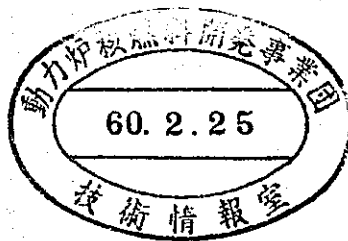


本資料は2001年 6月 20日付けで
登録区分変更する。 [技術展開部技術協力課]

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

〈要 旨〉



1984年8月24日～9月9日

動力炉・核燃料開発事業団

この資料は、動燃事業団社内における検討及び周知を目的とする社内資料です。刊行物に引用する場合には、事業団の承認が必要です。

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 —

< 要 旨 >

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 各セッション概要	6
Session I 再処理及び廃棄物処理に関する各国の動向	6
Session II (High Level Waste I)	13
Session III (Chemistry I)	15
Session IV (Spent Fuel Management Options)	16
Session V (High Level Waste II)	17
Session VI (Chemistry II)	19
Session VII (Low Level, Intermediate Level, and TRU Waste I)	19
Session VIII (Equipment Design I)	20
Session IX (Fuel Storage)	21
Session X (Low Level, Intermediate Level, and TRU Waste II)	22
Session XI (Breeder Fuel Reprocessing I)	23
Session XII (OFF-Gas technology)	24
Session XIII (Equipment Design II)	25
Session XIV (Breeder Fuel Reprocessing II)	26
4. 再処理・廃棄物関連施設訪問	28
4.1 アイダホ国立研究所	28
4.2 オークリッジ国立研究所	37
4.3 Morris 再処理工場	41
4.4 West Valley 再処理工場	51
5. あとがき	63

1. はじめに

本出張は、再処理・廃棄物全般に関する、近來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 オプションツアー参加, 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、近來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. Cojzura (Cogema)
Germany - R. P. Randl (BMFT)
Italy - P. Vanditti (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 (KIK) - 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. Carroll (PNL) - Invited

SESSION III

8:30 A.M. - CHEMISTRY I

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

1. "Electroreduction for the Plutonium Separation in Pulsed Columns and Mixers-S settlers and Comparison with Chemical Separation" - H. Schmieder, U. Galla, H. Goldacker, M. Heilgeist, M. Kluth, G. Petrich (KIK)
2. "Axial-Convective Phase Transport and Radial Mixing Effects in Pulsed Plate Columns" - A. Merz, H. Zimmermann (KIK)
3. "Pulsed Plate Columns at High Dispersed Phase and Low Continuous Phase Flowrates" - H. Schmidt (KIK)
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. All (KIK)
6. "Tritium Inventories and Behavior of Tritium in Zircaloy Cladding of Light Water Reactor Fuel Rods" - A. Bleier, K. H. Neeb (KWU), R. Kroeber, E. Schneider (KIK)
7. "Corrosion Resistance of Zirconium and Titanium Alloy in Nitric Acid Solutions" - T. Furuya, H. Setoh, 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. Goss (KIK), 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. Johansen (Ontario Hydro)

SESSION V

2:00 P.M. - HIGH LEVEL WASTE II

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

1. "Program to Develop a Method for the Removal of High-Level Waste at West Valley" - M. A. Schiffeuer, 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. Aheimer (KIA)
7. "Systems Costs for Disposal of Savannah River High-Level Waste Sludge and Salt" - W. R. McDonell, C. B. Goodlett (SPL)

SESSION VI

2:00 P.M. CHEMISTRY II

Session Chairmen: D. A. Orin (SRL)
R. Kroeber (KIK-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 (KIK)
3. "Investigations about the Crud Formation in the Purex Process" - E. Zimmer, G. Printz, E. Merz (KIA-FRG)
4. "The Impact of Technetium on Reprocessing Chemistry" - P. D. Wilson, J. Gerraway (BNFL)
5. "Head-End Operations in the Reprocessing of Natural Uranium Fuel" - G. Alonzo, V. Pagliani (ENEA-Italy), G. R. Grant, D. G. Boase (AECL)
6. "Bench Scale Demonstration of a Coprocessing Operation with an Amicid Solvent" - D. Carlini, M. Casserri, G. M. Gasparini, G. Grossi, A. Moccia (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. Imura, 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. Mergen (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 (KIK)

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. Paterin (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-FRG)

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. Beeman, 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 Fluorine Fuel Storage Facility" - R. D. Denney, K. D. Fielding, W. K. Answalt, 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 WASTE 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. Altardice (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 (KIK) - 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. Solvare, M. Venkateraman, G. R. Balasubramanian (IRR-India)

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

Session Chairmen: D. A. Knacht (WINCO)
R. D. Penzhorn (KIK)

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 (KIK), H. Braun (FRG - Dept. of Interior)
4. "Released Iodine Under Different Operation Conditions" - K. Nagel, J. Furrer (KIK)
5. "A Stochastic Model for the Release of Radioactive Iodine in the Dissolver Off-Gas Cleaning Unit Passat" - H. Wenzelburger (KIK)
6. "Hydrogen Removal from Dissolver Off-Gas Streams" - R. J. Qualtrini, 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 (KIK)

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. "UP₃ 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 (KIK) - Invited
6. "Interim Storage Facility for Vitrified HLW" - W. Hild, Y. Marchant (EUROCHEMIC), R. DeBoukeler, 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. Altardice (UKAEA)

1. "Facts and Objectives in Advanced Reprocessing: A Challenge for Multinational Co-Operation" - H. Kroebe (KIK), P. Zuhke (ATAG-Schweizerland) - Invited
2. "Experimental Results of High Burn-Up FBR Fuel Reprocessing" - H. J. Bleyl, W. Ochsensfeld, H. Schmieder, H. O. Haug, D. Ertal, L. Stieglitz (KIK)
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. Selvadury (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 各セッション概要

Session I 再処理及び廃棄物処理に関する各国の動向

1. ベルギー

現在ベルギーは5 PWR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PWR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		"
ELCTROBEL		"

(2) EUROCHEMIC

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

BNFL (5%)

Safety study }
cost estimate study } 1984.2に終了

(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^{TU} (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さない。)
- (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 (7,000 kg) (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は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. 仏 国

(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740m³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 運開
- DWKのWA350 350 t/y. 1994 運開
- Eurochemic. 120 t/y. 1989 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。CO-GEMAはMeloxと呼ばれる100 t/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 (Barvaria)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要量を拡張すること, およびできるだけ早く, 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を評価すること。
- (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年運開予定)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

本論文はイタリアにおける再処理に関する政策とR & Dの現状について述べたものである。発表の要旨は以下のとおりである。

(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. 米 国

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

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 (省略)

Session II (High Level Waste)

このセッションでは、高レベル廃液の仮焼とガラス固化について、7件の報告が行われた。

まず、WINCOのA.P.Hoskingsより、INELで運転されている新しい仮焼施設 New Waste Calcination Facility (NWCF) について、概要紹介が行われた。NWCFの前に運転されたWCFの経験に基づいて遠隔技術が採用されており、廃液スプレーノズル遠隔交換の様子、HEPAフィルターの交換、デミスターの中の検査、遠隔継手等のスライドが紹介された。その他、仮焼体以後の固化体として、ガラス、メタルマトリックス、コンクリート、ペレット等の固化体の研究も行われていることも紹介された。

なお、NWCFは、1976年10月に建設が始まり、1982年9月にホット運転に入っているとのことである。

フランスからはC.G.Sombretにより、フランスのガラス固化技術開発の歴史、OP1再処理工場用ガラス固化プラントであるAVMの様子、及びOP2、OP3再処理工場用ガラス固化プラントR7、T7の概要が紹介された。

AVMでは、1984年6月時点で、合計776 m³の廃液をガラス固化し、1,043本のキャニスターに充填したとのこと。1.48 × 10⁸ Ciの放射エネルギーとのことである。

R7とT7は同じプロセスである。R7は現在建設中で1986年末か1987年頭初に運開予定とのこと、ガラス製造速度25 kg/hrでAVMよりスケールアップされているとのことである。以上の他、一時貯蔵や処分に関連して調べられている物性項目や、新タイプの溶

融炉の開発も行われている旨の紹介がなされた。

西独KfKからは、G. Rothにより、ガラス固化の現状と将来計画ということでベルギーモルに建設中のPAMELAプラントの概要とWA-350再処理工場用ガラス溶融炉計画について紹介が行われた。PAMELAプラントは1985年末にホット運用開始予定であること、WA-350用ガラス溶融炉はPAMELAと同じセラミックメルターであり、処理量が80ℓ/hと大型で、1986年には試験施設が運開とのことであった。

米国からは、NWCFの他に、ガラス固化関係として3件の報告が行われた。

Battelle PNLのR. A. Brounsは、米国のガラス固化の標準プロセスとして認められている液体供給式直接通電セラミックメルターについて、プロセスの概要と現在の重点開発項目の紹介を行った。後者は、「安全と許認可」、「品質」、「プロセス制御」及び「機器設計」の4つに分けて紹介している。

Savannah River PlantのM. O. Boersmaは、現在建設中のガラス固化施設Defense Waste Processing Facility (DWPF) に関して、廃液の組成、性質と放射エネルギー、ガラス固化する前に行う前処理工程、ガラス形成剤の添加工程、ガラス溶融工程、ガラス注入工程、オフガス処理工程、キャニスターの除染と密封工程などを詳細に報告している。DWPFのこのような技術は、他の施設で考えられているものとは異なる独特の技術が多く、極めて興味深い。

West Valley Nuclear Services Co.のJ. L. Knabenschuhは、West Valley Demonstration Project (WVDP) について概要を報告した。その内容は、廃液の量と組成、ガラス固化の方法、WVDPへの参加者、スケジュールなどの紹介である。廃液はサバンナリバーと同様に中和廃液が主で(一部に酸性廃液も有る)、これを米国の基本プロセスである直接通電式セラミックメルターでホウケイ酸ガラス固化するものである。このプロジェクトには、Battelle PNLの他、SGN, Ebasco Service Inc社, Wastechem Corp社が参加していること、又US-DOE/FRG-BMFT交換協定に基づきPAMELAの設計の詳細が利用可能とのことなどが紹介された。

現在、ガラス固化施設であるComponent Test Stand (CTS)の建設が進められている旨の紹介があった。

これらの発表の他、PNCからは、佐々木がガラス固化技術開発の現状ということで、モックアップ試験、CPFでのホット試験、高性能メルター開発試験固化パイロットプラント設計について概要を紹介した。

Session III (Chemistry I)

このセッションでは、再処理におけるChemicalな分野のレポートが行われた。7件中5件がKfKによるものであり、その他にWesting house Idaho と神戸製鋼が1件ずつである。

まず、電解還元ミキサセトラ及び電解還元パルスカラムの試験結果及びシミュレーションコードとの比較結果がKfKよりレポートされた。既にWAKプラントにて電解還元ミキサセトラが実用化されているが、その適用範囲を広げるため及びパルスカラムへの適用のための試験であり、いずれも十分可能との結論が出された。シミュレーションの結果も良好である。

次にパルスカラムのスケールアップにおいて考えねばならない大径化の影響を、2種類の径のパルスカラムを用いて試験的に確かめた結果がKfKからレポートされた。大径化に伴い径方向のミキシングが不十分になるためそのままのスケールアップは難しい。しかし、distribution plantの採用により径方向のミキシングを促進することができた。

次に再処理からの廃液低減化のために含トリチウム廃水となる共除染工程スクラブ液の流量を小さくしての試験結果がKfKより紹介された。小径パルスカラムを用いてのものであるが、かなりのスクラブ液低流量化を行っても支障がない事が確かめられた。

また、20年程前に行われたNuclear Rocket開発計画に用いた燃料の再処理に関してWesting House Idahoよりレポートされた。この燃料はPyrolytic Carbonでコーティングされた UC_2 燃料であり、溶解できないため、流動床方式で仮焼した後 HNO_3-HF で溶解するプロセスが開発された。

短半減期の有用機種を、使用済燃料から回収するには、短冷却で再処理を行わねばならず、FP除去法が大きな負荷となる。このような場合、炭酸塩としてイオン交換によりFPを吸着分離するプロセスがKfKより紹介された。

次に、軽水炉使用済燃料中のトリチウム分布状況がKfKより報告された。PWRではジルカロイ被覆中に67%、燃料ベレット中に33%含まれる。BWRでは50%ずつとなる。プレナムガス中にはきわめて少ない。被覆管の中では径方向に均一に、軸方向には燃焼度に依存した分布を示す。なお、使用済燃料溶解を HNO_3 で行うと、溶解時に被覆管中のトリチウムが一部放出されることが確かめられた。

最後に神戸製鋼より、Zr, Ti-5ta, Ti, SUS304についての腐食試験結果がレポートされた。厳しい腐食環境下でもZrとTi-5taが良好な耐食性を持つことが示された。

Session IV (Spent Fuel Management Options)

1. Comparison of used fuel and Reprocessing Waste Disposed

K. Nuttal et al (AFCL)

カナダにおける長期間の Nuclear fuel Wastes 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の R & D を行い、このデータから 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。

2. A possible strategy based on final disposal of unprocessed spent nuclear fuel

Per-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。

現在までの研究で、^{*}最終処分について安全でかつ実現可能な方法を考えている。スウェーデンでは再処理のメリットは、現在のところないとの立場を取っている。

* キャニスターに入れ Swedish Crystalline bedrock への

3. Some preliminary results of the FRG alternative fuel Cycle evaluation

K. P. Closs (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、両者の方法に著しい差異はないと言える。

4. Environmental 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、環境へのインパクト及び放射線被曝は、完全な Fuel Cycle のあらゆる過程で同じ様に考慮する必要がある。

る。

再処理方式と直接貯蔵方式を比較して問題点等を考慮しても、大きな問題とはならない。

5. Radiological path way analysis for the Nuclear fuel Waste disposal centre

K. J. Donnelly et al (Ontario Hydro)

NFWH (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結果を報告している。

Session V (High Level Waste II)

このセッションでは、West Valleyの高レベル廃液処理関係が3件、流動床仮焼関係1件、ガラス組成1件、不溶解残渣のガラス固化中における挙動に関する研究1件、Savannah River高レベル廃棄物の処理処分コスト評価1件の計7件が発表された。

West Valley Nucleon Services Co. Inc.のM. A. Schiffhauerは、West Valley Demonstration project (WVDP)の一環として行われている高レベル廃液貯蔵タンク中のスラッジ再浮遊化に関する技術開発について報告した。これは、ガラス固化するに当たって、スラッジを均一に攪拌してガラス溶融炉に送るために行っているもので、 $1/6$ スケールの模擬タンクを用いて、手法の開発が進められているものである。

次いで、Battelle PNLからは、このようなスラッジ上のアルカリ性上澄み液からCsを分解する方法として、ゼオライト(Linde Ionsiv IE-95)を用いるイオン交換法が最も適すると結論づけた研究の紹介が行われた。Csを除去した上澄み液を低レベル固化体にしようとするものである。Cs, Sr, Puに対するDFはそれぞれ 10^4 , 500, 2であるという。イオン交換済みのゼオライトは、スラッジ等と共にガラス溶融される。なお、この方法と比較されたものは phosphotungstic Acid (PTA)を用いる沈澱法、有機物イオン交換体を用いる方法及び Sodium tetraphenylboron (NaTPB)を用いる沈澱法であり、この順番にランク付けされている。

ゼオライトを用いるイオン交換法で上澄み液を処理する設備に関する紹介が、次いで行われた。この設備はSupernatant Treatment System (STS)と呼ばれ、現在詳細設計中とのことで、1986年から稼働させようと計画されているらしい。イオン交換カラムが直列に3基(外にゼオライト交換用カラム1基)並べられたもので、処理量は720

2/h とのことである。

流動床仮焼に関する基礎研究は、カナダのWhiteshell Nuclear Research Establishment(WNRE)の T. S. Sridhar から発表された。

高レベル廃液又は、硝酸トリウム溶液を流動床仮焼する場合に、前者については、より重要な操作因子を明らかにするために行ったパラメーター試験が、後者については酸化トリウムの微粉の生成を支配する機構を明らかにする試験が行われたものである。

高レベル廃液の仮焼に最も重要な操作因子は、温度、フィード濃度、フィード速度よりもスプレーノズルの空気/液体流量比(NALR)であること。トリウム硝酸塩の仮焼における微粉生成の主要機構はスプレーによる生成であることを結論として報告している。

Battelle PNLの L. A. Chick は、ガラス固化体に要求される性質及びその性質や固化プロセスに大きな影響を与える主要元素(AI等の遷移金属、希土類、白金族、イオウ、ハロゲン、アルカリ金属、放射性核種)の上限濃度に関する検討を行い、これに基づいて軍事廃液、軽水炉廃液、高速炉廃液の組成を参考にガラス中への廃棄物含有量を評価した上で、ガラス固化コストの低減化の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。主な内容は次のとおりである。

- ① 中性子毒の Gd は、ガラスに溶解するもの(ボロンのようなもの)に換えること。
- ② FBR 燃料を商業規模で再処理する場合には、廃液は何年か余分に冷却すること。
- ③ ハロゲン(特にフッ素)含有量がコストに与える影響は明確ではないが、使用を制限することは、少なくともオフガス系のコストを軽減する。

西ドイツユーリッヒ原子力研究所の R. Odoj は、使用済燃料の不溶解残渣 10 mg を用いて、ホウケイ酸ガラス中への固定化に関する基礎研究の結果を報告した。まず、不溶解残渣の組成、粒径、放射エネルギーなどについて述べた後、ガラスと混合したものをルツボで溶解し、揮発挙動とガラス中での分布を、Cs, Sb, Ru について調べている。その結果、Ru は、ガラス上部に泡を伴って存在すること、Sb は Ru よりは均一に分布するが、しかし Cs ほどではないことなどが明らかになったとし、不溶解残渣のガラス固化は適切でないようだと結論づけている。

但し、この結論については、フランスより、試験に用いられた試料量が少なく、実際の場合とは異なるだろうとの意見が出された。

サバンナリバー研究所からは、そこで発生する高レベル固化体の処理・貯蔵・輸送・処分に必要な全コストの評価結果が報告された。(プラント建設費を含む)

2000年までに発生する高レベル廃棄物スラッジ 2.3×10^7 ℓと 4×10^8 ℓの塩溶液を処理して約7,500本のキャニスターを製造するとして、約 2.9×10^9 ドル(1984年ドルベース)(約7,000億円)としている。

Session VI (Chemistry II)

西独及びイタリアから各2件、米・英・日から各1件、計7件の報告があった。

主要な報告事項は、

- 1) 使用済溶媒の1次洗浄法としては、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良い。廃棄物量が問題になる場合はヒドロキシルアミン塩法が良い。(Nailen/ORNI)
- 2) TBPの劣化速度の定数を求めると共に、希釈剤の劣化も測定し、Zrを有機相と保持する劣化生成物として、2種類の化合物を同定した。(Stieglitze/KfK)
- 3) 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(Zimmer/KfK)
- 4) 使用済燃料中に存在するTeがヒトラジンによるPu(IV)還元に対し、触媒として利用し得ることを示した。(Wilson/BNFL)
- 5) CANDU燃料の溶解オフガスに移行する I^{129} 及び Kr^{85} は各々、生成量に対し30~60%、20~70%に相当。(Alonxo/ENEA)
- 6) amidic抽出剤を用いたU/Puの部分的分配試験は、良好な結果。(Moccia/ENEA)
- 7) 沸とう脱イオン水中でのオーステナイトステンレス鋼のSCCは、ガンマ線照射により、304SS、304LSSの場合粒界において促進されたが304ELCの場合は生じなかった。(Furuya/神鋼)

Session VII (Low Level, Intermediate Level, and TRU waste I)

このセッションではヨーロッパから3件、米国及び日本からそれぞれ1件、合計5件の発表が行われた。

ヨーロッパの3件は現在実施しているR&Dの現状に関する内容で、1件はヨーロッパで実施されているR&Dの概要について、残りの2件はMolで進められている高温焼却炉及び酸消化プロセスに関するものであった。高温焼却炉については4,000時間以上の運転を行い、1983年秋には最終性能確認試験を行い、操作性及び保守性が良好であることが確認されている。

米国についてはDOEがINELのRWMC (Radioactive Waste Management Complex) に貯蔵されているTRU廃棄物 (Pu濃度100 nCi/g以上) のうちコンタクトハンドリング (コンテナ表面 < 200 mrem/h) が可能な廃棄物 (1983年末での貯蔵量 $50,958 m^3$) をニューメキシコのWIPP (Waste Isolation Pilot Plant) へ搬出する計画をもっており、INELはこの計画のためにSWEPP (Stored Waste Examination Pilot Plant) 及びPREPP (Process Experimental Pilot Plant) を建設中である。米国の発表はこの施設の概要に関するものでSWEPPは1985年9月より、PREPPは1987年に運開予定の模様である。

日本については、東海再処理工場の低レベル廃液処理の経験に関するもので主な内容は原子力委員会の決定により海外技術で設計された東海工場を国情に適合させるために国内技術により放出放射能低減化に取り組み、操業開始前にこれに成功したというものである。

Session VIII (Equipment Design I)

このセッションでは、再処理、廃棄物処理に関連する機器開発を扱った。

まずGAより、HTGR燃料再処理用の流動床バーナーの開発の模様がレポートされた。従来はconventionalな流動床バーナーだったが、1982年に循環式バーナーが開発され、コストダウンと共に信頼性が更に向上するなどの効果があった。

次にCEAより連続溶解槽の紹介があった。UP2-800とUP3のための連続溶解槽をマルチールで現在試験中である。連続溶解にはNO₂の確保、シンプルなoperation、コンパクト化、高い処理能力などのメリットがある。

また、WINCOからはウラン脱硝プロセス開発のレポートがなされた。これはICPPにおいて、ウラン脱硝部分のトラブルが生じたため、in-plant testingとしてオペラビリティの向上、高効率化、安全性の向上のために行われているプログラムである。

またEG&G Idahoからは、パルスカラムにおける目皿板の穴部分の仕様の影響が報告された。目皿板をノズル型、Perforate型、Burred型の3種類として試験を行ったところ、Floodingや抽出効率の点でノズル型が最適である事が結論された。

次にPNLから、廃液とガラスフリットの混合物の計量のためのポンプに関する報告がなされた。圧縮空気作動方式のtwo-way valve付きのair displacement slurry pumpが効果的であった。

SR Lからは遠心抽出器内の水力学的研究のレポートがなされた。Couette Mixing

(Taylor 渦) を利用することにより、広い試験条件において優れた相分離が得られた。試験は 8 基の遠心抽出器を用いてなされた。

最後に WINCO から、3 平板槽のかくはん試験結果及び数学的考察がレポートされた。複数のスラブタンクのかくはんに必要な時間はタンク容量と循環速度によるが、1 槽の時より数倍の時間がかかるとの試験結果が得られた。

Session IX (Fuel Storage)

1. ORIGEN 2 Calculation of PWR Spent Fuel Decay Heat compared with Calorimeter measurement

F. Schmittroth (Westinghouse Hanford Company)

崩壊熱の ORIGEN 2 コードによる計算値と、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。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。

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 の capacity の限界に近い米国電力業界にとって dry storage が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と判断し, dry storage の認可 (米国) の条件について報告している。

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 5/8 にコンクリート容器を選んだ。この容器の健全性に関する試験結果を報告している。

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している。

5. Storage and handling of spent fuel at the Savannah River plant RBOF Facility

Spent fuel (defense 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。この間の得られた運転データについて発表している。

6. Overview of the Fluorine Fuel Storage Facility

R.D. Denny et al (WINCO)

ICPPにおけるFFST (The new Fluoreue Fuel Storage Facility) は under water fuel storage と headend の溶解プロセス施設から成っている。このFFST 施設の概要について報告している。

7. The Management of spent oxide fuel ; The enviromental and Radiological effects of alternative approaches

A. Marteu (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。

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

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直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。又、clay中への投棄に関する研究が発表された。

2. Study of Waste Management Strategies which minimize the long term risk

H. Dworschak (CEC)

MAWは長期に亘る貯蔵期間を考えた場合、数世紀のうちにHAWのそれと同等になる。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、一緒に固形化することで、MAWカテゴリーの処分の除去が出来ることを提起している。

3. New Direction in Liquid Waste Treatment

D. Alexandre (CEA)

仏における中低レベル廃液の処理法について報告している。

特に蒸発-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 α や β γ を分離しアスファルト固化することが注目される。

4. Joint Undertaking of a Bituminization Plant for low and Medium Activity Liquid Waste at Tokai-Mura Japan

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

J. Van Averbeke (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。

Session XI (Breeder Fuel Reprocessing I)

このセッションでは各国のFBR再処理技術開発状況が報告された。

フランスではこれまでLa HagueのATIがRAPSODIE燃料を1kg/dayで処理し始めて以来、UP2-HAOやMarcouleでもFBR再処理を行って来ている。現在のFBR再

処理プロジェクトは大別して2つあり、Marcouleのパイロットプラントを5t/yに能力増強してPhenix燃料を処理するTORプロジェクト(1985年処理開始)と、CREYS MALVILLE炉及び、それに続く1,500MWeのFBRの燃料を処理するための50t/yのMAR600プロジェクトである。このため各種のR&Dが行われている。

イギリスでは次の3点にポイントを置いて開発を進めている。

- 現存の再処理プロセスにおける冷却期間の短縮化、燃焼度の上昇に対応
- 商業スケールでの処理コストの評価
- 現プロセスの改良、スケールアップ

米国からはFFTF燃料処理のためのBRET計画がレポートされた。BRETはHanfordのサイトにあるFMEF内に設置される。BRET計画の目的は

- FBR燃料サイクルの輪を閉じる。
- FBRの再処理プロセス技術を開発実証する。
- FBR燃料サイクル技術の総合試験を行う。

(再処理, 保障措置, 廃棄物処理)

また、燃料リサイクル時間を小さくするため、炉サイトにおいて加熱冶金法により使用済燃料を処理するプロセスが紹介された。ここでは燃料はプロセスを通じて金属として扱われるため、面倒な転換工程が不要である。製品も金属として得られる。本プロセスはEBR-IIにおいて実証される予定である。

日本はCPFにおける常陽燃料再処理試験結果をレポートした。

最後にインドからFBR再処理開発の概要がレポートされた。溶解槽はサーモサイホン型と電解型を、澄清機には焼結フィルターと遠心式のものが開発されている。抽出器は遠心型、バルスカラム等であり、これらの機器は工学試験が現在行われている。

Session XII (Off-Gas Technology)

このセッションでは西独から5件、米国及びカナダからそれぞれ1件、合計7件の発表が行われた。

西独の5件の発表のうち3件はPASSATシステムに関するもので、次のような内容であった。

- 試験施設(WAESCHE)での試験結果報告

ヨウ素フィルターの捕集効率 : 約95%

システム全体のエアロゾルのDF : 約10⁷

- ヒーター停止時のヨウ素の挙動評価
- ヒーター停止時に発生するヨウ素量の確率論的評価

西独の残り2件は、仮想事故時に周辺住民に与える被ばく量の評価に関する発表と、⁸⁵Krの固定化試験に関する発表であった。被ばく評価については、8,000種類の気象条件についてコンピュータにより解析した結果、西独のRegulatory Guideに従って計算した値は過大であるとのことであった。⁸⁵Krの固定化については、水熱反応によりA型ゼオライト中に⁸⁵Krを固定化するというものであり、0.5 Ci ⁸⁵Kr/g zeoliteのサンプルについて安定性を確認したということである。なお、試験施設を建設し、テクニカルスケールまでの試験を行い良好な結果を得ているとのことであった。

カナダ(CRNL)の発表はフッ酸で溶解した時に生ずる高濃度の水素ガスの捕集のための触媒(水素-酸素再結合)の試験結果の報告で再結合効率99.8%以上という結果が得られているということである。

米国(WINCO)の発表は再処理施設から大気へ放出される⁸⁵Kr, ¹²⁹I, ¹⁴C, 及び³Hの回収、貯蔵の必要性についての評価、検討報告であり、DOEの施設に関しては、これらの核種を管理する必要はないという結論であった。

Session XIII (Equipment Design II)

このセッションでは、遠隔保守システムを中心に機器開発についてレポートされた。

まず、WAKの運転経験について、腐食された溶解槽の交換、遠隔ハンドリングと直接保守の併用による前処理設備への改修等をふくめ報告がなされた。その内容はプロセス制御、サンプリング、分析技術、保障措置についても含まれている。

次にDWKより、再処理施設の遠隔保守の考え方及び遠隔技術開発についてレポートされた。高線量下、中線量下のエリアにおいてはプロセスをモジュール方式にし、大きなセルの両側のラックに組み込むというものである。中央の空間は遠隔保守・交換機器の通路として設けられている。プロセス機器の配列、保守機器のレイアウトを決定するため試験施設を建設し、故障状態をシミュレーションしての試験が行われている。また、地震を想定しての震動試験も行ったが、耐震性は十分であった。

また、SGN, COGEMAからはUP3の設計思想が紹介された。ここではMERCと呼ばれる密閉式機器交換システムが特徴的である。バリアを保ったままで、機器交換が比較的簡

単にできるシステムである。ただし、大型機器については、クレーン、マニピュレータを用いなくてはならない。材料としてはZrやシリコンスチール等の新材料を導入している。

Battelle PNLからは、Hanfordの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部分について、その詳細が報告された。コネクタ、メルター本体、キャニスターターンテーブル、メルター内部観察用ITVカメラ、キャニスター一吊り具、ガラスレベル検出器、ラック等についてまとめられている。

西ドイツKfKからは、PAMELAプラントの建設のためにKfK内で行われた遠隔試験の概要が簡単に紹介された。KfKで開発された遠隔技術と遠隔機器がガラス固化プラントに対して何ら問題なく使えることが証明されたとしている。

ユーロケミックスのW. Hildは、現在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。この施設は、PAMELAプラントからのキャニスター1,500本を貯蔵、最高83kWの除熱能力がある。キャニスターは252本の垂直ピットの中に6段積みされるとのことで、毎日、ブロック固化体の場合で最高4~5本、メタルマトリックス固化体の場合で7~8本の取扱い能力があるように設計されている。冷却は強制空冷とのことである。その他、固化体の仕様、施設レイアウト、機器等の概要、安全対策なども紹介された。1985年初めには建設完了、同年末にホット運転開始の予定である。

Session XIV (Breeder Fuel Reprocessing II)

米国4件、西独、スイス各1件の計6件が報告された。

主要な報告事項は

- 1) 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利用を検討する必要がある。

(Zühlke/ATAG スイス)

- 2) 高速炉KNK-IIで10万MWD/T燃焼したMOX燃料の再処理試験結果。抽出の直前でケイソウ土フィルタで清澄シクラッド生成を低減。TBPの劣化は30~50mg DBP/ℓで0.35Wh/ℓからの計算値と一致。

(Haug/KfK)

- 3) FFTFで2,200MWD/T燃焼した2.25% PuO₂-UO₂燃料を、95℃及び室温で溶解、活性化エネルギー1.49 kcal/mol、残渣量は、0.2~0.6%

(Fellows/ORNL)

4) 上記溶解液を対象に30% TBP/NPH, ミキサセトラで共抽出-共スクラブ試験。U, Puの損失は各々~0.003%, ~0.012%, Zrの除染係数は90~700。ケイソウ土フィルターで清澄した結果, クラッドはほとんど生じなかった。

(Benker/ORNL)

5) 過去40年間に亘る遠隔操作の経験をサーベイシ計画の原動力及び正当性を報告。REMOTEXコンセプトに基づく今後の遠隔操作の方向を示した。

(Feldman/ORNL)

6) 高速炉用炭化物燃料の再処理技術としての液体Sn法(LTP法)について, KfKの超ウラン元素研究所で実施した結果を報告。

(Selvaduray/米)

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プ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、Fuor 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(0.5~0.6mm)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は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つた。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(NO₃)₃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、 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 β - γ 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、 β - γ 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 ³
	1984年	16,119
TRU	— 1954～1970年の処分量	2,216,201 ft ³
	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バ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

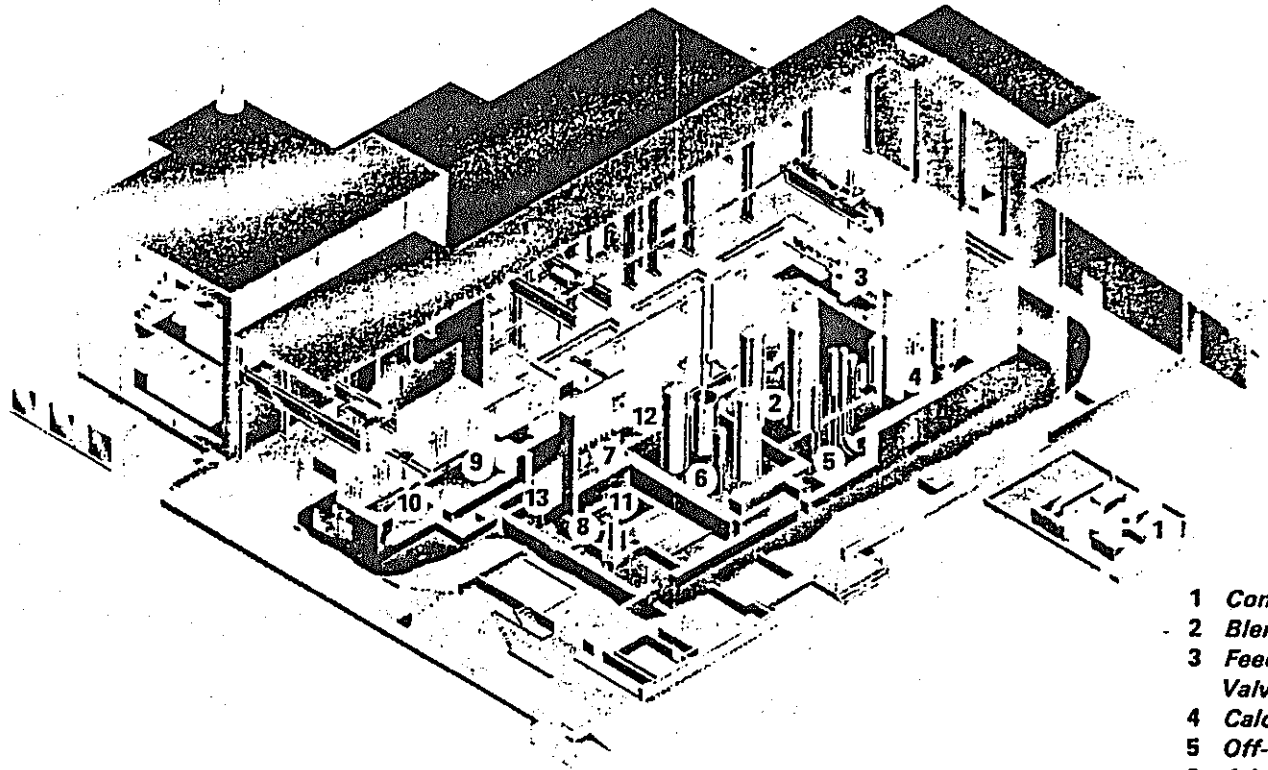
— Lightning

Withstand any strike

— Snow

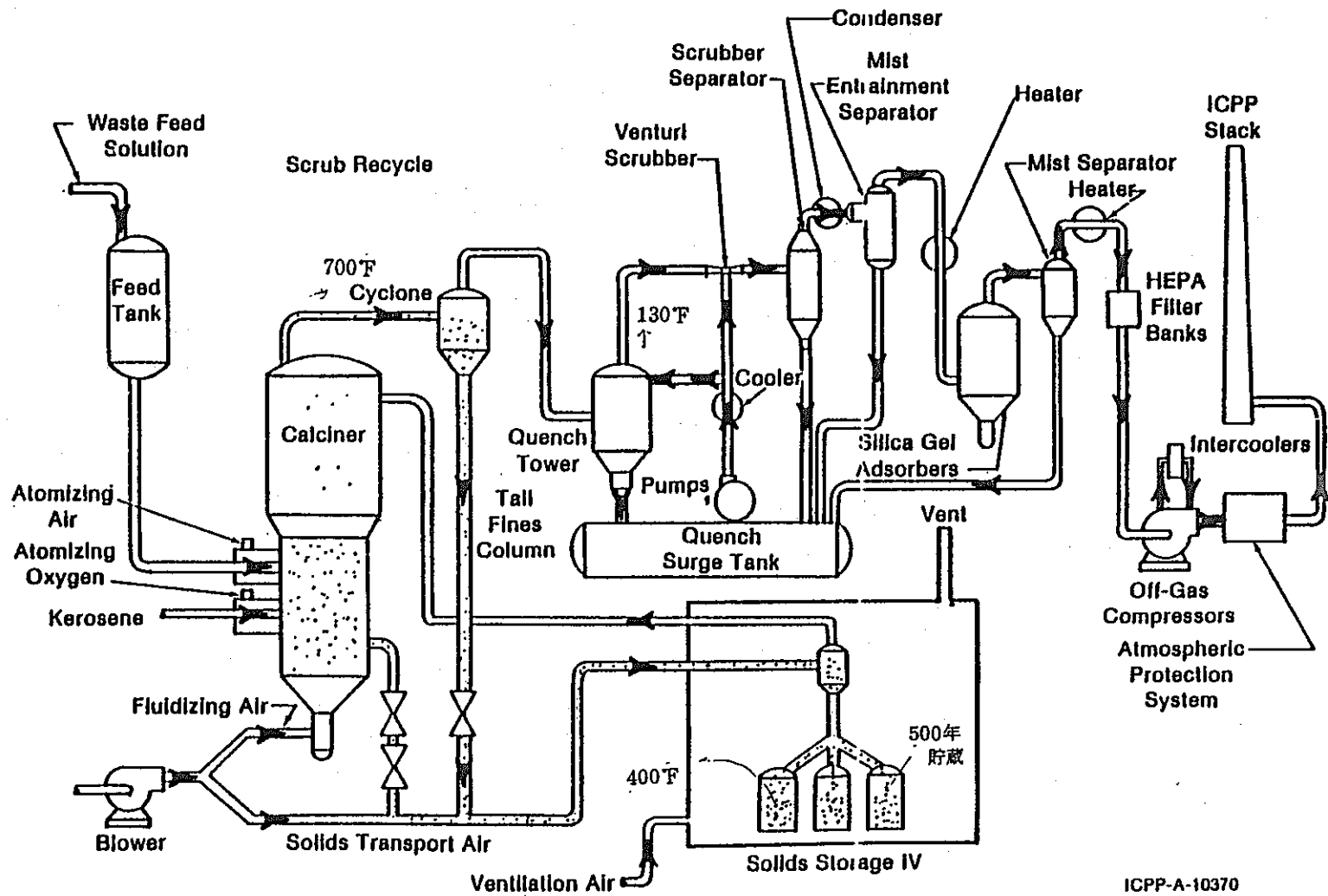
45 inches wet snow; 30 lb/ft²

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



ICPP-A-10370

图 2 NWCF Schematic Flowsheet

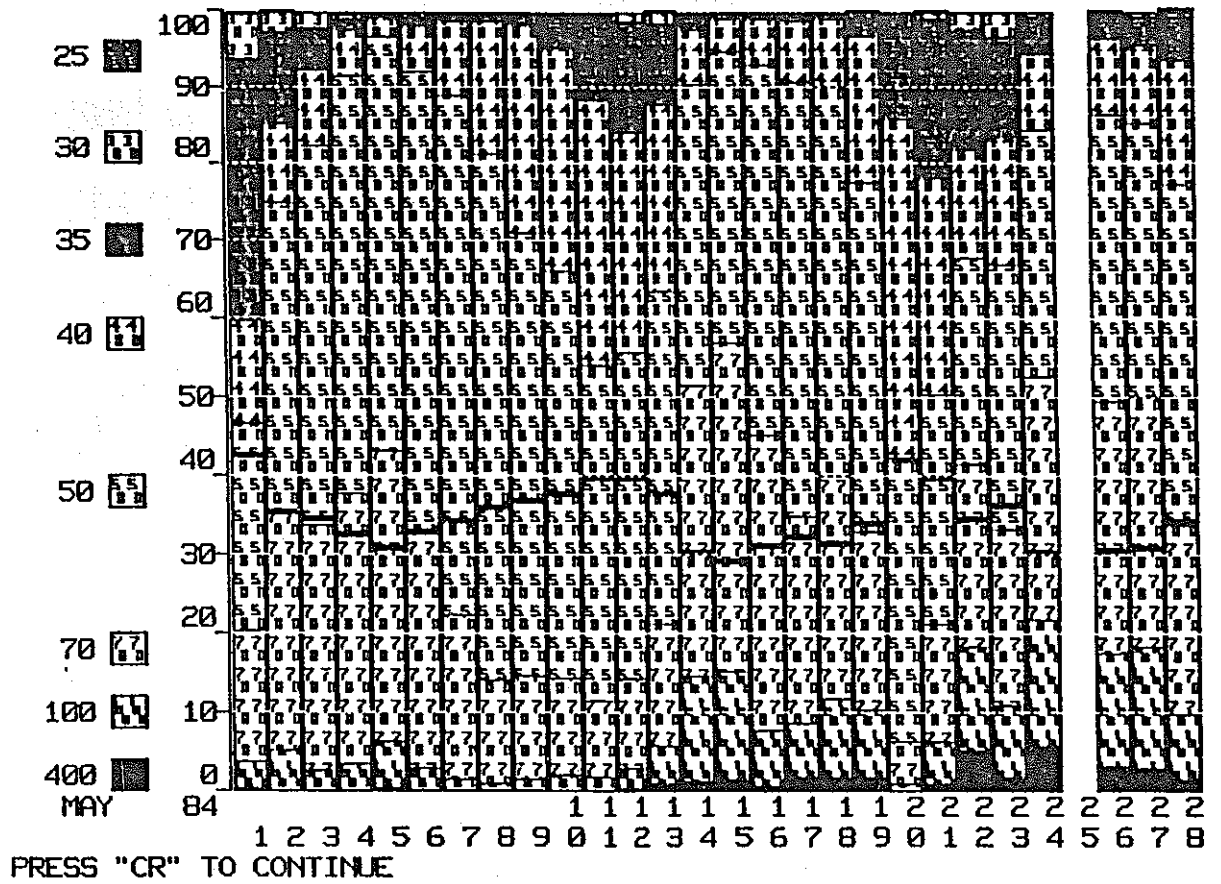
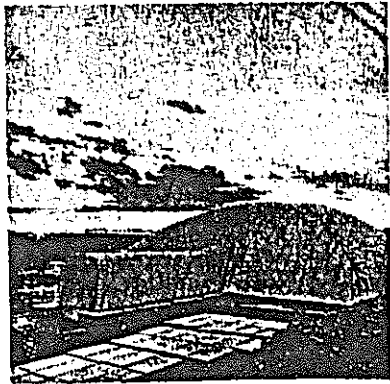
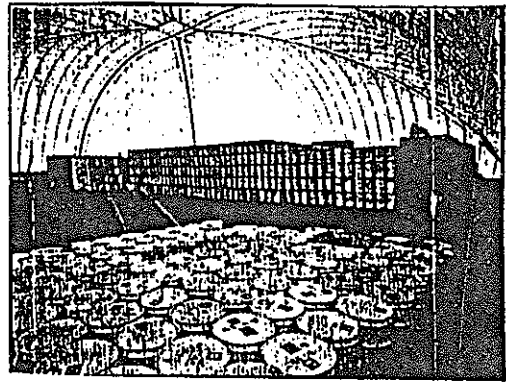


図3 仮焼体粒度分布の変化の1例



(a)



(b)

図4 RWMCのつり上げ構造式ドーム

(a) 外観 (b) 内部

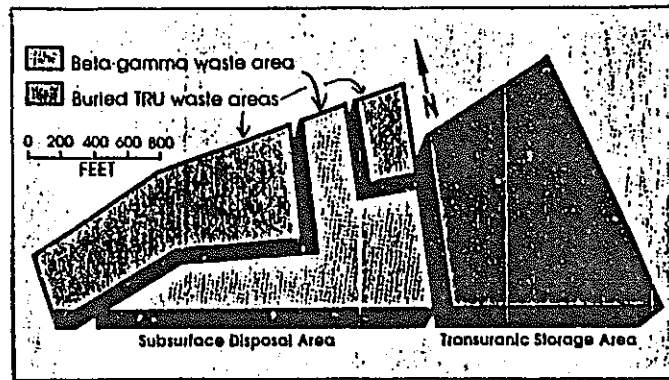


図5 RWMCの放射性廃棄物貯蔵・処分エリア区分

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. Yarbrow, 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。3.3.3 × 37.5m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1m、高さ2m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、C6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—スクラビング—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次沈澱は肉眼で観察。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PuO₂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しにくい欠点がある。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、ガラス固化メルト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UF₆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みると、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

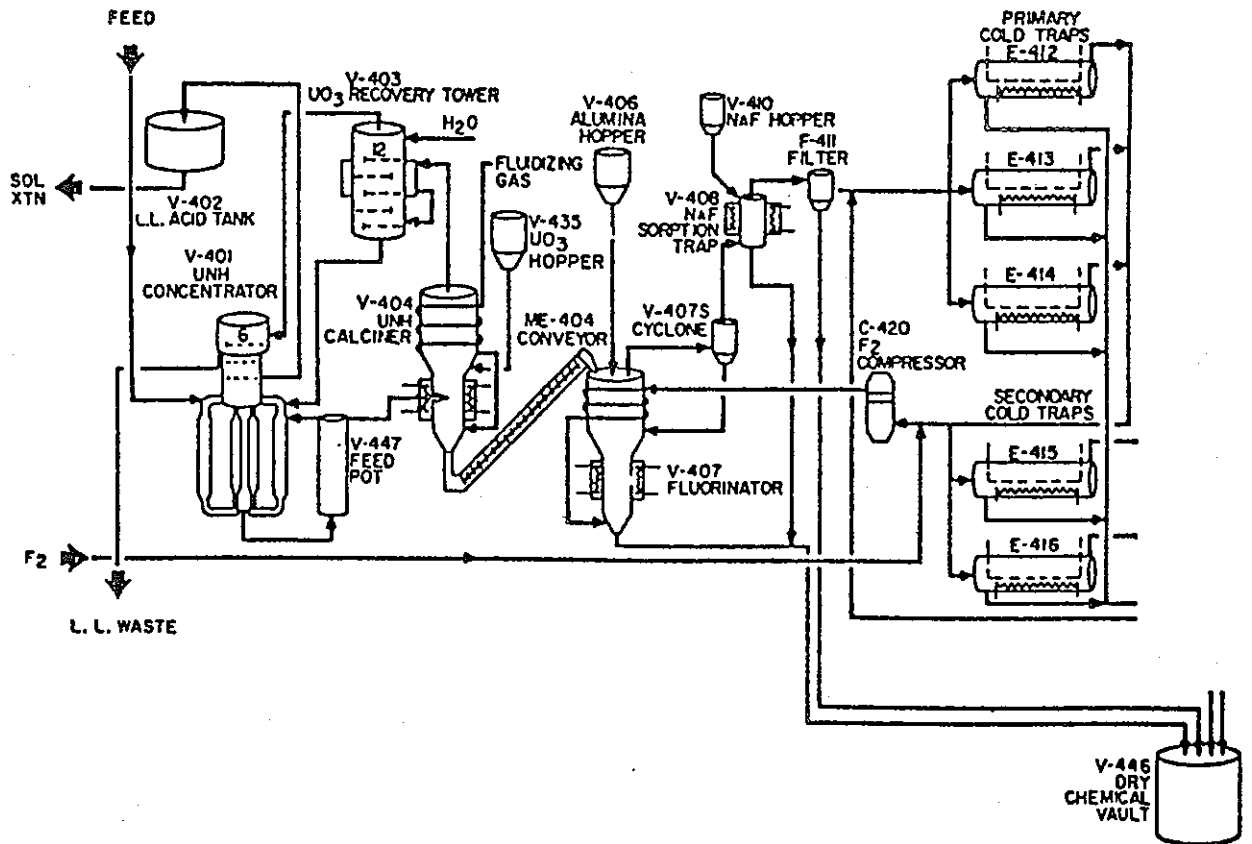


Fig.-2 MODIFIED CALCINER
V-404

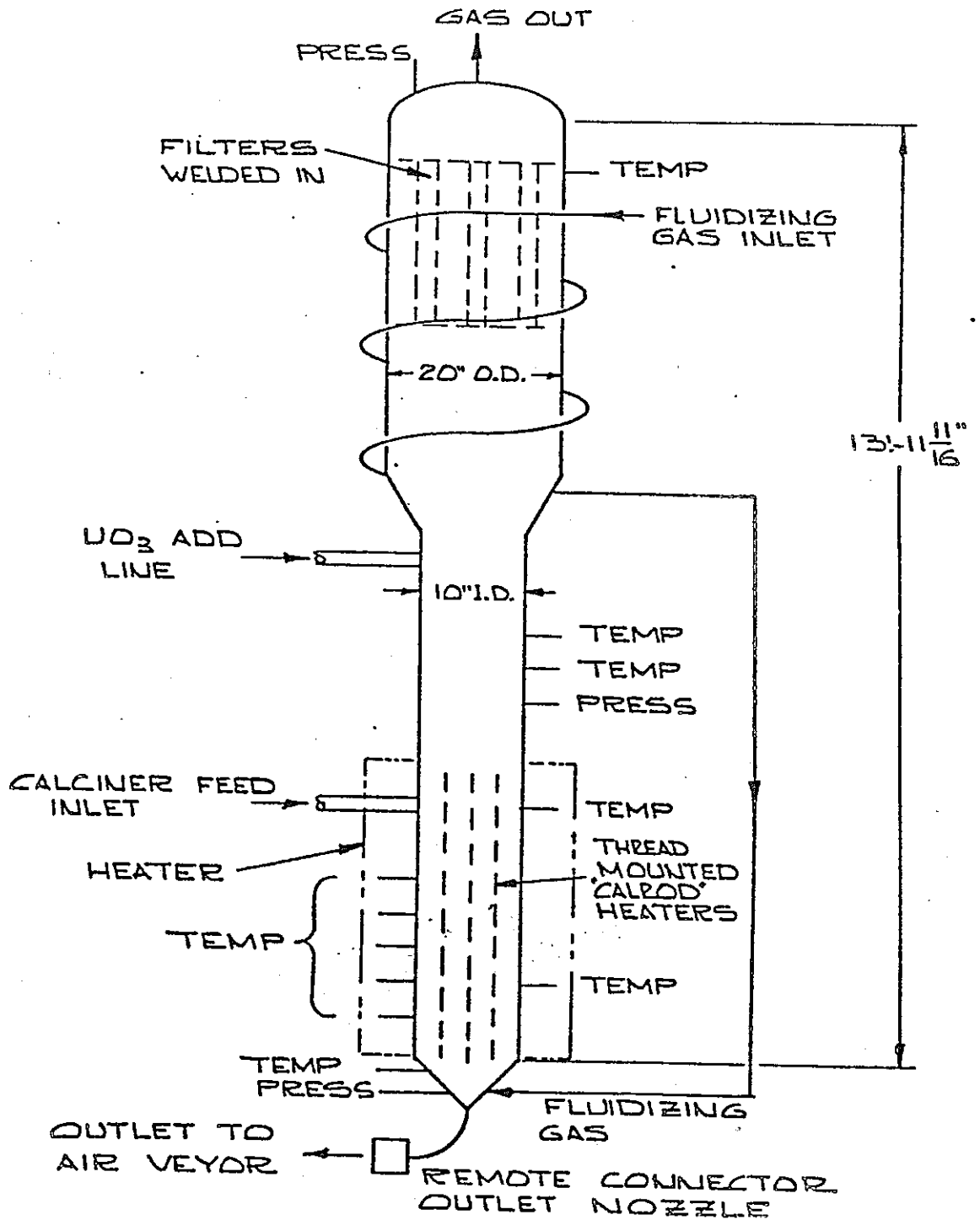
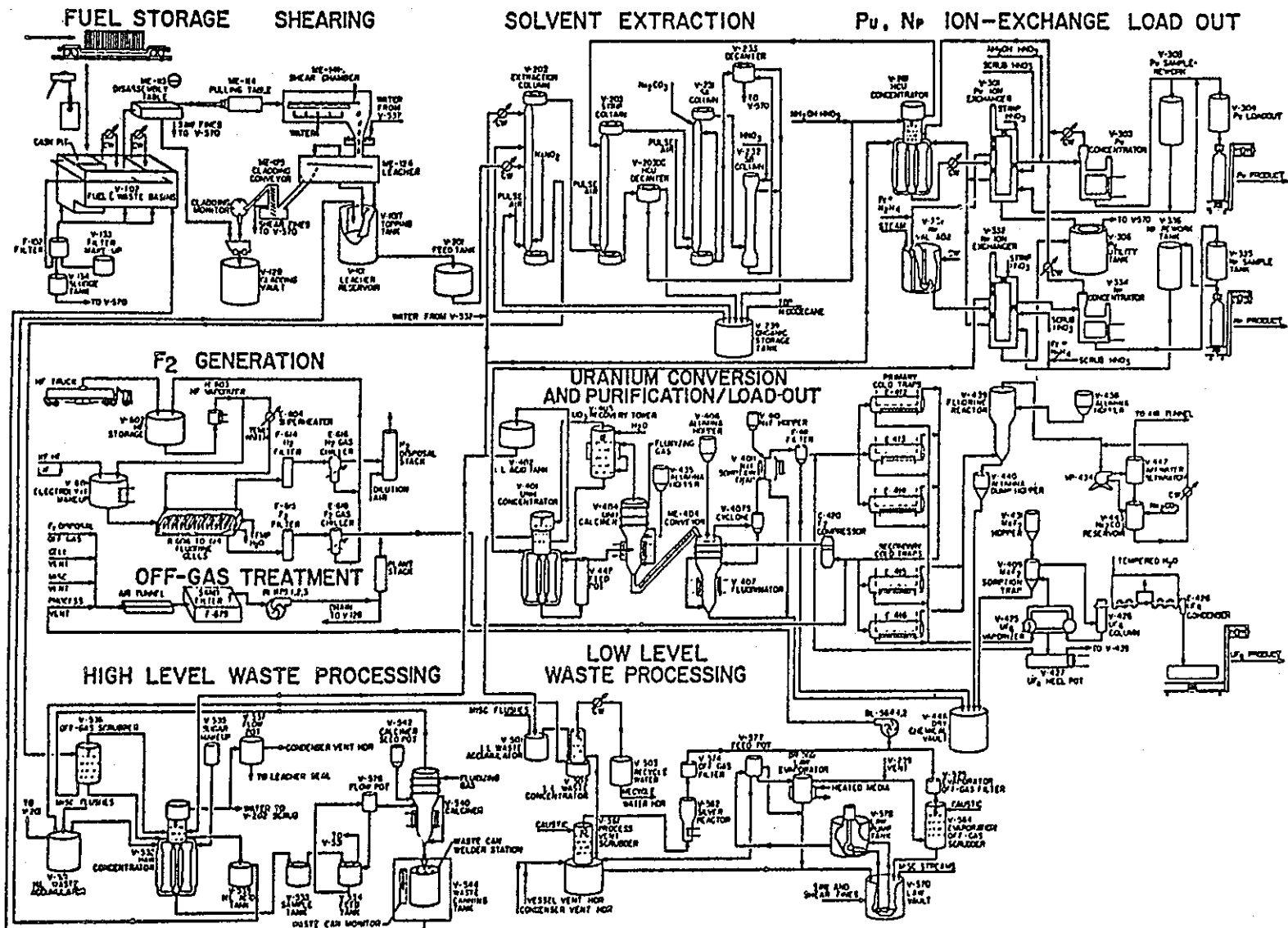
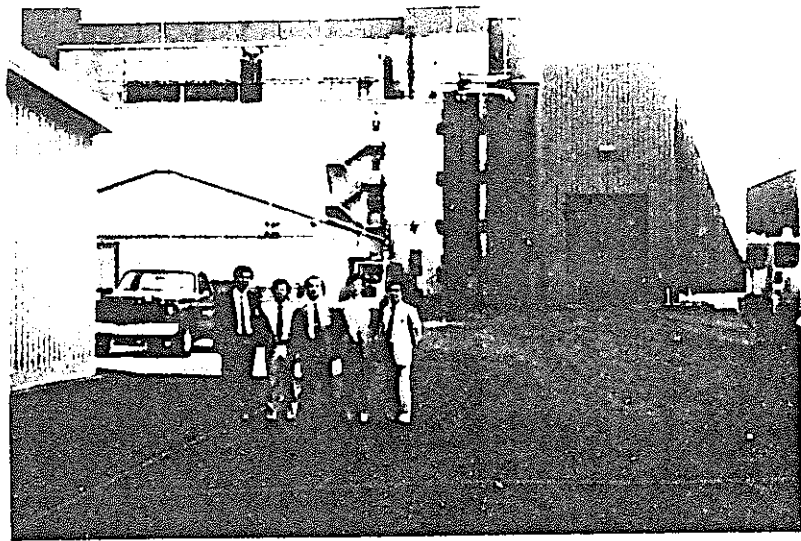
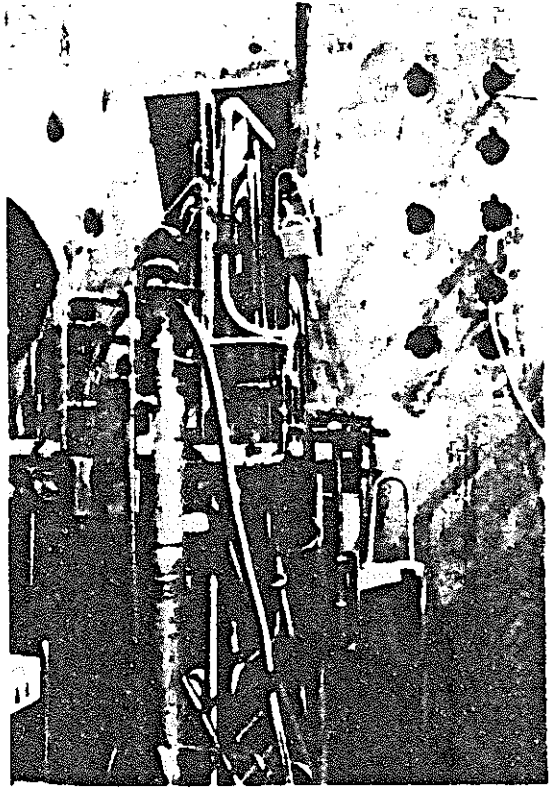
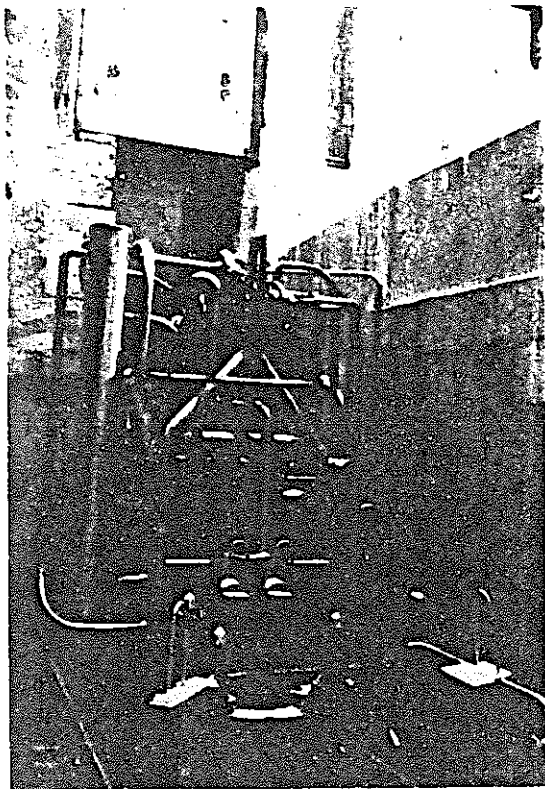


Fig.-3 MFRP FLOW CHART

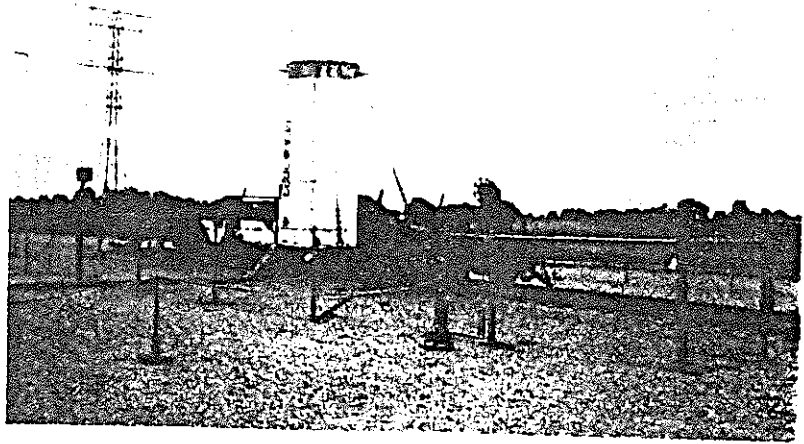




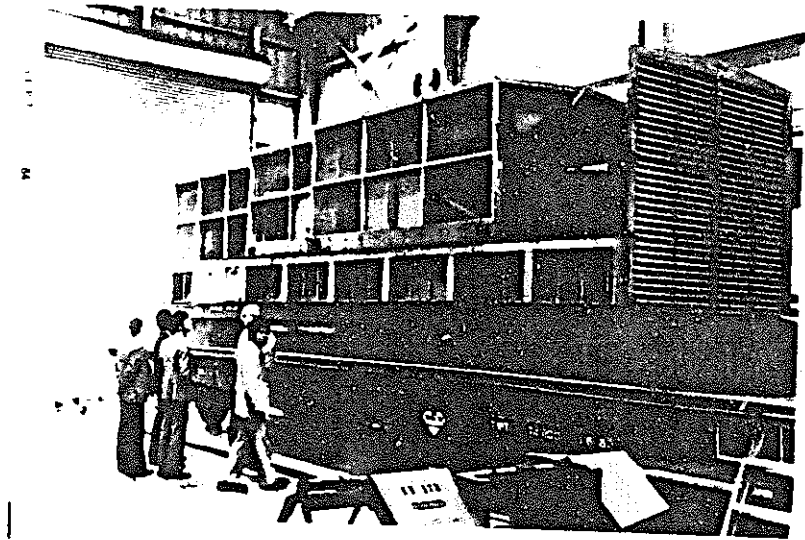
工場ゲートより



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 m³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。

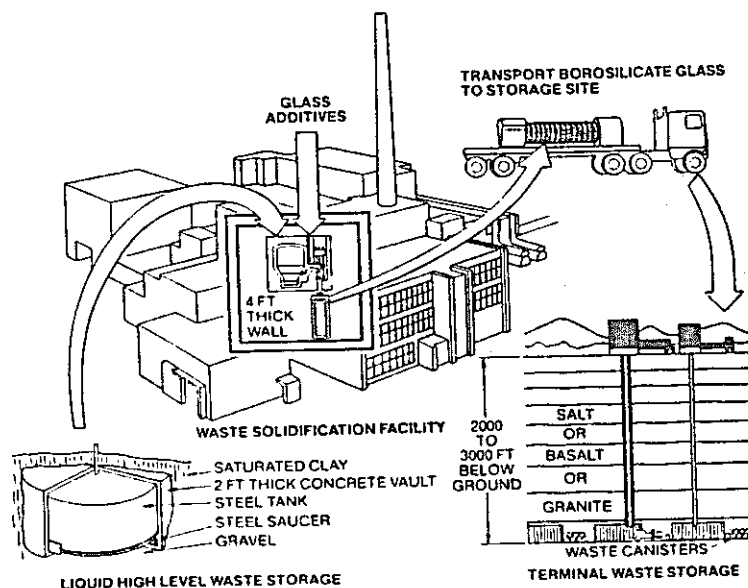


図-1 プロジェクトの概念図

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, ルツボでのガラス熔融, 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。

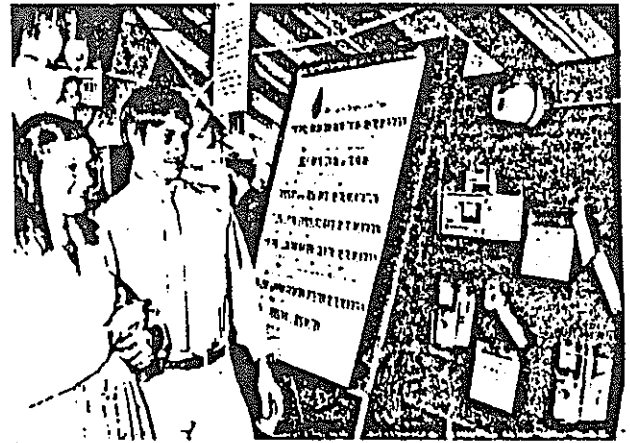


図-2 Open Houseに展示された放射線測定機器

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。

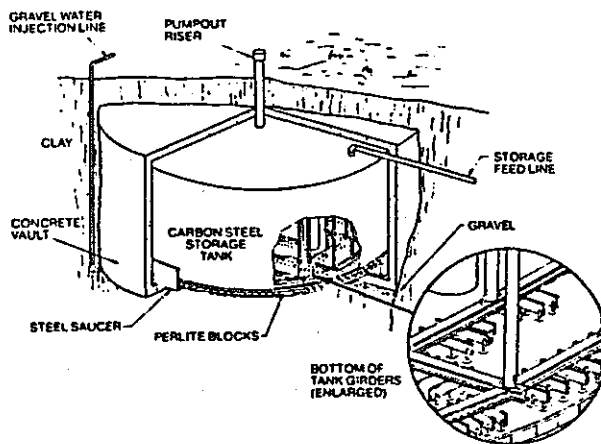


図-3 高レベル廃液貯槽の概要

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 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，凝集沈殿）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。

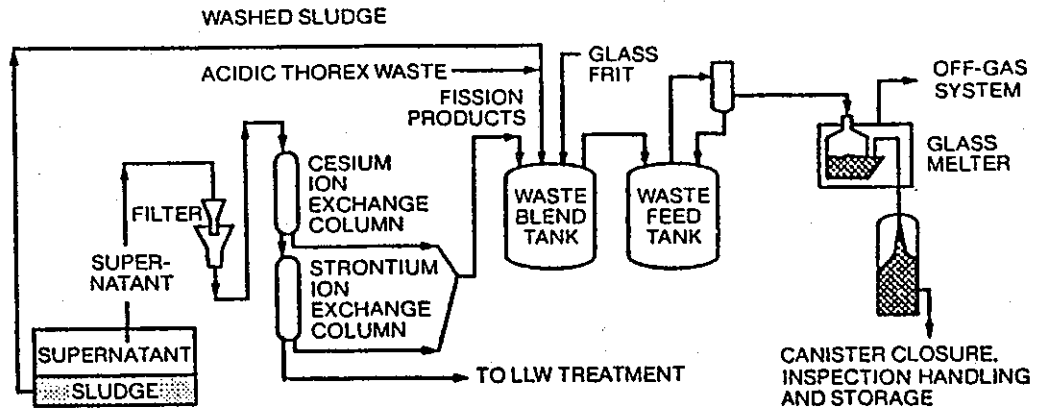


図-4 プロセスの概要

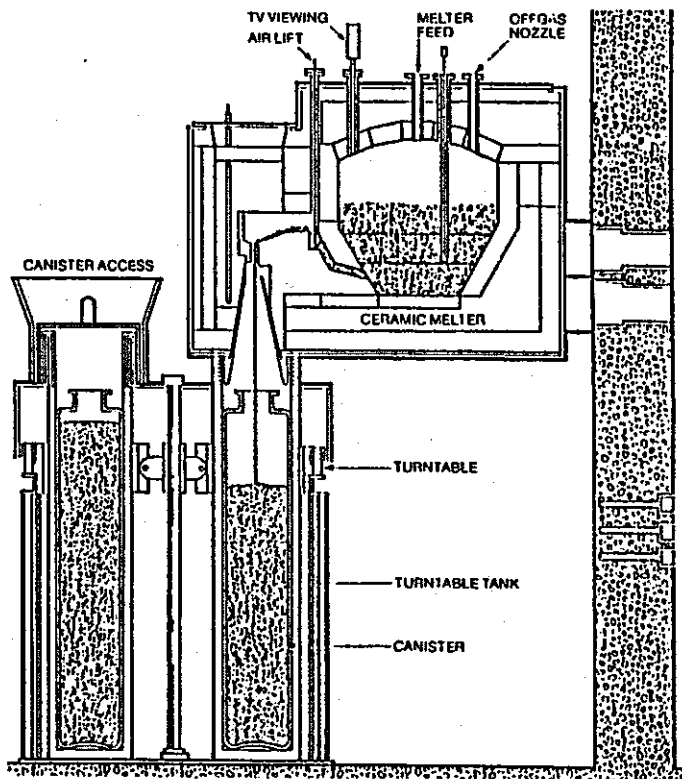


図-5 メルターの概要

○ 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熔融スタート
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
1989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100 kW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、同時に施設のリコミッショニングを開始したいと考えている。メルトン解体に当たってはSiC粉末を含む高圧水ジェット(30,000 psi)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/デコミッションング

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

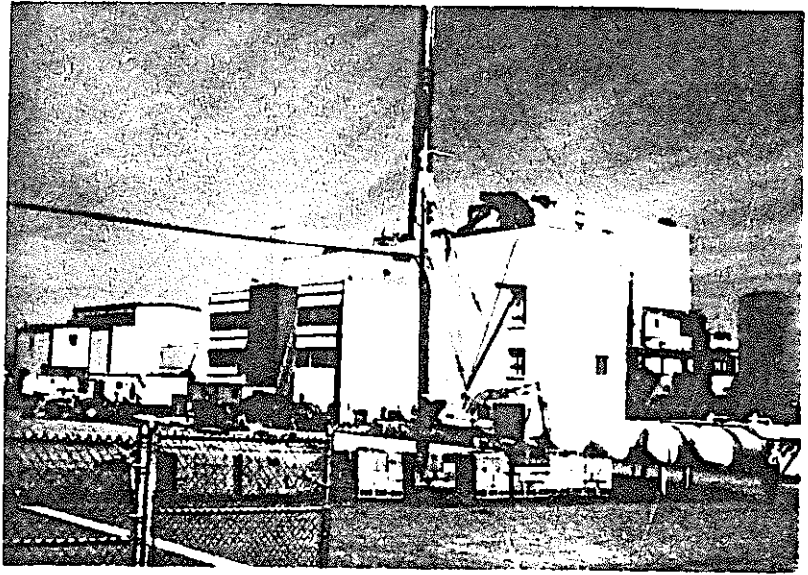
- メルター設置用地下ピットがほぼ完成
- メルターケーシングが搬入されていた。

b) 再処理工場内

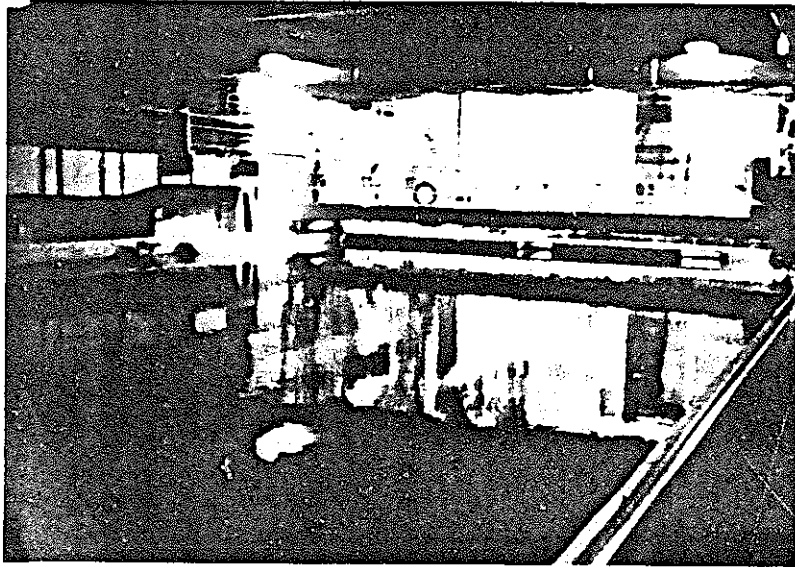
- マニプレータ修理室
- Chemical Processing Cell
- 分析セル
- 燃料貯蔵プール

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。

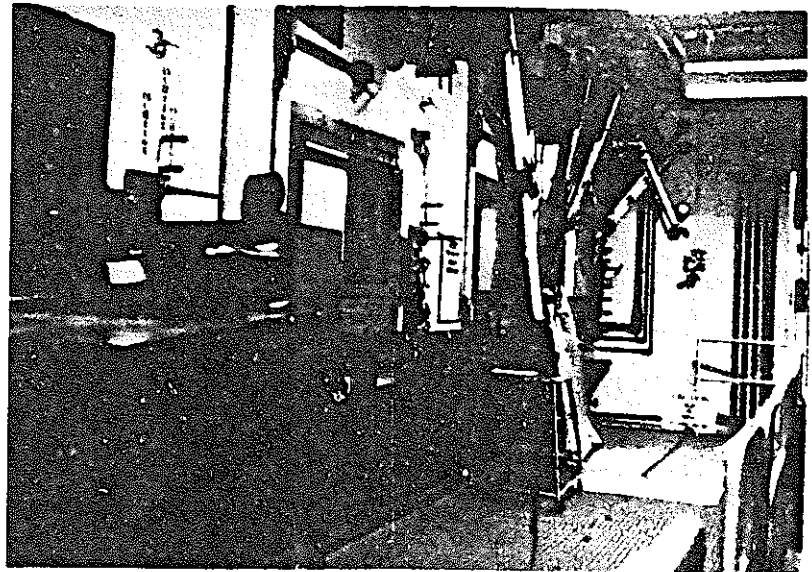
再処理工場全景



燃料貯蔵プール

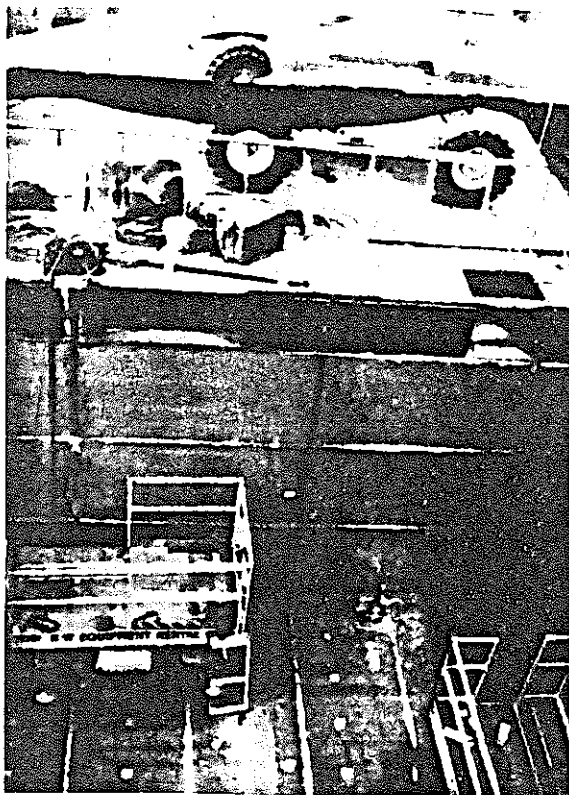


操作エリア

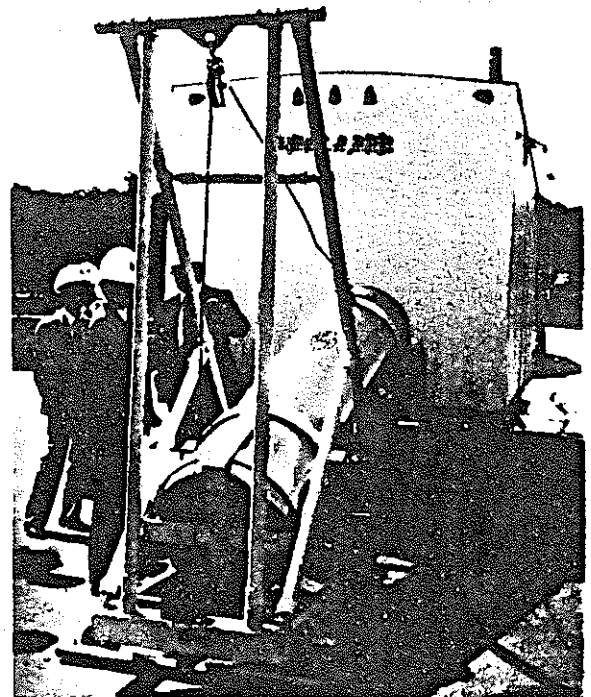




マニピュレータ修理室

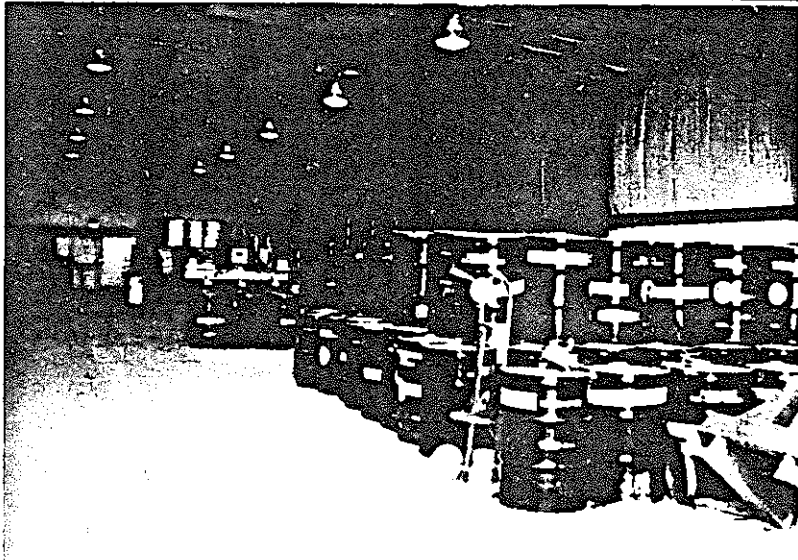
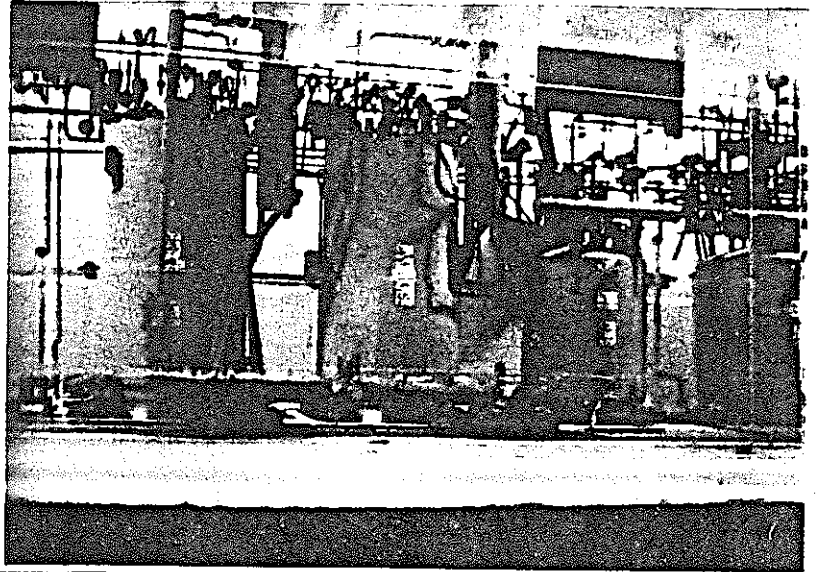


Component Test Stand



カ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、抽出器関係ではバルスカラムが多く、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、各種処分等巾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。