

海外出張報告

ICONE - 8参加及び米国アルゴンヌ国立研究所における

乾式技術調査報告

(調査報告)

2000年4月

核燃料サイクル開発機構
東海事業所

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、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)
2000

海外出張報告

ICON E - 8 参加及び米国アルゴンヌ国立研究所における乾式技術調査報告 (調査報告)

中村 博文*
鷺谷 忠博*
高田 岳*

要 旨

ICON E (原子力工学国際会議) は、米国、日本、欧州の間で開催される原子力化学工学全般に渡る国際会議であり、今回は第 8 回目として、米国、ボルチモアで開催された。報告者らは、本学会の以下のセッションにおいて、再処理技術に関する最新の報告を行うと共に、パネル討論や乾式再処理技術等の技術報告の聴講を行った。

- ・ Track-5 : “Non-reactor Safety and Reliability” のセッションにおける「Investigation of Safety Evaluation Method and Application to Tokai Reprocessing Plant (TRP)」(報告者:中村)
- ・ Track-9 : “Spent Nuclear Fuel and Waste Processing” のセッションにおける「Structural Improvement on the continuous rotary dissolver」(報告者:鷺谷)
- ・ Track-2 : “Aging and Modeling of Component Aging, Including Corrosion of Metals and Welds.. passivation, passive films” のセッションにおける「Development of Evaporators Made of Ti-5% Ta Alloy and Zr Endurance Test By Mock-Up Unit」(報告者:高田)

今回の学会では、米国、日本、フランス、カナダ他から総勢約 650 人が参加し、約 700 件の研究発表、7 件の基調講演、8 件の招待パネル討論が行われ、大変盛況であった。また、今回は 2000 年ということもあって、20 世紀の原子力の評価と次世代の 21 世紀の原子力はどうあるべきかについて討議がなされた。

また、アルゴンヌ国立研究所 (ANL-E、ANL-W) を訪問し、乾式プロセスの研究者らと乾式プロセスに関する情報交換を行うとともに施設見学を行った。今回の訪問で、ANL 法の乾式プロセスの情報を入手に加え、装置規模、開発環境、等を具体的に体感できたこと、また、直接、技術者と情報交換することで技術資料のみでは得られない現場サイドの技術情報を入手することができ、非常に有意義であった。また、ANL 技術者との情報交換ルートが開けたことは、今後、JNC 側での乾式プロセスの検討に当たって非常に重要であると考えられる。

ICONE-8 participation and investigation report of dry process in
Argonne National Laboratory (ANL), USA

Hirofumi Nakamura* ,Tadahiro Washiya*, Takeshi Takata*

Abstract

ICONE(International Conference On Nuclear Engineering) is an international conference on nuclear chemical engineering held among the United States, Japan and Europe, and ICONE8 (the 8th time of the conference) was held at Baltimore, USA on April 2 to 6 ,2000.

The authors of this paper reported the latest information on the reprocessing technology in the following session of the conference and audited the panel discussion and the technical report of the dry reprocessing technology etc. in the conference.

- Investigation of Safety Evaluation Method and Application to Tokai Reprocessing Plant (TRP)" in session of Track-5 "Non-reactor Safety and Reliability" (Nakamura)
- Structural Improvement on the continuous rotary dissolver" in session of Track-9 "Spent Nuclear Fuel and Waste Processing" (Washiya)
- Development of Evaporators Made of Ti-5% Ta Alloy and Zr - Endurance Test By Mock-Up Unit" in session of Track-2 "Aging and Modeling of Component Aging, Including Corrosion of Metals and Welds.. passivation, and passive films" (Takata)

At the conference, about 650 people participated from the United States, Japan, France, Canada and others, about 700 research announcements, 7 keynote lecture and 8 panel discussion were done, flourishing with many participants.

Moreover, as the conference was held in the year of 2000, the evaluation of this century and the direction of the next century of nuclear energy were discussed.

After the conference, authors visited Argonne National Laboratory (ANL-E, ANL-W) and exchanged information concerning dry process with researchers of ANL-E and ANL-W, visiting ANL facilities.

It was very significant to be able to acquire the information on the dry process developed in ANL and realize the device scale and the development environment, etc. and acquire technical information in detail which would not be able to obtain by engineering data, exchanging information with ANL engineers directly.

It is suggested to be very valuable that the information exchange route with ANL engineer was opened to examine a dry process on JNC in the near future.

* Waste management and Fuel Cycle Research Center, Advanced Fuel Recycle Technology division, Tokai Works

目 次

1. はじめに	・・・ 1
2. 出張日程	・・・ 1
3. 報告内容	・・・ 1
3. 1 ICONE-8 参加報告	・・・ 2
3. 2 アルゴンヌ国立研究所における乾式技術調査	・・・ 9
3. 2. 1 アルゴンヌ国立研究所 東地区 (ANL-East, Chicago)	・・・ 9
3. 2. 2 アルゴンヌ国立研究所 西地区 (ANL-West, Idaho falls)	・・・ 10
4. おわりに	・・・ 13

1. はじめに

ICONE (原子力工学国際会議) は、米国、日本、欧州の間で開催される原子力化学工学全般に渡る国際会議であり、今回は第8回目として、2000年4月2日～4月9日の期間、米国、ボルチモアで開催された。報告者らは、本学会において再処理技術に関する最新の報告を行うと共に、パネル討論や乾式再処理技術等の技術報告を聴講した。

本学会では、米国、日本、フランス、カナダ他から総勢約650人が参加し、約700件の研究発表、7件の基調講演、8件の招待パネル討論が行われ、20世紀の原子力の評価と21世紀の原子力のあるべき姿について討議が交わされた。

また、本学会の前後にアルゴンヌ国立研究所 (ANL-E、ANL-W) を訪問し、乾式再処理プロセスの研究者らと技術的な情報交換を行った。今回の訪問ではANL法の乾式プロセスのプロセス情報、装置情報、施設環境等の施設情報の他、直接、技術者と情報交換を行うことにより、資料では得られない貴重な現場サイドの情報を入手することができた。これらの情報は、サイクル機構における今後の乾式技術開発に役立つものと思われる。

2. 出張日程

2.1 出張場所

- (1) 米国 ボルチモア Hyatt Regency Hotel
- (2) 米国 アルゴンヌ国立研究所 東施設及び西施設 (ANL-E、ANL-W と略す)

2.2 日程

- 4月3日 (ANL-East)
- 4月4日～4月5日 (ICONE-8)
- 4月7日 (ANL-West)

3. 報告内容

らはICONE-8学会に出席し、以下の報告を行うと共にパネル討論や乾式再処理技術等の他の技術報告を聴講した。また、アルゴンヌ国立研究所 (ANL-E、ANL-W) のにおいて乾式再処理の研究者と情報交換を行った。以下に上記調査の内容を報告する。

(1) Track-5: "Non-reactor Safety and Reliability"

「Investigation of Safety Evaluation Method and Application to Tokai Reprocessing Plant (TRP)」(報告者:中村)

(2) Track-9: "Spent Nuclear Fuel and Waste Processing"

「Structural Improvement on the continuous rotary dissolver」(報告者:鷺谷)

(3) Track-2: Aging and Modeling of Component Aging, Including Corrosion of Metals and Welds. passivation, passive films"

「Development of Evaporators Made of Ti-5% Ta Alloy and Zr - Endurance Test By Mock-Up Unit」(報告者:高田)

3.1 ICONE-8 参加報告

(概要)

ICONE 8 はアメリカ東部海岸のワシントンDCの北東約 60 キロにある都市ボルチモアの中心街に位置する Hyatt Regency Hotel で 4/2~4/7 にかけて行われた。会場にはホテル内の十数カ所の会議室が使用された。

今回の学会では、米国、日本、フランス、カナダ他から総勢約 650 人が参加し、約 700 件の研究発表、7 件の基調講演、8 件の招待パネル討論が行われ、大変盛況であった。発表の内容は原子炉を中心とした工学的、エンジニアリング的な物が多く感じた。また、今回は 2000 年ということもあって、20 世紀の原子力の評価と次世代の 21 世紀の原子力はどうあるべきかについて討議がなされた。

この中で日本からの招待講演として、本社野田部長による FS の説明及び原研石川氏による JCO 事故の報告が約 70 人程度の聴講の中行われた。

我々の発表は 4 日に鷺谷、高田が行い、5 日に中村が行った。鷺谷の発表ではプラスチックモデルとステンレスあるいは実機とでその表面粗さの違いからスラッジに関する試験結果に影響が出ないかの質問があった。高田の発表では、ジルコイ及びチタン合金の防食にはどのような因子、成分が関わっているのかとの質問があった。中村の発表では、今回行った評価手法は六ヶ所施設でも使ったのかとの質問があった。

また、以下に各自の参加したセッションの内容を報告する。

(1)Track-5 (セッション 5.08) : Non-reactor Safety and Reliability

本セッションでは炉以外の種々の安全性評価に関する発表が行われた。

以下に各発表の概要を記す。

8070 Risks of the Nevada Test Site

- ・ネバダ試験サイトでのリスクを 8 つに分類
(非放射性的に従業員の職業的リスク、従業員の放射線及び化学的リスク、汚染土壌、放射性廃棄物管理サイト、輸送、地下実験場、飛行機落下などの大事故、サイト外)
- ・ネバダ試験サイトでのトータルのリスク(死亡率)は年間 0.5 と小さい
- ・放射線リスクとしては、周辺住民に比べて放射性物質を取り扱う従業員のリスクの方がずっと大きい
- ・ネバダ試験サイトの最大のリスクは高放射性廃棄物の輸送

8490 Risk Analysis of Byproduct Material System

- ・放射性物質のリスク告知の為のプログラムの一部として実施
- ・米国には医療、教育及び産業の為に使用する核物質に関する許認可項目数は約 22,000
- ・用途は 40 のカテゴリーに分類
- ・種々のシステムに対する統一した評価方法の作成、検討

- ・過去の発生頻度や影響のデータの不足

8173 Pressure Effects Analysis of National Ignition Facility Capacitor Module Events

- ・NIF(National Ignition Facility)の建設の為にコンデンサー及び給電システムの試験中の故障による事故について評価
- ・火球が生じた場合のエネルギー放出評価
- ・コンデンサー内圧力上昇評価

8004 A Combined Deterministic and Probabilistic Approach to Estimate Frequency of Inadvertent Criticality for a Cask Car Lid Drop Event

- ・使用済み燃料輸送容器の事故評価
- ・蓋が落下した場合の臨界事故の可能性を評価
- ・決定論及び確率論的手法を併用した手法
- ・評価結果を基に経済的な対応を実施

(2)Track-9 (セッション9.07~9.09): Spent Nuclear Fuel and Waste Processing

本セッションは4/3~4/6の3日間行われ、筆者は4/4~4/6のセッション9.07, 9.09に出席した。本セッションでは、14件の発表のうち、ユーゴスラビアとサウジアラビアからの発表分2件が取り下げられ、合計12件の発表が行われた。その内訳は、乾式再処理(3件)、廃棄物処理(7件)、湿式再処理(1件)、ガス炉燃料再処理(1件)の報告であった。また、他のセッションでは、各国のMOX燃料の利用状況に関する基調報告、解体処分用YAGレーザの開発、等について聴講した。以下に代表的な報告の概要を紹介する。

<セッション9.07: Spent Nuclear Fuel and Waste Processing 1>

8714 Mortar Matrices for Radioactive Waste Materials Physical-Chemical Characterization in Preaging Tests Due to Addition of the Polyethylene Granules and Powder

- ・発表なし
- ・モルタルの組成毎の物理化学的な特性
- ・¹³⁷Csのリーチング率

8671 Technology Development for Nuclear Fuel Cycles -Radioactive Waste Treatment and Spent Fuel Storage-

- ・原子力施設における廃棄物処理施設及び使用済み燃料貯蔵施設の開発(使用済み燃料も含めて、廃棄物の処理全体について工学的観点から検討)
- ・廃棄物処理施設は、固化処理システム/溶融システム/洗濯廃液処理システム/から構成される。(これらシステムについての開発、1/5モデルによる検証)
- ・廃棄物量が1/2から1/4に減少、経済性にも優れている。

8541 Engineering and Acquisition of Equipment for Electrometallurgical Treatment of Spent Nuclear Fuel

- ・ANLでは、熔融塩電解法（ANL法）の開発を1970年代からIFR概念を支持するために始めた。
- ・その後、MK-I～MK-Vと計画を進めてきている。（MK-IVはEBR-IIのドライバ燃料処理、MK-VはEBR-IIのブランケット燃料処理に対応している）
- ・MK-IVは1994年から、MK-Vは1996年から運転を開始している。
- ・MK-Vでは、35kg per Anode/Cathode/monthの処理能力がある。
- ・試験は、ANL-WのEBR-IIの横にあるFCF（Fuel Conditioning Facility）で行われている。

8540 Flowfield Characteristics in a Model Vaneless Diffuser Prior to Stall Inception

- ・発表なし
- ・翼なし混合機の流動解析

8195 Anodic Behavior of Uranium and Zirconium during Electrorefining Spent Fuel in Molten Salt

- ・熔融塩電解法（ANL法）におけるU及びZrの溶解析出挙動について評価。
- ・U-Z系では、UZr₂の研究がポイントとなる。
- ・reversible potentialをEとすると $E_{Zr} > E_{UZr_2} > E_U$ となる。
- ・電位的には、Zr単体の溶解は起きにくいだが、実際にはUZr₂の形態で溶解が進むものと推定される。
- ・溶解メカニズムは
 - $E_{anode} > 0$: Uが溶解
 - $E_{anode} \rightarrow E_{UZr_2}$: UZr₂中のUとZrが溶解
 - $E_{anode} \rightarrow E_{Zr}$: Zrが溶解
- ・析出物の不純物としては99.5%Uの他にZr、Puが不純物として析出する。
- ・電解条件の燃焼度依存性については、あると考えるが試験データがない。

<セッション9.09：Spent Nuclear Fuel and Waste Processing 3>

8702 Design and Development of a Cathode Processor for Electrometallurgical Treatment of Spent Nuclear Fuel

- ・乾式再処理用カソードプロセッサの開発。
- ・2つを製作しANL-EとANL-Wで試験、ANL-Wでは1996年から照射燃料を用いて試験している。
- ・処理する燃料のタイプ毎に温度、圧力等の条件を変えている。

8373 Development of New Treatment Method to Reduce the Volume of Low Level Liquid Wastes

- ・低レベル廃液の減容処理技術の開発

- ・ TRP から発生する低レベル廃液を対象とした減容処理の技術開発
- ・ 化学沈殿、限外ろ過、イオン交換を組み合わせた技術開発
- ・ 処理に伴って発生した廃液はホウ酸ナトリウムを用いて固化する。
- ・ JNC ではこれらの技術を将来実証する計画である。

8355 Modification of the Continuous Rotary Dissolver - Solid Behavior and Structural Consideration

- ・ 回転ドラム型連続溶解槽内における、せん断特にスラッジの移行挙動についてコールドでの試験を通じて評価している。
- ・ 溶解工程、清澄工程におけるスラッジは配管閉塞等の観点からその挙動評価が重要
- ・ 回転ドラム内における著しいスラッジ堆積はなく装置内のスラッジが堆積する傾向にある場所の装置構造を改良した。
- ・ 改良の結果は良好であった。

8099 Pyrolysis/Steam Reforming Technology for Volume and Weight Reduction and Stabilization of LLRW and Mixed Wastes

- ・ 低レベル廃棄物の処理
- ・ 3つのプロセスからなる。(乾燥 (100℃)、熱分解 (250~550℃)、蒸気 (650~750℃))
- ・ これをテネシー州に設置した。Studsvik Processing Facility(SPF)
- ・ 1999年7月から現在まで運転している。
- ・ 将来計画としては脱硝がある。

(3) Track 2 (セッション 2.02) : Aging and Modeling of Component Aging, Including Corrosion of Metals and Welds, passivation, passive films

本セッションは4月4日に行われ、筆者分を含め4件の発表が行われた。以下に本セッションでの報告の概要を紹介する。

8230 Combination between a Finite Element Code and a Probabilistic Code to Estimate the Failure Probability of PWR Pressure Vessels

- ・ PWR の圧力容器の破損の可能性を予測するため、有限要素法の計算コードと確率計算コードを統合する。
- ・ モンテカルロ法では演算に時間がかかりすぎるため有限要素法のコードとしては FORM(First Order Reliability Method)法を用いた Aster コードを使用した。確率計算コードには PROBAN コードを使用した。

8288 Deposition of Chromium Coatings by Pack-Cementation onto the Nickel-base Superalloy Inconel 690

- ・ インコネル 690 を 1273~1573K で焼き入れ処理すると、クロムを主成分とする析出物が生成し、耐食性が向上する。
- ・ 1273K、1323K での析出物は外側に α 相、内側に γ 相の 2 層構造であり、1573K で

は α 相のみが形成された。

- ・各温度で生成した析出物の組成は文献値とよく一致した。

8301 Fracture Toughness Characterization of Type 304 Stainless Steel Irradiated in the Halden Reactor

- ・商用に供される SUS304 材と、試験に供される SUS304 材を Halden 炉において中性子束密度 $0.3\sim 0.9\times 10^{21}\text{n/cm}^2$ で照射した。
- ・照射後の機械強度測定の結果、いずれの材料も機械強度の低下が見られたが、商用材料の機械強度の方が試験用材料よりも大きいことがわかった。
- ・試験用材料の強度低下の因子としては MnS クラスタ生成による欠陥の発生が考えられる。
- ・ニッケル・珪素含有率の差異の放射線脆化への影響は認められなかった。

(4) パネル討論 (Invited Panel Sessions)

4月5日に行われた"MOX Fuel-Uses and Challenges"では、米国、ヨーロッパ、日本、フランスから計5件の報告が行われた。このうち、以下について報告する。

① European Commission (M. Deffrennes)

- ・欧州8ヶ国における動力炉での MOX 利用状況
 - PWR、BWR 合せて 34 基で MOX を利用 (2000 年 1 月現在) している。
 - フィンランド/E/スウェーデン : 再処理しない。
 - ベルギー/独/(スイス) : 一部再処理する。
 - 仏/NI/英 : 再処理する。
- ・尚、ベルギー、仏、独、(スイス) は、再処理する Pu を全て MOX 利用、英国、NI は、PuO₂ で Pu を貯蔵し、再利用は考えていない。
- ・ベルギー 1994 年 最大 23%MOX 装荷 (許可) 45GWd/t
- ・仏 7.5tPu/年再処理、1987 年から開始
 - 20 基の PWR で 30%まで MOX 装荷 (許可) 6tPu/年
 - さらに 28 基の PWR で MOX 装荷 (許可) 11tPu/年
- ・独 12 基 (PWR、BWR) で最大 50%まで MOX 装荷 (許可) 2.6tPu/年
- ・英 MAGNOX と AGR の SF を再処理。英の炉には MOX を装荷せず。
 - 2010 年までに 100 t の Pu が蓄積される。
- ・MOX 燃料製造能力
 - ーベルギー ベルゴニュークリアで 40tMH/年、仏 COGEMA のガダラッシュで 40tMH/年 MELOX で 100tMH/年
 - 英 MDF で 8 tMH /年 (合計では、180 tMH/年)
 - ー将来的には、COGEMA MEMOX で 200tMH/年、BNFL SMP で 120 tMH/年に増強され、合計 400 tMH/年となる。

・ MOX オプションの経済性

- 分離（再処理）した Pu を貯蔵：2 \$ /g/年
- MOX 燃料に加工：1400 \$ /kgMH (50g の Pu を含む)
- ガラス固化し、HLW として処分：1000 \$ / kgMH (40g の FP も含む)
- UO₂ 燃料を MOX 燃料に置き換える（プルサーマル）：800 \$ /kgMH

・ 挑戦

- 現在、原子炉級 Pu が 180t、兵器級 Pu が 100t ストックされている。
- B, F, D, (CH) は、現在の MOX オプションを継続：政策マター
- UK は、MOX を輸出するとしているが、他の国の動向を反映：政策と経済性マター
- USA とロシアは MOX プラントを建設：政策と財政マター

・ 結論

分離された大量の Pu が蓄積されている。欧州では、MOX 利用は商業的に実証されている。Pu の分離技術があれば技術的には MOX オプションは可能である。政策と経済性/財源マターである。PA が必要である。

②DOE, USA (P. T. Rhoads (L. Holgate の代理))

- ・ ロシアとの合意は、現在ペンディング（保留）
- ・ MOX の合理性 (①ロシアは Pu の不動化は NO ②FFTF での MOX 利用は、経済性と NRC の考え次第 等)
- ・ 米国内の MOX プログラム (①MOX FFF (Fuel Fabrication Facility) の運転 ② 6 基の PWR で MOX 利用 ③MOX を照射することにより使用済燃料基準に合致させる ④MOX の FFF から原子炉への輸送のための梱包技術等)
- ・ MOX 協力体制 (Duke/Cogema/Stone & Websten 3 者協力体制成立)

③JAERI, Japan (T. Fuketa)

- ・ 反応度事故 (RIA) 時の MOX 燃料の挙動について説明。
- ・ NSRR を用いた ATR 用 MOX 燃料の試験結果や UO₂ の試験結果が紹介された。
- ・ MOX 燃料は UO₂ に比べ、FP ガスの放出が多く、かつ外径増加が大きいいため、RIA 時に PCMI 破損を起こし、燃料分散 (仏のカブリ炉を用いた試験で報告有) の可能性がある」と指摘。

④COGEMA, France (J. L. Nigon)

- ・ Pu 利用に関する COGEMA の見解 (Pu は利用すべきである。)
- ・ 現在、欧州では 34 基の軽水炉で MOX が利用されている。
- ・ 現在の許可の範囲 (Pu 富化度 7.08% 燃焼度 集合体最高で 52Gwd/t)
- ・ 2010 年までに、燃焼度の許可範囲を 70Gwd/t までとしたい。
- ・ Pu リサイクルの将来のシナリオについて提案

⑤KEPCO, Japan (M. Fujita)

- ・ 関西電力 高浜 3,4 号炉における MOX 利用計画
- ・ 日本での MOX 燃料の経験（ふげんでの MOX 使用、少数体試験等）
- ・ MOX 燃料の安全性評価

（全体の印象）

- ・ 欧州では、MOX の LWR での経験が豊富。日本は、これから本格的に開始しようとしている。米国及びロシアは、解体核の処分でも MOX を検討している。このような状況のためか比較的活発なパネルであった。

3.2 アルゴンヌ国立研究所における乾式技術調査

(概要)

4月3日にANL-East、4月7日にANL-Westを訪問した。訪問スケジュールは以下のとおり。

- ・ANL-East (4月3日)
 - 9:00～11:00 業務概要紹介と討論
 - 11:00～12:00 施設見学 (施設 205)
- ・ANL-East (4月7日)
 - 9:30～12:00 乾式再処理セミナー
 - 13:00～14:30 施設見学 (FCF) 及び討論

3.2.1 アルゴンヌ国立研究所 東地区 (ANL-East, Chicago)

ANL-Eはシカゴの町から車で約1時間の所にある。敷地入り口にゲートがあり、そこで身分を確認してから広大な敷地に入域するが、ORNL等に比べて意外と簡単な手続きに驚いた。敷地内にマリOTTが運営を委託されているゲストハウスがあり、我々はそこに宿泊した。翌日、Chemical Technology(CMT)のある施設205を訪問し、相互の業務概要紹介と試験施設見学を行った。

(1) 業務概要紹介と討論

冒頭のミーティングには部長も含めてCMTの乾式再処理関係者が8名出席して、ディスカッションを行った。

JNC側からは、戦略的研究開発(FS)の概要と先進部における業務内容、RETF計画、等を紹介した。ANL側からロシア法に関連してRIAR, RICTとは、RIAR法の改善策とは、塩素供給の方法はどのようにするのか、また、その他何が計画とFSのMA/L LFP分離との関係、MAは燃料としてリサイクルするのか、晶析はどのように組み込むのか? その問題点はクリア出来ているのか等の質問がなされた。

また、ANL側からは、EBR-IIの使用済燃料の乾式処理技術(ANL法)について説明があり、本法について質疑を行い以下の様な情報を入手した。

- ・Cd電極を使った試験は94年ごろまで実施したが、核不拡散に関するDOEの方針変更によりPuのリサイクルが禁止され、その後試験はしていない。
- ・CMTでは扱えるPuの量は約250gである。
- ・本法では、電解中に塩素が発生しないのでオフガス系の塩素対策はしていない。
- ・雰囲気管理では酸素及び窒素とも1ppm程度で管理しており、窒素については窒化物の発生防止の観点から、酸素については金属火災の防止の観点から管理している。
- ・Puは塩中に蓄積されるが、使用済燃料中のPu含有量が微量(十数グラム/集合体)であることから電解槽内の塩はバッチ毎にクリーンアップはしない。電解槽の入出量をサンプリング、分析で確認するのみであるとのこと。

- ・ P uを含む塩は最終的にセラミック固化する。
- ・ 電解槽の処理能力については加熱、冷却時間は問題ではなく、臨界量で決まる。冷却は完全には落とさずにバッチ処理を繰り返す。なお、バッチングにはそれなりの時間がかかる。また、P uが入ると処理能力は下がる可能性があるが定かではない。
- ・ スカールアップファクターについては、ウランについては、これ迄のウラン試験の結果から 5～150kg の範囲では電流効率に変化は無く一定であることが確認されているが、P uが入る場合には処理能力は下がると考えられる。
- ・ 安全性で問題とする点は、臨界や金属火災であるが、臨界については入量、出量、サンプリングによる管理を行っていけば、非常に極端な場合を考えても、中々起こらない。金属火災のほうが現実的な問題である。

(2) 施設見学 (施設 205)

205 施設内にある電解槽及び廃棄物処理装置の試験施設を見学した。電解槽 (MK-III 及びMK-IV) はグローブボックス (約 6×3×8 m) の中で試験している。GBはアルゴン雰囲気酸素の漏れ込みを防ぐために正圧に管理されている。電解槽は、電極を引き上げる際にGBを熱から守るための可動式のアルミ製の遮蔽体を有している。電解槽はGBの下面に取り付けられており、接触面は気密を保つためにバイトンのシールを取っている。このシールを保護するために周囲を水冷している。電極軸の給電部に水銀を使用しているため、空気を吹き付けて冷却している。酸素、窒素の管理値を見ると約2 ppmであった。

廃棄物処理としては、電解槽から排出される、ハル、FPなどの金属と使用済み塩の固化試験装置を見た。金属廃棄物についてはイットリアるつぽで熔融してSUSやジルカロイ (EBR II の燃料にはジルカロイも使用しているため) の入った金属合金としている。使用済み塩はゼオライトにソーダガラスを混ぜて800度程度で熔融させてセラミック固化している。なお、HIPについては10%程度の減容率しかなく、現在は使用していない。

3.2.2 アルゴン国立研究所 西地区 (ANL-West, Idaho falls)

ANL-Wはアイダホフォールズから車で約40分の距離にあり、途中は見渡す限り芋畑と荒野であった。研究所職員は自家用車または通勤バスを使って通勤しており冬季は雪の中の通勤が大変であろうと思われる。研究所の周辺には人の居住は無く、研究所に近接した場所に高放射性廃棄物のセラミック固化体を貯蔵する屋外サイトを設けている。研究所には13の施設が在りそれぞれ稼働または補修、点検中とのことであった。

当日は、所長が出張であったが副所長と会うことが出来た。所長は当日、ワシントンに出向きDOE及び科学アカデミーに対して、ANLでのこれ迄の使用済燃料乾式処理技術開発の成果 (Final Report) 報告と今後の将来計画を説明しているとのことであり、今朝

の時点でDOE側から好印象が得られているとの事であった。

また、訪問当日、ロシア RIAR 研究所の副所長と同行のANL-Eのメンバー及び電中研からの訪問者を交え、セミナー型式で4者合同のミーティングを行った。このセミナーでは、ANL-WからFCFにおける乾式プロセス及び廃棄物処理に関する報告、電中研で実施した金属燃料に関する照射試験と挙動解析結果の報告、RIAR氏から振動充填燃料の製造と照射後燃料の調査結果に関する報告が行われた。また、昼食後は、高速実験炉EBR-IIに隣接しているFCF (Fuel Conditioning Facility) を見学と乾式再処理に関する討論を行った。

(1) 乾式再処理セミナー

① 「FCFのMark-IV, Mark-V電解槽の概要について」(ANL-W)

ANL-WのFCF(Fuel Conditioning Facility)に設置されているMark-IV、Mark-Vと呼ばれている乾式再処理プロセス用電解槽に関する概要説明。Mark-IVでは4つの電極ポートおよび熔融塩プール下部にCdプールを有しており、2陽極、2陰極での電解反応により陰極へウランを析出させる運転モードと、Cdプールを陽極として陰極に析出したウランを熔融塩側へ溶出・回収する運転モードの運転が可能である。Mark-IVではFCFに隣接する高速実験炉EBR-IIで使用されたドライバー燃料100体(410kg)、ブランケット燃料2体(96kg)を処理した。

Mark-Vでは電極ポートは同じく4つであるが、陽極・陰極をユニット化し、このユニットを4カ所の電極ポートに設置することで処理能力の向上を図っている。陽極・陰極ユニットはせん断した燃料ピンが装荷されるバスケットを有する陽極、陰極、陰極に析出したウランを掻き取るスクレーパおよび掻き取られたウランを回収するコレクタからなる。運転中、陽極を回転させることにより連続的に電解・ウランの回収をおこなっている。また、Mark-VではCdプールを廃し、熔融塩プールのみとなっており、これまでにブランケット燃料16体(760kg)を処理した。電解プロセスにより分離したウランはカソードプロセスによりインゴットの形態で回収される。

② 「乾式再処理プロセスにおける廃棄物の処理について」(ANL-W)

乾式再処理プロセスから発生する廃棄物は被覆管・貴金属FP等の金属廃棄物と、使用済熔融塩の2種類に大別される。金属廃棄物はmelting furnaceで熔融し、インゴットの形態で回収・高放射性廃棄物とする。使用済熔融塩はソルトクラッシャーで粉末とした後、Vミキサーでゼオライト粉末、ガラス粉末と混合し焼結させセラミックの形態で回収・高放射性廃棄物とする。セラミック廃棄物の減容法として、セラミック廃棄物のゼオライトからソーダライトへの変態による減容(800~900℃)およびHIP(Hot Isostatic Press)による圧縮処理をおこなっている。なお、このセラミック固化体はガラス固化体と同等以上の閉じ込め能力を有していることを確認した。

③「ALFUS コードを用いた燃料の照射後解析および金属燃料の燃料-被覆管近傍部における液相形成条件に関する研究」(電中研)

高燃焼度領域における金属燃料の挙動を明らかにするため、挙動解析コード ALFUS を開発し、ALFUS コード計算結果と照射後燃料の実測値を比較してみた。計算値と実測値はよく一致し、ALFUS コードが照射後燃料の挙動解析に有効であることが立証された。

また、金属燃料の燃料-被覆管近傍部における液相の形成に関しては、燃料-被覆管近傍に形成される金属間化合物の同定、U-Zr-Fe, U-Pu-Fe, U-Pu-Zr, U-Pu-Zr-Fe 系金属間化合物の状態図の作成をおこない、液相が発生しない条件を見出した。(<650°C, Pu/(Pu+U) <0.25)

④乾式再処理プロセス(塩化物法)の概要と振動充填法により作製した MOX 燃料の BN-350, 600 への適用実績について」(RIAR)

ロシアにおいては、塩化物熔融電解法によりウラン・プルトニウムの回収をおこなっている。回収されたウラン・プルトニウムはこの段階ですでに粒径 100 μ m 程度の粒状となっており、振動充填用の粒状燃料とするのに非常に好都合である。振動充填法により作成した MOX 燃料を BN-350, BN-600 へ装荷し、照射後の燃料の断面を観察したところ、燃料-被覆管の界面の状態は良好であった。また、被覆管にクラックが発生した場合の FP のリーク率はペレット燃料に比べ 1/3 程度に抑えられている。これは Rh, Ru 等の貴金属 FP がインゴットとなって燃料中心部に集まることと、Cs が下部へ移動するという現象が寄与しているものと考えられる。

(2)施設見学及び討論

FCF は EBR-II からの使用済燃料を受け入れる横長のホットセル (Air セル) と使用済燃料を乾式で処理するホットセル (Ar セル) から構成されている。EBR-II からの使用済燃料は、キャスクを用いて Air セルに搬入され、ここで縦置き状態で集合体をピン単位まで解体する。その後、解体した燃料ピンは電解槽が設置されている Ar セルへ搬入される。Ar セルは 16 角形で、燃料搬入口から時計回りに乾式再処理プロセスの各工程機器が配置されている。燃料搬入と製品・廃棄物搬出がほぼ同じ場所で行えるという点で非常に合理的な設計である。なお、施設内はリニューアルされているようで、セル外壁の塗装や遮蔽窓外側のカバーガラスとその留具などが新しくなっているようであった。セル内は廃棄物などもたまってはいるが意外と整理され、装置類もきれいであった。

また、施設内は着替えをする必要はなく、オフィスにいるのと同じ服装に TLD という装備で試験をおこなっていた。また、施設の排気スタックはワイヤー止めであり、核燃料施設に関する日米の規制の違いに驚かされた。国土の広さ、人口密集の度合いを考えれば日米の規制が違うのは当然であるが、機器開発という観点からみればやはり「American way」の方が柔軟に対応でき、有利であると考えられる。そういう意味ではアメリカの開発環境に羨望の念を禁じ得ないところである。

見学後、ANL-Wの研究者らとFCFや乾式プロセスについて質疑を行い以下の様な情報を入手した。

- ・ FCFのエアーリーク量は0.01ft³/minである。これは実測値から求めた値とのものである。
- ・ セラミック固化体は、HIP処理により容積が約2/3に減容される。
- ・ Cdの処分についてはANLでも頭を悩ませており、現状は容器に入れて保管している。
- ・ Puのリサイクルについては、研究者として魅力があるが、DOEの方針で研究が禁止されており、核不拡散上の理由から“再処理“という言葉に非常に敏感であった。このため、過去のPuに関するR&D情報については、殆ど口述を避けられた。

4. おわりに

筆者らは、ICONE-8において、再処理技術に関する報告を行うと共に、パネル討論や乾式再処理技術等の技術報告の聴講に参加し最新の技術情報を収集することができた。

今回の会議は、米国、日本、フランス、カナダ他から総勢約650人が参加し、約700件の研究発表と7件の基調講演、8件の招待パネル討論が行われ盛況であった。また、今回は2000年ということもあり、20世紀の原子力開発の評価と21世紀の原子力のあり方について、活発な討議がなされ非常に有意義であった。

一方、アルゴンヌ国立研究所(ANL-E、ANL-W)の訪問では、乾式プロセスの研究者らと乾式プロセスに関する情報交換を行うことができ、資料では得られない貴重な現場サイド情報の入手ができた。また、最も大きな成果として、ANL技術者との情報交換ルートを開くことが出来た。これは、今後のJNCにおける乾式プロセス開発に対して非常に有益なものであると考えている。

最後に、筆者一同、今回のような機会を頂けたことに対し深く感謝し、成果を今後の技術開発に反映して行きたいと考えています。

以上