

# GLOBAL 2001 参加報告

(会議報告)

2001年12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)  
2001

## GLOBAL2001 参加報告

(会議報告)

森本恭一\*, 重留義明\*, 柴田淳広\*\*

### 要 旨

Global2001 (International Conference : “ Back-End of the Fuel Cycle : From Research to Solutions “) は平成 13 年 9 月 9 日から 9 月 14 日までの 6 日間、フランスのパリで開催された。今回は各国から約 420 名の参加者があり、この内、約 70 名が日本からの参加であった。本会議では、炉・燃料サイクル分野、再処理分野、処分分野、核不拡散分野等に分かれて報告を行っていた。この中でも核燃料サイクルのバックエンド、長寿命核種のマネージメント、炉・燃料の先進的コンセプトに関する報告が中心的な位置を占めていた。先進リサイクル研究開発部からは実用化戦略調査研究、燃料、再処理等に関する発表、ポスター発表を行い、また各発表を聴講して情報収集を行った。なお、Global2001 の情報に関しては次のホームページで参照できる。

<http://www.cea.fr/conferences/global2001/index.htm>

---

\* 東海事業所 環境保全センター 先進リサイクル研究開発部 プルトニウム燃料開発 Gr  
\*\* 東海事業所 環境保全センター 先進リサイクル研究開発部 先進再処理技術開発 Gr

## Report for the Participation in GLOBAL2001

Kyoichi MORIMOTO\*, Yoshiaki SHIGETOME\*, Atsuhiko SHIBATA \*

### Abstract

Global2001 (International Conference : “ Back-End of the Fuel Cycle : From Research to Solutions “) was held for six days from September 9 to September 14 in Paris in France. In this year, there were about 420 participants from each country and about 70 people participated from Japan. This conference consisted of the reactor and fuel cycle field, the reprocessing field, the disposal field, and the non-proliferation field, etc. The main topics of this conference were the back end of the nuclear fuel cycle, the management of long-lived nuclide, the advanced concept of reactor and fuels.

Advanced fuel recycle technology division reported about the feasibility study on commercialized FR cycle systems, the nuclear fuel and the reprocessing process in the oral session and poster session. Each report was audited and information was collected.

It is possible to refer to information on Global2001 by the following homepages.

<http://www.cea.fr/conferences/global2001/index.htm>

- 
- \* Pu Fuel Technology Group, Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works
- \*\* Recycle Process Technology Group, Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works

## 目 次

1.	はじめに	1
2.	9月9日:Registration and Installation of Posters	1
3.	9月10日	1
3.1	OPENING PLENARY SESSION	1
3.2	ORAL SESSION:Thermal Recycle of Plutonium	2
3.3	POSTER SESSION	3
4.	9月11日	3
4.1	ORAL SESSION:Advanced Reprocessing	3
4.2	ORAL SESSION:Advanced and Present Reprocessing	5
4.3	ORAL SESSION:Advanced Concepts and Technologies / Reactors and Fuel Cycle I	6
4.4	POSTERS REVIEW	7
5.	9月12日	9
5.1	ORAL SESSION:Advanced Concepts and Technologies / Reactors and Fuel Cycle II	9
5.2	ORAL SESSION:Advanced Concepts and Technologies / Reactors and Fuel Cycle III	10
6.	9月13日	11
6.1	ORAL SESSION:Advanced Concepts and Technologies / Reactors and Fuel Cycle IV	11
6.2	CLOSING PLENARY SESSION	12
7.	9月14日:MELOX Technical Tour	12
7.1	概要	12
7.2	見学前の説明	13
7.3	施設内の見学	13
8.	おわりに	14

## 1. はじめに

Global2001 (International Conference : “ Back-End of the Fuel Cycle : From Research to Solutions “) は平成 13 年 9 月 9 日から 9 月 14 日までの 6 日間、フランスのパリで開催された。今回は各国から約 420 名の参加者があり、この内、約 70 名が日本からの参加であった。本会議では、炉・燃料サイクル分野、再処理分野、処分分野、核不拡散分野等に分かれて報告を行っていた。この中でも核燃料サイクルのバックエンド、長寿命核種のマネージメント、炉・燃料の先進的コンセプトに関する報告が中心的な位置を占めていた。先進リサイクル研究開発部からは実用化戦略調査研究、燃料、再処理等に関する発表、ポスター発表を行い、また各発表を聴講して情報収集を行った。

## 2. 9月9日: Registration and Installation of Posters

会議の受付を行い、Proceeding を受け取った後、ポスターセッションの会場で指定されたパネルに掲示した。

## 3. 9月10日

### 3.1 OPENING PLENARY SESSION

参加各国・機関の代表者が各国・機関の現状を紹介した。

オープニングスピーチとして、CEA から世界の原子力の状況が紹介された。

日本原燃からは、新原子力長計や六ヶ所サイクル施設の現状など、日本の原子力の状況が紹介された。

フランス Framatome-ANP 社の D. V.氏の報告では、フランスで新しく発足した持株会社 AREVA の紹介および Framatome-ANP 社の業務である原子炉設計の紹介がされた。アレバは、CEA (仏原子力庁) の子会社 CEA-アンデュストリー及びコジェマ (仏核燃料公社)、フラマトム (原子炉メーカー) の 3 社を統括する持株会社である。フラマトムの原子炉設計では、ウラン使用量およびウラン濃縮度の最小化並びに廃棄物の最小化を目指し、LWR, Advanced GCR, FBR の開発を行っている。

フィンランドの A. T.氏の報告では、“Maintaining a balanced electricity supply favours increased nuclear capacity in Finland” と題し、フィンランドにおける原子力の状況が紹介された。フィンランドには 2 ヶ所の原子力発電所があり、発電における原子力の割合は 27% である。林業、金属、化学産業での電力消費が総電力消費の半分を占める。電力を輸入している状況及び原発の更新時期を迎えることから、現在新規原発建設を計画している。

ロシア・MINATOM の V.B.I.氏の報告では 2020 年までに原子力発電量を 2 倍にすることを計画している。ロシアにおける Pu 在庫量として、兵器級 Pu が 34ton、原子炉級 Pu が 32ton ある。兵器級 Pu の一部は原発に装荷する予定で、MAYAK や Dimitrovgrad において燃料製造を行う。ロシアでは高速炉 BOR-60 と BN-600 を有している。従来の原子力の考え方は、“clean fuel – dirty waste” であったが、今後は“dirty fuel – clean waste” を目指していく。

BNFL の R&T の Director からは、“Nuclear Renaissance ?” と題した報告がなされた。英国

の1999年時点の発電容量はベストミックスの状態であるが、今後多くの原子炉が寿命を迎えることから、原子力の割合が2020年には8%まで低下する見込みである。国内外の原子炉需要に応えられるよう、BNFLでは色々な原子炉を揃えている。また、BNFLのR&Dの例として、Molten Salt 再処理、使用済燃料中間貯蔵技術、直接処分概念設計、分離変換研究が挙げられた。最後にR&Dの中核施設としてBTC (BNFL Technology Center) が紹介された。

### 3.2 ORAL SESSION : Thermal Recycle of Plutonium

本セッションでは主に各国における既存のPWR、BWRでのPu、MAのリサイクルやそれらを視野に入れたMOX燃料製造等に関する報告があった。日本からはJNFLによる六ヶ所のMOX工場に関してプラントのスペック、安全性評価、経済性評価に関する報告、東京工業大学によるPWR系でのPu、MAリサイクルの効率性評価のための濃縮ウランと天然ウランの量及び使用済燃料の放射性毒性の評価に関する報告があった。また、CEAからは通常のPWRでのPuリサイクルのための種々の酸化物燃料形態 (MIX-Fuel、CORAIL-Fuel、APA-Fuel、DUPLICATE-Fuel) について中性子バランスの観点から評価の報告や高温ガス炉を用いた多用途型の燃料サイクルに関する報告があった。ベルゴニュークリアからはMIMAS法によるMOX燃料の製造に関してこれまでの実績からそのフレキシビリティや炉内での安定性等についての報告があった。

[本セッションの報告タイトル]

- “New Enterprise of MOX Fuel Fabrication in Japan” [報告 No. 065] : JNFL
- “Different Possible Scenarios for the Plutonium Recycling in PWRs” [報告 No. 124] : CEA/DRN/DER
- “MIMAS, a Mature and Flexible Process to Convert the Stockpiles of Separated Civil and Weapon Grade Plutonium into MOX Fuel for Use in LWR's” [報告 No. 217] : BELGONUCLEAIRE
- “MOX Fuel Experience: Present Status and Future Improvements” [報告 No. 251] : Framatome ANP
- “Physics of BWR MOX Fuel - Results of an International Benchmark Study by the OECD/NEA Nuclear Science Committee” [報告 No. 212] : CEN Cadarache
- “Plutonium and Minor Actinides Recycle in Equilibrium Fuel Cycles of Pressurized Water Reactor” [報告 No. 184] : 東工大
- “Heterogeneous Assembly for Plutonium Multirecycling in PWRs: the Corail Concept” [報告 No. 116] : CEA/DRN/DER
- “Plutonium and Minor Actinides recycling in PWRs with new APA concepts” [報告 No. 175] :
- “Mastery of the plutonium in high temperature reactor” [報告 No. 108] : CEA/DRN/DER

### 3.3 POSTER SESSION

先進部先進再処理グループより'Separation Process of Long-Lived Radionuclides for Advanced Fuel Recycling'と題した溶媒抽出技術に関するポスター発表を行った。本ポスターについて説明を求めてきたのは2名で、産業創造研究所アドバイザー（元東工大教授）とロシア S. R. F.のプロジェクトマネージャー（State scientific center of Russian Federation, A. A. Bochvar All-Russian Research Institute of Inorganic Materials, Principal Research associate ISTC Project Manager）であった。産創研アドバイザーは機会があれば、各プロセスについて詳細を聞きたいとのことであった。一方、S. R. F.のプロジェクトマネージャーはHLWからの白金族元素に興味があるとのことで、担当者とコンタクトを取りたいとのことであった。他のポスターについては、PUREX プロセスに関する報告に対する関心は薄く、Molten Salt 再処理やフッ化物揮発法に関するものに関心が集まっていた。ロシアからの報告もいくつかあったが、その多くは日本やフランスなど他の機関との共同研究の形をとっていた。

先進部 Pu 開グループより'Development of compaction technology of vibro-compaction fuel fabrication'と題した振動充填技術に関するポスター発表を行った。これは振動充填条件の最適化と燃料ピンの検査、及び粒子挙動シミュレーションの結果についてまとめたものである。原子力の分野としてはなじみのない内容のためか、発表内容について議論が行われることなく、振動充填燃料の一般的な話に終止することが多かった。この中でベルギーからの参加者の一人がかつて振動充填燃料に携わったことのある研究者と議論を行った。氏の経験から問題となったのはやはりペレットに比べてデータが少ないことで、許認可上の問題が大きいことが断念する一つの大きな理由であったとのことであった。また照射試験の結果、あまり良好な結果が得られなかったこと（英国における FCCI、オランダにおけるランプ試験の結果）が指摘された。

振動充填に関するポスター発表が RIAR により行われており、バイパック燃料を30%もの高燃焼度まで照射を行い、FCCI 等が見られなかったことを報告していた。カギとなるのはこれまでも彼等が主張している、ウランゲッターにより O/M 比を低下させる効果によるものであるとのことであった。

英国における結果及びロシアの結果からも振動充填燃料の成否は O/M コントロールとなることが考えられ、今後の検討が必要と考えられる。

## 4. 9月11日

### 4.1 ORAL SESSION : Advanced Reprocessing

9件の発表があり、そのうち5件は日本からの発表であった。

JNC 大洗・システム部・再処理 GL が報告した“Design Study on Advanced Reprocessing Systems for FR Fuel Cycle”においては以下の質疑がなされた。

- Q) 従来に比べ気体廃棄物処理にコストがかかるのではないか？ A) どのプロセスにおいても従来と同様なプロセスで処理できると考えており、コストも同様であると考え。
- Q) MA リサイクルの際の、MA の燃料装荷割合は？ A) 2.5～3%
- Q) U および TRU の回収率は？ A) 99.9%を目標としている。
- Q) フッ化物揮発法製品の燃料転換方法は？ A) あとで回答する。



チェコの Nuclear Research Institute Rez plc からは溶融塩変換炉のためのフッ化物分離法について報告があった。チェコにおいて、現行では使用済燃料を直接処分する方針だが、代替法の R&D として本研究を行っている。粉化した使用済燃料をフッ化物揮発法で 99% のウランを回収し、残った U, Pu, MA, FP は molten salt 再処理するプロセスであり、ロシアの BOR-60 の再処理技術がベースとなっている。

Q) MA に関するデータを有しているか？ A) Am, Cm についてはデータがあるが、Np については十分ではない。

Q) フッ化物の揮発温度は何℃か？ A) 700℃である。Pu は一旦揮発性の  $\text{PuF}_6$  になるが不安定であるため、すぐに  $\text{PuF}_4$  になる。

産創研からは、実燃料を用いた改良イオン交換法による再処理試験の結果について報告があった。

座長コメント) イオン交換樹脂の耐放射線性が良いことに驚いた。

Q) U の回収率を高めるための工夫は？ A) 2 段カラムを使用している。

Q) Tc の回収法について説明してほしい。 A) 溶離液の酸濃度変化により Tc は他の元素ときれいに分離できる。

原研からは、TODGA 抽出プロセスについて、プロセス計算により最適条件を検討した結果が報告された。TODGA は Am, Cm, Np 以外に Sr を抽出するため、MA 回収プロセスだけでなく、MA 及び Sr 回収プロセスも紹介された。

座長コメント) 今後、実験データと比較することを期待する。

Q) Am と Cm の分離方法は？ A) 別の抽出剤を使用することになる。

Q) これまで原研で開発していた DIDPA プロセスとの違いは？ A) DIDPA プロセスは Feed 液調整が必要であったが、TODGA プロセスはその必要が無い。

CEA からは、Calixarene と CMPO を結合した抽出剤 CALIXCMPO について報告された。CALIXPART project は選択的 MA 抽出剤を調査するプロジェクトで、EC のプロジェクトである。CMPO の Am, Cm 抽出能力と Calixarene のサイズ選択性に着目して本抽出剤を開発している。Calixarene に CMPO と別の Ligand を入れることにより MA と Ln の分離性能が高まり、Am と Eu の分離係数 8 を達成した。

Q) CMPO 以外の抽出剤を用いる計画はあるか？ A) CALIXCMPO に関してまだやる事が多くあるので、別の抽出剤を用いるのはその後である。

Q) FP のうち抽出される元素はあるのか？ A) Pd が抽出される。

Q) Large scale で使用するときの問題は？ A) CALIXCMPO 特有のものではなく、CMPO や Calixarene と同様の問題である。

[本セッションの報告タイトル]

"Design Study on Advanced Reprocessing Systems for FR Fuel Cycle" [報告 No. 054] : JNC

"Fluoride Partitioning R&D Program for Molten Salt Transmutation Reactor Systems in the Czech Republic" [報告 No. 094] : Czech Republic

"An Advanced Ion-Exchange Process for Reprocessing Spent Nuclear Fuels Separation of Real Spent Fuel Solutions and Conceptual Design of the Process" [報告 No. 003] :

産創研

- “Development of todga extraction process for high-level liquid waste - preliminary evaluation of actinide separation by calculation” [報告 No. 036] : JAERI
- “Extraction of Actinides and Lanthanides by Calixarenes CMP0. Possibility to Separate Actinides from Lanthanides (CALIXPART project)” [報告 No. 083] : CEA
- “Reprocessing of Gas-Cooled Reactor Particulate Graphite Fuel in a Multi-Strata Transmutation System” [報告 No. 024] : ANL
- “Electrochemical Investigations of La, Nd and Am in Molten Chloride Salts in View of Am/Ln partitioning” [報告 No. 115] : 電中研
- “Applicability of the Lithium Reduction Process to Transuranium Elements” [報告 No. 164] : 電中研
- “Demonstration of Pyrometallurgical Processing for Metal Fuel and HLW” [報告 No. 170] : 電中研
- “Hydrogen issues in Waste Retrieval” [報告 No. 317] : UK

#### 4.2 ORAL SESSION : Advanced and Present Reprocessing

9 件の発表があり、乾式再処理に関するものが 5 件、PUREX プロセスに関するものが 3 件、フッ化物法が 1 件であった。

PUREX プロセスに関するもののうち 1 件は JNC 東海再処理センターからの MIXSET-X についての報告である。MIXSET-X では 31 成分、45 の化学反応を解析できる。TRP のデータを用いたベンチマーク、MIXSET-X を利用した TRP 安全性確認作業についても報告された。

Q) Tc の挙動について実測値との比較は行っているか？ A) FP に関するベンチマークは今後実施する予定。

Q) ベンチマークはノーマルオペレーション時のみ行っているのか？ そうであれば、マルオペレーション時の評価には使用しないほうがよいと思うが。 A) あとで回答。

BNFL から、PUREX の産業化と題して報告がなされた。ここ数年のセラフィールドの従業員平均被ばく線量は 2mSv/year 以下であり、また、海洋への放出放射能も 1986 年以降低く抑えている。Thorp ではトリチウム、C-14、I-129、Co-60 の放出を抑える設計となっており、これが機能している。

Q) TRP では Kr の回収技術開発を行っているが、Kr の回収についてはどう考えるか？ A) Kr は人間への影響が無視できるので、放出して良いと考える。

CEA から、PUREX 再処理におけるヨウ素の分離に関する研究について報告がなされた。DOG 中の I<sub>2</sub> を HAN により I<sup>-</sup> として回収し、次に H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> で I<sup>-</sup> を I<sub>2</sub> とし、最後にヨウ化物沈殿 (例えば PbI<sub>2</sub>) を生成させるシステムである。ラボスケールでの試験で 99% の分離効率を達成した。

BNFL から、燃料と被覆管の同時化学溶解法についての報告がなされた。軽水炉燃料被覆管の主成分である Zr の溶解には F<sup>-</sup> イオンが必要である。K<sub>2</sub>ZrF<sub>6</sub>/HNO<sub>3</sub> 混合溶液あるいは HBF<sub>4</sub>/HNO<sub>3</sub> 混合溶液を用いた溶解試験の結果が説明された。

CEA から、DIAMEX-SANEX プロセスの報告がなされた。DIAMEX プロセスについては、抽出剤として DMDOHEMA を使用し、ATALANTE において遠心抽出器を用いたホット試験が、

2000年に実施された。SANEXプロセスについては、抽出剤としてPr-BTP+DMDOHEMAを使用し、2001年にホット試験が実施された。

ITUからITUにおける先進再処理研究について紹介され、そのなかで電中研と共同で実施した乾式再処理試験についても紹介があった。

[本セッションの報告タイトル]

“Advanced Reprocessing Research at ITU” [報告 No. 113] : ITU

“A Comparison of New Reagents and Processes for Hydrometallurgical Processing of Actinides” [報告 No. 249] : ANL

“Pyrochemistry: From Flow sheet to Industrial Facility” [報告 No. 193] : BNFL

“Pyroelectrochemical Reprocessing of the Spent FBR Fuel and Immobilization of high-level wastes” [報告 No. 284] : Russia

“Electrometallurgical Treatment of Sodium-Bonded Spent Nuclear Fuel” [報告 No. 119] : ANL

“A Development and an Application of MIXSET-X Computer Code for Simulating the PUREX Solvent Extraction System” [報告 No. 040] : JNC

“Ongoing Industrialization of PUREX” [報告 No. 082] : BNFL

“Strategy and Current Status of Research on Enhanced Iodine Separation during Spent Fuel Reprocessing by the PUREX Process” [報告 No. 125] : CEA

“Chemical dissolution of spent fuel and cladding using complexed fluoride species” [報告 No. 313] : BNFL

“Separation of the minor actinides: the DIAMEX-SANEX concept” [報告 No. 225] : CEA

#### 4.3 ORAL SESSION : Advanced Concepts and Technologies / Reactors and Fuel Cycle I

本セッションでは主に先進的な炉のコンセプトに関する報告が多くあった。大別するとモジュール式の中・小規模炉、ガス冷却炉、金属燃料、TRU専焼炉等に関する報告であった。

新型炉のコンセプトとして炭酸ガス冷却炉について2件報告された。(富士電気の報告はFS関連) 冷却材にCO<sub>2</sub>を用いることによって、その高いフレキシビリティや反応性の低さ、放射性の低い冷却材という利点を挙げていた。また、He冷却に比べて冷却材の値段が安価であるという観点、また英国におけるGCRの経験からこれらが有利として検討に値することが示された。

中・小規模炉については米国、日本等から報告があった。それぞれの報告でコンセプトは少しずつ異なるが、その特徴としては遠隔地や途上国における利用を考え、長寿命の炉心を用いることにより、高い核拡散抵抗性を持たせ、コアへのアクセスを少なくすることにより運転やメンテナンスを向上させる。また、発電だけではなく炉から取り出される蒸気を熱源として供給することにより用途を大幅に広げるということも考慮するというものであった。米国よりGeneration IV候補の一つとしての炉型の概念とし Encapsulated Nuclear Heat Source Reactor (ENHS)が示された。これは主に途上国を対象とした重金属冷却高速炉で20年間燃料交換不要とした上で、発電サイトでは燃料を交換しないというコンセプトであり、核不拡散性が非常に高い。偶数PuのインベントリーがビルドアップするもののPu全体のインベントリーは運転期間中にわたって一定となる。実行増倍率も期間中ほぼ一定で、運転はきわめて簡単とのこ

とである。運転寿命は構造材の寿命で決まるとのことである。日立は BWR 技術を応用した長寿命中型 BWR(150Mwe)の概念を示した。この炉では重水を用いることで燃焼反応度低下を抑え、また受動的安全性を高める他、LOCA が発生しない構造としている。

電中研は実用化 FBR の炉型として金属燃料を用いた 1,500MWe 及び 300MWe の出力について検討を行った。金属燃料を採用した理由は高密度かつ高熱伝導度の他、乾式再処理に適合しやすいということがある。それぞれの出力について径方向燃料配置を均一、不均一にした核-熱水力計算を実施し、ナトリウムボイド反応度や燃焼反応度の観点等で検討した結果は大型の均一配置の炉型が最も魅力的であるという結果であった。

KAERI は TRU 燃焼用のナトリウム冷却炉の概念検討として、様々な形状の炉心 (均質、2 領域、パンケーキ型、H 型) について、BOL におけるピーク出力密度と EOL におけるナトリウムボイド係数を同じにして検討を行った結果を示した。

[本セッションの報告タイトル]

“IRIS Reactor Conceptual Design” [報告 No. 104] : Westinghouse

“A Carbon Dioxide Cooled Direct Cycle Fast Reactor” [報告 No. 028] : 東工大

“Conceptual Design Study for the Enhanced Gas Cooled Reactor (EGCR)” [報告 No. 030] : 富士電気

“The Encapsulated Nuclear Heat Source Reactor - Feasibility Study Summary” [報告 No. 043] : Lawrence Livermore National Laboratory

“Power Optimization in the STAR-LM Modular, Natural Convection Reactor System” [報告 No. 055] : ANL

“An Innovative Conceptual Design of Safe and Simplified Boiling Water Reactor (SSBWR) with a Super-Long Life Core” [報告 No. 057] : 日立

“An Evaluation of the Metal Fuel Core Performance for Commercial FBR Requirements” [報告 No. 078] : 電中研

“Design Comparisons of TRU Burner Cores with Similar Sodium Void Worth” [報告 No. 059] : Korea Atomic Energy Research Institute

“What Reactor Characteristics Could Lead to Reduction in Nuclear Waste?” [報告 No. 199] : EDF

#### 4.4 POSTERS REVIEW

9月11日の午後にはポスターレビューも行われた。

Advanced and Present Reprocessing のポスターレビューにおいて、RPT グループのポスターのレビューは CEA が行った。TRUEX プロセスにおける oxalic acid のモデリング、SETFICS プロセスおよび白金族電解析出プロセスにおける良いコールド試験について報告されており、Quite interesting であるとの評価であった。

他のポスターのレビューは以下のとおり。

- ・ 原研からの PARC プロセスの報告 (“Advanced technologies for long-lived nuclides separation in reprocessing” [報告 No.012] 内山ら) については、進展が見られるので、研究を継続してほしい。

- FZK からの報告「bis(Chlorophenyl)dithiophosphinic Acid と TOPO の共同混合物をもつ Hollow Fiber Module での An(III)と Ln(III)の分離」[報告 No.049] については、Hollow Fiber Module への水相と有機相の流し方を変えると An/Ln 分離に大きな影響があるので、これについても検討してほしい。
- 東工大の「硝酸溶液中におけるウラニルイオンの N-Cyclohexyl-2-pyrrolidone との錯体形成に基づく新再処理プロセス」[報告 No.063] については、他の元素の挙動についても調べてほしい。
- CEA からの報告「PUREX 法によるウラン珪化物燃料再処理における珪素の挙動」[報告 No.123] とロシアからの報告“*At potency of reprocessing UO<sub>2</sub>-Zr nuclear fuel with use of thermal method*” [報告 No.271]は酸化物以外の燃料を対象にした PUREX プロセスの報告である。
- “*Potential of liquid and supercritical carbon dioxide for the spent fuel reprocessing*” [報告 No.180]と東工大からの報告「超臨界流体中でのウラニルイオンからウラン酸化物への転換反応—放射性廃棄物からのウランの回収」[報告 No.061] は超臨界流体を用いたプロセスに関するものである。
- 日立からの報告「フッ化物揮発法と溶媒抽出法を組み合わせたハイブリッド再処理プロセス」[報告 No.015] とロシアからの報告“*Fluoride volatility process for reprocessing irradiated oxide fuel*” [報告 No.264] は、フッ化物揮発法を用いた再処理プロセスであり、従来のフッ化物揮発法からかなり発展した印象を受けた。
- JNC からの“*Concept Optimization for Industrial-scale Spent Fuel Pyroprocessing*” [報告 No.044]、CEA からの“*Effect of oxide and fluoride anions on the americium chemistry in the LiCl-KCl eutectic melt*” [報告 No.140]、スペインからの“*Recovery of Rare Earth Metals Present in Spent Nuclear Fuel in Molten Chloride Melts*” [報告 No.272]、CEA からの“*What could be the future separation pyroprocesses for actinides and lanthanides based on recent scientific researches ?*” [報告 No.297] は塩化物溶融塩再処理プロセスに関する報告である。
- “*Development Of Electrochemical Separations Of Uranium And Re Elements From Fluoride Melt*” [報告 No.216] と“*Nuclear Fuel Reprocessing for Cascade Subcritical Molten-Salt Reactor*” [報告 No.288] はフッ化物溶融塩再処理プロセスに関する報告である。
- 乾式プロセス開発が活発であり、強い興味を持った。

11 日の夜に予定されていた Global2001 主催のディナーは、米国でテロ事件が発生したために中止となった。

## 5. 9月12日

12日の朝は米国でのテロの犠牲者に対し黙祷をささげてから会議が始まった。

## 5.1 ORAL SESSION : Advanced Concepts and Technologies / Reactors and Fuel Cycle II

本セッションでは各国の原子力関係機関における今後の原子力開発における計画のほか、鉛冷却高速炉、超臨界水 PWR、熔融塩燃料サイクルに関する報告があった。JNC からはサイクル機構の R&D や FBR 燃料サイクルの FS に関連して 3 件の報告があった。

原子力開発における計画に関してはオランダより HTR-TN (High-Temperature Reactor Technology Network: HTR を用いた照射試験に関するヨーロッパのネットワークであり、CEA、BNFL などヨーロッパの多くの原子力機関が参画している) の今後の計画についての報告があった。

CEA からは燃料サイクルの観点から CEA における今後の原子力開発の方向性に関する報告があった。この中では CEA の中期、長期の研究の主な目的を示しており、その開発の方向性としては、経済性の向上、安全性の向上、長寿命放射性廃棄物発生量の低減化、核拡散抵抗性の向上、発電以外への適用の可能性の研究 (水素生成、海水塩分除去等) というものであった。

JNC から高速炉燃料における R&D 及び商業用高速炉サイクルシステムのフィージビリティスタディについて 3 件の報告があり、JNC における今後の開発の方向性について報告がなされた。

FS 全体や JNC の R&D の話の前に先進リサイクルの説明をしたせいか、JNC 東海・先進リサイクル研究開発部長の報告 (“Development of Challengeable Reprocessing and Fuel Fabrication Technologies for Advanced Fast Reactor Fuel Cycle”) に対しては質問がなかった。JNC-FBR サイクル開発推進部長からの報告 (“Feasibility Study on Commercialized FR Cycle Systems in Japan - The Results in the First Phase and Future Plans of the Study”) においては以下の質疑がなされた。

Q) コロケーションについてどう考えるか? A) 我々の評価では、50 ton/year 規模の再処理工場は、まだ目標コストに達していない。しかし、コロケーションはメリットが多いので、引き続き研究を進める。

JNC-理事からの報告 (“R&D for Fast Reactor Fuel Cycle Technologies in JNC”) においては以下の質疑がなされた。

Q) LWR サイクルからの MA 回収は成立すると考えるか? A) 可能であると考えます。

Q) Th サイクルについてはどう考えるか? A) 経済性に劣るため、我々は Pu サイクルを採用している。

その他、ロシアからは鉛冷却高速炉の安全性評価についての報告、東大からは従来の軽水炉よりも熱効率、システムの削減の上で有利とされる超臨界水 PWR におけるプラントシステム、ヒートバランス、安全システム、事故解析、LOCA、PSA、プラントコントロール等の評価の報告、フランス EDF からは U238, Th232 のフッ化物を燃料とする熔融塩燃料サイクルに関する報告があった。

[本セッションの報告タイトル]

“Physical and Technical Aspects of Lead Cooled Fast Reactors Safety” [報告 No. 130] :

Russia

- “HTR Fuel Research in the HTR-TN Network on the High Flux Reactor” [報告 No. 110] :  
European Commission JRC
- “Once-through Cycle, Supercritical-Pressure Light Water Cooled Reactor Concept” [報  
告 No. 172] : 東大
- “The AMSTER Concept: a Configuration Generating its Own Uranium with a Mixed Thorium  
and Uranium Support” [報告 No. 197] : EDF
- “Significance of the fuel cycle aspects in CEA studies on Future Nuclear Systems” [報  
告 No. 236] : CEA
- “Fast Reactors Fuel Cycle. Core Physics results from the CAPRA-CADRA Program ” [報  
告 No. 095] : CEA
- “Development of Challengeable Reprocessing and Fuel Fabrication Technologies for  
Advanced Fast Reactor Fuel Cycle” [報告 No. 042] : JNC
- “Feasibility Study on Commercialized FR Cycle Systems in Japan - The Results in the  
First Phase and Future Plans of the Study” [報告 No. 052] : JNC
- “R&D for Fast Reactor Fuel Cycle Technologies in JNC” [報告 No. 050] : JNC

## 5.2 ORAL SESSION : Advanced Concepts and Technologies / Reactors and Fuel CycleⅢ

東芝は金属燃料サイクルを用いて長寿命 FP の包蔵・燃焼を実現するための燃料サイクルコン  
セプトを示した。

Th サイクルについての報告が 2 件あった。フランスからは現在の軽水炉から Th ベースの加  
速器駆動型システム (ADS) へ移行させるシナリオの報告が行われた。この報告では MA 核種  
を生成しない Th サイクルに移行させ、fertile である Th-232 で炉心を成立させるために、fissile  
の MA を現行の PWR 使用済み燃料から取り出して用いるというアイデアである。MA の核分裂  
を利用するため Delayed neutron の少ないことによる炉心特性の問題を ADS にすることで解  
決することとしている。アメリカからは DOE の NERI の一環で、Th サイクルにおける経済性  
の評価について報告があった。ここでは現行 PWR に見合った U-Th 燃料の核設計の結果からそ  
の COST を評価するものであり、結果としては Th サイクルのために U-235 を 19.5%まで濃縮  
する必要があるためその濃縮費用がネックとなり初期コストが上がるとの結果であった。

原研から岩石燃料についての報告があった。軽水炉サイクルで Pu が生成しないコンセプトと  
して YSZ、スピネル、コランダムをマトリックスとした燃料に 20%濃縮ウランを用いて燃料を  
製造した。またその際ウラン粒子を粒状にマトリックス内に分布させたもの (dispersed) と均  
一に混合したもの (homogeneous) を製造した。照射は JRR-3 で行った。PIE の結果一部を除き  
大きなスエリングは観察されなかった。また FP ガス放出率は dispersed で高い値を示していた。

先進部 Pu 開グループからは Np 含有 MOX 燃料に関する焼結特性と相分離挙動に関する報告  
を行った。本報告では約 30%Pu を含んだ MOX に Np を 0、5、12%含有させた Np 含有 MOX ペレット  
を調製し、焼結特性に及ぼす Np の影響を把握するとともに、熱処理条件と O/M の関係を把  
握し、O/M を 1.91~2.00 の範囲の試料を調製して相分離挙動を評価した。また、試験の結果と  
しては Np の含有により密度が低下し、Np が焼結中の緻密化を遅くする効果があること、O/M=1.91

～2.00 の試料において MOX と Np 含有 MOX の相安定性はほぼ同じであることを報告した。今回の会議では全体を通して酸化燃料の基礎物性測定に関する報告が少なかったせいも壇上での質問はなかったが、聴衆からは理解を得られたようであった。また、プレゼンテーションの後に UO<sub>2</sub> 中に Zr やその他の元素を加えることによって結晶粒の成長速度が変化するというアドバイスをもらった。

[本セッションの報告タイトル]

- “An Application of Metal Fuel Cycle Technology toward Self-Consistent Nuclear” [報告 No. 265] : 東芝
- “Nuclear Safety of Low-Flux and High-Flux Thorium Mode of Candu Type Reactor” [報告 No. 021] : Russia
- “Thorium Fuel Cycles: A Graphite-Moderated Molten Salt Reactor Versus A Fast Spectrum Solid Fuel System” [報告 No. 069] : France
- “Incineration of PWR Actinide Waste to Launch - A Low Waste Thorium-Based Energy Production with ADSs” [報告 No. 092] : France
- “Status of CEA-Minatom collaborative experiment BORA-BORA: fuels with high plutonium content” [報告 No. 292] : CEA
- “Uranium Thorium Dioxide Fuel-Cycle and Economic Analyses” [報告 No. 246] : Framatom ANP
- “10 years EFTTRA: 1992-2001” [報告 No. 204] : European Commission
- “In-pile Irradiation of Rocklike Oxide Fuels” [報告 No. 018] : JAERI
- “Influence of Np on Sintering Behavior and Phase Separation for (Pu, Np, U)O<sub>2-x</sub>” [報告 No. 038] : JNC

## 6. 9月13日

### 6.1 ORAL SESSION: Advanced Concepts and Technologies / Reactors and Fuel Cycle IV

本セッションでは8件の報告のうち4件が MA,FP 核変換に関する報告であった。その他としてバイパック燃料の熱伝導、Th-UO<sub>2</sub> 燃料、鉛冷却高速炉、高効率バーナブルポイズンに関する報告が1件ずつあった。

MA,FP 核変換に関する報告は1件が原研、後の3件は CEA からの報告であった。原研からは Tc-99 と I-129 の核変換のためのターゲットに関する評価に関する報告であり、Tc-99 については Tc-Ru 合金の熱膨張と熱容量の測定及び熱伝導率の評価、I-129 についてはターゲットの製作、特性について文献のサーベイ結果の報告があった。また、CEA からは今後の核燃料サイクルシナリオにおいて PWR、FR、ADS 等を視野に入れた MA,FP 核変換に関する計画に関する報告及びターゲット母材の開発としてジルコニアベース材料、MgAl<sub>2</sub>O<sub>4</sub> に関する報告があった。バイパック燃料については米国 ANL より、従来のものよりも粒形、粒サイズ等の変化にも対応できるように改良された熱伝導モデルに関する報告があった。Th-UO<sub>2</sub> 燃料については CEA より安定性、廃棄物の溶解性の悪さ、高レベル廃棄物の低減という面で利点のある本燃料について計算コードを用いて中性子スペクトル、同位体の増減等について評価した報告があった。鉛冷却高



速炉についてはロシアより放射性の低い鉛冷却材としてPb-206を選択しこれについての評価に関する報告が行われた。高効率バーナブルポイズンについてはフロリダ大学よりボロンを任意の量で含有することができ、高い温度まで安定な弾性重合体であるカーボレンという化合物に関する評価の報告があった。

[本セッションの報告タイトル]

“Fundamental Properties of Targets for Transmutation of Technetium-99” [報告 No.114] : JAERI

“Program on Fuels for Transmutation : Present Status and Prospects” [報告 No.133] : CEA Cadarache

“Thermal Conductivity Model of Vibro-Packed Fuel” [報告 No.060] : ANL

“Transmutation of Americium and Curium Using Zirconia-Based Host materials” [報告 No.127] : CEA Cadarache

“Synthesis of the Behavior of MgAl<sub>2</sub>O<sub>4</sub> under Irradiation” [報告 No.154] : CEA Cadarache

“Small Scale Heterogeneity in ThO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> Fuels” [報告 No.237] : Idaho National Engineering and Environmental Laboratory

“Low-Activation Lead Coolant for Advanced Small Modular NPP” [報告 No.254] : Russia

“Development of a Highly Efficient Burnable Poison Matrix Material for Cycle Lifetime Extension” [報告 No.013] : University of Florida

## 6.2 CLOSING PLENARY SESSION

CEAのJ. B.氏からは、“Research and Development on nuclear energy for the future” [報告 No.340]と題したスピーチがされた。Gas Cooled Reactorは、経済性、安全性、廃棄物の観点から高いポテンシャルを有しているので、開発を進めている。

米国のM. L. M.氏からは、“Progress in long-lived radioactive waste management and Disposal at the Waste Isolation Pilot Plan” [報告 No.105]と題したスピーチがされた。米国ではTRU廃棄物の処分場としてNew Mexico州にWaste Isolation Pilot Planを作り、1999年に操業を開始した。

本セッションの途中で、ベストポスター賞の発表があり、原研のポスターがベストポスターに輝いた。副賞として5000フランが贈呈された。

次回2003年のGLOBAL会議は米国で、2005年の会議は日本で開催予定である。

## 7. 9月14日 : MELOX Technical Tour

### 7.1 概要

Globalのテクニカルツアーの一つとして企画されたMELOX-MOX燃料工場の見学に参加した。本工場はマルクールにあり、ツアーはパリから自動車とTGVで片道3時間以上かかる強行軍となった。

MELOXはコジェマとフラマトムの共同出資子会社であり、軽水炉用のMOX燃料を工業規模で生産している。生産能力は年産120tであるが200tまで増産可能ということだった。これら

の MOX 燃料は EDF (フランス電力公社)、日本、ベルギー、スイス等に提供している。

## 7.2 見学前の説明

見学前の説明では MOX 燃料使用による Pu の減量、濃縮ウラン以上の核拡散抵抗性に関する説明や、MELOX と各国の施設との MOX 燃料製造に関する体制の説明があった。また、MELOX は 1993 年までにコールド試験を終了し 1995 年に燃料製造をスタートしている。また 1999 年には ISO14000 を取得しているということであった。

MELOX の燃料製造能力は 4 週間で約 19.7t のペレットを製造できるということであった。その際は 5 交代制で行うということであった。また、Pu 系の廃棄物に関してはそのほとんどを再処理にまわしてリサイクルしているということであった。一般にヨーロッパでは長いヴァケーションを取るため 5 交代制シフトが組めるかという質問もあったが問題はないという回答であった。また、環境負荷、安全性についても説明を受け、どれも種々の規格を満足して製造を行っているということであった。

## 7.3 施設内の見学

管理区域への入域前の準備については PA をかなり意識しているようであり、見学者更衣用の個室が用意されておりプライバシーが守られていた。その中には着替え (T シャツも着替えるようになっていたが帽子はなかった)、装備の仕方などが細かく示されており、Visitor には非常に気を使っているということがよくわかった。予断ではあるが MELOX のカバーオールは非常に機能的であり、デザインもよかった。

管理区域内へ入り、まずコントロールルームを見学した。各工程室の作業員数が少ないのに比べるとコントロールルームはかなりの作業員が配置されていた。(十数人くらい) 説明ではその各工程が自動化されているためということであった。

施設内は廊下・工程室に関しては新しいせいか非常にきれいという印象を受けた。また汚染レベルに応じて区域が分かれており手と靴底をサーベイする装置があったが片手片足づつを交互にサーベイするようになっており JNC のものとは一長一短があると思うが、場所をとらなくてすむメリットがあると考えられる。

グローブボックスに関しては想像していたよりもコンパクトに作られており商業用のものとは思えなかった。しかし中はかなり窮屈そうであり場所にもよるが機材、工具等がところせましと置かれているところもあった。また、見学者があったからかもしれないが、全体的に作業員の数が少なくオートメーション化が進んでいるようであった。

燃料ブレンド工程は稼働していなかった。しかし粉を使うところだけに汚れるようであった。燃料のプレス工程では一度に 14 個の燃料を成型していた。ここでは 1 プレスに 1 個の燃料の密度を測定し (重量と寸法) ダイス等の破損を監視していた。焼結工程では焙焼・還元と焼結を一度に行うような装置となっていた。燃料はベルトコンベアに乗せられ初期は低温で焙焼を行って潤滑剤を飛ばし、その後  $N_2-H_2$  と  $H_2O$  にて粒成長をコントロールし、その後焼結、O/M 調整を行うという工程になっていた。研削工程では径方向についてのみ研削を行い、高さ方向についてはピンに充填する際に調整するようであった。その後、ピンへの燃料とリテーナーの挿入、端栓溶接、洗浄を行い、燃料ピンの製造となる。燃料ピンはヘリウムチェック等の検査を行い、集合体に組み立てられたあと検査を受けて貯蔵されるという工程になっていた。

## 8. おわりに

今回の会議ではバックエンドや長寿命核種の変換といったところが主な焦点となっていた。このなかで実用的な手法としては金属冷却高速炉とガス冷却高速炉が現実的な選択肢になっていた。核燃料サイクルの中に MA, Pu を閉じ込めるという概念は日本が主に持っているコンセプトであり、諸外国においては Pu リサイクル利用、Na 冷却 FBR というキーワードはほとんどなかった。特にヨーロッパにおいては MA、FP の処理のほうに力が注がれており、TRU や LLFP の分離・核変換につながる技術に関心があるようであった。また、コンセプトを紹介した報告ではイナートマトリックス、小規模炉、熔融塩金属燃料、超臨界水 PWR、鉛冷却炉などが新しい概念として報告されていた。次回(2003年11月)の会議は米国・ニューオリンズで行われる予定である。