



本資料は2001年7月31日付で
登録区分変更する。 [技術展開部技術協力課]

GLOBAL'93 将来の原子力システム国際会議
(米国シアトル、1993年9月12日~17日)

報告書

"GLOBAL'93 Future Nuclear Systems: Emerging
Fuel Cycles & Waste Disposal Options"

1993年11月

動力炉・核燃料開発事業団

本資料は、核燃料サイクル開発機構の開発業務を進めるために作成されたものです。したがって、その利用は限られた範囲としており、その取扱には十分な注意を払ってください。この資料の全部または一部を複写・複製・転載あるいは引用する場合、特別の許可を必要としますので、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)



社内資料
PNC 1600 93-004
平成5年11月

GLOBAL'93 将来の原子力システム国際会議 (米国シアトル、1993年9月12日～17日) 報告書

“GLOBAL'93 Future Nuclear Systems: Emerging Fuel Cycles & Waste Disposal Options”

若林利男(1)、佐藤宗一(2)、野村和則(3)
高下浩文(4)、鷲谷忠博(5)、小泉益通(6)

要 旨

米国原子力学会主催の「GLOBAL'93 将来の原子力システム国際会議(International Conference on Future Nuclear System: Emerging Fuel Cycles & Waste Disposal Options)」が、1993年9月12日から17日まで、米国シアトルで開催された。今回の会議は、使用済み燃料の化学分離と分離された核種のリサイクルを考慮した核燃料サイクルに関する、国際的情報交換の場として設定された第1回目のものであった。GLOBAL会議のスコープには、化学分離、消滅処理物理、ターゲット工学、廃棄物の処理処分、革新的消滅処理概念、トータル原子力システムの可能性等の技術的、制度的情報が含まれていた。また、今回の会議では、核不拡散政策と将来の核燃料サイクルにおける課題とともに、冷戦終結に伴う核兵器解体核物質の処分についても討議された。

本会議の参加者は約470名、発表論文は約220編に及んだ。会議は、全体セッションと技術セッションにわかれ、全体セッションについては7回開催され、各国代表者の講演、討論等が行われた。技術セッションは、24の口頭発表セッションと5つのポスターセッションが開かれた。動燃からは13名が参加し、4件の論文を発表し、2つの技術セッションの議長を務めた。また、Exhibitionには日本から唯一動燃が出展し、注目を浴びた。

全体会議及び最終日に行われた総括討論をまとめると以下ようになる。

- 今後のエネルギー需要増大(特に開発途上国)、CO₂問題を考えると原子力エネルギーの利用は地球規模で必要である。
- 第2の原子力時代に向かうためには、廃棄物処理、Pu処分、PA、安全性、核不拡散、競争力の強化(石炭火力、天然ガスとの)が課題となる。
- マンパワーの低下、新しいものへの投資が難しくなっている現在、上記課題を解決するために国際協力が不可欠である。
- 高速炉については、MA、Pu燃焼等より幅の広い可能性を追求すべきである。
- 核兵器Puの処分は国際的な問題であり、GLOBAL'95(フランスで1995年秋開催予定)で国際的リーダーシップをとる委員会を設置すること提案する。

-
- (1)大洗工学センター技術開発部
 - (2)東海事業所再処理工場工務部分析課
 - (3)東海事業所再処理技術開発部プロセス分析開発室
 - (4)東海事業所技術開発推進部炉心・燃料設計室
 - (5)東海事業所再処理技術開発部機器材料開発室
 - (6)大洗工学センター

*核燃料サイクル技術開発部とりまとめ

目次		頁
1.	はしがき	1
2.	会議全体の概要	2
3.	各技術セッションの内容	9
3.1	1-A 廃棄物分離のための新型溶媒抽出／イオン交換プロセス-I	9
3.2	1-B 改良湿式再処理技術	12
3.3	2 液体金属高速炉消滅システム	14
3.4	4 新型燃料サイクル-I	20
3.5	5 原子力システムの地球的概念	21
3.6	7 加速器を用いた消滅処理システム-I	24
3.7	9 HLW消滅のための核データ	28
3.8	10 セーフガードのための装置： 新型燃料サイクルの核不拡散の観点からのサポート	32
3.9	11-A 技術プログラム委員会スペシャル	34
3.10	11-B 廃棄物分離のための新型溶媒抽出／イオン交換プロセス-II	37
3.11	12 熱中性子炉消滅処理システム	40
3.12	15 加速器を用いた消滅処理システム-II	43
3.13	16 核分裂オプションによる核兵器解体Pu処分	46
3.14	18 新型核燃料サイクル-II	49
3.15	19 分離廃棄物形態	52
3.16	20 廃棄物分離のための新型溶媒抽出／イオン交換プロセス-III	55
3.17	21 新型核種分離の廃棄物処理法選択への影響	58
4.	Exhibitionの概要	61
5.	所感	62
付録1	会議のプログラム	65
付録2	テクニカルツアーの概要	81
付録3	Exhibitionでの説明資料	93

1. はしがき

米国原子力学会主催の「GLOBAL'93 将来の原子力システム国際会議 (International Conference on Future Nuclear System : Emerging Fuel Cycles & Waste Disposal Options)」が、1993年9月12日から17日まで、米国シアトルで開催された。今回の会議は、使用済み燃料の化学分離と分離された核種のリサイクルを考慮した核燃料サイクルに関する、国際的情報交換の場として設定された第1回目のものであった。GLOBAL会議のスコープには、化学分離、消滅処理物理、ターゲット工学、廃棄物の処理処分、革新的消滅処理概念、トータル原子力システムの可能性等の技術的、制度的情報が含まれていた。また、今回の会議では、核不拡散政策と将来の核燃料サイクルにおける課題とともに、冷戦終結に伴う核兵器解体核物質の処分についても討議された。

GLOBAL'93のテーマは「環境と調和した将来の原子力システム概念の追求」である。原子力が世界的に成熟期を迎えた現在、原子力開発で今まで学んだ教訓が、これから10年、20年の新しい燃料サイクル、原子力発電の技術開発の展開に役立つと思われる。

本会議の参加者は約470名、発表論文は約220編に及んだ。動燃からは13名が参加し、4件の論文を発表し、2つの技術セッションの議長を務めた。また、Exhibitionには日本から唯一動燃が出展し、注目を浴びた。

本報告書には、第2章で全体セッションの講演、討議を含めて会議全体の概要を、第3章で技術セッションにおける主要な論文の紹介を、第4章でExhibitionの概要を、そして、第5章に参加者の所感を収録した。

2. 会議全体の概要

(1) 出席者

今回の会議には、20か国から473名が参加した。この種の会議としては大きなものとなった。日本からは56名が参加し、米国以外では最も多かった。PNCからは海外駐在員も含めて13名が参加した。各国の参加人数及び主な参加者を以下に示す。

- オーストラリア 1名
- ベルギー 4名
- ブラジル 1名
- カナダ 9名 Rummary (AECL Research社長)
- 中国 5名
- チェコスロバキア 1名
- フランス 37名

Bouchard(CEA 原子炉部門局長)、Barre(CEA 核燃料部門局長)、Ricaud(COGEMA副社長)、Carle(EdF副社長)、Betrand(Framatome副社長)

- ドイツ 17名
Van Geel(超ウラン元素研究所所長)、Hafele(Kernforschung研究所所長)
- インド 1名
- イスラエル 2名
- 韓国 6名
- オランダ 3名
- パキスタン 1名 Khan(IAEA事務局次長)
- ロシア 16名

Nikipelov(ロシア原子力省顧問)、Artjunian(ロシア科学アカデミー原子炉安全研究所副所長)

- スウェーデン 1名
- スイス 2名
- 台湾 1名
- イギリス 19名
Chamberian(BNFL社長)、Davis(World Energy Council会長)
- アメリカ 290名

De Planque(NRC委員)、Kennedy(無任所大使)、Fuller(ANS会長)、

Wolfe(元GE副社長)、Tseng(USDOEハンホード所長)、Gray(米国大西洋評議会副議長)、Lineberry(ANL燃料部部長)

- 日本 56名

[PNC(13名)、原研(8名)、電中研(2名)、三菱(5名)、日立(2名)、東芝(1名)、その他]

伊原(原子力委員)、内藤(原子力安全委員)、今井(特命全権大使)、植松(OECD事務局長)、近藤(東大教授)、清瀬(東海大教授)、木村(京大教授)、平川(東北大教授)

PNC参加者…大石(副理事長)、菊地(企画部長)、向坊(企画部担当役)、鶴巻(環境本部次長)、佐藤宗一(東海再処理工場分析課副主研)、野村和則(東海再開部プロセス分析室研究員)、小泉(大洗嘱託)、若林(大洗技開部)、高下浩文(BNL駐在)、三浦信之(LANL駐在)、鷲谷忠博(ORNL駐在)、堤(ワシントン事務所長)、長田(ワシントン事務所)

(2) 全体セッション

全体セッションは7回開催され、技術セッションと同程度の時間を割き、各国代表者の講演、討論等が行われた。各国の原子力界の重要人物による招待講演に力を入れたのもこの会議の特徴の一つであった。以下にそのテーマと日本からの発表者を示す。

- 9月13日AM「環境への影響、技術開発、経済性と地球的能量のニーズ：国際エネルギーコミュニティに向けて」
植松事務局長
- 9月14日AM「原子力エネルギーシステム成功に向けての必要な制度上の基盤」
- 9月14日PM「新型原子力システムのための工業界のR&Dプログラム」
- 9月15日AM「核兵器解体：新型燃料サイクルへの先駆けか？」
- 9月15日PM「核不拡散：新型原子力システムと共存できるか？ 再処理と核不拡散ゴールをうまく一体化する戦略への挑戦」
今井大使
- 9月16日AM「クリーン原子力エネルギーの成果、方向性、新しプログラム」
伊原原子力委員
- 9月16日PM「地球的能量戦略、政策の構築：会議のレビュー及び次

のステップ」

以上の全体セッションのうち、印象的なものの概要を以下に示す。

- 1) 9月13日AM「環境への影響、技術開発、経済性と地球的能量のニーズ：国際エネルギーコミュニティに向けて」(開会講演)
- ① Professor Dr. Wolf Hafele (本会議の名誉会長)の基調講演

第2の原子力時代においては、完全に閉じた燃料サイクルと増殖炉が必要であり、課題は安全性、廃棄物処理、核不拡散である。特に廃棄物処分の信頼性を確立するために、同氏は、ICRPを手本として放射性廃棄物貯蔵及び関連技術に関する非政府国際組織(国際放射性廃棄物委員会:ICNW)の創設を提案した。この委員会の目的は、各国処分場共通の運営規範の策定と政府間の情報交換である。また、使用済み燃料、余剰民間Puや核兵器解体Puの貯蔵のため、世界が共同で国際原子力機関等の下に2~3ヵ所の国際監視付回収可能貯蔵施設(IMRSS)を建設、運転する構想を提案した。将来の原子力システムとして核融合、加速器と熔融塩炉を組み合わせた炉が有望である。

- ② 植松OECD/NEA事務局長の講演

2010年における世界エネルギー予測としては、エネルギー消費のメインがOECDグループから非OECDグループに移行し、エネルギーや環境問題解決には非OECDグループの参加が不可欠である。原子力については、OECDグループ全体では原子力発電割合が減少(24→21%)するが、OECD太平洋地域(日本、韓国、将来は台湾)では増加すると予想される。これら太平洋地域国だけでヨーロッパと北米OECD国並みの原子力発電規模になると、エネルギーや原子力発電における勢力分布に変動が起きてくる。原子力は経済的に優位であることは確かであるが、ヨーロッパや北米OECD国における原子力の伸び悩みは、投資家が化石燃料費上昇より、政府の原子力規制や財政措置を恐れているためである。環境保護とエネルギー確保のために原子力が十分に役割を果たしうるためには、安全性や経済性の実証だけでなく、政府による環境作りが必要であるとの見解を示した。

その他、開会講演では、D. A. Davis 世界エネルギー評議会(WEC)元議長、G. dePlanque 米国NRC委員、J. Ricaud フランスCOGEMA再処理部門及び企業部門副社長の講演があった。

2) 9月14日AM「原子力エネルギーシステム成功に向けての必要な制度上の基盤」

本セッションでは、元ANS会長のM. Levenson氏、ワシントン大学のシステム・エンジニアリング国内委員会会長のB. Mar教授及びCEA原子力部門局長J. Bouchard氏が講演した。

① J. Bouchard 氏の講演

第2の原子力時代に向けて、フランスが進めている燃料サイクルバックエンドR&Dの紹介が行われた。フランスでは、安全で経済的な原子力エネルギーを供給しつつ、将来のために、レーザー濃縮、次世代原子炉、再処理技術の改良、PWRや高速炉でのPu利用、長半減期核種の分離・消滅のためのSPIN計画、廃棄物を最少した中間貯蔵及び最終処分等のR&Dを進めていく。ワンスルー燃料サイクル戦略は、最終処分の問題が残されているのに対して、クローズサイクルは有用物質の再利用と最終処分の解決を導く。クローズサイクルによって、核燃料物質の節約(高速炉による)、廃棄物やPu蓄積量の最少化(PWRや高速炉による)が可能になる。

3) 9月15日AM「核兵器解体:新型燃料サイクルへの先駆けか?」

本セッションでは、ローレンス・リバモワ研究所名誉所長でスタンフォード大学教授のM. May氏と前ロシア原子力工業省第一次官で現原子力省顧問のB. Nikipelov氏が講演した。

① M. May 氏の講演

将来の主要な課題は、全ての核分裂物質に対する高度な、一貫した保障措置である。米国とロシアは、平和利用と国際保障措置を前提として、核兵器解体とその貯蔵で協力が必要である。しかし、情報があまり明確でない段階では、解体-貯蔵-処分プロセスの内、貯蔵に関して、IAEAが責任を負うことを推奨する。核兵器解体作業が早いペースで行われているため、安全な貯蔵は10年以上必要であると考えられる。処分については、特殊目的を持つ新型炉よりは、既存の原子炉での処分が安くて早いと考えられる。しかし、新型原子炉と燃料サイクル開発が次世紀における民間エネルギー供給に必要である。

4) 9月15日PM「核不拡散:新型原子力システムと共存できるか? 再処理と核不拡散ゴールをうまく一体化する戦略への挑戦」

この国際円卓会議の参加者は、発表者としてM. Kratzer元国務省原子力・

エネルギー技術担当次官補、今井元大使、T. Cochran, National Resources Defence Councilの原子力プログラム責任者、コメンテーターとしてD. Fisher 元IAEA事務局次長、Khan I IAEA事務局次長、H. D. Bengelsdorf コンサルタント、R. T. Kennedy無任所大使であった。

① 今井大使の講演

原子力の役割について、1990年代初期までの知識に基づいた近視眼的な評価を行ってはならない。今後25年の予測は現在のものとは多岐に異なるだろう。市場予測とNPTを結び付けることはこれまでそれほど有用な試みではなかったが今後は必要になるだろう。核兵器解体Puの処分は、貯蔵量確認、核弾頭の取り外し、輸送、解体等多くの時間と費用を要する作業である。核弾頭、兵器科学者を大規模な核拡散のもとにしないためには、作業能力を増し、強化するため全世界的な協調的援助が必要となる。更に、これらを実施するための財政的な動機づけが必要であり、この最も直接的な方法は、回収Puに商品価値を与えることである。1995年のNPT改定では、NPT体制延長が適当である。

② Cochran氏の講演(同氏は核兵器禁止検証に関する指導性にたいして1987年にANSシズラー賞を受賞した。)

ロシアの核兵器解体Puの処理法について同氏より以下のような提案があった。これは、ロシアの核兵器解体Puを日本が資金を出しBNFLとSiemensの製造技術でMOX燃料とし、日本とヨーロッパの電力会社に供給しワンスルーで利用し、その代わりに英国は再処理工場THORPの運転を延期し、日本は再処理と高速炉開発を延期すると言うものである。これに対して、今井大使より日本は原子力平和利用に対して独自の政策をもっているので干渉はたくさんですと言う旨の発言があった。

(3) 技術セッション

技術セッションは、24の口頭発表セッションと5つのポスターセッションで行われた。以下に各セッションのタイトルを示す。

- 1-A 廃棄物分離のための新型溶媒抽出/イオン交換プロセス-I
- 1-B 改良湿式再処理技術
- 2 液体金属高速炉消滅システム
- 3 廃棄物処分技術
- 4 新型燃料サイクル-I
- 5 原子力システムの地球的概念

- 6 技術的、制度的核不拡散のオプション
- 7 加速器を用いた消滅処理システム-I
- 8 新型原子力システムを構築するためのシステムエンジニアリング
- 9 HLW消滅のための核データ
- 10 セーフガードのための装置:新型燃料サイクルの核不拡散の観点からのサポート
- 11-A 技術プログラム委員会スペシャル
- 11-B 廃棄物分離のための新型溶媒抽出/イオン交換プロセス-II
- 12 熱中性子炉消滅処理システム
- 13 最終廃棄物形態
- 14 MOX燃料の乾式再処理とリサイクル
- 15 加速器を用いた消滅処理システム-II
- 16 核分裂オプションによる核兵器解体Pu処分
- 17 未来の原子力
- 18 新型燃料サイクル-II
- 19 分離廃棄物形態
- 20 廃棄物分離のための新型溶媒抽出/イオン交換プロセス-III
- 21 高レベル廃棄物消滅のための中性子工学
- 22 核燃料サイクルにおけるパイロプロセス
- 23 2次廃棄物形態
- 24 新型核種分離の廃棄物処分法選択への影響
- P-1 新型燃料サイクル
- P-2 核兵器Pu燃焼
- P-3 消滅
- P-4 廃棄物処理と分離
- P-5 廃棄物貯蔵と処分

(4) まとめ

全体会議及び9月16日PMに行われた総括討論をまとめると以下のようになる。

- 今後のエネルギー需要増大(特に開発途上国)、CO₂問題を考えると原子力エネルギーの利用は地球的規模で必要である。
- 第2の原子力時代に向かうためには、廃棄物処理、Pu処分、PA、安全性、核不拡散、競争力の強化(石炭火力、天然ガスとの)が課題となる。

- マン・パワーの低下、新しいものへの投資が難しくなっている現在、上記課題を解決するために国際協力が不可欠である。
- 高速炉については、MA、Pu燃焼等より幅の広い可能性を追求すべきである。
- 核兵器Puの処分は国際的な問題であり、GLOBAL'95(フランスで1995年秋開催予定)で国際的リーダーシップをとる委員会を設置すること提案する。
- ドイツのITU所長のVan Geel氏から、高レベル廃棄物の処理処分については、30年間一次貯蔵し、その間研究開発を行い、その後、永久貯蔵か分離・消滅するかを決めてはどうかと言う提案があった。

(若林)

3. 各技術セッションの概要

3.1 SESSION 1A ADVANCED SOLVENT EXTRACTION/ION EXCHANGE PROCESSES FOR WASTE PARTITIONING-1 (廃棄物分離のための新型溶媒抽出/イオン交換プロセス-I)

本セッションでは高放射性廃液からのアクチニド元素の回収に関して3件の発表があった。以下に主な論文の内容を示す。

(1) Advanced Chemical Separations in Support of the Clean Option Strategy (E.P.Horwitz et.al.,ANL, USA)

Clean Option Strategy は、ガラス固化し、地層中に処分しなければならないハンフォードサイトの貯槽タンク内の廃液の減容化を目的としている。ハンフォードサイトのタンク内に貯蔵されている放射性廃液中からU, TRUs (Np, Pu, Am, Cm), ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{137}Cs を抽出し、回収するための方法を設計した。この化学的プロセスは単純で安価なものとした。このため、抽出工程および、初期の廃液を操作する作業の回数を最小限にし、工程の小規模化の為にプロダクトの濃縮を図った。

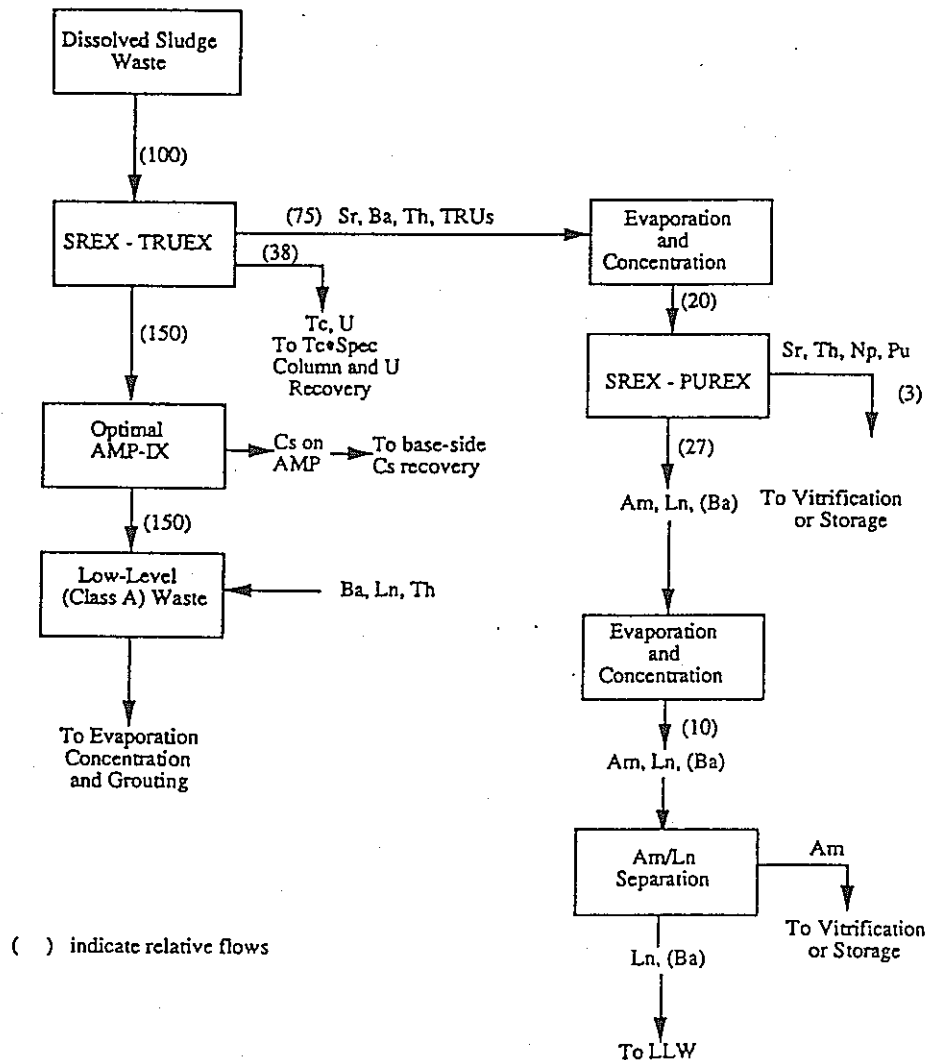


Figure 1 TOREX Flowsheet

(2) Chinese Experience on the Removal of Actinides from Highly Active Waste by Trialkyl Phosphine Oxide Extraction (Yongjun Zhu et.al., Tsinghua University, China)

リアルキルリン酸酸化物(trialkylphosphine oxide -----TRPO)を用いて高放射性廃液中からU, Np, Pu, Amの回収を行った。回収プロセスを図に示した。硝酸1モル以下に調整しNpを価に還元した後、TRPOで抽出する。5.5mol/Lの硝酸溶液で逆抽出を行い、Am(Cm), REを分離する。この段階でAmはほぼ100%回収される。つぎにシュウ酸(0.5-0.6mol/L)でNp, Puを回収する。ここでNp, Puともほぼ100%回収される。さらに、5%炭酸ナトリウムでUをほぼ100%回収する。

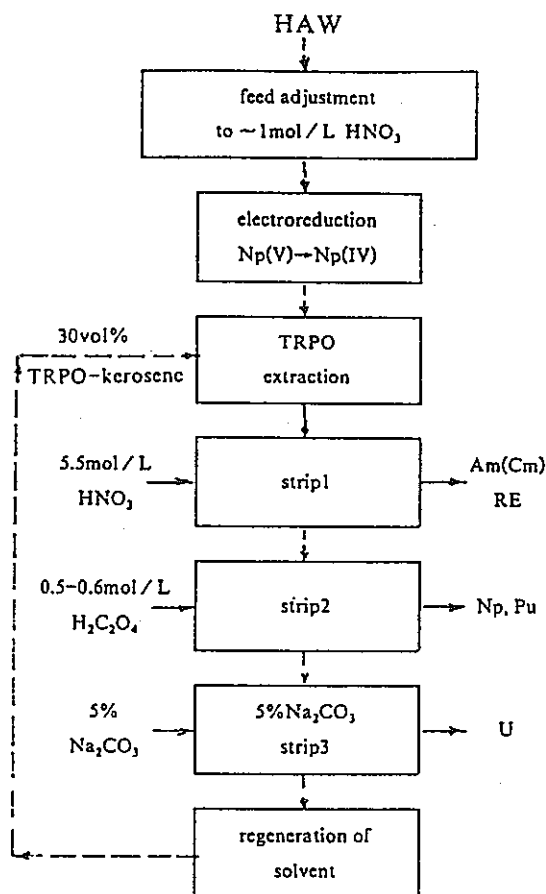


Figure 6 Generic flowsheet of TRPO process

(3) Italian Experience with the TRUEX Process (R.Chiarizia, ANL,USA. and G.M.Gasparini et.al., Italian Agency for New Technologies Energy and Environment,Italy)

イタリアの研究所に200ITRUの廃液をTRUEXを用いて処理方法について検討を行った。試験管規模での試験を行いTRUEXに類似の方法を開発した。さらにミキサセトラ設備を用い、廃液を用いた試験を行った。主な問題点としてはU, Puの濃度が高く、廃液中で強い錯体を作る試薬が存在するため、ここで考案されたプロセスではα放射能濃度を目標値以下にすることを難しくしていることである。この試験で得られた結果は1) 5g/l U

が存在する場合、第3相が発生する。このため、希釈するか、さらに相改質剤を加えることが不可欠となるが、いずれにせよU濃度が高い状態から低濃度のAmを回収する問題が残る。2)Puのストリップにフッ酸を使用するが、数百mgオーダーのPuが含まれる場合、Puの沈殿するという問題がある。3)廃液をPUREXプロセスで再び処理しそこで発生する、フィネート試料からは問題なく回収が可能であった。

(佐藤)

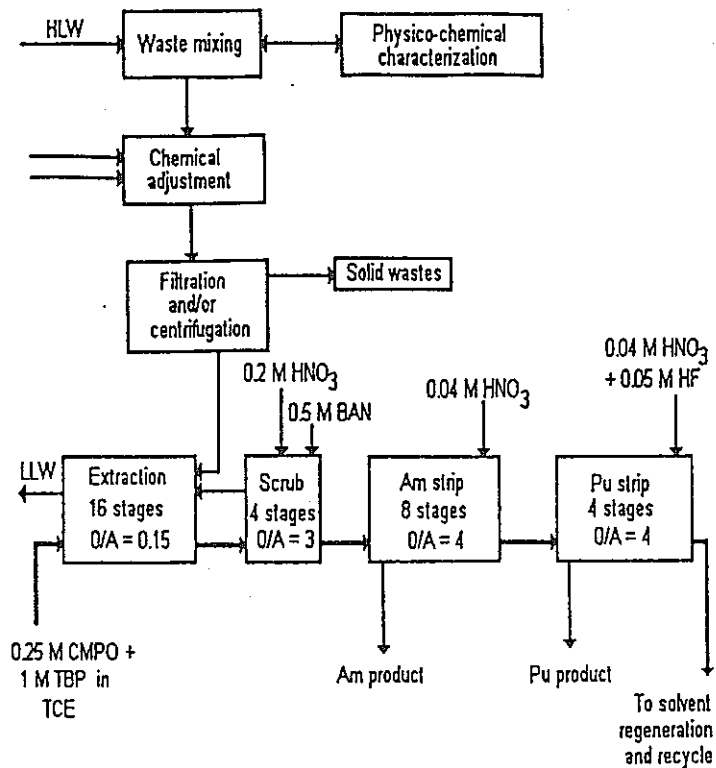


Figure 1: Reference flowsheet for the solvent extraction treatment of the Casaccia TRU wastes

3.2 SESSION 1B IMPROVED AQUEOUS FUEL REPROCESSING TECHNOLOGY (改良湿式再処理技術)

このセッションでは実際のプラントでの応用を踏まえて検討を行った発表が5件、報告された。

(1) ADVANCED PUREX PROCESS FOR THE NEW FRENCH REPROCESSING PLANT (C. Bernard, et al., CEA, France)

ここではラアークのUP3 UP2 800 プラントの主工程の革新的な技術について述べた。主な改良項目としては回転式の溶解槽と環状のカラム、また、溶媒の蒸留とPuの酸化溶解等がある。これらの改革によって製品の純度や廃棄物の低減化に役立った。はじめの3年間の結果について述べた。

(2) EXTRACTION CYCLES DESIGN FOR LA HAGUE PLANTS (P. Baronet, et al., CEA, France)

ラアークプラントの抽出工程の詳細について報告する。ここでは主に1stサイクルのTcの挙動について、プルトニウム精製工程におけるPuの挙動について、ウラン精製工程におけるNpの挙動について報告する。Tcはヒドラジンを分解する触媒の働きをするため、1stサイクルにおいてTcを分離することが必要となる。これは1stサイクルでのU, Pu抽出後、混入してきたTcを酸濃度を高くすることにより、溶媒中にTcのみを溶離させる方法である。「Puは第3相を形成する危険があること。」「分配係数の低い6価のPuを形成すること。」「DBPなどの存在により溶媒からのストリップが十分ではないこと。」が上げられる。これらに対して主にフローシートを改良することによりこれらの問題を解決した。UとNpの分離に際しては、ウラン精製工程でのフローシートの改良により、Npの分離係数を十分満足できるようなプロセスにすることができた。

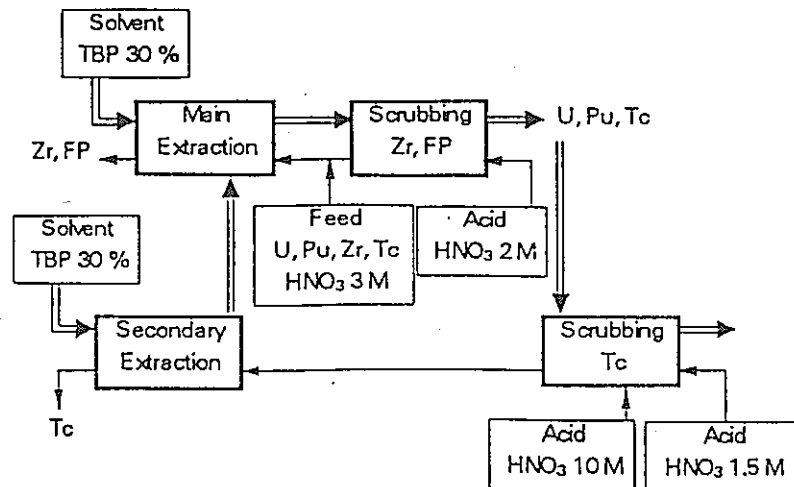


Figure 2: Extraction/scrubbing flowsheet allowing the decontamination of U+Pu in Tc.

(3) NEW APPROCHES TO REPROCESSING IN RUSSIA (V.N. Romanovskii, et.al., V.G. Khlopin Radium Institute, Russia)

長寿命の核種を管理する方法について述べる。これらの核種を分離することにより、地層処分やその他の方法、例えば消滅処理や宇宙への除去が上げられる。長半減期物質の回収にはPurexプロセスとその技術を応用し、chlorinated cobalt dicarbollyde (ChCoDic)を用いて行う。このフローシートは Krasnoyarsk にある高性能再処理プラントプロジェクトに用いたものである。

(4) NEW CONCEPTION IN THE MANAGEMENT OF SPENT NUCLEAR FUEL, HIGH-LEVEL WASTES AND FISSILES MATERIALS (A.I. Karelin et.al., V.G. Khlopin Radium Institute, Russia)

先進国において原子炉や核分裂物質を生産している。しかし、ここには問題が生じている、それらは、安全な貯蔵、処分、そして使用済み燃料、高放射性廃液、核分裂性物質の輸送である。人類の生活環境に汚染の無いように取り扱っていく必要がある。ここではこれらの新しいコンセプトについて発表を行った。

(5) PARTITIONING OF NEPTUNIUM FROM HIGH LEVEL REPROCESSING SOLUTION WITH VALENCE CONTROL (Tetsuo Fukusaka et.al., Energy Research Laboratory, Japan)

再処理工程から発生する高放射性廃液中の Np の回収方法を開発した。Np を5価から4価、6価に価数を調整した後一般的な溶媒抽出法を用いた。Np の原子価数調整には白金と硝酸ヒドロキシアミンを用い、紫外光照射と尿素をもちいて行った。この方法は核分裂生成物が含まれている硝酸溶液の場合有効である。触媒と光照射により生成する、4価と6価の Np はTBPによる抽出操作の間、安定していた。また、Np は効率的にほとんどの核分裂生成物と分離できていた。これらの方法はPUREX プロセスにおいて Np のコントロールに応用すべきである。

(佐藤)

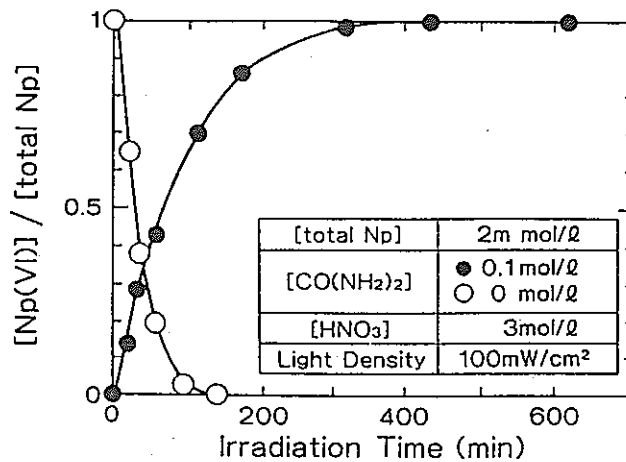


Fig. 4 Photodiemeical Oxidation Behaviors of Np(V) in Nitric Acid Solution

3.3 SESSION 2 LMR TRANSMUTATION SYSTEMS (液体金属高速炉消滅システム)

本セッションでは液体金属高速炉を用いた消滅処理に関して9件の発表があった。以下に主な論文の内容、討議を示す。

(1) Minor Actinides Transmutation in Oxide Fueled Fast Reactors (J. Journet et al., EdF, France)

EFRタイプ炉心(1500MWe、MOX燃料)を対象とし、均質装荷におけるPu及びマイナーアクチニド(MA)のリサイクル特性を検討した。今回の検討では、炉心サイズをパラメータとしてPu及びMAの燃焼特性を解析している。小型炉は、MAを消滅しつつ、単位エネルギー当たりのPu燃焼率は大型炉より高い。また、小型炉は安全マージンも高いため、MAの装荷量を高めることも可能である。しかし、燃焼の対象物を何にするか(Puだけ、MAだけ、Pu+MA等)によって炉心特性が変わってくるので、最適化する場合それぞれの仕様が異なることを留意する必要がある。

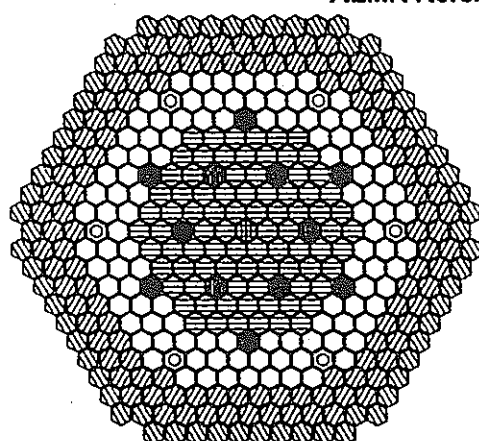
TABLE II. HEAVY ATOM MASS EVOLUTIONS.

	VARIANT 0	VARIANT 1	VARIANT 2
Power (MWth)	3600	3600	560
Fuel pin diameter (mm)	8,5	6,5	6,5
Mean enrichment (%)	19,17	21,56	29,38
Pu burnt: core with 2 % Np (kg/TWh)	12,63	19,51	43,71
Pu burnt: core with 2 % Am (kg/TWh)	13,59	20,68	43,92
Total M.A. transmuted			
core with 2 % Np (kg/TWh)	4,98	4,84	2,78
core with 2 % Am (kg/TWh)	5,21	4,75	2,83

(2) The ALMR System's Missions for Transmutating Waste into Energy (M. L. Thompson et al., GE, San Jose)

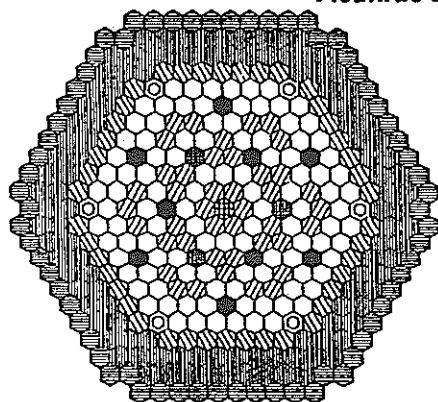
米国では21世紀初頭に導入できるALMRアクチニド・リサイクル・システムの開発を行っている。ALMRには短期(10年)、中期(15-20年)、長期(20年以上)の3つの期間に対応した目的が与えられている。ALMRはこれら目的に対して、炉心だけの変更で対応できるようになっている。短期の目的は、核兵器解体Puの処分であり、中期的には軽水炉の使用済み燃料から取り出されるアクチニドの利用がある。また、長期的にはUの有効利用のための増殖が目的となる。本論文では、ALMRの基本炉心設計(固有の安全性を含む)、ALMRの目的、金属燃料サイクル、LWR使用済み燃料の再処理、核兵器解体Puの利用、予備ライセシング、経済性と実用化の概略について述べている。

ALMR Reference



	Low Enrichment Fuel	84
	High Enrichment Fuel	108
	Control	9
	Ultimate Shutdown	3
	Source	1
	Gas Expansion Module	8
	Reflector	114
	Shield	66
Total		391

Actinide Burner



	Driver Fuel	108
	Internal Blanket	42
	Radial Blanket	42
	Control	9
	Ultimate Shutdown	3
	Source	1
	Gas Expansion Module	6
	Reflector	114
	Shield	66
Total		391

(3) Characteristics of an LMFBR Core Loaded with Minor Actinide and Rare Earth Containing Fuels (T. Wakabayashi et al., PNC-Japan)

マイナーアクチナイド(MA)を原子炉で消滅させるには、使用済み燃料からのMA核種の分離抽出が必要になる。しかし、MAの一部の核種は希土類元素(RE)とほぼ同じ挙動を示すため、使用済み燃料からMAを分離する場合は、希土類元素も同時に抽出される。このため、MA消滅を検討する上で希土類元素の影響を評価する必要がある。REを含むMAを高速炉で消滅させる場合の基本特性(燃焼反応度、反応度係数、MA消滅率等)を、MA及びREの含有率、装荷位置(炉心、ブランケット)、燃料種類(MOX、窒化物)をパラメータとした解析により評価した。その結果、炉心にREを含むMAを添加する場合、MAの含有率は約5%、REの含有率は約10%が炉心特性上限界になるとが分かった。また、ブランケットにREを含むMAを添加する場合には、REの含有率が20%程度でも、炉心特性に大きな影響を与えないでMAを消滅することが可能である。

質問としては、①REの混入によってPu富化度が上がるがそれによる再臨界の可能性は大きくなるか、②窒化物燃料でMAを消滅する時C-14の問題が起きないか、③REの添加率を決めた根拠等が出された。

(4) Higher Actinide Transmutation in the ALMR (C. L. Cockey et al., GE San Jose)

ALMRにおいて、アクチニド消滅量増大とNaボイド反応度低減を目的と

した炉心概念について検討したものである。この炉心は、炉心高さを今までのMAバーナーALMRの66cmから46cmとし、燃料集合体数を192体から354体に増加させている。これにより炉心直径は約86cm増大するが、炉容器の大幅な改造なしに達成できる程度となっている。燃料体積比は今までのMAバーナーALMRに比べて、25%増大している。この炉心は、Naボイド反応度が負(今までのMAバーナーALMRは約2.5%)で、アクチニド消費量も5割程度大きくなっている。

Table 1 Neutronics Results

	Breakeven	Small Burner	Large Burner
Core Height (in.)	42	26	18
Core Diameter (in)	141	141	175
# of Fuel Assy	108	192	354
# of Blanket Assy	84	-	-
Conversion Ratio	1.06	0.72	0.59
Cycle Length (months)	23	12	12
Burnup Reactivity Swing (\$)	0.57	8.99	8.45
Peak Linear Power	9.5	10.4	8.2
Sodium Void Worth	6.2	-2.50	<0
TRU Enr. (wt% in U-TRU-Zr)	21	19/23	24/29
TRU Inventory (kg/core)	2681	2554	3890
TRU Consumption Rate			
kg/year /core	-28.2	83.2	121.0
% inventory/year	-1.1	3.3	3.1

(5) Evaluating the Efficacy of a Minor Actinide Burner (K. D. Dobbin et al., WH Hanford)

MAの燃焼効率を現す指標として、Supprt Factorと言うものを導入し、パラメータ・サーベイによって各種ALMRの燃焼効率を評価した論文である。Supprt Factorは、ある数(Supprt Factor)のLWRプラントから単位時間当たり生成されるMAを、1つのALMRシステムで同じ時間の間に消滅できる能力を言う。パラメータ・サーベイの結果以下の結論が得られた。

- ① MAバーナーALMRは、通常のALMRのNaボイド係数と同等の値を保って、Supprt Factor10の燃焼効率が達成できる。
- ② 炉心は約23%のMAが装荷される。
- ③ MAはMAバーナーALMRでリサイクルされるべきである。そうしないとSupprt Factorは3に低下する。
- ④ 一般的にMA消滅率の増加は、Naボイド反応度を増大させる。
- ⑤ 炉心のH/D比を減少させることによって、どのケースにおいてもNaボイド係数を低減できる。

(6) Actinide Breeding and Burning in Metallic and Oxide Fueled ALMR Cores (J. H. Bultman et al., ECN, Netherlands)

ALMRは金属燃料をレファレンスとしているが、本論文は、代替えとしてMOX燃料を使用した場合のアクチニドの増殖、燃焼特性について検討したものである。ALMRのMOX燃料炉心は、金属燃料炉心と同じ運転特性、幾何学的炉心構成を持つことを条件として検討した。MOX燃料炉心は燃料

密度が低く、中性子スペクトルもソフトなため、燃料インベントリが金属燃料炉心が多くなる。TRU(Pu及びMA)燃焼の観点からは、金属燃料ALMRと同じ炉心構成条件の基で最適化するならば、MOX燃料ALMRは、金属燃料ALMRよりもよいTRU燃焼特性を示すことが可能である。

Table 2: Design parameters and design characteristics for the metallic fueled ALMR burner core and for the oxide fueled ALMR burner core

	Metal	Oxide
General Core Design		
number of in-core batches	3	6
total number of batches	5	8
cycle time [months]	15	12
total in-core time [months]	45	72
height [cm]	106.7	95.3
fuel assembly HM mass [kg]	73.5	46.2
General Core Performance		
average conversion ratio	0.69	0.67
burnup reactivity swing [\$]	-11.5	-10.5
average DF burnup [MWd/kg]	76.4	103.8
peak DF burnup [MWd/kg]	121.7	167.5
peak linear power [kW/ft]	10.8	13.0
peak fast fluence [10^{23}cm^{-2}]	3.63	3.51
peak fast flux [$10^{15}\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$]	3.70	2.20
power peaking	1.715	1.552
high fuel enrichment [%TRU]	25.8	32.2
low fuel enrichment [%TRU]	21.3	26.6

Table 3: Input parameters for LWRs, metallic fueled and oxide fueled ALMR burner cores for the calculation of the inventory reduction factor. All reactors are normalized to operate at 471 MWt

LWR	Input Parameter	TRU Mass
	discharged	41.6 kg/y
ALMR Metal	fuel inventory	2583.8 kg
	discharged burned	380.4 kg/y 51.0 kg/y
ALMR Oxide	fuel inventory	2455.0 kg
	discharged burned	275.9 kg/y 57.3 kg/y

(7) Minor Actinide Burning LMFBR Core System to Enhance Safety Characteristics (K. Fujimura et al., Hitachi ERL, Japan)

高燃焼度、長期運転、安全性向上を狙ったMAバーニングLMFBRの検討に関する論文である。MAはブランケット領域に添加し、上部にNaプレナムを有する軸非均質炉心をベースとしている。新しいアイデアとして、内部ブランケットにCaH₂減速材を添加し、かつ、上部軸ブランケットと上部Naプレナムの間にCaH₂の薄い層を入れることによって、他の炉心特性に大きな影響をあたえずに、Naボイド反応度を大幅に低減することができた。燃焼度200GWd/t、24ヶ月連続運転、Naボイド反応度3\$が達成できた。また、毎年軽水炉10基から取り出されるMAをこのMAバーニングLMFBRで消滅できることが分かった。

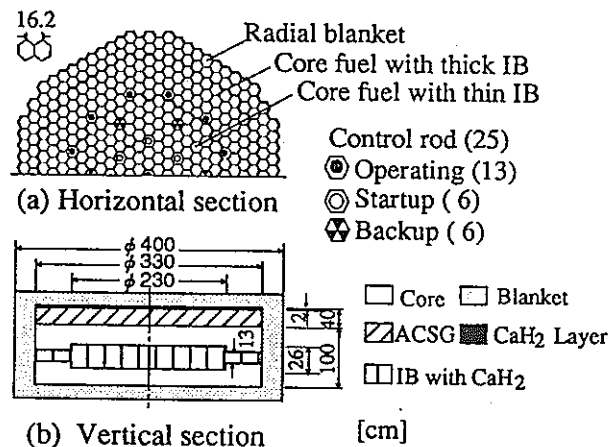


Fig.13 Core configuration for AHC-II

(8) The Symbiotic Relationship Between Waste Burning and Safety in Liquid Metal Reactors (J. V. Nelson et al., WH Hanford)

ALMRでの ^{99}Tc 、 ^{129}I 及びMAの消滅特性、 ^{99}Tc のドップラー係数及びNaボイド反応度への影響について検討した論文である。ALMRでは、軽水炉10基より取り出される ^{99}Tc 、 ^{129}I 及びMAを消滅できることが分かった。また、 ^{99}Tc のドップラー効果は ^{238}U の60%程度が期待でき、 ^{99}Tc を装荷することによってドップラー係数に重要な寄与を与えると思われる。Naボイド反応度を低減する方法として、炉心軸方向中心に ^{99}Tc 層をもうけるアイデアが示された(具体的には燃料ピンの中心に適当な厚さの ^{99}Tc ペレットを入れて、燃料を上下に分割する)。炉心の2列から5列にこの燃料集合体を装荷することによって、大幅なNaボイド反応度低減が達成できた。

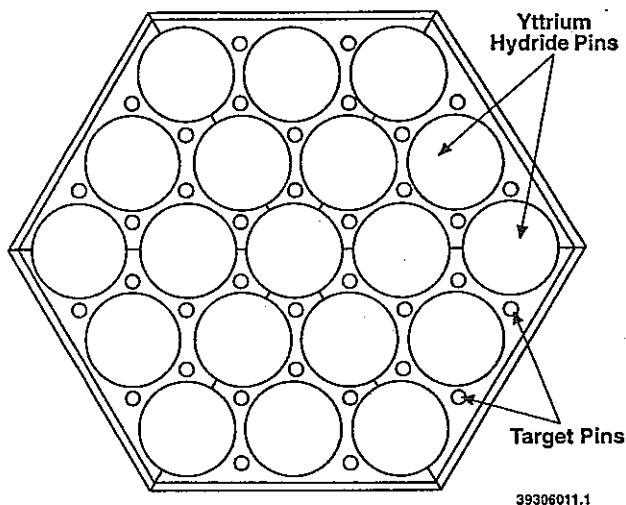


Fig. 3. Moderated Target Assembly.

Table 2. Effect of a Technetium Layer in Rows 2 - 5 Fuel Assemblies.

Tc Layer Thickness (cm)	Total Tc Mass (kg)	Sodium Void Reactivity (%)	Tc Destruction Rate	
			%/yr	Kg/yr
0.0	0	9.8	-	0.0
16.94	659	8.3	1.8	12.0
33.88	1317	-0.1	1.5	19.8
50.82	1976	-0.6	1.0	21.6

(9) Some Specific Aspects of Homogeneous Am and Np Based Fuels Transmutation Through the Outcomes of the SUPERFACT Experiment in PHENIX fast Reactor (C. Prunier et al., CEA, France)

PHENIX炉を使い、CEAとTUIが共同で実施したMA燃料照射に関するSUPERFACE 1実験の非破壊及び破壊試験の結果についての論文である。MOX燃料にNp、Amを2~45%添加して、PHENIXで383日照射した。燃焼度は4.5~6.5%atと低いが、MA添加燃料の照射挙動は満足すべきものであり、通常のMOX燃料と比較しても大きな相違は見られなかった。MA変換率、燃焼度等のPIE結果は、計算値と良く一致することが分かった。Am添加燃料では、照射中に大量のHe放出が見られるが、燃料ピン設計で考慮すれば大きな問題にならないと思われる。今後、高燃焼度及びラージスケールの実験が必要である。

Table 2 - Irradiation conditions in Phenix.

Pin No	Type	Burn-up (at%)		Linear power (W/cm)	
		CEA calculation	ITU measurement	CEA calculations beginning & end of life	
8 and 16	standard	8.5	/	430	370
7 and 13	2% Np	6.8	6.4	380	325
4 and 16	2% Am	6.8	6.4	380	325
5 and 15	45% Np	4.6	4.5	206	283
6 and 14	{ 20% Np +20% Am	4.3	6.5	174	273

Table 4 - Transmutation rates (%). Consumption calculation and experimental values after irradiation

Minor actinide	Np %			Am %	
	2	20	45	2	20
Type of fresh fuel	2	20	45	2	20
Measurement	*	*	27	27 to 30	27 to 32
Calculation	24 - 26 *	27.4	27.5	27.3	31.6

* in progress

本セッションの全体的な印象としては、各国ともNaボイド反応度低減に多くの努力を払っており、今後、MA消滅炉心ではNaボイド反応度低減が大きな課題であると感じた。

(若林)

Table 3 - Irradiation conditions in Phenix (internal core 4th crown*) for standard oxide pins (n° 8 and 16)

date	cycle	total EFPD	total dpa NRT	total at %	Phenix power	linear power (W/cm)	max temp. (°C)
october 1986	38	76.5	11.7	1.82	Pn	429	631
	39	87.3	13.4	2.07	Pn	427	630
	39	164.4	25.2	3.83	2/3 Pn	/	/
	40	219.5	33.6	5.06	Pn	420	620
	41	290.1	44.4	6.56	Pn	388	603
January 1988	42	383.4	58.9	8.51	Pn	383	600

* calculated flux : $5.8 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$

3.4 SESSION 4 ADVANCED FUEL CYCLE-I (新型燃料サイクル-I)

本セッションでは新型燃料サイクルに関して9件の発表があった。以下に主な論文の内容、討議を示す。

(1) Technology Objectives for Nuclear Fuel in 2020 (K. H. Hesketh et al., BNFL, UK)

2020年においても軽水炉が主流を占めるという認識の基に、2020年時点の核燃料サイクルの目標と必要な技術開発について述べている。目標としては、バックエンドを考慮した高燃焼度化、MOXとしてのPuリサイクルと回収ウランリサイクルを挙げている。これら目標達成のための技術開発としては以下の事柄を挙げている。

- ①出力ピーキングファクターの低減
- ②燃料製造プラント、貯蔵、輸送に関する臨界管理条件の緩和
- ③被覆管の改良
- ④FPガス保持能力の向上及び燃料温度の低減
- ⑤DNB/CHF相関式の改良
- ⑥解析や測定データの不確かさの減少及びオンライン監視能力増大による炉心管理技術の向上

(2) Future Equilibrium Synergic System Using Fast and Thermal Reactors with U and Th Mixed Fuel Cycle to Enhance Potentials on Fuel and Waste Balances (N. Takagi et al., TEPCO, Japan)

本論文は、UとThを用いた燃料サイクルで、高速炉と熱中性子炉を組み合わせることにより、核燃料物質の生産と長半減期放射性物質の消滅を自己完結できるシステムについて述べている。このシステムの特徴は以下のとおりである。

- ①高速炉はMAを閉じ込め、熱中性子炉のための ^{233}U を生産する。
- ②熱中性子炉は ^{233}U を燃料とし、高速炉と熱中性子炉で生成された長半減期FPを閉じ込める。
- ③放射性廃棄物はシステム内に貯蔵され、安定核種だけがシステム外に出される。

このシステムは、3基の高速炉と1基の熱中性子炉により構成される。これにより、長半減期FPが、高速炉だけ投入した場合に比べて、50%低減できる。また、Th利用により核分裂物質の節約に寄与している。

(若林)

3.5 SESSION 5 GLOBAL CONCEPTS FOR NUCLEAR SYSTEMS

(原子力システムの地球的概念)

本セッションでは原子力システムの地球的概念に関して7件の発表があった。以下に主な論文の内容、討議を示す。

(1) Direct Disposal Versus Multiple Recycling of Plutonium (G. Kessler et al., KfK, Germany)

使用済み燃料の直接処分とPuをMOX燃料としてPWRでリサイクルする場合について、それぞれの利点、欠点について比較検討した。検討項目は、マスバランス、技術的側面(MOX製造、 ^{238}Pu 問題、炉心設計、照射挙動等)、保障措置の観点、アクチニドの含有率、崩壊熱、廃棄物量、燃料サイクルコスト等である。主な結果をまとめると以下のようになる。

- ①Puマルチリサイクルにより ^{238}Pu が増加するが、MOX燃料製造時の遮蔽の観点から、 ^{238}Pu 含有率は4~5%におさえる必要がある。
- ②アクチニド量と崩壊熱はリサイクル回数が増えるに従って増大する。特に、中性子発生数は、5回リサイクルした場合の方が、U使用済み燃料の場合と比べて20倍大きくなる。但し、輸送容器、ガラス固化等に対するコストアップは小さい。
- ③廃棄物量は、使用済み燃料の直接処分の方が、現状の再処理技術を基にリサイクルした場合と比較すると、大幅に少ない。
- ④燃料サイクルコストは、使用済み燃料の直接処分の場合で、DPf 1.6-1.8/kWh、100%MOX燃料利用の場合で、DPf 2.1-2.5/kWhとなる。(DPf: ドイツペニツヒ)

(2) Nuclear System Research and Development in the Next Century Toward an Equilibrium State (H. Sekimoto et al., Tokyo Inst. Technol., Japan)

核分裂エネルギーを用いた将来の平衡社会の可能性について示し、これを達成するために次世紀で行うべき事柄を提案した論文である。核平衡社会では廃棄物問題が最も重要であるが、今回の検討から、以下の技術的課題を克服することによって、核センター外の環境に影響を与えないシステムの構築が可能である。

- ①受容できる新型炉の開発(高速炉が可能性が高い)
- ②新再処理技術の開発(TRU及びFP)
- ③DFの高い、ロス率の小さい再処理技術及び燃料製造技術の開発
- ④自動制御及びロボット技術の開発

(3) International Cooperation for Developing a Globally Safe Nuclear Fuel System Based on the International Supply Service System of Nuclear Energy: Proposal for an International Public Corporation (H. Wakabayashi, KIT, Japan)

本論文は、本質的に安全で、経済的な原子力と太陽エネルギーを結合した CO_2 を放出しない新しいエネルギーシステム概念、開発シナリオについて述べている。原子炉は固有安全炉を用い、長半減期廃棄物はその原子炉で消滅するとともに、廃棄物中の有用物質(希土類等)は工業利用するとし

ている。このシステムはIAEAの管轄の基に、全世界に(特に開発途上国)に供給するシナリオを提案している。

(4) On the Concepts of Managing Long-Lived High Level Radwaste (E. V. Gai et al., IPPE, Russia)

本論文では、高レベル廃棄物の処理・管理シナリオについて述べている。高速炉は、核兵器解体Puとアクチニドの消滅に適しており、当初はこれを導入し、その後は、Thサイクルを導入することがTRUの蓄積量を減らす最も良いオプションであるとしている。また、 ^{90}Sr の消滅は、中性子捕獲断面積が小さいため難しく、数百年間貯蔵・管理することが望ましいとしている。更に、長半減期核種の ^{129}I や ^{135}Cs は天然の ^{40}K より、ハザードは小さく、最終的に消滅の対象とすべき核種は、MAとTcであると結論づけている。

(5) Stationary Transmutation of Long-Lived Fission Products in Nuclear Power Engineering and Secondary Radioactivity Produced in Transmutation of Long-Lived Fission Products (A. G. Gerasimov et al., ITEP, Russia)

長半減期FP消滅のために、原子炉で照射を行った場合の2次放射性物質の生成について検討した論文である。 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{151}Sm 、 ^{99}Tc 、 ^{93}Zr 、 ^{126}Sn 、 ^{79}Se 、 ^{135}Cs 、 ^{107}Pd 、 ^{129}I 等FPをVVER-1000で照射した場合の2次放射性物質の生成について解析した。 ^{151}Sm (半減期:90年)、 ^{93}Zr (半減期: 1.5×10^6 年、使用済み燃料1トン当たり900g生成)については、中性子照射によつて、中長半減期の2次放射性物質生成による放射能が大幅に増えることが分かった。 ^{90}Sr 及び ^{137}Cs は中性子吸収断面積が非常に小さいため、中性子照射によつて、2次放射性物質生成の生成がそれほど多くない代わりに、消滅も小さい。

(6) Requirements and Specifications of Nuclear Reactors for the Introduction of Nuclear Energy in Developing Countries (J. Rastoin et al., CEA, France)

本論文は、開発途上国への原子力エネルギーの導入の可能性について、CEAで検討した結果をまとめたものである。

原子炉については、国際的基準の基に作られた同じ安全レベル及び同じ利用特性の炉を開発途上国に導入すべきであるとしている。炉型としては以下の点を改良したPWRが望ましいとしている。

- ① 事故マネジメントにおける自律性の向上
- ② 単純化に基づく、運転、保守エラーの最少化
- ③ コモン・モード・フェーリアの最小化

燃料サイクルに関しては、Pu利用、濃縮技術の供与、再処理等について、NPTとの関連で難しい問題がある。しかし、国際的制度を確立して、輸出国と開発途上国の相互信頼を築き、利用していくべきであるとしている。

(7) The Siemens KWU Experience of 1970-1992, a Model for the Future? (D. G. McAlees et al., Siemens NPC)

ドイツシーメンス社の原子力プラントの製造実績、運転実績及び将来の

計画を示したPR的な発表であった。将来の計画としては、シーメンスとフランスのフラマトム社の共同によりヨーロッパPWR(EPR)を開発することになっている。これは、1500MWe級PWRで、安全性向上、システムの単純化、60年寿命、経済性向上を目指して、1998年頃の建設を予定している。さらに、シーメンス社独自に、Passive Safety の600MWeBWRの設計も行う予定である。

(若林)

本セッションでは、加速器に基づく消滅処理システムがテーマであった。以下に主な論文の内容、討議を示す。

(1) Development of Proton Linear Accelerator and Transmutation System

(M.Mizumoto et al.,JAERI,Japan)

加速器制御のマイナーアクチニド(MA)消滅処理システムに関する概念設計研究が発表された。このシステムはナトリウム冷却で未臨界の炉心を持つ。燃料はアクチニド合金で炉心中央にタングステンターゲットがあり、そこに1.5 GeV,39mAの陽子ビームを当て、スポーレーション中性子を利用して炉を運転させる。このプラントで246MWの電気出力が得られるので、この電力で十分陽子加速器のパワーを供給できる。計算によると、このシステムで年間約250kgのMAを消滅できる。この消滅処理システムの仕様及び特性をTable 1に示す。このシステムの開発のためにエネルギー1.5GeV,平均電流値10mAの陽子加速器ETA(Engineering Test Accelerator)が原研より提案されている。その前段階としてエネルギーの低い10MeV-10mAの陽子加速器BTA(Basic Technology Accelerator)の設計を進めていくそうである。現在、各パート(Ion Source,RFQ,DLT,RF Source)の high power testが進行中である。

Table 1. Operating Conditions of the Accelerator-Driven Transmutation Solid Target/Core System

Proton beam energy	1.5 GeV
Proton beam current	39 mA
Actinide inventory	3160 kg
k_{eff}	0.89
No. of neutrons	40 n/p
No. of fission (>15MeV)	0.45 f/p
(<15MeV)	100 f/p
Neutron flux:	4×10^{15} n/cm ² s
Mean neutron energy	690 keV
Burnup	250 kg/y(8%/y)
Thermal output	820 MW
Power density (max)	930 MW/cm ³
(ave)	400 MW/cm ³
Maximum temperature	
Output	473 °C
Fuel	890 °C
Clad	528 °C
Electric output	246 MW

(2) Neutron Yields from Proton-Induced Spallation Reactions in Thick Targets of Lead (M.A.Lone and P.Y.Wong Chalk River Lab.,Canada)

エネルギーが0.4から2GeVの陽子を厚い鉛ターゲットにあてたときにスポーレーション反応で生ずる中性子数をLAHET/MCNPコードで計算した。使用したmodelはBertiniのintranuclear-cascade-evaporation modelである。発生中性子数の陽子エネルギー及び鉛ターゲットの直径依存性を示した。更に、鉛ターゲットから外に逃げ出る陽子数や中性子数を陽子エネ

ルギーやターゲット直径の関数で示したりする等かなり **systematic** に計算していた。また、**Bertini model** の粒子放出確率計算式におけるパラメータを原子核の質量数依存に変え、実験値と非常に良く一致することを示した。そのパラメータにも依るが、**1.6GeV**の陽子を直径**100cm**、長さ**100cm**の鉛ターゲットに当てたときに生ずる中性子数は**46~57n/p**と計算された。

(3) Neutronics Analysys for an Accelerator-based Nuclear Waste Transmuter (W.C.Sailor and C.A.Beard,LANL,USA)

米国ロスアラモス国立研究所(LANL)で精力的に研究が行われている **Accelerator Transmutation of Waste (ATW)** のターゲット/ブランケット設計における核計算が発表された。1つのターゲット/ブランケットには陽子加速器から**1.6GeV-62.5mA**の陽子ビームが入射される。ターゲット/ブランケット領域ではアクチニド(**Np,Pu,Am,Cm**)と長寿命核分裂生成物 **^{99}Tc , ^{129}I** が消滅される。アクチニドは酸化物 **AcO_2** スラリーとして装荷され、核分裂及び中性子吸収によって安定核に変換される。発生した核分裂生成物は連続的に再処理施設で取り除かれる。**ATW** システムの概念図を **Figure 1** に示す。**ATW** によって**MA**は年間**325kg**、 **^{99}Tc** は年間**25kg**、 **^{129}I** は年間**7.8kg**消滅される。**Sailor**らは**25種**のアクチナイドの崩壊過程、中性子吸収過程を考慮し、平衡状態におけるターゲット/ブランケット内のそれらの核種の存在量、消滅率等を示した。更に、スポーレーションターゲット(タングステンと鉛から成る)からの中性子の漏れを計算するとともにスポーレーション反応で発生する長寿命核種(**^{194}Hg , ^{202}Pb , ^{205}Pb**)も検討した。

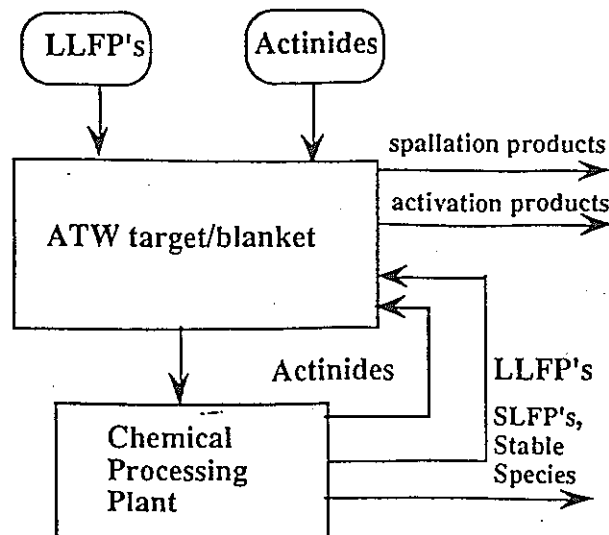


Figure 1. General concept of ATW system. The feed consists of long-lived fission products (LLFP's) and actinides. The output consists of stable species, short lived fission products (SLFP's), and some spallation and activation products.

(4) Los Alamos Aqueous Target/Blanket System Design for the Accelerator Transmutation of Waste Concept (M.Cappiello et.,LANL,USA)

ATW のターゲット/ブランケットシステムが詳述された。ターゲット

はタングステンで、そこに陽子を当て中性子を発生させる。タングステンは直径0.3175cmのロッドで、91個のロッドがinconelの六角チャンネル内に装荷される (Fig.1)。ロッド内には冷却材のD₂Oが流速6.07m/sで流れる。タングステンの平均出力密度は、3.02Mw/lでピークロッド温度は189℃、冷却材の最高温度は177℃である。ブランケットは核分裂生成物(Tc,I)とアクチニド(Np,Pu,Am,Cm)を消滅する領域から成り、CANDU炉に類似の熱伝達ループを用いている (Fig.2)。それぞれのアクチニドチューブは直径10cmでジルカロイから成り、23.5lのスラリーを含む。スラリーは平均出力密度0.26MW/lで平均3.7m/sで流れる。ATWターゲット/ブランケットの物理計算をFig.3に示す。ATWターゲット/ブランケットは $K_{eff}=0.95$ で1600MeV-62.5mAの陽子ビームによって運転される。そして、LWR 2基からのアクチニド,Tc,Iを消滅できる。計算によると、タングステンで発生した中性子1個に対して、アクチニドスラリーで核分裂により11.8個の中性子が生まれ、0.309個と0.746個の中性子がそれぞれ内側Tc領域と外側Tc領域で吸収され、0.502個の中性子がシステム外に漏れ出る。

(高下)

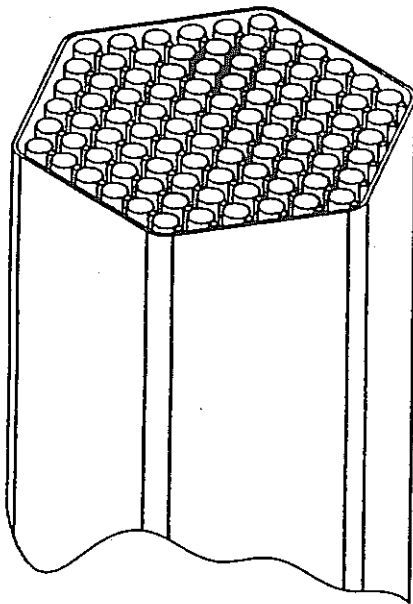


Fig. 1.
Tungsten neutron source design.

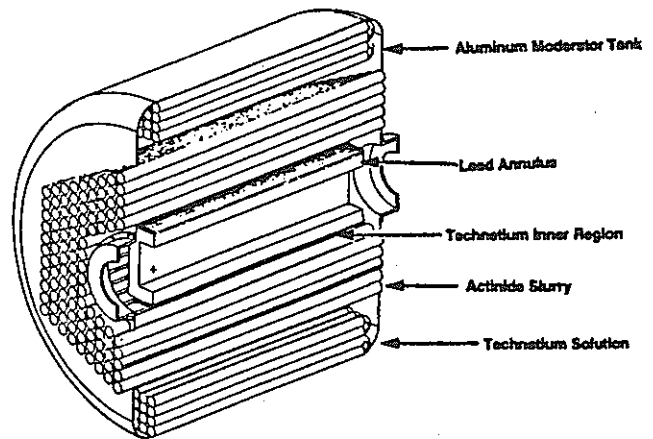


Fig. 2.
ATW blanket design.

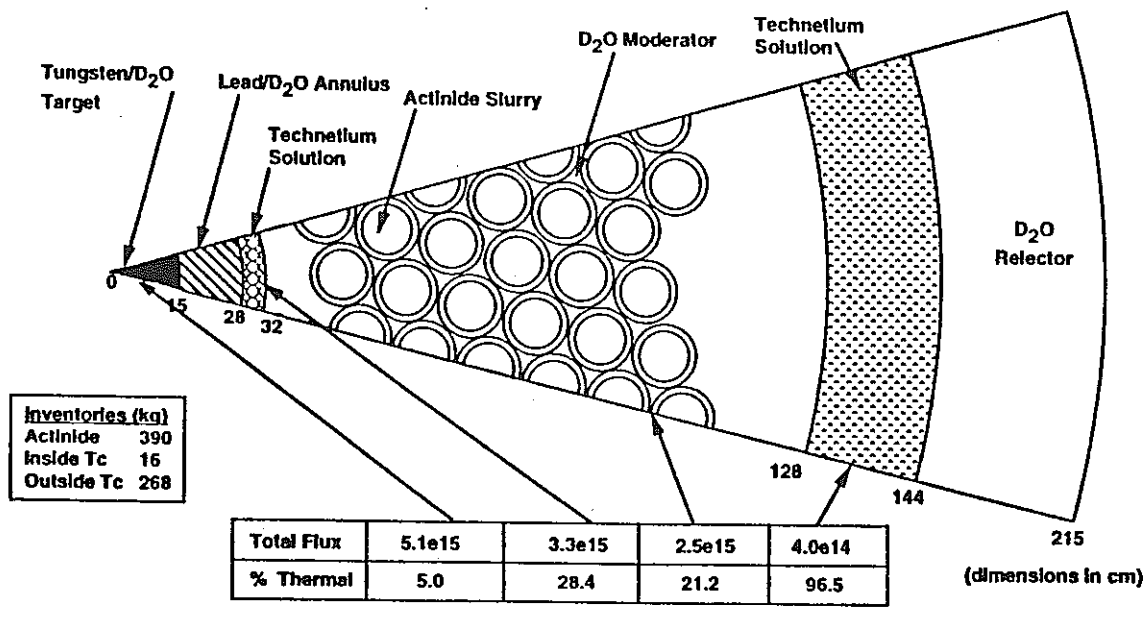


Fig. 3. ATW blanket physics calculations.

3.7 SESSION 9 NUCLEAR DATA FOR TRANSMUTATION OF HLW (HLW消滅のための核データ)

本セッションでは高レベル廃棄物消滅処理のための核データに関して9件の発表があった。以下に主な論文の内容、討議を示す。

(1) Nuclear Fuel Cycle Data Needs (M. N. Haas, WVNSC)

燃料サイクル関連の必要な核データについて、現状と今後の課題について述べたものである。高燃焼度燃料開発においては、安全マージンの低減のために、幾つかの核種の不確かさを改善する必要がある。例えば、 ^{238}U についても、ENDF/B-Vにおいて遅発中性子収率の不確かさが $\pm 10\%$ と見積もられている。廃棄物処理に関しても、重要な核種について精度の改善が必要である。例えば、 ^{90}Sr の吸収断面積については、実験値と評価値でファクター10異なるし、MAの遅発中性子収率データについてもほとんどないのが現状である。核兵器解体Puの燃焼に関しても、Pu反応度に関する臨界実験結果と解析値が異なることから、十分な設計精度を確保するためには、Pu核種の核データの改良が必要である。

(2) Nuclear Data Evaluation for Accelerator-Based Transmutation of Radioactive Waste (A. J. Koning et al., ECN, Netherlands)

本論文は、加速器による消滅処理に必要な高エネルギー核データについて、実験データ、理論、コード等をレビューし、今後の方向性を提案したものである。実験データについては、消滅処理に必要な核種、エネルギー領域において、多くのカバーされていない部分が残されている。 20MeV 以上の核データの評価に関しては、多くのツールが存在するが、それらについては適当なベンチマーク計算により検証する必要がある。消滅処理に必要な統一された「国際評価核データファイル」を作る必要がある。このファイルは 100MeV までのエネルギーをカバーし、ENDF-6フォーマットで作るのが望ましい。

(3) Cross Section of the $^{90}\text{Sr}(n,\gamma)^{91}\text{Sr}$ Reaction for a D_2O Moderated Reactor Flux (M. A. Lone et al., AECL Chalk River, Canada)

$^{90}\text{Sr}(n,\gamma)^{91}\text{Sr}$ 反応の熱中性子捕獲断面積を、重水減速中性子スペクトル場で測定した結果の論文である。実験は放射化法で行われ、測定値として $9.7 \pm 0.7 \text{ mb}$ の値が得られた。この値は、今までの実験値と 2σ レベルで一致している。このような小さい断面積では、熱中性子による ^{90}Sr 消滅は効率的でないと思われる。

(4) Measurement of Fission and Capture Cross Sections for Design of Transmutation Systems (I. Kimura et al., Kyoto Univ., Japan)

$1\text{eV} \sim 5\text{keV}$ の中性子エネルギー範囲における ^{237}Np の核分裂断面積を測定した結果についての論文である。電子線加速器からの電子をターゲットに打ち込み、そこで発生した中性子を鉛スペクトロメータで減速させ、 $1\text{eV} \sim 5\text{keV}$ エネルギーの中性子にし、それを ^{237}Np 試料と ^{235}U (標準試料)を背中合わせにしたバック・ツー・バック核分裂検出器で測定している。測定値をJENDL-3及びENDF/B-VI核データライブラリーと比較した

結果、エネルギー依存の断面積の形状は一致しているが、絶対値は測定値の方が3~4倍大きくなることが分かった。

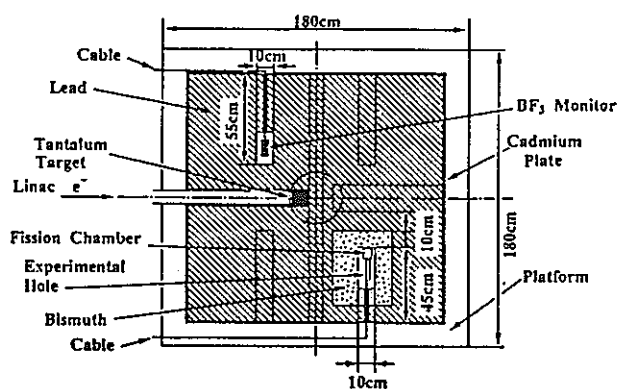


Figure 1 Cross sectional view of Kyoto University Lead Spectrometer, KULS.

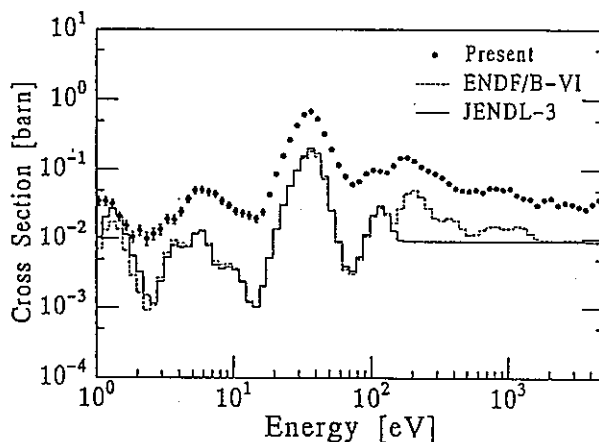


Figure 3 Experimentally obtained cross section of the $^{237}\text{Np}(n, f)$ reaction compared with those in evaluated data files.

(5) Hanford Site Production Reactor Data Pertinent to Actinide Burning (H. Toffer et al., WH Hanford)

ハンフォードのPu生産炉(黒鉛減速圧力管型)で行われたアクチニドの照射データについて述べている。最近、これらデータが公開されるようになったため、熱中性子スペクトル場におけるMAバーナー検討の貴重なデータとして利用できると思われる。データとしては、Np及びAm照射、Pu燃焼のデータがある。Npについては、各種ターゲットマトリックスに対して、 ^{238}Pu 生産を目的にして照射された。この照射では(n,2n)反応による ^{236}Pu 生成を最少にする検討がなされている。Amについては、熱源としての ^{238}Pu 、 ^{242}Cm 、 ^{244}Cm 核種の生産のために照射された。

Table 1. Test Results from KE Reactor Neptunium Tests.

	Target Type	
	Water Core	Graphite Core
g ^{238}Pu / g ^{237}Np	0.125	0.112
Quality (% ^{238}Pu /total Pu)	87.7	89.4
^{236}Pu in ^{238}Pu	0.39, 0.52	0.51

(6) Data Uncertainty Impact in Radiotoxicity Evaluation Connected to EFR and IFR Systems (G. Palmiotti et al., CEA, France)

放射性毒性評価において、核データの不確かさが、結果にどのように影響するかについて解析した。EFRとIFR燃料サイクルの2つの異なった放射性廃棄物処理処分戦略に対してその影響を検討した。両方の原子炉システムに対して、 ^{242}Pu 及び ^{241}Am の吸収断面積及びいくつかの崩壊常数を除いて、基本データの不確かさの感度は小さいことが分かった。この方法は、今後、放射性毒性低減の最適戦略確立に有効となると思われる。

(7) Nuclear Data Evaluation for JENDL Actinide File and High Energy Data Files (T. Nakagawa et al., JAERI, Japan)

原研では、新しくJENDLのアクチニドファイルと高エネルギーファイルの作成を計画、実施中であるが、その現状について紹介した論文である。アクチニドファイルには、 10^{-5}eV から 20MeV のエネルギー範囲で、 ^{208}Tl から ^{255}Fm までの89核種の中性子核反応断面積が格納されることになっている。89核種のうち61核種の評価が既に終了している。他の28核種については、実験データが不足しているため、大部分が計算をベースにして評価が行われている。高エネルギーファイルは、加速器によるスパレーション反応解析に必要なデータが格納されることになっている。

Table 1 Nuclides in JENDL Actinide File

nuclide	status	nuclide	status	nuclide	status	nuclide	status	nuclide	status
^{208}Tl	x	^{210}Pb	x	^{210}Bi	x	^{246}Bk	x	^{247}Bk	x
^{210}Po	x	^{222}Rn	x	^{223}Ra	J3	^{249}Bk	J3	^{250}Bk	J3
^{224}Ra	J3	^{225}Ra	J3	^{226}Ra	J3	^{248}Cf	x	^{249}Cf	J3
^{228}Ra	x	^{225}Ac	J3	^{226}Ac	J3	^{251}Cf	J3	^{252}Cf	J3
^{227}Ac	J3	^{227}Th	J3	^{228}Th	J3	^{254}Cf	J3	^{251}Es	x
^{229}Th	J3	^{230}Th	J3	^{231}Th	x	^{253}Es		^{254}Es	J3
^{232}Th	J3,A	^{233}Th	J3	^{234}Th	J3	^{255}Es	J3	^{255}Fm	J3
^{229}Pa	x	^{230}Pa	x	^{231}Pa	J3				
^{232}Pa	J3	^{233}Pa	J3	^{230}U	x				
^{231}U	x	^{232}U	J3	^{233}U	J3,A				
^{234}U	J3	^{235}U	J3,A	^{236}U	J3				
^{237}U	New	^{238}U	J3,A	^{234}Np	x				
^{235}Np	x	^{236}Np	New	^{237}Np	J3,B				
^{238}Np	New,B	^{239}Np	J3	^{236}Pu	J3				
^{237}Pu		^{238}Pu	J3,B	^{239}Pu	J3,A				
^{240}Pu	J3,A	^{241}Pu	J3,A	^{242}Pu	J3,B				
^{244}Pu		^{246}Pu	x	^{247}Pu	x				
^{241}Am	J3,B	^{242}Am	J3,B	$^{242\text{m}}\text{Am}$	J3,B				
^{243}Am	J3,B	^{244}Am	J3	$^{244\text{m}}\text{Am}$	J3				
^{240}Cm	x	^{241}Cm	J3	^{242}Cm	J3,B				
^{243}Cm	J3,B	^{244}Cm	J3,B	^{245}Cm	J3,B				
^{246}Cm	J3,B	^{247}Cm	J3	^{248}Cm	J3				
^{249}Cm	J3	^{250}Cm	J3	^{245}Bk	x				

J3: data exist in JENDL-3, New: new evaluation for JENDL Actinide File has been completed, x: data are not existing in JENDL-3, ENDF/B-VI nor JEF-2, A: major actinide, B: important for the actinide burner reactor.

(8) Phenix Experiment Facilities for Fission Product Destruction and Actinide Burning (J. Tommasi et al., CEA, France)

本論文は、PHENIX炉を用いたMA及びFPの照射実験プログラム及び既に行われた幾つかの照射実験の解析について述べたものである。既に行われた実験としては、基本的な核データファイルの精度をチェックするためのPROFIL実験、 ^{60}Co 製造実験、MA消滅の可能性を調べるためのSUPERFACT実験、 ^{99}Tc 及び ^{129}I 消滅実験等がある。今後の計画として

は、電中研、TUIとの共同研究による ^{237}Np 及び ^{241}Am を含む金属燃料の照射実験(METAPHIX実験)、径方向ブランケットでの ^{237}Np 添加減速材付き燃料集合体の照射実験(NEPUNIX実験)等が挙げられる。

(9) Intermediate Energy Nuclear Reactions Code Intercomparison : Applications to Transmutation of Long-Lived Reactor Wastes (M. Blann, LLNL)

本論文は、加速器によるMAや長半減期FPの消滅処理に必要なスポレーション反応解析コードの国際相互比較に関するものである。25~1600MeVの陽子を薄い ^{90}Zr 及び ^{208}Pb ターゲットに当てた場合の、(p, xn)、(p, xp)反応断面積を求めている。但し、比較できる実験データは、800MeVまでに限られている。エネルギー範囲によつては、実験値と解析値で2倍程度の相違が見受けられる。

(若林)

3.8 SESSION 10 INSTRUMENTATION FOR SAFEGUARDS, NON-PROLIFERATION SUPPORT OF ADVANCED FUEL CYCLES (セーフガードのための装置)

このセッションに関する発表は合計9件ありその内5件がLANLからであり残りがORNL,BNFL,IAEA その他から1件であった。

(1) NUCLEAR MATERIALS CONTROL TECHNOLOGY IN THE POST-COLD WAR WORLD: RADIATION-BASED METHODS AND INFORMATION MANAGEMENT SYSTEMS (J.W. Tape et.al., LANL,USA)

冷戦の終結は世界中の核物質の管理の改良に対して機会と要求を同時に与えた。核兵器の解体、軽水炉増殖炉計画を含めての原子炉の増加は核拡散に通じ、改良された核物質管理の必要性を導く。核物質の管理とより効率的・効果的な技術を開発する必要がある。これまでの使用の実績と、開発について述べた。

(2) SAFEGUARDS INSTRUMENTATION FOR CONTINUOUS, UNATTENDED MONITORING IN PLUTONIUM FUEL FABRICATION PLANTS (H.O. Menlove et.al., LANL,USA)

非破壊測定装置はMOX生産施設において使用されている。この装置は自動試料ハンドリングと遠隔操作というユニークな特徴を有する。さらに言えば、このシステムは測定の際に査察官はその施設にいる必要が無いように設計された。この装置は非接触で連続して運転することができ、それと同時に最大1カ月間のデータを蓄えることができる。設計、装置の能力および、非破壊測定装置のオーセンティケーションについて述べる。信頼のおける高精度なデータが得られた。

(3) SAFEGUARDING THE DIRECT USE OF SPENT PWR FUEL IN CANDU REACTORS (DUPIC) (K.E.Thomas et.al.,LANL,USA)

CANDU炉の使用済み燃料を考慮した場合、燃料サイクルのオプションは分離されたPuの拡散の可能性を最小限にしながら、核燃料からのエネルギー出力を最大にする必要を満足する。このオプションとしては再梱包(repackaging option)と熱処理(thermal processing)が考えられてきた。LANLでは保障措置の見地からの異なった処理方法と新たな測定方法の開発に関しての基礎的な予測を行った。

(4) SAFEGUARDS TECHNIQUES AND TECHNOLOGIES FOR LARGE-SCALE REPROCESSING PLANTS (E.A.Hakkila et.al.,LANL,USA)

1987 から1992 にかけてLASCAR(Large Scale Reprocessing Plant Safeguards)として知られているIAEAの大規模再処理工場の保障措置技術の効果的かつ効率的な開発を補助する目的で開催された。USはこのフォーラムを補助する目的で、開発中の技術を含めて、現存する技術の技術をアドバイスするためにLANL,SNLから人的に協力した。NDA,NRTA,C/Sに関してのサポートを行った。MBAをヘッドエンド部、メインプロセス部、およびプルトニウムMOX貯蔵部の3箇所を設定してそれぞれの適用技

術について記した。

●ヘッドエンド部

LANLの開発したフォークデテクターには中性子測定用のフィッションチャンバーと γ 線測定用のイオンチャンバーが搭載されており、使用済燃料中の中性子と γ 線の測定を行う。また、ハルに関してもカルフォルニウムシャフラーを用いて遅発中性子の測定を行う。

●メインプロセス部

溶解液に関しては同位体希釈 γ 線測定法及び、ハイブリッドシステムを用いた測定を行う。また、プロセス中においてはNRTAを用いて行う。プルトリウム製品に関しては、Kエッジ測定法と高分解能測定法にて行う。転換工程に関しては中性子測定法あるいはカロリメトリーを用いる。

●プルトリウム、MOX貯蔵部

C/Sを用いて行う。

(5) USE OF NOISE ANALYSIS METHODS IN PROCESS MONITORING OF FUTURE FUEL CYCLES (J.U.Mihalcz, ORNL, USA)

^{252}Cf 線源ノイズ分析法はフィッサイルの核分裂を利用して測定するもので、将来の再処理工場のモニターとしての応用がきくものと考えられる。連続溶解槽やバッチ式の溶解槽のマルチプリケーション係数の値を得たり、さまざまなプロセスで発生する現象を確認することに用いる。定常運転時の確認は運転時の信号と参照信号と比較することにより行う。定常の運転の偏差は測定により規格化されるか直接モンテカルロ法を用いて再処理工場に適用させるために計算される。

(6) TOMOGRAPHIC GAMMA SCANNING (TGS) TO MEASURE INHOMOGENEOUS NUCLEAR MATERIAL MATRICES FROM FUTURE FUEL CYCLES (R.J.Estep et.al., LANL, USA)

ドラム缶中に入っている核物質の非破壊測定法においては、ドラム缶中のマトリクスや核物質が均一に分布していない場合、その誤差は100%以上にもなってしまう。この問題を解決するために、トモグラフィックガンマスキャナー(TGS)を開発した。

(7) EXPERIENCES IN THE APPLICATION OF ADVANCED COMPUTER TECHNIQUES TO THE MONITORING OF NUCLEAR PROCESS PLANT (R.H.Peebles et.al., BNF, England)

-このセッションについては発表なし-

(8) EXISTING AND FUTURE NDA INSTRUMENTATION FOR IAEA INSPECTIONS (D.E.Rundquist et.al., IAEA, Austria)

これまでに開発された非破壊測定に関する現在の概略について述べた。 CdTe デテクター、コアーディスチャージモニター、中性子コーインシデンスカウンター等の項目についての説明があった。

(佐藤)

3.9 SESSION 11A TPC SPECIAL

(技術プログラム委員会スペシャル)

本セッションでは、各国におけるPartitioning - Transmutation(P - T)研究の戦略と現在の状況に関して5件の発表があった。以下に主な論文の内容を示す。

(1) European Research and Development Work on the Safety of the Nuclear Fuel Cycle (J. van Geel et.al., ITE, Germany)

核燃料及び廃棄物管理の安全性や効率の向上を目指した、欧州における燃料サイクルの安全性に関する研究プログラムを調査した内容について、東西ヨーロッパの燃料サイクルの現状とR&D状況等を報告した。安全性に関して次の3点を大きな課題として挙げている。

●シビアアクシデントの影響(発生確立がどの程度低いのか)

●核廃棄物の長期処分

●核燃料物質や施設が、軍事目的として誤用されるリスク

長半減期アクチニド元素の発生量を少なくするあるいは拡散性に抵抗力のある新型燃料の提案や、P-T研究についていくつかの提案をしている。報告では、これらの提案は技術的な可能性を示しているに過ぎないが、最終的には社会経済的、政策的な議論が基本となるとしている。

(2) The "SPIN" Program at CEA - Transmutation Aspects (M. Salvatores et.al., CEA / CEN Cadarache, France)

フランスCEAにおけるSPIN計画の枠で実施された、消滅処理研究の戦略と主な結果についてレビューした。ほとんどの研究が核分裂炉に関するものであるが、革新的なプログラム(加速器/未臨界炉ハイブリッドシステムのような)も活発に研究されている。なお研究は、全体の調和を確保するため、核種分離に関する研究と並行して進められている。最終的な戦略は、注目される主要元素の量を減らすこと、その他の多量の同位元素のポテンシャル増加を限定すること、の二つの目的からPu及び長寿命核種(MAおよびFP)廃棄物の両方について考慮されるべきであり、この戦略は次世代炉の選択にインパクトを持つものと考えている。

(3) (プロシーディングに掲載されているNUCEFに関する原研の論文はポスターセッションであり、代わって下記論文の口頭発表があった。)

Transmutation of High-Level Radioactive Waste by a Charged Particle Accelerator (H. Takahashi, BNL)

陽子加速器を用いた消滅処理に関する報告を行った。陽子加速器を用いたMA及びFPの消滅処理は、臨界条件で運転される消滅装置に対して多くの利点を有している。この消滅処理に必要なエネルギーは、核破碎標的で囲むことにより減らすことができる。未臨界における様々な条件下での、必要エネルギーと倍加ファクター k の関係を調べた。報告では、MAを用いた中性子特性の改良について報告している。

(4) A System Analysis of Potential Partitioning and Transmutation Scenarios for Disposal of Radioactive Waste (K. Endo et.al., TEPCO, Japan)

この報告では、分離-消滅処理の可能性を全体的な廃棄物処分のアプロー

チで独自の評価を行った結果について発表した。

- これらの結果によると、有効な核種分離が達成可能であり、ほとんどの廃棄物は500年以内にLLWの基準に合うことを示しているが、その量は50%増加する。
- Np及びAmの有効な消滅処理は、LWRとLMRいずれの場合も達成できる。システム全体から考慮すると、Cmのインベントリーに問題が残るものの、MA全体としては2130年で70%以上が減少する。
- Pu-238とCm-244による崩壊熱は、LWRとLMRいずれの場合も燃料製造と運転の問題となりうる。
- Tc-99の消滅処理はLWRとLMRいずれの場合も可能であるが(LWRよりもLMRの方が効果的である)、あまり効力はない。
- I-129の消滅処理は、実行性を考慮するにはあまりにも効力がない。
- ここで評価したシナリオの中では、シナリオIは早い時期に実行可能な分離-消滅処理技術として提案されているが、長期的な解決策としては、シナリオIIが最適なものとして提案されている。

Table.2 Scenarios for Analysis

Scenario	Reactor	P&T	Pu Recycle
Ref.	100%-LWR	No	in MOX
I	100%-LWR	MA/Tc in MOX I, Target Fuel	in MOX
II	50%-LWR	No	in MOX
	50%-LMR	MA/Tc in Core I, Target Fuel	in Core
III	80%-LWR	Np/Am/Tc in I, Target Fuel	in MOX
	20%-LMR	Cm in Core	in Core

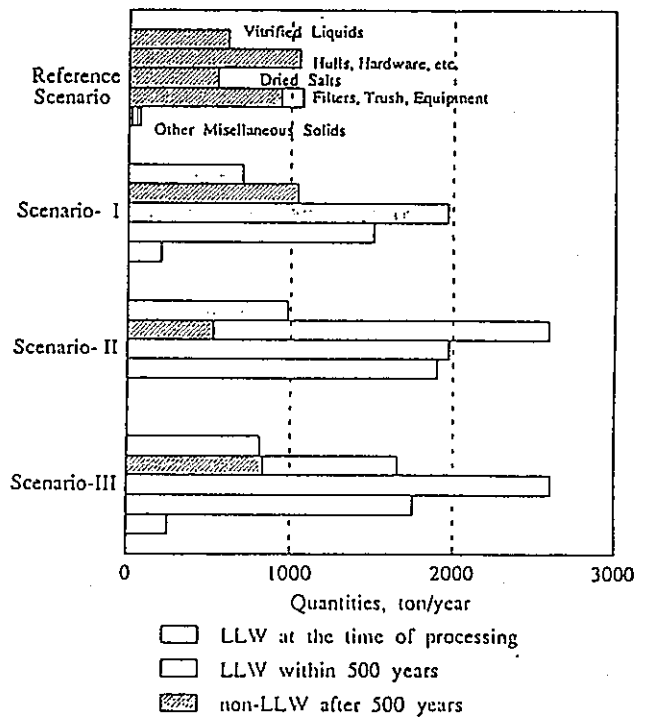


Fig.4 Annual Waste Quantities

(5) Towards a Global Commission for Nuclear Waste Disposal (L. W. Shemilt et.al., Canada - Germany)

ほとんどのナショナルプロジェクトにおける実用的な核廃棄物の処分に
関する特殊なオプションが略述されている。高レベル廃棄物のポテンシャル
のトータルインベントリーに対する核兵器解体のインパクトが検討され

る。400GWe級の原子力の慎重なシナリオでさえその維持は、廃棄物処分政策を能率的にするための挑戦がなされている。最も高い確実性と許容性を持った核廃棄物処分のためのグローバルなガイドラインと基準の開発のため、独立した無政府の地球的規模の委員会の協会が提案される。目的とそのような委員会の発足に関する提案は進められる。

(野村)

3.10 SESSION 11B ADVANCED SOLVENT EXTRACTION / ION EXCHANGE PROCESSES FOR WASTE PARTITIONING - II

(廃棄物分離のための新型溶媒抽出/イオン交換プロセス-II)

本セッションでは、溶媒抽出法による高レベル廃液からの核種分離研究に関して3件の発表があった。以下に主な論文の内容を示す。

(1) Isolation of Actinides and Separation from Rare Earth Elements by Bidentate Neutral Organophosphorus Compounds (B. F. Myasoedov et.al., RAS / KIR, Russia)

超プルトニウム元素及び希土類元素、U(VI)、Pu(IV)等の抽出剤として2種類の二座配位中性有機リン酸化合物(DO、CMPO)について調べた結果が報告された。CMPOにより高レベル廃液から99.5%までの回収が見込まれている。報告ではさらに超プルトニウム元素と希土類元素の分離についても述べており、tetraphenyl methylene diphosphine dioxide-chloroform-NH₄SCN-HCl系や1、2、4-tris(diphenyl-phosphinylmethyl)benzene-chloroform-HNO₃系でウェイト量の分離性能を示している。

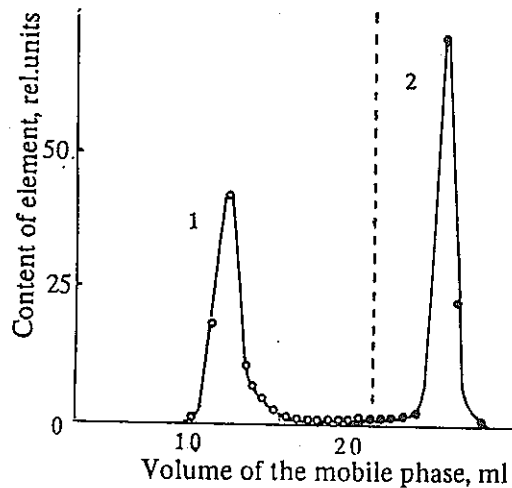


Fig.4. Separation of Am(III) (2) and the sum of REE (1). Stationary phase: 0.005 M DO on CHCl₃. Mobile phase: 1 - 1M HCl - 0.5M NH₄SCN; 2 - 0.025M HEDPA in water. The sample contains 10 mg of REE.

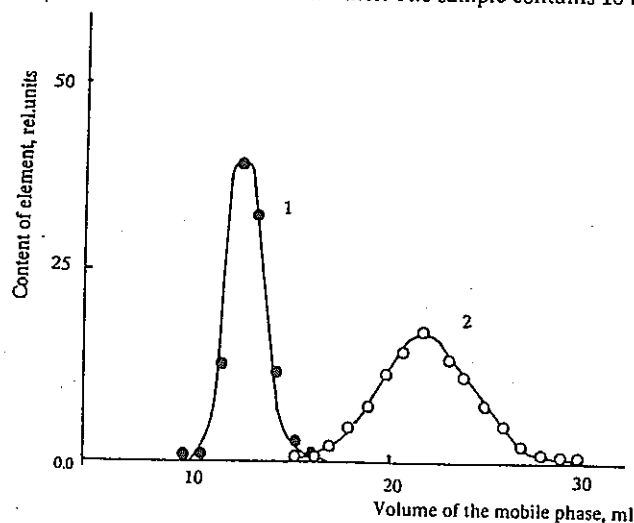


Fig.5. Separation of Am(III) (1) and Eu(III) (2). Stationary phase: 0.035M TDPMB in CHCl₃. Mobile phase: 3M HNO₃

(2) Development of a Partitioning Process for the Management of High-Level Waste (M. Kubota et.al., JAERI, Japan)

原研からはDIDPA法を用いた4群分離プロセスについて報告があった。現在はNp及びTcの回収に焦点を絞って研究を行っており、沈殿法により95%以上のTcの回収が可能であるとしている。2年後にはNUCEFにおいて実廃液を用いたホット試験を実施する予定とのことであった。なお、質問は脱硝時のAm共沈に関するものであった。

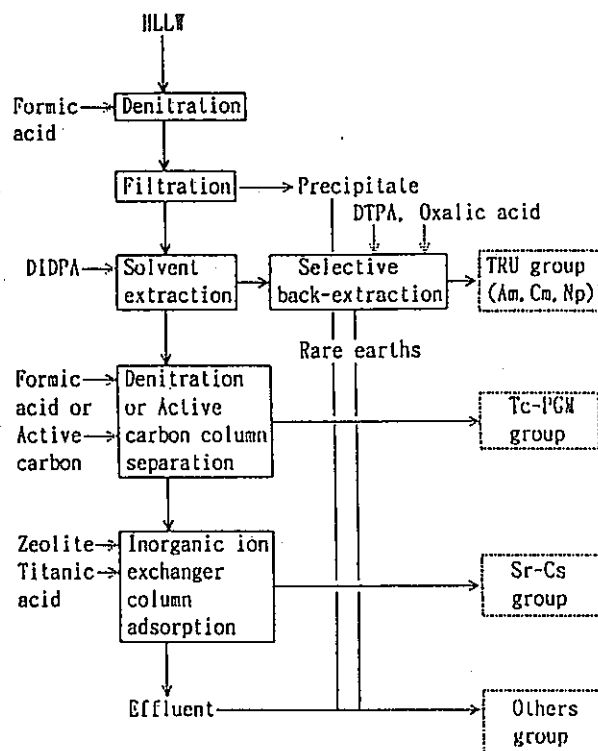


Fig. 8 Four Group Partitioning Process

(3) Japanese Experience in Application of the TRUEX Process to High Level Waste from Reprocessing (K. Nomura, PNC, Japan)

本報告では、オメガ計画に則ってP-T研究を進めていること、アクチニド元素分離プロセスとして、TRUEXプロセスを選定し、実高レベル廃液を用いた研究を進めていること等について、ホット連続試験結果を交えながら報告された。Q&Aは以下のとおり。

Q: 第三相生成を回避するためには、TBP以外の(例えばDA[AP]のような)溶媒と混合した方が良いのではないか。

A: 動燃では、TRUEXプロセスの適用を再処理プロセスのオプションとして、PUREXプロセスのダウン・ストリームに付加することを考えている。したがって、TBP以外の溶媒を用いることは複数の廃溶媒を発生

させることになるので好ましくない。これはANLのHorwitz氏の発表においても指摘があった。

Q: Am/RE分離法としてどのような方法を考えているのか。

A: Am/RE分離法は難しい技術であり、動燃としても本研究に着手したところである。現在のところ、DTPA法及び酸化還元、TPTZ法等いくつかの分離法が提案されているが、これらの技術についてその原理や適用性等を調べたうえで、今後の方針を決めていく予定である。

(4) Partitioning of Actinides from Acid Waste Solutions of Purex Origin Using CMPO (M. S. Murali et.al., BARC, India)

本報告はCMPOに関するものであり、動燃としても注目すべき内容であったが、報告者欠席のため口頭発表はなかった。

(野村)

3.11 SESSION12 THERMAL REACTOR TRANSMUTATION SYSTEMS-I (熱中性子炉消滅処理システム)

本セッションでは、熱中性子炉による消滅処理がテーマであった。以下に主な論文の内容、討議を示す。

(1) Actinide Burning on a Standard Pressurized Water Reactor (D.Lancaster, Pennsylvania State Univ., USA)

通常のPWRによるアクチニドの燃焼を検討した。劣化ウラン、プルトニウム、マイナーアクチニドの初装荷後、サイクル毎に核分裂生成物のみ取り除かれ、劣化ウラン、プルトニウム、マイナーアクチニドを加えることが仮定された。この条件の下で、サイクル毎のBOLとEOLにおける K_{eff} が計算された。通常のPWRよりも燃焼反応度は大幅に小さくなり、アクチニドは優れたburnable absorberとして働くことが分った。この炉は最初、90%の劣化ウランと10%のTRUから出発し、64,000MWD/MTUの燃焼度を達成することができる。アクチニドは年間約575kg燃焼する。PWRでもFBRと同程度にアクチニドを燃焼できることが指摘された。

(2) Fast and Perfect Transmutation of Actinide Wastes Using A-Burner (T.Iwasaki and N.Hirakawa, Tohoku Univ., Japan)

アクチニド廃棄物の2段階消滅処理の概念が発表された。既存の炉ではフラックスが高くないので、アクチニドは効率的に消滅できず、時間の関数としてアクチニドのhazardを計算すると、通常の炉による消滅処理を行った場合のhazardは、行わなかった場合よりわずかに小さいだけである。そこで、high fluxの炉による消滅を考えた。オークリッジ国立研究所で設計されているAdvanced Neutron Source(ANS)(Fig.2)は、熱中性子束 $10^{16}n/cm^2.s$ を目指している。ANSを参考にしてアクチニドの完全消滅炉A-Burnerが紹介された。A-Burnerでは、まず第1段階において原子番号の低いアクチニド(Np, Am等)を高熱中性子束領域の重水反射体に装荷し消滅させる。核変換によって、原子番号の高いアクチニド(Cm, Cf等)が生まれてくるがそれらを第2段階において、スペクトルの硬い炉心中央領域に装荷し消滅させる。この2段階消滅処理によるアクチニド重量とhazardの変化をFig.7, Fig.8に示す。A-Burnerによって29kgのアクチニドが最終的に0.5gに減らされほぼ完全な消滅が達成できる。

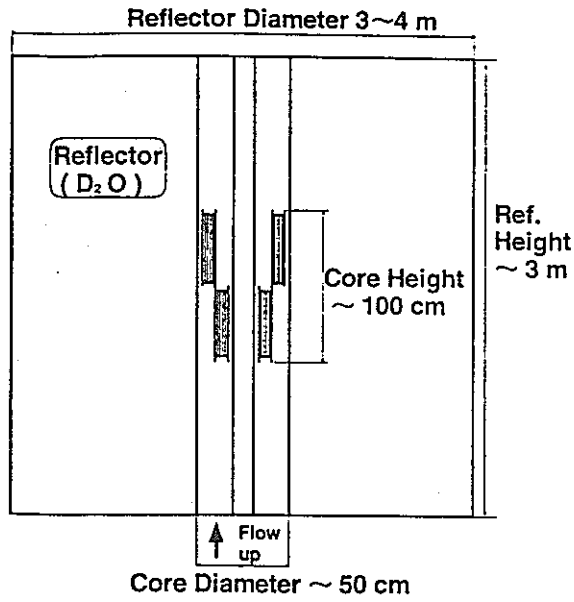


Fig.2. Schematic Drawing of ANS core.

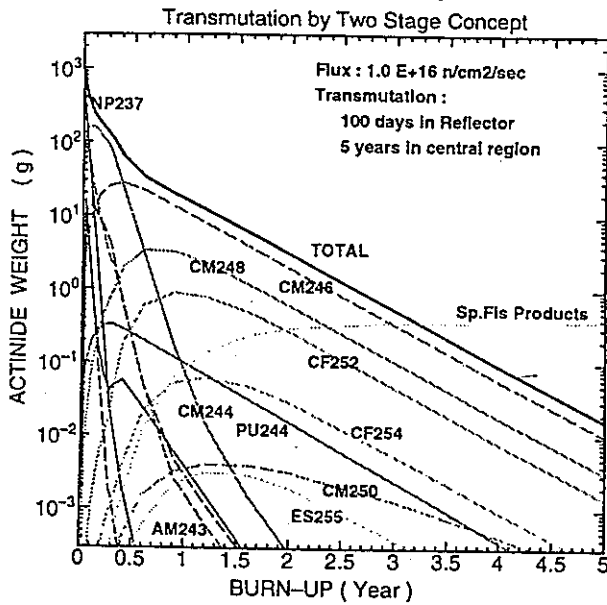


Fig.7. Transmutation by two stage concept (actinide weight).

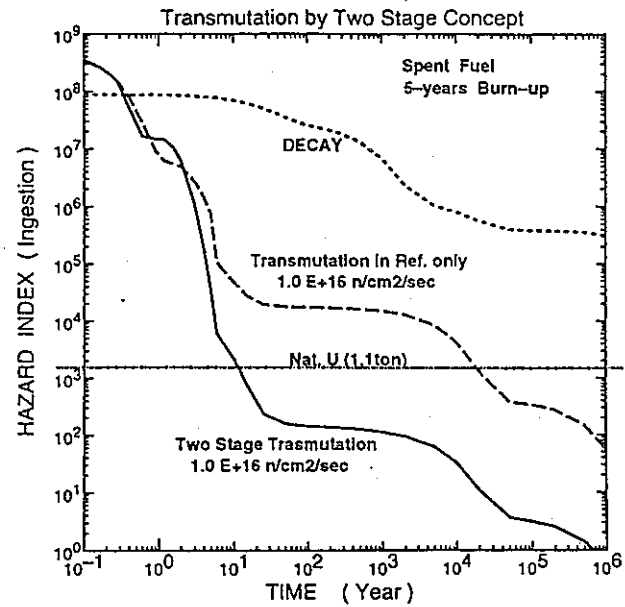


Fig.8. Transmutation by two stage concept (hazard index).

(3) Molten Salt Critical Reactors for the Transmutation of Transuranics and Fission Products (J.Hughes et al., Univ of California, USA)

溶融塩炉による transuranium isotopes (TUS) と長寿命 fission products (FPs) の消滅処理が発表された。まず、TU と FP を混ぜた溶融塩燃料と TU 及び FP だけから作った溶融塩燃料で炉が臨界に達するかどうか調べられた。炉としては減速材使用 (moderated) と減速材不使用 (unmoderated) の2つのタイプの炉心について調べられた。計算は無窮体系で行われたので、 K_{∞} は1以上になったが、現実的な Pu あるいは TU の臨界

質量は与えられなかった。溶融塩燃料は高出力密度達成可能であるので通常の高速炉や固体燃料を使った原子炉よりもはるかに高い消滅率を得られる。出力密度とTU、FPの実効半減期、消滅量などの関係が示された。

(4) Safety Aspects of Particle Bed Reactor Plutonium Burner System (J.R.Powell et al.,BNL,USA)

プルトニウム燃焼炉として粒子燃料炉が紹介された。粒子燃料は直径約0.5 mmで、中心に炭素核を持ち、それにプルトニウムが含まれている。その核の外側を耐熱・不浸透性---内部の核分裂性物質を通過させない---の層が取り巻いている。粒子燃料は表面積と体積の比がおおよそ $100\text{cm}^2/\text{cm}^3$ と大きく熱除去が容易であるので、高出力密度(5kw/cc~10kw/cc)を達成できる。その結果、速いスピードでプルトニウムを燃焼できる。燃料粒子は2~4週間で新しい燃料に水力で変換される。この粒子燃料炉の燃料装荷量は小さいので、万一事故が起こった場合の核分裂生成物の放出は通常の炉に比べ十分少なく、更に、燃料粒子は核分裂生成物を保持するので、安全面での粒子燃料炉は優れていることが強調された。粒子燃料は再処理されずにそのまま廃棄物処分場に処分されるので、再処理に伴う安全性の問題も心配する必要はない。

(5) Reactor Vessel Shielding with Radioactive Waste Materials as Burnable Poisons (S.H.Finfrok,Westinghouse HanfordCompany,USA)

高速中性子照射の結果生じる原子炉圧力容器の放射線損傷は、原子炉の寿命を著しく縮め、場合によっては重大な事故を起こす可能性もある。この放射線損傷を軽減するために燃料の最外部を中性子吸収物質に置き換えることがHanford site production reactorsで行われた。Hanfordでは中性子吸収物質として有益な物質--トリチウム,リチウムなど---が選ばれた。Finfrokは中性子吸収物質に ^{99}Tc , ^{129}I を選び、圧力容器のshieldと ^{99}Tc , ^{129}I の処分を同時に解決しようと試みた。 ^{99}Tc , ^{129}I のshield効果が計算され、 ^{129}I はスチールと同程度、 ^{99}Tc はスチールより10%程良い結果が得られた。

(高下)

3.12 SESSION 15 ACCELERATOR-BASED TRANSMUTATION SYSTEMS-II (加速器を用いた消滅処理システム-II)

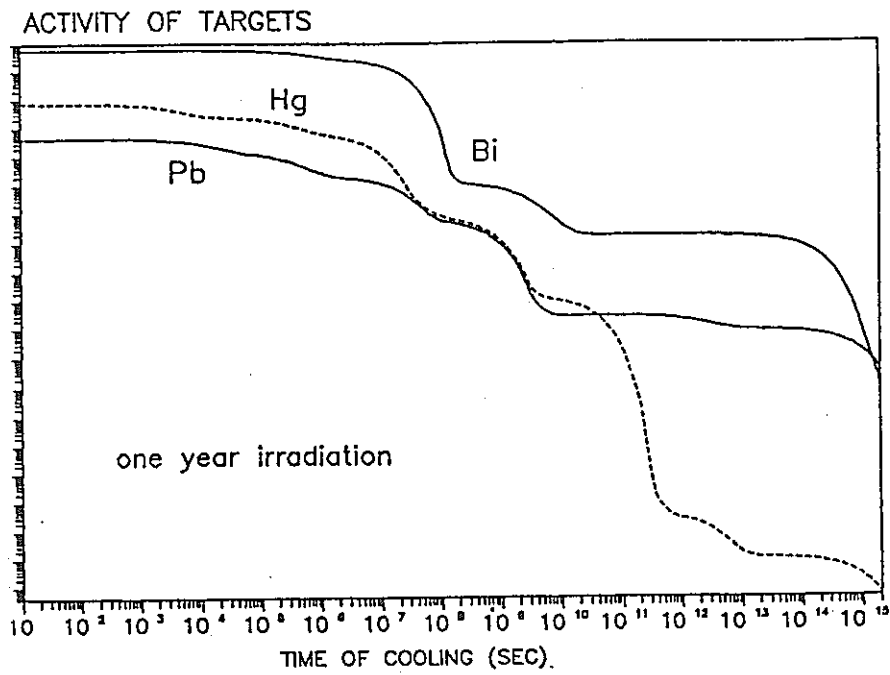
本セッションは、Session7と同様、加速器に基づく消滅処理システムがテーマであった。以下に主な論文の内容、討議を示す。

(1) Induced Structural Radioactivity Inventory Analysis of the Base Case Aqueous ATW Reactor Concept (J.A.Bezdency et.,al.,Univ.of Winsconsin-Madison,USA)

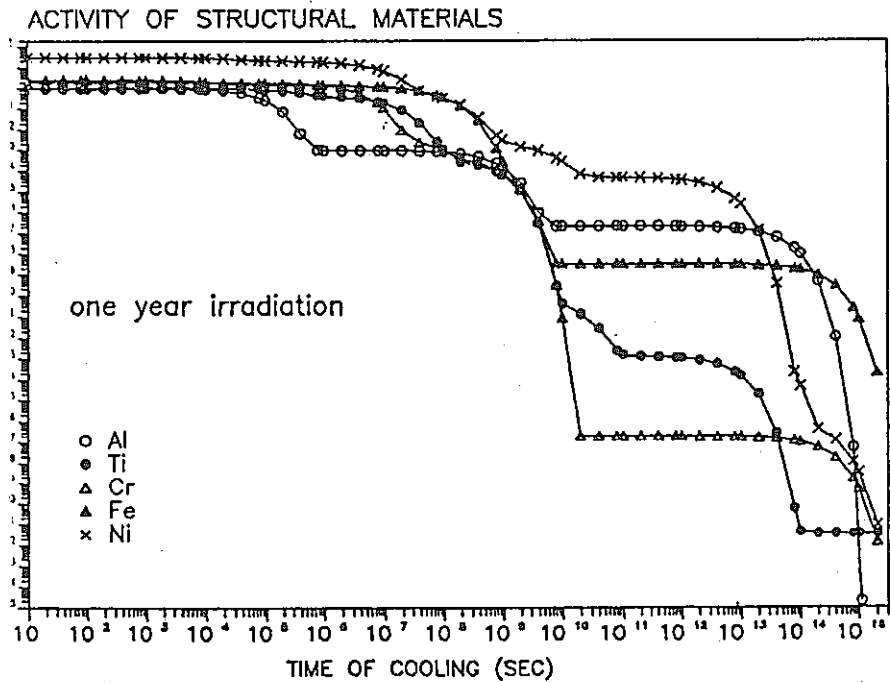
ロシアラモス国立研究所で開発が進められているATWシステムの物質収支が計算された。物質収支とは、ATWシステムによって消滅される長寿命高レベル廃棄物の量と運転中、新たに生成される放射性廃棄物の量との収支である。高エネルギー陽子によるスポーレーション反応やスポーレーション中性子の照射によりターゲットや構造材等に放射性物質が生成される。各領域毎の放射性核種とその放射能強度、質量が時間の関数として計算された。対象となった領域は、ステンレススチール容器、アクチニドチューブ、タングステンターゲット、ターゲットのまわりの鉛環状部である、4つの領域で発生する放射性核種の線量は、ATWを40年運転し、10年の冷却期間を経た後では1040kgである。34.4kgは長寿命核種で内訳は ^{10}Be 、 ^{26}Al 、 ^{60}Fe 、 ^{93}Zr 、 ^{205}Pb 、 ^{208}Bi 、 $^{210\text{m}}\text{Bi}$ である。しかし、ATWによって40年間で28.3トンの放射性廃棄物を処理できるので、十分高い物質収支が成立している。

(2) Target and Structural Materials Activation Study for Accelerator-Based Transmutation Installations (Yu.A.Korovin,INPE,Russia)

高レベル廃棄物消滅処理用陽子加速器プラントのいろいろなターゲットと構造材に生ずる放射能を計算した。ターゲットとしてPb,Bi,Hgの液体ターゲットを考えた。ターゲットの高さは1m、直径0.5mで、陽子のエネルギーは1.6GeV、電流値は30mAである。構造材としてステンレススチール(Gr,Ni,Fe)とAl,Tiを計算した。結果をFigure 1と4に示す。液体金属ターゲットのactivityは鉛が一番小さく、構造材では照射後10年間はアルミニウムのactivityが一番小さいことが分った。また、ニッケルを少し含む合金を使用すると構造材のlong-term activityはかなり減少することが分った。



- Activity of Various Targets.



- Activity of Structural Materials.

(3) A Thorium/Uranium Fuel Cycle for an Advanced Accelerator Transmutation of Nuclear Waste Concept (M.T.Trueb-enbach et al., Univ. of Wisconsin, USA)

トリウム-ウラン燃料サイクルを用いたATWシステムを研究した。安全面からアクチニドの装荷量は少なくした方がよく、また、中性子経済と未臨界ブランケットの K_{eff} の立場からは、熔融塩燃料内の中性子のむだな吸収を減らした方がよい。このむだな吸収を評価するために燃料の中性子吸収と核分裂の割合 α を計算した。パラメータスタディを行い、ATWシステムのトリウム-ウラン燃料サイクルにおけるアクチニド装荷量と α の最適値を求めた。熔融塩は2つの異なる領域を流れる。1つHFR(High Flux Region)で、もう1つはLFR(Low Flux Region)である。HFRとLFRのトリウム-ウラン及びLWR廃棄物アクチニドのresidence timeをいろいろ変え、アクチニドの量と α の変化を計算した。そして最適値はHFR residence timeが45日、LFR residence timeが60日のときに達成されることが分った。このときアクチニドの総量は20トンで α は1.46である。

(4) Transmutation of Long-Lived Radioactive Nuclides (H.Takashita et al., BNL/PNC, USA/Japan)

粒子燃料高速炉と粒子燃料中性子炉によるマイナーアクチニド(MA), ^{99}Tc , ^{129}I の消滅処理, 高速原型炉による ^{99}Tc , ^{129}I の消滅処理を研究した。各炉におけるMA, ^{99}Tc , ^{129}I の消滅率, 消滅量を計算した。粒子燃料は体積に対する表面積の比が大きいため熱除去が容易であり、従って高出力密度を達成できる。しかし、運転中、冷却材による燃料粒子の振動によって反応度が変動する恐れがある。これを解決するために炉を未臨界とし、加速器制御の粒子燃料炉を考えた。陽子ビームのエネルギーと陽子1個当たりが発生する中性子数及び炉の運転に必要な陽子ビーム電流の関係を調べた。更に、加速器を用いた消滅処理システムにおける放射線損傷を評価した。

(高下)

3.13 SESSION 16 FISSION OPTIONS TO DISPOSE OF WEAPONS PLUTONIUM

(核分裂オプションによる核兵器解体Pu処分)

本セッションでは核兵器解体Puを原子炉で処分する方法について8件の発表があった。以下に主な論文の内容、討議を示す。

(1) Swords and Plowshares : Recycling Weapons-Origin Uranium and Plutonium in Light Water Reactors (G. A. Spofer et al., Siemens NPC)

核兵器解体Pu及び濃縮度UをBWR及びPWRで利用する場合の課題について検討した論文である。検討項目は核特性(燃料ピン径変更の必要性、制御能力、集合体内出力分布等)及び燃料製造プロセス(MOXへの転換、天然又は劣化U添加による希釈、サイトの安全性等)であった。核兵器解体核物質をリサイクルしてLWR用燃料として利用する場合、製造コストの増加、PPの強化、保健物理に対する注意の増大等の課題はあるが、問題なく使用できることが分かった。

(2) Incorporation of Excess Weapons Material into the IFR Fuel Cycle (W. H. Hannum et al., ANL)

IFR燃料サイクルへ余剰核兵器解体Pu利用を組み込む場合について検討した論文である。IFRでは、核兵器解体PuをIFR燃料に変換するために、ヘッド・エンド・プロセスの若干の改良、解体核弾頭物質の取扱い技術が必要であるが、短期間の間(45日程度)に核兵器解体Puを、IFRサイクル燃料と混ぜることによって、使用済み燃料と同等のものに変えることができる。

(3) System 80+ Plutonium Disposition Capability (M. W. Crump et al., ABB C-E)

ABB-Combustion Engineering社のSystem 80+TM(Advanced PWR)での余剰核兵器解体Puの燃焼についての検討である。System 80+TMは電気出力1350MWeで全炉心にMOXが装荷できる設計となっている。燃料集合体は16×16で炉心に241体装荷されるようになっている。また、241体の燃料集合体の内、213体に制御棒を挿入できるようになっている。核兵器解体Puの燃焼は、System 80+TMにおいても以下の2つの変更によって十分成立することが分かった。

- ①制御棒が挿入できる燃料集合体を制御棒ワース確保の観点から213体から221体に増やしす。
- ②バーナブルポイズンとしてエルビウム(Er_2O_3)を用いる。Erを使用する理由は、 ^{167}Er は ^{239}Pu とほぼ同じエネルギー領域に大きな共鳴吸収を持っており、 ^{239}Pu が多い燃料を使うことによる冷却材温度係数が負になりすぎるのを防いでいる。

(4) Disposition of Weapons Plutonium Using the GE Advanced Boiling Water Reactor (A. Reese et al., GE, San Jose)

全炉心にMOX燃料装荷可能なGEの2つの新型炉(1300MWe ABWR、600MWe SBWR)を用いた核兵器解体Puの処分に関する論文である。100トンのPuを以下の3つの方法で処分する場合につて検討している。

- ①スパイク燃焼(短期間燃焼しFPでスパイクする方法、燃焼度約

2000MWd/t)

②使用済み燃料オプション(スパイク燃焼の一種、燃サイクル費向上をねらっている。燃焼度約7300MWd/t)

③Pu消滅(通常のU燃料と同程度まで燃焼させる。燃焼度約38000MWd/t)
ケース①でABWRの場合、年間120000本のMOX燃料棒を使用でき100トンの核兵器解体Puを8年間で処分できるとしている。この処分のための基盤技術(PuメタルのMOXへの転換、MOX製造、照射、使用済み燃料の最終処分)はUSAではすでに整備されている。過渡特性、安全性は問題ないことが確認されている。

(5) Accelerator-Based Conversion (ABC) of Reactor and Weapon Plutonium (R. J. Jensen et al., LANL)

加速器と未臨界炉を組み合わせた核兵器解体Puバーナーの概念である。加速器は、加速電圧1~2GeV、電流100~200mAの陽子加速器を用いている。未臨界炉は2つの概念を提案している。一つは、重水減速・圧力菅型の構造で、燃料としてActinide Oxideと重水のスラリーを用いている。もう一つは、グラファイト減速材を用い、その間を熔融塩燃料が流れる構造になっている。この炉で熱中性子束 $\sim 5 \times 10^{15} \text{n/cm}^2 \text{s}$ が達成でき、PuだけでなくMAや長半減期FPの効率的に消滅できるとしている。

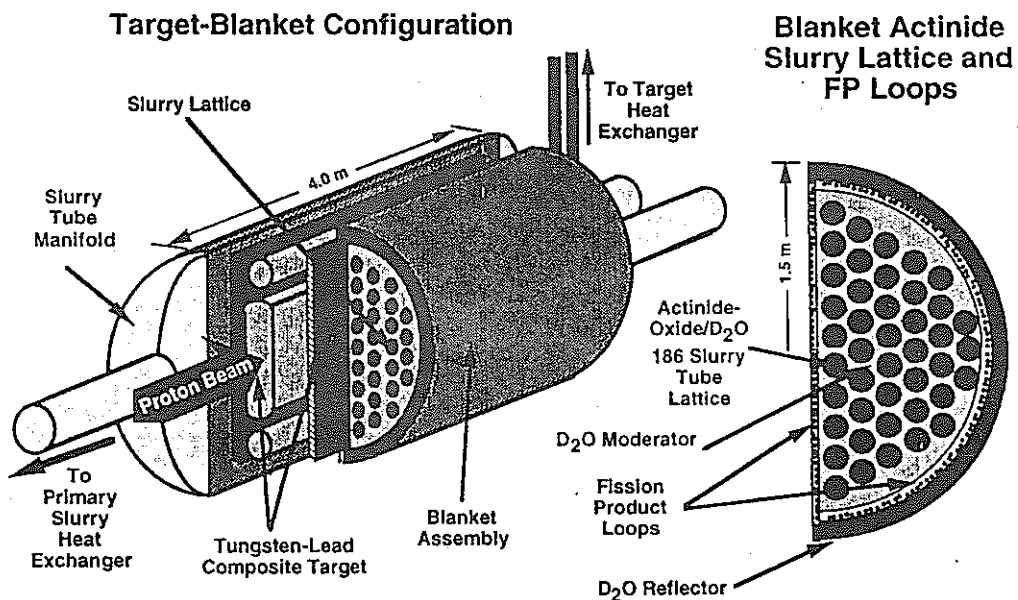


Figure 4 - Aqueous-Based ATW/ABC Target-Blanket Concept

(6) Stationary Mode of Joint Burnup of Weapon and Energetic Plutonium (A. S. Gerasimov et al., ITEP, Russia)

省略

(7) Disposition of Weapon Plutonium by Fission (C. E. Walter et al., LLNL)

発電しながら核兵器解体Puを燃焼させる7つの炉型(14のバリエーション)の能力について評価した。炉型(バリエーション)としては、軽水炉(1/3MOX装荷)、新型軽水炉(1/3MOX装荷)、新型軽水炉(全炉心MOX装荷)、ALMR(リサイクル)、ALMR(ワンス・スルー)、モジュラー高温ガス炉、モ

ジュラー高温ガス炉(低燃焼度)、ALMR(Pu-Zr燃料、ワンス・スルー)、ALMR(Pu-Zr燃料、リサイクル)、モジュラー高温ガス炉(中燃焼度)、モジュラー高温ガス炉(高燃焼度)、溶融塩炉、パーティクル・ベット炉、加速器-未臨界炉である。評価項目としては、核不拡散性、環境適応性、経済性、技術容易性、許認可性、実用化時期、他の利点である。

全体的な結論は、核分裂炉で核兵器解体Puを燃焼し、使用済み燃料として貯蔵することは、保障措置に対応でき、早く、効率的にかつ環境受容性も高い方法であるとしている。また、各炉型のうち、新型軽水炉(全炉心MOX装荷)、ALMR(ワンス・スルー)、モジュラー高温ガス炉(中燃焼度)が最も適当であるとしている。

MOX大型LMRとの比較があると良いと思われる。

(8) The ALMR as a Weapons Plutonium Burner - Megatons to Megawatts
(M. Thompson, GE, San Jose)

本論文は、DOEからの委託により4ヶ月間で、ALMRアクチニド・リサイクル・システムで核兵器解体Pu処分を行う場合の可能性、コスト、スケジュール、リスク等について評価したものである。検討シナリオとしては、(4)の論文で示したものと同一、(a)スパイク燃焼、(b)使用済み燃料オプション、(c)Pu消滅をベースとした。検討の結果以下の結論が得られた。

- ①ALMRは全ての核兵器解体Pu処分シナリオに対して、同じ原子炉モジュール構成、燃料サイクル及び廃棄物取扱い技術が利用できる。
- ②ALMRシステムでは、核兵器解体Puを二度と純粋な形で利用できないため、保障措置の優れたシステムである。

(若林)

3.14 SESSION 18 ADVANCED FUEL CYCLES-II (新型燃料サイクル-II)

本セッションは、新型核燃料サイクルがテーマであった。以下に主な論文の内容、討議を示す。

(1) Safety Characteristics of Potential Waste Transmutation Systems(G.J.VanTuyle,BNL,USA)

アクチニドと核分裂生成物を消滅させる4つの手段が議論された。1つは高速スペクトル炉でその例として **Advanced Liquid Metal Reactor (ALMR)** が紹介された。ALMRは受動的安全性を備えた炉であるが、マイナーアクチニドを装荷することによって反応度フィードバックは悪くなることが指摘された。2つ目は高いフラックスの熱中性子スペクトル炉で、例として **Particle Bed Reactor (PBR)** が紹介された。熱中性子炉で消滅を行う場合、マイナーアクチニドは中性子を吸収して高次の核分裂核種に変わってから核分裂を起こし消滅するので、多くの中性子が必要となり効率的な消滅には高フラックス炉が不可欠となる。PBRでは高出力密度が達成可能でその結果、高フラックスが得られるが、自然循環で熱除去はできずポンプが必要である。3つ目は加速器を用いた高速スペクトルシステムで例として **PHOENIX Concept** が紹介された。PHOENIXでは加速器として **1.6GeV-104mA** の陽子加速器を使う。ターゲットは未臨界なので臨界にともなう安全性の問題はないが、加速器によるターゲット材料や構造材の損傷はまだよく分かっていず、冷却材損失に対する影響も通常のナトリウム冷却システムより受けやすいだろうと指摘された。4つ目は加速器を用いた高フラックス熱中性子スペクトル炉で **Accelerator Transmutation of Nuclear Waste (ATW)** が紹介された。ATWではスローレーション中性子はD₂Oで減速され水溶性のブラケットに入れられ、連続的に核種分離される。ATWは4つの消滅処理装置の中で最も速い消滅速度が得られるが、装置が複雑なため更なる工学的研究開発が必要である。

(2) U-233 Breeding in Electronuclear Installation with Plutonium Primary Target(Y.A.Korovin,V.V.Artisyuki,INPE, Russia)

プルトニウムをターゲットとし、金属トリウムをブランケットに装荷した加速器使用U-233増殖システムが紹介された。プルトニウムは液体とし、Pu-Fe, Pu-Np合金を考案した。PWRからのプルトニウムと軍事用プルトニウムをターゲットとしたときの陽子1個当たりに発生する中性子数が陽子エネルギーの関数として計算された。発生した中性子でブランケット内のトリウムをU-233に変換するが、1.5GeVの陽子を使った場合、陽子1個当たりこのシステムでは約180個のU-233が生み出されることが分かった。

(3) Comparative Analysis of Actinide Burning in Multiple Recycling FBRs and PWRs (H. W. Weise et al., KfK, Germany)

PWRの使用済み燃料から抽出されたNp及びAmをEFRタイプ的高速炉又はフランスN4タイプPWRで消滅する場合のリスクについて解析したものである。Np及びAmの含有率は、EFRタイプ高速炉では平衡炉心で3%、PWRでは1.5%を制限としている。EFRタイプ高速炉では、PWR2基から

抽出されるNp及びAmを消滅でき、長期的なリスクは、消滅しない場合に比べて50%低減できる。PWRでは、炉心の1/3にしかMOX燃料を装荷できず、また、Np及びAmを1.5%添加すると、Pu富化度が増加するため、ワンスルーに限られる。長期的なリスクは、EFRタイプ高速炉とほぼ同じ程度に低減できが、短期的(300年まで)及び超長期的(105年以上)なリスクはEFRタイプ高速炉より大きくなる。

(4) Introduction of Highly Enriched Uranium into the Nuclear Cycle(B.Maralis et al.,Beach Corp.,USA)

高濃縮ウランを核燃料サイクルに導入した場合のウランのコストが計算された。アメリカには500トンの核兵器用高濃縮ウランが存在すると見積もられているが、それを核燃料サイクルに導入するとウラン探坑からウラン濃縮作業までのあらゆる面に影響を与えるだろう。しかし500トンの高濃縮ウランはただちに利用できないと予想されるが、年間20~30トンの高濃縮ウランが核燃料サイクルに導入されると仮定するのは妥当であると思われる。94%高濃縮ウランを0.3%劣化ウラン、天然ウラン、1.5%濃縮ウランに混ぜ市場に出したコストを計算した。合わせて高濃縮ウランとの混合物を作る工程コストも計算された。100トン高濃縮ウラン当たり市場価格は100万~200万ドルになるという結果が得られた。

(5) Nuclear Fuel Cycle Using Nuclear Power Facilities Based on Subcritical Blankets Driven by the Proton Accelerator (I.V. Chuvilo et al., ITEP, Russia)

本論文は、陽子加速器と未臨界重水炉を組み合わせた燃料サイクルシステムについて検討したものである。Pu燃焼、⁹⁹Tc及びNp消滅、²³³U生産を目的としている。未臨界重水炉はCANDUタイプ(圧力管型重水炉)で、圧力管型内には、MOX又はUなしPu燃料が装荷され、オン・パワーで出し入れされる。重水減速材中には、⁹⁹Tc及びThの亜硝酸塩が溶かしこまれている。 $k_{eff}=0.97\sim 0.98$ で運転される。このシステムでは、Puを30年間で100トン燃焼し、²³³Uを30年間で78トン生産し、⁹⁹Tcを年間900kg消滅できるとしている。

(6) Nuclear Fuel Cycle Based on "Dry" Methods for Fuel Reprocessing and Fuel Elements Manufacture Automated Processes (O. V. Skiba et al., RIAR, Russia)

乾式酸化物燃料再処理と自動化バイパック燃料製造による燃料サイクルについて、その原理と実績(Table 1参照)を紹介した論文である。この技術は、MAの消滅にも以下の特徴により適用できる。

- 乾式再処理技術は、MA入り燃料にも適用できる。
- 自動化バイパック燃料製造技術は、放射能が高い燃料製造に容易に適應できる。
- バイパック燃料の燃焼度は24%まで達成でき、高燃焼度、高MA消滅率が可能である。

これら技術のMA消滅への適用を実証するために、DOVITA(Dry、Oxide、Vibropac、Integral、Transmutation of Actinides)プログラムを計画中である。燃料サイクルとしては、NpはMOXに混入させて燃料として使用し、Am及Cmは不活性母材(ZrO_2 、 Al_2O_3 、 MgO 等)とともにバイ

パック方式で特殊燃料として製造し、照射するというものである(Fig.5参照)。

(高下、若林)

Table 1.
The testing vibropac FA in the FBRs.

		80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93
BOR-60 cladding: 6.0x0.3mm jacket : 44x1 mm Lpin=1100 mm Lcore=450 mm	production	UO ₂ +PuO ₂		UO ₂ +PuO ₂						getter UPuO ₂					
	irradiation	71 TBC		34 TBC						241 TBC					
	investigation			B _{max} =8,3%		B _{max} =11,5%				B _{max} =21,9%					
BN-350 cladding: 6.9x0.4mm jacket : 96x2 mm Lpin=1690 mm Lcore=1050 mm	production					UO ₂ UPuO ₂									
	irradiation					7TBC 2TBC									
	investigation							B _{max} =7,2%							
BN-600 cladding: 6.6x0.4mm jacket : 94.5x2.5mm Lpin=2400 mm Lcore=950 mm	production									UPuO ₂ UO ₂ UPuO ₂					
	irradiation									2TBC 4TBC 4TBC					
	investigation											B _{max} =9,6% B _{max} =9,6%			

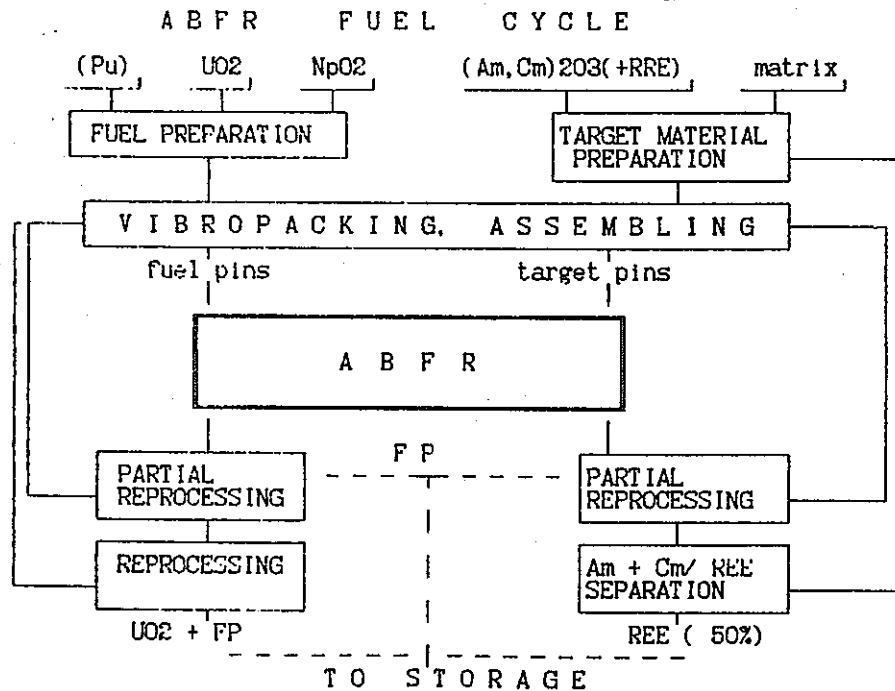


Fig. 5. The Proposal fuel cycle of Actinide Burner Reactor

3.15 SESSION 19 PARTITION WASTE FORMS

(分離廃棄物形態)

本セッションでは、廃棄物処分形態及び乾式再処理に関して6件の発表があった。以下に主な論文の内容を示す。

(1) Determination of Distribution Coefficient of a Metal Ion in the Presence of a Chelating Agent (M. H. Baik et.al., KAIST, Korea)

キレート試薬の存在する系での分配比(KD)計算のため数学モデルの開発を行っている。最近計算したデータは、溶液中のフリーのモル分率 β の関数として与えられ、 ^{60}Co の長く独特な測定ための選択に役立つと思われる。またこの方程式は、地質学的な系の吸収キャパシティに関するキレート試薬の効果の分析に役立つだろう。

(2) Concreat Containing a Durability Improving Agent for LLW Facilities (K. Yanagibashi et.al., Japan)

LLW施設に使用されているコンクリートは、高い耐久性が要求される。そこで、普通のコンクリートと、混合物としてグリコールエーテル誘導体及びシリカフュームを含むコンクリートについて評価した。通常的环境下では、耐久性改良剤とシリカフュームの両方の使用により、耐久性の高いコンクリートが得られた。その寿命も、普通のコンクリートに比べおよそ9倍長くなる。炭酸塩化や核種の拡散に対する制止力にも優れており、 γ 線による耐久性改善剤の分解により炭酸塩化に対する制止力が失われるものの、核種の拡散に対する制止力に損傷はない。

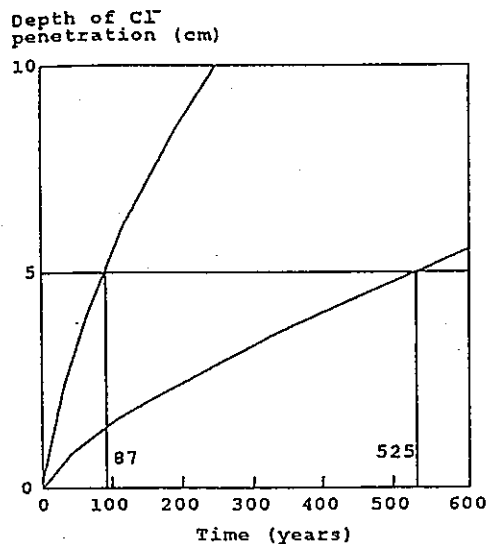


Fig. 6 The life span calculated from the chloride ions penetration

(3) A System Approach for the Management of PCM (TRU) and Intermediate Level Wastes at BNFL Sellafield (I. G. Fearnley, BNFL, U. K.)

BNFL Sellafieldには、再処理で発生した多数のPu汚染物及び中レベル廃棄物が保管されており、将来その量は増加すると思われる。BNFLは、廃

棄物処分戦略に関する3つの年報を完成し、現在はこの戦略に合うことが要求された詳細な限定、能率化、建設と操作を進め、長期目的の達成に合うであろうと確信している。

(4) **Vitrification of Fission Product Solution: Investigation of the Effects of Noble Metals on the Fabrication and Properties of R7T7 Glass (M. Puyou et.al., CEA, France)**

FP廃液と共存する貴金属を含んだ不溶解性の微粒子を付加した場合のガラス品質の効果を、La HagueのT7ガラス固化施設に適用するため調査した。ラボテストでは、1.5~4 wt%のプラチノイドを含むR7T7の品質は、プラチノイドを含まないR7T7ガラスのものと全く同等であった。このことは、フルスケールのプロトタイプガラス固化施設の0~3 wt%のプラチノイドを含むガラスサンプルからも確認している。結果として、不溶解性微粒子付加廃液は、La HagueのT7ガラス固化施設に許容されている。

(5) **New High-Level Waste Management Technology for the IFR Pyroprocessing Wastes (J. P. Ackerman et.al., ANL)**

IFRからの使用済燃料中に含まれるアクチノイド元素回収のための高温化学変化の電気精練プロセスは、モルテンHCl-KClに溶解した塩化物として、及び金属としてFP廃棄物が蓄積し、その一部はモルテンカドミウム中に存在する。電気精練プロセスは、炉に戻すことを目的としてウラン及びTRUを回収するために、そしてFPを分離し適当な形で固定するために、開発がなされている。溶媒カドミウムは、プロセス内でリサイクルされる。電解質塩は塩/カドミウム抽出ステップのシリーズで調整され、これもプロセスに戻される。Salt-borne FPは安定状態に変えられるゼオライトベッドに濃縮される。塩からの希土類FPおよび貴金属FP、ハルクラッドはmetal matrixで分散される。

Table 1. Separation Factors (SF) Relative to Uranium in LiCl-KCl Salt at 775K

Element	SF	Element	SF
U	1.0	Ce	49
Pu	1.88	La	130
Am	2.85	Gd	150
Np	2.12	Dy	500
Cm	3.52	Y	6000
Pr	43.1	Sm, Eu, Li, Ba, Sr	>10 ¹⁰
Nd	44.0		

(6) Tests of Prototype Salt Stripper System for IFR Fuel Cycle (E. L. Carls et.al., ANL)

IFRからの使用済燃料のon-site再処理のための廃棄物処理ステップの一つは、電解精練プロセスで使用される電解質塩のストリップである。これは、後にカドミウムプールに溶解するアクチニド元素及び希土類元素の塩化物金属の化学的リダクションを含む。このステップのための機器を開発するため、プロトタイプ塩ストリップシステムが、工学スケールのAr充填グローブボックスに設置された。ポンピング試験は成功で、ポンプ流量5 L/min、500°Cで、ウラン及び希土類の塩化金属を含む90 kgのHCl-KClが、電解精練装置からストリップベッセルへ転換された。

(野村)

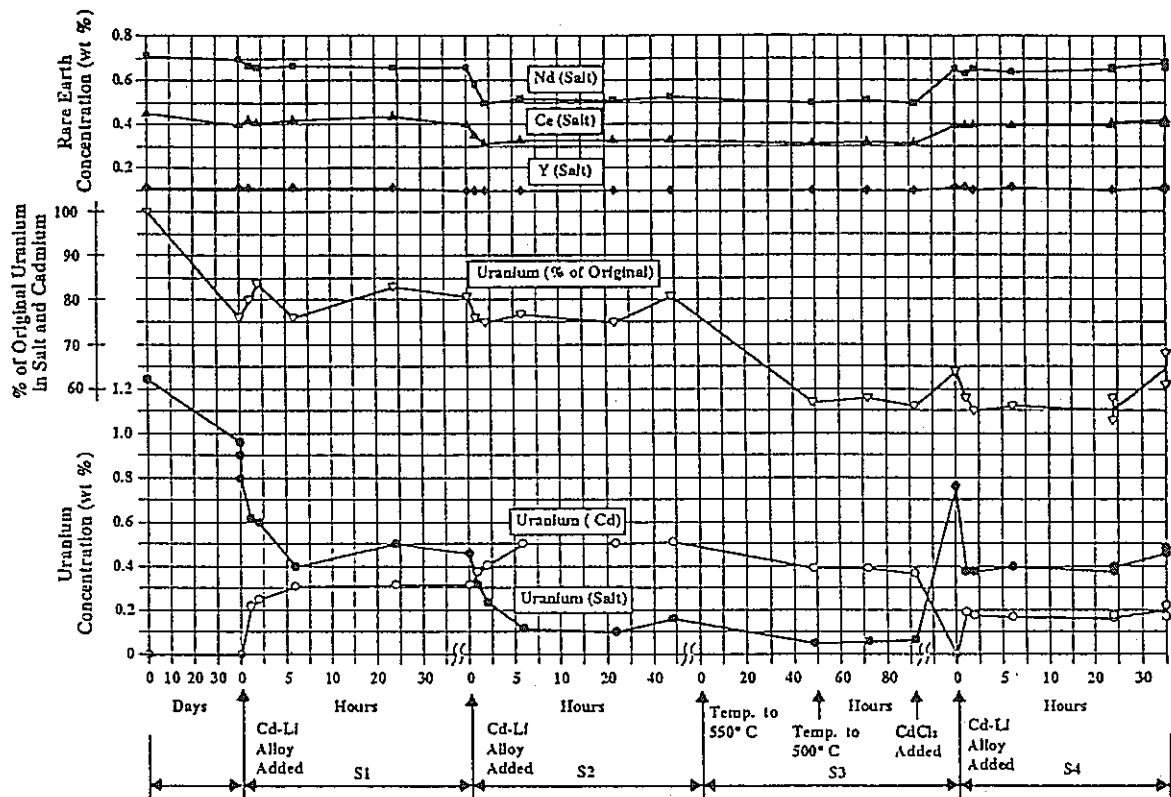


Fig. 7 Uranium and Rare Earth Behavior, Stripper Tests S1-S4

3.16 SESSION 20 ADVANCED SOLVENT EXTRACTION/ION EXCHANGE PROCESSES FOR WASTE PARTITIONING
(廃棄物分離のための新型溶媒抽出/イオン交換プロセス-III)

このセッションでは放射性物質中からの元素の回収に関する発表が6件あった。

(1) STATUS OF DEVELOPMENT OF ACTINIDE BLANKET PROCESSING FLOWSHEETS FOR ACCELERATOR TRANSMUTATION OF NUCLEAR WASTE (H.J. Dewey et.al., LANL, USA)

ここで提案されるシステムは、アクチニド元素を重水中に酸化物のスラリーとして熱中性子束の中を2つのループに分けて通過させる。ひとつはNpとPuのための、また他の一方はAmとCmのために使用する。酸化物は硝酸により溶解され、陽イオン交換樹脂を用いてNp, Pu, Tc, Pdを抽出する。90日冷却後Am, Cmとそれよりも原子番号の大きなアクチニドの抽出をTALSPEAK-typeのプロセスを用いて行う。

(2) ISOLATION OF CAESIUM FROM FISSION PRODUCT SOLUTION ON NEW COMPLEX INORGANIC EXCHANGERS (G.S. Murthy et.al., Andhra University, India)

4種類のイオン交換体を作成し、Csに対する破過曲線を求めた。4種類のイオン交換体とは1)zirconium phosphate ammonium phospho tungstate 2)alumina ammonium molybdo phosphate 3)zirconium molybdoantimonate 4)titaniumphosphate ammonium phospho tungstateを用いた。

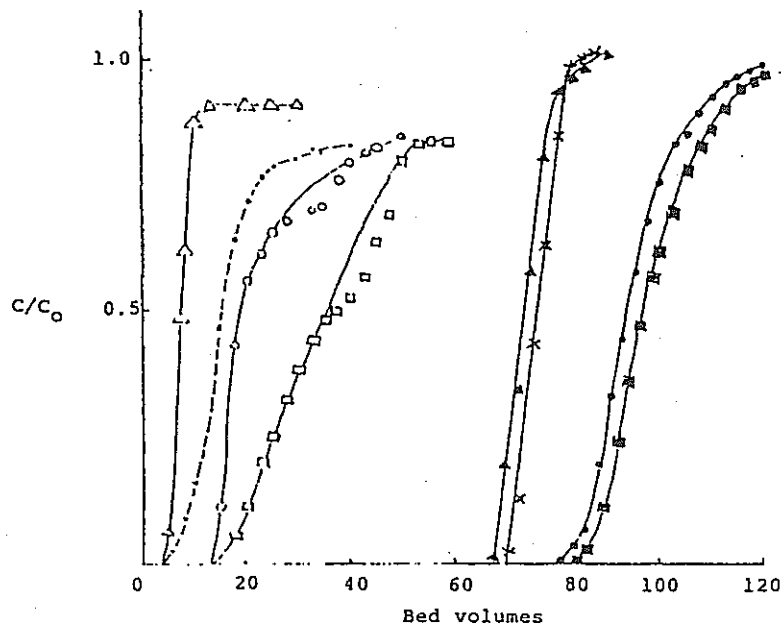


Fig. 3. : Breakthrough curves of Caesium

○ - AMP-Al₂O₃ (2M HNO₃) □ - AMP-Al₂O₃ (Type-I)
 △ - ZrMA (2M HNO₃) ---○ - ZrMA (Type-I)
 ▲ - ZrP-APW (2M HNO₃) X - ZrP-APW (Type-I)
 ● - TiP-APW (2M HNO₃) ■ - TiP-APW (Type-I)

(3) THE SEPARATION OF AMERICIUM FROM FISSION PRODUCT RARE EARTHS BY MULTISTAGE FRACTIONAL EXTRACTION WITH 2-ETHYLHEXYL PHOPHONIC ACID 2-ETHLHEXYL ESTER IN THE ABSENCE OF COMPLEXING AGENT (R. Jiao and Y, Zhu, Tsinghua University, China)

2-ethylhexyl phosphonic acid 2-ethylhexyl ester (HEHEHP) を用いて希土類から Am を分離することとした。抽出は2段階に分けて行った。全抽出段は71段となり、このとき Am は90%の希土類から分離できた。また、Am の回収率は99%以上であった。

(4) THE SELECTIVE EXTRACTION OF OXIDIZED MINOR ACTINIDES : A POSSIBLE ROUTE FOR THE ACTINEX PROGRAM (J.M.Adnet et.al., CEA, France)

高放射性廃液から長半減期の α 放出元素及び核分裂生成物の抽出を行う。U と Pu に関してはすでに回収されており Np と Am の定量的な抽出に関しての問題が残る。これらのマイナーアクチナイド元素についてその原子価数を調整して分離する方法について述べた。

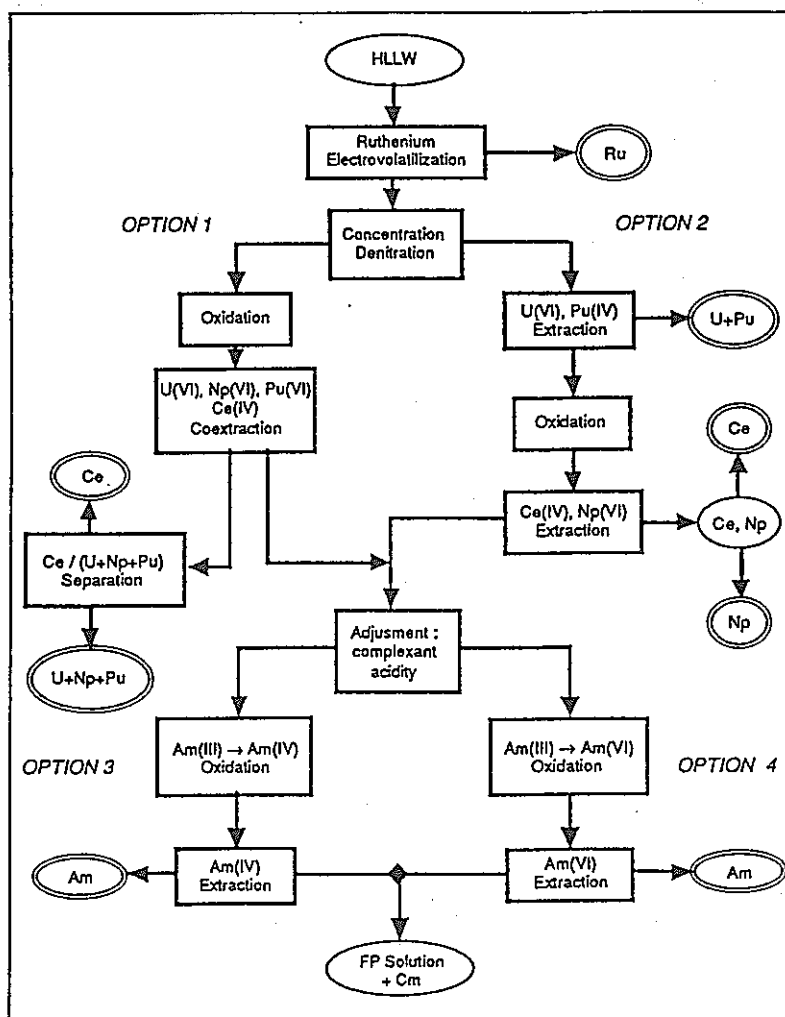


figure 4 : conceptual partitioning process based on the extraction of actinides oxidized to oxidation states higher than three.

(5) BATCHWISE DISTRIBUTION STUDIES OF ACTINIDES IN HIGH LEVEL LIQUID WASTE BY THE TRUEX PARTITIONING METHOD (S. Sato et.al.,PNC,Japan)

CMPOを抽出剤に用い、水相中からのアクチニド(Np, Pu, Am)の抽出試験を行った。はじめに抽出条件(CMPO濃度、TBP濃度、酸濃度)の設定を行った。次に、Npの分配係数を抽出温度の上昇により変化させ、30分抽出において分配係数が25°Cの時と比較し10倍以上高くなっていることを確認した。以上の基礎試験の後、実際のHAWを用いて抽出試験を行った結果、Pu,Npに関しては分配係数100、Amに関しては10が得られた。さらに、この結果を基にして、PUREX,TRUEXを合わせた再処理プロセスを提案した。

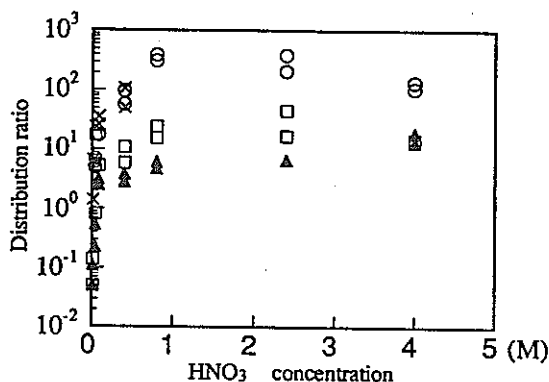


Fig.3 Distribution ratio as a function of HNO₃ concentration

TBP :1.0M ○ Pu(IV)(4000Bq/ml)
 CMPO :0.2M □ Am(III)(4000Bq/ml)
 ▲ Np (4000Bq/ml)
 × Pu(III)(4000Bq/ml)

(6) RECOVERY AND MUTUAL SEPARATION PROCESS OF FISSION-PRODUCED NOBLE METALS(II) (T. Matsui and R. Sasaki, Nagoya University,Japan)

核分裂により生成された貴金属の合金の模擬試料を用いて溶解試験を行う。合金に含まれる元素としてはMo-Re-Ru-Rh-Pdとした。これらの溶解試験後、貴金属元素の回収プロセスを考案した。

Table I Dissolution rate constant K

(佐藤)

Alloy composition (at %)					K (mg·cm ⁻² ·h ⁻¹)						Dissolution condition, particle size	Investigator
Mo	Re	Ru	Rh	Pd	Mo	Re	Ru	Rh	Pd	total		
40	20	20	10	10	5×10 ⁻³	9×10 ^{-3*}	4×10 ⁻³	3×10 ⁻³	4×10 ⁻³	8×10 ⁻³	3M, 2μm	This study
40	—	40	10	10	2×10 ⁻³	—	5×10 ⁻⁴	5×10 ⁻⁴	5×10 ⁻⁴	3×10 ⁻³	3M, 2μm	Matsui et al. ⁶
40	—	40	10	10	2×10 ⁻³	—	3×10 ⁻⁴	6×10 ⁻⁴	7×10 ⁻⁴	3×10 ⁻³	3M, 7μm	Matsui et al. ⁶
20	30	30	10	10	1×10 ⁻²	4×10 ⁻²	5×10 ⁻³	2×10 ⁻²	1×10 ⁻²	1×10 ⁻²	3M, 2μm	This study
20	—	60	10	10	9×10 ⁻⁵	—	6×10 ⁻⁵	5×10 ⁻⁵	7×10 ⁻⁵	2×10 ⁻⁴	3M, 4μm	Matsui et al. ⁶
29	—	59	—	12	9×10 ⁻⁵	—	4×10 ⁻⁵	—	1×10 ⁻⁴	3×10 ⁻⁴	3M, 0.4μm	Matsui et al. ⁵
29	—	59	—	12	2×10 ⁻⁴	—	4×10 ⁻⁴	—	2×10 ⁻⁴	9×10 ⁻⁴	8M, 0.4μm	Matsui et al. ⁵
29	—	59	—	12	2×10 ⁻⁴	—	4×10 ⁻⁴	—	3×10 ⁻⁴	1×10 ⁻³	8M, 0.7μm	Matsui et al. ⁵
35	—	35	15	15	—	—	—	—	—	1×10 ⁻¹	7M, block	Kleykamp ³
10	—	63	13	13	—	—	—	—	—	5×10 ⁻²	7M, block	Kleykamp ³
32.2	—	43.3	13.1	11.4	—	—	—	—	—	4×10 ⁻³	7M, <20μm	Geckeis et al. ⁷
27.8	—	56.7	6.3	9.2	—	—	—	—	—	2×10 ⁻³	7M, <20μm	Geckeis et al. ⁷

* dissolution time, 6 - 12 h

3.17 SESSION 24 IMPACT OF ADVANCED PARTITIONING ON DISPOSAL OPTIONS
(新型核種分離の廃棄物処分法選択への影響)

本セッションは、先進的な核種分離法や核燃料サイクルが紹介された。以下に主な論文の内容、討議を示す。

(1) Fuel Cycle System for Plutonium Recycling in very High Burnup LWRs (S.Fujine et al.,JAERI,Japan)

LWR核燃料サイクルでPuをリサイクルする新しい概念が紹介された。この概念においては、Pu燃焼炉としてVery High Burnup LWR(VHBR)が導入される。VHBR炉心にはMOX rodとUO₂ rodの2つのタイプのロッドが装荷される(Figure 1)。また、現存するLWRにはMOX燃料が装荷される使用済燃料の再処理の要求を満たすためにIntegrated Fuel Cycle Facility(IFCF)が提案された。現在の核燃料サイクルとここで提案された将来の核燃料サイクルの比較をFigure 4に示す。

	MOX rod	UO ₂ rod
Fuel rod diameter(mm)	8.72	22.04
Pellet diameter(mm)	7.60	19.22
Cladding thickness(mm)	0.48	1.32
Gap thickness(mm)	0.16	0.18
Number of fuel rods	300	25
Fuel rod pitch(mm)	12.12	48.48
Pu (Pu _f) enrichment(%)	15.0(10.7)	(nat. U)
Pellet density(% T.D.)	85.0	95.0
Initial fuel loading(kg)	449.1	365.0
Moderator-to-fuel volume ratio :		
	1.5 (UO ₂ rod inserted)	
	3.0 (UO ₂ rod withdrawn)	

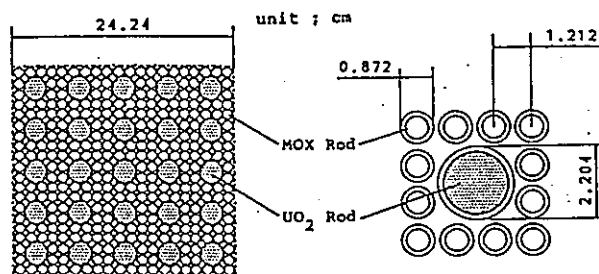


Figure 1 - A Concept of Very High Burnup Fuel Assembly

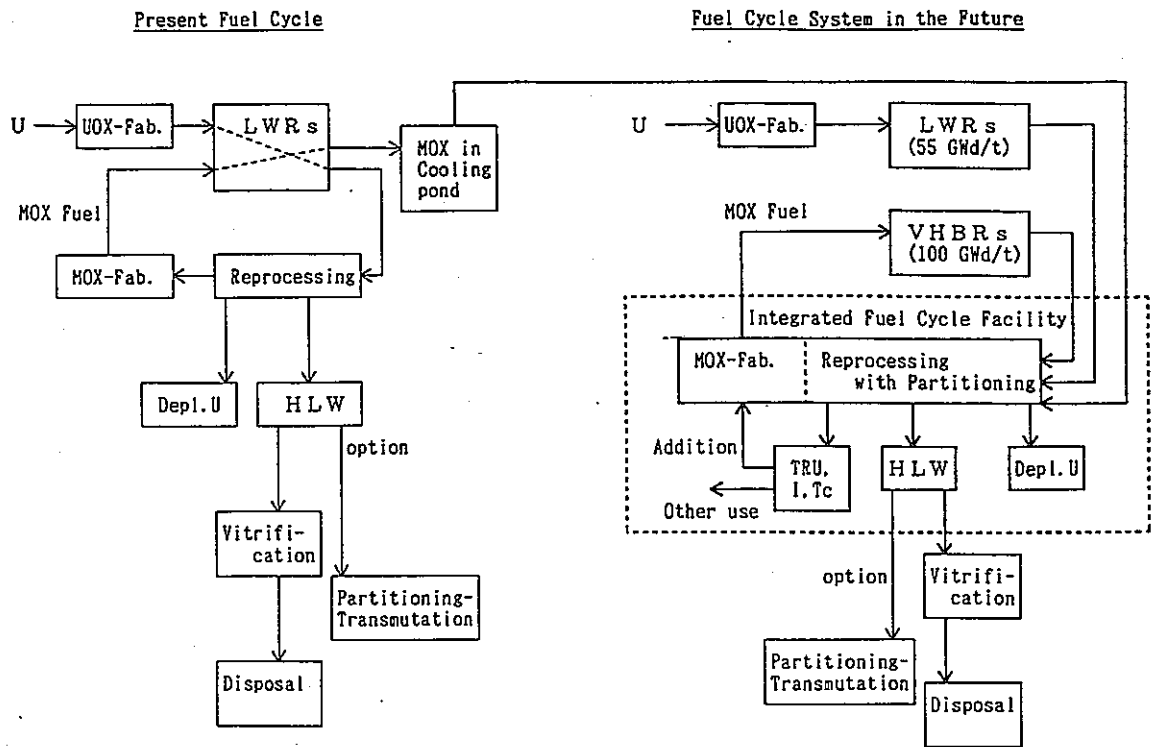


Figure 4 - Relation between Fuel Cycle System in the Future and Present Fuel Cycle

(2) Influence of Minor Actinide Transmutation on Fuel Cycle Facilities (T.Mukaiyama et al.,JAERI,Japan)

マイナーアクチニド(MA)の専焼炉が紹介された。Na冷却金属燃料MA専焼炉とHe冷却粒子燃料MA専焼炉の消滅特性が示された。MA専焼炉のスペクトルは硬く、ドップラー反応度係数及び遅発中性子割合(β_{eff})は非常に小さくなる(安全上の問題)。これを軽減するためにPb冷却窒化物燃料MA専焼炉が紹介された。 β_{eff} の減少を回避するために濃縮ウランを加えればよいと指摘された。MA専焼炉を導入した場合、核燃料サイクルに及ぼす影響としてMAには強い γ 線発生核種があるので、燃料製造施設、再処理施設、輸送容器等のしゃへいを変える必要があり、結果としてコスト高になるかもしれない。

(3) Plasma Techniques for Reprocessing Nuclear Wastes (E.R.Siciliano et al.,Westinghouse Hanford Company,USA)

プラズマを利用して群分離を行う装置を紹介した。原理は高レベル廃棄物をプラズマを利用して化合物から構成元素に分離し(これらの元素の一部はイオン化する)、それをプラズマ遠心分離機で重い元素を軽い元素から分

離するものである。このシステムは rf Plasma Torch - las - ma Centrifuge (PT/C) system と呼ばれ、2つの主要な部分から成る。1つは入れた粒子を分解する plasma torch dissociator で、この中で rf (radio frequency) によってプラズマ化した不活性ガスを使って入れた化合物を構成元素に分解する。もう1つは、ばらばらにされた構成元素を遠心力で分離する electrom-agnetic plasma centrifuge である。このシステムのメリットは化学プロセスを用いないこと、従って分離用の溶液が放射化されることはないこと、高スピン速度を得るために物質を部分的にイオン化するだけでよく、中性の反応体元素が非常に高温になることはないこと、この技術は電磁気的な操作に基づき、機械的に動く物が不要なことなどである。PT/C システムは酸化物燃料の再処理にも適用可能である。粒状にした使用済燃料を rf torch に入れ、プラズマゾーンを通過させることによって入れた粒子は化合物から個々の構成元素に分離され、一部はイオン化される。それをプラズマ遠心分離機に入れ、酸素、核分裂生成物、アクチニドに分離する。PT/C 工程は簡単でアルゴンヌ国立研究所で開発中の IFR プロセスよりも安く、分離効率も良いと述べた。Siciliano らは実験室規模で PT/C 装置を作製し、実験を行っていた。

(高下)

4. Exhibitionの概要

American Nuclear Society の主催する "Global '93 Meeting" に出席し、本社、企画部、向坊担当役と共にExhibitionを担当した。Exhibition会場では、会議初日にポスターパネルを使ってブース設営を行い、会議期間中は終日ポスター及び配付資料を用いて訪問者対応を行った。

以下に、このExhibitionの概要について記載する。

今回の会議では、メイン会場横にExhibition会場が設営され、会議期間中、本会場で各参加団体によるExhibitionが行われた。

PNCのポスター内容は、"OVERVIEW OF R&D PROGRAM ON NUCLIDES PARTITIONING AND TRANSMUTATION IN PNC -Preparation for the next generation" と題し、以下の項目の説明を行った。

- 1) オメガプロジェクトの一環であるTRUEX法によるTRU及びマイナーアクチニドの湿式分離に関する研究、
- 2) 鉛抽出法による有用金属回収に関する研究、
- 3) FBRにおけるTRUの消滅処理についてのフェージビリティスタディ、
- 4) 加速器を使ったTRUの消滅処理に関する研究、

Exhibitionへの参加団体はPNCの他、Bechtel, General Atomic, COGEMA, BNFL, SIEMENS, Nuclear Energy Service, EG&G, GE, EBSCO (他2社) 等の大手原子力メーカーが参加したが、政府機関としての参加はPNCだけであり、(DOE, CEA 等が参加されなかったことは非常に残念であった。) 一般的なコマーシャルPRに留まるメーカーの発表に対し、PNCのブースは研究段階ではあるものの、具体的な方向性を提示したことから各国専門家からの注目を浴びた。また、他のメーカーと比較して展示物が非常に質素であった点でも目立っていたと言える。

Exhibitionは会議初日から開催されたが、特に、会議初日にExhibition会場で行われたWalking Lunchの際には、多数の訪問者があり説明対応に追われた。会議期間中に受けた質問としては、個々の研究項目に関する技術的なものから政策上のものまでさまざまであった。各国の専門家は、今や原子力界をリードするPNC (=日本) がTRU及びマイナーアクチニドに関して如何なる方向性、戦略を打ち出すか非常に強い関心を示しているという印象が強かった。また、このようにPNCが積極的にTRU及びマイナーアクチニドの分離、消滅処理の研究に乗り出したことについて、各国の専門家への印象として非常に好評と受け止められられたことから、今回のExhibitionは盛況であったと言える。尚、個人的なコメントとして、このような国際会議ではPNCの全般的な事業内容を説明するパネルを同時に掲載し、アピールすることも重要ではないかと感じた。

(鷺谷)

5. 所感

- 本会議は2年前にプログラム委員会ができた段階では、このような大きな国際会議になるとは予想していなく、2年間で相当関心が高まっていったということを感じた。
- 特に、核兵器Puの処分が冷戦終結とともにクローズアップされ、今回の会議でも重要なトピックスとなった。
- 各国の原子力の開発、利用の責任ある立場の人が多く参加し、講演、討論を行い、各国の関心の高さが感じられた。
- 今回の会議では、企業・研究所等の研究開発紹介の展示会も重要視され、Lunchの会場が展示会場に設定された日もあった。日本から動燃だけ展示会に出展し、多めに宣伝になったと思われる。
- 次回のGLOBAL'95はフランスで行うことになっており、その次のGLOBAL'97(1997年予定)の開催については日本が期待されている。動燃は新型炉・核燃料サイクル全体に責任をおっており、今後、国際社会でも積極的にリーダーシップを取っていく必要があると思われる。このためにも、GLOBAL'97においては、動燃として積極的に貢献していくべきであると考えます。

(若林)

本会議を通じた全体の印象としては、現在アクチニドの回収に関して積極的な態度を示した国は日本・フランスであったと思う。アメリカは発表件数は多く開発の積極的に行っているように見えたが、実際には原子力自身が先細りであるため、現在開発中の技術を具体的にどこに応用するか見えないままに研究を行っており、その技術論と政策論とのギャップが感じられた。また、今回の会議で感じたことはロシア、中国の旧共産圏からの参加者が多かったことであった。今回の会議で特徴的であったことは、保障措置の重要性の確認と核兵器に使用されている核燃料の消費についてであった。保障措置についてはイラク・北朝鮮の核開発が引き合いにだされ、いまさらという感はあるものその重要性については参加者全員の同意する部分であったと思う。また、核兵器用核物質の消費については、日本に旧ソ連の兵器級の核物質を供給し、再処理を延期させ、ワンスルーの路線を取らせようとするものであった。このような考え方はいまのところ少数派であるようだが、単純に考えればおもわず、なるほどと思わせるような点もあり、注意する必要があることを痛感させられた。最後に、今回の出張では、さまざまな人と知り合えたことができたこと

を非常に嬉しく感じており、また、さまざまな人にお世話になったことを感謝いたします。

(佐藤)

- 各国とも、これからの原子力平和利用は、世界的な規模の共同作業を行っていく必要があるとの意見で一致していた。しかしながら、そのための具体的な提案については、一致した意見が得られるまでには時間が掛かりそうだと感じた。
- ロシアとしては、豊富な経験と技術が蓄積されているものの、今後さらに原子力利用を続けていくためには他国の援助、協力が必要であると、両会議で話された。
- 湿式分離研究に関する報告では、**CMPO**を抽出剤とした研究報告が多かった。また、日本、フランスのアクティビティの高さと共に、中国やロシアの研究に対する各国の関心の高さも伺えた。
- **GLOBAL'93**におけるエキシビションでは、他企業・研究所等の展示物に比べて質素であったこと、しかしながら内容は具体的であったこと、日本からは動燃だけが出展していたこと、等の理由により目立っていたものと思われる。また、展示説明者の一員として3日間その場に立ち、説明を行ったことは、テクニカル・セッションでの口頭発表及び討議に大いに役だった。

(野村)

付録1 会議のプログラム

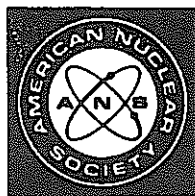
Proceedings
of the
International Conference and Technology Exposition
on
FUTURE NUCLEAR SYSTEMS:
EMERGING FUEL CYCLES AND
WASTE DISPOSAL OPTIONS
GLOBAL '93

September 12-17, 1993
Seattle, Washington

Sponsored by the American Nuclear Society's
Fuel Cycle and Waste Management, the Mathematics and Computation, the Reactor Physics,
the Material Science and Technology, and the Isotopes and Radiation Divisions,
and the Eastern Washington Section

Cosponsored by the Atomic Energy Society of Japan,
the European Nuclear Society, the Canadian Nuclear Society,
the (Formerly Soviet) Nuclear Society, the Electric Power Research Institute,
the International Environmental Institute, and the National Council on Systems Engineering.

In cooperation with OECD/NEA



Published by the
American Nuclear Society, Inc.
La Grange Park, Illinois 60525 USA

PROGRAM ORGANIZING COMMITTEE

General Cochairs
T. W. Woods (Westinghouse Hanford)
A. E. Waltar (Westinghouse Hanford)

Honorary Chair
W. Häfele (RCR-Germany)

Executive Advisor
R. L. Ferguson (SAIC)

Assistant General Chair
H. Toffer (Westinghouse Hanford)

Executive Assistant
K. S. Mayfield (Westinghouse Hanford)

INTERNATIONAL ADVISORY COMMITTEE

M. Lawrence (IAEA-Austria), Chair
J. Barre (CEA-France)
J. Bouchard (CEA-France)
J. van Geel (ITE-Germany)
W. Häfele (RCR-Germany)
H. Hennies (KfK-Germany)
J. Iizumi (JAERI)
K. Jackson (BNFL-UK)
H. Kaneko (PNC-Japan)
E. Kintner (MIT)
B. Nikipelov (MINATOM-Russia)
T. Rummery (CAEC-Canada)
K. Uematsu (OECD-France)

TECHNICAL PROGRAM COMMITTEE

Chair
J. A. Rawlins (Westinghouse Hanford)

Cochairs
T. Mukaiyama (JAERI)
M. Salvatores (CEA-France)

Assistant Cochairs
J. W. Daughtry (Westinghouse Hanford)
K. D. Dobbin (Westinghouse Hanford)

ARRANGEMENTS

G. Woodcock (Westinghouse Hanford)

FINANCE

J. A. Nielsen (Westinghouse Hanford)

REGISTRATION

D. H. Jones (Westinghouse Hanford)

PUBLICITY

M. L. Fox (Westinghouse Hanford)

PUBLICATION

C. J. Lewis (Siemens NPC)

SPECIAL EVENTS/TOURS

G. R. Armstrong (Westinghouse Hanford)
J. D. Watrous (Westinghouse Hanford)

EXHIBITS

S. E. Seeman (Westinghouse Hanford)
B. D. Zimmerman (Westinghouse Hanford)

PROGRAM COMMITTEE

K. Aoki (Toshiba-Japan)
E. Arthur (LANL)
L. Baetsle (SCK-CEN-MOL-Belgium)
G. Baudin (CEA-France)
J. Bell (ORNL)
A. Berthet (EdF-France)
J. W. Daughtry (Westinghouse Hanford)
K. D. Dobbin (Westinghouse Hanford)
H. Gruppelaar (ECN-Netherlands)
M. Haas (WVNSC)
W. Hannum (ANL)
N. Hirakawa (Tohoku Univ)
T. Inoue (CRIEPI-Japan)
T. Ishii (Mitsubishi Materials-Japan)
P. Janske (Vienna Univ-Austria)
R. Jensen (LANL)
J. Journet (EdF-France)
T. Kawata (PNC-Japan)
Y. Kikuchi (JAERI-Japan)
I. Kimura (Kyoto Univ-Japan)
T. Kitamoto (Tokyo Inst of Technol-Japan)
K. Konashi (PNC-Japan)
M. Kubota (JAERI)
H. Kusters (KfK-Germany)
J. J. Laidler (ANL)
R. Langley (BNFL-UK)
J. Lefevre (CEA-France)
W. Little (PNL)
A. Lone (AECL Chalk River-Canada)
D. Majumdar (DOE Idaho)

F. Mann (Westinghouse Hanford)
L. McClure (WINCO)
G. Michaels (ORNL)
M. Mizumoto (JAERI)
T. Mukaiyama (JAERI)
J. Nelson (Westinghouse Hanford)
R. Odoj (KFA-Germany)
T. Ogawa (JAERI)
J. Ostic (LANL)
V. Poplavsky (IPPE-Russia)
C. Prunier (CEA-France)
J. A. Rawlins (Westinghouse Hanford)
D. Riley (DOE Rocky Flats)
N. Robotnov (IPPE-Russia)
M. Salvatores (CEA-France)
W. Schulz (Consultant)
I. Slessarev (CEA-France)
J. Straalsund (PNL)
A. Suzuki (Univ of Tokyo-Japan)
H. Sztark (Framatome-France)
R. Takeda (Hitachi-Japan)
R. Taussig (Bechtel)
M. Thompson (GE)
J. Tulenko (Univ of Florida)
G. Van Tuyle (BNL)
M. Valee (Framatome-France)
T. Wakabayashi (PNC-Japan)
U. Wehmann (Siemens KWU-Germany)
D. Wootan (Westinghouse Hanford)
P. Wydler (PSI-Switzerland)

GLOBAL '93

AT A GLANCE

8 am Sunday
8 am Monday

MONDAY, Sep 13, '93

8 am **OPENING PLENARY:**
Balancing Global Energy Needs With Environmental Impacts, Developing Technology, & Enabling Economies
Factors Moving Us Toward An International Energy Community

Welcome: Gen. CoChairs

Conference Overview:
E. Fuller - President, ANS

Keynote: W. Häfele -
Honorary Chair
(to be announced) - USDOE
K. Uematsu - OECD
D. Davis - World Energy Council
J. Ricaud - COGEMA

TECHNOLOGY EXHIBITION

12:00 noon **OPENING Technologies For Advanced Nuclear Systems**

Ascent Logic EG & G
Bechtel GE
BNFL IES
COGEMA PNC
EBASCO
General Atomics
Ricardo HI Tech
Siemens Power Corporation

PRESENTATION OF TECHNICAL PAPERS

SESSIONS	SESSION	SESSION	SESSION
1A & 1B	2	3	4
IA: Adv Solvent Extr for Waste Partitioning - I, & IB: Improved Aqueous Fuel Reprocessing	LMR Transmutation Systems	Nuclear Waste Disposal Technologies	Advanced Fuel Cycles - I
WEST A (21)	WEST B (22)	ASPEN (23)	METRO (24)

6:30 Reception Sunday

8:00 **BANQUET**
(speaker to be announced)

7:00 **PRESENTATION OF EXHIBITORS' TECHNICAL PAPERS**
Industry R&D Programs for Advanced Nuclear Systems

8 am Tuesday

TUESDAY, Sep 14, '93

8 am **OPENING PLENARY:**
Institutional Requirements For Successful Nuclear Energy

Welcome: Session Chairs

M. Levenson - Bechtel, Ret
G. dePlanque - USNRC
B. Mar - President, NCOSE
J. Bouchard - CEA

PRESENTATION OF TECHNICAL PAPERS

SESSION	SESSION	SESSION	SESSION
5	6	7	8
Global Concepts For Nuclear Systems	Technical & Institutional Anti-Proliferation Options	Accelerator - Based Transmutation Systems - I	Systems Engineering Methods To Configure Advanced Nuclear Systems
METRO (26)	WEST A (27)	WEST B (27)	ASPEN (28)

12:30 pm **LUNCHEON**
Institutional Requirements For Successful Nuclear Energy

N. Chamberlain, CEO, BNFL

PRESENTATION OF TECHNICAL PAPERS

SESSION	SESSION	SESSIONS	SESSION
9	10	11A & 11B	12
Nuclear Data For Transmutation of HLW	Instrumentation For Safeguards, Non-Proliferation Support Of Advanced Fuel Cycles	IIA: TPC Special Session & IIB: Adv Solvent Extr for Waste Partitioning - II	Thermal Reactor Transmutation Systems
ASPEN (29)	WEST A (30)	WEST B (31)	METRO (32)

8 am Wednesday

WEDNESDAY, Sep 15, '93

8 am **OPENING PLENARY:**
Weapons Return: Prototype For Advanced Nuclear Fuel Cycles?

M. May - Livermore Lab, Ret
B. Nikipelov - Russian Fed of AE

PRESENTATION OF TECHNICAL PAPERS

SESSION	SESSION	SESSION	SESSION
13	14	15	16
Final Waste Forms	Dry Processing & Recycling Of Oxide Fuel	Accelerator - Based Transmutation Systems - II	Fission Options To Dispose Of Weapons Plutonium
WEST A (33)	EAST B (33)	WEST B (34)	METRO (35)

12:00 noon to 1:30 pm (free period)

INTERNATIONAL ROUND TABLE

1:30 pm **OPENING ARGUMENTS:**
Nuclear Non-Proliferation: Compatible With Advanced Nuclear Systems?

J. Gray - moderator
V. Chair, Atlantic Council

Speakers:
Amb. R. Imai, AIF, Japan
T. Cochran, NRDC
M. Kratzer, IEAL, Ret

Commentators:
H. Bengelsdorf - Consultant
D. Fisher, Assist Dir Gen, IAEA, Ret
M. Khan, PAEC
Amb. R. Kennedy, US State, Ret

5:45 Puget Sound Cruise and Salmon Bake

8 am Thursday

THURSDAY, Sep 16, '93

8 am **OPENING PLENARY:**
Global Energy Future: Clean Nuclear Power

R. Carli - EdF
Y. Ihara - JAEC, Japan

PRESENTATION OF TECHNICAL PAPERS

SESSION	SESSION	SESSION	SESSION
17	18	19	20
Futuristic Nuclear Power	Advanced Fuel Cycles - II	Partition Waste Forms	Adv Solvent Extraction for Waste Partitioning - I
METRO (37)	ASPEN (37)	GRAND A (38)	CEDAR (38)

11:20 am **LUNCHEON**
(speaker to be announced)

PRESENTATION OF TECHNICAL PAPERS

SESSION	SESSION	SESSION	SESSION
21	22	23	24
Neutronics For HLW Transmutation	Pyroprocessing In The Nuclear Fuel Cycle	Secondary Waste Forms	Impact Of Advanced Fuel Cycles On Partitioning & Disposal Options
METRO (40)	ASPEN (40)	GRAND A (41)	CEDAR (42)

3:15 **WRAP-UP PANEL; RAPORTEURS**

3:15 pm **OPENING REPORTS:**
Building A Global Energy Policy: A Conference Review & Next Steps

King - moderator
Publisher, The Energy Daily

J. van Geel, ITE, Germany
B. Wolfe, GE, Ret
P. Zaleski, Univ de Paris
T. Rummery, AECL
J. Longenecker, U Enrich Corp

32 = program page number

8 am Friday

CONTENTS

Foreword xv

VOLUME 1

PLENARY SESSIONS

On the Nature of Nuclear Power and Its Future / <i>W. Häfele (RCR-Germany)</i>	3
The Outlook for Nuclear Power / <i>Kunihiko Uematsu (OECD-France)</i>	18
Future Nuclear Systems: Japanese Fuel Cycle Strategy / <i>Yoshinori Ihara (JAEC-Japan)</i>	24
French R&D Strategy for the Back End of the Fuel Cycle / <i>J-Y Barre, J. Bouchard (CEA/CEN-France)</i> ..	27

INTERNATIONAL ROUNDTABLE

Nuclear Nonproliferation: Compatibility with Advanced Nuclear System? / <i>Ryukichi Imai (Japan)</i>	35
--	----

SESSION 1A

ADVANCED SOLVENT EXTRACTION/ ION EXCHANGE PROCESSES FOR WASTE PARTITIONING—I

Monday, September 13, 1993
Afternoon

Cochairs: *W. W. Schulz, R. Mukaibo*

The Clean Option: Advanced Aqueous Technology for Partitioning Selected Radionuclides and Inert Components from Hanford Wastes / <i>J. L. Swanson, J. L. Straalsund, E. G. Baker, J. J. Holmes, E. D. Jones, W. L. Kuhn*</i>	
--	--

Advanced Chemical Separations in Support of the Clean Option Strategy / <i>E. Philip Horwitz, Mark L. Dietz, Herbert Diamond, Robin D. Rogers, Ralph A. Leonard (ANL)</i>	39
---	----

Chinese Experience on the Removal of Actinides from Highly Active Waste by Trialkyl Phosphine Oxide Extraction / <i>Yongjun Zhu, Rongzhou Jiao (Tsinghua Univ-Taiwan)</i>	44
---	----

Italian Experience with the TRUEX Process / <i>R. Chiarizia (ANL), G. M. Gasparini, M. Casarci, M. Rossi, G. Grossi (ENEA-Italy)</i>	50
--	----

SESSION 1B

IMPROVED AQUEOUS FUEL REPROCESSING TECHNOLOGY

Monday, September 13, 1993
Afternoon

Cochairs: *J. Swanson, B. Myasoedov*

Advanced Purex Process for the New French Reprocessing Plants / <i>Claude Bernard, Jean-Paul Moulin (SGN-France), Patrick Ledermann, Philippe Pradel (COGEMA-France), Michèle Viala (CEA-France)</i> ...	57
--	----

Extraction Cycles Design for La Hague Plants / <i>P. Baron, B. Boullis, M. Germain, J. P. Gué (CEA/CEN-France), P. Miquel, F. J. Poncelet (SGN-France), J. M. Dormant, F. Dutertre (COGEMA-France)</i>	63
--	----

New Approaches to Reprocessing in Russia / <i>V. N. Romanovskii, B. Ya. Galkin, L. N. Lazarev, R. I. Lyubtsev, Yu. M. Rogozin (KRI-Russia)</i>	71
--	----

New Conception in the Management of Spent Nuclear Fuel, High-Level Wastes and Fissile Materials / <i>A. I. Karelin, L. B. Shpunt, V. A. Karelin, I. I. Cheremisin, S. A. Popov (KRI-Russia)</i>	78
---	----

Partitioning of Neptunium from High Level Reprocessing Solution with Valence Control / <i>Tetsuo Fukasawa, Tomotaka Nakamura, Fumio Kawamura (Hitachi ERL-Japan)</i>	89
--	----

SESSION 2

LMR TRANSMUTATION SYSTEMS

Monday, September 13, 1993
Afternoon

Cochairs: *M. Salvatores, T. Mukaiyama*

Minor Actinides Transmutation in Oxide Fuelled Fast Reactors / <i>J. Journet, G. Vambenepe, J. Vergnes (EdF-France), F. Biagi, H. Sztark (Framatome-France)</i> ...	99
The ALMR System's Missions for Transmuting Waste into Energy / <i>M. L. Thompson, J. E. Quinn (GE, San Jose)</i>	110
Characteristics of an LMFBR Core Loaded with Minor Actinide and Rare Earth Containing Fuels / <i>T. Wakabayashi, T. Ikegami (PNC O-arai-Japan)</i>	118
Higher Actinide Transmutation in the ALMR / <i>C. L. Cockey, T. Wu, A. J. Lipps (GE, San Jose), R. N. Hill (ANL)</i>	123
Evaluating the Efficacy of a Minor Actinide Burner / <i>K. D. Dobbin, S. F. Kessler, J. V. Nelson, D. W. Wootan, R. P. Omberg (Westinghouse Hanford)</i>	131
Actinide Breeding and Burning in Metallic and Oxide Fuelled ALMR Cores / <i>J. H. Bultman (ECN-Netherlands), C. L. Cockey, T. Wu (GE, San Jose)</i>	136
Minor Actinide Burning LMFBR Core System to Enhance Safety Characteristics / <i>K. Fujimura, K. Kawashima (Hitachi ERL-Japan), Y. Watari (Hitachi Works-Japan)</i>	144
The Symbiotic Relationship Between Waste Burning and Safety in Liquid Metal Reactors / <i>J. V. Nelson, K. D. Dobbin, S. F. Kessler, D. W. Wootan, R. P. Omberg, A. E. Waltar (Westinghouse Hanford)</i>	152
Some Specific Aspects of Homogeneous Am and Np Based Fuels Transmutation Through the Outcomes of the Superfact Experiment in Phenix Fast Reactor / <i>C. Prunier, F. Boussard (CEA-France), L. Koch, M. Coquerelle (CEC-Germany)</i>	158

SESSION 3

NUCLEAR WASTE DISPOSAL TECHNOLOGIES

Monday, September 13, 1993
Afternoon

Cochairs: *D. Majumdar, T. Ishii*

Can Treatment of Low Level Radioactive Waste Be Done Safely and Economically / *P. Kelly, L. Fekete**

Decontamination and Dismantling (D&D) Planning During the Design Phase: How the Design of Nuclear Research, Test and Power Facilities Affects Decommissioning Planning and Costs / *M. Weiner (NES)*

167

Reduction of Nuclear Waste by Introducing Advanced Liquid Metal Reactors / *J. H. Bultman (ECN-Netherlands)*

170

Nuclear Fuel Cycle Needs for the Year 2020—A BNFL Perspective on Technology Development / *S. E. Ion (BNFL-UK)*

176

A Study on the Conversion of Metal Chlorides into Oxides for the Vitrification of Radioactive Salt Wastes / *Yasuhisa Ikeda, Mikio Kumagai (IRI-Japan), Hiroaki Kobayashi, Hiroshi Igarashi, Takeshi Takahashi (PNC-Japan), Yoichi Takashima (IRI-Japan)*

184

French Experience in MOX Fuel Dissolution / *J. P. Gué, M. Philippe, J. M. Farrugia (CEA-France), V. Decobert (COGEMA-France)*

190

Pyrometallurgical Reprocessing of Metallic Fuel of Fast Breeder Reactor—Development of New Electrorefiner with Ceramic Partition / *T. Koyama (CRIEPI-Japan), R. Fujita (Toshiba-Japan), M. Iizuka, M. Fujie (CRIEPI-Japan), Y. Sumida (Toshiba-Japan), M. Tokiwai (CRIEPI-Japan)*

197

Basic Concept of Radioactive Waste Management for DUPIC Fuel Cycle in Korea / *Kwan Sik Chun (KAERI-Korea), Peter Tayler (AECL Whiteshell-Canada)*

201

Features of an Advanced Reprocessing Technology / *W. Weinländer, L. Finsterwalder, J. Fleisch, K. D. Kuhn (WAK-Germany)*

204

SESSION 4

ADVANCED FUEL CYCLES—I

Monday, September 13, 1993
Afternoon

Cochairs: *L. Leach, A. Zaetta*

Technology Objectives for Nuclear Fuel in 2020 / *K. W. Hesketh, J. R. Stanbridge (BNFL-UK)*

215

Future Equilibrium Synergic System Using Fast and Thermal Reactors with U and Th Mixed Fuel Cycle to Enhance Potentials on Fuel and Waste Balances / *N. Takagi (TEPCO-Japan), H. Nakamura, H. Sekimoto (Tokyo Inst Technol-Japan)*

222

Nuclear Power Systems Based on Accelerator and Fluid Fuel Technologies / *V. D. Kazaritsky, P. P. Blagovolin (ITEP-Russia), V. I. Volk, A. Yu. Vakhrushin (BIIM-Russia)*

229

Advanced Fuel Cycle Concepts—Very High Burnup, Low Leakage Core Designs for Minimizing Spent Fuel Volume / <i>Madeline Anne Feltus (Penn State)</i>	232
Conceptual Design of Molten Salt Reactor Fueled Partly by Transuranics / <i>Erwin Kasma (NAEAI-Indonesia), Naohiro Hirakawa (Tohoku Univ-Japan)</i>	240
The Source Term and Waste Optimization of Molten Salt Reactors with Processing / <i>Uri Gat (ORNL), H. L. Dodds (Univ of Tennessee)</i>	248
Evolution of the Phenix Core to New Fuel Management Strategy / <i>P. Coulon (Phenix-France), J. C. Garnier (SPRC/LEDC-France)</i>	253
Criteria and Methods for Selecting Fuel Cycles for 2020 / <i>K. W. Hesketh (BNFL-UK)</i>	258
Core Concept Study for Long-Life TRU Recycling Cores / <i>M. Kawashima, Y. Moriki (Toshiba-Japan)</i> ..	265

SESSION 5

GLOBAL CONCEPTS FOR NUCLEAR SYSTEMS

Tuesday, September 14, 1993
Morning

Cochairs: *T. Wakabayashi, R. Taussig*

Direct Disposal Versus Multiple Recycling of Plutonium / <i>G. Kessler, D. Faude, H. Wiese (KfK-Germany)</i>	275
Nuclear System Research and Development in the Next Century Toward an Equilibrium State / <i>Hiroshi Sekimoto, Hiroki Nakamura (Tokyo Inst Technol-Japan), Naoyuki Takagi (TEPCO-Japan)</i>	283
International Cooperation for Developing a Globally Safe Nuclear Fuel System Based on the International Supply Service System of Nuclear Energy: Proposal for an International Public Corporation / <i>Hiroaki Wakabayashi (KIT-Japan)</i>	288
On the Concepts of Managing Long-Lived High-Level Radwaste / <i>E. V. Gai, A. V. Ignatyuk, N. S. Rabotnov, Yu. N. Shubin (IPPE-Russia)</i>	296
Stationary Transmutation of Long-Lived Fission Products in Nuclear Power Engineering and Secondary Radioactivity Produced in Transmutation of Long-Lived Fission Products / <i>A. S. Gerasimov, T. S. Zaritskaya, G. V. Kiselev, A. P. Rudik, I. V. Chuvilo (ITEP-Russia)</i>	301
Requirements and Specifications of Nuclear Reactors for the Introduction of Nuclear Energy in Developing Countries / <i>Jean Rastoin (CEA/CEN-France), Simon Nisan (CEA/CEN Cadarache-France)</i>	305
The Siemens KWU Experience of 1970-1992, A Model for the Future? / <i>D. G. McAlees (Siemens NPC), W. Bürkle (Siemens-Germany)</i>	313

SESSION 6

TECHNICAL AND INSTITUTIONAL ANTI-PROLIFERATION OPTIONS

Tuesday, September 14, 1993
Morning

Cochairs: *D. Riley, J. Journet*

Adapting to a Changing Proliferation Environment / <i>Edwin L. Zebroski (APTECH)</i>	321
Proliferation Resistance of the Fuel Cycle for the Integral Fast Reactor / <i>Leslie Burris (ANL)</i>	328
Changes in Non-Proliferation Concerns and Options / <i>Edward E. Purvis III (Consultant)</i>	334
Anti-Proliferation Options: Some Perspectives and Comparisons of Power Reactor Systems / <i>H. T. Kerr*</i>	
Safeguarding Modern Reprocessing Facilities / <i>J. Regnier (COGEMA-France), P. Saverot (NUSYS-France)</i> ...	340
Special Instrumentation Development at Sellafield / <i>G. H. Fox, N. Gardner, C. H. Zimmerman (BNFL-UK)</i>	343
Regulatory and Licensing Aspects of Disposal and Utilization of Surplus Weapons Materials / <i>Robert M. Bernero (NRC)</i>	351

SESSION 7

ACCELERATOR-BASED TRANSMUTATION SYSTEMS—I

Tuesday, September 14, 1993
Morning

Cochairs: *I. Kimura, E. Arthur*

Development of Proton Linear Accelerator and Transmutation System / <i>M. Mizumoto, K. Hasegawa, H. Yokobori, H. Oguri, Y. Okumura, J. Kusano, H. Murata, K. Sakogawa, M. Kawai, T. Nishida, T. Takizuka, H. Takada (JAERI-Japan)</i>	357
Neutron Yields from Proton-Induced Spallation Reactions in Thick Targets of Lead / <i>M. A. Lone, P. Y. Wong (AECL Chalk River-Canada)</i>	363
Neutronics Analysis for an Accelerator-Based Nuclear Waste Transmuter / <i>William C. Sailor, Carl A. Beard (LANL)</i>	369
ATW Economics / <i>R. A. Krakowski (LANL)</i>	377
Neutronics-Processing Interface Analyses for the Accelerator Transmutation of Waste (ATW) Aqueous-Based Blanket System / <i>J. W. Davidson, M. E. Battat (LANL)</i>	387

Los Alamos Aqueous Target/Blanket System Design for the Accelerator Transmutation of Waste Concept / *M. Cappiello, J. Ireland, J. Sapir, B. Krohn (LANL)* ... 397

Comparison of Energy Deposition Calculations by the LAHET Code System with Experimental Results / *C. A. Beard, P. W. Lisowski, G. J. Russell, L. S. Waters (LANL)* 402

SESSION 8

SYSTEMS ENGINEERING METHODS TO CONFIGURE ADVANCED NUCLEAR SYSTEMS

**Tuesday, September 14, 1993
Morning**

Cochairs: *R. Williams, A. Harms*

A Fission Reactor Concept for the Next Century: Fail-Safe Operation and On-Site Fuel Cycle Closure / *Archie Harms**

The Functional Analysis Approach to Establishing the OCRWM Requirements Baseline / *M. A. Duffy (BMI), T. A. Mozhi, H. R. Victor (Roy F. Weston), W. A. Lemeshewsky (DOE)* 411

Why Systems Fail (Viewed from Hindsight) / *Marvin Talbott (TI)* 419

Specifying Behavior of Large Systems / *M. Alford**

Streamlined Nuclear Regulation / *D. Ted Romine (Westinghouse Hanford)* 427

SESSION 9

NUCLEAR DATA FOR TRANSMUTATION OF HLW

**Tuesday, September 14, 1993
Afternoon**

Cochairs: *H. Gruppelaar, F. Mann*

Nuclear Fuel Cycle Data Needs / *Martin N. Haas (WVNSC)* 435

Nuclear Data Evaluation for Accelerator-Based Transmutation of Radioactive Waste / *A. J. Koning, H.*

Gruppelaar (ECN-Netherlands), P. Nagel (OECD/NEA-France) 437

Cross Section of the $^{90}\text{Sr}(n, \gamma)^{91}\text{Sr}$ Reaction for a D_2O Moderated Reactor Flux / *M. A. Lone, W. J. Edwards, R. Collins (AECL Chalk River-Canada)* 445

Measurement of Fission and Capture Cross Sections for Design of Transmutation Systems / *I. Kimura, A. Yamana, S. Kanazawa, I. Kanno (Kyoto Univ-Japan), Y. Fujita, K. Kobayashi, Y. Nakagome, S. Yamamoto, T. Tamai (Kyoto Univ RRI-Japan)* 449

Hanford Site Production Reactor Data Pertinent to Actinide Burning / *H. Toffer, S. P. Roblyer (Westinghouse Hanford)* 455

Data Uncertainty Impact in Radiotoxicity Evaluation Connected to EFR and IFR Systems / *G. Palmiotti, M. Salvatores (CEA/CEN Cadarache-France), R. N. Hill (ANL)* 461

Nuclear Data Evaluation for JENDL Actinide File and High Energy Data Files / *T. Nakagawa, T. Fukahori, S. Chiba, Y. Kikuchi (JAERI-Japan)* 467

Phenix Experiment Facilities for Fission Product Destruction and Actinide Burning / *J. Tommasi (CEA/CEN Cadarache-France), P. Coulon (Phenix-France)*.. 475

Intermediate Energy Nuclear Reactions Code Intercomparison: Applications to Transmutation of Long Lived Reactor Wastes / *P. Nagel, J. Rodens (OECD/NEA-France), M. Blann (LLNL), H. Gruppelaar (ECN-Netherlands), H. Küsters (KfK-Germany), D. Filges (IfK-Germany)* 482

SESSION 10

INSTRUMENTATION FOR SAFEGUARDS, NON-PROLIFERATION SUPPORT OF ADVANCED FUEL CYCLES

**Tuesday, September 14, 1993
Afternoon**

Cochairs: *J. Barre, G. Eccleston*

Nuclear Materials Control Technology in the Post-Cold War World: Radiation-Based Methods and Information Management Systems / *J. W. Tape, G. W. Eccleston, N. Ensslin, J. T. Markin (LANL)* 493

Safeguards Instrumentation for Continuous, Unattended Monitoring in Plutonium Fuel Fabrication Plants / *H. O. Menlove, M. C. Miller (LANL), T. Ohtani, M. Seya, S. Takahashi (PNC-Japan)* 497

Safeguarding the Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU Reactors (DUPIC) / <i>K. E. Thomas, E. A. Hakkila, H. O. Menlove (LANL), J. S. Hong (KAERI-Korea)</i>	503
Safeguards Techniques and Technologies for Large-Scale Reprocessing Plants / <i>E. A. Hakkila (LANL), R. S. Case, C. Sonnier (SNL)</i>	506
Use of Noise Analysis Methods in Process Monitoring of Future Fuel Cycles / <i>J. T. Mihalcz (ORNL)</i>	510
Tomographic Gamma Scanning (TGS) to Measure Inhomogeneous Nuclear Material Matrices from Future Fuel Cycles / <i>R. J. Estep, T. H. Prettyman, G. A. Shepard (LANL)</i>	517
Safeguard Monitoring of Spent Fuel from Power Reactors / <i>G. E. Bosler*</i>	
Experiences in the Application of Advanced Computer Techniques to the Monitoring of Nuclear Process Plants / <i>R. H. Peebles, G. Harrop (BNFL Preston-UK), W. J. Harper, N. J. Lamb (BNFL Seascale-UK)</i>	524
Existing and Future NDA Instrumentation for IAEA Inspections / <i>D. E. Rundquist, T. E. Shea, G. Moussalli (IAEA-Austria)</i>	531

SESSION 11A

TPC SPECIAL

Tuesday, September 14, 1993
Afternoon

Cochairs: *J. Rawlins, J. van Geel*

European Research and Development Work on the Safety of the Nuclear Fuel Cycle / <i>J. van Geel, H. E. Schmidt, H. Matzke, G. Nicolaou, C. O'Carroll (ITE-Germany)</i>	541
The "SPIN" Program at CEA - Transmutation Aspects / <i>M. Salvatores, C. Prunier, Y. Guerin, A. Zaetta, I. Slessarev (CEA/CEN Cadarache-France)</i>	548
NUCEF Project and Its Contribution to Emerging Fuel Cycle Back-End / <i>K. Tonoike, H. Mineo, I. Takeshita, T. Tsujino (JAERI-Japan)</i>	555
A System Analysis of Potential Partitioning and Transmutation Scenarios for Disposal of Radioactive Wastes / <i>Kazuhiro Endo, Kenji Nishimura, Hiroyuki Ikuse, Kazutoshi Oba (Mitsubishi-Japan), R. W. McKee, R. L. Engel, J. L. Swanson, W. W. Little (PNL), Masashi Yokota, Nobuaki Satoh (TEPCO-Japan)</i>	563
Towards a Global Commission for Nuclear Waste Disposal / <i>L. W. Shemilt (McMaster Univ-Canada), W. Häfele (RCR-Germany)</i>	571

SESSION 11B

ADVANCED SOLVENT EXTRACTION/ION EXCHANGE PROCESSES FOR WASTE PARTITIONING - II

Tuesday, September 14, 1993
Afternoon

Cochairs: *G. Jarvinen, I. Slessarev*

Isolation of Actinides and Separation from Rare Earth Elements and Selected Fission Products by Bidentate Neutral Organophosphorus Compounds / <i>B. F. Myasoedov, M. K. Chmutova (RAS-Russia), I. V. Smirnov, A. Yu. Shadrin (KIR-Russia)</i>	581
Development of a Partitioning Process for the Management of High-Level Waste / <i>M. Kubota, I. Yamaguchi, Y. Morita, Y. Kondou, K. Shirahasi, I. Yamagishi, T. Fujiwara (JAERI-Japan)</i>	588
Japanese Experience in Application of the TRUEX Process to High Level Waste from Reprocessing / <i>K. Nomura, Y. Koma, S. Nemoto, M. Ozawa, T. Kawata (PNC-Japan)</i>	595
Partitioning of Actinides from Acid Waste Solutions of Purex Origin Using CMPO / <i>J. N. Mathur, M. S. Murali, R. H. Iyer, A. Ramanujam, P. S. Dhami, V. Gopalakrishnan, L. P. Badheka, A. Banerji (BARC-India)</i>	601

SESSION 12

THERMAL REACTOR TRANSMUTATION SYSTEMS

Tuesday, September 14, 1993
Afternoon

Cochairs: *M. Buckner, N. Hirakawa*

Actinide Burning in a Standard Pressurized Water Reactor / <i>Dale Lancaster (Penn State)</i>	609
Transmutation of Minor Actinides in PWRs: Preparation of the "ACTINEAU" Experiment / <i>Y. Guérin, N. Cocuau, T. Duverneix (CEA/CEN Cadarache-France), J. L. Faugère, C. Morin (CEA/CEN Saclay-France)</i>	615
Multiple Recycling of Plutonium in MOX Fuelled APWRS / <i>S. Nisan, G. Manent*</i>	
Fast and Perfect Transmutation of Actinide Wastes Using A-Burner / <i>Tomohiko Iwasaki, Naohiro Hirakawa (Tohoku Univ-Japan)</i>	622

Incineration of Actinide Targets in a Pressurized Water Reactor Spin Project / <i>A. Puill, J. Bergeron (CEA/CEN Saclay-France)</i>	630
Very Fast Isotopic and Mass Balance Calculations Used for Strategic Planning of the Nuclear Fuel Cycle / <i>Serge D. Marguet (EdF Clamart-France)</i>	639
Molten Salt Critical Reactors for the Transmutation of Transuranics and Fission Products / <i>J. Hughes, I. Soares, E. Greenspan, W. F. Miller, Z. Shayer (Univ of California, Berkeley)</i>	644
Safety Aspects of Particle Bed Reactor Plutonium Burner System / <i>J. R. Powell, H. Ludewig, M. Todosow (BNL)</i>	652
Reactor Vessel Shielding with Radioactive Waste Materials as Burnable Poisons / <i>Scott H. Finfrock (Westinghouse Hanford)</i>	656

SESSION 13

FINAL WASTE FORMS

**Wednesday, September 15, 1993
Morning**

Cochairs: *M. Thompson, D. Alexandre*

Application of the Plasma Separation Process for Waste Treatment / <i>S. K. Young, W. G. Steele, L. N. Harnett, P. J. Moffa, N. H. Lazar (TRW)</i>	665
Molten Salt Treatment to Minimize and Optimize Waste / <i>Uri Gat, S. M. Crosley (MMES), R. L. Gay (Rockwell Int)</i>	671
Integrated Management of Alpha Wastes in the Nuclear Fuel Cycle—Application to Combustible Wastes from the Melox Plant / <i>G. Le Blaye, E. de Saulieu (SGN-France), R. Lorenzelli (COGEMA-France)</i>	675
The Quality of Residues Produced at La Hague / <i>P. Ledermann, P. Pradel, H. Masson (COGEMA-France)</i> ...	679
Waste Volume Reduction at UP3 / <i>D. Alexandre (COGEMA-France), P. Saverot (NUSYS-France), Ph. Pradel (COGEMA-France)</i>	686
ALMR Fuel Process/Waste Material Balance Model Development / <i>I. N. Taylor, M. L. Thompson (GE, San Jose), T. R. Johnson (ANL)</i>	690
Processing of Salt from the Molten Salt Oxidation of Mixed Wastes / <i>James D. Navratil, Clyde D. Newman, Richard L. Gay (Rockwell Int)</i>	697
Management of Carbon-14 Produced by the CANDU Reactors / <i>J. Torok, Z. Loyasic, F. Chang, A. Tarr*</i>	

VOLUME 2

SESSION 14

DRY PROCESSING AND RECYCLING OF OXIDE FUEL

**Wednesday, September 15, 1993
Morning**

Cochairs: *H. Feinroth, R. Kiyose*

An Overview of the AIROX Process and Its Potential for Nuclear Fuel Recycle / <i>Herbert Feinroth (Gamma Eng), Jerry Guon (Rockwell Int), Debu Majumdar (DOE Idaho)</i>	705
Neutronics and Fuel Behavior of AIROX-Processed Fuel Recycled into Light Water Reactors / <i>C. M. Allison, S. N. Jahshan, N. L. Wade (INEL, EG&G Idaho)</i> ...	709
Feasibility of Burning Unreprocessed Spent PWR Fuel in CANDU Reactors / <i>H. Keil, P. Boczar, H. S. Park*</i>	
Safeguards and Nonproliferation Aspects of a Dry Fuel Recycling Technology / <i>K. K. S. Pillay (LANL)</i>	715
AIROX Nuclear Fuel Recycling and Waste Management / <i>T. R. Thomas (WINCO)</i>	722
AIROX Recycling for the U.S.: To Be or Not To Be? / <i>William A. Owca, Debu Majumdar (DOE Idaho)</i> ...	729
Research and Development Program of KAERI for DUPIC (Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU Reactors) / <i>J. S. Lee, K. C. Song, M. S. Yang, K. S. Chun, B. W. Rhee, J. S. Hong, H. S. Park, C. S. Rim (KAERI-Korea), H. Keil (AECL-Canada)</i>	733
Conceptual Study on the DUPIC Fuel Manufacturing Technology / <i>M. S. Yang, Y. W. Lee, K. K. Bae, S. H. Na (KAERI-Korea)</i>	740

SESSION 15

ACCELERATOR-BASED TRANSMUTATION SYSTEMS—II

**Wednesday, September 15, 1993
Morning**

Cochairs: *A. Lone, S. Schriber*

Thermal-Hydraulic Analysis of Graphite Tubes for the Non-Aqueous System of Accelerator Transmutation of Nuclear Waste / <i>R. C. Potter, F. Venneri, D. A. Trujillo (LANL)</i>	747
Induced Structural Radioactivity Inventory Analysis of the Base Case Aqueous ATW Reactor Concept / <i>Judith A. Bezdecny, Douglass L. Henderson (Univ of Wisconsin-Madison), William C. Sailor (LANL)</i>	754

Target and Structural Materials Activation Study for Accelerator-Based Transmutation Installations / Yu. A. Korovin, V. V. Artisyuk, A. Yu. Konobeyev, P. E. Pereslavytsev (INPE-Russia)	760
Source Term Considerations for Spallation Neutron Targets / D. C. Williams, J. E. Kelly (SNL)	765
A Thorium/Uranium Fuel Cycle for an Advanced Accelerator Transmutation of Nuclear Waste Concept / M. T. Truebenbach, D. L. Henderson (Univ of Wisconsin-Madison), F. Venneri (LANL)	774
Parametric Studies of Aqueous-Slurry Blankets for ATW / R. A. Krakowski (LANL)	781
Thorium Fuel Cycle for Power Heavy Water Reactors Supported by Accelerator/Target/Blanket System / P. P. Blagovolin, A. D. Galanin, B. P. Kochurov (ITEP-Russia)	790
Transmutation of Long-Lived Radioactive Nuclides / H. Takashita (BNL), H. Harada (PNC-Japan), H. Takahashi, A. Aronson (BNL)	797

SESSION 16

FISSION OPTIONS TO DISPOSE OF WEAPONS PLUTONIUM

Wednesday, September 15, 1993
Morning

Cochairs: J. Griffith, G. Kiselev

Swords to Plowshares: Recycling Weapons-Origin Uranium and Plutonium in Light Water Reactors / G. A. Sofer, D. A. Nauman (Siemens NPC), J. Krellmann (Siemens-Germany)	807
Incorporation of Excess Weapons Material into the IFR Fuel Cycle / W. H. Hannum, D. C. Wade (ANL) ...	812
System 80+ Plutonium Disposition Capability / M. W. Crump, E. P. Flynn (ABB C-E)	817
Disposition of Weapons Plutonium Using the GE Advanced Boiling Water Reactor / A. Reese, C. Sawyer, E. Ehrlich (GE, San Jose), S. Vaidyanathan (MMC, San Jose)	825
Accelerator-Based Conversion (ABC) of Reactor and Weapons Plutonium / R. J. Jensen, T. J. Trapp, E. D. Arthur, J. W. Davidson, R. K. Linford (LANL)	833
Stationary Mode of Joint Burnup of Weapon and Energetic Plutonium / A. S. Gerasimov, T. S. Zaritskaya, G. V. Kiselev, A. P. Rudik (ITEP-Russia)	842
Disposition of Weapon Plutonium by Fission / Carl E. Walter (LLNL), Ronald P. Omberg (Westinghouse Hanford)	846
The ALMR as a Weapons Plutonium Burner-Megatons to Megawatts / M. L. Thompson (GE, San Jose)	859

SESSION 17

FUTURISTIC NUCLEAR POWER

Thursday, September 16, 1993
Morning

Cochairs: J. Bouchard, M. Haas

The MHTGR—A Universal Heat Source for the Next Century / W. A. Simon, R. W. Schleicher, J. D. Wistrom*	
Scale Economies in Nuclear Power Plants: Lesson Learned from the First Generation / C. Richard Schuller (Battelle, Seattle)	869
Does the Choice of Reactor Affect Public Acceptance of Wastes? / Herbert Inhaber (Westinghouse SRC) ..	874
Conceptual Design Study on Ultra Large FBR Plant / Y. Tanaka, K. Koyama, A. Toukura*	
Nuclear Energy and Third World Power Needs / Munir Ahmad Khan (PAEC-Pakistan)	882
Technical Management Vision for a Total Nuclear Energy Enterprise / D. R. Riley, H. S. Cullingford, J. J. Cox	887

SESSION 18

ADVANCED FUEL CYCLES—II

Thursday, September 16, 1993
Morning

Cochairs: W. Hannum, H. Yoshida

Safety Characteristics of Potential Waste Transmutation Systems / G. J. Van Tuyle (BNL)	895
U-233 Breeding in Electronuclear Installation with Plutonium Primary Target / Yu. A. Korovin, V. V. Artisyuk (INPE-Russia)	903
Comparative Analysis of Actinide Burning in Multiple Recycling FBRs and PWRs / H. W. Wiese, B. Krieg (KfK-Germany)	908
Introduction of Highly Enriched Uranium into the Nuclear Fuel Cycle / B. Marais, C. Pang, T. Breitmayer (Bechtel)	916
Nuclear Fuel Cycle Using Nuclear Power Facilities Based on Subcritical Blankets Driven by the Proton Accelerator / I. V. Chuvilo, G. V. Kiselev, B. R. Bergelson, B. P. Kochurov (ITEP-Russia)	924
Nuclear Fuel Cycle Based on "Dry" Methods for Fuel Reprocessing and Fuel Elements Manufacture Automated Processes / O. V. Skiba, A. A. Mayorshin, P. T. Porodnov, A. V. Bychkov (RIAR-Russia)	934

SESSION 19

PARTITION WASTE FORMS

Thursday, September 16, 1993
Morning

Cochairs: *F. Fearnley, J. Torok*

- Determination of Distribution Coefficient of a Metal Ion in the Presence of a Chelating Agent / *Min Hoon Baik, Kun Jai Lee (KAIST-Korea)* 945
- Concrete Containing a Durability Improving Agent for LLW Facilities / *Kunio Yanagibashi, Toshio Saito, Mitsuo Mochizuki, Masaaki Odagawa, Yuichi Yamamoto (Takenaka-Japan), Susumu Muraoka (JAERI-Japan)*..... 949
- A Systems Approach for the Management of PCM (TRU) and Intermediate Level Wastes at BNFL Sellafield / *I. G. Fearnley (BNFL-UK)* 957
- Vitrification of Fission Product Solutions: Investigation of the Effects of Noble Metals on the Fabrication and Properties of R7T7 Glass / *M. Puyou, N. Jacquet-Francillon, J. P. Moncouyoux, C. Sombret, F. Teulon (CEA-France)* 965
- New High-Level Waste Management Technology for the IFR Pyroprocessing Wastes / *J. P. Ackerman, T. R. Johnson (ANL)* 969
- Tests of Prototype Salt Stripper System for IFR Fuel Cycle / *E. L. Carls, R. J. Blaskovitz, T. R. Johnson (ANL), T. Ogata (CRIEPI-Japan)* 974

SESSION 20

ADVANCED SOLVENT EXTRACTION/ ION EXCHANGE PROCESSES FOR WASTE PARTITIONING—III

Thursday, September 16, 1993
Morning

Cochairs: *P. Horwitz, C. Madic*

- Status of Development of Actinide Blanket Processing Flowsheets for Accelerator Transmutation of Nuclear Waste / *H. J. Dewey, G. D. Jarvinen, S. F. Marsh, N. C. Schroeder, B. F. Smith, R. Villarreal, R. B. Walker, S. L. Yarbrow, M. A. Yates (LANL)* 985
- Isolation of Caesium from Fission Product Solution on New Complex Inorganic Exchangers / *G. S. Murthy, V. N. Reddy, J. Satyanarayana (Andhra Univ-India)*.. 998
- The Separation of Americium from Fission Product Rare Earths by Multistage Fractional Extraction with 2-Ethylhexyl Phosphonic Acid 2-Ethylhexyl Ester in the Absence of Complexing Agent / *Rongzhou Jiao, Yongjun Zhu (Tsinghua Univ-PRC)* 1004

The Selective Extraction of Oxidized Minor Actinides: A Possible Route for the Actinex Program / *J. M. Adnet, P. Brossard, J. Bourges (CEA-France)* 1008

Batchwise Distribution Studies of Actinides in High Level Liquid Waste by the TRUEX Partitioning Method / *S. Sato, K. Nishida, Y. Kuno, J. Masui, T. Yamanouchi, O. Yamamura (PNC-Japan)*..... 1015

Recovery and Mutual Separation Process of Fission-Produced Noble Metals (II)—Dissolution of the Simulated Fission-Produced Noble Metal Alloys (Mo-Re-Ru-Rh-Pd Alloys) in Boiling Nitric Acid Solution / *Tsuneo Matsui, Ryoichi Sasaki (Nagoya Univ-Japan)*..... 1018

SESSION 21

NEUTRONICS FOR HLW WASTE TRANSMUTATION

Thursday, September 16, 1993
Afternoon

Cochairs: *W. Little, A. Kitamoto*

- Maximization of B/T Rate in Thermal and Fast B/T Reactor for Disposal of HLW / *Asashi Kitamoto, Mulyanto (Tokyo Inst Technol-Japan)*..... 1027
- Secondary Radioactivity Produced in Transmutation of Long-Lived Fission Products / *A. S. Gerasimov**
- Parametric Studies of Aqueous-Slurry Blankets for ATW / *R. A. Krakowski (LANL)*..... 1035
- Transmutation Potential of Current and Innovative Nuclear Power Systems / *I. Slessarev, M. Salvatores, M. Uematsu (CEA Cadarache-France)* 1044
- Neutron Economy in Waste Transmutation / *J. E. Sisolak, D. L. Henderson, E. Parma**
- A Study of the Transmutation Performance of Externally Driven Sub-Critical Assemblies / *Y. Kadi, P. Wydler, M. Caro, S. Pelloni, S. Ahmed (PSI-Switzerland)*.. 1050

SESSION 22

PYROPROCESSING IN THE NUCLEAR FUEL CYCLE

Thursday, September 16, 1993
Afternoon

Cochairs: *R. Jensen, T. Matsui*

Development of IFR Pyroprocessing Technology / *James J. Laidler, James E. Battles, William E. Miller, Eddie C. Gay (ANL)* 1061

Status of IFR Fuel Cycle Demonstration / *M. J. Lineberry, R. D. Phipps, H. F. McFarlane (ANL-Idaho)* . . . 1066

Development of Pyrometallurgical Partitioning of Actinides from High Level Radioactive Waste—Measurement of Distribution Coefficients of Uranium, Neptunium and Rare Earth Elements Between Molten Chlorides and Liquid Cadmium System / *Takatoshi Hijikata, Masahiro Sakata, Hajime Miyashiro, Kensuke Kinoshita, Tatsuhiro Higashi (CRIEPI-Japan), Tadaharu Tamai (Kyoto Univ-Japan)* 1074

Continuous Extraction of Molten Chloride Salts with Liquid Cadmium Alloys / *L. S. Chow, J. K. Basco, J. P. Ackerman, T. R. Johnson (ANL)* 1080

Plant-Scale Anodic Dissolution of Unirradiated IFR Fuel Pins / *E. C. Gay, Z. Tomczuk, W. E. Miller (ANL)* 1086

Pyrochemical Methods for Actinide Recovery from LWR Spent Fuel / *C. C. McPheeters, R. D. Pierce, D. S. Poa, P. S. Maiya (ANL)* 1094

SESSION 23

SECONDARY WASTE FORMS

Thursday, September 16, 1993
Afternoon

Cochairs: *T. D'Muhala, Y. Ikeda*

Decontamination of Solid Transuranic Wastes / *G. Naud, J. P. Gauchon, C. Cochaud (CEA-France)* . . . 1105

Evolution of Repository Conditions at the UK Low Level Waste Radioactive Disposal Site / *S. Manton (BNFL, Warrington-UK), R. Clegg (BNFL, Sellafield-UK)* 1110

The Use of Inorganic Cements for Treating Historic Intermediate Level Wastes at Sellafield / *G. A. Fairhall (BNFL-UK)* 1117

Management of Waste Contaminated with Alpha Emitters / *J. P. Durec (USSI/Eurisys-France), J. Lannaud (CEA, Valduc-France), R. Cartier (CEA, Rhone Valley-France)* 1124

Decontamination of Large Metal Objects / *Val F. Bouchard (Bechtel, Oak Ridge), Thomas D'Muhala (Environ Scientific)* 1128

Processing of Low-Level Radioactive Waste to High-Quality Disposal Packagings / *Manfred Sappok (Siempelkamp-Germany)* 1132

SESSION 24

IMPACT OF ADVANCED PARTITIONING ON DISPOSAL OPTIONS

Thursday, September 16, 1993
Afternoon

Cochairs: *G. Van Tuyle, L. Baetsle*

Criticality Safety Strategy for the Fuel Cycle Facility Electrorefiner at Argonne National Laboratory West / *Robert D. Mariani, Robert W. Benedict (ANL-Idaho), Richard M. Lell, Ronald B. Turski, Edward K. Fujita (ANL)* 1139

Safety Analysis of IFR Fuel Processing in the Argonne National Laboratory Fuel Cycle Facility / *I. Charak (ANL), R. J. Forrester (ANL-Idaho), D. R. Pedersen, R. D. Phipps (ANL-Idaho)* 1151

Influence of Minor Actinide Transmutation on Fuel Cycle Facilities / *T. Mukaiyama, H. Yoshida, S. Tanaka, M. Nakamura**

Fuel Cycle System for Plutonium Recycling in Very High Burnup LWRs / *Sachio Fujine, Hideki Takano (JAERI-Japan), Takashi Yamada, Katsutoshi Kurosawa (MAPI-Japan)* 1157

Plasma Techniques for Reprocessing Nuclear Wastes / *E. R. Siciliano, D. M. Lucoff, R. P. Omberg, A. E. Waltar (Westinghouse Hanford)* 1163

Marginal Conditions for Waste Management Including Future Developments of Waste Treatment and Nuclear Power Plant Strategies / *H. P. Berg, P. Brennecke (BfS-Germany), D. Gründler (IfS-Germany), W. Wurtinger (GfAR-Germany)* 1166

POSTER SESSION 1

ADVANCED FUEL CYCLES

Consequences of Partitioning and Transmutation of Actinides on the Disposal of High-Level Radioactive Waste in Saturated Geological Repositories / *M. J. Apter, P. C. Robinson, M. Muraoka**

Fuel Cycle on the Basis of U-233 with Plutonium Utilization for Safe and Ecologically Acceptable Nuclear Power / *V. M. Murogov, V. I. Subbotin, M. F. Troyanov, V. G. Ilyunin, F. P. Raskach, V. Y. Rudneva**

Performance of a Mixed Carbide Fuel Subassembly in KNK II / *D. Geithoff, G. Mühling (KfK-Germany), K. Richter (TUI-Germany)* 1173

Simulated First Operating Campaign for the Integral Fast Reactor Fuel Cycle Demonstration / *K. M. Goff, R. D. Mariani, R. W. Benedict, K. H. Park (ANL-Idaho), J. P. Ackerman (ANL)* 1180

Development of FBR Fuel Pin with Vibropac Oxide Fuel / *A. A. Mayorshin, O. V. Skiba, A. A. Petuchov**

United States Uranium Reserves and Production / *John Geidl, William Szymanski (DOE/EIA)* 1186

POSTER SESSION 2

WEAPONS PLUTONIUM BURN

Strategies for Denaturing the Excess Plutonium Stockpile / *M. R. Buckner, J. A. Radder, J. G. Angelos, P. B. Parks (Westinghouse SRC)* 1197

Reduction in Transuranic Inventory by Transmutation / *J. S. Choi, T. H. Pigford**

The Modular Helium Reactor as a Plutonium Burner / *C. J. Hamilton, D. Alberstein, A. M. Baxter (General Atomics)* 1202

Dismantled Weapons Fuel Burning in Molten Salt Reactors / *Uri Gat, J. R. Engel (ORNL)* 1207

Potential and Limitations of Advanced Technologies and Institutional Arrangements in Strengthening Non-Proliferation / *Munir Ahmad Khan (PAEC-Pakistan)* .. 1212

Issues and Technologies: Verification of the Disposition of Surplus Weapons Materials / *J. L. Fuller**

Elimination of Weapons Grade Plutonium Via Burning in a Particle Bed Reactor / *J. R. Powell, H. Ludewig, G. Maise, M. Todosow (BNL)* 1219

POSTER SESSION 3

TRANSMUTATION

New Working Libraries for Transmutation Studies / *J. L. Kloosterman (ECN-Netherlands)* 1229

Actinide Recycling in Fast and Thermal Reactors, A Viable Way to Reduce Nuclear Waste Toxicity / *A. Renard, T. Maldague, S. Pilate, A. La Fuente (Belgonucleaire-Belgium), J. Journet, J. Thibault, G. Vambenepe, J. Vergnes, A. Harislur, M. Rome (EdF-France)* 1237

Analysis of Sample and Fuel Pin Irradiation Experiments Relevant to Waste Transmutation in FBR Using FEF2 Basic Nuclear Data / *R. Soule, E. Fort, G. Rimpault, G. Gillet**

Transmutation of Nuclear Waste in Fusion Reactors / *E. T. Cheng (TSI Research)* 1243

Long-Lived Waste Transmutation in Reactors / *J. Tommasi, M. Delpech, J. P. Grouiller, A. Zaetta (CEA Cadarache-France)* 1252

Comparison of Different Approaches for Nucleon Induced Reaction Cross-Section Calculation for Nonstable Long-Lived Fission Products at the Intermediate and High Energies / *Y. A. Korovin, A. Y. Konobeyev, A. V. Kulachenko**

Technological Aspects of Transmutation of Technetium and Iodine / *R. J. M. Konings, K. Abrahams, W. M. P. Franken, H. Gruppelaar, J. L. Kloosterman, P. J. M. Thijssen (ECN-Netherlands), R. Conrad (CEC-Netherlands)* 1260

Preliminary Neutronics Investigation of the Delayed Neutron Non-Destructive Assay of an Integral Fast Reactor Waste Canister / *Cheng-Wei Wu, Douglass L. Henderson (Univ of Wisconsin-Madison), Edgar F. Bennett (ANL)* 1266

A Concept of Specialized Fast Reactor for Minor Actinide Burning / *A. P. Ivanov, V. I. Matveyev, E. M. Efimenko**

Application of Gel-Co-Conversion for TRU (Pu, Np, Am) Fuel and Target Preparation / *G. Ledergerber, F. Ingold, R. W. Stratton, H. P. Alder (PSI-Switzerland), C. Prunier, D. Warin, M. Bauer (CEA Cadarache-France)* 1273

Minor Actinide Transmutation Light Water Reactor / *H. Takano, S. Fujine, K. Kanako**

Transmutation of Selected Fission Products in a Fast Reactor / *D. W. Wootan, J. V. Nelson (Westinghouse Hanford)* 1282

Reduction of the Sodium-Void Coefficient of Reactivity by Using a Technetium-99 Layer / *S. F. Kessler (Westinghouse Hanford)* 1289

Transmutation of High-Level Radioactive Waste by a Charged Particle Accelerator / *Hiroshi Takahashi (BNL)* 1293

Design of High Power Accelerators for Waste Transmutation and Other Conversions / *G. P. Lawrence**

High Flux Particle Bed Reactor Systems for Rapid Transmutation of Actinides and Long Lived Fission Products / *J. Powell, H. Ludewig, G. Maise, M. Steinberg, M. Todosow (BNL)* 1300

Waste Transmutation by High Flux DT Fusion Neutrons from Inertial-Electrostatic-Fusion (IEF) Systems / *Robert W. Bussard (EMC2)* 1306

POSTER SESSION 4

WASTE PROCESSING AND PARTITIONING

- Reduction of Radioactive Low-Level Liquid Waste in a Reprocessing Plant – Application of Electrolysis to Nitric Acid Decomposition / *M. Shibuya, Y. Suzuki, M. Fujiso, K. Suzuki (JGC Corp-Japan)* 1315
- Compaction of Radioactive PWR Cladding Hulls by High-Temperature Cold-Crucible Melting / *P. Berthier, R. Boen, R. Piccinato, C. Ladirat (CEA, Rhone Valley-France)*..... 1320
- Photo-Enhanced Oxidation of Uranium(IV) in Nitric Acid Solutions / *Koh Hatakeyama, Yoon-Yul Park, Hiroshi Tomiyasu (Tokyo Inst Technol-Japan), Yukio Wada (PNC-Japan), Yasuhisa Ikeda (IRI-Japan)* ... 1325
- Use of Liquid Membrane on the Basis of Chlorinated Cobalt Dicarbollyde for Improved Recovery of the TPE and RE from HLW / *V. M. Esimantovskii, V. V. Romanovskii, M. A. Afonin, V. N. Romanovskii**
- Small-Scale Irradiated Fuel Electrorefining / *R. W. Benedict, J. R. Krsul, R. D. Mariani, K. Park, G. M. Teske (ANL-Idaho)* 1331
- Application of Systems Engineering Approach in Handling Waste Disposal Programs in the U.S. / *S. K. Krishnamurthy, D. Snedekar**
- Low Level Radioactive Waste Minimisation and Characterisation Experience / *K. G. Elgie**
- New Matrix Materials as Engineered Barriers for Radioactive Waste Disposal / *E. B. Anderson, B. E. Burakov, V. G. Vasil'ev, R. I. Lyubtsev, N. A. Rakov, V. A. Starchenko (KRI-Russia)* 1339
- Technology of Pyroelectrochemical Reprocessing and Production of Nuclear Fuel / *O. V. Skiba, Yu. P. Savochkin, A. V. Bychkov, P. T. Porodnov, L. G. Babikov, S. K. Vavilov (RIAR-Russia)* 1344

- Pyroelectrochemical Reprocessing of Irradiated Uranium-Plutonium Oxide Fuel for Fast Reactors / *A. V. Bychkov, S. K. Vavilov, P. T. Porodnov, O. V. Skiba (RIAR-Russia)* 1351

- Radioactive Wastes of Fast Reactor Fuel Cycle on the Base of Dry Technology Properties, Handling and Reprocessing / *A. P. Kirillovich, Yu. G. Lavrinovich, O. V. Skiba, A. V. Bychkov, L. G. Babikov (RIAR-Russia)* 1357

- Fuel Studies for the Transmutation/Concept of a Minor Actinides Laboratory / *J.-F. Babelot, H. Bokelund, J.-F. Gueugnon, L. Koch, K. Richter (ITE-Germany)*.. 1363

POSTER SESSION 5

WASTE STORAGE AND DISPOSAL

- Interim On-Site Radwaste Storage / *Val Bouchard, Frank Roddy (Bechtel, Oak Ridge)* 1369
- Promising Trends for Embedding of High-Level Wastes into Mineral Assemblage Matrices Using Technological Processes Analogous to Those Occurring in Nature / *E. B. Anderson, B. E. Burakov, V. G. Vasil'ev, N. N. Egorov, R. I. Lyubtsev, N. A. Rakov, V. A. Starchenko (KRI-Russia)* 1372
- Developing Waste Disposal Options in the Underground Storage Tank – Integrated Demonstration Program / *J. M. Cruse, R. L. Gilchrist (Westinghouse Hanford)*.. 1376
- Presenting Nuclear Waste Issues to a Wary Public: Concrete Examples Win the Day / *Donald H. Williams (Hope College)* 1382
- Author Index 1386

*Paper was not available at time of publication.

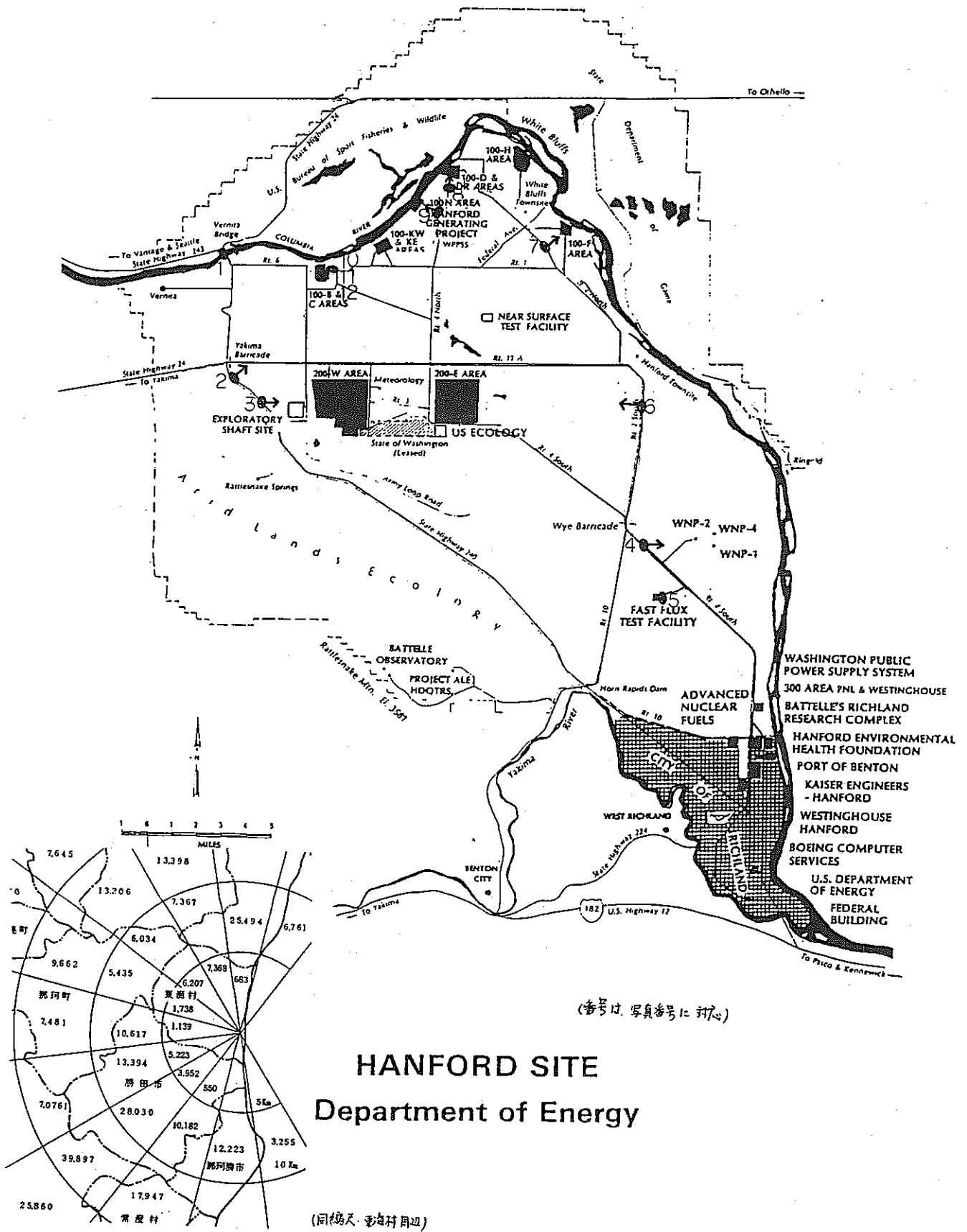
付録2 .テクニカルツアーの概要

本会議の主催する、ハンフォードサイトの見学会に参加した。ハンフォードまではバスで約4時間(200マイル、300km)の距離でシアトルを朝6時に出発した。ハイウェイを東に走り、一山越えるといつの間にか低い灌木しかはえていない乾燥地帯となった。バスはコロンビア川沿いの道を走り、さらに西部劇の待ち伏せの場面の様な丸裸の岡をみながら橋を渡った。(写真1)橋の手前からすでにハンフォードの敷地内であった。ハンフォードサイトは見渡すかぎりの乾燥した土地で、遠くの方に2基生産炉らしい建物の姿が見られた。(遠くの方のイメージとしては日本の土地では思い付かない。いってみれば、海で沖の方に霞んで見える巨大なタンカーというような感覚。)(写真2)さらに、見る方向を変えると再処理プラントが遠くに見えた。(写真3)平坦な乾燥した道をさらに進むと、湯気を吹き上げる巨大なプラントが見えてきた。これは、現在発電を行っている軽水炉で、クーリングを行うのに必要なクーリングタワーであった。(写真4)この蒸気はすでに橋を渡った頃から見えはじめ、砂漠の真中に地上から立ち上る雲の様に見え、一体何だろうといぶかしく思っていたものである。(写真3の右に見えるきのこ雲の様な蒸気)高速中性子試験炉(写真5)のそばにある来訪者センターで見学のための手続きを行い、高速中性子試験炉の現在の立場の説明を受けた。この炉は、ナトリウム冷却炉であるため温度を落とすとナトリウムが配管内で固体化してしまうため、一度冷やしてしまえば二度と立ち上げることは不可能であるとのことであった。しかし、現在のところ試験計画はなく、もうすぐ炉を停止せざるを得ない状況であるとの説明があった。製鉄所の高炉も一度火を落とすとそれでお仕舞いであることから、日本での高炉のニュースが思い出された。再びバスに乗り、途中再処理施設(写真6)を右手にみながら、ハンフォード内の施設の見学へと向かった。ハンフォードには9基のプルトニウム生産炉があるが、すべて生産は停止していた。(写真7、8、9)今回の見学では最も古いB-REACTORと呼ばれる原子炉の見学を行った。この炉は1942年にフェルミが作った第1号の原子炉の後に作られたもので、黒鉛減速型の原子炉である。(写真10)この原子炉の建設は1943年の6月7日から行われ、1944年9月26日(15ヵ月)に完成した。原子炉の燃料は約20cm程度の長さの棒状の物(写真11説明者が手にしている)で、横から押し込むと、反対側から押し出された照射済のウランが押し出され、原子炉の下に設置された水槽に落下する仕組みとなっている。つぎに原子炉の裏側にある制御室に案内された。この炉の制御部は比較的簡単な物で(写真12)あるが、昭和18年当時の物とはとても思えなかった。また、この炉で生産されたプルトニウムは長崎に投下された原爆の材料となった。技術が戦争の道具となることのおそろしさをしみじみと感じた。B-REACTORからバスに乗り、再処理プラントの見学を行った。(200-Wエリア)再処理プラントの周りには廃棄物を地下に埋めた場所があり(写真13)トラロープで仕切りをしているのみであった。また、現在も低レベル廃棄物の埋立が行われており、コンテナにつめた廃棄物を埋めている現場が見られた。(写真14)また、この周辺には高放射性廃液の地下貯蔵タンク(写真14)があり、日本での事前の情報によれば漏洩しているタンクが149基中66基あるとのことであった。また現在廃液から発生する可燃性ガス(水素等)を抜くための作業を実施しているとのことであった。(写真15)実際に第2の再処理プラント(写真16)に接近するとその外観は非常にきれいであるため、周辺にこのような目には見えないが明らかに日本では考えられない施設が在るということが信じられなかった。さらにバスは進み200-Eエリアに入った。ここにも巨大な第3再処理施設(写真17)があり、ほぼ同様な風景が見られた。このエリアでは、ま

たガラス固化施設の建設を行っており廃棄物の処理処分にむけての対策が検討されている様子がみられた。

最後に、ハンフォードではそのスケールの大きさ、廃棄物管理の日本との基本的な相違について理解できた。しかし、一方でプルトニウムの生産設備はすでに運転を中止し、また、高速中性子試験設備に関しても、今後の試験計画も無いとのことであった。また3箇所ある再処理工場もすべて運転しておらず、1940年代から続いてきたアメリカの原子力政策転換の様子が見られた。

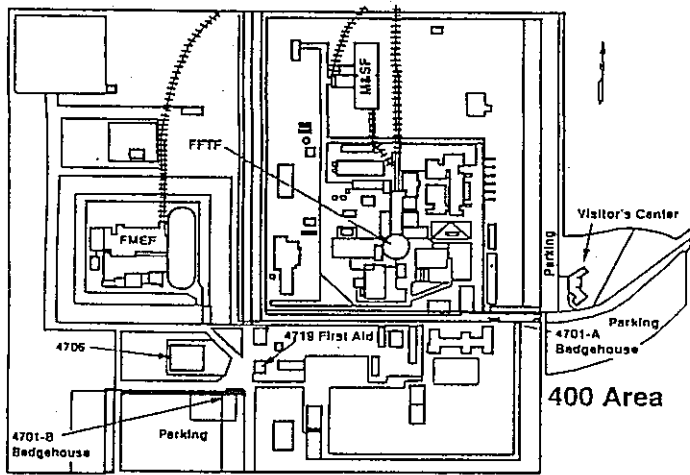
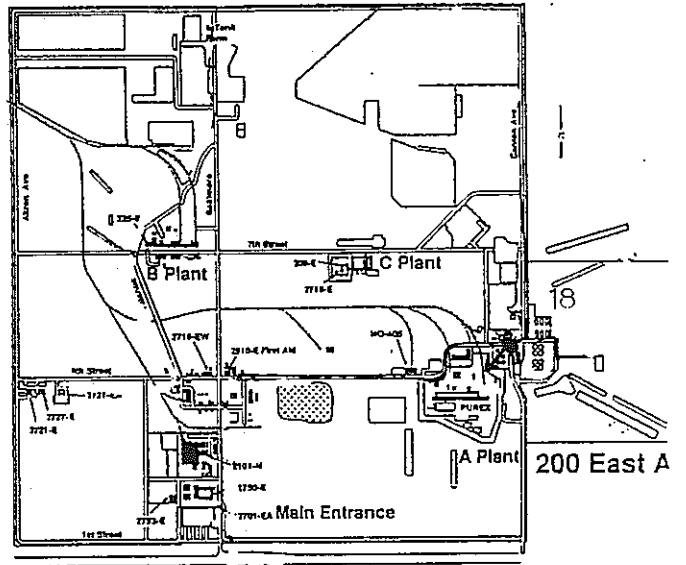
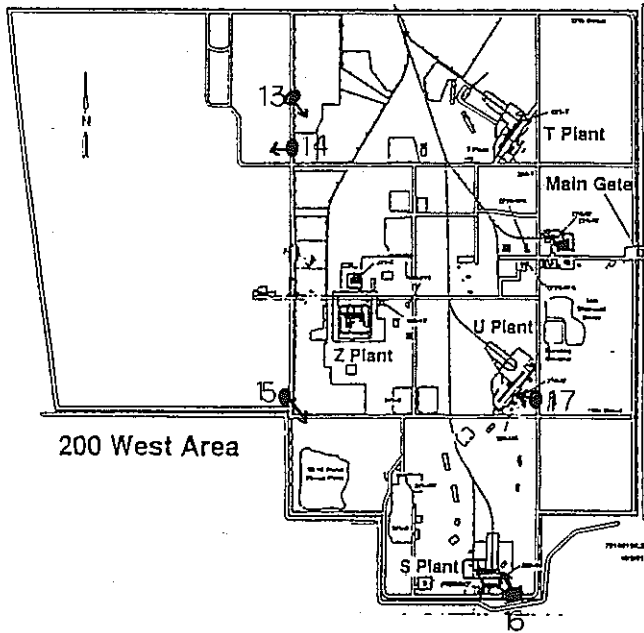
(佐藤)



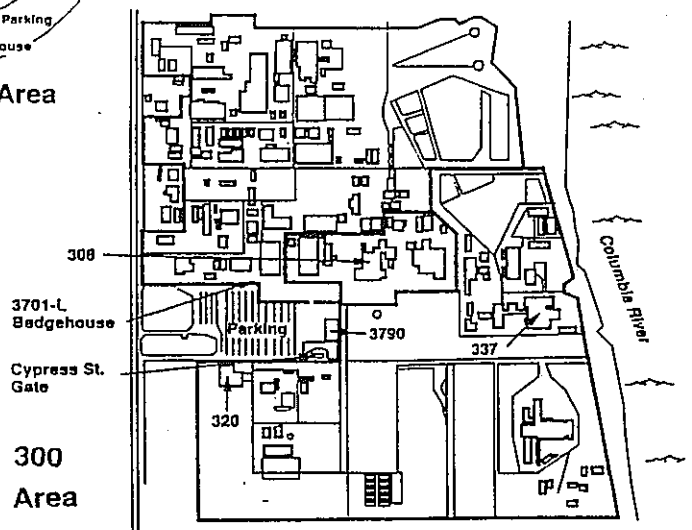
HANFORD SITE
Department of Energy

(番号は、写真番号に付す)

(同幅尺、巻末付同)



7910615 B.4 400 A



7910615B.3 300 A



写真1



写真2



写真3



写真 4

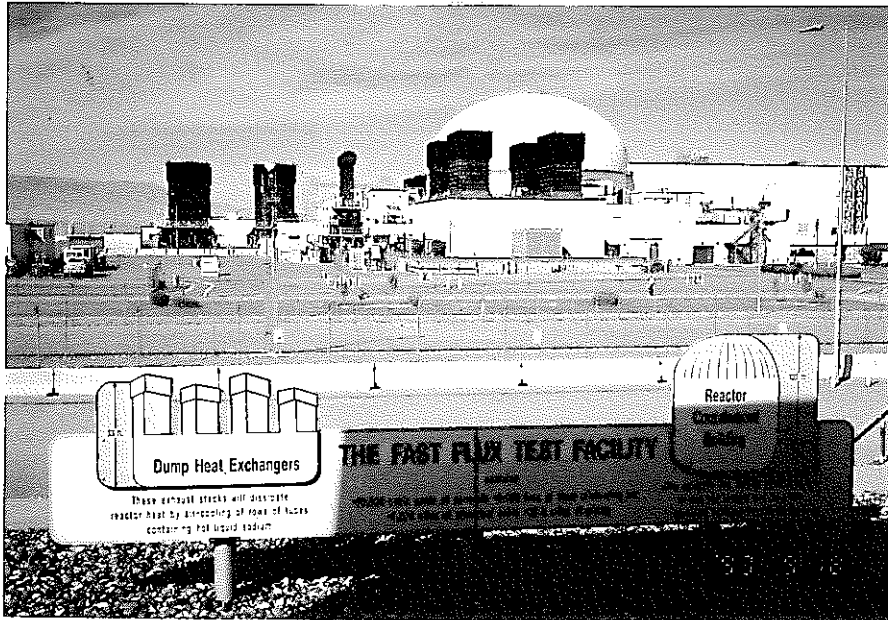


写真 5



写真 6



写真7



写真8



写真9

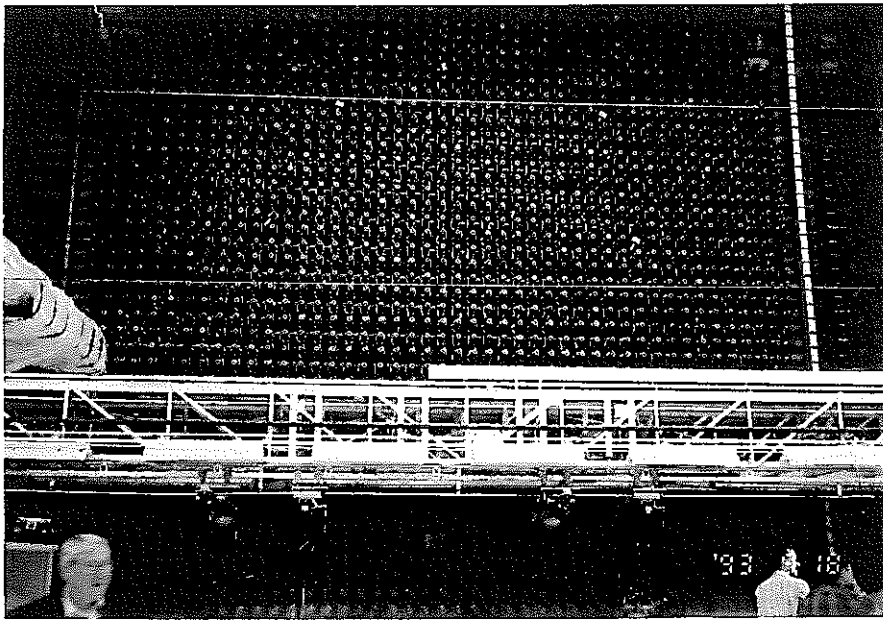


写真10

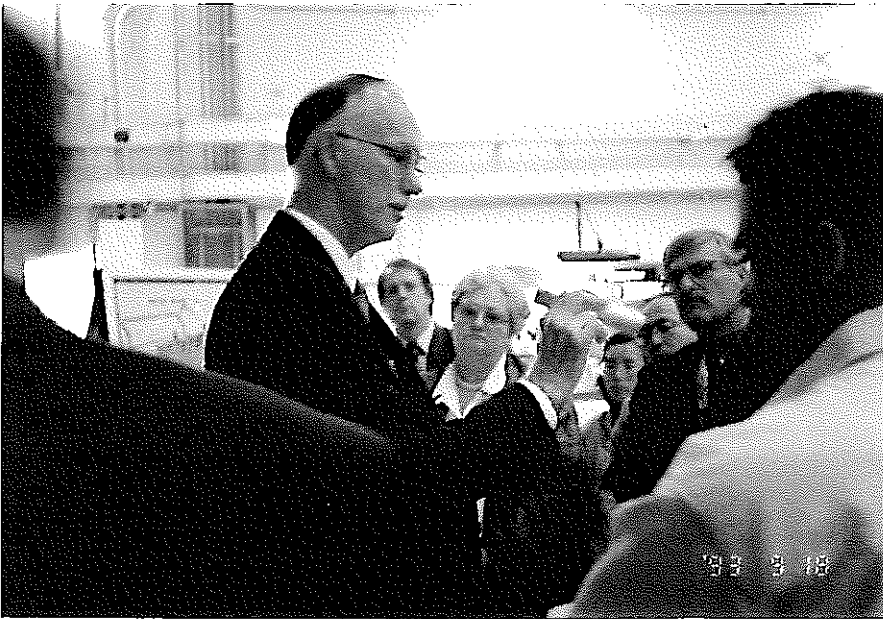


写真11

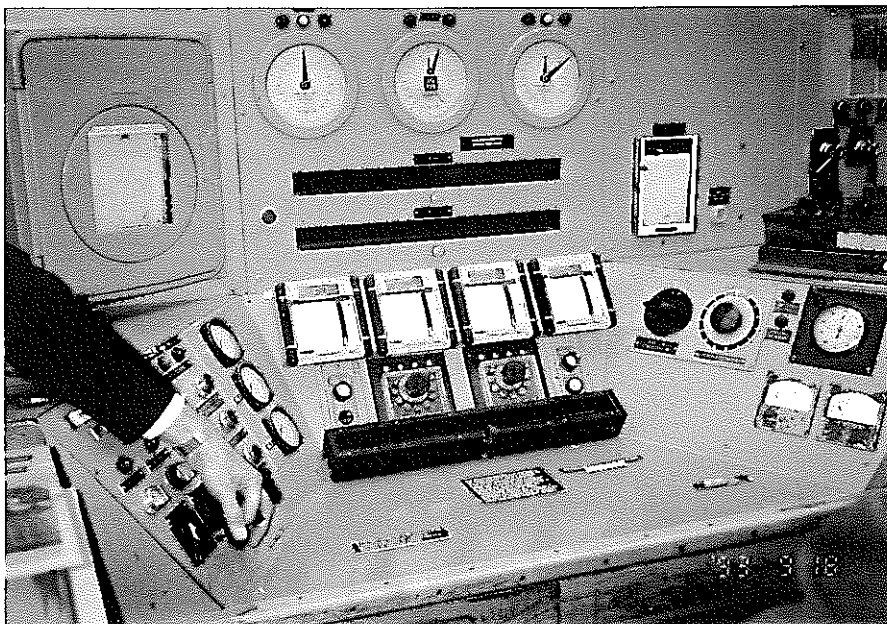


写真12



写真13



写真14



写真15

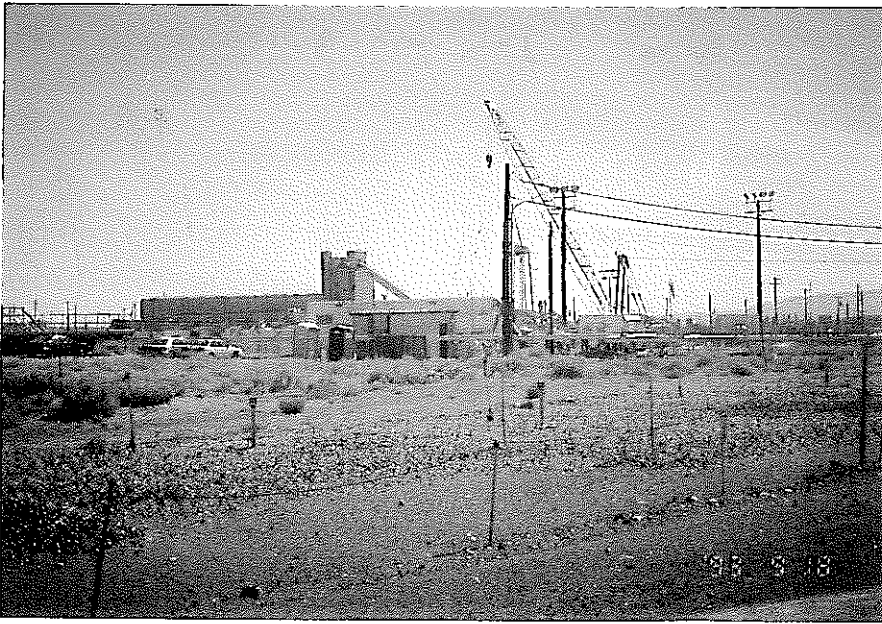


写真16

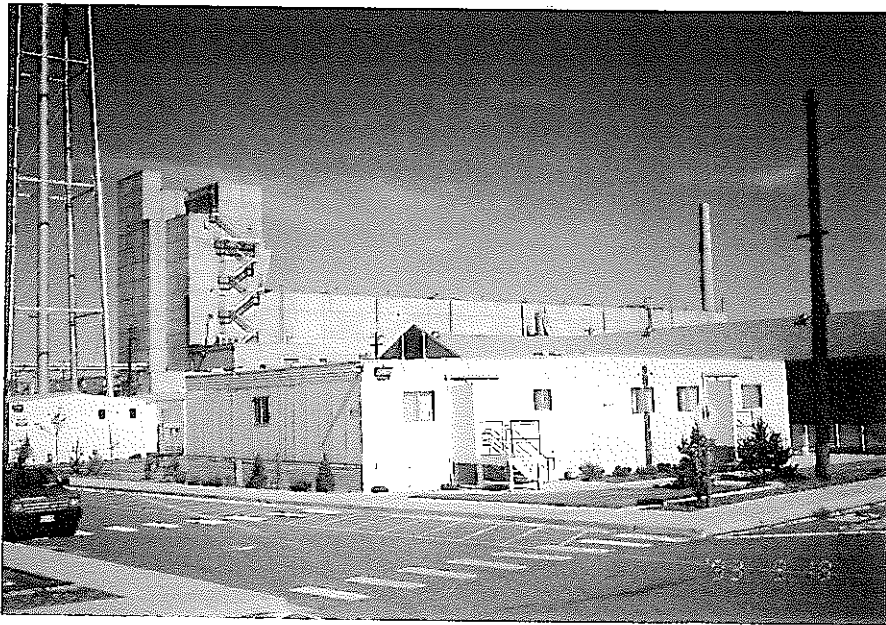


写真17

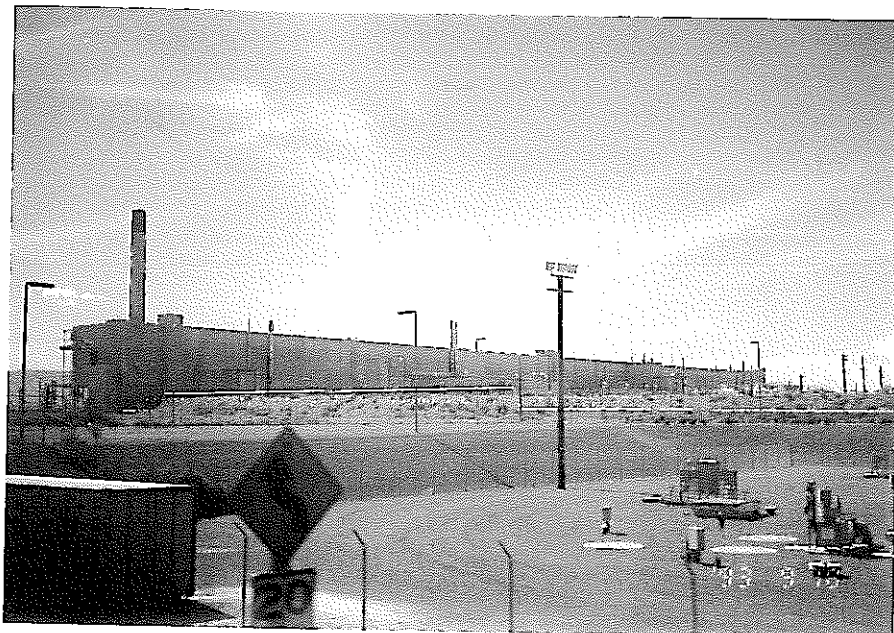


写真18

付録3 Exhibitionにおける説明資料

**OVERVIEW OF R&D PROGRAM ON NUCLIDES
PARTITIONING AND TRANSMUTATION IN PNC**

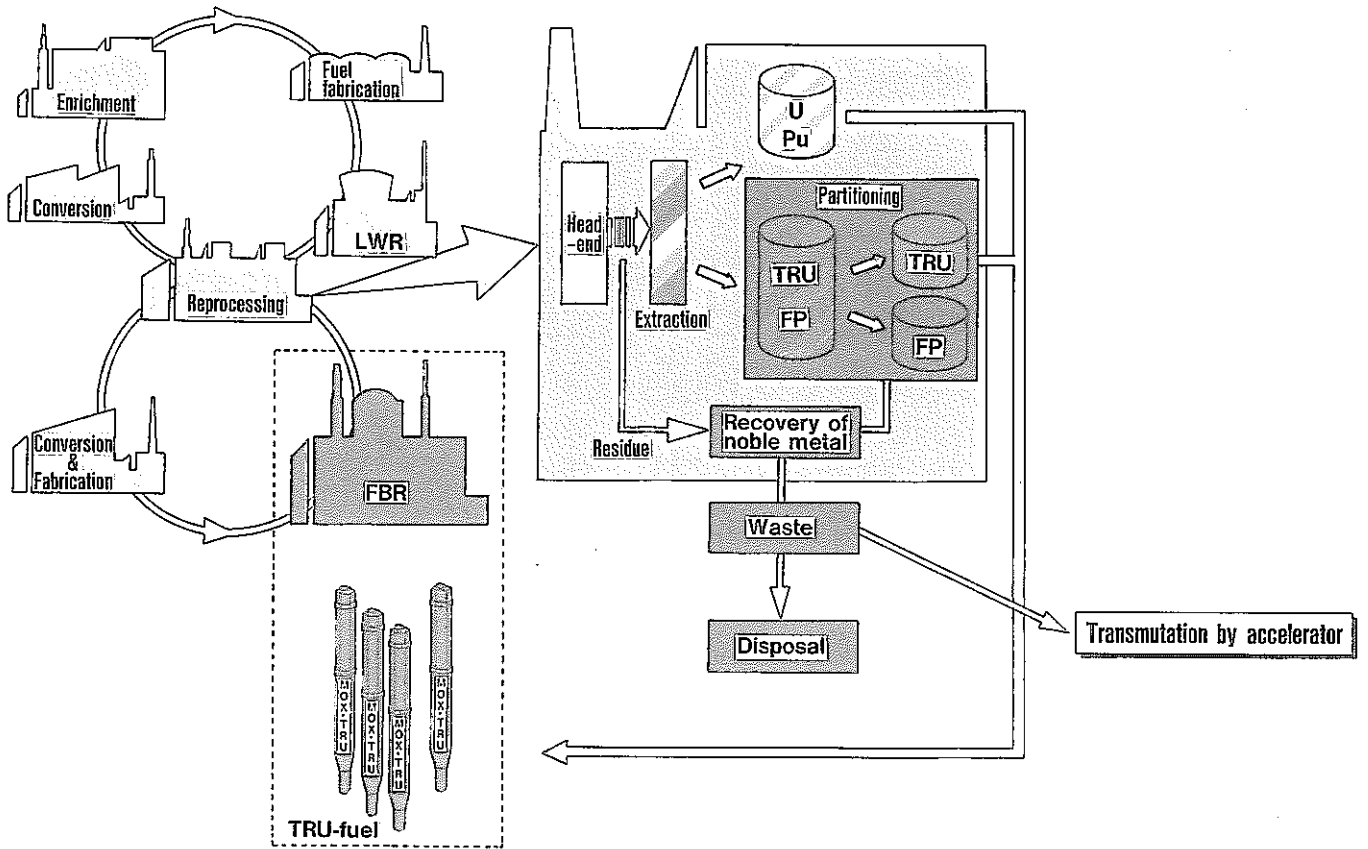
—PREPARATION FOR THE NEXT GENERATION—

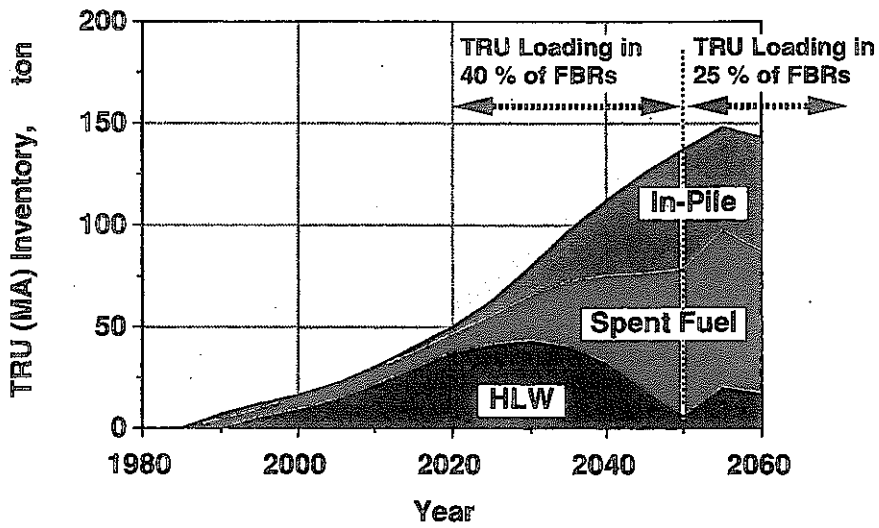


**POWER REACTOR AND NUCLEAR FUEL
DEVELOPMENT CORPORATION**

MINOR ACTINIDE RECYCLE OPTION

- Suppress accumulation of MA inventory in waste
- Additional energy gain
- Increase difficulty in Pu misuse

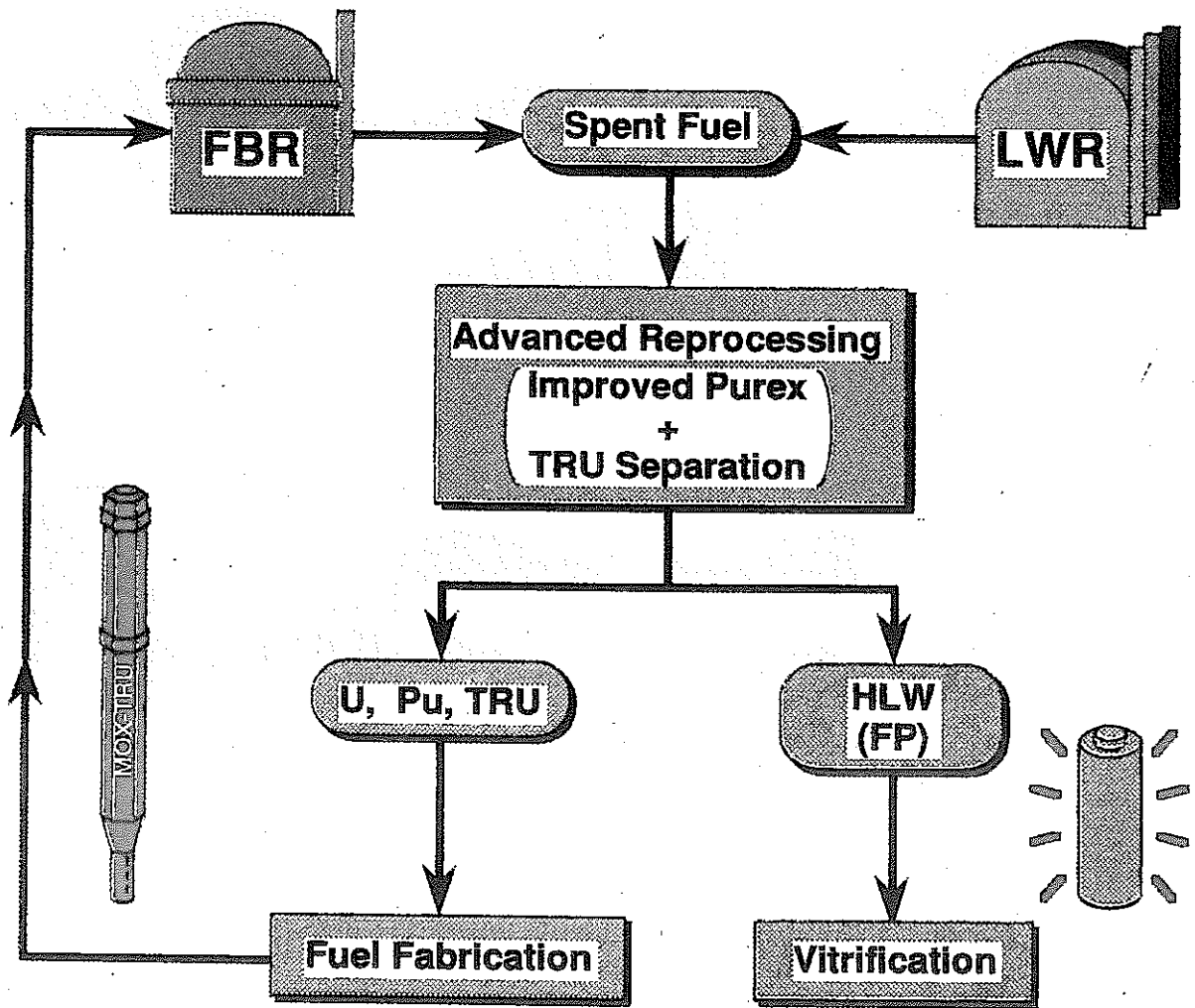




Conditions of TRU material balance calculation

Items	Conditions
① Period	1985~2060
② Nuclear Generating Capacity	Long-Term Program (AEC, 1987)
	FY2000 53GW
	FY2030 107 //
	FY2050 127 //
③ Installed FBR Capacity	FY2020~ Commercial
	FY2030 18GW
	FY2040 53 //
	FY2050 98 //
④ TRU Loading	5 wt % of Heavy Metal in core fuel
	Case-1 no loading
	Case-2 FY2020~ 40% of FBRs
⑤ Reprocessing	Whole, After 5year-cooling

PROJECTED TOTAL TRU BALANCE IN JAPAN'S NUCLEAR POWER PRODUCTION FOR THE CASE OF TRU RECYCLE IN FBR



FBR FUEL CYCLE WITH TRU SEPARATION PROCESS

Partitioning of TRUs

TRUEX PROCESS

TRUEX : TRansUranium EXtraction

Extractant : CMPO / TBP in n-dodecane (CMPO : TBP = 1 : 5~7)

- developed at ANL
- applicable in the high nitric acid condition.
- good compatibility with PUREX process
- needs complexing and redox agents to raise separation efficiencies

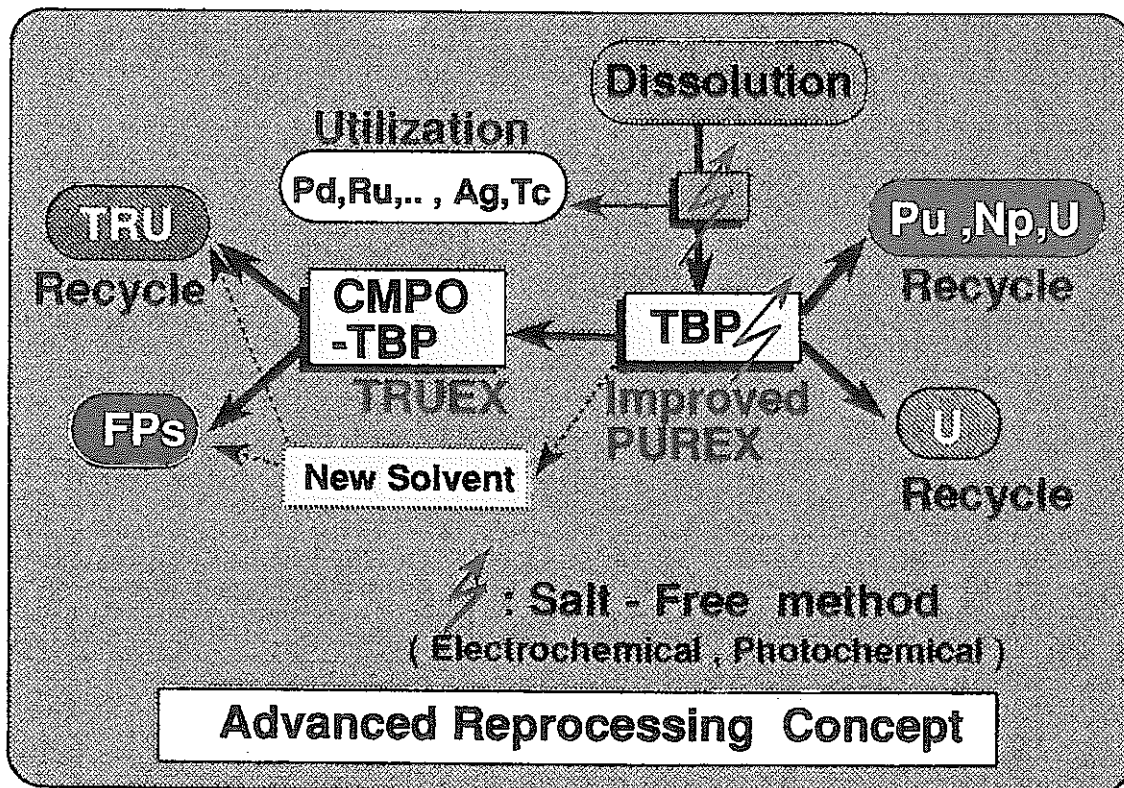
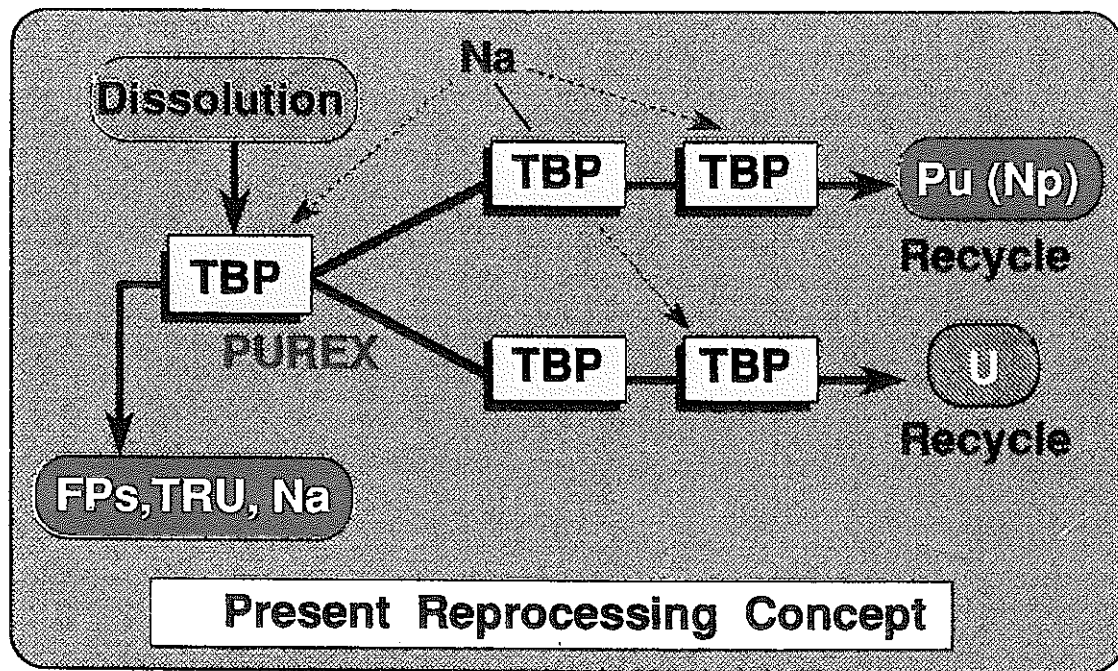
PNC's Strategies for Advanced Reprocessing System Development

(1) Improve Purex process

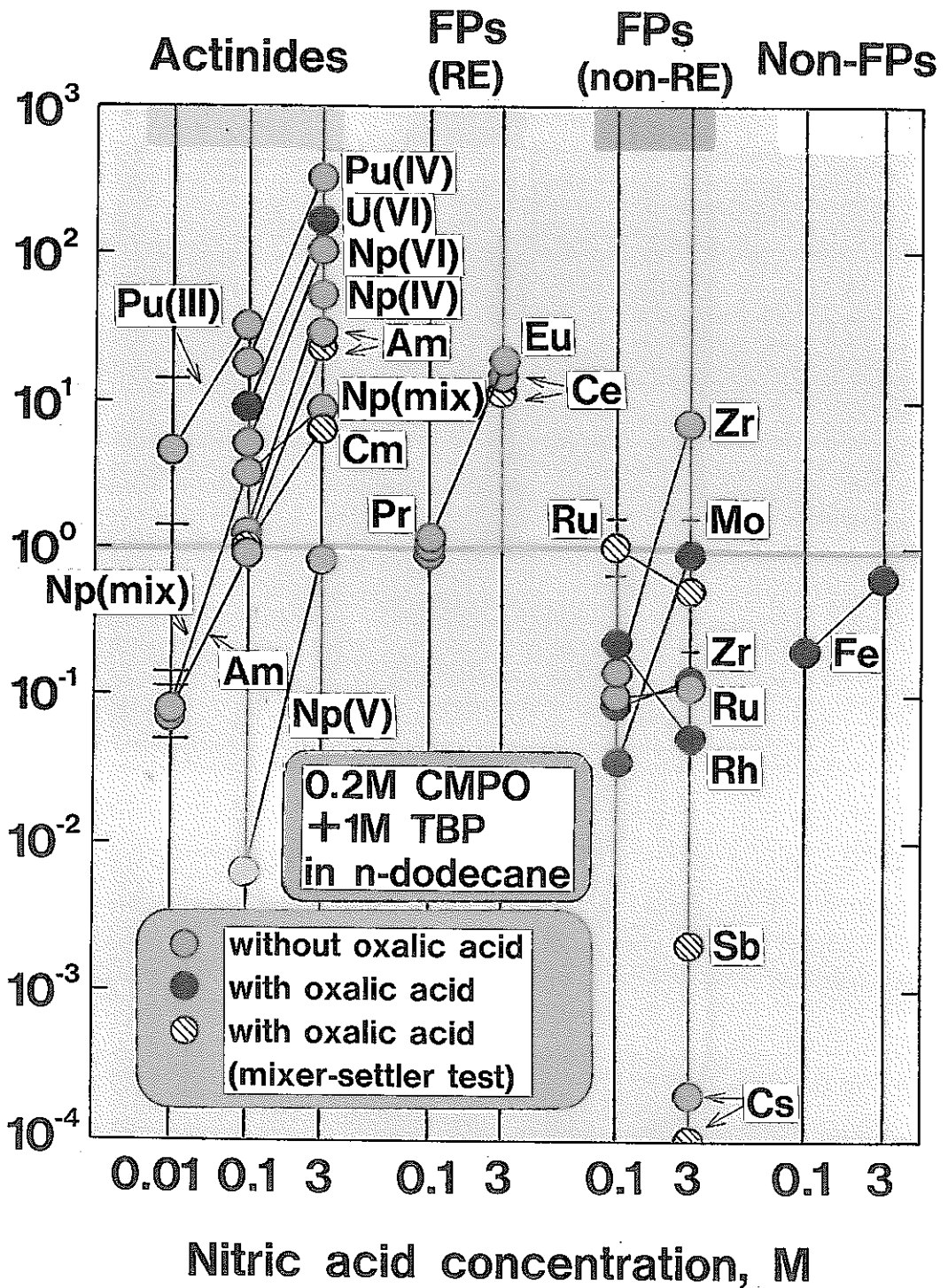
- to co-extract Np with U and Pu
- to improve DFs of the first cycle by electrolytical pre-treatment for recovering platinum elements and Tc, if possible

(2) Add process to recover minor actinides from HLLW (modified TRUEX process)

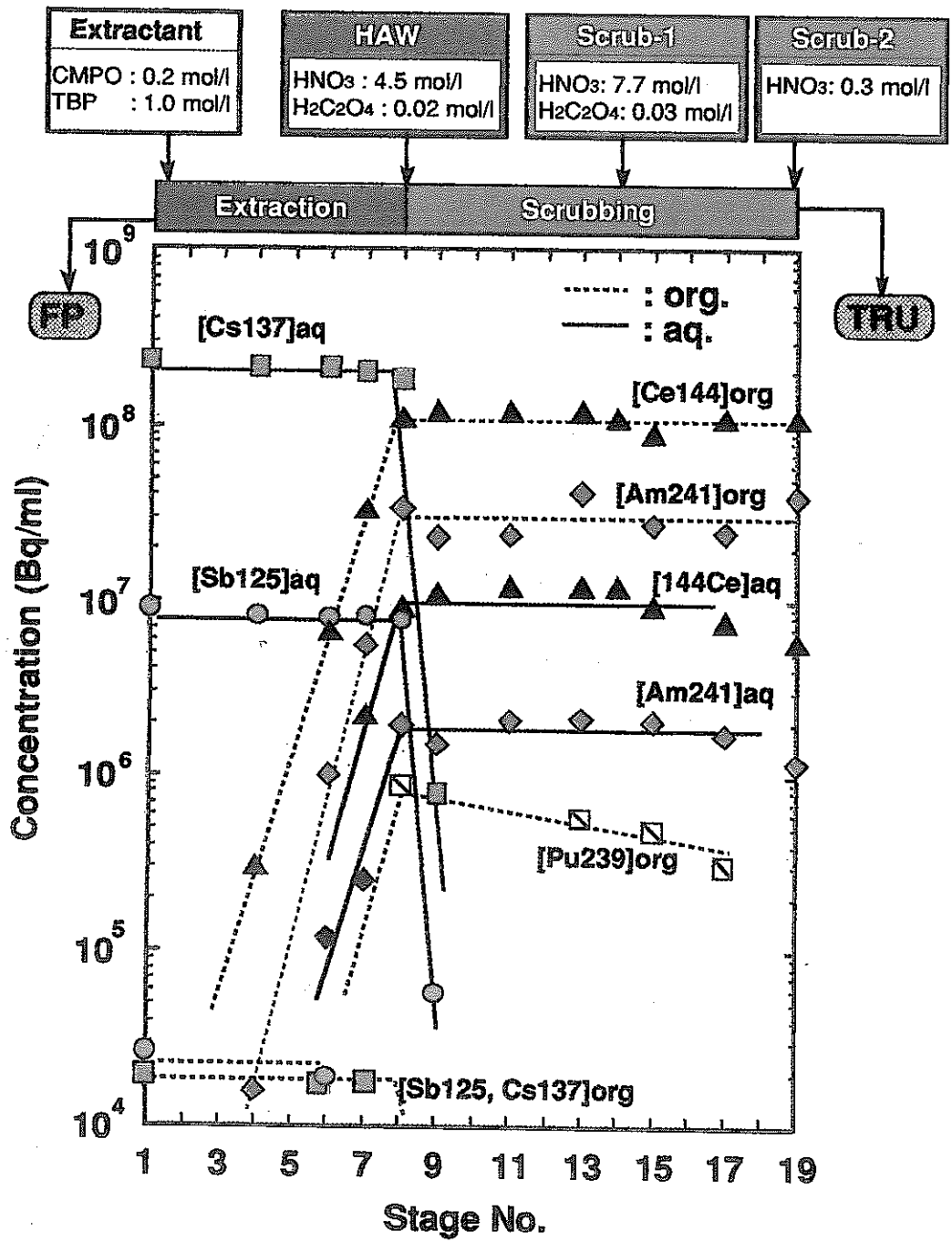
(3) Develop "completely burnable" extractant capable of selective extraction



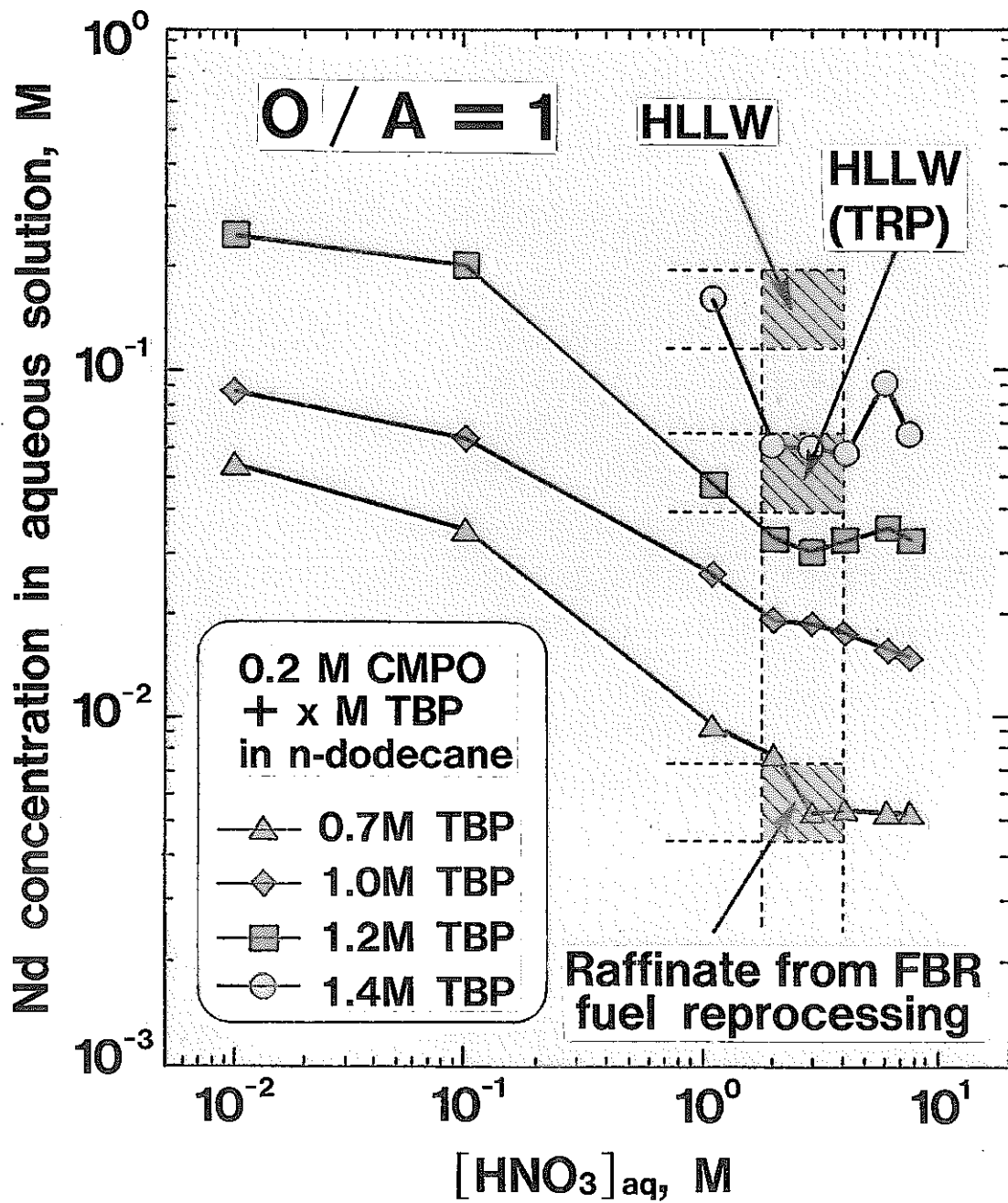
ADVANCED REPROCESSING SYSTEM



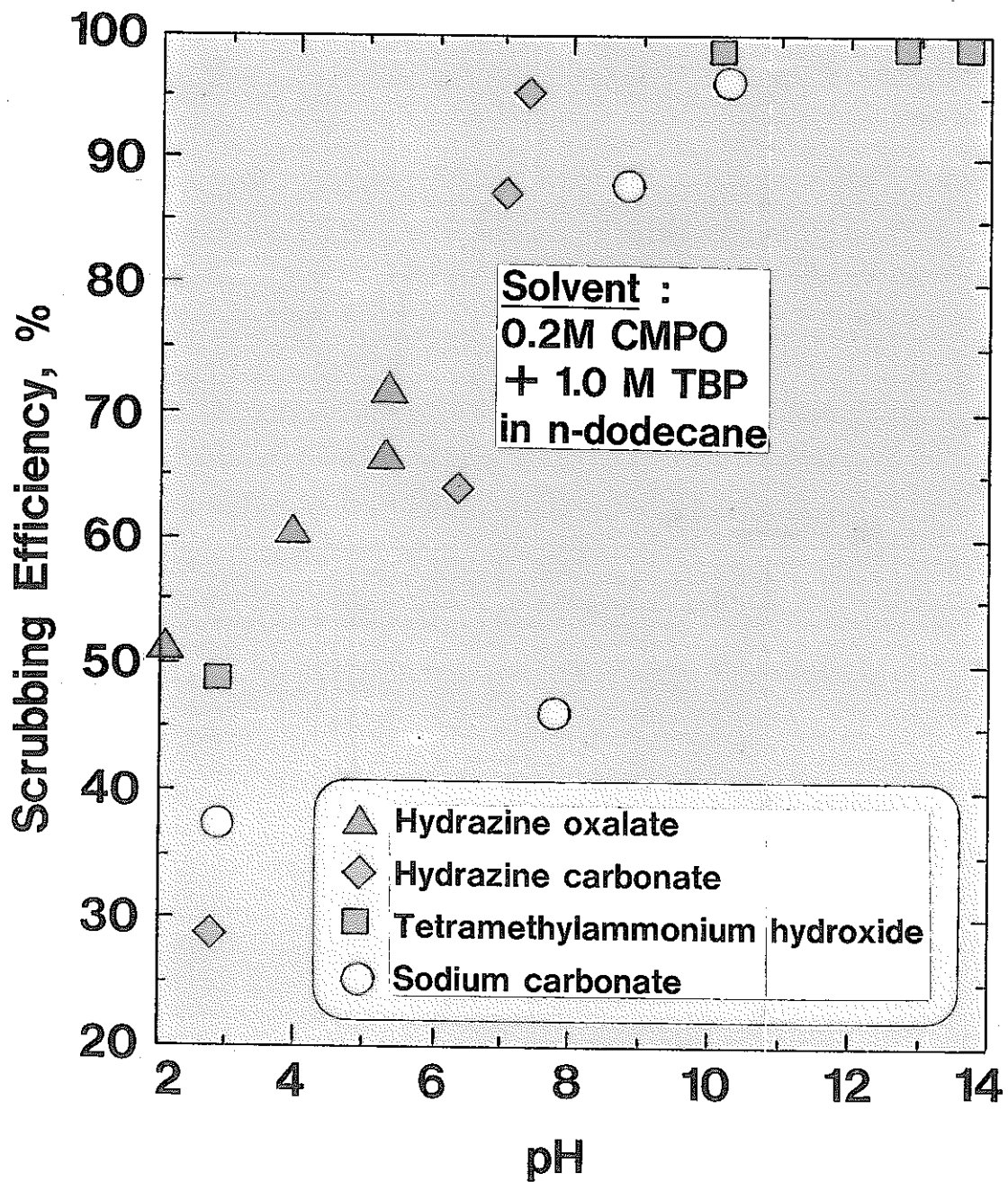
DISTRIBUTION RATIOS OF MAJOR COMPONENTS IN HLLW



CONCENTRATION PROFILES OF Cs, Sb, Ce, Am AND Pu IN MIXER-SETTLER EXPERIMENT WITH ACTUAL HLW



Boundaries of the Third Phase Formation in Nd Extraction



Scrubbing Efficiency of Ru in the Degraded Solvent by Gamma-ray Irradiation to 10^7 R

CONCLUSIONS

1. Fundamental distribution behavior with CMPO solvent has been clarified for major elements in HLLW.
2. A boundary to avoid third phase formation has been experimentally established.
3. Hot runs in mixer-settlers have demonstrated good efficiency for MA removal.
4. Initial evaluation of solvent degradation has been conducted as well as assessment of regeneration methods.

Major Subjects to be Studied in the Next Step

Improvement of PUREX Process

- Chemical flowsheet study for Pu/Np co-recovery
- Electrolytic extraction study for recovering platinum group elements and Tc

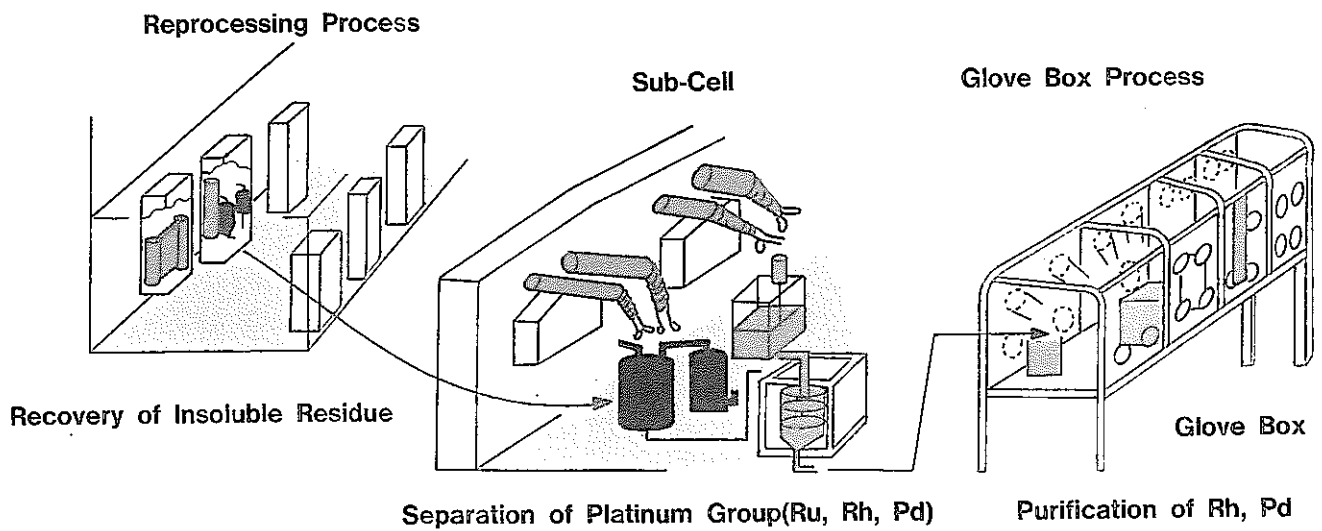
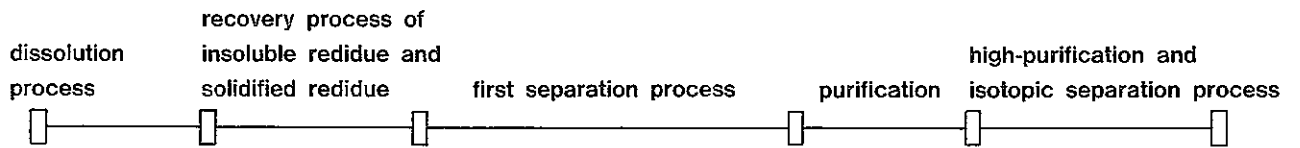
Improvement of TRUEX Process

- Pu, Ru stripping by salt-free reagent
- Quantitative characterization of Tc, Np distribution behavior
- Continued study on solvent degradation and regeneration

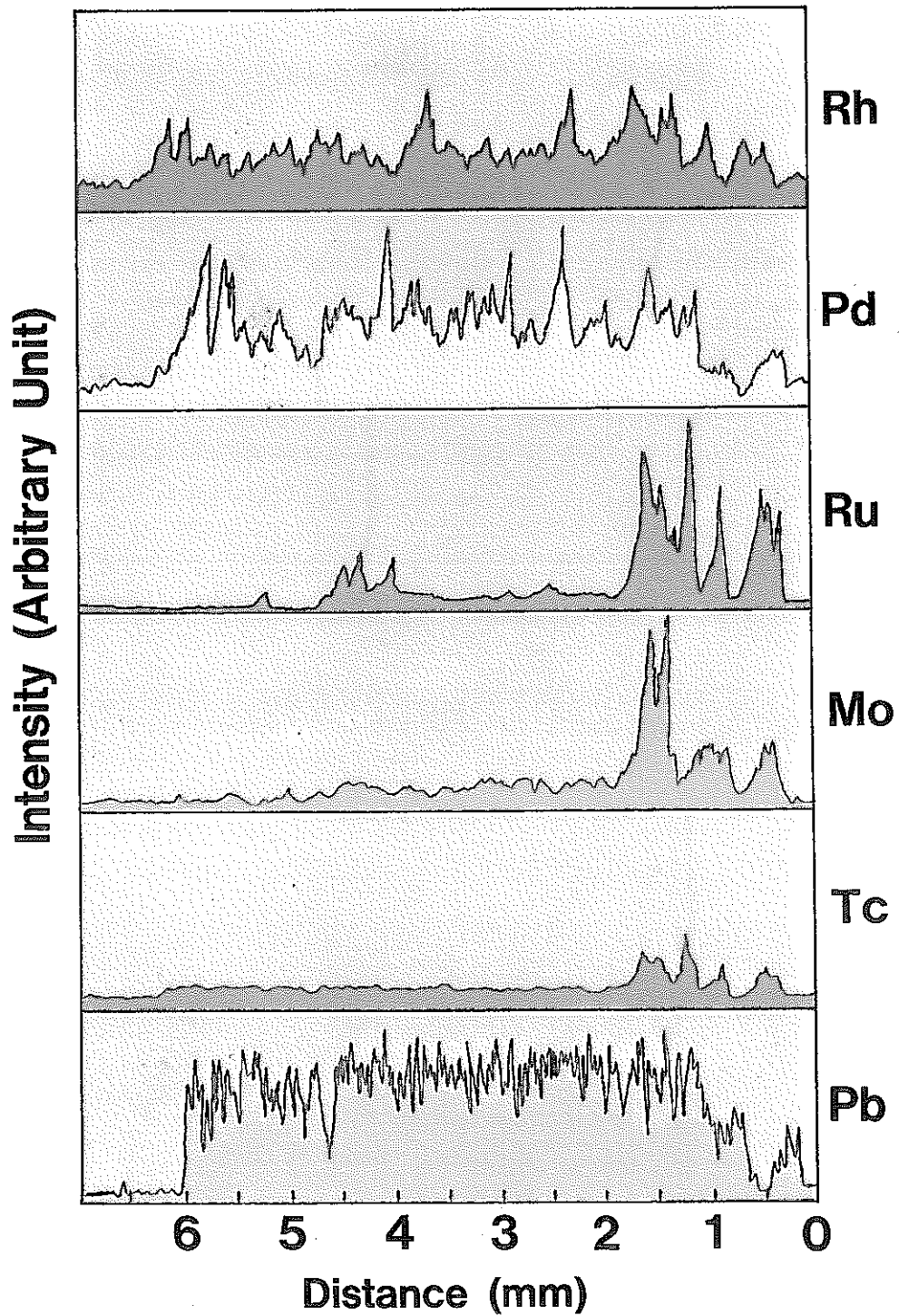
Development of actinides/lanthanides separation process

Synthesis study of new extractants

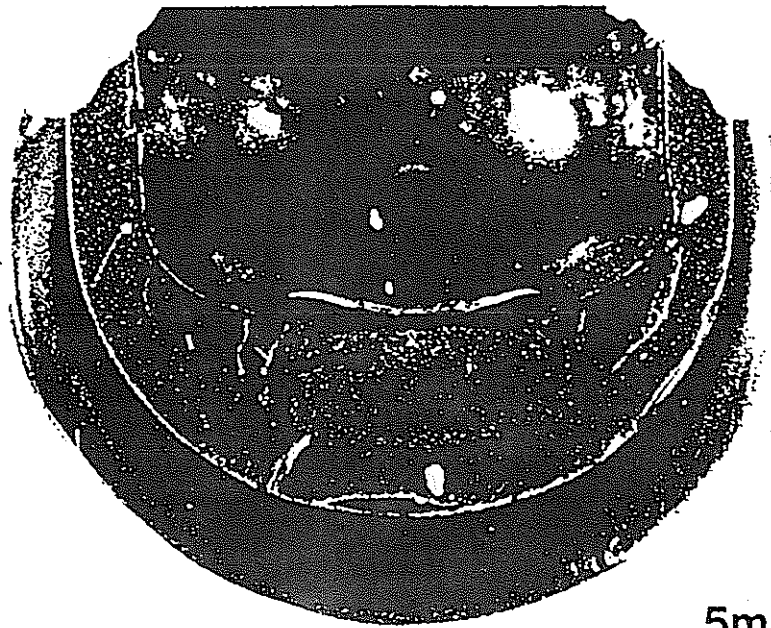
Recovery of Platinum Gr. Metals



Process Flow Concept of Noble Metal Recovery



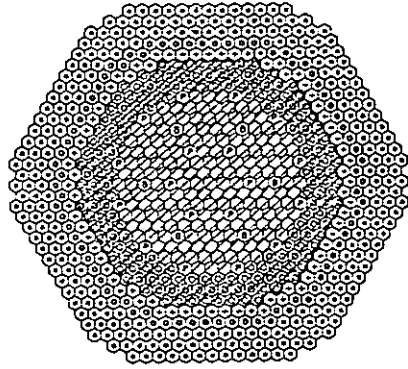
The Results of Line Analysis of Lead Phase by EPMA



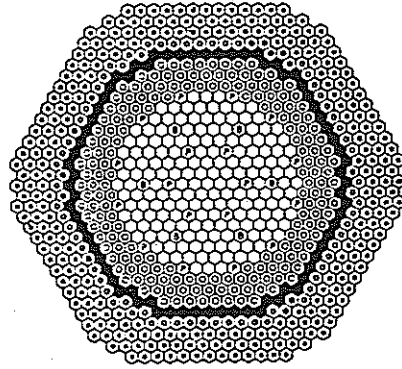
5mm

Sectional appearance of
lead button in glass phase

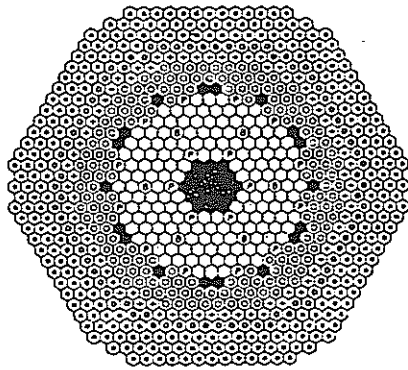
Advanced TRU Fuel Cycle through FBR



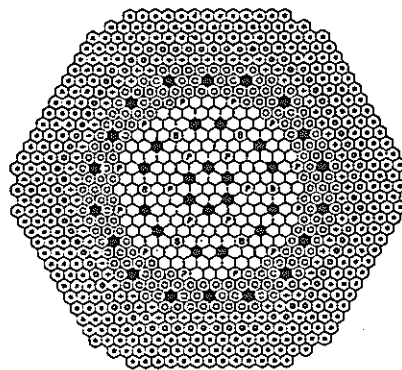
Homogeneous Loading



Radial Blanket Loading

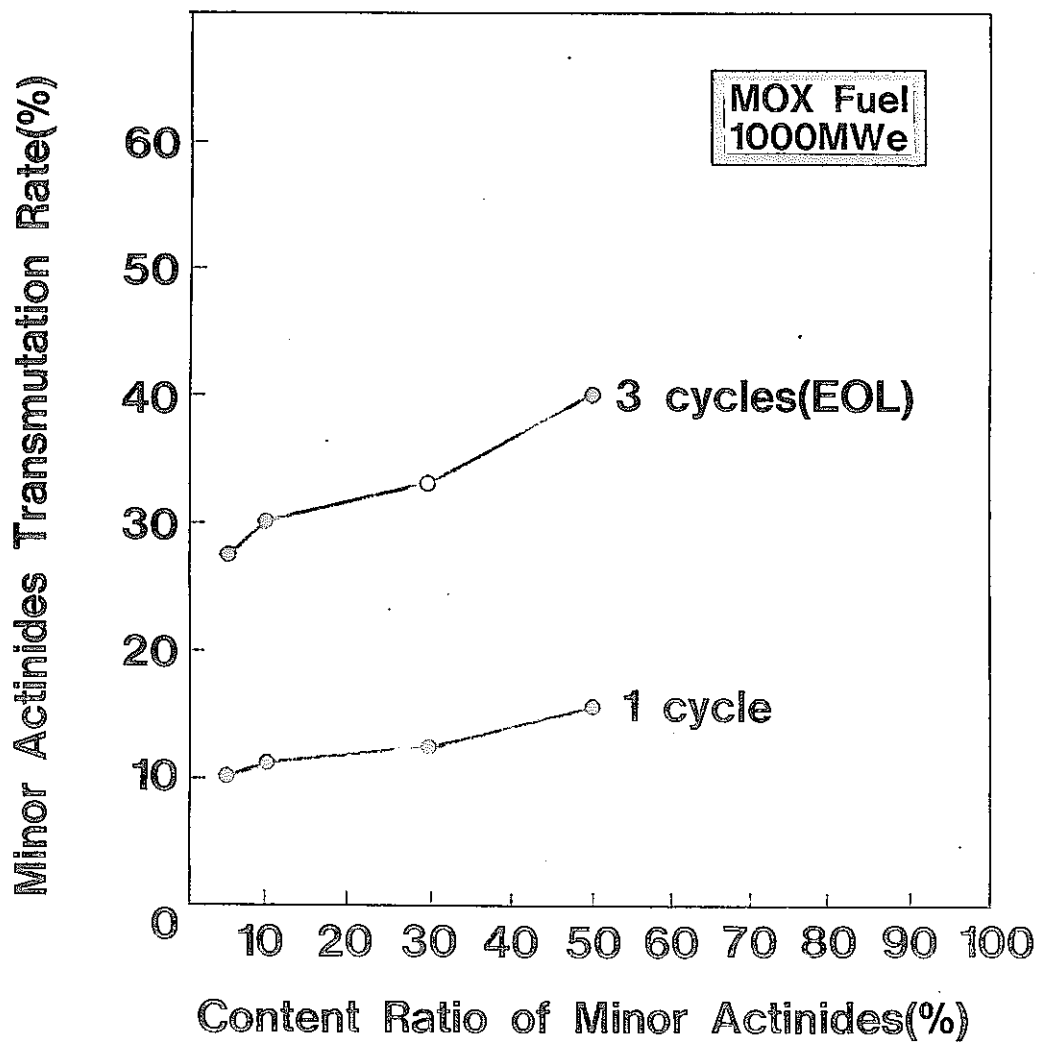


Target S/A Loading (Concentrated)

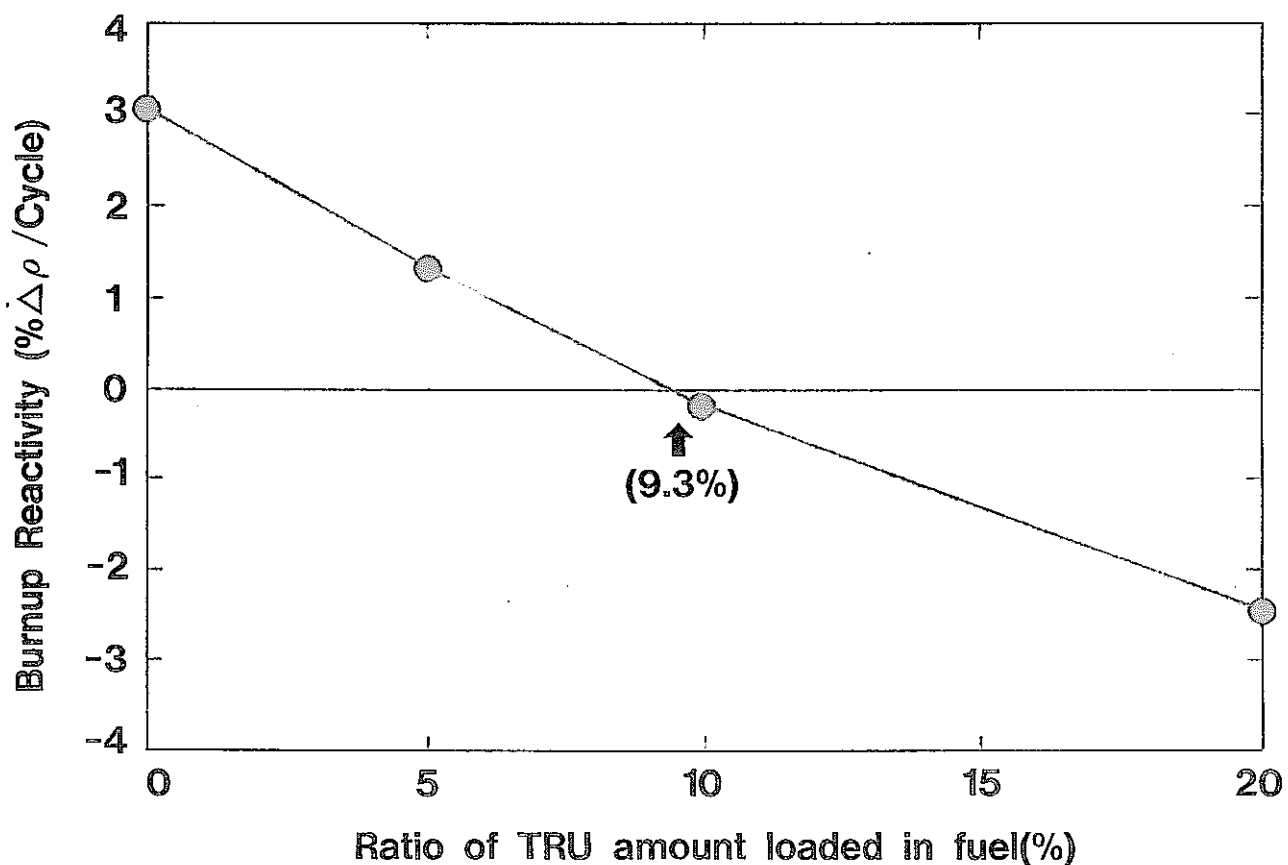


Target S/A Loading (Dispersed)

Examples of Loading of MOX Fuel Including Minor Actinides



Relationship Between Content Ratio
and Transmutation Rate of Minor Actinides

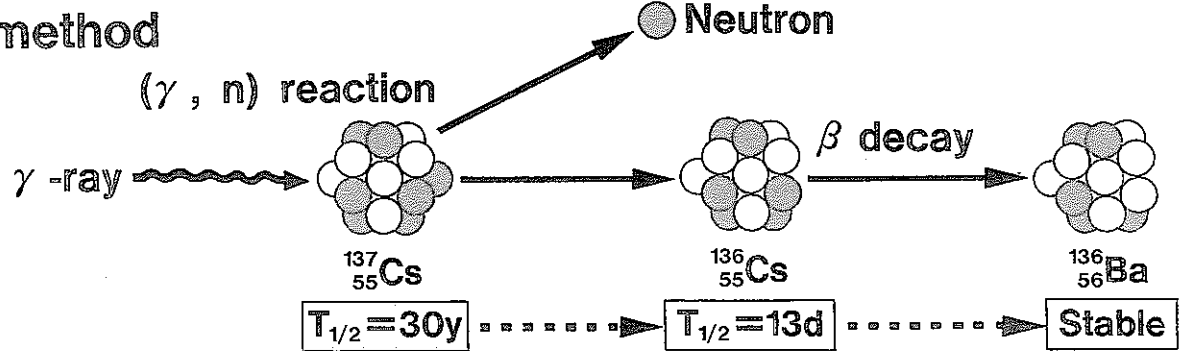


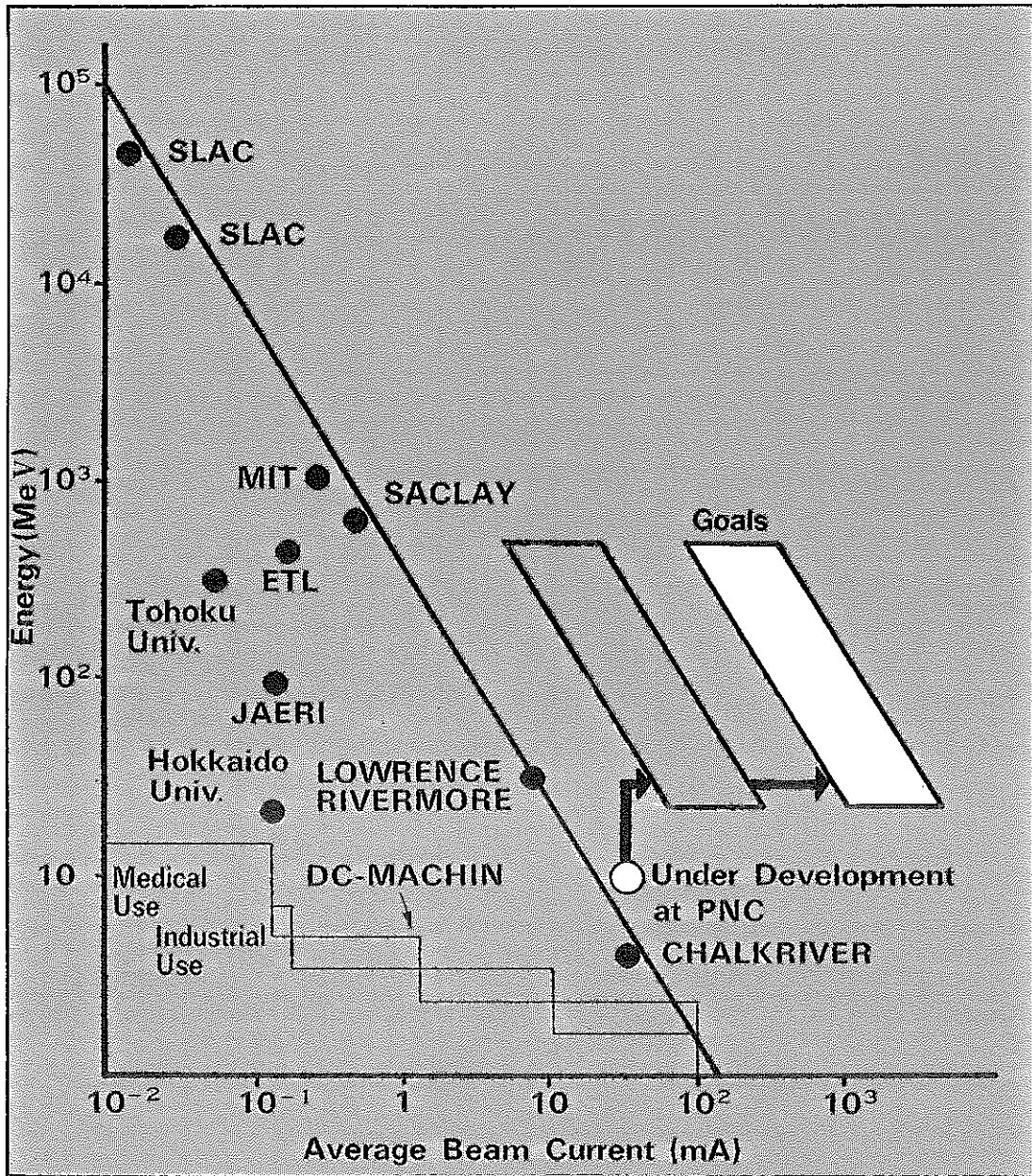
Relationship between Burnup Reactivity and Ratio of TRU Amount loaded (HO Method)

Transmutation of L.L. FPs into Stable Nuclides

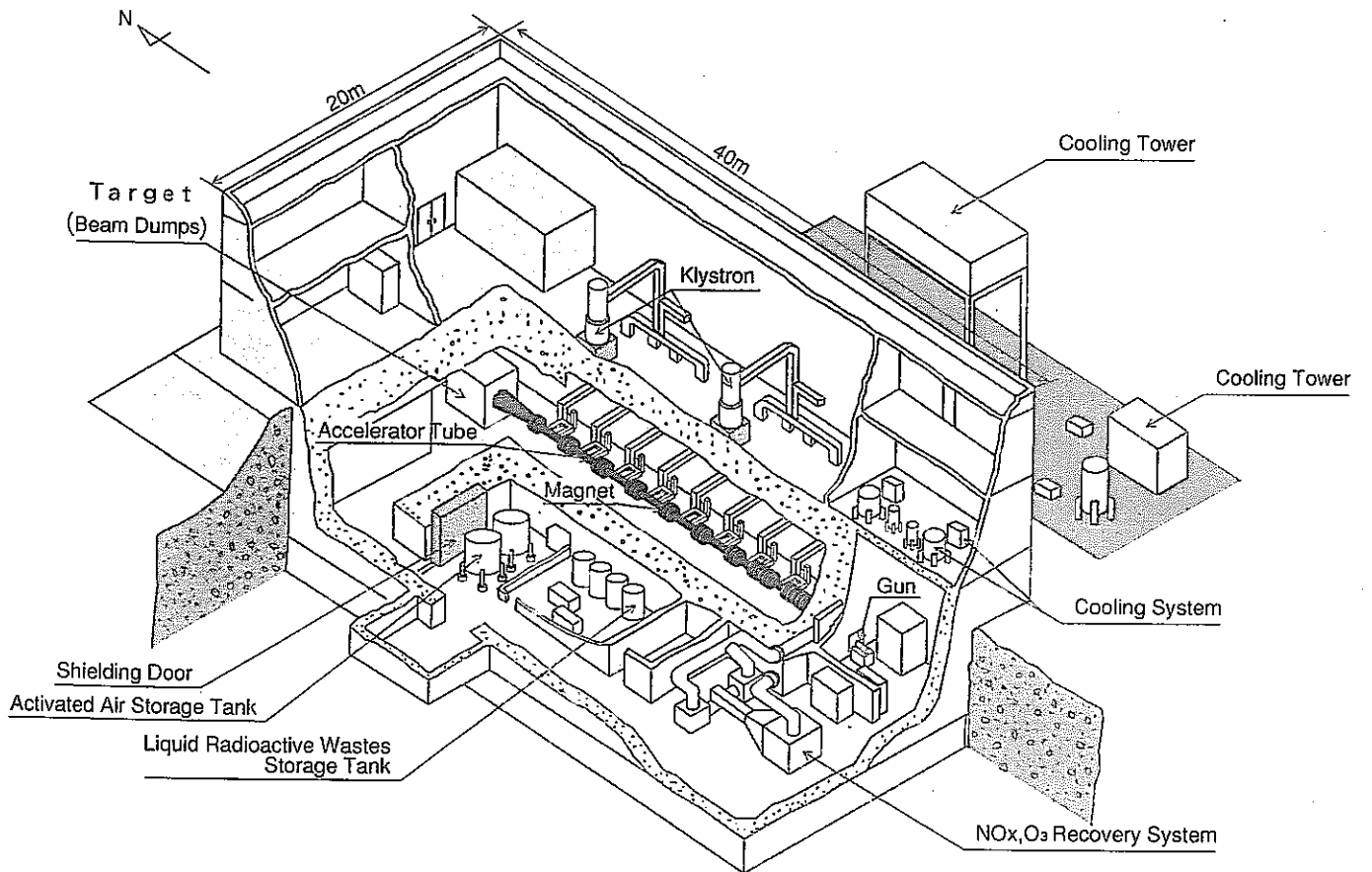
Scheme of transmutation for ^{137}Cs

γ -ray method





Electron Linear Accelerators in the World



Development of High Current Linac for Transmutation

Summary of PNC's Transmutation Activities

Target Nuclides \Rightarrow FP(^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{99}Tc , etc.)

- Transmutation by Accelerator

Calculation of transmutation rate and transmutation energy.

Development of super powered accelerator

- Transmutation by Fission Reactor

- Measurement of Nuclear Data