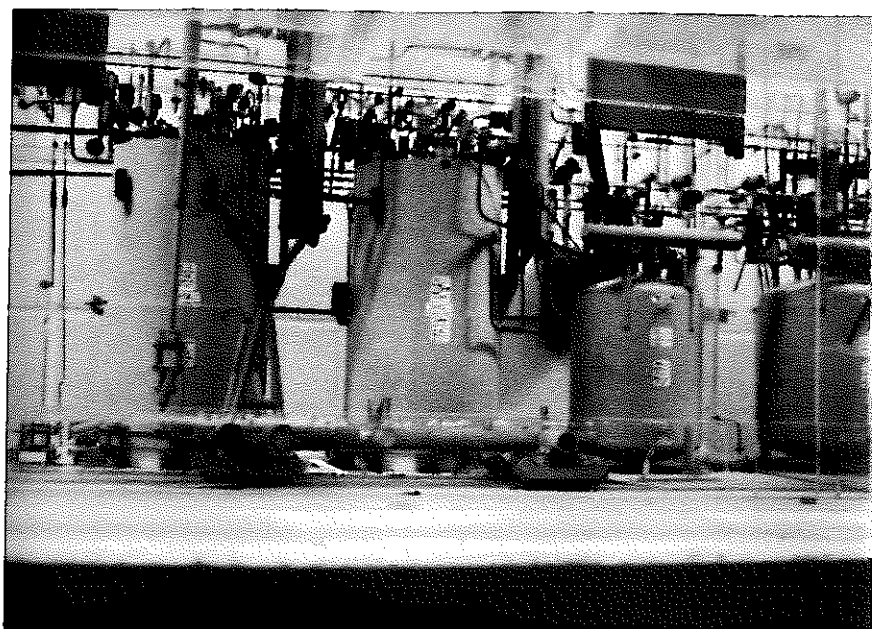


Component Test Stand



ガラス固化体用キャニスター

Chemical Cell 模型  
左側の 2 槽が溶解槽



低レベル廃棄物貯蔵施設

HAWの試験的  
Disposal



## 5. あ と が き

本出張は、フランスのUP2-800及びUP3プロジェクトが進捗し、その連続溶解槽等の報告を国際会議として初めて公式に聴けたこともあり、非常に有意義なものであった。これまでフランスは連続溶解槽に関し極めて限られた範囲でしかその情報を提供していなかったが、今回、国際会議に初めてその報告をし、それも連続溶解槽だけで1つの講演としたのは驚きであると同時に大変貴重な機会だったと言える。

また、再処理全般に関しては、西独、米国等から数多くのR & D報告があり、その傾向としては、抽出器関係ではパルスカラムが多く、また遠隔保守に関する関心も非常に高いものであった。

廃棄物処理に関しても、ガラス固化、AVM、活動床仮焼、アスファルト固化、各種処分等幅広い報告がなされた。

このように今回のANSトピカルミーティングでは再処理・廃棄物に関し、非常に広範な情報を得られた。

また、米国内再処理・廃棄物関連施設訪問では、通常立入制限の非常に厳しいINELの訪問ができたことは、再処理施設が見学できなかったとは言え、大きな収穫であった。またMorris再処理工場、West Valley再処理工場を見学し、特にMorrisではセル内に入って細かな観察ができたのも貴重な経験であった。Morrisは遠隔保守設計及びプロセス設計の不備により運転の取りやめを余儀なくさせられた工場であり、十分なモックアップ試験が必要である事が実感された。

最後に、今回の出張に関して多大なご協力をいただいた、核燃料部、再処理部、人事部、国際協力室、ワシントン事務所等の関係者に心から謝意を表す。

6. アメリカ原子力学会 再処理・廃棄物トピカルミーティング 出席者名簿

PRE-REGISTRATION LIST

8/22/84

INTERNATIONAL MEETING ON FUELS REPROCESSING  
AND WASTE MANAGEMENT

U.S. ATTENDEES

ANAWALT, B. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS	ID 83403	ARNOLD, PATRICK M. ROCKWELL INTERNATL. BOX 464 BOX 464 GOLDEN	CO 80402	BEEMAN, GORDON H. BATTELLE BOX 999 RICHLAND	WA 99
BELLMER, ANNE E. W.V. NUCLEAR SERV. CO. BOX 191 WEST VALLEY	NY 14171	BENCH, F. D. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS	ID 83403	BENDIXSEN, LEE C. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS	ID 83
BENKER, DENNIS E. ORNL BOX X OAK RIDGE	TN 37831	BERGER, D. N. BATTELLE NORTHWEST BOX 999 RICHLAND	WA 99352	BJORKLUND, W. J. BATTELLE NW LAB BOX 999 RICHLAND	WA 99
BLAIR, THOMAS H. BATTELLE N.W. 324BLD. 300AREA RICHLAND	WA 99352	BLOMEKE, JOHN D. ORNL BOX X OAK RIDGE	TN 37831	BOERSMA, M. D. DUPONT SAVANNAH RIVER LAB. AIKEN	SC 29
BONNER, W. F. BATTELLE N.W. LAB. BOX 999 RICHLAND	WA 99352	BOWCUTT, C. J. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS	ID 83403	BRADLEY, GLENN R. CHEM-NUCL. SYSTEMS 7315 WISCONSIN AV BETHESDA	MD 20
BRAY, GARY R. US ARMS CTRL & DISARMS. 423 QUEENS ROW ST. HERNDON	VA 22070	BRAY, GARY R. ACDA 320 21ST, NW RM. 4678 WASHINGTON	DC 20451	BROOKSBANK, ROBERT E. BECHTEL NAT. INC. BOX 350 OAK RIDGE	TN 37
BROUNS R. A. BATTELLE N.W. BOX 999 RICHLAND	WA 99352	BROWNE, HARRY L. BECHTEL NATL. BOX 3965 SAN FRANCISCO	CA 94119	BROWN, BARBARA B. SCIENCE APPLICATIONS I BOX 696 IDAHO FALLS	ID 83
BUJON, FRANCOIS V COGEMA, INC SUITE 400 2550 M ST NW WASHINGTON	DC 20031	BURCH, WILLIAM D. OAK RIDGE NATL LAB BOX X OAK RIDGE	TN 37830	BURGESS, CARL A. HEDL BOX 1970 RICHLAND	WA 99
BURRIS, LESLIE ARGONNE NATL LAB. 9700 CASS AVE ARGONNE	IL 60439	CALL, DON EAGLE-PICHER IND. INC. BOX 798 QUAPAW	OK 74363	CARGO, C. H. EG&G INC. BOX 1625 IDAHO FALLS	ID 83
CARL, DANIEL E. W.V. NUCLEAR SERV. CO. BOX 191 WEST VALLEY	NY 14171	CARRELL, J. R. BATTELLE PAC. N.W. LAB BOX 999 RICHLAND	WA 99352	CARTER, JIM WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS	ID 83



CASH, ROBERT J. W/C-28  
MEDL  
BOX 1970  
RICHLAND WA 99352

CERTA, P.J.  
ROCKWELL PROCESS.  
BOX 800/234-5Z/200W  
RICHLAND WA 99352

CHANG, JI YOUNG  
ORNL  
BOX X BLDG, 7601  
OAK RIDGE TN 37

CHAPMAN, ROBERT H.  
ORNL  
BOX X  
OAK RIDGE TN 37831

CHARYULU, V.  
ISU SCHOOL OF ENGR.  
BOX 8060  
POCATELLO ID 83209

CHRISTIAN, JERRY D.  
WINCO  
BOX 4000  
IDAHO FALLS ID 83

CLEMENTS, THOMAS L.  
EG&G INC.  
BOX 1625  
IDAHO FALLS ID 83415

COFFMAN, FRANKLIN E.  
U.S. DOE  
NE-20  
WASHINGTON DC 20545

COLOMBO, PETER  
BRKHAVEN NAT. LAB.  
BROOKHVN NAT LAB  
UPTON NY 11

CONVERSE, MARVIN L  
KRECCO  
120 S. FOX ROAD  
VERLING VA 22170

COOPS, MARVIN S.  
LAWRENCE LIVERMORE LAB  
BOX 808 L-360  
LIVERMORE CA 94550

CRANDALL, J.L.  
DUPONT  
SAVANNAH RVR LAB.  
AIKEN GA 29

DEMING, DON D.  
U.S. DOE  
550 2ND. ST.  
IDAHO FALLS ID 83401

DE LA BASSETIERE, F  
SGN  
2250 M ST NW  
WASHINGTON DC 20037

DONOVAN, ROBERT I.  
WINCO  
BOX 4000  
IDAHO FALLS ID 83

DRONEN, V.R.  
MEDL  
BOX 1970  
RICHLAND WA 99352

DUCKWORTH, J.P. M/M  
WINCO  
BOX 4000  
IDAHO FALLS ID 83403

ERINGER, MICHAEL  
OAK RIDGE NATL. LAB  
BOX X BLDG, 7601  
OAK RIDGE TN 37

EISERT, JERRY  
SARGENT INDUSTRIES/CRL  
BOX 75  
PED KING MN 55066

ELDREDGE, BRAD  
WINCO  
BOX 4000  
IDAHO FALLS ID 83403

EVANS, TED A.  
RALPH M. PARSONS  
100 W. WALNUT ST.  
PASADENA CA 91

FELDMAN, MELVIN J.  
ORNL  
BOX X  
OAK RIDGE TN 37831

FELLOWS, ROBERT L.  
ORNL  
BOX X, BLDG. 4500N  
OAK RIDGE TN 37831

FERGUSON, RALPH B.  
DU PONT  
SAVANNAH RVR LAB  
AIKEN SC 29

FIFE, KEITH W.  
LOS ALAMOS NATL. LAB.  
BOX 1663  
LOS ALAMOS NM 87545

FLAGG, ALLEN H.  
ANALYTICAL ENGR.  
17872 RAINIER DR.  
SANTA ANA CA 92705

FORRESTER, R.J.  
ARGONNE NATL. LAB.  
BOX 2528  
IDAHO FALLS ID 83

FOX, C.H.  
US DOE SAVANNAH RVR  
BOX A  
AIKEN SC 29801

GARCIA, RAMON DR.  
AEROJET ENERGY CONV.  
BOX 13222  
SACRAMENTO CA 95813

GEIER, ROBERT G.  
ROCKWELL HANFORD  
BOX 800, MD-405/200E  
RICHLAND WA 99

GERTZ, CARL P. U.S. DOE 550 2ND. ST. IDAHO FALLS ID 83401	GOODLETT, CLAUDE B. DU PONT 1313 EVANS RD AIKEN SC 29801	GOODMAN, ELI I. U.S. DOE NE-40 (GTN) WASHINGTON DC 20
GRAY, PETER L. E. I. DUPONT SAVANNAH RIVER LAB AIKEN SC 29801	GRIFFIN, CHARLES D WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 83403	GROH, H. J. DU PONT SAVANNAH RVR PLANT AIKEN SC 29
GURLEY, R. N. ROCKWELL HANFORD RICHLAND WA 99352	HAIRE, JONATHAN M. ORNL BOX X OAK RIDGE TN 37831	HALL, REGINALD MARTIN MARIETTA ENERGY BOX X BLDG. 3019 OAK RIDGE TN 37
HALL, JAMES B. EDISON ELECTRIC 3100 COBB HILL LN KENTON VA 22124	HALSTEAD, RALPH R. EG&G INC. BOX 1625 IDAHO FALLS ID 83415	HAMMER, ROBERT R. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 83
HAMPTON, B. K. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS, ID 83403	HANNUM, WILLIAM H. DOE-WEST VALLEY BOX 191 WEST VALLEY NY 14171	HENDRICKS, J. A. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 83
HENNELLY, E. J. SAVANNAH RVR LAB SAVANNAH RVR LAB AIKEN SC 29808	HENSCHOID, J. W. EG&G BOX 1625 IDAHO FALLS ID 83415	MERZOG, J. D. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 83
HIROOHI, KAWAI KANSAI ELECTRIC POWER 375 PARK AVE. NEW YORK NY 10152	HODGES, MICHAEL E. SAVANNAH RVR LAB. BLDG. 773-41A AIKEN SC 29808	HOLDER, NADINE D. GA TECH. INC. BOX 85608 SAN DIEGO CA 921
HOLTEN, R. A. U.S. DOE BOX 550 RICHLAND WA 99352	HOLTON, LANGDON K. BATTELLE PACIFIC N.W. BOX 999 RICHLAND WA 99352	HOSPCKINS, A. P. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 834
HOVEY, GALE K. BECHTEL NAT. INC. BOX 3965 SAN FRANCISCO CA 94119	HOWELL, JOHN E. WESTINGHOUSE ID BOX 2068 IDAHO FALLS ID 83401	JACOBS, ROCKWELL BOX 800 RICHLAND WA 99
JOHNSON, M. T. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 83401	JONES, JAMES A. U.S. DOE 985 SYRINGA DR. IDAHO FALLS ID 83401	KABELE, THOMAS TASC 1 JACOB WAY READING MA 010

KAJIWARA, SHIGEKI  
JGC CORP.  
642 LEXINGTON AVE#1  
EL CERRITO CA 94530

KAMINSKY, SERGI  
MORRISON-KNUDSEN CO.  
BOX 7808  
BOISE ID 83729

KASER, JOHN D.  
ROCKWELL HANFORD  
BOX 800  
RICHLAND WA 99.

KIRKBRIDE, RANDY A.  
WINCO  
BOX 4000  
IDAHO FALLS ID 83403

KNABENSCHUH, JOHN L.  
N.V. NUCLEAR SERV. CO.  
BOX 191  
WEST VALLEY NY 14171

KNECHT, D.A.  
WINCO  
BOX 4000  
IDAHO FALLS ID 83.

KOSIANCIC, E.J.  
ROCKWELL HANFORD  
BOX 800  
RICHLAND WA 99352

KRUPAR, JOSEPH J.  
U.S. DOE  
BOX 550  
RICHLAND WA 99352

LAKEY, L.T.  
BATTELLE HW LAB  
BOX 999 RUD-1525  
RICHLAND WA 99.

LATIMER, M.L.  
DUPONT  
SAVANNAH RVR PLANT  
AIKEN SC 29801

LEHTO, W.K.  
ARGONN NATL. LAB  
BOX 2528  
IDAHO FALLS ID 83401

LERCH, RONALD E.  
HEDL  
BOX 1970 W/A-102  
RICHLAND WA 99

LEWIS, B.E.  
ORNL  
BOX X  
OAK RIDGE TN 37831

LUNER, CHARLES DR.  
ARGONNE NATL. LAB  
9700 S. CASS AVE  
ARGONNE IL 60439

MCELROY, JACK L.  
BATTELLE N.W.  
BOX 999  
RICHLAND WA 99

MAESTAS, ELI  
U.S. DOE  
550 2ND STREET  
IDAHO FALLS ID 83401

MAILEN, JAMES C.  
ORNL  
134 CUMBERLAND VU DR  
OAK RIDGE TN 37830

MAIRSON, RAY C.  
WINCO  
BOX 4000  
IDAHO FALLS ID 83

MAYFIELD, DALLAS  
EAGLE-PICKER IND. INC.  
BOX 798  
AIKEN OK 74363

MCCLURE, LLOYD W.  
WINCO  
BOX 4000  
IDAHO FALLS ID 83403

MCDONNELL, WILLIAM R.  
DUPONT  
SAVANNAH RVR LAB  
AIKEN SC 29

MCKENZIE, DONALD E DR.  
ROCKWELL INTERNATIONAL  
8900 DESOTO AV.  
CANOGA PARK CA 91335

MCNEESE, J.A.  
LDS ALAMOS NAT. LAB  
BOX 1663  
LOS ALAMOS NM 87525

MEIGS, MARILYN F.  
US SEN. COM. ENGRY. & NAT. R  
DIRKSON SENATE OFC  
WASHINGTON DC 20

MINOR, JAMES E.  
PACIFIC NW LAB  
BOX 999  
RICHLAND WA 99352

MULLEN, WM. T.  
U.S. DOE  
550 2ND ST.  
IDAHO FALLS ID 83401

MURBACH, E.W.  
LIVERMORE NATL LAB  
BOX 808 L-389  
LIVERMORE CA 94

NICHOLSON, E.L.  
MARTIN MAR. ENGRY SYS.  
BOX X  
OAK RIDGE TN 37831

OLSON, A.L.  
WINCO  
BOX 4000  
IDAHO FALLS ID 83403

ORTH, DONALD A.  
SAVANNAH RVR LAB  
124 VIVON DR.  
AIKEN SC 29

PARAZIN, R. J. ROCKWELL HANFORD BOX 800 RICHLAND WA 99352	PARETZKE, HERWIG G. GSP INST. STRAHLENSCHUTZ BOX X OAK RIDGE TN 37830	PAULSON, GERALD WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 83
PETERSON, CHARLES H. COGEMA, INC. 2550 M ST, N.W. WASHINGTON DC 20037	PETERSON, M. E. BATELLE N.W. LAB BOX 999 RICHLAND WA 99352	PHIPPS, ROBERT D. ARGONNE NATL LAB BOX 252B IDAHO FALLS ID 83
POPE, JAMES H. W.V. NUCLEAR SERV. CO. BOX 191 WEST VALLEY NY 14171	POPE, LONNIE H. AFF, INC. BOX 7779 MARIETTA, GA 30062	PORTER, JOHN A. DR. DUPONT 301 CLEMSON ST. WILLISTON SC 29
RAAB, GEORGE J. ROCKWELL HANFORD BOX 800 RICHLAND WA 99352	RAINEY, ROBERT H. OAK RDG ASSOC. UNIV. BOX 117 OAK RIDGE TN 37830	REISER, S. I. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 83
REUST REX R. FLUOR ENGR. INC. 3333 MICHELSON DR. IRVINE CA 92730	RHODES, DONALD W. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 83403	RINDFLEISCH, J. A. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 83
ROEM, A. P. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 83403	SCHIFFHAUER, MARK A. W.V. NUCLEAR SERV. BOX 191 WEST VALLEY NY 14171	SCHNEIDER, ALFRED DR. GEORGIA TECH NUCL. ENGR. & HEALTH ATLANTA GA 30
SCOTT, RITA US SEN. COM. EGRY. & NAT. RES. DIRKSEN SENATE OFC WASHINGTON DC 20510	SENA, RICHARD F. U.S. DOE 1312 AZALEA DR. IDAHO FALLS ID 83401	SHADLEY, DON E. U.S. DOE 550 2ND. ST. IDAHO FALLS ID 83
SIEMENS D. H. BATELLE N.W. BOX 999 RICHLAND WA 99352	SIMMONS, FEN M. ROCKWELL HANFORD BOX 800 RICHLAND WA 99352	SLOAT, ROBERT J. BECHTEL NAT., INC. 550 BATTERY ST. #16 SAN FRANCISCO CA 94
SMITH, THOMAS H. EG&G BOX 1625 IDAHO FALLS ID 83415	SPENCER, HARVEY G. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 83403	STEVENS, JAMES I. ARTHUR D. LITTLE INC. 20 ACORN PARK CAMBRIDGE MD 02
STONE, RICHARD E. LAWRENCE LIVERMORE LAB BOX 808 L-362 LIVERMORE CA 94550	STUART, L. R. WINCO BOX 4000 IDAHO FALLS ID 83403	SURINDER, PAUL S. ORNL BOX X OAK RIDGE TN 37

SUZUKI, TOMIO  
KOBÉ STEEL, LTD.  
617N, 100E  
PROVO UT 84601

SWANSON, JOHN L.  
BATTELLE PAC. N.W. LAB  
BOX 999  
RICHLAND WA 99352

TAIT, TERRY D.  
RALPH M. PARSONS CO.  
100 WALNUT STREET  
PASADENA CA 911

TAYLOR, LARRY L.  
WINCO  
BOX 4000  
IDAHO FALLS ID 83403

THOMAS, GREGORY M.  
ADVANCED TECHNOLOGY  
BOX 3965  
SAN FRANCISCO CA 94119

THOM, MARY ALICE  
EG&G  
BOX 1625  
IDAHO FALLS ID 834

TODD, TERRY A.  
WINCO  
BOX 4000  
IDAHO FALLS ID 83403

VAN HOODMISSEN, JOHN E.  
GEN. ELECTRIC CO.  
BOX 3508  
SUNNYVALE CA 94088

WADKINS, R. P.  
EG&G INC.  
BOX 1625  
IDAHO FALLS ID 834

WALSER, RONALD L.  
ROCKWELL MANFORD  
BOX 800  
RICHLAND WA 99352

WHATLEY, MARVIN E.  
ORNL  
BOX X  
OAK RIDGE TN 37831

WHITE, JOHN R.  
REMOTE TECH. CORP  
114 UNION VALLEY RD  
OAK RIDGE TN 378

WHITE, JOHN R.  
REMOTE TECH. CORP.  
114 UNION VALLEY RD  
OAK RIDGE TN 37830

WHITE, J. M.  
WINCO  
BOX 4000  
IDAHO FALLS ID 83403

WILLIAMSON, R. CRAIG  
OAK RIDG ASSOC. UNIVERSI  
BOX 117  
OAK RIDGE TN 378

WITTE, MARTMUT  
WASTE CHEM CORP.  
1 KALISA WAY  
PARAMUS JN 07652

WITT, LARRY A.  
CHEM-NUCLEAR SYSTEMS  
135 DARLING DR.  
AVON CN 06001

WODRICH, DON  
ROCKWELL MANFORD  
BOX 800  
RICHLAND WA 993

YOOK, HOMER R.  
ORNL  
BOX X  
OAK RIDGE TN 37831

ZEILE, H. J.  
EG&G IDAHO  
BOX 1625  
IDAHO FALLS ID 83401

ZINSLI, R. A.  
WASTE MGT. PROGRAM  
BOX 800  
RICHLAND WA 993

THE TOTAL NO. OF AMERICAN ATTENDEES IS 170

NON US ATTENDEES

AUSTRIA

M. Ugajin  
International Atomic Energy Agency  
POB 10C  
Vienna, Austria A-1400

BELGIUM

Paul Dejonghe  
S.C.K/C.E.N.  
200 Boeretang  
2400 Mol, Belgium

Emile Detilleux  
EUROCHEMIC  
B-2400  
Mol, Belgium B-2400

W. Hebel  
European Communities  
Rue de La Loi 200  
Bruxelles, Belgium 1049

Werner Hild  
EUROCHEMIC  
Boeretang B-2400  
Mol, Belgium B-2400

Leo M. Mergan  
BELGONUCLEAIRE  
25 Rue Champ De Mars  
Brussels, Belgium B-1050

Swennen Rene  
EUROCHEMIC/OECD  
EUROCHEMIC  
Mol, Belgium 2400

Pierre P. Tonon  
Secretariat of State for Energy/Synatom  
Rue Du Commerce 193  
1040 Bruxelles, Belgium

J. Van Averbeké  
Belgonucleaire S. A.  
25 rue du Champ de Mars  
Brussels, Belgium 1050

CANADA

Dr. T. Sampat Aridhar  
Atomic Energy of Canada Limited  
Whiteshell Nuclear Research Estt.  
Pinawa, Canada ROE1LO

Brain J. Green  
Ontario Hydro  
700 University Avenue, H10  
Toronto, Canada M5G 1XG

Syed Nagvi  
Ontario Hydro  
700 University Avenue  
Toronto, Canada M5G 1X6

Yen V. Nguyen  
Ontario Hydro  
800 Kipling Avenue  
Toronto, Canada

K. Nuttall  
Atomic Energy of Canada Ltd.  
Pinawa, Manitoba, Canada ROE1LO

Robert Quaiattini  
Atomic Energy of Canada  
Chalk River, Ontario, Canada KOJ 1J0

Dr. Eva L. J. Rosinger  
Atomic Energy of Canada Limited  
Whiteshell Nuclear Research Establishment  
Pinawa, Manitoba, Canada ROE 1LO

Jun Shimada  
Shimizu Construction Company Ltd.  
#12-30 Alexander Av.  
Pinawa, Manitoba, Canada ROE1LO

ENGLAND

Allan G. Duncan  
U.K. Department of Environment  
Room A533, Romney House, 43 Marsham Street  
London, England SW1P3PY

John Garraway  
BNFL  
B229, Sellafield Works  
Seascale, Cumbria, UK CA20 IPG

Dr. T. D. Hodgson  
A.E.R.E. Harwell  
Building 351 15,  
Didcot, UK OX11 0RA

A. Martin  
Associated Nuclear Services  
123 High Street  
Epsom, Surrey, UK KT19 8EB

Dr. R. L. Nelson  
United Kingdom Atomic Energy Authority  
Chemical Technology Division, B351-15, A.E.R.E.  
Harwell, Oxon, UK OX 11 0RA

David E. Pcol  
Health & Safety Executive, Nuclear Installation Inspectorate  
Silkhouse Court, Tithebaan Street  
Liverpool, Merseyside, Great Britian L2 2LZ

Peter D. Wilson  
BNFL  
B229, Sellafield Works  
Seascale, Cumbria, UK CA20 IPG

FINLAND

Seppo Vuori  
Technical Research Centre of Finland  
P.O. Box 169, SF-00181  
Helsinki 18, Finland



FRANCE

Denis Alexandre  
CEA DRDD/SEDFMA CEN-CADARAHE  
BP No. 1  
St. Paul lez Durance, France 13115

Alain Barbe  
COGEMA  
2 Rue Paul Dautier - B.P.4  
Velizy, France 78141

Claude Bernard  
S.G.N.  
1 Uue des Herons  
St. Quentin-en-Yuelines, France 78184

Serge Bouchardy  
COGEMA  
B.P.4  
Velizy, France 78141

Jean Marie Courouble  
Commissariat a l'Energie Atomique  
B.P.No. 6, Avenue de la Division Leclerc  
Fontenay-aux-Roses, France 92 260

Chenevier Francois  
COGEMA - SMO  
1 Rue Des Herons.-Montigny-Le-Baetonneux  
18184 St. Quentin/Yuelines CEDEX, France

Cheryl Hutchinson  
S.G.N.  
1, Rue Des Herons Montigny-Le-Bretonneux  
78184 Saint-Quentin-en-Yvelines France

Jean-Pierre Giraud  
S.G.N.  
1 Uue des Herons  
St. Quentin-en-Yuelines, France 78184

Couture Jacques  
COGEMA B.P. DCTP  
B. P. 4  
Velizy Billacoublay, France 18141

Jean Lefevre  
CEA (French Atomic Energy Commission)  
DED-CEN-FAR BP No. 6  
Fontenay-Aux-Roses, France 92260

Pierre Miquel  
S.G.N.  
1 Uue des Herons  
St. Quentin-en-Yuelines, France 78184

Louis Patarin  
Commissariat A L'Energie Atomique (C.E.A.)  
C.E.N. - F.A.R. BP No. 6  
Fontenay-Aux-Roses, France 92260

Michel Presta  
Electricite De France Service des Combustibles  
23 dis Avenue de Messine  
75008 Paris, France

Jean-Pierre Roux  
C.E.A. Valrho  
B.P. 171  
30205 Bagnols/ceze Dedex, Gard, France

Henri Sauvage  
CEA. VALRHO  
BP1F1  
Baghola sur ceze, France 30205

Dr. Siegfried Specht  
StMLU (x)  
Rosenkavalierpl.2, Postfach 81 01 40  
D-8000 Munchen 81, FRG

Maurice Tarnero  
Commissariat A L'Energie Atomique  
B.P. No. 6  
Fontenay-Aux-Roses, France 92260

Michele Viala  
Commissariat A L'Energie Atomique  
92260 B. P. No. 6  
Fontenay-Aux-Roses, France 92260

GERMANY

Dr. Hans-Joachim Ache  
Nuclear Research Center/Institute of Radiochemistry  
Postfach 3640  
7500 Karlsruhe, FRG

Dr. Sameh A. Ali  
Nuclear Research Center Karlsruhe  
7500 Karlsruhe 1, P.O. Box 3640  
Karlsruhe, FRG

Dr. Volker Behrendt  
Dornier System GmbH  
Postfach 13 60  
D-7990 Friedrichshafen, Germany

Andre v.d. Bossche  
Uhde GmbH  
Friedrich-Uhde-Str 15  
4600 Dortmund 1, Germany

K. D. Closs  
KFK  
Kernforschungszentrum Karlsruhe, Postfach 3640  
7500 Karlsruhe, West Germany

Walter Diefenbacher  
KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE GMBH  
Weberstr. 5, D-7500 Karlsruhe 1  
Karlsruhe, Germany 7500

Hubert H. Goldacker  
Kernforschung Karlsruhe  
DFS Karlsruhe, P.O. 3640  
FRG

Dr. Juergen Furrer  
KFK  
KFK-LaF2 Postfach 3640 D-75 Karlsruhe  
Karlsruhe, FRG D-72

Dr. Hermann O. Haug  
Kernforschungszentrum-IHCH  
Postfach 3640  
Karlsruhe, West Germany D-7500

Konstrantin Jannakos  
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH  
Ab. IT/Pc, Postfach 3640  
7500 Karlsruhe 1, FRG

Dr. W. Meyer-Jungnick  
SYSTEC  
28 Wildenbruchstrasse  
Duesseldorf, FRG 4000

Dr. Reinhard Kroebel  
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH/PWA  
P.O. Box 3640  
7500 Karlsruhe, FRG D-7500

Dr. Karl-Dieter Kuhn  
Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe  
D-7514 Eggenstein-Leopoldshafen, P.O. Box 220  
Karlsruhe, FRG

Dr. Ulrich Loschhorn  
Kernforschungszentrum Karlsruhe  
P.O. Box 3640 D-7500 Karlsruhe  
Karlsruhe, FRG

Klaus Nagel  
Kernforschungszentrum (KFK)  
Postfach 3640  
7500 Karlsruhe, FRG

Dr. Karl Heinz Neeb  
Kraftwerk Union Aktiengesellschaft  
P.O. Box 3220  
Erlangen, FRG D8520

Karl-Heinz Knickel  
Uhde GmbH  
Friedrich-Uhde-Str. 15,  
4600 Dortmund 1, Germany

Dr. Gerhard Mansfeld  
Gesellschaft Fur Reaktorsicherheit (GHS)  
Forschungsgelände  
Garching, Bavaria, FRG D-8046

Albert Merz, Jr.  
Kernforschungszentrum Karlsruhe  
D-7500 Karlsruhe, P.O. Box 3640  
Karlsruhe, FRG

Dr. Erich R. Merz  
Nuclear Research Centre Juelich KFA  
P.O. Box 1913  
Juelich, FRG 0-5170

Joachim Mischke  
DWK  
Hamburger Allee 4  
3000 Hannover, FRG

Dr. Klaus Muller  
IABG-SOEA  
Einsteinstrabe 20  
D-8012 Ottobrunn, FRG

Prof. Hubertus Nickel  
Nuclear Research Center Julich/KFA Julich GmbH  
-IRW-, P.B. 1913  
D-5170 Julich, FRG

Dr. Udo Pohl  
Battelle-Institute e.V. Frankfurt  
AM Roemerhof 35  
6000 Frankfurt 90, FRG

Dr. Odoj Reinhard  
KIA-ICT  
P.O. 1913  
D-5170 Julich, FRG

Ollig Reinhold  
Ministry for Research and Technology  
Heinemannstr.2  
5300 BONN, FRG

Dr. F. E. Reiss  
TECHNISCHER UBERWACHUNGS-VEREIN BADEN E.V.  
Dudenstrasse 28  
D-6800 MANNHEIM 1, FRG

Dr. Roth  
KFK  
Postfach 3640  
D-750 Karlsruhe, FRG

Dr. Klaus Schifferstein  
Gesellschaft Fuer Reaktorsicherheit mbh  
Schwernergasse 1  
Koeln 1, FRG D5000

Dr. Hans Schmidt  
KFK  
Reaktorbauelemente, Postfach 3640  
7500 Karlsruhe, FRG

G. E. Schneider  
KFK - FRG  
Reinhold-Schneider Str. 115  
7500 Karlsruhe 51, FRG

Dr. Walter Schuller  
Wiederaufarbeitungsanlage  
P.O. Box 220 Eggenstein-Leopoldshafen  
Karlsruhe, FRG D-7514

Manfred Selig  
Nuclear Research Center, Karlsruhe  
Postfach 3640  
D75 Karlsruhe, West Germany

Dr. Ludwig Stiegutz  
Institute for Hot Chemistry  
Nuclear Research Center  
75 Karlsruhe, West Germany

Dr. Wolfgang Strassburg  
United Reprocessors GMBH  
P.O. Box 6909  
7500 Karlsruhe, FRG

Heinz Wenzelburger  
Kernforschungszentrum Karlsruhe  
Weber Str.  
Karlsruhe 1, FRG 7500

Erich Zimmer  
Kernforschungsanlage Juelich GmbH  
Postfach 1913, 517 Juelich  
512 Juelich, West Germany

ISRAEL

Prof. Zeev Hadari  
Ben-Gurion University  
Beer-Sheva Univeristy, P.O.B. 653  
Beer-Sheva, Israel

ITALY

Giuseppe Alonzo  
E.N.E.A.  
Eurex Plant  
Saluggia, Italy 13040

Maurizio Casarci  
E.N.E.A.  
ENEA-CASACCIA P.O. Box 2400-00100 Roma A.D.  
Roma, Italy

Vittorio De Crescenzo  
ENEA  
Via Vitalcano Brancati 48  
Rome, Italy

B. A. Hunt  
Commission of the European Communities  
J.R.C. Engineering Division, Ed 68  
Ispra, Italy 21020

Arci Moccia  
E.N.E.A.  
Progetto Comb-1R3MT35G3 Caraccia 00100  
Roma A.I., Italy

G. Rolandi  
E.N.E.A.  
Progetto Comb-1R3MT35G3 Caraccia 00100  
Roma A.I., Italy

JAPAN

Kazuo Aoki  
Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.  
Shuwa Shiba Park Bldg. 4-1, Shibakoen 2-Chome, Minato-Ku  
Tokyo, Japan 105

Takashi Furuya  
Kobe Steel Ltd.  
1-Chome, Wakinohama-cho, Kobe 651  
Kobe, Japan

Yasuo Hirose  
Hitachi Works of Hitachi, Ltd.  
3-1-1 Saiwai-Cho  
Hitachi-Shi, Ibaraki-Ken, Japan

Takehiko Ishihara  
Rad. Waste Management Center  
No. 15 Mori-Bldg. 2-8-10-Toranomon  
Minato-ku, Tokyo, Japan 105

Koji Komatsu  
Sumitomo Metal Mining Co., Ltd.  
11-3, 5-Chome,  
Shimbashi, Minato-Ku, Tokyo, Japan

Tomazo Koyama  
Power Reactor and Nuclear Fuel Development  
1-9-13, Akasaka  
Minato-ku, Tokyo, Japan

Haruo Moritake  
Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.  
4-1 Shibakoen 2-Chome Shuwa Park Bldg.  
Minato-ku, Tokyo, Japan

Tadashi Nakashima  
Nuclear Project Div. JGC Corporation  
1-14-1 Bessho-Cho Minami-KU  
Yokohama, Japan

Yasuo Nojima  
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp.  
Reprocessing Plant Tokai Works PNC  
Tokai-Mura, Ibaraju, Japan 319-11



Jin Ohuchi  
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp.  
Tokai, Japan 319-11

Isao Okada  
Sumitomo Metal Mining Co., Ltd.  
11-3, 5-Chome,  
Shimbashi, Minato-Ky, Tokyo, Japan

Hino Sadami  
U-33 Muramatsu Tokai Mura  
Isbaraki Pref, Japan

Akira Sakai  
Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd. (IHI)  
Tokyo-Chvo Bldg. 6-2 Manunouchi 1-Chome, Chiyoda-Ku  
Tokyo, Japan 100

Noriaki Sasaki  
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Co.  
1-9-13 Akasaka, Minato-Ku  
Tokyo, Japan

Dr. Uematsu Kunihiko  
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp. PNC  
1-9-13, Akasaka, Minato-Ku  
Tokyo, Japan 107

Koji Yanagida  
RID Planning Dept. Tech. Dev. Group, Kobe Steel, Ltd.  
8-2-1-Chome Marumouchi Chiysda-Ku  
Tokyo, Japan 100

#### KOREA

Park Hyun-Soo  
Korea Advanced Energy Research Institute  
P.O. Box 7 Dae DUK DAN Ji  
Dae Jeon, Korea

Park Hun-Hwee  
Korea Advanced Energy Research Institute  
P.O. Box 7 DAE DUK Ji  
Dae Jeon, Korea

I. S. Suh  
Korea Advanced Energy Research Institute  
P.O. Box 7, DAE DUK DAN Ji  
Dae Jeon, Korea

SWEDEN

Per-Eric Ahlstrom  
Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company  
Box 5864  
Stockholm, Sweden S-102 48

Claes Thegerstrom  
Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company  
Box 5864  
Stockholm, Sweden S-102 48

SWITZERLAND

Peter Zühlke  
ATAG, Dept. PR + Information  
P.O. Box 2613  
Berne, Switzerland 3001

## 7. 付 録

フランスのUP-3設計思想及び連続溶解槽に関する Proceedings を添付する。

UP3 DESIGN CONCEPTS :  
MAINTENANCE IN A COMMERCIAL REPROCESSING FACILITY

C. BERNARD, F. CHENEVIER

S G N, 78184 Saint Quentin Yvelines, FRANCE  
COGEMA, 78141 Velizy-Villacoublay, FRANCE

INTRODUCTION

The UP3 plant in La Hague, France is designed to reprocess 800 tons per year of spent fuel from LWR's, with active start-up scheduled for 1988. Basic design criteria aim at ensuring production under satisfactory operating and safety conditions and within acceptable cost.

A modern reprocessing plant is characterized by the utilization of an efficient process that satisfies specifications for end-products, achieves high recovery of these products, meets radioactive release restrictions, and enables processing of all waste for final disposal.

To meet performance standards, a complex process is implemented that includes multiple functions and which therefore requires a large number of unique pieces of equipment.

Stringent safety criteria to guarantee personnel and environmental safety under all circumstances are also required.

Design criteria for UP3 draw upon operating experience from existing French plants in La Hague and Marcoule, where high levels of safety have been achieved, both for normal operations and for the rare abnormal situations, which never incurred significant consequences. In particular, a significant reduction of personnel exposure at La Hague has been achieved in recent years, despite increased production and higher specific activities of fuels. For example, the average individual dose was reduced from 468 mRem/year in 1976 to 187 mRem/year in 1983. During the same period, the cumulated dose decreased from 0.89 man-Rem/MWe year to 0.11.

With respect to availability and ease of operations, experience has shown that radioactive equipment maintenance is the main cause of shut-downs and poor working conditions for personnel. Maintenance problems relate primarily to equipment subject to wear such as mechanical apparatus, pumps, valves, etc. Nevertheless, experience has also shown that most of the welded process equipment can attain reliabilities equal to the life of the plant, except for equipment subjected to severe corrosion, for which special measures are generally provided to limit the consequences of a failure (for example, existence of back-up equipment). Pipe plugging is another cause of plant shutdowns.

There is an increasing level of difficulty over time to maintain certain equipment, due to the increasing contamination of cells and of the materials used for their maintenance (manipulators, overhead cranes etc.).

### UP3 DESIGN BASIS

Based on this experience, a substantial effort was undertaken at the very beginning of the project by all concerned (CEA as licensor, COGEMA as owner/operator, and SGN as architect engineer) in order to define UP3 design bases as well as the associated R and D program.

In parallel with studies to adapt the Purex process to the modern plant and to design facilities according to the highest standards of safety (i.e., seismic criteria), two especially important design goals were selected:

- to reduce individual dose rates to less than 0.5 Rem/year
- to guarantee production availability for the life of the plant.

These goals require that particular attention be given to containment of radioactive materials, reliability of installations, and maintenance capabilities.

#### 1 - Containment of Radioactive Materials

This subject is of the highest priority both for the plant operator and for the French Safety Authorities. The standards applied to UP3 are :

- two effective barriers in normal operations between personnel work areas (maintenance areas) and radioactive materials, and
- at least one effective barrier during maintenance operations.

The primary barrier consists of process equipment and associated apparatus (such as off-gas treatment). Out-of-cell piping connecting process equipment is a potential source of contamination that must be prevented by the use of additional barriers, such as filters, valves, hydraulic plugs, dynamic containment, etc. These provisions are defined in precise specifications and installation standards. Furthermore, the integrity of the primary barrier is monitored continuously.

The secondary barrier consists of cell walls and associated systems such as ventilation, and it ensures containment of radioactivity when the integrity of the primary barrier is not effective.

Special provisions are made to reduce the release of contamination outside process equipment during maintenance operations. In particular, for standard process equipment (pumps, valves, etc.), the use of special devices enables replacement of the apparatus without breach of containment. These devices, which are discussed later in this paper, prevent contamination of practically all the chemical process cells for the life of the plant.

This is considered a significant advantage since it facilitates contact maintenance, if needed, and especially ultimate decommissioning operations, while reducing the volume of the associated waste.

If such measures were not taken, a progressive and practically irreversible contamination of the cells could be expected, which can create problems after several years of operation since the secondary barrier becomes, at that time, the only effective barrier. As a result, there would be an increased risk of contaminating work areas, together with increasing difficulties to maintain production levels, unless additional measures are taken to improve the efficiency of the secondary barrier, such as tightness, stainless steel lining, and air locks equipped with decontamination devices for materials handling.

For specific mechanical equipment, which are consolidated in a few cells specially equipped with manipulators, viewing windows, lining, etc., complete avoidance of some release of contamination outside process equipment is not possible, due to the opening of the first barrier during maintenance operations. However, special measures are taken to minimize this release, such as equipment cleaning before removal and dynamic containment by an air flow barrier.

All these stringent measures contribute to the improvement and the continuity of plant production.

## 2 - Reliability of Installations

Plant availability is a function of process and equipment reliability, as well as of maintenance capabilities. Careful attention was given to the reliability and flexibility of the process, to avoid rework of out-of-spec products, as much as possible. This implies sufficient margins of safety during operations to respond to minor disturbances, and adequate process control. Analyses and tests have been conducted to evaluate this reliability. Whenever possible, continuous processes were selected over discontinuous ones.

Piping with the greatest probability of plugging was carefully studied, and measures were taken to reduce this probability or to enable remote unplugging.

The highest achievable reliability was considered necessary for components, even if remote maintenance is possible, because maintenance is always costly, restricting and waste producing. A significant development program was undertaken to this end, using full scale prototype testing, for :

- special process equipment such as the shear, rotary dissolver, annular pulse columns, etc.;
- standard process equipment such as pumps, valves, filters, etc., and
- the utilization of new materials such as zirconium and special stainless steels (silicon steels and others), in order to eliminate severe

corrosion and to guarantee the longevity of the equipment (for example, under highly oxidizing boiling nitric acid).

All the equipment developed in this manner were subject to a qualification procedure in order to define fabrication specifications and operating conditions. New materials are also subject to rigorous specifications and inspection procedures.

Since the modern reprocessing plant encompasses a number of functions, the reliability of the installations corresponding to each unit (function or group of functions) that may be operated independently of the adjacent units, was evaluated to determine :

- The plant availability factor according to the estimated reliability of each of its units.

- Buffer storage requirements between units to avoid total plant shutdown in the event of a failure in one part of the installation. The volume of buffer storage is a function of the estimated duration of the most probable failures. Since each unit has some excess production capacity, production losses can be avoided during most failures. Buffer storage presents the additional advantage of avoiding wherever possible, shutdown and restart of units like pluse columns, which take a relatively long time to reach equilibrium.

- Redundancies if required.

- Maintenance concepts to be applied according to the type of equipment and its operating conditions.

### 3- Maintenance

The design of UP3 distinguishes between :

- Anticipated preventive or corrective maintenance ("normal maintenance")
- Unforeseeable corrective maintenance following ("exceptional maintenance") an unexpected event.

An part of routine operations, "normal maintenance" does not hinder working conditions and is subject to procedures established in the design phase and verified during testing. "Exceptional maintenance", on the other hand, consists of special operations subject to special procedures established for the particular situation, in association with the Operations and Health Physics Services.

Given these principles, it was decided that all "normal maintenance" on radioactive equipment at UP3 would be performed remotely when specific activity is greater than  $5.10^{-2}$  Ci/m<sup>3</sup>, which is the case for most of the active plant equipment.

Three categories of equipment are identified :

1) Welded Process Equipment. Most of this equipment does not have movable parts subject to wear, and is designed and fabricated under stringent specifications using appropriate materials so as to last for the life of the plant. This type of equipment is installed in a number of cells, according to activity levels.

Measures are incorporated in the design to facilitate, in exceptional circumstances, contact maintenance for equipment repair or replacement (decontamination, access, use of robotics). The small number of equipment in each cell further contributes to ease of maintenance. In certain special cases, this equipment can be replaced remotely using remote-operated jumpers like those used at the AVM vitrification facility in Marcoule.

2) Standard Process Equipment. Equipment such as pumps, valves, ejectors, impellers, filters, etc. need periodic maintenance. This equipment was designed in removable modular form to avoid the need to disconnect piping (see figure 1). Removal is performed under shielding and without breach of containment through the use of a transfer cask that is connected to the cell containing the equipment to be removed. This transfer cask is called MERC (Mobile Equipment Replacement Cask). Containment is preserved by an air-tight system consisting of coupled doors, with a special connecting gasket. This system can remove and replace failed equipment, without spreading contamination to work areas.

Two types of transfer casks were developed :

- The MERC with a sliding hatch for large equipment (up to 650 mm in diameter and 2 meters high), including (see figures 2 to 5) :

- a hatch cover connected to the cell containing the material to be removed ; the lower door is connected to the shielding plug of the equipment, once the motor situated in the maintenance cell has been removed, if necessary ;

- a transfer cask whose door is connected to the upper hatch door.

The coupled doors between hatch and cask are opened inside the hatch. Next, the equipment to be removed is lifted inside the MERC with an automatic gripping device. Once the equipment has been drained, if required, the coupled doors are closed, and the cask is disconnected and transferred to the waste processing facility.

The hatch is shielded to prevent irradiation in the maintenance area when the shielding plug of the equipment is removed.

Replacement equipment is brought in by another MERC and installed using the same principle.



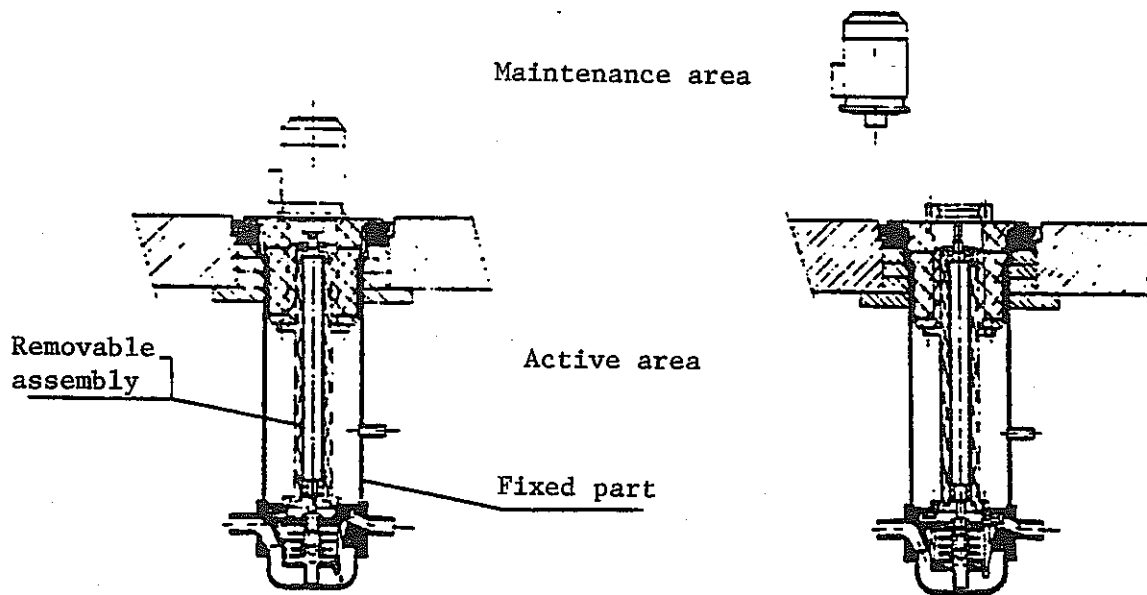


Fig. 1 Reference replaceable pump

Fig. 2 Pump motor removal

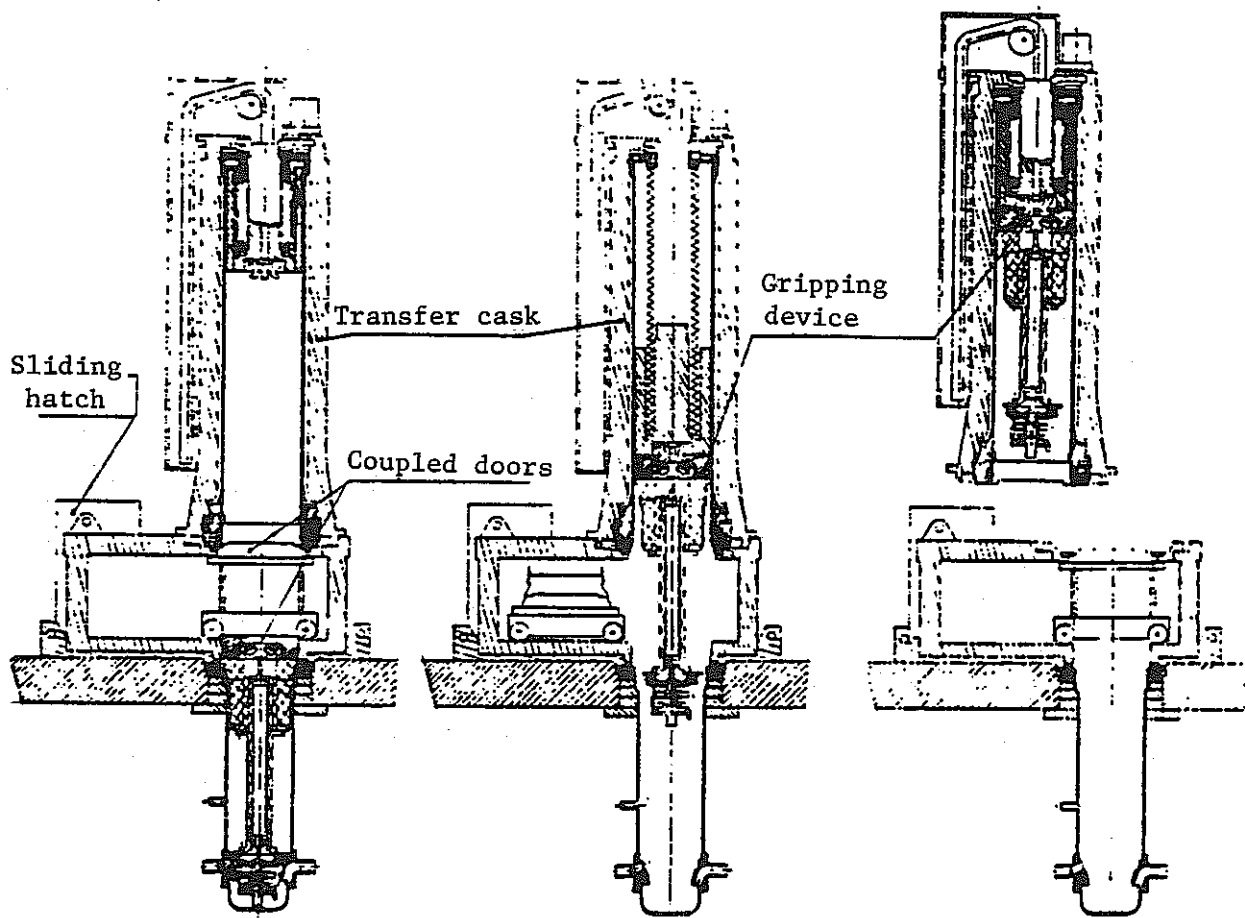


Fig. 3 Positioning of MERC

Fig. 4 Removal of equipment

Fig. 5 Transfer of equipment

MERC (Mobile Equipment Replacement Cask) Operating Diagram (Hatch type)

- The "Revolving" MERC (see figure 6) for smaller equipment (less than 150 mm in diameter) is an air-tight cask with chambers that can contain new and failed equipment simultaneously. Failed equipment can thus be removed and replaced by new ones in one operation with a single MERC.

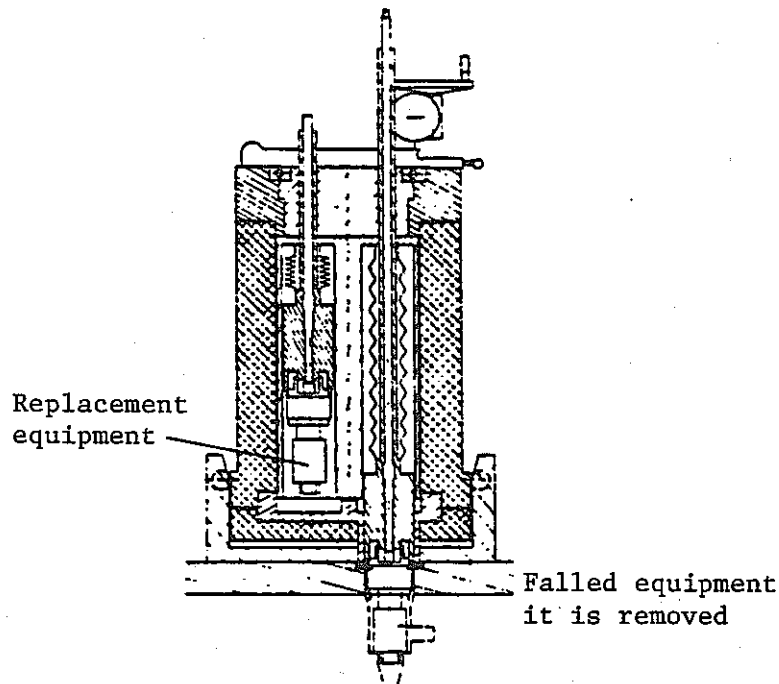


Fig. 6. MERC Revolving system

Moreover, equipment that can be removed by MERC has been designed to be rinsed in site and to prevent retention of liquids during removal. These precautions are intended to limit internal contamination of the MERC during transfer operations. Nevertheless, measures have been taken to allow periodic decontamination and maintenance of the MERC systems.

3) Other Remotely-Maintainable Equipment. All other equipment requiring remote maintenance - chemical process equipment mentioned earlier, and more generally all mechanical equipment such as shearing machines, calciners, melters, spent fuel handling systems, solid waste handling systems, etc. - were specially designed to facilitate remote maintenance through replacement of complete sub-assemblies. Particular attention was given to facilitating access to sub-assemblies considered to be the least reliable, such as motors and monitoring devices. Most of these sub-assemblies were designed to be removed using MERC in order to prevent the spread of contamination outside the cell, with the exception of

certain large components, such as the shear magazine, which will be removed and replaced using an air-lock equipped with decontamination and packaging capabilities.

Remote maintenance is performed in-cell with cranes and remotely operated tooling, using master-slave type manipulators. Heavy manipulators can also be used for special cases.

Cranes and manipulators are reserved for maintenance only. To limit contamination during normal operations, the cranes and heavy manipulators are stored in special crane maintenance cells.

The design of in-cell cranes with remotely-maintainable sub-units further contributes to ease of crane maintenance. Sub-units are redundant to permit completion of a lifting operation in the event of a component failure.

In general, maintenance cells are associated with one or more process cells where failed process sub-assemblies can be removed, cleaned, repaired and temporarily stored. (see figure 7).

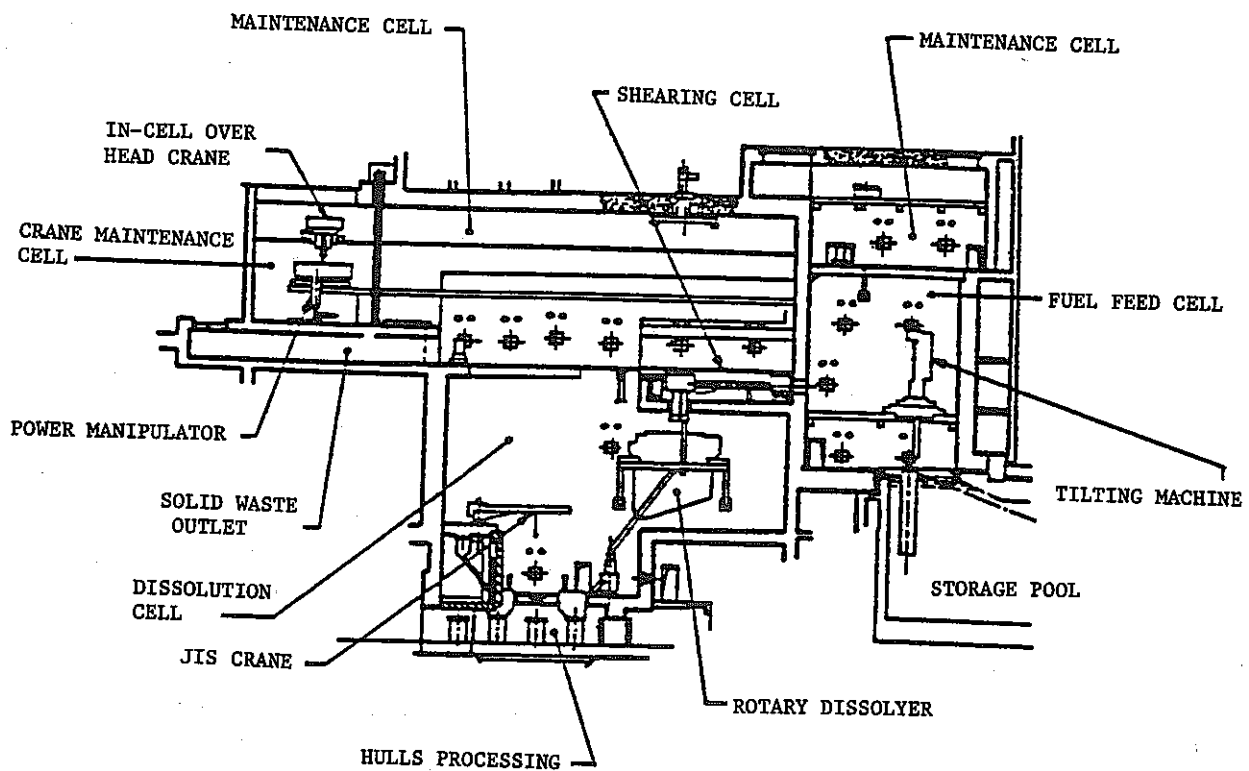


Fig. 7. REFERENCE LAY-OUT FOR REMOTE MAINTENANCE CONCEPT

## Treatment and Processing of Waste from Maintenance Operations

Waste produced from maintenance operations is virtually limited to discarded equipment, thus considerably reducing the quantities of secondary waste such as plastic, rags, gloves, cotton, etc.

Experience has shown that decontamination of discarded equipment is difficult and generates effluents and therefore waste. Moreover, decontaminated equipment is often difficult to recover and repair, given the quality criteria involved. It was therefore decided that it is useless to systematically decontaminate this equipment for recovery and that a large number of them should be considered waste. Solid waste from discarded equipment is thus subject to special provisions aimed at limiting its volume and activity as well as the spread of contamination during processing.

Discarded equipment from active production cells is transferred by MERC and unloaded under containment into a casing in the waste processing facility. (see figures 8,9,10). Processing is performed without opening the casing, by embedding in cement in an asbestos-cement container. This method avoids contamination not only of process equipment, but of the surface of the treated containers as well.

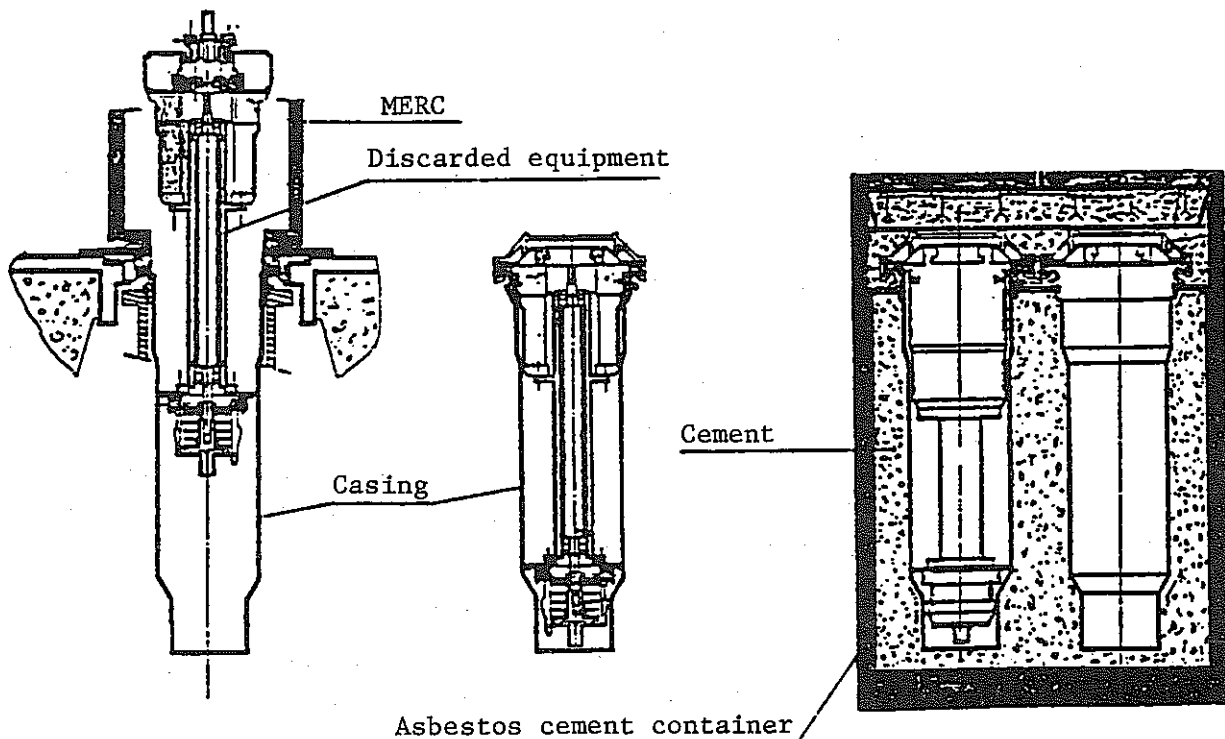


Fig. 8. MERC unloading

Fig. 9. Equipment in casing

Fig. 10. Containment for disposal

Discarded equipment Operating Diagram

However, some equipment may be decontaminated for repair and reutilization, or to investigate the cause of the failure. This requires opening containment, with a resulting release of contamination to the cells and is therefore performed in special cells.

#### Organization of Maintenance

Plant productivity depends on the organization of maintenance activity as much as anything else. Advanced techniques in computer-aided operations management are used, including :

- management of spare parts ;
- development of scheduled preventive maintenance. In addition, the use of predictive maintenance systems, such as vibration sensors on rotating machines, enables periodic or continuous monitoring of the condition of the machine ;
- analysis and scheduling of contact maintenance, if needed ;
- computer-aided operations and simulations ;
- creation of data banks for component information and operations feed-back.

#### CONCLUSION

UP3 design concepts benefit from existing plant operating experience, to create a coherent and complete system. In particular, UP3's design ensures :

- plant availability through :
  - process optimization ;
  - equipment reliability ;
  - remote maintenance of all equipment where necessary, particularly through MERC, the Mobile Equipment Replacement Cask, which constitutes an innovative approach compared to existing plants ;
  - organization of maintenance activities ;
- prevention of "premature aging" of the facilities by minimizing the spread of radioactivity outside process equipment ; and
- reduction of both the volume and the activity of waste produced by maintenance operations.

DEVELOPMENT OF A CONTINUOUS DISSOLUTION  
PROCESS FOR THE NEW REPROCESSING PLANTS AT LA HAGUE

P. AUCHAPT (CEA-MARCOULE) ; L. PATARIN (CEA-FONTENAY-AUX-ROSES)  
M. TARNERO (CEA-FONTENAY-AUX-ROSES)

ABSTRACT

The French Commissariat à l'Energie Atomique has designed a continuous rotary dissolver for LWR fuel reprocessing. An industrial prototype has been tested since 1979 at the Service des PROTOTYPES Industriels, at Marcoule. This type of dissolver will be installed at the COGEMA's Reprocessing Plants at La Hague.

The advantages of a continuous process are listed, compared to batch dissolutions (chemistry, operation, capacity). The industrial prototype, featuring safe geometry, is described.

The R and D program is indicated, and the main results of inactive tests already performed on the industrial prototype are given, including heating, mechanical, and chemical tests (UO<sub>2</sub> dissolutions at 4tU per day).

1 - INTRODUCTION.

In the chemical industry, processes always tend to change from batch to continuous, to facilitate plant operations and boost capacities. In reprocessing LWR fuels, Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) has designed a continuous process for the UO<sub>2</sub> dissolution step, which, compared to the batch dissolvers operated at present, offers several advantages concerning the chemical process, in addition to those mentioned above. This type of equipment will be installed at COGEMA's future LWR reprocessing plants, at La Hague. (UP3 ; UP2-800).

We shall list the advantages of a continuous dissolution process, describe the dissolver developed by CEA and the steps in the corresponding R and D program, the results already obtained, and the remaining program.

2 - ADVANTAGES OF CONTINUOUS DISSOLUTION.

These advantages are of three kinds, related to process chemistry, equipment design and hence operation, and production capacity.

Advantages concerning process chemistry.

The dissolution of uranium dioxide is accompanied by the evolution of NO<sub>2</sub>, which reacts with the water vapor in the gas phase to give nitric and nitrous acids. The latter is unstable in boiling nitric acid solution, but, in continuous dissolution, the permanent generation of NO<sub>2</sub> always ensures the presence of nitrous acid, as opposed to batch dissolution.

The presence of nitrous acid offers two advantages : a) reduction of Pu(VI) to Pu(IV), whose partition coefficients with the solvent used for the following steps in the process are higher than those of Pu(VI) ; b) less ruthenium contamination of the dissolver off-gases, probably due to the reduction of volatile  $\text{RuO}_4$  to nonvolatile species of ruthenium, pointed out during tests performed at Fontenay-aux-Roses.

#### Advantages concerning equipment operation.

The operation of a batch dissolver consists of a sequence of cycles, a typical cycle being composed of the following steps : nitric acid filling ; heating ; loading ; end of dissolution ; cooling ; emptying ; acid rinse ; water rinse ; hulls discharge ; repositioning of the basket in the dissolver.

These elementary operations can be automatic, but are nevertheless relatively complex. Hulls discharge involves a rupture of the confinement, which may lead to cell contamination.

On the contrary, for a continuous dissolver, when steady state conditions are attained, the operation is simple.

#### Advantages concerning production capacity.

The maximum capacity of a geometrically safe batch dissolver is about 2 tU/day. With a conventional geometry batch dissolver, capacities of about 4 tU/day can be attained, but this involves homogeneous poisoning of the leach liquor, with the resulting drawbacks : supplementary reagent and monitoring, and a larger volume of glasses produced by the vitrification of fission product solutions.

Batch dissolvers present the disadvantage of requiring one heating and one cooling operation per charge, i.e. every 1 or 2 tons of uranium. A continuous dissolver needs only one heating and one cooling operation per run, regardless of the quantity of fuel. Downtime is significantly reduced, and capacity is substantially increased. Continuous hull discharge also eliminates downtime for basket emptying for batch dissolvers and also helps to raise capacity.

In conclusion, with a continuous process and relatively compact equipment, one can expect higher capacities than with batch dissolvers.

### 3 - PRINCIPLE OF THE CONTINUOUS ROTARY DISSOLVER.

The principle adopted is that of a bucket wheel, partially immersed in the leach solution. Sheared pieces containing uranium dioxide to be dissolved are loaded into an immersed bucket. The wheel rotates with the pieces immersed in the dissolution liquor, and the buckets then emerge and dump out the hulls.

#### 4 - SPECIFICATIONS OF THE CONTINUOUS ROTARY DISSOLVER.

The rotary dissolver designed to reprocess LWR fuels, and described in this paper is based on the following specifications :

- a) dissolution process : continuous ;
- b) safe geometry (no neutron poison in solution) ;
- c) fuel loading : semi-continuous, the maximum size of the chopped pieces not too large for the inside dimensions of the buckets.
- d) dissolution by a solution of uranyl nitrate + nitric acid of average concentration U 250 to 300 g/l,  $\text{HNO}_3$  3M, at boiling temperature.
- e) preliminary rinse of the hulls in vapor phase, inside the dissolver, before unloading.
- f) preliminary monitoring of fissible material retained by the hulls before they are unloaded.
- g) final rinse of the hulls in the hull lifting equipment in the hydraulic seal on the discharge side.
- h) possibility of replacing all the mechanical parts in a single operation needing no disconnection of active pipes.
- i) minimum production capacity 4 tU/day for EDF PWR 900 MW fuels.
- j) desorption of the iodine, from the dissolution solution, in the dissolver, with minimum descontamination factor of 100.

#### 5 - DESCRIPTION OF THE CONTINUOUS ROTARY DISSOLVER.

Figure 1 shows a general view of the dissolver, which has the following components :

a) A fixed slab, with external stiffeners to prevent any increase in slab thickness incompatible with criticality safety specifications. The slab is equipped with :

- process and control pipes ;
- loading and unloading chutes ;
- external, horizontal cooling jackets, just above the liquid level, which can be used to "break" the foams produced by dissolution ;
- the lower part of the hydraulic seal, into which the dissolver cover fits ;
- a lateral settler, before the dissolution liquor outlet. This settler, located at one end of the slab, is separated from the remaining part of the slab, by a vertical baffle, perforated at the bottom. The solution exits through a weir.
- heating jackets.

b) Moving parts, including :

- the cover, ensuring the confinement of the dissolver off gases towards the outside, with a hydraulic seal ;
- a removable recycling air-lift, borne by the cover, which aspirates the hulls and other metallic scraps which may fall to the bottom of the slab, and recycles them to the bucket in the loading position



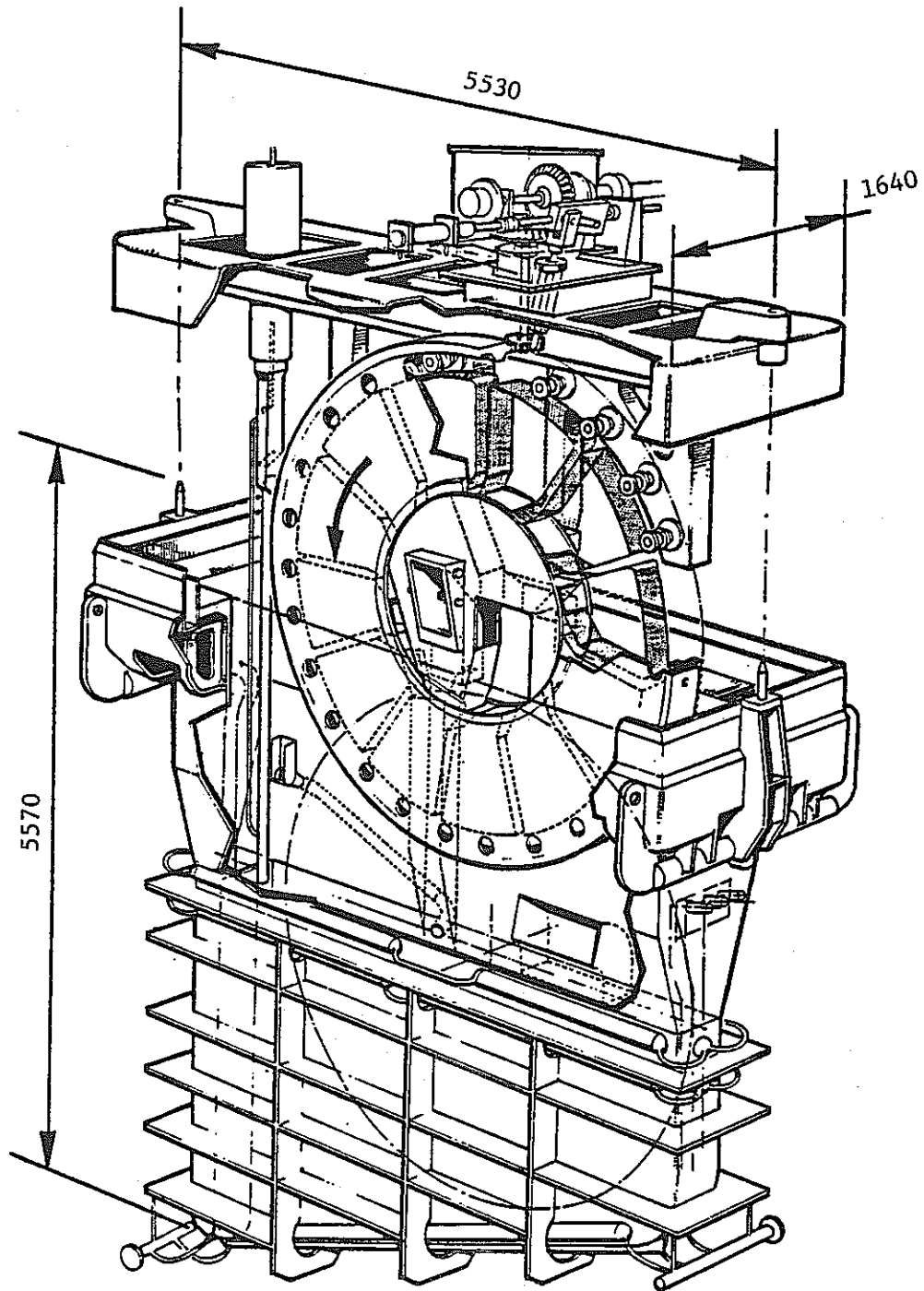


FIGURE 1. CONTINUOUS ROTARY DISSOLVER  
Second Industrial Prototype. General View

- drive mechanism, also borne by the cover, and also removable, with wheel rotation, angular positioning and locking components. The entire unit can be disconnected from outside to allow handling of the cover.
- welded assembly fixed under the cover, and bearing several components
  - rollers supporting the wheel ;
  - the end of the loading chute, which ensures the continuity of the chute above the bucket in the loading position ;
  - a funnel which receives the chopped pieces passing through the chute, and conveys them over the bucket in loading position. It also receives the solution from the recycling air-lift ;
  - a hopper receiving the hulls dumped from the buckets and conveys them to the discharge chute ;
  - the wheel, one side of which has a bevel gearing, ensuring drive by a pinion with a vertical shaft passing through the cover, with tightness provided by a hydraulic seal. The inner part of the rim bears on the rollers, which also guide the wheel. The outer side has a plate to which the 12 buckets are fixed, which are in fact the "baskets" of the dissolver.

The cover can be lifted to offer direct access to the interior of the vessel. This could be a major advantage ofr maintenance, decontamination, inspection.

#### Operation.

The wheel rotates in steps of one-twelfth of a turn (continuous rotation is unfeasible, since the bucket being loaded must be in a fixed position under the chute). Every bucket occupies the following positions in succession :

- immersed, before loading (1 step)
- immersed, in loading position (1 step)
- immersed, in dissolution position (3 steps)
- emerged, still loaded, in the hull rinse position (1 step)
- emerged, in unloading position (3 steps)
- emerged, before loading (3 steps).

Dissolution is monitored by classic measurements (level, density, temperature, pressure) and also by nuclear measurements : rough check of residual fissile material in the emerged bucket before dumping, check of loading funnel clogging, check of bucket emptying.

#### Production capacity.

This is not an intrinsic characteristic of the dissolver, and depends on 4 distinct types of parameter concerning :

- the chemistry of the dissolution process (time for complete dissolution) ;

- the mechanical components upstream from the dissolver (chopping rate, length of sheared pieces, time required to reload the shear magazine with another fuel element) and downstream from the dissolver (discharge capacity of the hulls dumped from the dissolver) ;
- the fuel elements and the capacity of the wheel bucket ;
- the rotation of the wheel : at equal time intervals, or at different intervals, depending on whether a new fuel element is to be loaded in the shear magazine.

#### 6- EQUIPMENTS ASSOCIATED WITH THE DISSOLVER.

Two units merit special attention.

##### Shear.

The following specifications are applied to the units associated with the rotary dissolver : preliminary separation of the end pieces of the fuel elements, because they are too big for the buckets ; a bundle shear must cut pieces under a certain size, determined after tests, for the same reason. It must also be able to shear a known fraction of fuel element without exceeding this quantity (to avoid bucket overloading).

##### Hydraulic seal on hull discharge side.

For this item, which ensures the confinement of the dissolver off gases on the hull discharge duct side, the CEA has developed a special apparatus. It consists in a cylindrical vessel, with a vertical axis, into which the end of the hulls discharge duct is immersed. The liquid level in the vessel is higher than the end of the duct, providing a hydraulic seal.

A spiral ramp is welded to the wall of the vessel, which is actuated by rotary jerking motion. The hulls falling from the dissolver ascend the spiral ramp under the jerking action, up to their outlet. The vessel is supplied continuously with a rinse solution, fed by a nozzle above an emerged part of the spiral ramp. The hulls are rinsed by immersion, then by sprinkling, and are finally drained before removal.

##### Shearing-dissolution system.

Figure 2 illustrates a typical configuration. No rupture of confinement occurs between the shear and the discharge of the rinsed hulls.

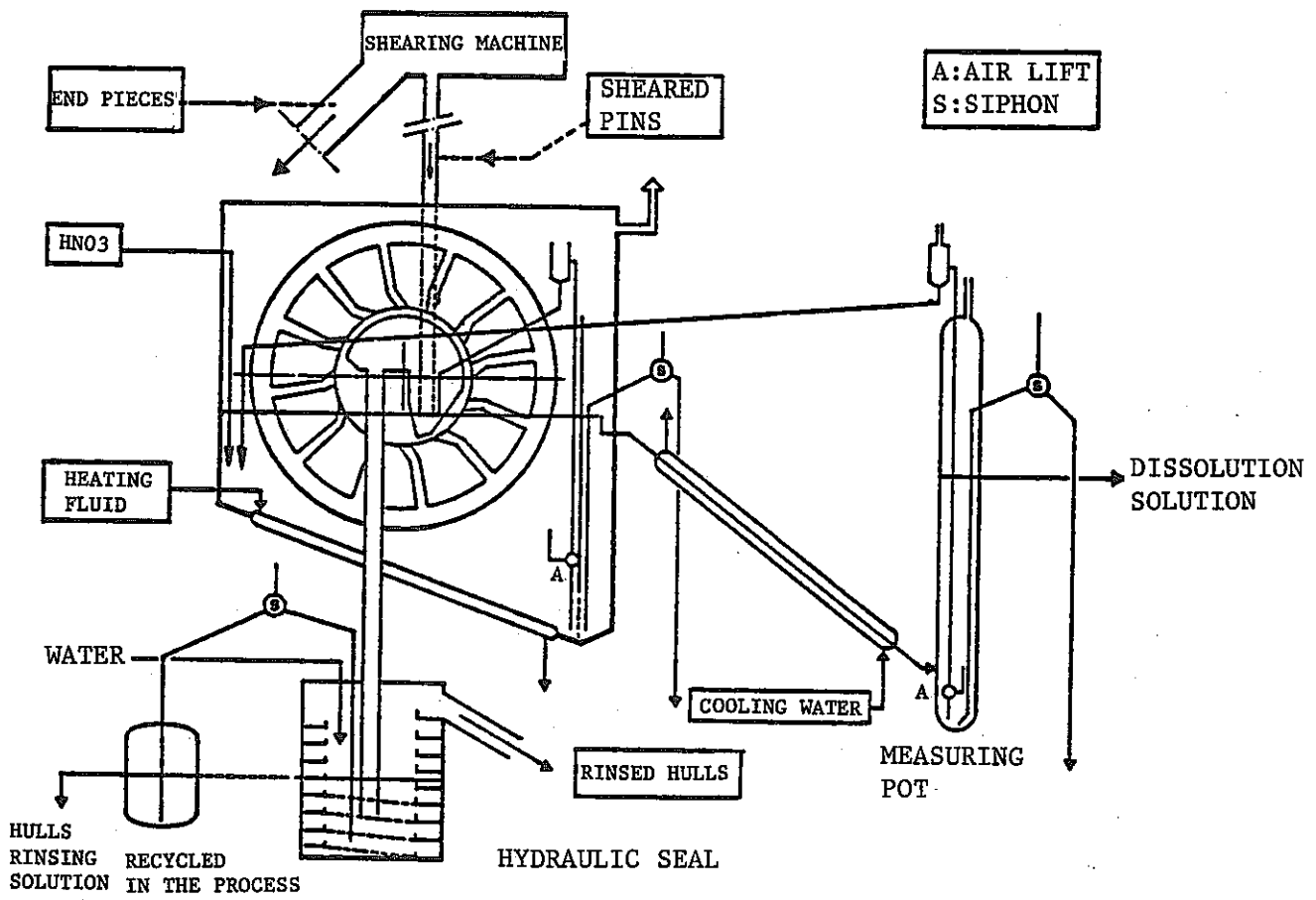


FIGURE 2. SHEARING-DISSOLUTION COUPLING  
(PRINCIPLE)

## 7 - DEVELOPMENT PROGRAM.

Development was achieved in three steps. A non-nuclear prototype was first built in 1970-1971, at Fontenay-aux-Roses. Its capacity was 300 to 500 kg U/day. UO<sub>2</sub> dissolutions were performed, and data were obtained on foam thickness, vapor phase rinsing, hull discharge. The next step was the construction and testing of an industrial prototype, at Marcoule, from 1971 to 1976, capacity 2 to 3 tU/day. The main results obtained relate to the "nuclearisation" study, optimization of bucket shape, circulation of the hulls, rinse efficiency in the vapor phase, research on materials for the rollers, and tests of hull aspiration by air-lift. The final step was the construction of the second industrial nuclear prototype, at Marcoule, capacity 4 to 6 tU/day. The unit was designed by Service des Prototypes Industries, and tests are under way since early 1980. For this dissolver, which is the most elaborate of the series, and which closely resembles those selected for the future La Hague Plants, we shall now discuss the main characteristics, R and D programs already completed, and those remaining to be carried out.

## 8 - SECOND INDUSTRIAL PROTOTYPE.

Design work was conducted in 1977-1978. The prototype was built from June 1978 to september 1979. The test facility was set up from the second quarter of 1978 to the end of 1979.

### 8.1. Prototype characteristics.

In addition to the general specifications listed before, the equipment also has the following features :

- criticality safety : safe geometry in the following conditions :

- maximum fuel enrichment : 3,5 % <sup>235</sup>U ;
- nitric acid solution HNO<sub>3</sub> 3 M ;
- a maximum of 40% of the normal bucket load is dispersed in the solution.

- construction : the slab is of stainless steel Cr 25% - Ni 20% - C ≤ 0.02% - Nb addition. The other welded parts are of stainless steel Cr 18% - Ni 10% - C ≤ 0.02%.

The unit was built strictly according to CEA engineering specifications for stainless steel welded equipment of this category.

- production capacity : Calculations have been carried out using the following :

- CEA data about the process chemistry (minimum residence time necessary to ensure complete dissolution) ;
- CEA engineering data about the shear ;
- maximum loading capacity of a bucket, determined after tests ;

- assuming that the wheel advances at equal time intervals ;
- assuming that a fuel element is loaded into a whole number of buckets.

For PWR fuels, the calculated capacities range from 4 to 5.25 uT/day, with the high capacity reached for EDF PWR 900 MW fuels, for which the dissolver was optimized. Capacities for BWR fuels range from 3 to 3.2 uT/day.

- dimensions : it may be noted that the dissolver can reach a high production capacity of 5.25 uT/day, while remaining relatively compact : slab of 5.53 m length × 5.57 m height, and 1.64 m maximum width (overall width of the cover).

## 8.2 Main test results.

### - Mechanical tests of hull loading and unloading.

The hulls were produced by shearing of PWR dummy fuels in a bundle shear. The results confirmed the bucket capacities, and the circulation of hulls and also pieces including grids.

### - Heating tests.

- These were carried out with water, nitric acid and uranyl nitrate + nitric acid solutions. Heating times to boiling temperature, cooling times and evaporation rates (necessary for iodine desorption) were found satisfactory.

### - Tests of hull rinsing in vapor phase and in hydraulic seal.

After vapor phase rinse in the dissolver, the hulls in the emerged bucket before dumping contain about 0.1% of the reprocessed uranium. A very small proportion (2 to 3.10<sup>-6</sup>) is left in the hulls leaving the hydraulic seal (i.e. uranium losses of the process).

### - Wheel support rollers. Bench tests.

A test bench was built to test potential roller materials, for stress and abrasion corrosion. A second test bench was then built to test complete rollers. The present roller model has remained in good condition after a number of turns equivalent to more than 4000 days of operation at a capacity of 4.4 tU/day, under 1.45 times the maximum design load, in a vapor phase in equilibrium with boiling nitric acid solutions.

### - Long-term tests of all mechanical components.

The purpose was to evaluate roller behavior and wheel and pinion cog erosion, in working conditions as close as possible to actual service. The dissolver was filled with boiling 5.4 M nitric acid, which was periodically replaced to prevent excessive accumulation of corrosion products. Six consecutive buckets were loaded to simulate a resistive torque comparable to service torque for at least two positions of the wheel.

In these conditions, the wheel performed 2170 rotations in 2170 hours, with stops and starts every twelfth of turn.

This is what the dissolver would have done to reprocess 4000 tons of U from EDF PWR 900 MW fuels at the rate of 4 tU/day.

Test results were satisfactory. The drive torque did not vary significantly, and average cog erosion remained low (0.1 mm) under stresses equal to or greater than the actual stresses.

Roller erosion and deformations were slight, and the rollers were still operational after the test was completed.

- Cleaning of the slab bottom by air-lift.

The position of the suction end of the air-lift was determined, as well as the air flowrate required to lift all the hulls dropping to the bottom of the slab.

- Hydraulic seal on hull discharge.

The shape of the equipment was optimized after tests. The characteristics of the jerks required to discharge the hulls in normal operation were determined at the maximum capacity of the dissolver, and also after an incident (accumulation of the hulls of three buckets).

Long-term tests were also performed on a hot cell drive system ( $10^7$  rotary jerks, corresponding to about 450 days of operation).

- UO<sub>2</sub> dissolution.

Care was taken to perform the tests with a special grade of UO<sub>2</sub> with a dissolution time as close as possible to that of an irradiated oxide. Dissolutions have not yet been performed on sheared dummy fuels. Only shearing simulations were conducted, by feeding the UO<sub>2</sub> in batches of 5 kg every 30 seconds (5 kg is the quantity of oxide provided by shearing 35 mm of an EDF 900 MW fuel element) with the corresponding amount of hulls (simulated by pieces of stainless steel pipes). The fission iodine emitted during dissolution was also simulated by continuous feed of a potassium iodide solution. Dissolutions have so far been performed at the rate of 4 tU/day.

These tests yielded the following results :

- the foam height always remained well below the level of the hull discharge chute, even during the most active dissolution periods. (The upper belt of the cooling jackets used to break the foams, situated below the hull discharge level, was in operation).
- some baffles of the central zone around the end of the inlet chute were slightly modified, to prevent spillage of hulls from the buckets being loaded.
- entrainments of liquid droplets toward gas treatment represented a mass flowrate of only 10 to 20 gU/h, i.e. 0.006 to 0.012 % of the uranium dissolved.

• The evaporation rate required to obtain a D.F. over 100 for the iodine in the dissolution solution was determined.

#### 9 - ROTARY DISSOLVERS OF THE FUTURE UP3 REPROCESSING PLANT. MODIFICATIONS TO THE INDUSTRIAL PROTOTYPE.

Inactive tests did not provide data requiring major modifications. However, the dissolvers to be installed at La Hague will display some differences, for reasons not directly related to the test results. The most important changes are the following :

- a) The slab material will be zirconium, instead of stainless steel, because of its far superior corrosion resistance.
- b) The roller fixing system will be altered and the new model will only require service on one side of the dissolver, instead of both in the existing prototype.
- c) As the UP3 Plant will be equipped with a device to measure the fuel burn-up, it was decided to increase the bucket and slab widths as well as the clearance between bucket and slab. The UP3 dissolvers will therefore only display safe geometry for fuels with minimum irradiation. This change offers the advantage of increasing bucket volume, implying greater safety for the same load, or higher capacity for some fuel elements. As the liquid surface area is larger, foam thickness will also be decreased.

#### 10 - CONTINUED R AND D PROGRAM.

The R and D program for 1984-1985 includes the modifications for the future UP3 dissolvers, and in particular :

- changes to the prototype to make it similar to the UP3 dissolvers ;
- $UO_2$  dissolution up to the maximum capacity of 5.25 uT/day ;
- coupling the dissolver to a bundle shear, and dissolution of sheared dummy fuels ;
- tests of the same rollers and the same roller replacement system as those of the future UP3 dissolvers ;
- long-term tests of a new model of hydraulic seal with drive system outside the hot cell.



## 11 - CONCLUSION.

The R and D program undertaken by the CEA on continuous rotary dissolvers to reprocess LWR fuels, led to the design of a compact unit with capacity up to 5.25 uT/day, which can be integrated within a system ensuring full confinement from shearing to the rinsed hulls discharge, without any basket handling.

The advantages are added to those of the continuous chemical process: no Pu (VI) in the dissolver solution, less ruthenium in the dissolver off-gases, and in site desorption of at least 99% of the iodine in the dissolution liquor.

By the end of 1985, systematic tests conducted at Marcoule will provide complete familiarity with all the aspects of the operation of these units, which will be installed in the future COGEMA plants at La Hague.