

GLOBAL'97

International Conference on Future Nuclear Systems

燃料サイクル関連の概要報告

1997年10月5～10日、横浜

1997年11月

動力炉・核燃料開発事業団

本資料に掲載した図表は、下記の文献から引用したものである。

Proceedings of GLOBAL'97

International Conference on Future Nuclear Systems, October 5-10,1997,
Pacifico Yokohama, Japan

GLOBAL'97
International Conference on Future Nuclear Systems

燃料サイクル関連の概要報告

中江延男¹⁾、渡部雅之¹⁾、杉山顕寿¹⁾、小島久雄²⁾、安部智之²⁾、高下浩文²⁾、
市村敏夫³⁾、植松真一⁴⁾、小沢正基⁵⁾、駒義和⁵⁾、杉野和輝⁶⁾、横山賢治⁶⁾、
三次岳志⁷⁾、勝山幸三⁷⁾、小山真一⁷⁾

要 旨

1997年10月5～10日に標記国際会議が横浜で開催された。核燃料サイクル開発関係者に会議概要を周知するため、全体会議及び核燃料サイクル関連の口頭発表の要旨をまとめた。

1) 核燃料サイクル技術開発部、2) 東海事業所 技術開発推進部、3) 同 建設工務管理室、
4) 同 核燃料技術開発部、5) 同 再処理技術開発部、6) 大洗工学センター 基盤技術開発部、
7) 同 燃料材料開発部

プログラム

セッション番号／担当	セッションのタイトル	
Opening Session／中江		3
Plenary Session 1／中江	Global Energy and the Environment	8
Plenary Session 2／中江	National and International Efforts for Safe and Secured Management of Plutonium	12
Plenary Session 3／中江	National and International Views on Radioactive Waste Management	20
Plenary Session 4／植松	Utility's View on Global Nuclear Energy	26
Round Table／植松	Future Development and Utilization of Nuclear Energy in Asia	30
A Statement to the COP3 Conference by the GLOBAL'97 Conference		34
Oral Session A-1／安部	Strategy	36
Oral Session A-2／高下	Innovative Nuclear Power Systems -Design and Operation (1/3)	46
Oral Session B-1／小島	Parameter Evaluation for Fuel Cycle Option	56
Oral Session B-2／高下	Transmutation in Conventional Reactors	66
Oral Session B-3／渡部	Advanced Reprocessing	74
Oral Session B-4／安部	Advanced Concepts for Pu Utilization	84
Oral Session C-1／勝山	Innovative Fuels and Application (1/2)	94
Oral Session C-2／井上	Fast Neutron Transmutation Systems	102
Oral Session C-3／市村	Advanced Reprocessing	110
Oral Session C-4／杉野	Advanced Concepts for Pu Utilization	118
Oral Session D-3／小沢	Dry Reprocessing and Innovative Separation Systems -Partitioning	128
Oral Session D-4／小山	Progress in MOX Fuels Fabrication	136
Oral Session E-1／安部	Innovative Fuels and Application	148
Oral Session E-2／高下	Accelerator-based Technologies (2/2)	158
Oral Session E-3／駒	Dry Reprocessing and Innovative Separation Systems -Am/La	168
Oral Session F-1／高下	Innovative/Non-conventional Nuclear Power Systems for Waste Minimization	178
Oral Session F-2／杉山	Fuel, Target Assessment and Fabrication	188
Oral Session F-4／三次	Plutonium Recycling in Conventional Reactors	200
Oral Session G-1／横山	Innovative Nuclear Power Systems -Design and Operation (2/3)	208
Oral Session G-3／三次	Pyroprocess-Metal and Nitride	216
Oral Session H-1／横山	Innovative Nuclear Power Systems -Design and Operation (3/3)	224
Oral Session H-3／三次	Pyroprocess-Oxide	232

Opening Address

(大山 彰 名誉議長)

- ・ グローバル97は、グローバルな視点で未来の原子力システムを議論するための重要な会議であり、今回が3回目である。
- ・ グローバル97のテーマは「第2の原子力時代に向けた先進的核燃料サイクルへの挑戦」である。
- ・ 第1回のグローバル93は、シアトルで開催され、国際協力下での燃料サイクルの開発努力の必要性が指摘された。第2回のグローバル95は、パリ郊外のベルサイユで開催され、燃料サイクル開発における国際協力の必要性が多くの国によって支持された。
- ・ グローバル97では、340の論文が投稿され、そのうち280の論文が受諾された。これは、グローバル93の約30%増である。
- ・ 全体会議及び円卓会議では、エネルギーと環境、プルトニウムの管理、放射性廃棄物の管理、アジアにおける将来の原子力エネルギーの開発と利用そしてグローバルな原子力エネルギーに対する電力事業者の見解がそれぞれ議論されることとなっている。
- ・ 技術会議では、将来の原子力エネルギー戦略のシステム解析、プルトニウムを利用する原子力システムの利点、廃棄物の処理・処分、放射性廃棄物の消滅処理、分離技術の開発そして余剰核兵器プルトニウムの管理に関する戦略がそれぞれ議論されることとなっている。
- ・ エネルギーの生産と環境問題が来る21世紀の最重要課題の1つであると認識している。
- ・ この点に関して、気候変動枠組み条約第3回締約国会議（温暖化防止京都会議）が今年の12月に京都で開催されることになっている。この会議では、温室効果ガスの削減目標に関し多くの国が協議する地球サミット以来の最も重要な環境に関する会議となるであろう。
- ・ この機会をとらえ、グローバル97は、温暖化防止京都会議へのステートメントとして本会議での結論を提出することを提案したい。このステートメント作成のためのワーキンググループが必要となる。出席者の全員にワーキンググループへの参加を呼びかける。
- ・ この国際会議が大いなる成果を生むことを期待するとともに、参加者の皆さんが単に論文の発表だけにとどまらず、お互いに意見を交換することをお願いしたい。

Welcome Address

(植松 邦彦 動燃副理事長)

- ・ PNCを代表し、歓迎の辞を申し述べたい。
- ・ 第1回のグローバル会議は米国のシアトルで第2回の会議は仏のベルサイユで開催された。今回の第3回のグローバル会議では、第2の原子力時代に向けた先進的核燃料サイクルへの挑戦というテーマで議論される。原子力が今難しい時代に直面していることを嘆かわしく思う。しかし、原子力の重要性は変わるものでないことを確信している。原子力は重要な電力源であり、二酸化炭素の放出にとっても非常に有利である。今は、まさにグローバル97のサブタイトルが示す様に原子力の将来に再挑戦すべき時期である。
- ・ 来る12月に温暖化防止京都会議が開催される。この会議にグローバル97として二酸化炭素の放出量削減に原子力が重要であるとのステートメントを提案して行くことは、最良の方策と思う。大山先生の提案に賛同したい。この機会に参加者の意見をお聞きしたい。
- ・ アジアにおける原子力の重要性について、お話ししておきたい。この点については、4日目に円卓会議で議論することになっています。最近OECD/NEA、OECD/IEA及びIAEAが共同で出版物通称1997年ブラウンブックを発行した。この本では、アジア及び欧州の原子力による電力量の将来動向を推定している。推定によるとOECD/Americanでは1995年に116GWeから2010年には109GWeと多少減少気味である。OECD/Europeanでは、1995年126GWeから2010年には130GWeとほんのわずかな増加する。OECD参加国の日本や韓国及び中国や台湾を含めたアジアでは、1995年に55GWeから2010年には123GWeと急激に増加する。従ってアジアにおける原子力は大変重要となってくる。
- ・ 軽水炉時代は、確かに長期にわたり続くであろう。しかし、軽水炉では、天然ウランの利用効率が低く多くのウラン資源を必要とする。石油は40年で枯渇すると言われている。天然ウランも同程度であろう。それでは軽水炉をそんなに長く続けるわけにはいかない。高速増殖炉は理論的には60倍もウラン利用効率を高めることができる。従ってエネルギー供給の観点から高速増殖炉は非常に重要となってくる。
- ・ 動燃は、日本の高速増殖炉の研究開発のための主要な機関である。動燃では、精力的に技術開発を進めてきており、実験炉常陽を安全・安定に運転してきており、また原型炉もんじゅを初臨界とした。さらに、MOX燃料の製造も順調に進めてきている。
- ・ 最近、仏の新政府はスーパーフェニックスの運転中止を決定したが、高速増殖炉の技術開発は続ける模様である。さらに、中国、インド、カザフスタンやロシアでは高速増殖炉開発の努力を続けている。また、韓国も高速増殖炉開発を実施していると聞いている。この様な状況であるからこそ、高速増殖炉開発における国際協力が必要であると考えます。
- ・ 残念なことに1995年12月にもんじゅでナトリウム漏洩事故が、また今年3月には東

海再処理工場でアスファルト固化処理施設での火災爆発事故が起こった。これら事故は、放射線の影響は極限定されたものであったが、社会的に大きな影響を与えた。社会への影響は、私が予想していたものをはるかに越えた。また、日本の原子力界のみならず海外の原子力界にも影響することを恐れています。この点、心からおわび申し上げたい。

- ・動燃は再組織化され、新しい法人となる予定です。新法人は、高速増殖炉及び関連する核燃料サイクルの開発と放射性廃棄物の処理・処分の開発の2つのミッションを持つこととなっている。新法人は第2の原子力時代に向けて挑戦し続けることとなるでしょう。
- ・最後になりましたが、この会議を通し実りある成果が得られることを期待したい。

Welcome Address

(松浦 祥次郎 原研副理事長)

- ・私は、原研副理事長の松浦です。グローバル会議の出席は今回が最初です。将来の原子力システムを確立する上で重要なグローバル97に出席の皆さん全員に歓迎の辞を述べたい。
- ・本日、吉川理事長はSpring-8の利用開始のため兵庫県の西幡磨に出かけなければならず、この会議には出席できませんでした。
- ・私は、このSpring-8という新しい研究の場を原子力の科学技術や基礎研究のために提供したいと考えています。
- ・大山先生や植松副理事長が申されていましたが、原子力は現在そして将来の世界のエネルギー源として必要であります。
- ・私は、グローバル97を研究開発を推進する立場から大いに期待しています。特に新しいそして魅力的な考えが提案されることと信じています。
- ・軽水炉システムの大きいなる成功が故に、原子力は全世界において電力源として重要な役割を果たしています。エネルギー分野の技術者は、将来原子力エネルギーの重要性はますます増えるものと考えています。
- ・この様な状況であるにもかかわらず、原子力に対し一般の理解と公衆のアクセプタンスを得るのに、大変な困難さに直面しています。少なくとも1950年代に多くの国において原子力開発が始められた頃は、人々は原子力利用の将来に大きな夢を託したものでした。しかし、今日では社会はこの原子力エネルギーの恩恵を被っているにもかかわらず、一般公衆は将来の原子力システムの受け入れに対し何らかの躊躇がある様に思われる。
- ・この様な状況を打破するため、我々は必要な努力はして行かなくてはならない。なにかんづく、安全運転に努めることが重要です。しかし、現在の原子力システムは、資源の有効活用と廃棄物管理の面で完全なものとは言えない。現行の軽水炉システムは十分に安全で信頼性があり経済性もありますが、長期にわたりこのシステムを続ければ莫大な使用済燃料を持つことになり、その中には大変多くのプルトニウムが含まれています。さらに廃炉の問題もあります。
- ・その故に、新しいアイデアの創出、そしてこれらアイデアを現状の技術の中でよく調べてみることで、また社会に研究開発の必要性を訴えること、そして決定に対し公衆の了承を得ることが重要である。
- ・原子力の研究開発を通して安全性、信頼性、経済性そして核不拡散性に大きいなる配慮がはらわれるべきである。新しい原子力システムの創出のためには従来にも増して、この様な考慮が必要となってくる。
- ・このグローバル97において、新しい原子力システムに対する多くの研究開発が提案されることを期待します。特に、安全かつ有効的なプルトニウム利用、TRUの消滅そして高レベル廃棄物の管理が可能な新しい信頼性のある概念が提案されることを期待する。

Opening Session

- ・エネルギーの利用以外にも、原子力の科学技術は人類にとって有益な多くのものを供給できるものです。例えば、RIや加速器は広く使用されておりますが、多くの一般人はこれが原子力の分野での活動であることを知らないものである。最近の加速器技術の進展には目を見張るものがある。この技術が将来の原子力システムの確立に大いに役立つものであると信じている。
- ・最後に、グローバル97が成功して終了することを祈っています。

全体会議1 グローバルな視点からのエネルギーと環境

座長 L.Chamberlain (BNFL), 近藤駿介 (東大)

「21世紀の原子力・トリレンマ克服への挑戦」

(依田 直 原子力委員)

- ・21世紀の原子力の果たすべき役割とは何かについて考えてみたい。発展途上国での人口の爆発、これにともない経済成長、資源とエネルギー、環境の3つの問題が生じてくる。これをトリレンマと名付けることとする。
- ・原始時代から産業革命までは太陽エネルギーのみの使用であったが、産業革命後は化石エネルギーを使うことが主流となってきた。
- ・世界の人口は、現在の58億人から21世紀半ばには100億人を越すと言われている。この人口増加は、食料とエネルギーの不足をもたらす。
- ・地球の陸地の1/3は砂漠、1/3は森林そして残り1/3が食料源として利用できるのみであり、これで賄える人口は77億人と推定されており、21世紀半ばの100億人という人口は大いに圧力となる。
- ・エネルギーを1人当りのエネルギー消費量と人口の積で考えると、未開発国の人達の生活様式が向上することは避けられず、世界のエネルギー需要量は倍増することになる。石油、石炭といった化石燃料は21世紀には枯渇するであろう。また、水力や自然エネルギーには限度がある。従って、21世紀は原子力に頼らざるを得ない。
- ・超長期間の間に作られた化石燃料を人類は、この100年程度の間には二酸化炭素という原子のレベルに戻してしまうことになる。歴史は必ずこう言うであろう。
- ・気候変動枠組み条約第3回締約国会議がこの12月に京都で開催されるが、二酸化炭素の効果的削減のための方策を講じる必要がある。十分議論して欲しいものである。
- ・二酸化炭素の放出による地球温暖化の現れとして、今年は6月に日本に2つの大きな台風が押し寄せてきた。台風は海のエネルギーを吸収することにより発生するものである。通例は8月の終りに日本列島を襲っていた。これは気候の変動によるものである。また、エルニーニョ現象により、地球の各地で干ばつや洪水が起きている。二酸化炭素の放出に伴う温暖化現象は、地球環境問題の基本的事項である。
- ・人口増加による経済成長、このために大きなエネルギー源が必要である。これに伴い環境が悪化するという悪循環がある。これをトリレンマと名付けることとする。
- ・新しい21世紀型のエネルギーとして、環境制限因子をクリアーし、長期展望のあるエネルギー源が必要である。これを満たすものは、原子力と再生可能エネルギーである。
- ・原子力の特徴は、量的に大量であることである。すなわち、石油の100万倍にも達するが、使用済燃料を直接処分するワンスルー方式では、60年程度で天然ウラン資源が枯渇する。従って、プルトニウムを利用するシステムの開発が必要となってくる。
(235-Uをマッチ、239-Puをまきと表現していた。)
- ・風力、太陽光の自然エネルギー利用では、エネルギー収支が悪い。原子力は投入エネルギーの20倍、FBRでは100倍のエネルギーが得られる。

- ・風力、太陽光のシステムを作るには電力が必要となり、このため二酸化炭素の発生が多くなる。原子力は、少なくて済む。地球温暖化の観点からは、原子力が必要となる。
- ・量、価格、環境の面でプルトニウムリサイクルは可能であろう。但し、経済的には天然ガスの複合サイクルが優勢であるが持続性がない。
- ・原子力の課題は、(1) 経済性の確保、(2) 原子力という巨大システムに公衆が関心を示さない。一般人に認知してもらうには、原子力教育と情報公開、安全文化の醸成が必要である。また、高レベル廃棄物の管理に幾万年という長期では社会の常識からずれている。(3) 核不拡散の問題を国際政治の場で解決を図っていく。このため、IAEA査察や国際協力が必要となってくる。

「原子力は環境を救えるか？」

(A.E.Walter USA)

- ・原子力は、環境との関係において重要である。
- ・ガン発生の原因の90%が環境によるものであるとか、自然のものが人為的（人工）のものよりよいとか、化学物質は人体に悪影響を及ぼすといった考え方がいわゆる環境保護派の論理であり、これらの論理を効果的に宣伝することにより、米国では環境保護派への支持が広がっていった。
- ・特に原子力という新しい産業に対しては、ハイテクというイメージから、彼等の戦術は非常に効果的であった。
- ・しかし、実際には1900年に47.3歳であった平均寿命が現在75歳に延びたのは、食料、医療等、文明の発達によるものである。
- ・平均寿命が伸びていること、乳児の死亡率が低下してきていること、これらに伴う人口の増加と必要エネルギーの推定は重要なことであり、100億人の人口では1000EJが必要と推定される。
- ・現在400EJのエネルギーが必要であり、このうち300EJを化石燃料に依存している。1000EJが必要ならエネルギー源の構成を見直す必要がある。
- ・二酸化炭素削減のためには原子力が必要であり、2050年では原子力は現在の7倍にしなければならない。このため、多くの原子力発電所の新設が必要となる。年間75基の割合で新規の原子力発電所を建設する必要がある。
- ・原子力からの廃棄物は宝であると思う。プルトニウムやアクチニドを抽出し、使用すれば毒性は短期的なものとなる。さらにFPを抽出すれば、もっと短くなる。
- ・リサイクルすることが重要であり、植物や環境に対しリサイクルは大きな効果を生むことになる。特に環境にはメリットにもなる。
- ・グローバル97から温暖化防止京都会議に請願書を出すことは大きな意義がある。
- ・今後必要なことは、技術開発を継続することと一般の人たちと十分に議論することである。

「原子力技術とその将来」

(秋山 守 エネルギー総合研究所理事長)

- ・文明発展の様相、文明としての科学技術、原子力文明の見通し、グローバルゼーションに向けた原子力の将来について話しをする。
- ・古代文明の時代は人力、風車、木がエネルギー源であった。これが産業革命後は、石炭、石油、ガス、電気がエネルギー源として変遷していった。
- ・「再生を通しての自然との共存」これが東洋に共通する考え方である。
- ・科学は、もはや限界に近づいてきているのか、それとも新しい未来があるのかとの問題提起する。(恐らく新しい未来があるのだろう。)核と技術の融合をはかりつつ気楽に取り組めばよい。
- ・原子力平和利用にむけた2つの最重要課題は、安全システムと包蔵システムにおいて、深層防護 (defense in depth) と深層研究 (study in depth) が必要である。すなわち、21世紀に向けてはより高いレベルの安全性の確保が必要である。
- ・核燃料サイクルの分野では、廃棄物の管理、資源のリサイクル、自然との融和が必要である。核燃料リサイクルとは、西洋文明と東洋文明が合体した概念である。
- ・科学技術の将来として、新しい材料を発見する等の新しい地平線が見えてきているのではないと思う。学術文化のレベルを着実に向上させて行くことが必要である。
- ・原子力の科学技術としての役割として、(i) 文明論的視点を持つ、(ii) 西洋文明と東洋文明の融和、(iii) 国際協力がある。

(全体会議1での質疑応答)

(コメント) 依田さんは、FBR技術の重要性を強調された。マッチを使い切らないうちに、加速器システムを用いる等してウランの有効利用を図ることが必要ではないか。

(依田) ウランの有効利用のための方策には、多くのオプションがあるだろう。

(質問 BNFL) 原子力PAをどの様に進めて行けばよいと考えておられるのか教えて下さい。

(Walter) 原子力技術は、エネルギーを出すためだけのものではなく、それ以上に重要な点があることを一般人に説明することが必要だ。原子力の科学と技術が日常生活に役立っているという観点からの説明が必要である。放射線はいろいろ役立っている。

(秋山) 原子力のコアとなる部分を若い人にいろんな手段を使って知らせて行くことが必要である。

(質問 大井 IAEA)

3名の講師の先生方は、原子力の将来は明るいと言われたが(私もそう思うものの)必ずしもそうではないのではないのでしょうか。気候変動会議では、原子力はマイナーであった。原子力の専門家でない人々との議論、対話が必要である。どうして行けばよいのかお教え願いたい。

(Walter) 環境派で反核運動家の人に原子力開発には今後相当な金がかかると説明しており、認識されてきている。DOEでは、核不拡散や安全面で技術を伸ばして行くことを考えている。政治家をはじめ、多くの人達と話し合うことが必要である。原子力開発として、良いことをやってきたんだということを勇気を持って話し合っていくことが必要である。

(依田) 原子力は、当初夢と希望を持って開発が開始された。しかし、今は反対意見が強くなってきていることを謙虚に受け止めるべきである。「原子力利用はエネルギー供給につながり社会的な責任を果たしているのだ。人類にとってのエネルギー供給の道としての原子力だ。」といった傲慢な態度で今までいたのではと思い反省すべきである。今は、雲に隠れて光が遮られている。確信を持って原子力を進めて行かなくてはならない。

(座長) 依田さんが話された様に我々の前に立ちはだかるトリレンマに最大限の力を出して解決して行かなくてはならない。

(Walter) IFR (Integral Fast Reactor) が必要と思う。原子力エネルギーのメリットについて一般人に明確に説明して行かなくてはならない。

(秋山) 国際協力により西洋哲学と東洋哲学の融和をはかって原子力開発を進めて行くことが必要である。また、リサイクルも必要である。

全体会議2 安全なプルトニウム管理のための国内外の努力

座長 P.Goldschmit (Synatom,Belgium)

「安全なプルトニウム管理のための国際的な努力」

(V. M. Mourogov IAEA)

- ・ プルトニウムの管理について、IAEAの包括的な報告を行ないたい。
- ・ プルトニウムの管理に関して、分離、非分離のいずれを選択するかの方針を決める必要がある。分離とした場合、分離と使用のバランスが崩れると2015年には余剰のプルトニウムは140トンレベルに到達する。また、蓄積量は2000年に1010トンにもなる。
- ・ START-I,IIの核軍縮により解体核が生じてきている。この量は、高濃縮ウランで何百トンにも達しており、プルトニウムは米ロそれぞれが約50トンずつ所有している。これら核物質のセキュリティが問題である。
- ・ 1996年春のモスクワサミット（原子力安全）では、核兵器解体核はIAEAの保障措置下に置くことを決め、解体核の管理は処理・処分も含め所有国それぞれの国の責任のもとに実施することを決めた。
- ・ 1994年にクリントン大統領は、解体核をIAEAの管理下に置くことを、そして1996年4月エリティン大統領はマヤクに保管することを言明した。
- ・ 1996年にパリで解体核の処理・処分に関する会議が開催され、プルトニウムの管理について議論された。
- ・ 1997年1月にDOEは、プルトニウムの管理に関し、原子炉オプション及び固化オプションの2つの路線を示した。
- ・ 1997年6月にIAEAとOECD/NEAは、核燃料サイクル戦略シンポジウムを開催し、プルトニウムの利用に関する6つのkey issueを発表した。これはINFCEに続くものであり、今後のプルトニウム管理に関する議論の叩き台となるものである。
- ・ OECD/NEAでは、open cycleとclosed cycleの経済性評価をまた分離プルトニウム管理に関する技術評価を実施した。
- ・ IAEAは、ISTCと共同でロシア支援を実施している。
- ・ IAEAは、プルトニウムが世界のエネルギー供給を持続させるものと認識している。また、核物質の軍事転用を防ぐこと及び余剰プルトニウム量の明確化に努めている。
- ・ IAEAは、プルトニウムの利用に関する意見交換の場を設けており、これはインフラのない国には大いに役立つであろう。
- ・ IAEAは、1998年から2002年までの中期5ケ年を展望するための作業部会を設置する。この作業部会のスコープとしては、(i)燃料サイクルの戦略、(ii)種々の燃料サイクルオプションについて安全性、健康面、環境そして経済性の関連、(iii)プルトニウム管理の現状と中期的見通し、そして(iv)燃料サイクルに関する制度上の問題である。
- ・ IAEAとしては、バックエンド特にプルトニウムの処分の問題を解決して行く必要があると認識している。

「プルトニウムの逆説、ゴミの源」

(M. Kratzer ANS, USA)

- ・ 20年前に2年間、日本のアメリカ大使館で過ごした経験があり、日本に来るたびに懐かしさを感じる。
- ・ 核兵器を解体し、出てきたプルトニウムが敵対国に渡る可能性が出てきた。
- ・ 欧州のCOGEMAやBNFLでのMOX製造については米政府として認知するものの、核不拡散政策は変更できない。
- ・ プルトニウムの使用には制約があってよいと思う。プルトニウムは経済性が成立しないであろう。世界各国でMOXが回る様な世界とはしたくない。プルトニウム及びマイナーアクチニドの将来の取り扱いが決定するまで、使用済燃料は乾式で長期貯蔵するのがよいと思う。
- ・ 全てのプルトニウムに対して保障措置がかけられるべきである。保障措置の最少化には、支持できない。プルトニウムリサイクルにとって保障措置は必要不可欠であろう。プルトニウム管理のガイドラインが出されており、プルトニウムの貯蔵、使用、輸送の透明性を高めることを主張したい。
- ・ 物理的な保安（セキュリティ）は国の責任においてなされるべきであり、これは国際的に意味を持ってくる。
- ・ 燃料サイクルは様々な議論があり、また誤解のある問題である。ウラン濃縮が高ければ軽水炉でのプルトニウムリサイクルが経済的に成り立つと考えられた。しかし、今はウラン濃縮が安いので、その経済性は低下してきている。
- ・ ワンスルーのオプションを取った場合、使用済燃料はどうするのか。直接処分として地下に処分するのは問題がある。処分場から取り出される可能性があるので耐えられる状況ではない。これがプルトニウム鉱山となり核拡散のもとになる。
- ・ 使用済燃料を中間貯蔵するというのは、1つの良さそうなオプションだと思う。プルトニウムがリソース（資源）かリフーズ（ゴミ）であるかを議論する必要がある。いずれにせよ使用済燃料をどうするかを至急議論すべきである。
- ・ 商業用の高速増殖炉はまだまだ先のこととなろう。
- ・ 軍事用のプルトニウムについては、民生用の燃料サイクルと軍事用のものとは切り離して考えるべきである。
- ・ 真のオプションは、どうなっているのか。欧州にはMOXの技術があるが、米国には技術、許認可の面でそれらが無い。
- ・ 日本の歴史的背景を考えると、解体核を日本で照射することもよいオプションではないかと考える。
- ・ 結論として、原子力開発着実に進めてきたが一般人にはまだまだ受け入れられていない。我々は、引き続き説明をしなくてはならない。

「プルトニウムの取扱いに関する安全技術」

(B. V. Nikipelov, Russia)

- ・ プルトニウムそれは、エネルギー価値が高くエネルギー供給を持続させるものであるが、プルトニウムの問題は各国が直面しているものであり、世界的な問題である。
- ・ 軽水炉での天然ウランの使用が増え続けると、枯渇してしまうので燃料サイクルという考え方が出てきた。原発の建設が進まない、ウランの価格が低い、また再処理による核物質の拡散の可能性が高まることにより、リサイクルはなかなか進まない。
- ・ BN-600では、プルトニウムの利用は成功した。しかし、財政難のため次のBN-800の建設には無理がある。
- ・ 各国はプルトニウムの使用に関し選択権はあるものの、プルトニウムの使用は、IAEAの保障措置を受け入れることが前提である。
- ・ 使用済燃料はプルトニウム処分の意志決定がなされるまでは乾式で長期保管するのがよいだろう。
- ・ closed cycleのための国際的な研究センターが必要である。
- ・ 軽水炉でのプルトニウム利用は、中間的な方法と位置付けられる。
- ・ 1996年にモスクワ会議で国防の用途にない解体核（余剰プルトニウム）の処分方法に関する議論がなされた。これには、固化オプション、MOXオプション、深地層への埋蔵オプションがある。
- ・ 1996年のパリ会議でMOXオプションと固化オプションの2つが認められた。
- ・ 3カ国（独、仏、ロ）協力により、MOX加工プラントをロシアに建設することとなっている。また、解体核の40%を貯蔵する貯蔵場をマヤックに建設中である。2025年までには解体プルトニウムの全量进行处理する。
- ・ 使用済燃料の中間貯蔵は避けることはできないだろう。1995年にマーシャル諸島の議会は、国際貯蔵施設の建設を決議した。また、米ロの中間地点の太平洋上に国際貯蔵施設を建設しようとする動きがある。
- ・ 使用済燃料の国内外での貯蔵の他にプルトニウムやマイナーアクチニドの利用について検討して行く必要がある。
- ・ 軽水炉のコストを下回る安全な高速増殖炉の建設が必要である。また、燃料サイクルについて国際共同研究が必要である。
- ・ プルトニウム問題が解決され、国際平和がくるのを期待する。

(全体会議2前半での質疑応答)

(質問 大井 IAEA) 欧州のMOXについての支持に関し、感謝したい。太平洋及び大西洋を越えての輸送についてどの様に考えておられるか。

(Kratzer) 解体プルトニウムを米国から欧州に輸送することがあるが、軍用機での輸送を考えている。2、3年前に大量の濃縮ウランをCOGEMAに売却したことがあるが、この

場合も軍用機を用いた。解体プルトニウムは軍用機利用ただし民生用については軍用の手段を取らないであろう。

(質問 IAEA) マーシャルプロジェクトは、無期限に太平洋の諸島に使用済燃料を貯蔵することになる。ロシアや中国に貯蔵することだって考えられる。プルトニウムリサイクルを支持しつつ、マーシャルプロジェクトを進めるとするのは、どうやって実施して行くのか。

(Nikipelov) 興味深い質問である。国際貯蔵とは何なのかということである。1つの見方として、人類にとってこの物質(使用済燃料中のプルトニウム)は貯蔵しておけばよく、技術的に発展すればこの物質を使用すればよい。個人的見解であるが、各国の発展は原子力の必要性を引き起こしている。特に小国では、原子力は重要となってきた。

(座長) 貯蔵と再処理に戦略的に矛盾があるのではとの指摘であるが、必ずしも矛盾するものではない。

(質問 高橋 BNL) 解体プルトニウムを海外に輸出することはあるのか。

(Nikipelov) 原則的には、行っている。但し、ロシア法による制限があるためソビエト諸国にしか輸出できない。法改正できれば、海外にも輸出できる。

「プルトニウム管理-英国の見解」

(W. L. Wilkinson, BNFL, UK)

- ・英国におけるプルトニウム戦略を述べる。
- ・プルトニウム利用には、エネルギー源と核拡散の危惧の両方の面を持っている。また、その利用法についても軽水炉でのMOX利用から高速増殖炉でのMOX利用と直接処分がある。
- ・米国は、プルトニウムは分離すべきではなく、直接処分を支持している。
- ・仏、ベルギー、英、スイス、ロシア、日本は、プルトニウムは貴重な資源であり、リサイクル路線を支持している。
- ・軽水炉でのプルトニウム利用の経済性と高速増殖炉の開発については、ともに不確実である。
- ・現在、世界には1000トンのプルトニウムがあると推定される。このうち、200トンは再処理されたもので、50トンは軽水炉や高速増殖炉にリサイクルされている。また、150トンはストックパイルされている。(50トンを英国がストックパイルしている。)
- また、残り800トンは使用済燃料中にある。英国での50トンのストックパイルは2010年には100トンに達すると予想される。
- ・プルトニウム管理のオプションとしては、MOXとして軽水炉で使用する、将来のために貯蔵する、固化するの3つがある。
- ・軽水炉でのMOX利用は、すでに確立された技術である。英国では34基の原子炉でMOXが使用できる。サイズウェルB(軽水炉)で英国の全てのプルトニウムを燃焼可能である。また、AGRでもMOXの燃焼が可能であり30トンのプルトニウムを吸収できる。

但し、いずれもまだ許認可は取得していない。

- ・仏、ベルギー、スイス、ドイツはMOX燃焼の許認可を得ている。これらの国でMOXが使用可能となれば、英国のストックプルトニウムの量も減る。

- ・経済性について、MOXの加工費がUO₂の加工費の4倍以内であれば成り立つ。AGRでのMOX燃焼の経済性は、AGR燃料が低濃縮であるが故に軽水炉でのものに比べ不利となる。

- ・FBRは、プルトニウムの燃焼と増殖の両方が可能であり、ウランの価値を30-50倍にも高めることができる。また、環境に対してもアクチニドの燃焼が可能であることから意味がある。

- ・英国は、1994年に高速増殖炉開発を打ち切った。また、英国政府はEFRについても協力を中止した。しかし、高速増殖炉は、エネルギー供給持続可能な唯一のシステムである。

- ・1997年に120トンMOX/年規模のMOXプラント（SMP）を操業する。使用するプルトニウムは、隣接する再処理工場（Thorp）から供給される。

- ・プルトニウムの貯蔵は、核拡散の懸念があるため、保障措置が必要である。保障措置のもとでは貯蔵もオプションの1つである。

- ・プルトニウムの廃棄は、プルトニウムの利用が簡単にはできなくなる。これを実施すれば、プルトニウムの鉱山を作ることになり、将来プルトニウムの取り出しが可能となる。MOXリサイクルに比べて経済性がよくないと評価されている。

「プルトニウム管理-仏の見解」

(J. L. Ricaud, COGEMA, France)

- ・プルトニウムは、安全でかつセキュリティある管理下では、重要なエネルギー資源である。

- ・MOXリサイクルの欧州の状況は1977年現在、25基の軽水炉がMOXで運転しており、34基がMOX使用の許可を得ている。2000年までには46-50基でまた2005年には半数の軽水炉でMOX燃料を使用可能とする予定である。現在、12トンPu/年がMOXとして利用されている。

- ・ラ・アーク再処理工場は、年間1600トンの使用済燃料を処理でき、15-16トンのプルトニウムを抽出可能である。このプルトニウムは、カダラッシュ、MELOX、デュッセルの3つのMOX加工プラントで使用される。

- ・プルトニウムのオンラインでの処理と再処理とMOX加工の容量をバランスさせることが重要である。

- ・MOX加工プラントでは、臨界と包蔵性の2つの安全性を担保する必要がある。

- ・MOXにして輸送することは、プルトニウム単体での輸送に比べ核不拡散性は高まる。

- ・MOX燃料の方が、UO₂燃料より安全とも考えられる。理由は、MOX使用済燃料の方がUO₂のそれよりプルトニウムの高次化が進んでいるためである。

「日本におけるプルトニウム利用」

(前田 肇 関西電力)

・日本は小資源国であり、エネルギー輸入率が94%にも達している。そのため、原子力を準国産エネルギーと位置付け、エネルギーの海外依存率を下げる様努めている。そして、21世紀はリサイクル型社会の確立を目指す。さらにプルトニウムの貯蔵量の低下も目指す。

・高速増殖炉システムでは、ウランの高効率利用が可能であり最も優れたシステムと考えられる。

・日本の高速増殖炉開発戦略については、高速増殖炉懇談会でそのコンセンサスが得られつつある。これによると、非化石エネルギー源の重要な1つとして高速増殖炉を位置付ける。もんじゅを研究開発の場として活用して行く。変化に対し柔軟に対応して行くとしている。

・動燃に替わる新法人が高速増殖炉開発を担当する。また、十分な安全対策を実施した上でもんじゅの再開は必要である。高速増殖炉開発は中断してはならない。

・軽水炉でのプルトニウム利用については、以下の見解を持っている。

- 来るべき核燃料リサイクル時代に備え技術開発を実施する。
- 25-30%程度ウラン資源の利用効率を高めることができ、かつプルトニウムの貯蔵蓄積量を減少できる。
- 1999年からプルサーマルを開始する。また、六ヶ所再処理工場を2003年から商業プラントとして運転を始めコスト競争力を高める。さらに、MOXプラントを六ヶ所に建設する。
- 全ての使用済燃料を再処理することはよいこととは思っていない。高速増殖炉が実用化するまでの間、余剰の使用済燃料は貯蔵しておく。
- 年間発生する使用済燃料は1300トンである。このうち800トンを六ヶ所再処理工場で処理し、残りの500トンをストックパイルする。このため、2010年以降は新しい貯蔵施設が（サイト外に）必要となる。
- ・海外からのMOX燃料輸送では、輸送中の物理的保護が必要である。
- ・安全保障として、以下の見解を持っている。
- 動燃の一連の事故の際の不手際が安全に対する一般人の不信感を招いた。安全確保に努めて行く。
- 核不拡散に対しては、IAEAの保障措置を受け入れる。
- 内外の理解を得ること努める。もんじゅの事故は、国の原子力政策決定に対する不信感を高め、周辺住民の不安を高めた。プログラムの透明性を示すため、円卓会議を設けかつ情報公開に努めている。
- コスト競争力を高めることが必要である。
- ・結論として、（1）プルトニウムの利用は必要な技術と位置付ける、（2）コスト競争

力は重要である、(3) パブリックアクセプタンスの確保が必要であるの3点がまとめられた。

(全体会議2後半での質疑応答)

(質問) 発表者は既存の技術のみしか発表しなかった。先進的核燃料サイクルをどう考えているのか。

(Ricaud) FBRの技術開発は重要と考えている。再処理については最新の技術をもって1992年に、またMOXについても最新の技術をもって1995年に操業を開始した。我々にとってコストの問題を解決して行く必要があり、これが将来キーとなる。大型化によるコストダウンを図っている。安全性についても問題である。新しいプラントでは、従業員の被曝をおさえている。2010年に西欧でまた2020年にはアジアで新しいタイプの原子炉ができるであろう。

(座長) 個々の新しい考え方については、技術セッションで取り扱っている。

(Ricaud) 将来的な課題はFBRである。FBRの開発には今後10-20年かかるものと思う。

(質問 USA) 民生用のプルトニウムに取り組むと余剰プルトニウムの保有量が多い国となってしまう。貯蔵することも1つのオプションであると主張されているが、米口はそれぞれ50トンずつある解体プルトニウムをなんとかしようとしている。解体プルトニウムでも民生用のプルトニウムでも貯蔵については同じと思うが、一体どこが異なるのか。

(Wilkinson) 政治の問題だと思う。英国では、安全にかなりの量のプルトニウムを貯蔵できる。核拡散にとって50トンでも100トンでも同じことと考えている。英国では、プルトニウムをAGRや軽水炉で燃やすことを経験している。

(質問 USA) 第3国オプション(第3国での貯蔵)を述べられていたが民生用と解体核を混合してはどうか。

(Kratzer) 全てのグレードのプルトニウムが兵器として使用可能であると言われている。従って民生用も解体プルトニウムも変わらない。国内のMOXオプションについて、速度を早めて解体プルトニウムの処理を進めて行く必要があると思う。(米国には民生用のプルトニウムはない。)

(前田) 解体プルトニウムを軽水炉で燃焼させても問題はないと思う。2010年には10基の軽水炉でプルサーマルを実施予定である。政治的に決まるものであり、国民のコンセンサスを得ることが重要である。この点について解体プルトニウムの場合、もっと難しいと思う。但し、可能性がないわけではないと思う。

(AECL) カナダでは解体プルトニウムのMOXとしてのCANDUでの利用に全く問題はない。但し、カナダにはMOX加工プラントはない。カナダは解体核を受け入れようとしているため、解決が早まるのではないかと考えている。

(座長) 以下の5つのことが結論付けられる。

- プルトニウム管理にはいくつかのオプションがある。
- 直接処分には躊躇するものがある。

- 国際貯蔵施設の可能性がある。
- MOX加工、軽水炉での利用は確立された技術である。
- 慎重な計画の立案が必要である。FBRの建設やプルトニウムの利用には、民主社会においては一般人の理解を得る必要がある。

全体会議3 放射能廃棄物管理に関する国内外の見方

座長 H.Issler (NAGRA, Switzerland)

「米国における地層処分プログラム」

(J. Williams, DOE, USA)

・米国の高レベル放射性廃棄物 (HLW) の管理について、ユッカマウンティン (ユッカ) の状況及びクリントン政権がHLWの管理についてどう考えているかについて話してみたい。

・HLWの地層処分場として評価する場所として、政府所有地であるユッカに決めた。

・サイトの特性評価、DOEの勧告、サイトの認可の3つの事項が必要となる。2001年にサイトの推薦後公聴会を開き、2002年に認可申請を行ない、2010年からDOEはユッカにてHLWの廃棄 (地層処分) を行う計画である。

・解決すべき課題は、設計と性能の評価でありこれについては1998年までに答えを出す。このためには、設計、性能評価、許認可コストの推定及び建設コスト評価の4つのドキュメントが必要である。作成された4つのドキュメントは外部の専門家の評価を受ける。性能評価の結果、ユッカが処分場に適さないとの結果は得られていない。廃棄物の閉じ込めは天然バリアに依存している。これは、廃棄物パッケージは最終的には破れてしまうからである。現在、人、環境への評価を実施中である。評価に使用するデータを取得するため現在3つの熱的試験を実施中である。また、水の流れの調査や地下水の挙動調査を実施している。

・電力会社を4つの地域に分け、4つの地域からユッカまでの使用済燃料の輸送に対し許可を与える。

・1998年までに中間報告書を提出することとしており、計画は順調に進められている。

「原子力の誤解を解く」

(J. J. Taylor, BNFL, UK)

・原子力に対しては、神話や誤解がある。廃棄物に係る神話と誤解に迫りたい。大きな問題は、安全性、経済性、環境問題に対する広範囲のPAである。

・安全性については、一般人に不安が存在している。これは、知識が不足していること、チェルノブイル事故の恐怖があること、原子力が先端技術であることのためと思われる。安全許認可の共通のアプローチが必要である。安全なくしてPAは得られない。安全の実績作りが必要である。

・経済性については、ガス発電 (コンバインドシステム) が競争相手となる。原子力は、初期投資と廃炉コストが高いことが要因となる。50-100年というスパンで考えると天然ガスは枯渇する。また、天然ガスそのものの価格が変動する。原子力のコストでは、建設にコストがかかりこれを20年かけて回収する必要がある。またサイズウェルBやThorp

に見られた様に許認可の遅れによるコストへの影響がある。これには、戦略的取り組みが必要となる。廃炉廃棄物管理に不確定性がある。セラフィールドでは、13年間で20以上の解体プロジェクトを成功させた。これらを正しく評価すればこの不確定性を少なくすることができるが、全コストに占める廃炉コストの割合はわずかである。

- ・環境問題は、一般人に大きな影響を与えるものである。過去の廃棄物は処理、現在のものは貯蔵、今後はリサイクルといったことについて国際コンセンサスを得ることが必要、特に廃棄物問題については国際協力が必要である。

- ・事実をいかに一般人に正確に知らせるかが重要なことである。原子力は環境にとって最も有効な手段であり、ウラン価格の長期安定化をはかるためには、リサイクルが必要であることを一般人に説明する必要がある。環境派は何か何でもリサイクルを言っているのに再処理はダメだというのは矛盾している。

「長寿命放射性廃棄物の深地層処分に関する仏での研究」

(Y. Kaluzny ,ANDRA, France)

- ・フランスでは、2020年に5000m³の高レベル放射性廃棄物、80,000m³の中レベル放射性廃棄物が生じることになる。

- ・4ヶ所の異なった地点（粘土質のムーズ、オートマルヌーケン、ガール及び花コウ岩質のビエヌ）で地質調査を実施している。ガール圏のものは、地質として優れていた。これらの調査では、責任、透明性、民主主義の3つの側面からのアプローチが必要である。

- ・サイトのインテグレーションのため、地方自治体との対話を続けている。これには直接対話や代表者間での対話を実施している。1994年以降は年に10ヶ月以上続けている。また、国の評価委員会も設置されている。

- ・1996年には、地下実験所の建設のための準備に入った。次のステップは、地下実験場の許認可である。

- ・カナダ、ベルギーと国際協力を進めている。

- ・1991年12月30日に廃棄物に関する法律が施行された。これは15年間の研究により目的を達成するというものである。2006年までには、まだ時間があるので計画の内容の見直しが必要である。この研究にはCEAでは分離・消滅研究と地上での廃棄物の梱包と貯蔵に関する研究を、またANDRAでは深地層での回収可能又は不可能な処分に関する研究をそれぞれ実施することが義務づけられている。

(全体会議3前半での質疑応答)

(質問 USA) 廃棄物問題はPAによる支持が必要である。この点仏では何故PAの支持がうまく得られたのか教えて欲しい。

(Kaluzny) 30の候補地から、地質の性能に基づき4つの地点に終り、経済援助及びサイ

トとの対話並びに透明性を示した。

(Williams) ユッカについてもPAは必要であった。

(質問 高木 東電) 分離・消滅と地層処分についてどの様に関係づけているのか。

(Kaluzny) 廃棄物については、分離・消滅、深地層処分、地上貯蔵の3つの研究開発を実施しており、それぞれプライオリティーを持っている。分離・消滅は、トータルシステムの1部である。

(座長) 許認可に対するコメントは何かあるのか。

(Williams) 詳細はわからない。

(質問) ユッカでの保障措置はどうか。

(Williams) 物理的防護のことか。原子力委員会の指示通りに実施する。

(質問) ユッカプロジェクトのコストについて伺いたい。

(Williams) R&Dについては2-3億ドルであり民間からのファンディングである。

(質問) 2010年までにどの位予算を使うことになるのか。

(Williams) 3億6000万ドル程度と思う。

(質問) コストは莫大だ。これは各国共通だと思うが後進国ではできないということか。

(Williams) 議会の決定であり、中には高くなっているものもあると思う。

(Taylor) 仏からの話を聞いていればもっと安くなったはずだ。ある国でわかったことを他の国に情報提供することがコストを下げる意味から必要である。すなわち、グローバルな国際協力を実施すれば、コストダウンにつながる。

「放射性廃棄物管理に関する国内外の見方・ドイツの見方」

(J. P. Lemberg, DBE, Germany)

- ・ドイツは、すべての廃棄物を深地層処分することを決めた。深地層処分の研究を過去25年間実施してきている。
- ・廃棄物が無害になるまで安定かつ安全に処分しないとダメである。このためには、ホストロックによる保護と地下水からの隔離が重要である。
- ・ドイツ北部には、2億年以上安定で地下水のない地層がある。これが仮に崩壊した場合は、人工バリアが重要となる。このため、処分場の設計が問題となってくる。すなわち、コンテナの設計と人工バリアの設計が重要となる。
- ・モルレーベンは、70年代初めから最終処分場として使用されてきている。78年に試運転、81年運転のための許認可取得後、定常運転に入っている。
- ・ゴールレーベンは、低レベル廃棄物の処分場である。83年にプログラムを開始し、ホストロックとして優れていることを確認した。ここは、将来の処分場のためのR&Dにも使用している。2003年に探査を終了し、2005年から運転に入る。
- ・コーナンドは、崩壊熱の出ない廃棄物の処分場である。82年に処分場として適切と評価され、許認可手続きを実施した。第2phaseは今年の終わりに許認可取得し、2002年に運転開始予定である。

「核燃料サイクルのバックエンド・直接処分と再処理オプションの比較」

(C. J. Allan, AECL, Canada)

- ・原子力発電は環境にメリットがある。二酸化炭素放出量の削減や洪水の発生防止に役立つ。
- ・放射性廃棄物の管理として湿式貯蔵（プール貯蔵）や乾式貯蔵では長期的な管理とはならない。
- ・健康を害さない様に、また子孫が影響を受けない様に、かつ未来に負担をかけない様に管理できる様に高レベル放射性廃棄物の処理・処分研究を実施すべきである。
- ・社会通念として原子力をやめるなら、廃棄物を早期に片付けなくてはならない。このためには、処分の技術開発を実施して行く必要がある。
- ・地層処分では、コンテナ、バッファ、岩盤による包蔵性と地下水からの隔離が必要である。
- ・処分場の大きさは、放射能と発熱量によって決まる。600-1200m³/TWhが必要と言われている。処分場の大きさは、燃焼度にも依存する。
- ・コストはオーバーパックの設計に依存する。高レベル廃棄物と使用済燃料ではコストは大差なしとの評価がなされている。使用済燃料をある期間冷却すれば安くなる。
- ・結論として、以下のことが言える。
 - 産業界は持続可能な地層処分の開発をするべきである。
 - 深地層処分の必要性がなくなるわけではない。
 - 深地層処分は技術的コスト的にも見通しはある。
 - 連邦政府により高レベル廃棄物についての議論がなされている。
 - 日本にとっては再処理することが合理的であり、カナダにとっては直接処分することが合理的であろう。

「日本の原子力プログラムに対する考察:低レベル廃棄物の処分について」

(鈴木 篤之 東大教授)

- ・予稿では、高レベル廃棄物を対象に記載したが、ここでは低レベル廃棄物について議論を進めたい。
- ・低レベル廃棄物レベル1の処理、低レベル廃棄物の区分け、廃炉廃棄物の処理等について述べる。
- ・日本の現状は、六ヶ所で低レベル廃棄物は処理される。2000年には動燃が廃棄物管理に関する報告書を作成し、これを原子力委員会は公聴会を開き一般の意見を聴くこととしている。また、規制上の区分けを行っている。
- ・課題として、以下の点があげられる。
 - 非放射性廃棄物の定義を明確にする必要がある。

- 日本のシステムは非常に保守的である。
- 安全要件を考える時、行き詰まり状況となる。何故500mが深いと言えるのか。400年というのは人間が管理することに対し長すぎないか。2類100mが深いと言えるか。
- より高い透明性が求められる。
 - ・放射性廃棄物の区分は原子力安全委員会で決めた。この考え方に基づき、JPDRの解体廃棄物に適用してみた。これにより以前は放射性廃棄物としていたものでも非放射性として取り扱うことが可能となった。
 - ・今後50年、原子力業界で忙しくなるのは廃炉の処理であろう。このため、何をなすべきかであるが、コスト削減に努めること、サイト内での廃棄物の再利用方策を確立することが必要となってくる。
 - ・まとめとして以下の2点が言及された。
- 技術的課題のみでなく社会的なものがあることを認識すべきである。
- 技術的には、解決できないものもある。このため、制度的な行動をとることも必要である。

(全体会議3後半での質疑応答)

(質問 久野) 1万mも深い海の中に適切に処理した廃棄物を投棄した方がよいのではないか。後進国のためにも、21世紀に向けて海洋投棄を考えてはどうか。

(鈴木) 海洋投棄はやめた。これには、国際的な要求があった。この日本の決定は正しいと考えている。何故なら技術的安全性について十分に説明可能である。

(Allan) 海洋投棄は原子力反対派によって窮地に追いやられる。社会的問題に慎重に対応すべきである。

(質問) 廃棄物の問題とは何か。有害なら何かと比較すればよい。例えば化学有害物質と比較すればよい。

(Allan) 危険性の比較は有効であると思う。放射性廃棄物に対する基準は、化学有害物に比べ厳しくなっている。

(座長) 国際協力の有効な在り方についてどう考えるか。

(Taylor) いろいろな機関との協力により合理化が可能となる。この場合、どのグループとどのグループが協力するのが有効か、また原子力以外の産業分野にも目を向ける必要がある。

(Lempert) 協力は重要と思う。この結果、新しい基準がでてくると思うが、これについても十分に議論して行く必要がある。何をなすことが正しいかよく考える必要がある。有害廃棄物については、よく見ていない様に思う。有害物質が増えてきている。長期的な評価が必要である。有害物質に目を閉じている様に思う。

全体会議4 地球規模としての原子力エネルギーに対する使用者からの視点

座長 H. Hennies Mitglied des Vorstandes, FZK, 独国

仏国の場合

(Pierre Daures, EDF, France)

仏国においては、建設の標準化を見直し、途々に運転技術の改良を図ってきている。その結果、我々の原子力プラントは高い性能の水準と信頼性を得ている。この事実は、反対派にも認識されている。

現状

仏国の現状における戦略は以下の4点である。

- ・ 900 MWPWRでのプルトニウムのリサイクル
- ・ プルトニウムゼロストックを保証するためのリサイクル容量にあわせた再処理量
- ・ 最終貯蔵の最小化と分離システムの最適化を保証するため最大のPu抽出
- ・ 最終発生物量の最小化

しかし、この戦略には最終段階の廃棄物の取扱いに関する解決策は示されていない。

議会は91年12月30日に廃棄物の扱いに関する法を通過させた。この法律は、長半減期生成物の分離と輸送、地下研究所での深層への貯蔵、廃棄物の包蔵と貯蔵、の3つの課題に関する15年間の研究プログラムのためのフレームを定めたものである。又、この法律は、戦略とシナリオの選択についての公衆、政治家、科学者、及び事業者の全てによる議論を2006年までに行うことを定めている。

問題点

事業者としての観点からは、燃料サイクルに関する4点の問題点が上げられている。

- ・ ウラン又はMOX燃料の高いレベルの性能を達成すること
 - 効果的、経済的なリサイクル燃料と新燃料のミックスの選択
 - 可能な限りサイクル期間を長期に伸ばすこと。
- ・ 燃料コストの低減
- ・ 副産物 (Pu、MA、FP) の環境への影響を最小にすること。
- ・ 将来の経済、政治の不透明性に備えること。すなわち、柔軟な戦略や解決策を取ること。

バックエンドの解決なくしては公衆の支持は得られない。この点に関して1991年12月の法は大変重要である。

更に次の2点の課題がある。

- ・ タイムスケールは大変長期で、投資はばく大。
- ・ 戦略の比較はサイクル全体を考慮しなければならない。

いくつかの解決策

仏ではバックエンドの仕事を国家レベルで各事業者と研究機関が一緒になって進めている。

戦略の適切化のために、仏のバックエンドに関するすべての疑問がレビューされており、これは予備的な研究と工業界の傾向に照らして戦略が適切であるかを確証することで行われた。この結論として、

- ・戦略は異なるシナリオを取り込める柔軟性を持つこと
- ・2006年の期限以前は工業的な規模での決断は行われないこと

このレビューはまた、効率的に取り組まれているかを吟味する機会でもあった。

91年12月30日の法は明らかに仏の事業者に海外での考え方、解決策に目を向けさせた。これは、法により15年間という長い研究計画が定められていることによるものと思う。

レビューでの指摘事項

レビューにおいて、キーとなる質問が確認された。

全体のプロセスは深層の地下サイトにおいて大量のプルトニウムと他のアクチニドの廃棄が認められるのに十分な安全性及び信頼性を持ち得るか。

21世紀の後半において、U-238の燃焼が必要となった時、我々はFBRを使うのか。

これらの質問に答えられる国はないだろう。これらの質問のタイムスケールとばく大な投資から、きわめて柔軟な戦略と融通性のある解決策が不可欠である。

次に重要な点としては深層及び地下貯蔵サイトでの廃棄に関するこれまでの研究に関してである。個人的には効果が示されれば地層貯蔵は長期間の適切な解決策として実現することを確信している。この課題と概念に対する全体的な合意は得られていないが、これまで世界中で多くの研究が行われてきた。これらの結果に関する個人的な意見として、

第一に仏、及び他の国でのシュミレーションは、容器が損傷した場合、地層貯蔵されているプルトニウムやマイナーアクチニドは非常にゆっくりと拡散し、生態系へは再び入り込まないだろうと言うことを示している。

第二に当分は議会による最終決定に合うように様々な可能性が検討されることは明らかである。

これらの解決策適切さを確証するための研究を行うことは重要であり、地下研究所において早急に実施されるべきである。認可の手続きは進行中であり、1997年前半において3つの候補地に関する公共の調査では良い結果が得られている。計画では、2001～2002年頃初めの試験が行われる。

「原子力エネルギーとその将来：今日我々は何をすべきか」

(池亀 亮 東京電力)

1. 今日原子力エネルギーが直面する課題

原子力発電所の円滑な運転とエネルギーの安定供給を保证するという重要な役割を担っているにも係わらず、今日原子力業界全体を見るに、日本の原子力エネルギーをとりまく社会的状況は悪い方向へ向かっている。もんじゅ事故は二次系のナトリウムが漏れるという技術的には深刻なものではなかったが、事故後のまずい対応により社会的に大きな衝撃を与え、FBRの開発計画のみならず、日本の原子力政策そのものまでも大きな影響を与えてしまった。さらに加えて動燃東海再処理工場のアスファルト処理施設での火災・爆発事故がもんじゅ事故の記憶がさめやらぬ今年3月に起こり、原子力に関する関心をさらに強めた。STAは、動燃改革検討委員会を設置し、動燃を新しい経営体制と安全機能の強化により再構成するという計画を今年7月にまとめた。新しい事業団は社会の目に対して透明性のある機関として来年秋に設立される。

現在は地球規模での競争時代である。電力業界も例外なく、日本における競争原理の導入を余儀なくされる。電力料金は世界的に見て種々の要因からやや高いと言われているが、1995年の電気事業法の改定によりMITIは2001年までに電力料金を海外との対等なレベルまで改善することを目標に日本の電力業の全体的な実態を再調査することを決めた。このように、電力業界に求められる環境が形成されつつある。

2. 21世紀に向けた準備として何が必要とされるべきか

緊急に必要とされるのは動燃の改革である。動燃はそもそも新型炉を自主技術により開発するために設立された。当時は国産の独自の技術を持つことが強く求められた。特に原子力エネルギー技術は我が国のエネルギー政策における独立性の観点から強調された。しかし現在は状況が大きく変わり、日本の工業レベルは熟成され、世界をリードするまでになった。一方、冷戦終了後、経済は世界化時代を迎え、我々は技術開発の独立性と国際協力のバランスを考えなければならない。もちろん独自の技術の重要性は言うにおよばないが、我々は研究フィールドだけでなく、安全性、核不拡散能力、経済的な競争力を伴った技術の開発のために、世界中のあらゆる有効な資源を利用していることを考えるべきである。今、FBRと経済的に競争できる核燃料サイクルの開発を新しい動燃の目的として、動燃の歴史の始めの言葉とすることができる。これらの目的の達成のため、工業界と特にこれらの技術の将来のユーザーである電力業界との密接な協力と協力の醸成を分かち合うことが動燃にとって本質的なことである。公衆から最もかけ離れた先端の研究に従事する者を含む動燃の職員にとって、一貫した目的意識とモラルを持つこと、公衆の意見の傾向をモニターするアンテナを持つことが求められる。これが改革検討委員会が意識改革の必要性を強調する理由である。

第二に世界的競争時代と調和のとれた原子力開発の理想的な道を検討する必要がある。日本のような技術に立脚した国は自主技術を守ることは重要である。世界的競争時代においては競争力のある技術の開発を行うためには目的にあった最も合理的なアプローチをとることが重要である。例えばインフラストラクチャーの最大限の利用や商業化への開発ステップを簡略化することなどである。国際的なスキームはこの点の役割が期待される。

第三に原子力開発が社会の変化に受け入れられなければならない。原子力エネルギーや

放射能は依然として公衆にはわかりにくく、我々の仕事に対して透明性、責任が更に要求される。技術開発部門に携わる者を含めた原子力エネルギー開発に従事する人々にとって高いモラルを維持すること、社会情勢の変化に柔軟に対応することの重要性が将来増していくであろう。

第四に地球の温暖化に対する原子力エネルギーの役割である。今日、CO₂の放出の低減化において原子力は重要な貢献を果たしている。1996年度のCO₂低減の71%が原子力の導入の結果によるものである。COP3において、原子力がCO₂低減化に貢献してきたこと、及び将来においても継続していくことに対して人々の理解を得ることは、原子力工業界にとって重要でかつ緊急な課題である。

最後は原子力エネルギーと環境の適合性に関することである。最近、癌の発生率と放射線量の関係である線形仮定が否定される多くの事実が明らかにされた。我々はこのような事実が区分され、国際的に認知され、線形仮定に代わる新たな放射線防護のガイダンスが確立されることを望む。

(全体会議4での質疑応答)

質問：

長期的には次の100年間にFBRが必要になる。20年で米、独、英が止めてきた。現在は露だけ。導入時期が早すぎたのかもしれない。例えば2030年までは3極で開発するという案はどうか。

P. Daures：

FBRは長期的には必要。仏では原子力政策は議会で指示されている。SPXは安全と言われたが、経済的な理由で停止された。

現在、2006年のバックエンドを決める。燃料サイクルは継続。問題は国際的な合意が必要。日、仏、英、米の協力が必要。

H. Hennies：

むずかしい問題であるが、多くの国ですばらしい成功を納めている。問題だけでなく、確立したものもあり継続的にオープンにしていかなければならない。FBRは一国の問題ではない。明るい見通しで終わりたい。

円卓会議 将来のアジアにおける原子力エネルギーの開発と利用

進行役 植松邦彦 PNC 副理事長

「中国における原子力計画」

(X. Shi 中国原子力工業総公司 (CNNC) 副局長)

泰山原子力発電所 (PWR, 300MWe) の建設経験で自信を持った。今後の計画として、自国の設計による PWR(600MWe)2基(泰山 Phase 2), フラムアトムとの契約による PWR(1000MWe)2基 (リンガオ) が建設に入り、CANDU(700MWe)2基の契約が結ばれ、VVER(1000MWe)2基が建設予定にある。

「韓国における将来の原子力エネルギーシステムの開発と利用戦略」

(B.-W. Lee 韓国 KAIST 社長)

韓国は日本と同様に、自国のエネルギー資源が乏しく (昨年 の輸入割合は 97%) 発電量の増加を賄う主要なエネルギーとして原子力を位置づけている。現在 12 の原子力発電所 (韓国標準型 PWR2基, PWR8基, CANDU2基) が稼働しており、10.3GWe に達している。長期計画としては 2010 年までに 27 基 (26.3GWe) が必要であり、総発電量の 46% に達する。先進的な原子力エネルギーシステムの開発は高い安全性・信頼性、経済性、環境への影響を最小にすることを目的としている。

「自然エネルギー資源を持つ発展途上国における原子力発電所を導入する際の問題」

- インドネシアの場合 -

(M.I.R. Subki AEC インドネシア 部長)

インドネシアは 17000 の群島からなり、エネルギー資源は一部に限られている。石油の消費を減らすこと、他の資源利用による環境への影響を減じることの目的から、原子力発電所に関する包括的なフェージビリティスタディがおこなわれている。世界で 443 基の原子力発電所が良い成績で稼働しているにもかかわらず、我々のような新しく導入を考えている国は依然としていくつかの問題を乗り越えていかなければならない。これらはプロジェクトの資金的な問題であり、(政府は財政的リスクを受入れない。) 原子力と化石燃料に関するロビー活動における争い、市民の受入れ、そして原子力が社会的、政治的性格を持っているという問題である。我々はより効果的な市民への情報の提供の継続と政府と議会とのギャップをうめる努力を続けていかなければならない。

「ベトナムと原子力」

(N.T. Nguyen AEC ベトナム 部長)

ベトナムでは、過去5年間で平均12.5%の電力の伸びがあり、政府は2020年まで生産を8%ずつ伸ばすことを目標に上げている。これは2020年には1995年のレベルに比べ10倍以上の電力が要求されることになり、原子力発電の導入が確定されている。政府は、エネルギーバランス、経済性、環境への影響、エネルギー供給の安定性、継続的な開発の観点から原子力の導入について議論している。

最も大きな問題の一つは人材不足と経験がないことであり、国際的協力が重要となる。

「原子力の教育：タイにおける原子力の導入のための方法」

(Tachai Sumitra Chulalongkorn 大学 工学部 原子力技術科)

タイ国においては、今日原子力の導入は社会が直面している最も重要な議論の一つであるが、そのための人材を確保すること、市民に受け入れられることは大変困難な問題である。教育は原子力を導入するためにカギとなる。工業界は原子力の選択とその係合を意識し、国内にそのための専門技術を形成すべきである。工業界と大学は、このためにより密接なつながりを持つべきである。プロジェクトの初期の段階で中立的な市民が参加できるプログラムをスタートさせる必要がある。又、高校生に対するシステムティックな教育を行う。これらの結果フォーラムの形成が期待される。原子力の教育において国際協力が大変重要であり、協力のネットワークがアジアや太平洋沿岸の国々に拡大されることが望まれる。

【注目すべき事項】

韓国においては、長期的な開発計画がたてられており、炉型の多様化、新しい概念の核燃料サイクルの研究がすすめられている。アジア地域の安全の確立の観点から、アジアにおける原子力を導入しようとしている国への協力・援助も日本の重要な課題である。

【主な質疑応答】

韓国 B.-W. Lee :

PA について強調されたが、公衆の動きが重要。教育は小学生から高校まで、どのように安全に原子力発電所が運転されるかについて教えるべきだ。チェルノブイリ事故以来、コミットされたものが撤退したが、おそらくはその国の意志の欠如と思う。

タイ Tachai Sumitra :

教育は同感。手に入る情報はメディアだがこれは反核になっている。大衆に対して正しい情報を与えるべきだ。

質問：

台湾と北朝鮮がカバーされていないが。

韓国 B.-W. Lee：

ジュネーブ協定により、ガス炉が停止した後1000MWeのLWRが供給される。炉はKEPCO製。現在、韓国から技術者が行っている。

中国 X. Shi：

台湾については個人的ではあるが、中国は反対していない。IAEAの平和利用に徹しなければならない。

質問：

発電コストは反対派のために上がっているのではないか。

インドネシア Subuki：

石炭はクリーンについて考えると高くなる。原子力が48～55 mils/kWhに対して石炭は63 mils/kWh。

コメント：

教育についてはNUEC NETがすでにある。

質問：

北朝鮮の炉は安全運転されるべきだが、誰が規制するのか。

韓国 B.-W. Lee：

レファレンスとしてヨンドン3,4号炉がある。北の安全当局はIAEAのコードに従おうとしている。ANSは北の技術者を招待し、見てもらおうとしている。ANSミーティング（サンフランシスコ）ですでに実績がある。

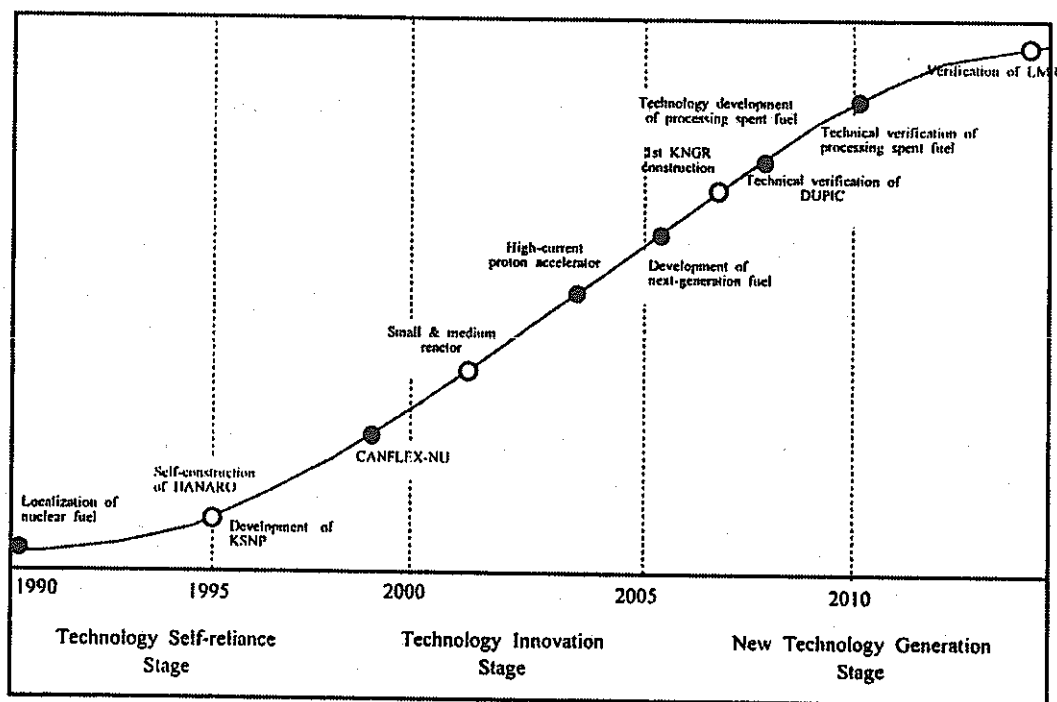


図3. 韓国の長期的な原子力R&D計画の主要な目標

1997年10月9日

COP3会議に対するGLOBAL'97会議の声明

1997年10月6日～9日に横浜で開催された「将来の原子力システムに関する国際会議」(GLOBAL'97)の参加者は、原子力発電の選択は地球規模の二酸化炭素増加の抑制に重要な貢献をなし得る、との結論に達しました。

GLOBAL'97会議には、33か国と3国際機関から、原子力の平和利用に関係している専門家約700名が集まりました。この会議では、新型原子力発電プラントための高度化燃料サイクルを中心に、将来の原子力エネルギー・システムとその地球環境への影響に関連する討論が行われました。主な討論分野は、将来の原子力エネルギー戦略、プルトニウムの有効利用（解体核兵器からの物質を含む）、廃棄物の最小化と処分などです。

大気圏中の二酸化炭素の増加による温室効果の結果である、地球規模の気候変動が顕在化しつつあります。エネルギー利用効率の改善、再生可能エネルギーおよび原子力エネルギーの使用増加などの、強力かつ地球規模のエネルギー保全計画を組み合わせることによって、二酸化炭素の削減に重要な貢献をすることが可能です。

原子力エネルギーは確実に信頼性のあるエネルギー源であり、現在OECD加盟国の発電量の25%を供給しています。このシェアは石炭の38%に次いで第2位です。商用の原子力発電は1958年に始まり、現在400基以上の発電所がありますが、これにより二酸化炭素の排出量を約80億トン削減してきました。このように原子力により、既に地球全体の二酸化炭素排出量の7%の削減を達成しており、将来さらに重要な貢献が可能です。1995年だけでも、原子力発電は石炭火力発電に置き換えると6億トン以上の二酸化炭素の発生を防いだことになります。

発展途上国、特にアジアにおいてエネルギーの需要は高まっています。原子力は化石燃料の燃焼を増やすことなく、これらのエネルギー需要を満たすことができる、実証済みの実用的なエネルギー源であります。アジア地域では、最新型の、安全で効率の高い原子力発電所が、原子力発電計画の確立している国々との協力によって、計画・建設されています。

我々原子力専門家は、特に放射性廃棄物、安全性、経済性、核拡散防止などに関する一般の人達の懸念を、認識し真剣に受け止めています。このような懸念こそが、世界的に著名な科学者や技術者をGLOBAL'97のような国際会議に集結させる動機となっています。

GLOBAL'97会議では全ての分野で有用な技術的進展が報告されましたが、原子力に関する最も困難な問題は、しばしば、技術的なものよりむしろ政治的なものであると思われます。原子力産業界は安全を確保するために大変な努力を払ってきていますが、我々は一般の人達や政策立案者に対してこのような技術的進歩を十分には伝えてきませんでした。適切な規制を受けた最新の原子力発電プラントは安全です。ただし、最も高い基準が世界中で適用され維持されなければならないと我々は認識しています。

民生用と軍事用の核物質の間で結びつきが生じる可能性に関して懸念が表明されていますが、効果的な国際的保障措置が国連との連携のもとで確立されています。このシステムは大変良く機能してきています。事実、保障措置を受けた民生用原子力発電計画から生じる核物質が秘密目的に利用されたことはありません。

GLOBAL'97会議の参加者は、COP3において下記項目を高い優先順位で考慮されることを勧告します。

- 地球規模の気候変動に対処するために、将来のエネルギー政策においては二酸化炭素排出量が最小になるエネルギー源を支持すべきである。
- エネルギー源の選択のための全コストの評価には、環境コストが含まれるべきである。
- 原料として各種の有用な目的に利用できる資源は節約し、燃料源としての使用は極力控えるべきである。

以上を考慮すると、当然原子力は重要なエネルギー源であるという結論になります。

人類への非常に大きな影響を考えて、GLOBAL'97参加者はCOP3に対し、地球規模気候変動の最小化における原子力の役割を決める際に、正当かつ現実的に評価されるよう提言します。

International Symposium on Nuclear Fuel Cycle and Reactor Strategies: Adjusting to New Realities

N. Oi, P. Jelinek-Fink (IAEA)

【概要】

今年6月にウィーンで開かれたIAEA主催のシンポジウムの概要が紹介された。シンポジウムには、41カ国、4国際機関から300名以上が参加し、6つのセッションでPu管理を中心とする燃料サイクルの諸課題について議論され、以下の点が指摘された。

- ・十分なパブリックアクセプタンスが得られない今、原子力界は厳しい局面にあり、いくつかの国では競争力を失っている。競争力を高めるのが当面の課題である。
- ・長期的には、原子力なしではクリーンエネルギーで需要をまかなうことはできないことは強く支持されているが、短期的には原子力は先細りとなる可能性がある。原子力産業は簡単にオン・オフできないのであり、国際的ネットワークで施設、人的資源、競争力を保持していく必要がある。
- ・運営委員会では、長い停滞期の後、来世紀のある時期に原子力の急速な拡大が必要となるシナリオを想定し、その際の混乱を避けるためには技術的、制度的な取り組みを今から行っていくべきであると結論づけている。

【注目すべき事項】

当面続く原子力の冬の時代を乗り切り、原子力への急激なニーズ拡大に対応できるようするには、どうすれば良いかという非常に現実的な議論である。

【主な質疑応答】

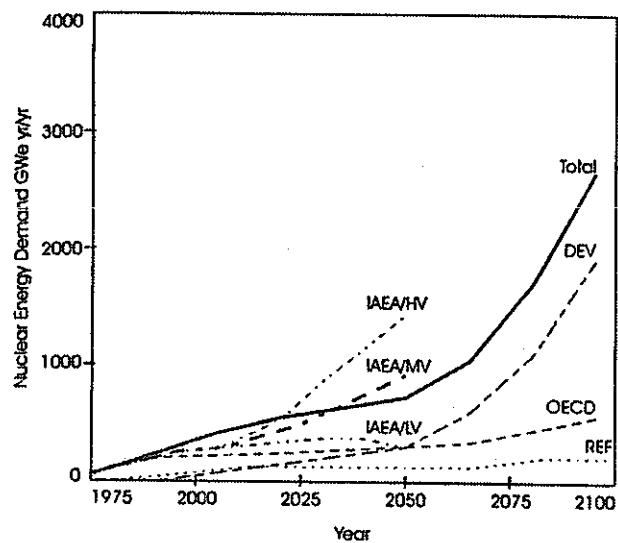


Figure 1 原子力発電の総需要量

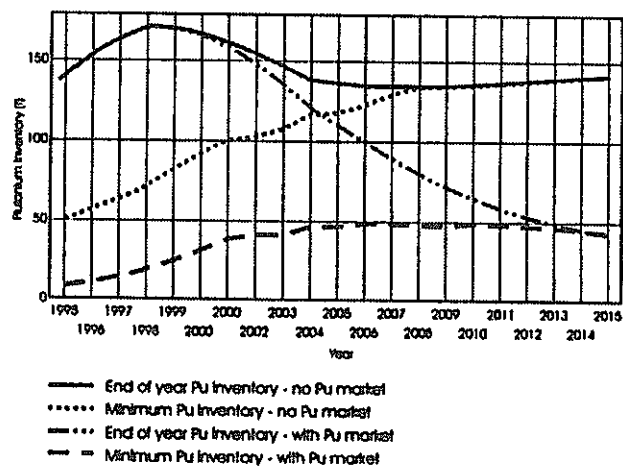


Figure 2 世界の民生用分離Puのインベントリ

STRATEGY IN REACTOR AND FUEL CYCLE SYSTEMS IN FRANCE (STATUS IN MAY 1997)

B. ESTEVE (EDF)

【概要】

フランスにおける再処理、Puリサイクル、MOX加工の開発経緯、今後の動向を概説した後、フランスの燃料サイクル戦略の紹介がなされた。（再処理開発の主なトピックスをTableに示す。）

高レベル放射性廃棄物の最終処分法が産業規模で実証されていない現状を踏まえて、1991年、フランス議会は、高レベル長半減期放射性廃棄物の将来に対する政策を決定する時期として2006年を目標とする法律を制定した。どのような選択が下されても原子力産業が対応できるように、当面は以下の戦略が遂行される。

- ・ 28基のPWR及びスーパーフェニックスで分離されたPuをリサイクルする
- ・ リサイクル可能な量に応じてUO₂燃料の再処理量を調整する
- ・ 再処理によりPuは最大限抽出し将来の処理まで使用済み燃料は一時貯蔵する
- ・ 最終廃棄物の体積を最小化する

再処理計画の妥当性には自信を持っているが、核廃棄物の長期的な取扱いについての政策が未定である限り、可能性のある他の選択肢への変化にも対応できる柔軟性をEDFは有している。Puリサイクルの経済性は、天然ウラン価格、MOX燃料の性能向上及び全ての前処理を含む直接処分のコストに依存することに留意するべきである。これらの因子の展開により中期的戦略の経済性は影響を受けることとなる。

少なくとも上述の法律で目標と定めた2006年までは、フランスの電気事業者は、既定の戦略を遂行していくことになり、今後の技術的、経済的展開に応じて、原子炉の運転、再処理、Puリサイクルに関する柔軟性を確保するため、12000－15000トンの使用済み燃料の一時貯蔵能力が必要となる。

長期的には、原子力の将来は核廃棄物処分に対する国民の同意なくしてはあり得ず、1991年の法律に基づき実施されている研究開発の成果が注目される。特に、処分地の選定基準を決めるための地下実験施設の建設と2006年の議会での決定に必要なデータの取得が重要である。同時に現行の再処理プロセスよりも安価な簡素化された再処理の開発も避けて通れない。このようなプロセスでは、ガラス固化体中のPu含有量は増えるが、最終処分されるアクチニド量は減少する。

【注目すべき事項】

2006年の最終政策決定に向けて着実に開発計画が進んでいる。

【主な質疑応答】

(Q) EDFはこれからもCO₂放出量に対する条件を満たせるのか。

(A)

Table フランスにおける再処理開発

Some key dates

- 1958 ⇒ start of reprocessing of gas-graphite fuel at Marcoule (UP1) ;
- 1966 ⇒ start of reprocessing of gas-graphite fuel at La Hague (UP2) ;
- 1974 ⇒ decision to license MOX fuel in sixteen 900 MW PWR's reactors ;
- 1976 ⇒ first reprocessing of PWR fuel at La Hague (UP2) with a capacity of 400 t/y ;
- 1981 ⇒ decision to build UP3 at La Hague ;
- 1987 ⇒ UP2 is completely dedicated to LWR fuel ;
- 1990 ⇒ start of reprocessing of LWR fuel in UP3 (La Hague) with a capacity of 800 t/y ;
- 1994 ⇒ start of extended UP2 with a capacity of 800 t/y.

CLOSING THE NUCLEAR FUEL CYCLE AND MOVING TOWARD A SUSTAINABLE ENERGY DEVELOPMENT

Jor-Shan Choi (LLNL)

【概要】

使用済燃料及び解体核兵器からの核分裂物質の管理・処分が環境及び核拡散の観点から現在最も切迫した課題であり、本報告では使用済燃料及び解体核分裂物質の管理・処分のための燃料サイクルの完結の技術的可能性を再処理オプションの経済性検討を含めて検討するとともに、地域的な枠組みの中で核物質管理、原子力施設の安全を管理することにより原子力エネルギーに基づく経済協力を追求した概念が提案されている。

使用済燃料及び解体核兵器からの核分裂物質の処分を考える上で特に重要な元素を **Table 1** に示す。地下埋設後の再臨界の可能性については意見が分かれており、今後の研究が必要である。消滅処理の概念は色々提案されているが、軽水炉が最も技術的に成熟しており、PUREX等の実証された分離技術と改良型軽水炉の組み合わせによるTc-99、I-129、Cs-135、Np-237等の長半減期元素の消滅処理が地下埋設の長期的な公衆と環境に対するリスクを軽減し、地下での臨界可能性を最小化する手段である。短半減期、高発熱のSr-90及びCs-137を分離することにより、地下埋設の面積を1/6に減ずることが可能である。

Figure 3 に直接処分オプションと同等の経済性を得るための燃料再処理コストを示す。天然ウラン価格ポンド当たり15US\$、MOX加工kgHM当たり1000US\$、廃棄物処分費1mill/kWhといった現在の価格水準では、経済的に見合う再処理コストはkgHM当たりわずか200US\$となり、現実には日本が欧州の再処理事業者に支払っている役務費より何倍も安い。日本や欧州各国では、高いコストにもかかわらず燃料サイクルの完結を政策として進めている。これは、エネルギー源を全て輸入に頼る日本では、原子力は他のエネルギー源と経済的に競合でき、再処理コストが2倍になっても電力価格への相対的な影響は小さくなるためである。一方、原子力の他のエネルギー源に対する価格競争力が弱い米国の場合、現在の価格水準では使用済み燃料を再処理することは経済的ではない。このように再処理オプションの経済性は国のエネルギー政策の一環として議論されるべきである。

安定したエネルギー開発は多国間の地域的な枠組みの中で構築された原子力システムに基づいて達成できる。その枠組みの中で放射性廃棄物の管理、核拡散の管理、原子力施設の安全運転、地域経済協力が進められる。

【注目すべき事項】

【主な質疑応答】

(Q) Np-237の消滅処理によるPu-238の生成についての見解。

Table 1 着目すべき放射性同位元素

Characteristics	Radionuclides	Half-life, y	Impacts/Concerns
High radioactivity & thermal heat	Cs-137	30	repository design short-term (<1000 y) health effects
	Sr-90	27	
Long-lived & low sorption in geologic media	I-129	1.7e+7	intermediate-term (>1000 & <200,000 y) health effects*
	Tc-99	2.1e+5	
	Cs-135	3.0e+6	
Long-lived & high dose impact	Np-237	2.1e+6	long-term (>200,000 y) health effects*
	Pa-231	3.4e+4	
Fissionability	Pu-239	2.4e+4	underground super- criticality potential & safeguards and security requirements
	Pu-241	14	
	U-235	7.2e+8	
	U-233	1.6e+5	

* for release scenarios based on leaching/dissolution and migration of radionuclides from geologic repository

J. Choi '96

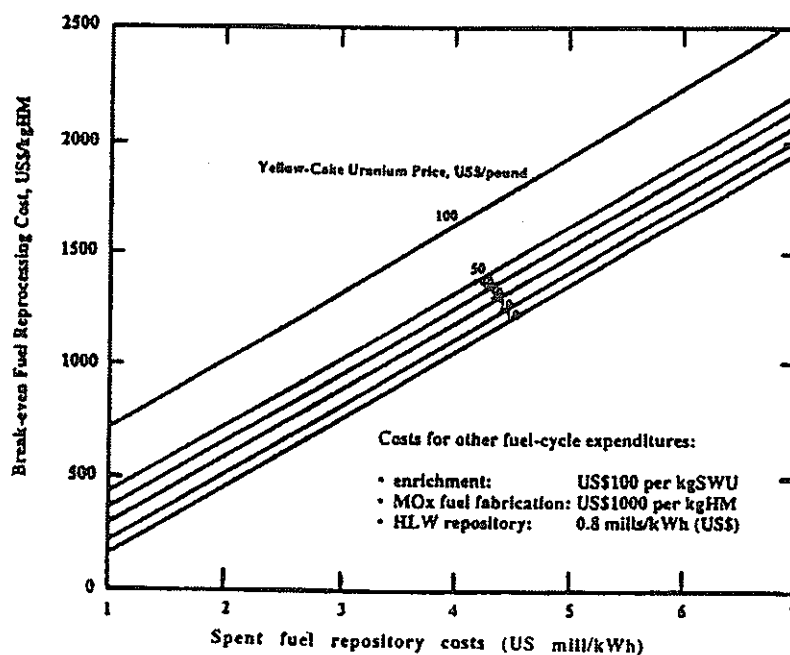


Figure 3 経済的に見合う（全コストがワンスルーと同じになる）再処理コスト

SOME SCENARIOS FOR POSSIBLE DEVELOPMENT AND STRUCTURE OF NUCLEAR POWER IN RUSSIA

A. Chebeskov, M. Troianov, V. Oussanov, B. Gordeev (Central Scientific Research Institute),
M. Zavadsky (All-Russian Scientific - Research and Design Institute of Power Technologies)

【概要】

核燃料リサイクル完結という旧ソ連の原子力政策は、基本的には、そのままロシアに引き継がれている。連邦解体により、主たるウラン資源がロシアの領土外となったので、その必要性はむしろ高まっているといえる。

本検討では、2030年で50GWのケースと80GWのケースの2通りの原子力発電規模を想定し、それぞれの天然ウラン資源必要量を評価した。評価において、既設炉の更新は熱中性子炉（VVER-640又はVVER-1000）でリプレースするものとするが、2030年以降の更新は高速炉（BN-800）に置き換えるオプションも検討した。Figure 1に各ケースのウラン資源累積必要量を示す。ロシアのウラン資源は、130\$/kg以下のコストで約450,000トン、80\$/kg以下で250,000トンとされていることから、ロシアの原子力発電規模は50GWを超えることはできず、また、2030年以降は天然ウランを消費しない高速増殖炉で既設炉を更新しなければならないといえる。高速炉へのPuの供給についての概算結果によれば、VVER-1000型原子炉1基で設計炉寿命30年の間に生成されるPu量は約9トンであり、これは同規模の高速炉の運転開始に必要なPu量とほぼ等しいことから、2030年以降の発電規模を維持するためには、使用済燃料を全量再処理しなければならないと考えられる。

サイクル戦略としてはFigure 3に示すようなオプションが考えられる。いわゆるワンスルーのオプション1に比べ、Puを1回熱中性子炉でリサイクルするオプション2は、必要ウラン資源量を40%節約し、放射性廃棄物量を1/3まで低減することが可能である。サイクルシステムに硬スペクトルのBN型の高速炉を持ち込むオプション3及び4では、U、Pu及びMAがサイクルシステムの中に閉じ込められ、環境への放出量は無視できる程度に小さくなる。高速炉系での放射性廃棄物はFPが主体となり、ワンスルーに対し1/50程度まで軽減される。

【注目すべき事項】

前提条件は異なるものの、状況は日本とよく似ている。

【主な質疑応答】

(Q) リプレースにRBMK型原子炉を想定しないのは、RBMK型原子炉をやめるということか。

(A) 私見だが、もう開発計画はないと思う。

(Q) 国内のウラン資源量だけで発電規模を制限する必要はないのではないか。

(A) 経済的な理由もあり、国内のみを条件とした。

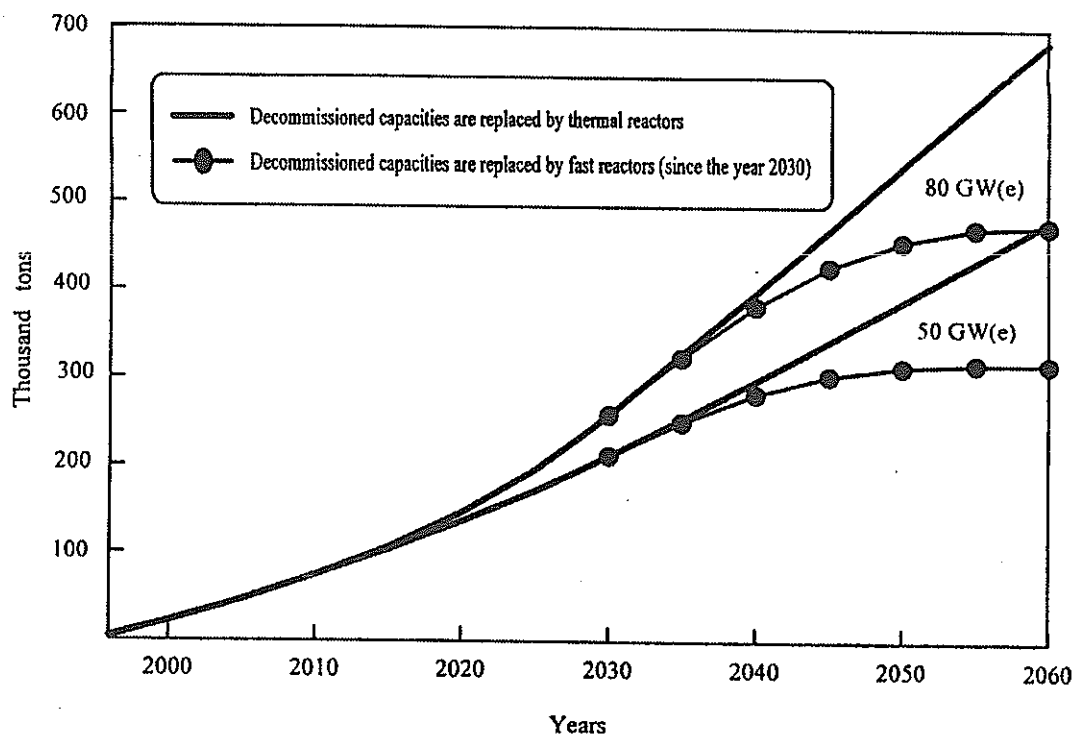


Figure 1 天然ウラン資源累積必要量

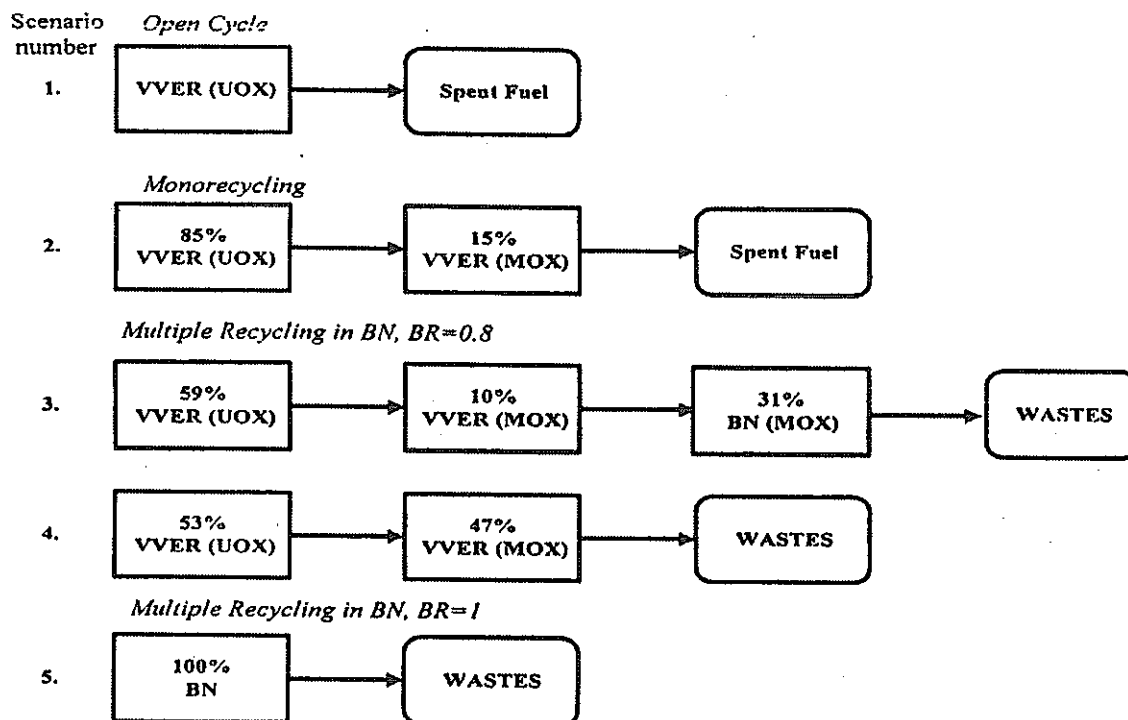


Figure 3 原子炉の組合せシナリオ

ROLE OF NUCLEAR POWER IN SUSTAINABLE ENERGY SYSTEMS

G. H. Stevens (OECD/NEA)

【概要】

原子力は、将来のエネルギー源として要求される3条件、すなわち、コスト、安定的供給力、環境との調和の全てを満たす数少ないオプションであると位置づけ、本報告では、2050年までの世界のエネルギー供給の中での原子力の役割の検討と環境問題への関心の高まりに応じて政府と原子力産業界がなすべき幅広い活動の分析が行われている。

WECの報告では2050年における電力需要は、2000年の少なくとも2倍に増加すると予測され、いくつかのシナリオでは4倍に増加する想定もなされている。今後50-60年のエネルギー供給の中での原子力の位置づけの政策決定には、国内・国際的な経済状況、国内エネルギー資源、技術の進展、他のエネルギー源との競争力に関する種々の因子に影響を受ける。環境に関しては、原子力は固体廃棄物発生量及びCO₂排出量が非常に少ないという特徴を有している。フランスでは1980年から1990年代なかばにかけて、原子力の発電シェアを25%から75%に高めたため、総発電量が2倍になったにもかかわらず、発電所からのCO₂、SO₂の排出量がそれぞれ1/4、1/9に減少した。

原子力に関するシナリオとして3つが考えられる。高水準ケースでは既設炉の更新は原子炉で賄われ、さらに、これまで原子力を持たなかった開発途上国でも原子力開発が行われ、特に東アジアでの増加がめざましいと想定している。一方、低水準ケースでは、中国、日本、韓国等のアジアで新規建設があるのみで、西欧、米では原子力発電は化石燃料にとってかわられる。これらのケースは今年ウィーンで開かれたIAEAのシンポジウムで報告されたシナリオと近い。もうひとつのシナリオは、既設の原子炉が比較的早期に閉鎖された後、エネルギーの安定供給及び温室効果対策としてのCO₂排出制限達成のため国家的エネルギー政策により2020年までに原子力が復活するというものである。このシナリオにおいては、停滞の後の復活に備えて、原子力のインフラの保持を国家と産業界が取り組まなければならない。

【注目すべき事項】

来世紀のある時期に訪れるであろう原子力へのニーズの飛躍的な高まりに応えるには、これまで培った原子力のインフラを維持していかなければならないが、いくつかの面で既に弱体化の兆候が見られると指摘し、NEAのような国際機関が国際協力によるインフラ維持を推進していく必要性が強調された。

【主な質疑応答】

Development of the Demonstration Fast Breeder Reactor in Japan

T. Inagaki, M. Ueta, M. Hamada (JAPCO, Japan)

【概要】

日本における高速増殖実証炉（DFBR）の現状についての発表がなされた。DFBRはトップエントリーループ型炉であり、熱出力は1600MW（電気出力660MW）、15ヶ月運転で平均燃焼度は90GWd/t、出口温度は550℃である。DFBRの基本仕様、設計目標、プラントレイアウトなどが示された。

炉心安全性に関しては、DFBRは主炉停止系と後備炉停止系の独立した2つのシャットダウンシステムを持ち、後備炉停止系には磁力によって制御棒を保持するSASSが採用されていること、炉心外周にはGas Expansion Module (GEM) が設置されていることが示された。そして、ULOF事象に対して、SASSとGEMにより冷却材の沸騰が防げることが示された。また、ナトリウム火災に対する設計対応に関する説明があった。更に、現行のプラント概念では、建設費は1000MWe出力のLWRの建設費の1.46倍であることが示された。

【注目すべき事項】

JAPCOは新しい設計研究を開始したが、その目標はいかにナトリウム火災を防ぎ、いかに建設費を削減するかであることが述べられた。

【主な質疑応答】

Q. 炉心外周にGEMを設置したが、炉心のNaボイド反応度は負なのか。

A. GEMをつけても負にはならない。

Q. ループ型のコスト評価を行っているが、タンク型はどうなのか。

A. タンク型はループ型より少し安い。

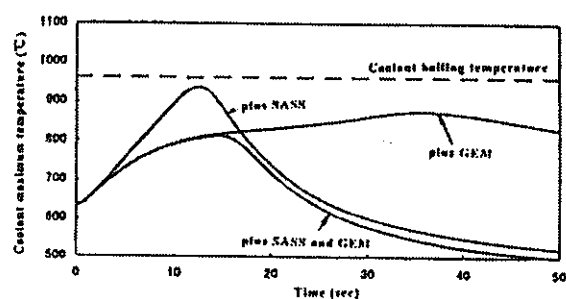


図1 ULOF事象に対するGEMとSASSの効果

表1 DFBRの主要プラント仕様

Item	Specification
Reactor type	Top entry loop type reactor
Thermal output	1,600 MW (Electrical output about 660 MW)
Number of loops	3 loops
Reactor outlet temperature	550 °C
Core and Fuel	
Core	Homogeneous core
Fuel	Pu-U mixed oxide hollow pellet
Burnup	about 90 GWd/t (initial phase) about 150 GWd/t (high burnup phase)
Breeding ratio	about 1.2 (with blanket) about 1.0 (without blanket)
Reactor shutdown system	2 independent systems
Decay heat removal system	4 loops of DRACS
Reactor containment	Rectangular reinforced concrete Containment with liner
Steam generator	Once-through helical type
Fuel handling system	Rotating plug, manipulator type
Reactor building	Horizontal seismic isolation building

New Options for Developing of Nuclear Energy Using an Accelerator-Driven Reactor

H. Takahashi (BNL, USA)

【概要】

現在の扁平な炉心形状の高速炉では中性子経済が悪く、増殖比1.2ではエネルギー需要の年間増加率3%以上を満足することができない。最も有望なアプローチは中性子経済が良く、高増殖率が得られる硬中性子スペクトルPu燃料高速炉を使用することだが、このような高速炉はNaボイド反応度が大きくなり、また、ドップラー係数が小さくなるので、安全面で問題がある。そこで、安全性を高めるために中エネルギー陽子によるスパーレーション中性子を利用したわずかに未臨界の加速器駆動型高速炉の説明がなされた。

未臨界度が大きいと陽子ビームのパワーが大きくなり、大電流加速器が必要になること、また、ビームが炉心に入射したときの中性子束分布、出力分布の偏りが大きくなり、冷却が困難になることから、未臨界度はわずかに1より小さく、実効増倍率 $k = 0.99$ あるいは 0.98 が強調された。 $k = 0.98 \sim 0.99$ では小さなサイクロトロンでも対応可能であるとのことだった。ノーベル物理学賞を受賞したルビアも加速器駆動型未臨界原子炉を提唱しているが、当初は $k = 0.95$ であったが、最近では $k = 0.98$ を主張していると述べられた。更に、加速器炉の燃焼計算結果と異なる k による燃料生成コスト及び電気コストの違いが示された。

【注目すべき事項】

大電流加速器が必要なく、中性子束分布、出力分布の変動が少ない $k = 0.98 \sim 0.99$ を何回も強調された。また、この加速器炉は未臨界度が小さい（1に近い）ので、加速器だけで炉を制御するのではなく、制御棒も使用することだった。一般に原子炉の運転に加速器を使用するときは、炉は加速器のみに制御されると考えられているが、このシステムは制御棒も使用する。

【主な質疑応答】

Q. 加速器駆動型未臨界原子炉による燃料生成の加速に関して、硬い中性子スペクトルが重要と言ったが、U-233燃料は硬くなくてもよいのではないか。

A. 硬い中性子スペクトルが重要と言ったのはPu燃料利用システムに対してである。

Q. $k = 0.98 \sim 0.99$ ではATWSのときは安全ではないのではないか。

A. $k = 0.99$ のときもこのシステムは制御棒を使う。皆は加速器使用のとき制御棒を使わないつもりだが、このシステムは使う。なぜ、これまで培われた原子炉技術を使わないのか。このシステムはこれまでの原子炉技術の成果を取り入れた上で加速器を利用する。

表1 加速器駆動未臨界原子炉の燃焼計算結果

Case # Fertile/Fuel/ Coolant, Thermal Power (GWth)	Initial loading of Heavy Metal (ton) & ratio of Pu/HM	Specific ton Power (MW/ ton)	Power Density (MW/m ³)	K _{eff} 0 day (BOC) Pu (ton)	K _{eff} 300 days Pu/U ²³⁵ (ton)	K _{eff} 600 days Pu/U ²³⁵ (ton)	Average Burn-up (MWD/ton) after 600 days
#1. U/Pu/Pb 1.0	5.779 18.1	173.	457.4	.954 1.046	.882 1.006/ .175	.833 .973/ .377	103.80
#2. U/Pu/Pb 1.0	11.35 13.5	88.1	272.8	.928 1.508	.919 1.553/ .049	.922 1.536/ .077	52.86
#3. U/Pu/Pb 2.0	14.08 13.5	142.	440.5	.949 1.905	.939 1.996/ .209	.916 2.035/ .390	85.20
#4. U/Pu/Na 2.0	14.13 13.5	141.5	440.5	.926 1.905	.905 1.986/ .219	.918 2.023/ .417	84.90
#5. Th/Pu/Pb 1.0	5.655 18.5	176.8	457.4	.944 1.046	.883 .899/ .387	.860 .722/ .671	106.08
#6. Th/Pu/Na 1.0	5.652 18.5	176.9	457.4	.945 1.046	.903 .959/ .348	.865 .775/ .607	106.14
#7. Th/Pu/Pb 2.0	13.81 13.8	144.7	440.5	.900 1.905	.948 1.628/ .722	.932 1.294/ 1.161	86.82
#8. Th/Pu/Na 2.0	13.811 13.8	144.7	440.5	.880 1.905	.907 1.642/ .709	.891 1.320/ 1.156	86.82

表2 異なる増倍率に対する加速器駆動未臨界原子炉の燃料生成量とコスト比較

Multi- plication factor k	Production of fuel per year, (ton)	Production of electricity (MW)	Initial inventory of fissile materials (ton)	Initial inventory doubling time (Year)	Cost of fuel without selling electricity (K\$/g) **	Cost of electricity without selling fuel (c/kwh) ***
1.0	0.119	600.	2.02	16.97	0.997	3.29
0.9	0.199	466.	1.72	8.62	.733	5.23
0.8	0.301	300.	1.39	4.61	.60	10.1
0.6	0.602	-201. *	.81	1.35	.467	---- *

*We have to buy electricity to run the accelerator.

**By selling the electricity, the cost of fuel can be reduced substantially.

***By selling the fuel, the cost of electricity can be reduced substantially.

CAPRA Core Studies High Burn-Up Core - Conceptual Study

H.M. Beaumont, K.G. Allen, S.M. Taylor, M. Cartlidge (NNC Ltd., UK),

J. Tommasi, L. Noirot (CEA, France)

【概要】

高速炉によるP_u燃焼の研究を目的としたCAPRAプロジェクトの紹介であった。CAPRAレファレンス炉心の低い燃焼度を改善するために、サイクル長さ、バッチ数、ピン数等が変更された。研究は3つのPhaseに分けて行われた。Phase 1は核熱特性解析であり、炉心特性の最適化を目指して、サイクル長さ、バッチ数、燃料ピン数及び非燃料ピン数のパラメーターサーベイが行われた。また、集合体内の非燃料ピンの配置パターンが調べられた。Phase 2ではPhase 1で最適化された炉心仕様に対して詳細解析が実施された。Phase 3は過渡解析であった。USTOP (Unprotected Slow Transient Over-Power)、USLOF (Unprotected Slow Loss of Flow)、UFLOF (Unprotected Fast Loss of Flow) に対して、時間と温度、時間と反応度の関係の図が示された。最後に、今回の高燃焼度炉心とレファレンス炉心の特性比較が示された。

【注目すべき事項】

CAPRA炉心はP_uをできるだけ多く燃やすために、高P_u富化度燃料を使用し、特殊希釈集合体を導入している。燃料集合体においても非燃料ピン（高燃焼度炉心では¹¹B₄C、レファレンス炉心ではMgAl₂O₄）が使われている。

【主な質疑応答】

Q. 高P_u燃料のP_u富化度は45%以下だったが、なぜか。

A. 分解が遅く、45%以上のP_u富化度燃料を製造するのは不可能である。

Q. multiple recycle のP_uの燃焼は研究しているのか。

A. まだである。

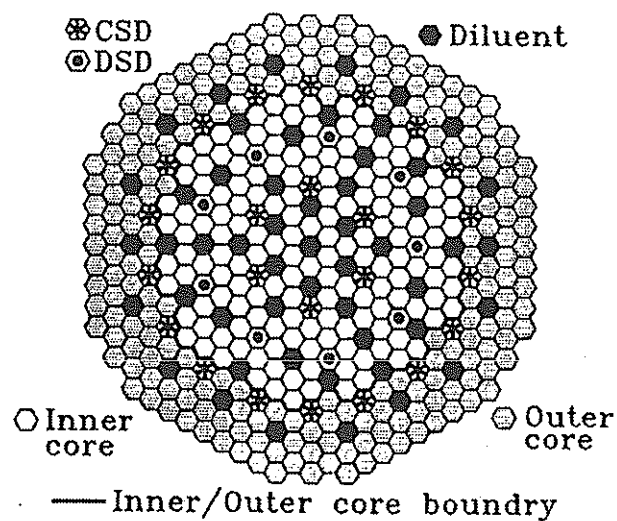


図1 全炉心レイアウト

表1 詳細核設計研究結果

	High burn-up core	CAPRA 04.94 oxide core
Cycle length (efpd) / No. of cycles / Load factor	220.4 / 6 / 0.8	285 / 3 / 0.8
Fuel residence time (efpd)	1322.4	855
Enrichments (inner / outer core) (%)	38.09 / 41.01	42.97 / 44.72
No. of fuelled pins per S/A / unfuelled pin filling	387 / $^{11}\text{B}_4\text{C}$	336 / MgAl_2O_4
Peak linear rating (W/cm)	438	500
Max. temp. difference between adjacent S/As ($^{\circ}\text{C}$)	68	-
Sodium void reactivity (pcm) / EOC Doppler const. (pcm)	1943 / -569	1564 / -455
Total β -eff. (pcm) / Prompt Neutron lifetime (s)	317 / 7.5×10^{-7}	324 / 8.4×10^{-7}
Peak damage rate (dpa NRT Fe) / Peak pin burn-up (%h.a.)	178 / 25	124 / 20
Reactivity loss over cycle (pcm)	5943	9158
Pu burn-up rate (in-core) (kg/TWhe)	61.5	74.2

Nuclear Fuel and Power Complex, Included the Modul-Type Fast Reactor with Low Capacity and the Plant for Dry Reprocessing of Fuel and Vibropacked Fuel Pins Assemblies Production

O.V. Skiba, A.A. Mayorshin, A.V. Bychkov, V.A. Kisly, P.T. Porodnov (RIAR, Russia)

【概要】

NFPC (Nuclear Fuel and Power Complexes) の概念が述べられた。NFPCは1つのサイトに安全性を高めたモジュール型高速炉と再処理及びピン製造プラントが存在する施設である。NFPCの概念研究においては、NFPCは酸化物燃料を使用した2つのモジュール型BMN-170高速炉ユニットと乾式高温化学法による照射燃料の再処理プラント及び振動充填法による燃料集合体製造プラントから成る。NFPCの構造、燃料フローシート、BMN-170原子炉の基本仕様と原子炉構造及び集合体構造などが示された。

【注目すべき事項】

NFPCの原子炉、再処理、燃料製造プラントの一体型施設の概念はUSAで研究されたIFRと同じであるが、IFRと異なる点は、IFRがU-Pu-Zr金属燃料を使用し、燃料再処理に高温電気冶金プロセスを採用しているのに対し、NFPCは酸化物の粒子燃料を使用し、再処理に高温化学法を採用しているところである。

【主な質疑応答】

- Q. 同じ密度のバイパック燃料をちゃんとコントロールできるのか。
- A. 特に深刻な問題はない。
- Q. Puの material loss あるいは extract efficiency はどの程度か。
- A. 覚えていない。
- Q. extract system はMAにも適用できるのか。
- A. MAにも適用できる。

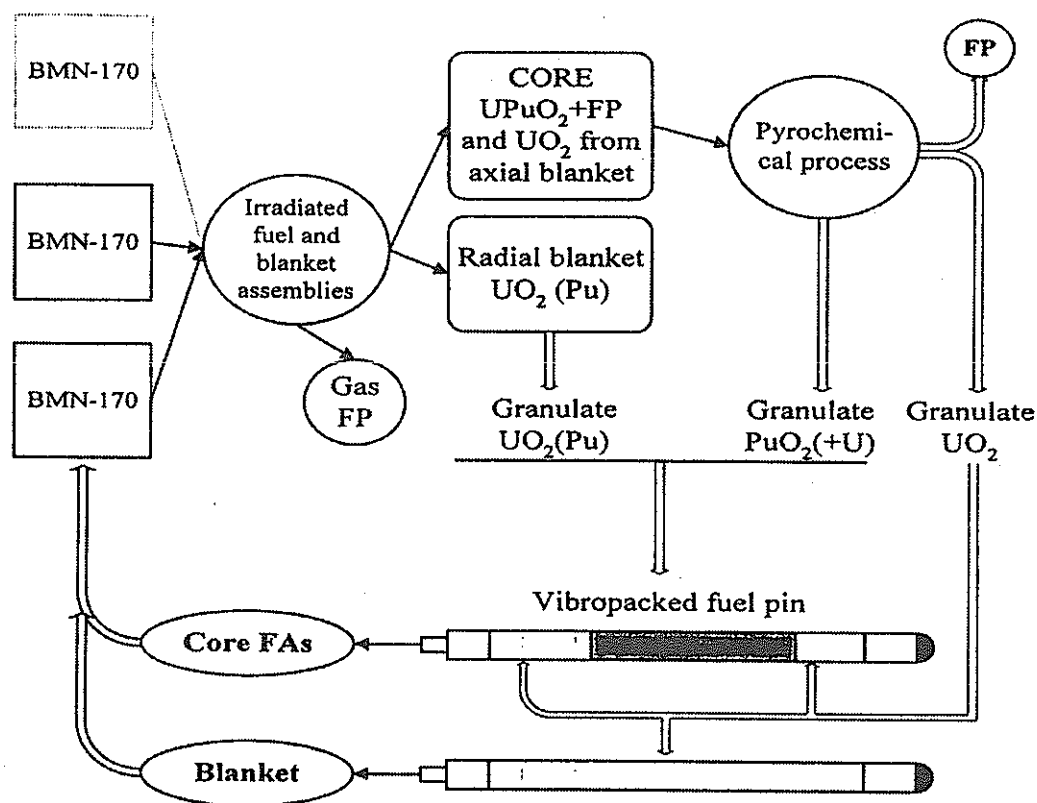


図1 NFPC における燃料フロー

表1 BMN-170 原子炉の基本仕様

The basic parameters BMN-170 reactor

Parameter	Value
1. Power, MW	
- Thermal-	400
- Electrical	170
2. Sodium temperature, °C	
- At in-core inlet	395
- At in-core outlet	550
3. SA quantity, un., of	
- Core	162
- Blanket zones	155
4. Fuel composition of	
- Core	UO ₂ +PuO ₂ *
- Blanket zones	UO ₂ *
5. Time between overloads of the Core, years	1
6. Blanket factors	1,1 ... 1,3
7. Maximal burning up of nuclear fuel, % h.a.	20...25
8. Maximal damaging doze of constructional materials d.p.a	120...150
9. Service life of reactor, years	60

* Uranium of natural isotope composition or depleted in isotope ²³⁸U

The Advanced Fuel Recycle for the Coming Century

H. Ojima, K. Tanaka, S. Nomura, T. Kawata (PNC, Japan)

【概要】

先進的核燃料リサイクルの概念が示された。このサイクルでは1サイクルの改良型PUREX法で再処理を行い、低除染燃料を得、振動充填法により燃料製造を行う。燃料製造プロセスは簡略化されているが、低除染燃料のため遠隔操作システムとなる。発表では1サイクルの抽出フローシート、現行と先進プラントにおける燃料製造の比較、ユニットコストの比較、CPF (Chemical Processing Facility) における低除染燃料の抽出試験結果等が示された。また、TRUEX法に基づくMAリサイクルも検討していることが述べられた。

【注目すべき事項】

FBR用のMOX燃料では数千ppm以内の不純物の混入は許されるが、これは再処理におけるDF (decontamination factor) が 10^3 程度を許容することを意味する。しかし、現状は作業員の被爆を考慮して5サイクルの抽出によって $10^7 \sim 10^8$ のDFとなっており、プロセスが複雑で多くの廃棄物を出す結果となっている。先進的核燃料リサイクルシステムではプロセスが簡略化され、1サイクルの抽出であり、DFは 10^3 程度である。簡略化のため工程で発生する廃棄物は大幅に削減される。但し、低除染燃料であるので、燃料製造は遠隔操作で行う。

【主な質疑応答】

Q. MAをPuから分離するメリットは何か。

A. MAの毒性を減らすことができる。MAリサイクルよりもMOX燃料の中に不純物として存在するMAの毒性を減らすことが目標である。

Q. なぜMAを分離するのか。一緒にリサイクルすればよいと思うが。

A. MAの分離研究は重要な情報を与えるだろう。

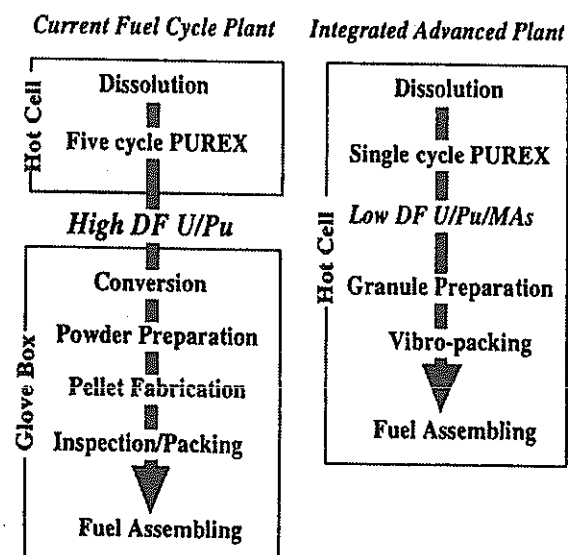


図1 現行プラントと先進プラントの比較

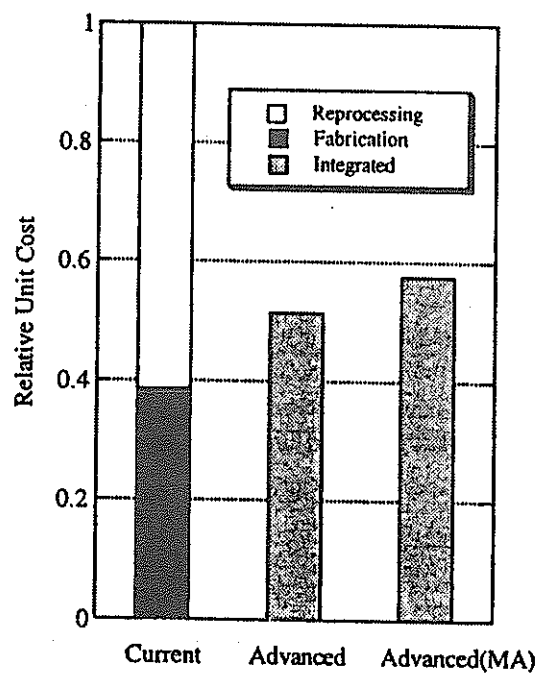


図2 ユニットコストの比較

IMPORTANCE VECTORS FOR CHARACTERISTIC VALUES OF EQUILIBRIUM SYSTEM

Hiroshi Sekimoto and Atsushi Nemoto (Tokyo Institute of Technology)

【概要】

平衡燃焼状態における特定核種の諸量、すなわち核分裂の総数、検討対象の核種の原子核から発生するすべての核種によって生じる総計あるいは正味の中性子数と言ったものを、核種に対する重要度概念 (importance concept) を採用することにより簡単な方程式を用いて系統的に評価した。この計算手法は多核種の諸量を同時に解析できるものである。

炉物理における重要度理論 (importance theory) と同様の考え方に基づいている。

【注目すべき事項】

【主な質疑】

Session B-1 Parameter Evaluation for Fuel Cycle Option

CLOSING THE FUEL CYCLE: CONSEQUENCES FOR THE LONG-TERM RISK

Peter Wydler, Enzo Curti (Paul Scherrer Institute)

【概要】

高レベルガラス固化体処分ニアフィールドからの環境評価上クリティカルとなる特定核種の放出に関し、Puおよびマイナーアクチニドに対して閉じた燃料サイクルにおける影響評価を行った。実際の廃棄物形態からの溶解や吸着の効果も考慮に入れて評価している。U-PuあるいはTh-233U燃料サイクルにおける熱中性子あるいは速中性子を用いた炉系システムを検討の対象とした。

Th-233U燃料燃料系ではPuが生成しないため廃棄物管理上有利と言われているが、実は229-Thや231-Paと言ったものが生成しその影響が大である。従ってこの燃料サイクルを急いで導入する必要はない。

【注目すべき事項】

【主な質疑】

HAZARD ASSESSMENT AND RISK ANALYSIS OF PARTITIONING AND TRANSMUTATION IN A FUTURE NUCLEAR STRATEGY

L.H.Baetsle (Belgian Nuclear Research Center)

【概要】

分離／消滅 (PT) オプションは通常、使用済み燃料処分のあるいは廃棄物処分の長期的危険性を低減するための補足的な考え型と位置付けられている。Pu,Uに加え特にMAを分離することはガラス体中の本質的な危険性を顕著に低減する。分離されたアクチノイド元素を核分裂生成物に転換するという本質的消滅処理を行わない限り最終的毒性低減にはつながらない。FPは易動度が大きいので長期的な危険性をコントロールし、また、このFPを非放射性核種にまで変換していくのは非常に困難である。このジレンマがPTを推進する国と廃棄物処分が確立した国との間の論争の底辺にある。この技術的議論に必要な情報をご本稿で紹介する。

【注目すべき事項】

【主な質疑】

FUEL CYCLE OPTIONS AND ULTIMATE WASTE DISPOSAL COST

H.Boussier, J.L.Giroto, J.P.Grouiller*, J.C.Perreard, B.Porzio and C.Senant**

CEA (Rhone), *CEA(Cadarache), **University Marsei

【概要】

使用済み燃料をどう管理していくかと言う戦略は将来の原子力エネルギーのありかたを検討する上で本質的な課題である。本稿では必要となる地層貯蔵容量、最終廃棄物形態、処分コストといった戦略評価に重要な因子の推定方策を紹介している。あるシナリオのもとにモデル化した燃料サイクルについて、その各段階から発生する物質フローを計算し、最終的な廃棄物量とそれの貯蔵期間における発熱量を評価した。燃料サイクルバックエンドの全体コストへの影響は、発熱量がニアフィールド工学バリアーの機械的強度に悪い影響を及ぼすような制限値に近づく時のみ顕著なものとなってくる。この温度制限が150℃以下であるとしたらコストに大きく影響してくる。

中間貯蔵期間やガラス中の濃縮度等を改良することにより発熱量を調整すればいかなるシナリオのもとでも処分は可能となる。長期的な中間貯蔵に対しいかなる政治的、感情的障害も存在しないと言う仮定の下では中間貯蔵期間のパラメーターは柔軟性があり、また経済的にも確実なものである。濃縮度の最適化はガラスの成分変更につながる非常に難しい話である。

【注目すべき事項】

【主な質疑】

**MULTI-TECHNOLOGY OPTION STRATEGY FOR LONG TERM R&D
PROGRAMSON PLUTONIUM TECHNOLOGIES**
- MINIMIZING PROLIFERATION RISKS AND PREPARING FOR THE FUTURE -

Tatsujiro Suzuki (CRIEPI)

【概要】

世界的にプルトニウム利用が停滞している今日、新たな展開方策としてmulti-technology option strategy なる概念を提案する。これは開発対象とする技術を固定するのではなく新たな概念にも積極的に取り組み、いわゆる「技術の準備」を怠り無く進めようというものである。このような技術開発は広く世界各国が分担実施することが効果的であり、結果的にプルトニウム利用の透明性を高めることにつながる。

具体的には、従来の国際協力の一つの概念完成に向け各国がコストを分担して行っていたが、今後は複数の概念に対しそれぞれの国が適宜開発に参加する体制にすべきである。

【注目すべき事項】

【主な質疑】

Heterogeneous Recycling of Americium in Thermal and Fast Reactors

J. Tommasi, M. Delpech, S.L. Huang, A. Puill (CEA, France),

M. Rome, A. Harislur (EDF, France), B. Majourat, L. Daudin (FRAMATOME, France)

【概要】

通常の原子炉でのMAリサイクルに対して、Amは均質装荷よりも非均質装荷の方が好ましいとの報告であった。Cmに対しては、どちらの装荷方法が良いか現段階ではまだ分からないとのことだった。

リサイクルのシナリオが研究され、オープンサイクル、Puマルチリサイクル、Pu+Np+Amマルチリサイクル、及び、極端に高燃焼度（長期燃焼）のワンスルーリサイクル（ANDIAMO概念）に対するマスバランス、TRU廃棄物の放射能毒性の比較が示された。また、FRにおけるAmのワンスルーリサイクルに対するパラメトリックスタディの結果が示された。炉心はフェニックスタイプ炉心（250MWe）であり、Am含有ターゲット集合体42体が径ブランケット第1層に装荷された。ターゲット集合体ピンにはAmO₂、減速材としてCaH₂、inert matrixとしてAl₂O₃が含まれていた。長期照射のAmワンスルーリサイクルによってAmの放射能毒性はかなり低減された。

【注目すべき事項】

Amのターゲット集合体には減速材のCaH₂が入れている。これは高速スペクトルでは被覆管の照射損傷の限界を越えることなしに（超）高燃焼度を達成できないのに対し、スペクトルを軟らかくすれば断面積が大きくなり、比較的短期間で（超）高燃焼度を達成でき、照射損傷の問題も解決するからである。

【主な質疑応答】

Q. ワンスルーリサイクルにおけるマスバランスでAmはどこで生成されるのか。

A. ブランケットで生成される。

表1 各リサイクル方式におけるマスバランス

	Open cycle	Pu multirecycling		Pu + Np + Am multirecycling		ANDIAMO (once through)
Fraction of electricity produced by						
UOX PWRs	100	78	68	80	72	78
MOX PWRs	0	22	0	20	0	22
FRs	0	0	32	0	28	0
Mass balance (kg/TWhe)						
Pu	29.3	0.08	0.09	0.14	0.099	0.20
Np	2.11	1.73	1.24	0.052	0.029	0.021
Am	1.38	5.70	4.29	0.13	0.096	0.079
Cm	0.29	1.12	0.75	3.3	1.88	0.33
Pu content in Pu-fed reactors (%)	-	18	55	33	52	18
Np content in Pu-fed reactors (%)	-	0	0	1.2	1.4	0

表2 フェニックスタイプ炉心におけるAmワンスルーリサイクルに対するパラメトリックスタディ

Target volumic composition			
AmO ₂ (%)	25	10	5
CaH ₂ (%)	75	90	73
Al ₂ O ₃ (%)	0	0	22
10 equivalent full power years irradiation			
Am consumption (%)	88	97	99
Fission rate (%)	39	63	87
Damage (dpa)	153	165	139
Radiotoxicity reduction at 10 ⁴ years		÷ 1.9	÷ 4.5
15 equivalent full power years irradiation			
Am consumption (%)	96	99	100
Fission rate (%)	64	84	95
Damage (dpa)	236	239	198
Radiotoxicity reduction at 10 ⁴ years		÷ 4.0	÷ 12
20 equivalent full power years irradiation			
Am consumption (%)	98	100	100
Fission rate (%)	80	92	98
Damage (dpa)	304	307	257
Radiotoxicity reduction at 10 ⁴ years		÷ 7.8	÷ 24

Comparison of Minor Actinide Incineration in Advanced Thermal and Fast Reactors

K. Yokoyama, T. Takeda, N. Hirokawa (Osaka Univ., Japan)

【概要】

高減速軽水炉 (HMPWR)、Na 冷却 MOX 燃料高速炉、Pb 冷却金属燃料高速炉における MA 消滅特性が比較された。消滅率 (TR) を全核分裂率 (OF)、Pu 生成率 (PuR)、MA 生成率 (MAR)、着目核種生成率 (EPR) の 4 つの成分に分け、各原子炉における ^{237}Np 、 ^{241}Am 、 ^{243}Am 、 ^{244}Cm の消滅率と上記 4 つの成分が示された。HMPWR と FR の MA 消滅量は異なるが、MA 消滅率はほとんど等しい結果が得られた。

【注目すべき事項】

消滅率と上記 4 つの成分との関係は、 $\text{TR} = \text{OF} + \text{PuR} + \text{MAR} - \text{EPR}$ である。

MA の全核分裂率は FR より HMPWR の方が小さく、 ^{244}Cm や ^{242}Pu のような高次アクチナイドの蓄積は HMPWR の方が大きくなる。しかし、 ^{241}Am に関しては、全核分裂率は FR と HMPWR ではほとんど同じであるので、HMPWR による ^{241}Am 消滅の可能性を示している。

【主な質疑応答】

Q. ^{243}Cm 、 ^{245}Cm は考慮しないのか。

A. それらの核種の消滅率は計算してないが、 ^{243}Cm 、 ^{245}Cm は negligible である。

表1 消滅率と4つの成分 (単位: %/cycle)

Nuclides	Parameters	Metal -Pb-FR	MOX -Na-FR	HMPWR
^{237}Np	TR	42.1	41.6	41.4
	OF	18.4	13.9	4.9
	PuR	23.7	27.7	36.5
	MAR	0.0	0.0	0.0
	EPR	0.2	0.2	0.2
	OF+PuR+ MAR-EPR	41.9	41.4	41.3
^{241}Am	TR	39.7	37.2	68.3
	OF	16.3	13.1	12.3
	PuR	18.6	20.8	50.1
	MAR	7.5	8.3	10.6
	EPR	3.3	5.9	6.2
	OF+PuR+ MAR-EPR	39.1	36.5	66.8
^{243}Am	TR	33.6	30.5	23.4
	OF	10.0	8.0	4.4
	PuR	1.9	2.1	2.7
	MAR	26.2	28.5	44.9
	EPR	4.5	8.2	28.3
	OF+PuR+ MAR-EPR	33.6	30.5	23.7
^{244}Cm	TR	-39.0	-50.4	-128.1
	OF	20.5	16.2	14.8
	PuR	10.0	10.5	8.7
	MAR	8.8	10.1	8.6
	EPR	78.0	86.8	159.6
	OF+PuR+ MAR-EPR	-38.6	-50.1	-127.5

Trade-Off between Neutron Balance and LLFP Incineration

H. Sekimoto, K. Kanai (TIT, Japan)

【概要】

核平衡状態における長寿命核分裂生成物（LLFP）の消滅の毒性と h 値への減少効果が研究された。この際、同位体分離または元素分離が考慮された。対象となった LLFP は ^{79}Se , ^{93}Zr , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{126}Sn , ^{129}I , ^{135}Cs である。 $\text{discharge constant}$ を変えたときの各 LLFP 核種の毒性及び h 値の変化が示された。 $\text{discharge constant } 1/2 \text{ year}^{-1}$ の Na 冷却高速炉は ^{99}Tc 以外のあらゆる核種の同位体分離を行うならば、全ての LLFP を消滅できることが報告された。

【注目すべき事項】

h 値は FP の寄与を含んだ η 値に相当する。原子炉における MA の消滅に関しては、原子炉の中性子経済をあまり低下させないが、原子炉による LLFP の消滅は中性子経済を大きく悪化させる。そこで、FP の効果を含んだ h 値を調べた。

【主な質疑応答】

- Q. このシステムは理論的にはおもしろいが、現実的にはコストの問題などがあると思う。
- A. これは基礎研究である。毒性、原子炉設計など多くの問題がある。核平衡状態を議論しているが、平衡状態がいつ来るか言うのは難しい。

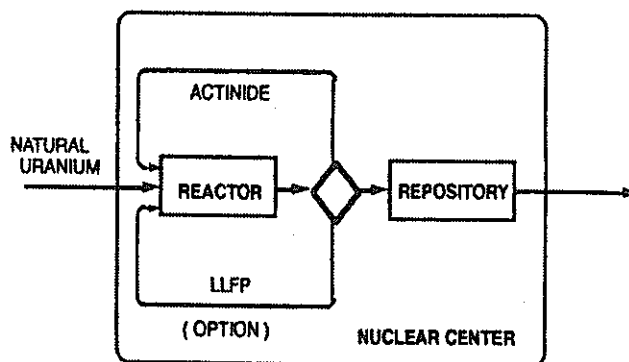


図1 平衡状態における核種フロー

表1 LLFPの毒性とh値の変化

λ (yr ⁻¹)	Nuclide	dt*	Isotope		Element	
			dh**	dt/dh	dh**	dt/dh
1	I-129	0.1870	0.0066	28.415	0.0087	21.560
	Sn-126	0.1205	0.0014	86.057	0.0062	19.307
	Se-79	0.0177	0.0003	67.885	0.0029	6.151
	Tc-99	0.0845	0.0277	3.054	0.0277	3.054
	Cs-135	0.0573	0.0364	1.576	0.0903	0.635
	Zr-93	0.0214	0.0189	1.133	0.1588	0.134
	Pd-107	0.0002	0.0146	0.014	0.1717	0.001
1/2	I-129	0.1782	0.0061	29.077	0.0081	22.083
	Sn-126	0.1203	0.0014	85.348	0.0063	19.132
	Se-79	0.0169	0.0002	70.333	0.0028	6.114
	Tc-99	0.0791	0.0252	3.138	0.0252	3.139
	Cs-135	0.0579	0.0349	1.660	0.0846	0.685
	Zr-93	0.0212	0.0177	1.200	0.1566	0.134
	Pd-107	0.0002	0.0135	0.014	0.1847	0.001
1/4	I-129	0.1619	0.0054	30.153	0.0070	23.064
	Sn-126	0.1201	0.0014	85.156	0.0063	18.968
	Se-79	0.0156	0.0002	81.842	0.0026	6.074
	Tc-99	0.0702	0.0215	3.262	0.0215	3.262
	Cs-135	0.0591	0.0325	1.818	0.0748	0.790
	Zr-93	0.0209	0.0157	1.329	0.1486	0.136
	Pd-107	0.0002	0.0122	0.015	0.1944	0.001
1/8	I-129	0.1368	0.0043	31.957	0.0055	24.687
	Sn-126	0.1195	0.0014	86.602	0.0063	18.910
	Se-79	0.0135	0.0001	90.027	0.0023	5.975
	Tc-99	0.0584	0.0170	3.433	0.0170	3.433
	Cs-135	0.0607	0.0287	2.118	0.0609	0.998
	Zr-93	0.0202	0.0128	1.574	0.1333	0.140
	Pd-107	0.0002	0.0111	0.015	0.1934	0.001

*Decrement of toxicity normalized by incinerated natural uranium with its daughters in the equilibrium state

**Decrement of h-value

Effectiveness of LLFP Transmutation and the Simplified Recycling Method

N. Takaki (TEPCO, Japan), R. Fujita (Toshiba Corp., Japan),

R. Takagi, H. Sekimoto (TIT, Japan)

【概要】

研究の目的は closed fission system における長寿命核分裂生成物 (LLFP) のリサイクルスキームを簡単化することであり、簡単化の方法はリサイクルすべき LLFP のみを純粋に分離する代わりに、レーザー技術を使って容易に回収可能な安定同位体を rough に (separation factor が 100% でない) 分離することに基づく。rough に分離された安定同位体は closed cycle から取り除かれ、LLFP を含む残りの物質が原子炉にリサイクルされる。アクチニドは全てリサイクルされる。元素分離とレーザー同位体分離による核種の中性子吸収率が示され、いくつかのリサイクルスキームに対する結果が報告された。

【注目すべき事項】

リサイクルして消滅させる LLFP は Se-79, Zr-93, Tc-99, Pd-107, Sn-126, I-129, Cs-135 の 7 核種であるが、それらを完全に分離してリサイクルするのではなく、中性子吸収の大きい安定同位体をレーザーで分離して取り除き、LLFP は一緒にリサイクルすることに特徴がある。

【主な質疑応答】

C. Zr のレーザー分離は難しいだろう。

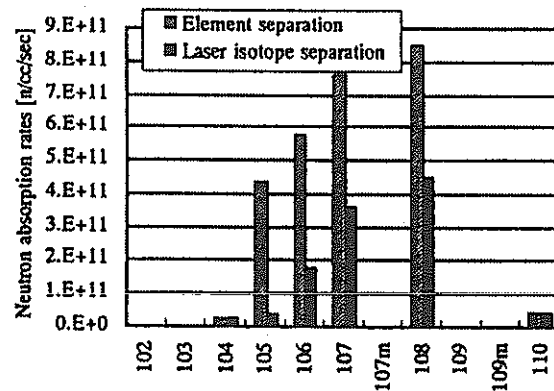


図1 Pd 同位体の中性子吸収率

表1 いくつかのリサイクルスキームに対する結果

Recycling materials	Values in equilibrium cycle			Remarks
	k-inf.	Reactor inventory [ton]	Repository inventory [ton]	
a) Actinides only	1.30	74	434,000	• The best neutron economy • The largest repository inventory
b) Actinides + LLFP isotopes (Se-79, Zr-93, Tc-99, Pd-107, Sn-126, I-129 and Cs-135)	1.21	87	51	• Pure isotope separation of LLFP required • Small repository inventory
c) Actinides + LLFP elements (Se, Zr, Tc, Pd, Sn, I and Cs)	1.01	185	3	• Impossible to keep the criticality (due to parasitic absorption by stable FP)
d) Actinides + residual LLFP elements after rough isotope separation except for Zr (Scheme 1: Roughly removed isotopes from the closed cycle are listed in Table 1.)	1.17	90	44,400	• Simplified isotope separation • Possible to keep the criticality • Massive repository inventory
e) Actinides + residual LLFP elements after rough isotope separation (Scheme 2: Roughly removed isotopes from the closed cycle are Pd-105, Cs-133 Zr-92 and Zr-94.)	1.11	121	1	• Simplified isotope separation • Possible to keep the criticality • Small repository inventory

Screened : undesirable or not feasible

BNFL' S ADVANCED REPROCESSING PROGRAMME

RJ Taylor, P Wylie & Peter Parkes (BNFL, UK.)

【概要】

BNFL における次世代に向けた先進的核燃料再処理技術開発は、主に、

- ・ 現在確立しているピューレクスプロセスの革新的な改善 (radical Purex)
- ・ Purex 法に代わる新しい再処理方法の開発

の 2 通りの開発に絞られている。第一の開発は、THORP の技術をベースに新たな技術をピューレクスプロセスに組み込むものであり、もう一方の開発は、廃棄物処理も含めた総合的な新しい核燃料サイクルの確立に向けたものである。各々の開発における指標としては、コスト低減に向けた技術の構築が重要と考えている。

【注目すべき事項】

主な開発目標として、以下の項目を挙げている。

- ・ ピューレクス改良 (radical Purex) により、2000 年までに再処理コストを 30 %削減
- ・ 新しい再処理方法の開発により、2005 年までに再処理コストを 50 %削減
- ・ ピューレクス改良では、単サイクル — 高 DF を達成 (Np も単離)
- ・ 新しい再処理法では、コスト及び廃棄物発生量の削減を達成 (乾式再処理についても技術評価を実施；アメリカ、ロシアのデータを有効利用)
- ・ オンライン分析 (特に Np を対象) 開発も実施

【主な質疑応答】

【図表】

BNFL における技術と必要となる能力

Driver	Example of technology	Leading competence
Reduced Environmental Burden	New complexants	Actinide chemistry
Waste minimisation	Total fuel dissolution	Nuclear technology
Process intensification	Centrifugal contactors	Process engineering
Remote operation	On line analysis	Measurement
Continuous operation	Instrumentation	Control systems
Reduction in Effluents	Salt free, solvent recycle	Waste management
Cost reduction	Radical design	Integrated design
Simplification	Flowsheet design	Computer modelling

URANIUM / PLUTONIUM SEPARATION ANNULAR PULSED COLUMN

Francois DRAIN, Pierre MIQUEL, Jean - Paul MOULIN (SGN, France)

Denis ALEXANDRE, Bernard KNIEBIHLI (COGEMA, France)

Bernard BOULLIS, Pascal BARON (CEA, France)

【概要】

高速炉の使用による Pu の増加のため、臨界安全を考慮した U/Pu の分離装置として環状パルスカラム (Annular Pulsed Column) の開発を 1986 年より実施してきている。

これまでの R & D の結果を基に、環状パルスカラムを使用した U/Pu の分離の基本フローシートを確立し、1995 年より、UP 2 - 800 (年間処理量; 800 tHM プラント) において、実際の運転を行っている。これまでの運転で、U/Pu の分離に影響を与える ⁹⁹Tc の共除染による良好な除染及び U/Pu の良好な分離の結果がそれぞれ得られている。これらの結果は、R & D の結果と同様であった。

【注目すべき事項】

これまで得られている主な結果は、以下の通りである。

- ・ 共除染工程での ⁹⁹Tc の除染係数: ~ 30
- ・ U 抽出溶媒中への Pu の混入 : Pu 逆抽出工程より; ~ 100 µg/L
Pu 障壁工程より ; ~ 1 µg/L
- ・ Pu 製品中への U の混入 : < 25 mg/L

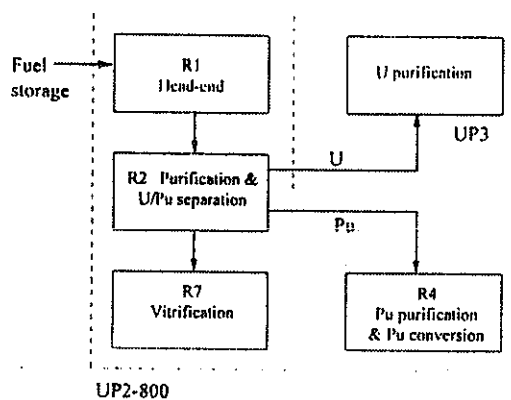
【主な質疑応答】

Q) Pu の回収率は何の程度か?

A) 各ポイント毎の Pu 濃度の分析結果は、それぞれ検出限界未満であったことから、ほぼ全量回収されたものと考えている。

【図表】

図：UP 2 - 800 における U / Pu 分離フローシート



表：共除染工程における主な FP の除染係数 (DF)

Fission product	Decontamination Factor*
Ruthenium 106	$> 2 \times 10^4$
Caesium 137	$> 10^7$
Technetium 99	about 30

$$* DF = \frac{\text{Concentration of FP in feed per g of uranium}}{\text{Concentration of FP in loaded solvent per g of uranium}}$$

SEPARATION OF MOBILE LONG - LIVED NUCLIDES IN A SIMPLIFIED REPROCESSING

Sachio Fujine, Gunzo Uchiyama, Takehiro Kihara, Toshihide Asakura, Tsutomu Sakurai
(JAERI, Japan)

【概要】

単純なピューレックスプロセスによる長寿命核種の分離のため、PARC (Partitioning Conundrum Key; 分離の謎解き) プロセスの開発をしている。PARC プロセスでは、 ^{237}Np と ^{99}Tc を単離後、U/Pu の相互分離を行う。その際、Pu については高回収率を目指す。また、前処理段階において、 ^{14}C と ^{129}I の回収も行う。更に、高速炉の使用による Pu の増加に伴い、 ^{241}Am も増加することから、その回収も行うプロセスとしている。これまでの R & D 及び NUCEF におけるホット試験の結果、PARC プロセスが基本的に長寿命核種の分離に適用可能であることを確認した。

【注目すべき事項】

NUCEF におけるホット試験で得られた主な結果は、以下の通りである。

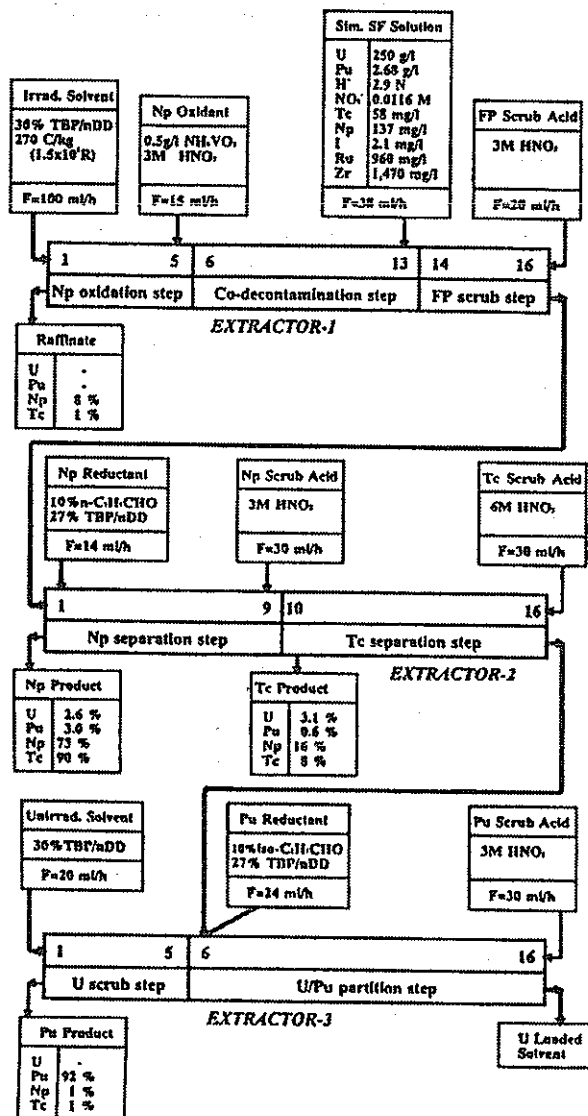
- ・ラフィネート中への Np, Tc の混入：Np； $\sim 10\%$ ，Tc； $\sim 1\%$
- ・Np 回収工程：Np； $\sim 70\%$ ，Tc； $\sim 90\%$ 回収
- ・Tc 回収工程：Np； $\sim 20\%$ ，Tc； $\sim 10\%$ 回収
- ・Pu の回収率は $\sim 90\%$ で、Np, Tc がそれぞれ $\sim 1\%$ 混入
- ・Np, Pu の還元剤として、ブチルアルデヒド ($\text{C}_4\text{H}_7\text{CHO}$) の使用が可能（ヒドラジンの使用が不要）
- ・製品中のブチルアルデヒドは、銀による電解酸化で分解可能

【主な質疑応答】

- Q) ブチルアルデヒドの分解で銀を使用することは、問題とならないのか？
- A) 精製工程で使用しているのではないため、ここでは特に問題ないと考えている。しかし、製品中に銀が残ってしまうことから、今後は空気酸化についても検討したいと考えている。

【図表】

図：NUCEFにおけるホット試験結果



ACTINIDE SEPARATION CHEMISTRY IN NUCLEAR WASTE STREAMS, AN OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY REVIEW

Charles Madic (CEA, France ; Chairman of the OECD / NEA / NSC Task Force)

【概要】

OECD / NEA / NSC では、専門家によるタスクフォースを結成し、アクチニドの分離技術について調査している。調査レポートは、以下の4章で構成されている。

- ・ 核廃棄物の種類
- ・ 基礎データ
- ・ 技術の現状
- ・ 技術開発への提案

本調査レポートには、将来の原子力産業への疑問も含まれている。

【注目すべき事項】

調査レポートの各章における主な着目点は、以下の通りである。

- ・ 核廃棄物の種類：各国（米、仏等）における各廃棄物の種類（含化学形態）及びその量
- ・ 基礎データ：熱力学／動力学／抽出化学／アクチニドの分析
- ・ 技術の現状：湿式製錬／乾式製錬／力学的方法／先進技術
- ・ 技術開発への提案：基礎化学の必要性／分離における根本的な限界／ R & D の優先度／基礎化学データ及び分離化学の推奨

【主な質疑応答】

- Q) 乾式再処理については、調査しないのか？
- A) 今後、評価していきたいと考えている。

【図表】

表：ハンフォードのタンクに含まれる主なアクチニドの量

Attribute	Double-shell tanks	Single-shell tanks
Volume, m ³	7.8x10 ⁴	1.4x10 ⁵
Density, kg/m ³	approx. 1,500	approx. 1,600
Mass, tonnes	1.2x10 ⁵	2.2x10 ⁵
Nuclide	Total actinide radioactivity, PBq ¹	
²³⁵ U	2.6x10 ⁻⁶	7.4x10 ⁻⁴
²³⁸ U	2.4x10 ⁻³	1.7x10 ⁻²
²³⁷ Np	1.1x10 ⁻³	1.2x10 ⁻³
²³⁸ Pu	1.6x10 ⁻²	1.6x10 ⁻²
²³⁹ Pu	0.34	0.81
²⁴⁰ Pu	9.6x10 ⁻²	0.20
²⁴¹ Pu	0.19	1.7
²⁴¹ Am	3.7	1.7
²⁴³ Am	----	7.0x10 ⁻³
²⁴⁴ Cm	5.6x10 ⁻²	2.6x10 ⁻³
Total radioactivity	4.37	3.69
Element	Total actinides, kg	
Uranium	3.6x10 ⁴	1.4x10 ⁶
Neptunium	4.2x10 ¹	4.6x10 ¹
Plutonium	1.6x10 ²	3.8x10 ²
Americium	2.9x10 ¹	1.4x10 ¹
Curium	1.9x10 ⁻²	8.6x10 ⁻⁴

CHEMISTRY TECHNOLOGY BASE AND FUEL CYCLE OF THE LOS ALAMOS ACCELERATOR - DRIVEN TRANSMUTATION SYSTEM

Mark A. Williamson (LANL, USA.)

【概要】

核廃棄物の貯蔵をできるだけ減少させるため、乾式技術により核分裂生成物をそれぞれ分離し、リサイクルできない元素を加速器により消滅する技術開発を行っている。

乾式技術としては、直接酸化・還元／還元抽出／電解精製／電解採取の4種の方法について検討している。それぞれの手法を組み合わせることにより、核変換（消滅処理）の必要な元素を、ウラン及び核分裂生成物中から分離可能となる。

【注目すべき事項】

それぞれの手法により分離可能となる主な元素は、以下の通りである。

- ・ 直接酸化／還元：U, Pu
- ・ 還元抽出：ランタニド元素、Am（Pu への混入が ppm オーダー）
- ・ 電解精製：U, Pu / Cs, Sr 等の核分裂生成物
- ・ 電解採取：Pt, Rh 等

【主な質疑応答】

Q) ヨウ素をターゲットにする場合の方法は何か？

A) まだ決めていない。

【図表】

特になし

Plutonium and Uranium Recycling Has No Significant Health or Environmental Impact

M. Laurent (COGEMA)

【概要】

Puを軽水炉でリサイクルするケースとワンスルーのケースについて、ウラン採鉱から使用済み燃料保管までの段階における公衆被ばくと従事者被ばくを概算・比較した。その結果、各段階の寄与を合計して比較すると両ケースに有為な差はなかった。

【注目すべき事項】

【主な質疑応答】

(C) ウラン採鉱については、採鉱方法の改良により、公衆被ばくは今回の評価値より小さくできる。

FRENCH MOX FUEL IRRADIATION EXPERIENCE AND DEVELOPMENT

P. Desmoulins (EDF), JP. Marcon (FRAMATOME), JL. Nigon (COGEMA)

【概要】

使用実績：フランスでは1997年なかばまでに672体のMOX燃料集合体がFRAGEMAからEDFの出力900MWのPWR12基に供給された。MOX燃料の装荷を許可された原子炉は、現在の16基から今世紀中にさらに12基増える予定である。

MOX燃料導入当初は3.25%濃縮度のUO₂燃料36体と16体のMOX燃料体を3バッチ交換で装荷し、取出平均燃焼度38GWd/tとしていたが、1993年からは、3.7%濃縮度の4サイクル燃焼UO₂燃料28体と3.25%濃縮度と核的に等価な平均Pu富化度5.3%の3サイクル燃焼MOX燃料16体を"ハイブリット"装荷した。さらに2基のMOX装荷炉心で負荷追従及び周波数調整運転を数サイクル行った。

MOX燃料の照射挙動：Figure 1は、1997年6月までのEDFにおけるMOX燃料の燃焼実績を示している。最大52GWd/tの燃焼度まで、3レベルの富化度の燃料についての照射後試験を実施し、MOX燃料の信頼性はUO₂燃料と同等以上であることを確認した。これまでの燃料取替計画の範囲では、Figure 4に示すようにMOX燃料のF Pガス放出率は、UO₂燃料よりもやや高くなっている。これはMOX燃料の線出力が高燃焼度側で高いことで説明できる。MOXのスエリングはFigure 5に示すようにUO₂燃料と同じである。

現行のMOX燃料仕様：MOX燃料集合体の現行仕様AFA 2G MOXは、設計燃焼度43GWd/tの負荷追従運転仕様であり、3種類のPu富化度分布と内圧抑制のためのガス体積増加が特徴である。1995年からこれまでに200体以上が供給されている。

今後の開発動向：現在はPu富化度平均値を5.3%としているが、高燃焼度燃料からの高次化Puを使用できるように今年から7.08%に高める。この際、等価ウラン濃縮度は3.25%で変更しない。EDFのパリティ計画と呼ぶ次の目標は、2000年までに4バッチ炉心でUO₂燃料と同様にMOX燃料を利用することであり、等価ウラン濃縮度は3.7%、設計燃焼度50GWd/tである。4サイクル照射された試験燃料の実績及びその他のR&D成果を反映して、AFA 3G燃料がFRAGEMAで現在開発中である。

【注目すべき事項】

AFG 3G仕様燃料で、2005年には55GWd/t、2010年には60GWd/tの取出平均燃焼度を目指す。

【主な質疑応答】

(Q) C A B R I 炉におけるMOX燃料の過渡試験で見られた流路閉塞はMOX燃料特有のものと考えているか。

(A) 燃料の設計はウラン燃料と全く同じであり、考えられる理由としてはMOX燃料の方がF Pガス放出が高いことが挙げられる。

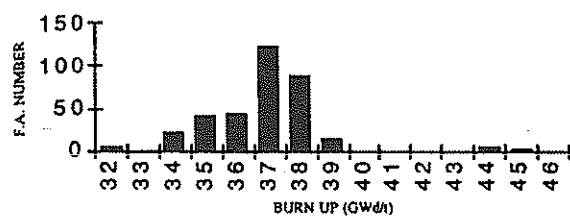


Figure 1 1997年5月までのフランスにおける17×17型MOX燃料の照射実績

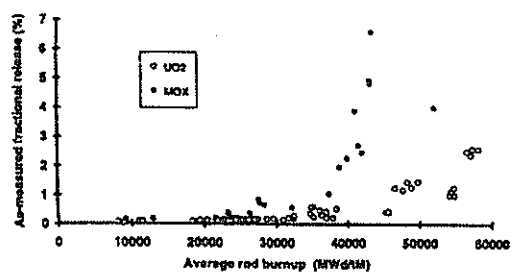


Figure 4 燃焼度とF P ガス放出率

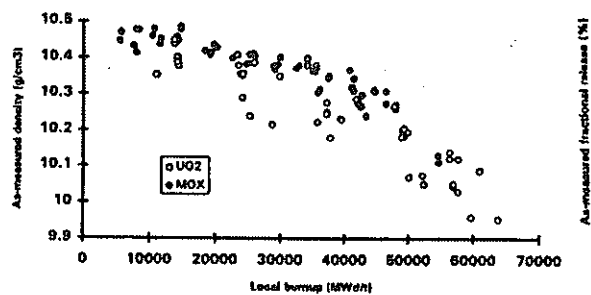


Figure 5 燃焼度と燃料密度

FULL MOX CORE FOR PWRs

A. Puill, S. Aniel-Buchheit (CEA)

【概要】

フルMOX炉 (PWR) の冷却材喪失事象及び1次冷却材の温度低下事象についての解析をPu組成をパラメータとして行い、設計成立性を評価した。想定したPu組成をTable Iに示す。

1次系主配管の破断等による冷却材喪失事象においては、中性子スペクトルが硬化するので、特に高Pu富化度燃料の炉心では正の反応度添加の可能性がある。Figure 1に各Pu組成のボイド反応度をPu富化度の関数として示す。核種別のボイド反応度への寄与は、U-238は負、Pu-240は正、Pu-239はゼロかやや負であるので、Pu富化度が増加するにしたがい、また、Pu組成が高次化するにしたがい、ボイド反応度は正側に变化する。Table IIに、各Pu組成のボイド反応度がゼロになるPu富化度（すなわちボイド反応度の観点から許容される最大Pu富化度）と運転上必要なサイクル燃焼度である10750MWd/tを得るのに必要なPu富化度を示す。仮想的な高次組成 (PUB) を除き、必要富化度は最大反応度の範囲内である。

2次冷却系の弁の誤開放により主蒸気量が異常に増加し、1次冷却材温度が低下すると、反応度が添加される。MOX炉心では減速材密度係数の正值が大きいこと、冷却材中のほう酸の反応度値が小さいこと及び制御棒値が減少することが特徴である。Table IVに解析結果を示す。1200秒経過時の反応度は2つのPu組成を除き正となっており、再臨界に相当するが、注入するほう酸に40%濃縮ボロンを用いれば、全てのPu組成で反応度は負となる。

【注目すべき事項】

制御棒材料の変更や注入するボロンの濃縮により、フルMOX炉心の成立性ありとの見解が示された。

【主な質疑応答】

(Q) 主蒸気管破断事故時のDNBRは大丈夫か。

(A) 主蒸気管破断はクラス4に分類されるが、2次系弁誤開放の方が過冷却の程度が大きい。

Table I 検討対象としたPu組成

Origin - BU Management	Code name	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am	Fissile isotope content
PWR 3.7% (U5/U) 42 GWd/t - 1/4	PUA	2.7	54.5	22.9	11.7	7	1.2	66.2%
OECD benchmark	PUB	4	36	28	12	20		48%
PWR 4.5% (U5/U) 55 GWd/t - 1/6	PUC	4	50.4	23	12.3	9.1	1.2	62.5%
first generation MOX 45 GWd/t - 1/4	PUD	3.5	47.4	27.1	11.1	9.8	1.1	58.5%
PWR 3.25% (U5/U) 33 GWd/t - 1/3	PUE	1.83	57.93	22.5	11.06	5.6	1.08	70%
quality close to weapon's grade	PUM		90	10				90%

Table II 各Pu組成の必要Pu富化度とボイド反応度上許容できるPu富化度

Name of the composition	Fissile isotope content	Content needed to complete a 10 750 MWd/t cycle	Content limit (global voiding)
PUB	48%	16.3%	14.7%
PUD	58.5%	11.4%	13.7%
PUC	62.5%	9.7%	13.2%
PUA	66.2%	8.6%	13.0%
PUE	70%	7.9%	12.9%
PUM	90%	4.8%	12.6%

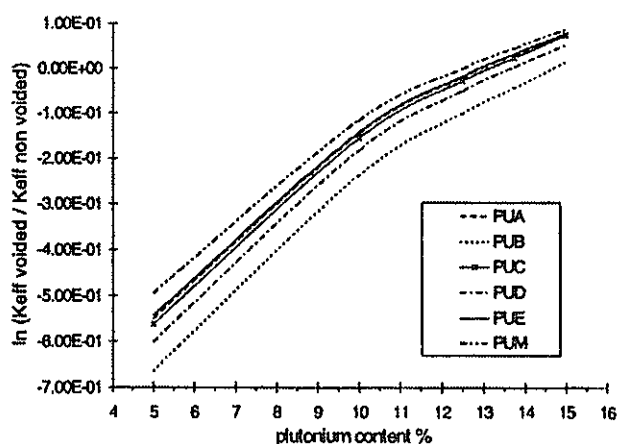


Figure 1 ボイド反応度計算結果

Table IV 2次系弁誤開放時の炉心反応度

Pu vector	Initial reactivity	Final reactivity (1 200 s)	
		Natural boron	40% enriched boron
PUA	-4807	+743	-457
PUB	-4869	-656	-1527
PUC	-4785	+685	-431
PUD	-5097	-571	-1897
PUE	-4683	+896	-368
PUM	-4134	+1114	-643

STUDY OF ADVANCED LWR CORES FOR EFFECTIVE USE OF PLUTONIUM

T. Kanagawa (MHI), K. Sakurada (Toshiba), H. Maruyama (Hitachi),
H. Matsuura, M. Ueji, T. Yamamoto (NUPEC)

【概要】

APWR及びABWRでのフルMOX炉心の設計研究の成果の報告である。

Pu消費割合を増加させるため、減速材比を高める必要がある。サーベイ計算の結果、PWRでは燃料ピン外径の減少、BWRではウォーターロッドの追加により減速材比を増加させることとした。高減速炉心の基本仕様をTable III (PWR) 及びTable V (BWR) に示す。

減速材比を高めると、燃料重金属量が減少するので、燃焼度を固定とすると、取替体数の増加又はサイクル長さの短縮が必要であるが、Puフィッサイルの消費率はFigure 6、10に示すようにPWR、BWRとも約1.2倍となる。また、検討した平衡炉心の核・熱水力学的特性は良好であり、フルMOX炉心のフィージビリティは確認された。

【注目すべき事項】

PWRについては、前のフランスの発表 (B-4(3)) と少し方向性が異なるようである。

【主な質疑応答】

(Q) Pu富化度が下がると燃焼欠損反応度が増加すると思うが、サイクル長さは確保できるのか。

(A) ホウ素価値が十分あるので、制御可能。

(Q) サーベイ解析において、炉出力は一定としているのか。

(A) 一定としている。

(Q) 燃焼後のPuの同位体組成について検討したか。

(A) 未実施である。

Table III 高減速炉心 (PWR)

	Reference Core	High Moderation Core
Moderation Ratio (H/HM*)	4.0	5.0
Fissile Plutonium Enrichment**	7.2 wt%	5.8 wt%
Number of Refueling Assembly	88	108
Operation Cycle Length	15.5 EFPM***	15.5 EFPM***
Cycle Burnup	16.5 GWd/t	19.0 GWd/t
Maximum Assembly Burnup	52.7 GWd/t	53.5 GWd/t

*: Atomic ratio of hydrogen to heavy metal.

**: Enrichment is uniform in the assembly

***: Effective Full Power Months.

Table V 高減速炉心 (BWR)

	Reference Core	High Moderation Core
Moderation Ratio (H/HM*)	4.9	5.9
Fissile Plutonium Enrichment**	3.6 wt%	3.3 wt%
Number of Refueling Assembly	232	264
Operation Cycle Length	15 EFPM***	15 EFPM***
Cycle Burnup	12.0 GWd/t	13.6 GWd/t
Average Discharge Burnup	45.1 GWd/t	44.9 GWd/t
Maximum Assembly Burnup	49.7 GWd/t	47.3 GWd/t

*: Atomic ratio of hydrogen to heavy metal.

**: Assembly-averaged initial enrichment.

***: Effective Full Power Months.

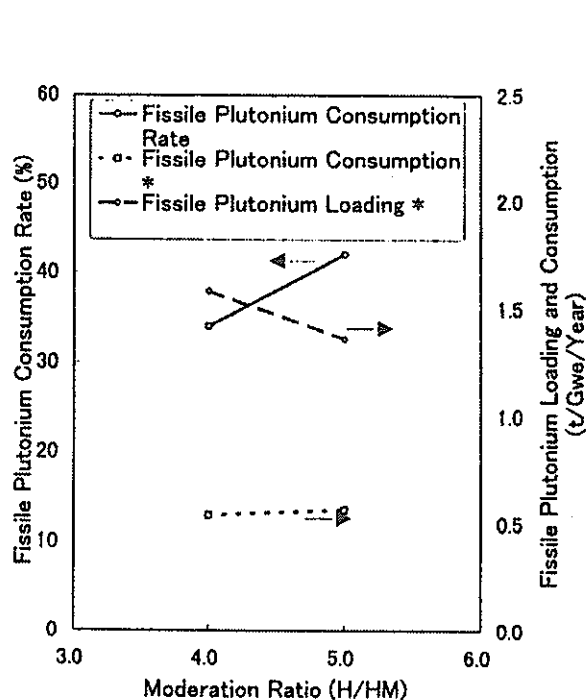


Figure 6 Puバランス (PWR)

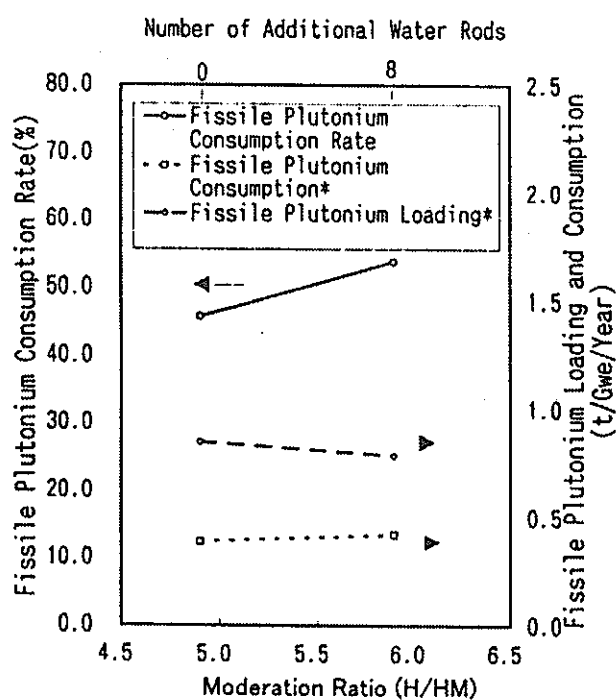


Figure 10 Puバランス (BWR)

*: Capacity factor is assumed to be 100%

MULTIPLE RECYCLE OF PLUTONIUM IN PWR - A PHYSICS CODE BENCHMARK STUDY BY THE OECD/NEA -

K. Hesketh (BNFL), M. Delpech (CEA), E. Sartori (OECD/NEA)

【概要】

OECDのWPPR (Puリサイクル炉物理ワーキンググループ) は、超高燃焼度ウラン燃料或いはプルサーマル燃料から回収されるPuのような非常に高次化したPuをMOX燃料としてPWRでリサイクルする場合に対する現在世界で用いられている核データライブラリと計算コードの信頼性を検証するため、国際ベンチマーク計算を行い、その結果をGlobal'95において報告した。このベンチマーク計算の結果は惨憺たるものであり、セル計算による無限増倍率等の重要な因子にもコード間で大きな差が見られた。1995年以降、WPPRは革新的燃料サイクルにも範囲を拡げ活動を継続しており、上記のPWRでのPuリサイクルに関して新たな国際ベンチマーク計算を実施した。本稿はこの2回目の国際ベンチマーク計算結果の報告である。

ベンチマーク計算の対象としたPuは、PWRで多重リサイクルされた第5世代までのものであり、Figure 1に示すように、それぞれの世代において使用済MOX燃料から回収されたPuは3倍の使用済ウラン燃料から回収されたPuと混合されて次の世代のPuとした。炉心としては、現在一般的なPWR (減速材/燃料比が2) とPuリサイクルのため最適化したPWR (減速材/燃料比が3.5) の2種類を採り上げ、燃料交換計画は最新の4ループプラントで行われている18月3バッチ交換とし、取出平均燃焼度51MWd/kgである。

国際ベンチマークにはTable IIに示す機関が参加した。その結果、以前のベンチマークに比べ格段に一致度が向上した。例として、Figure 3にサイクル末期での反応度を比較して示す。

【注目すべき事項】

結論として、全ての点で完全に満足できるわけではないが、多重リサイクルが現実のものとなったとしても、現在のコードとライブラリは十分使用可能と考えられる。

【主な質疑応答】

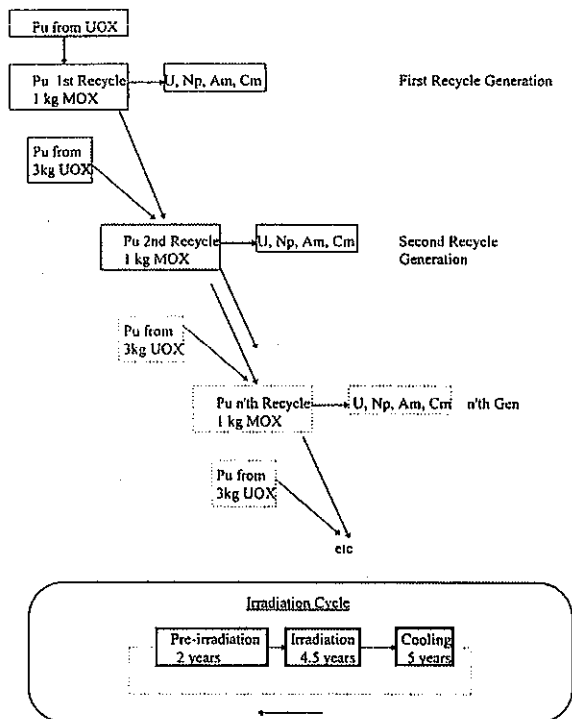


Figure 1 計算対象とした多重リサイクル

Table II 国際ベンチマーク計算への参加機関

Organisation	Code Name	Flux Calculation	Library
ANL	WIMS-D4M	Monte Carlo	ENDF/B.V, 32 gp
	CASMO-3		ENDF/B.IV, 23 gp
Belgonucleaire	WIMS6	P_{ij}	JEF2, 172 gp
BNFL	WIMS6	P_{ij}	JEF2, 172 gp
CEA	APOLLO2	P_{ij}	JEF2
ECN	OCTOPUS	Transport and Monte Carlo	JEF2
EDF	APOLLO1	P_{ij}	JEF1 & ENDF/B.IV, 99 gp
GRS	OREST-96		ENDF/B.V
IFRR	SPEKTRA		JEF2
IKE	CGM, RSYST-3	P_{ij}	JEF1
IPPE	WIMS (ABBN)		POND-2, 66 gp
JAERI	SRAC-95		JENDL 3.2
KAERI	CASMO3	P_{ij}	ENDF/B.VI, 70 gp
	HELIOS	P_{ij}	ENDF/B.VI, 89 gp
Nagoya Univ	SRAC		JENDL 3.1, 107 gp
PSI	BOXER	P_{ij}	JEF1
Osaka Univ	RESPLA/DC		
Tohoku Univ	SRAC, ORIGEN-2		JENDL 3.2
RISO	CCMO-U		ENDF/BVI, 76 gp

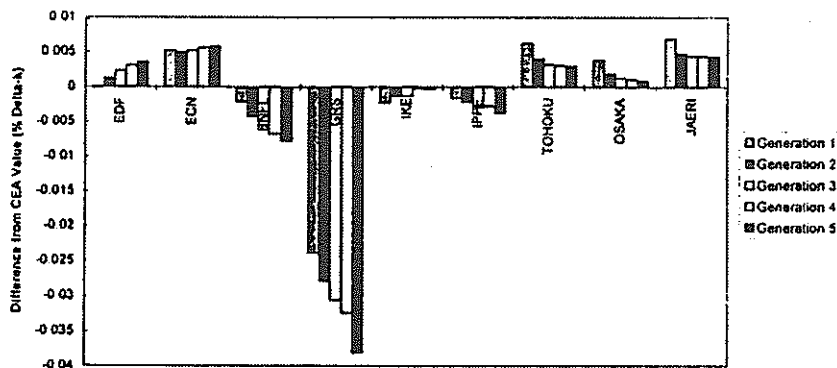


Figure 3 サイクル末期の炉心反応度の比較

ADVANCED FUEL CYCLE TECHNOLOGIES

Dr. S. E. Ion et al. (BNFL, UK)

【概要】

核燃料サイクル技術の開発は次の十年へ向けて重要な課題である。LWRではMOX燃料の利用が期待されており、さらにLWRに替わる他の炉によりMAや長寿命核種の消滅処理が期待されている。本報告では、核燃料サイクルに適用可能な炉型、燃料製造、再処理、等について、それぞれの手法や特徴を示す。それぞれの技術の前提になるのは、安全性、経済性、環境への負荷である。

炉型については、全炉心MOX装荷のLWR、CANDU等重水を用いた炉、高速炉、高温炉、熔融塩炉の利用が挙げられる。現状では、LWRでの利用が最も実績もあり、MOXの活用にも有効である。

燃料製造については、現在MOX燃料が主流であるが、炉の簡素化の観点から熱伝導度が良い窒化物燃料も有効である。また、高温炉用燃料、トリウム燃料、熔融塩炉用燃料等が考えられる。

再処理に関しては、Purex法が現在主流であるが、これは燃料を多量の溶液に溶解し、さらに固体に戻すことなどから多量の放射性廃棄物を生むことや、経済性の観点から不利である。これらの課題を解決する手法として乾式によるフッカ物揮発法、熔融塩精製法等が考えられる。

【注目すべき事項】

- ・核燃料サイクルの1つのオプションとしてTh-U233の燃料サイクルが考えられ、これは、U238をThに置き換えることにより可能である。Th燃料は、燃料製造に関してはU燃料のプロセスを少し改良することにより、簡単に導入可能である。しかし、湿式での再処理については溶解性の問題から商用化は不可能であり、熔融塩法では可能と予想される。
- ・核燃料サイクルの確立は、現在コスト削減が重要な課題になっている。コストで最も多く占めているのは炉であり、安全性を損なわない設計の簡素化が望まれる。次に再処理、燃料製造についても同様であり、MOXへの直接成型等の導入が期待される。

【主な質疑応答】

Q：コストのターゲットはどの程度か。LWRによるワンスルー方式と比較し何倍程度とするのか。

A：炉型、再処理方法、燃料製造法といったそれぞれのオプションの選択により異なる。環境への負担や、Puの消費、長寿命核種の消滅等も考慮すれば、単純に比較しても意味がない。

SENSITIVITY STUDY ON DUPIC FUEL COMPOSITION

Hngbok Choi et al. (KAERI, Korea)

【概要】

使用済みのPWR燃料をCANDU炉で直接使用するための研究である。DUPIC (the direct use of spent PWR fuel in CANDU) 燃料は使用済み燃料から核種分離をしないため、アクチニドやFPを含んでおり、これらの量や核種組成は使用済み燃料の照射前の組成と照射条件に依存する。この様にバンドル間で異なる組成をもつと予想されるDUPIC燃料をCANDU炉で使用するため、様々な組成の燃料による炉への影響について研究した。Pu239とU235の最適な含有量を決定するために、PWR使用済燃料（4 ケース：Pu239が0.15と0.45wt%、U235が0.85と1.15wt%の組合せ）と未照射燃料（SEU,DU）を混合し計算した。その結果、使用済PWR燃料を可能な限り利用するとともに、濃縮Uの量を低くするには、Pu239が0.47wt%、U235が0.9wt%が最も適しており、これにより85%の使用済燃料を利用できることがわかった。これらのDUPIC燃料をCANDU炉で照射するために、43ピンのバンドルを想定し、DUPIC燃料のCANDU炉での照射挙動をU燃料と比較評価した。その結果、Pu239が0.47wt%、U235が0.9wt%でのDUPIC燃料はCANDU炉の炉心挙動上悪影響はないことが証明された。

【注目すべき事項】

- ・使用済み燃料をミックスすることにより、同位体組成比、特にPu239組成比の減少について検討した。ここではPu239含有量が0.15wt%と0.45wt%の2つの集合体のミックスが最もPu239組成比の減少に効果的である。
- ・最適DUPIC燃料の組成は、使用済み燃料を最大限使用し、SEU及びDUの使用量を少なくすることが重要である。今回は使用済み燃料の利用を85%以上とし、また、SEU,DUについてはSEUが最も少なくなる組合せを選択した。

【主な質疑応答】

Q：燃料製造プロセスは乾式か。

A：粉末による乾式処理を検討している。

表1 2つの燃料集合体混合による使用済みPWR燃料の利用率について

2つの燃料集合体をミックスした場合の使用済み燃料の利用率を、U235、Pu239をパラメータにして検討した。

ここでは、使用済み燃料の利用率を85%以上とし、さらに、SEU,DUの添加量を少なくすることで検討した。SEUよりはDUの方が安価であることから、SEUを少なくする事を優先した。その結果、U235は0.9wt%、Pu239は0.47wt%が最も適している。

Table III.4 Spent PWR Fuel Utilization for Two-Assembly Mixing

Pu239 (wt%)	U235 target wt%						
	.88	.89	.90	.91	.92	.93	.94
.43	6.6	7.0	7.3	7.6	7.9	8.3	8.6
	19.8	19.4	19.1	18.8	18.5	18.1	17.8
	89.1	89.9	90.9	91.5	92.0	92.3	92.9
.44	6.1	6.4	6.8	7.1	7.4	7.7	8.1
	17.5	17.1	16.8	16.5	16.2	15.8	15.5
	88.7	89.0	89.5	90.2	91.1	91.6	92.0
.45	5.6	5.9	6.2	6.6	6.9	7.2	7.5
	15.2	14.9	14.6	14.2	13.9	13.6	13.3
	87.4	88.4	89.0	89.1	89.7	90.5	91.3
.46	5.2	5.4	5.7	6.0	6.4	6.7	7.0
	13.0	12.7	12.4	12.1	11.8	11.4	11.2
	85.2	86.9	87.6	88.6	88.9	89.1	90.0
.47	4.8	5.1	5.3	5.5	5.7	6.0	6.3
	10.9	10.6	10.5	10.2	10.0	9.7	9.4
	82.1	84.0	85.4	86.5	86.4	86.6	86.3
.48	4.4	4.6	4.7	4.9	5.1	5.4	5.6
	9.2	9.0	8.7	8.5	8.3	8.1	7.9
	75.1	77.7	80.3	82.1	82.3	82.1	82.7
.49	4.1	4.2	4.3	4.4	4.6	4.8	5.1
	7.4	7.3	7.2	7.0	6.7	6.5	6.2
	66.7	69.7	72.0	75.5	77.0	78.1	78.7

SEU = Amount (%) of SEU used for adjustment
DU = Amount (%) of DU used for adjustment
FAC = Spent PWR fuel utilization factor (%)

表2 燃料交換シミュレーションの比較

2体及び4体のDUPIC燃料集合体を使用した場合のCANDU炉の特性を評価した。炉の特性は、2体のDUPIC燃料を使用した場合、U燃料と比較するとほぼ同様の傾向にある。

Table IV.1 Comparison of Refueling Schemes for 600 FPD Refueling Simulation

		DUPIC 2-Bundle Shift	DUPIC 4-Bundle Shift	Natural Uranium
Max. Channel Power (kW)	Max	6990	7288	7065
	Avg	6843	7030	6860
	Min	6677	6847	6684
Max. Bundle Power (kW)	Max	853	930	890
	Avg	830	882	853
	Min	807	855	826
Inner Core Burnup (MWhr/kg)	Max	400	420	205
	Avg	378	378	185
	Min	361	332	174
Outer Core Burnup (MWhr/kg)	Max	379	448	192
	Avg	356	355	166
	Min	344	310	115
Zone Controller Level	Max	0.800	0.800	0.800
	Avg	0.509	0.501	0.501
	Min	0.200	0.200	0.215
CPPF	Max	1.107	1.193	1.092
	Avg	1.068	1.137	1.063
	Min	1.047	1.105	1.043
Refueling Rate	Inner	1.443	0.708	0.706
	Outer	2.528	1.282	1.254
	Whole	3.972	1.990	1.959

USE OF THORIUM BASED FUELS IN THERMAL AND FAST REACTORS

J. Tommasai et al. (CEA, France)

【概要】

トリウム燃料サイクルはその経済性や長半減期核種の廃棄物発生の観点から、ウランに替わるエネルギー源として注目されている。Th-232は、U-238に比べ質量数が6小さいため、純粋なトリウム-ウランサイクルでは超ウラン元素の発生は非常に少なくすることが可能である。また、Th-O₂はUO₂やPuO₂と比べ、高い融点を有し、良く似た熱伝導度を示す。このような特徴を有するトリウム燃料 (Th-Pu、Th-MEU、Th-HEU、Th-U) のPWR及び高速炉での利用について、CEAが有する最新のコードを用いて評価した。

その結果、PWRを利用したTh-U燃料以外は設計改良なしに、利用できることがわかった。特質すべきこととして、Th-Pu燃料はPuの燃焼に適しており、これは高速炉での利用が効果的である。また、Th-U燃料は超ウラン元素の発生量が最も少なく、高速炉では、さらにNaボイド反応を減少させることが可能である。

【注目すべき事項】

- ・ PWRで照射したTh燃料の放射エネルギーは、UO₂燃料の場合と比較すると、Th-U燃料は照射後10⁴年までは低く、10⁶年になると約4.4倍になる。一方、Th-Pu燃料は照射直後から高いレベルにある。
- ・ 高速炉でのThの利用は、ナトリウムボイド反応度を急激に減少させることが可能である。これは、Th-232がU-238よりも高い核分裂しきい値を有しており、また、核分裂断面積が小さいためである。

【主な質疑応答】

特になし。

表 1 PWRを利用したTh燃料のマスバランス変化

Th-Pu燃料はPu、特に兵器級のPuの燃焼に適しているが、他と比べMAの発生量が多い。また、Th-U燃料は、MAの発生量が他と比べ少ない。

Table II - Mass balances (0 → 33 GWd/t) : PWRs with Th-based fuels

Fuel cycle	Th-Pu	Th-MEU	Th-HEU	Th-U
Fissile element content (%)	6.5 (Pu)	19.0 (U)	3.9 (U)	3.1 (U)
Fissile isotopes/fissile element (%)	70 ($^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$)	20 (^{235}U)	93 (^{235}U)	92 ($^{233}\text{U} + ^{235}\text{U}$)
Mass balances (kg/TWhe)				
Th	- 70.9	- 82.4	- 103	- 116
^{231}Pa	+ 0.426	+ 0.263	+ 0.271	+ 0.314
$\text{U} + ^{233}\text{Pa}$	+ 50.4	- 62.2	- 30.3	- 14.0
^{237}Np	+ 0.0103	+ 1.54	+ 1.60	+ 0.0661
$\text{Pu} + ^{238}\text{Np} + ^{239}\text{Np}$	- 114	+ 12.4	+ 1.13	+ 0.196
Am	+ 3.80	+ 0.167	+ 0.0136	$7 \cdot 10^{-6}$
Cm	+ 2.89	+ 0.0481	$3 \cdot 10^{-4}$	$2 \cdot 10^{-6}$
M.A. ($^{231}\text{Pa} + ^{237}\text{Np} + \text{Am} + \text{Cm}$)	+ 7.13	+ 2.02	+ 1.89	+ 0.380
Conversion factor	0.629	0.680	0.625	0.759

表 2 高速炉を利用したTh燃料のマスバランス変化

Th-Pu燃料はPuの燃焼に適している。また、Th-U燃料は、MAの発生量を少なくすることが可能である。

Table V - Mass balances : FRs with Th-based fuels

Fuel cycle	Th-Pu	Th-U
Fissile content (inner/outer core) in weight %	19/23 (Pu)	16/20 (U)
Mass balance (core) in kg/TWhe		
Th	- 61.6	- 54.4
$\text{U} + ^{233}\text{Pa}$	+ 49.2	- 40.2
^{237}Np	≈ 0	$\approx 10^{-3}$
$\text{Pu} + ^{239}\text{Np}$	- 81.2	$\ll 10^{-3}$
Am	0.05	$\ll 10^{-3}$
Cm	≈ 0	$\ll 10^{-3}$
M.A. ($^{237}\text{Np} + \text{Am} + \text{Cm}$)	0.05	$\approx 10^{-3}$
Mass balance (blankets) in kg/TWhe		
U (axial + radial blankets)	14.3 + 35.1	13.5 + 31.6

EFFICIENT USE OF DRY PYROCHEMICAL PROCESSING FOR RECYCLING OF FBR FUELS

Y. Enokida et al. (MHI Japan)

【概要】

従来は、PUREX法により高純度な分離を目的とした燃料サイクルの研究がなされていたが、ここでは乾式再処理を導入した経済性を有する燃料サイクルについて提案する。乾式高温化学処理の効果的な導入により、U、Pu分離のための使用済み燃料の溶解量を減少されることから、再処理工程の簡素化が可能である。さらに、乾式高温化学処理は、ブランケット燃料等の処理も可能であり、また、MA燃料の処理にも適している。

本研究では、MOX燃料、窒素物燃料を用いた乾式高温化学処理による燃料サイクルの概念について検討するとともに、模擬燃料を用いた乾式高温化学処理の実験を実施した。その結果、乾式高温化学処理でリサイクルすることにより、50～60%の使用済み燃料の再処理量を減少させることが可能であるとの結果を得た。また、模擬燃料を用いた乾式高温化学処理の実験では、被覆管内の燃料ペレットの粉碎に成功した。

【注目すべき事項】

- ・ 乾式高温化学処理での燃料ペレットの粉碎の模擬実験をUO₂にCeO₂を加えて燃料ピンを用いて実施した。燃料被覆管に0.5mm以下の切り込みを入れ、これらを電気炉に入れ、480度まで熱を加えた。この結果、内部のペレットの膨張により被覆管の切り込みが大きく開き、ペレットは粉々に粉碎された。

【主な質疑応答】

Q：実際の燃料ピンを用いた試験はいつから実施するのか。

A：MOX燃料は、1～2年後に開始する予定である。窒化物燃料については、まだ予定されていない。

Q：乾式高温化学処理の雰囲気は。

A：MOX燃料は、空気雰囲気を実施する。窒化物燃料は、窒素50%と空気50%の雰囲気を実施する。

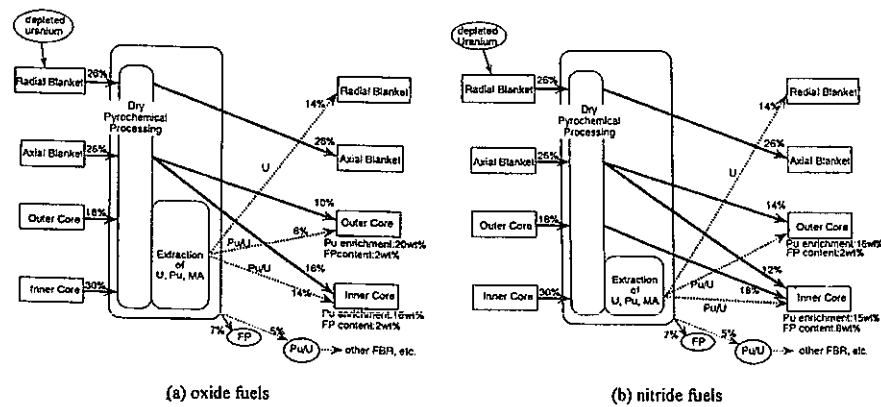


Figure 2. Flow schemes of FBR fuel cycle combined with dry pyrochemical processing for (a) oxide fuels, and (b) nitride fuels.

図1 FBR燃料サイクルのフロー図 (a:酸化物燃料、b:窒化物燃料)
軸方向、径方向のブランケット燃料及び、炉心燃料を図の割合で、乾式高温化学処理し、さらに抽出されたPu、U、MAを加え、目的の燃料を製造する。

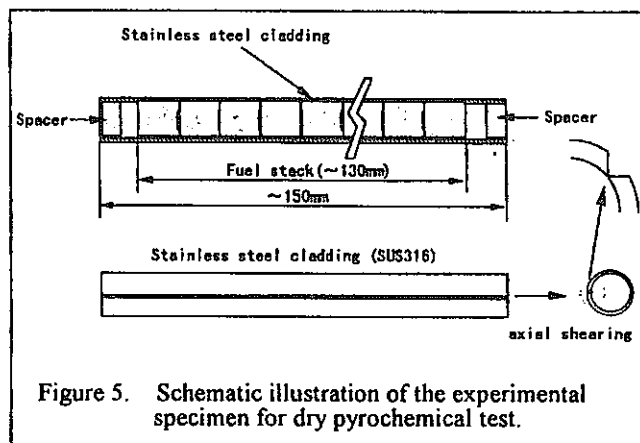


Figure 5. Schematic illustration of the experimental specimen for dry pyrochemical test.

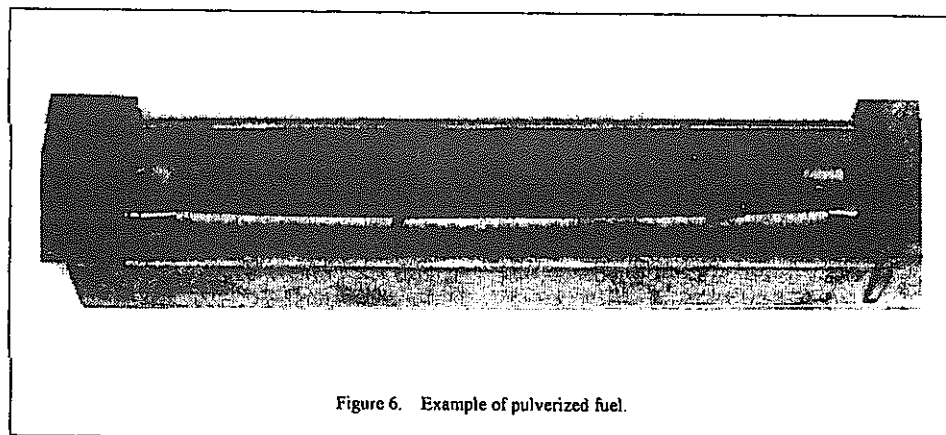


Figure 6. Example of pulverized fuel.

図2 乾式高温化学処理のテスト試料と結果

燃料被覆管に0.5mm以下の切り込みを入れ、これらを電気炉に入れ、480度まで熱を加えた。この結果、内部のペレットの膨張により被覆管の切り込みが大きく開き、ペレットは粉々に粉砕された。

Demonstration of a Closed P&T Cycle

L.Koch, J.P.Glatz, G.Nicolaou

(European Commission-Joint Research Center Institute of Transuranium Elements)

【概要】

高速炉を利用したアクチニドの分離 (Partitioning) - 消滅 (Transmutation) サイクルの技術的実現性に関する成果の報告である。研究開発は、1983年から開始された。

FBR燃料サイクルの平衡段階における超ウラン元素の化学組成は、 $U_{0.8} \cdot Pu_{0.186} \cdot Am_{0.007} \cdot Cm_{0.06} \cdot Np_{0.001}$ に平衡する。MAの炉心装荷形態として均質装荷と非均質装荷を選定し、燃料組成を下記の4種類に絞り込んだ。

- ・ $(U_{0.74}, Pu_{0.24}, Np_{0.02})O_{2-x}$: 均質
- ・ $(U_{0.74}, Pu_{0.24}, Am_{0.02})O_{2-x}$: 均質
- ・ $(U_{0.55}, Np_{0.45})O_{2-x}$: 非均質
- ・ $(U_{0.6}, Np_{0.2}, Am_{0.2})O_{2-x}$: 非均質

均質装荷 (MA: 1~2%) の場合、照射挙動を大きく変えることはない。非均質装荷の場合は、物性評価 (状態図、結晶構造、融点、熱伝導度、酸素ポテンシャル、Na共存性、被覆管共存性) を行う必要がある。物性評価を行ったところ、Amの添加は酸素ポテンシャルを高くする効果が大きく、Naと反応しやすくなるために燃料破損に対する注意が必要である。

1種類につき2本の燃料ピンを製作し、Phenixにおいて照射試験 (SUPERFACT試験) を行った (1986年10月開始)。高濃度のMAを含有する燃料ピンでは、照射時間の増大とともに線出力が増大するのが特徴である。また、照射後試験の結果、MAを含有しても、従来型のMOX燃料と比較して、照射挙動に大きな違いは現れなかった。

湿式分離用の遠心抽出装置はホットセル内に設置されている。溶媒抽出過程では、TRPOを使用したプロセスを採用するのが適当と判断された。

上記の一連の燃料製造 (物性評価)、照射、再処理 (分離) からなる試験を行った結果、MAの分離-消滅サイクルは技術的な実現可能性があることを確認 (実証) した。

【注目すべき事項】

実証試験結果をもとにサイクルとしての将来性を経済性・環境負荷・核不拡散・社会的受容の観点から評価すると、均質装荷とOn-Siteの電解精製とを組み合わせるのが、最適と結論されている。非均質装荷が均質装荷よりも好ましいとの他の論文 (Strategies for the Transmutation of Americium) と主張が異なっている。

【主な質疑応答】

Q 1 照射にともなって線出力が増大するのはなぜか?

A 1 MA (Np, Am) がプルトニウムに転換される効果が大いいためである。

Q 2 照射期間を500EFPD程度としているが、短いのではないか?

A 2 非均質装荷を前提としているため、ドライバー燃料よりは短くなる。

Fast Reactor Core Concept for MA Transmutation Using Hydride Fuel Targets

T.Sanda*, K.Fujimura*, K.Kobayashi*, K.Kawashima*, M.Yamawaki**, K.Konashi***

(*日立、**東京大学、***東北大学)

【概要】

より効果的にMAと超長寿命FPを消滅処理するための高速炉炉心概念に関する成果の報告である。MAをTRIGA炉で40年近い使用実績がある金属水素化物に加工して、中性子スペクトルを柔らかくし、消滅率および核的安全性の向上を追及した。

検討は、100万kWeの大型FBR炉心を対象とし、Targetへの装荷を前提とした。

JENDL-3.2LibraryにCITATION・SRAC Codeを組み合わせ、2次元体系で計算を行った。

金属水素化物の化学成分としては、U-MA-Zr-H系とMA-Zr-H系の2種類を選定した。

MA-Zr-H系に対し、MA/Zrの比をパラメータとした解析を行い、消滅率の向上を模索した。

照射にともなうTargetあるいは隣接集合体の線出力の増大が問題になるが、シャフリングで対応できる。また、超長寿命FPのTc99の消滅特性に関する検討も行った。

金属水素化物の採用にともない、冷却材ボイド反応度とドブラー係数の解析評価を行った。

結論（ポイント）は下記のとおり。

- ・金属水素化物による高消滅率の高速炉炉心概念を創出できた
- ・ほぼ100%消滅のOnceThroughのMA Targetの実現可能性が示された
- ・通常のFBR体系に対して2倍近い消滅率が発揮できる可能性が示された
- ・冷却材ボイド反応度を大きく改善でき、核的安全性を同時に向上させることができるのが特長である

【注目すべき事項】

消滅率と核的安全性を同時に向上させることが特長であり、今後の研究の進展が期待される。

【主な質疑応答】

Q 1 金属水素化物採用炉心の中性子束計算結果を詳しく教えてほしい (Fig.4) ?

A 1 報告したのは照射初期であり、照射末期になるとTargetの核分裂速度が大きく変わるためにフラックス分布も変化する。

Q 2 核分裂断面積の計算方法を教えてほしい?

A 2 ???

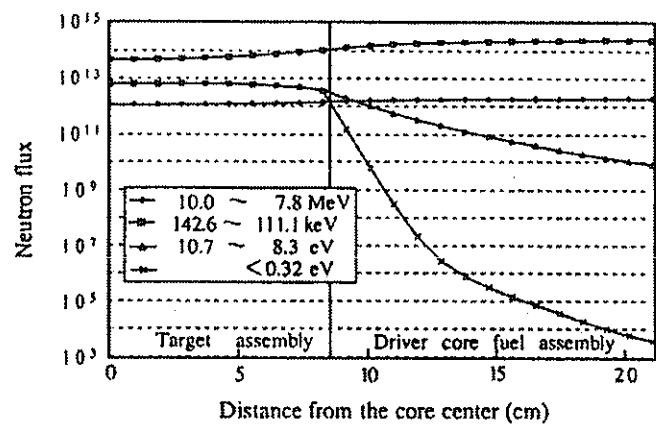


Fig. 4 Neutron flux radial distribution at typical energy near target assembly loaded in core center

A Feasibility Study of FP Transmutation for Self-Consistent Nuclear Energy System (SCNES)

R.Fujita*, M.Kawashima*, H.Ueda*, R.Takagi**, H.Matsuura**, Y.Fujiie**

(*東芝、**東工大)

【概要】

環境負荷のない炉心体系と燃料サイクルの概念創出に関する研究成果の報告である。
金属燃料サイクルを採用し、乾式再処理による化学分離とレーザーによる同位体分離を組み合わせる。

核分裂収率と半減期に注目して調査した結果、Cs135・Sr90・Zr93が分離・リサイクルすべき対象として選定された。

Srの回収率向上に関する実験を行い、鉛液体陰極の使用が適当であることがわかった。
また、Electromigration現象の利用によるCsとSrの回収率向上が確認された。

消滅率の向上には、スペクトルシフトの利用（金属水素化物との組み合わせ）が有効であることがわかった。

Cs135・Sr90・Zr93の他の同位体からの分離には、レーザー法を利用する。

【注目すべき事項】

特になし。

【主な質疑応答】

Q 1 レーザー法によるFPの同位体分離は実用化段階にあるのか？

A 1 今後の技術開発課題である。

Strategies for the Transmutation of Americium

J.L.Kloosterman*, E.Kiefhaber**, M.Rome***, J.Tommasi****

(*ECN, **FZK, ***EdF, ****CEA)

【概要】

Amの消滅処理を対象に、均質装荷と非均質装荷・MultirecyclingとOnceThrough・使用するべき炉の種類の得失、燃料マトリックの選定方法を整理した結果が報告されている。

Amに着目する理由は、毒性（ALI/g）に対する寄与が大きいためである。

非均質装荷は、最適化が容易で、Target燃料のみ汚染され、従来型燃料サイクルへの影響がないことから均質装荷に比較して優れている。また、非均質装荷は核特性への影響が均質装荷よりも小さい。

OnceThroughは理想像だが、90%超のAmを核分裂させなければならず、Multirecyclingに比較して難易度（例えば、超高中性子照射量に耐える被覆管が必要）が高い。

高中性子束の方が毒性低減効果が高く、平衡への到達期間が短いため、高速炉の方が軽水炉よりも優れている。

燃料マトリックスは、高Am含有量（特に、OnceThrough）の場合はInertMatrix、低Am含有量の場合はUO₂が望ましい。

結果として得られた有望な組み合わせは下記のとおり。

- ・ 非均質装荷
- ・ Multirecycling
- ・ 高速炉

【注目すべき事項】

【主な質疑応答】

QAなし

URANIUM EXTRACTION PROCESS USING TBP MODIFIED SUPERCRITICAL FLUIDS

Smart¹, N G, Yoshida², Z, Meguro², Y, Iso², S, Clifford³, A A, Lin⁴, Y, Toesws⁴, K, Wai⁴, C M

1.BNFL, 2.JEARI, 3.Univ. of Leed(UK.), 4.Univ. of Idaho

[概要]

本発表は、超臨界流体の再処理への適用可能性に関するBNFL、原研、英国Leed大、米国Idaho大4者共同研究の中間報告である。TBPを含む二酸化炭素の超臨界流体中へのU(VI)等の抽出挙動を調べている。

抽出物の化学形は $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2(\text{TBP})_2$ であり、その溶解度は250atm、60℃～120℃の範囲で $2 \times 10^{-3} \text{M}$ のオーダーであった。U(VI)の分配比は圧力の増加とともに減少し、高温下でその傾向が顕著であった。

[注目すべき事項]

超臨界流体は、気体と液体の中間の性質を有し、超臨界流体を用いた抽出では、圧力を変化させることで流体の密度すなわち含有物の溶解度を変えることが出来ること、及び減圧により溶解物を析出させた後、気体を再利用できるという特長を有する。

今回の発表では、超臨界流体として二酸化炭素を使い、これにTBPを含有させることで、硝酸溶液中からのU(VI)の抽出に関して通常のTBPを使用した溶媒抽出に類似の抽出挙動を見いだしている。

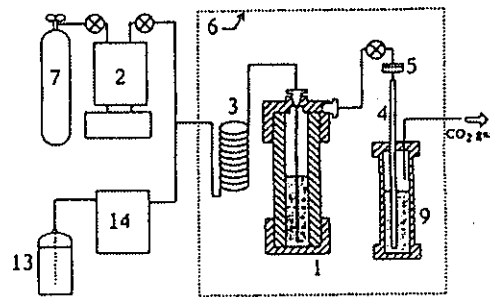
FPの抽出に関しては研究が進行中であり、硝酸溶液中からのPu(IV)、Pu(VI)の抽出についても調べる予定としている。

[主な質疑応答]

TBPを高温、高圧下で使うことはどうか。

→問題がなくはないが、抽出剤として実績があることから使用しているようである。

図-1

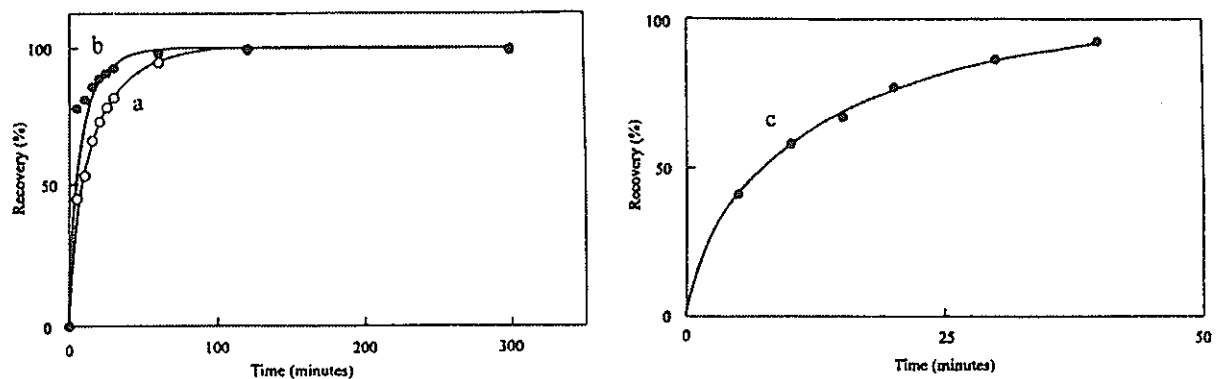


図の解説：

超臨界流体とTBPの混合物によるウラン抽出装置

1 抽出容器 2 ポンプ 3 平衡コイル 4 制限器 5 フィルタ 6 恒温槽 7 二酸化炭素ポンペ
9 収集容器 13 TBP容器

図-2



図の解説：

超臨界流体とTBPの混合物によるウラン抽出プロファイル

(a)3M HNO₃ (b)3M HNO₃+3M LiNO₃ (c)6M HNO₃

U(VI)の初期値は (a) 2×10^{-4} M (b) 2×10^{-4} M (c) 1×10^{-2} M

通常の溶媒抽出に比べて、より速い抽出がなされている。

FACILITY OUTLINE AND CONSTRUCTION STATUS OF RECYCLE EQUIPMET TEST FACILITY (RETF)

青嶋厚、山内孝道、市村敏夫、鹿倉栄 （動燃）

[概要]

動燃が東海事業所に建設を進めている、FBR燃料再処理のための試験施設である RETFに関して、建設概況と抽出工程を中心とした施設の概要についての発表がなされた。

[注目すべき事項]

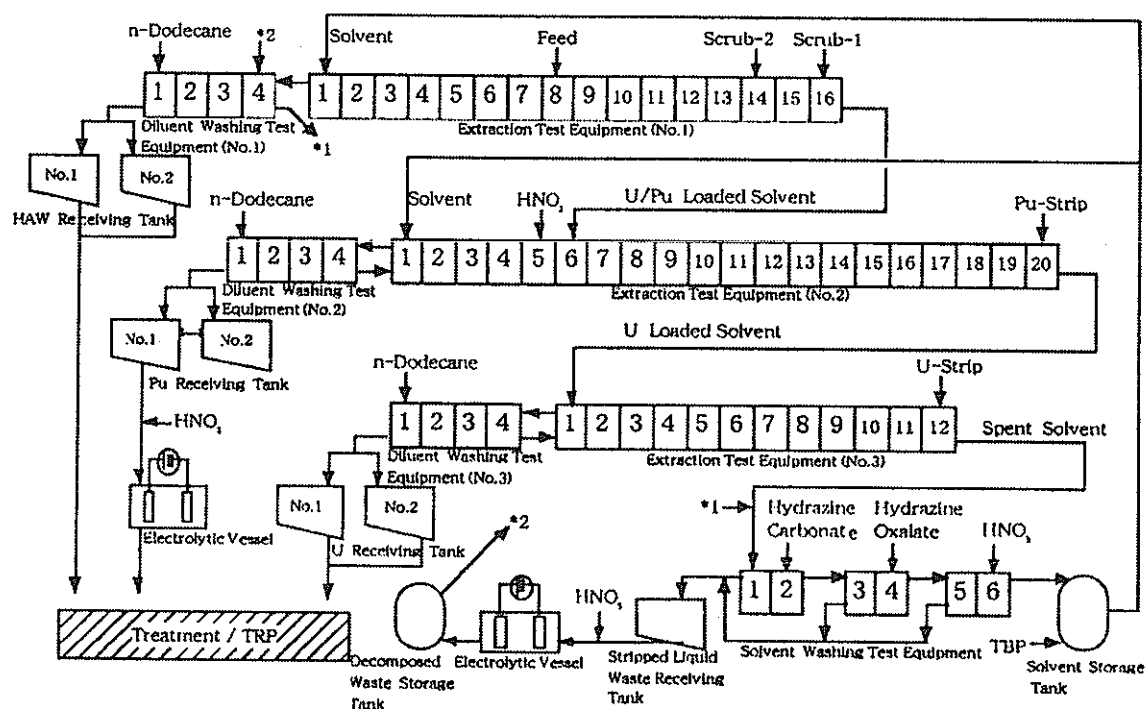
RETFで試験を予定している遠心抽出器を使用した溶媒抽出／分配工程と溶媒洗浄工程に関するプロセスフローについて、詳細説明がなされた。

[主な質疑応答]

希釈剤洗浄工程で加えられるn-ドデカンにより溶媒洗浄工程で回収する溶媒中のTBP濃度が下がることになるが、余剰のn-ドデカンをどう処理するのか。

→回収溶媒タンクで新TBPを加えTBP濃度を維持する。余剰のn-ドデカンは、結果的に廃棄する。

図-1



図の解説：

RETFで試験を予定している溶媒抽出工程と溶媒洗浄工程に関するプロセスフロー

DEVELOPMENT OF WASTE TREATMENT TECHNOLOGIES FOR ADVANCED REPROCESSING

L Edmiston, G A Fairhall, M Fields, A P Jeapes and C R Scales (BNFL)

〔概要〕

次世代再処理プラントのためにBNFLが開発に取り組んでいる、Advanced PUREXと新分離技術（乾式再処理）における総合的な廃棄物低減技術開発プログラムについて紹介がなされた。

Advanced PUREXでは、廃液発生量を抑えるとともに、encapsulation可能なプロセスを低コストで実現することを目指し、新分離技術（乾式再処理）では、コストを50%以上削減することを目指している。

〔注目すべき事項〕

湿式再処理においては、Advanced PUREXでの単サイクル分離だけでなく、高燃焼度化にともなう崩壊熱の大きい廃棄物への対応や、燃料と被覆管をすべて溶解してしまうような先進プロセスから生じる zirconia rich な廃液をどう固化していくかということに対応して、ceramics と glass の 2 通りの技術開発が行なわれている。

新分離技術（乾式再処理）では、溶融塩プロセスで生じる塩化物の扱いについて、zeolite で FP を除去する方法とリン酸塩として lanthanides を沈殿させる方法の R&D を進めている。

〔主な質疑応答〕

特記すべきことなし

(Proceeding に図表類が載せられていないため、添付できるものなし)

STATE OF PROGRESS OF THE DIAMEX PROCESS

P Baron, L Berthon, M C Charbonnel and C Nicol (CEA)

[概要]

CEA が HLLW から minor actinides を分離するために開発を進めている DIAMEX プロセスについての現状報告がなされた。

現在 reference 抽出剤としている DMDBTDMA ($[\text{CH}_3(\text{C}_4\text{H}_9)\text{NCO}]_2\text{CHC}_{14}\text{H}_{29}$) とそれと同様の構造を持つ DMDBDEMA ($[\text{C}_4\text{H}_9(\text{CH}_3)\text{NCO}]_2\text{CHC}_2\text{H}_4\text{OC}_{12}\text{H}_{25}$) の加水分解、放射線分解に対する安定性を調べるとともに、抽出式の最適化を図るため、60 種を超える diamide 分子を合成して調べている。その結果、複合体の溶解性、3 価の actinides に対する親和性、溶媒再生の観点から、DMDOHEMA ($[\text{CH}_3(\text{C}_8\text{H}_{17})\text{NCO}]_2\text{CHC}_2\text{H}_4\text{OC}_6\text{H}_{13}$) とそれと同様の構造を持つ DMDHpOEMA ($[\text{C}_2\text{H}_5(\text{C}_7\text{H}_{15})\text{NCO}]_2\text{CHC}_2\text{H}_4\text{OC}_6\text{H}_{13}$) を取り上げて、第 3 相境界と 3 価の actinides 及び lanthanides の分配係数を調べ、reference 抽出剤としている DMDBTDMA よりも優れた性質を見いだしている。

また、Zr と Mo を抽出しないような DIAMEX 基本フローシートの改良を試みており、シュウ酸スクラブが容易に適用できることがわかった。

[注目すべき事項]

DMDOHEMA と DMDHpOEMA が、複合体の溶解性、3 価の actinides に対する親和性に優れていることから、DIAMEX プロセスの second version として適当であるが、現在 reference としている DMDBTDMA を含め、どれを選択するかは、安定性や合成コスト面を考慮して決められる。

[主要な質疑応答]

特記すべきものなし

表-1

[HNO ₃] _{aq} mol/L	D _{Nd}		D _{Am}	
	(1)	(2)	(1)	(2)
0.50	0.021	0.0034	0.0012	0.010
2	1.21	1.11	2.3	1.7
3	4.38	4.2	4.51	5.5
4	9.77	8.05	N.M.	12

表の説明：DMDOHEMA(1)とDMDHpOEMA(2)によるNd(III),Am(III) nitratesの分配係数
0.50±0.02 mol/L in TPH (25°C)

表-2

[HNO ₃] _{aq} mol/L	D _{Nd}		D _{Am}	
	(1)	(2)	(1)	(2)
0.50	0.033	0.048	0.024	0.023
2	1.99	1.92	2.4	2.89
3	5.43	7.38	6.96	9.1
4	N.M.	12.4	N.M.	15.2

N.M. : Not Measured

表の説明：DMDOHEMA(1)とDMDHpOEMA(2)によるNd(III),Am(III) nitratesの分配係数
0.65±0.03 mol/L in TPH (25°C)

表-3

	DMDBTDMA	DMDOHEMA	DMDHpOEMA
D _{Eu}	2.02	3.40	4.54
D _{Am}	4.58	6.96	9.1

表の説明：DMDBTDMAとDMDOHEMAとDMDHpOEMAによるEu(III),Am(III) nitratesの
分配係数

0.65mol/L in TPH, [HNO₃]_{aq}=2.96mol/L, (25°C)

Uranium Free Plutonium Fuel in PWR Concepts: Neutronic Aspects

M.Delpech, A.Puill (CEA, France)

【概要】

PWRにおけるUなしプルトニウム燃料炉心の実用性研究について報告された。具体的な方策として、減速材温度係数を負に大きくするために燃料集合体中に ZrH_2 ロッドを装荷したPLUTON concepts、4本の燃料ロッドを太径の中空Pu燃料で置き換え、可燃性毒物を装荷したAPA assembly concepts、燃料ロッド、または燃料集合体に対してU燃料とPu燃料の2重構造を持たせるDUPLEX conceptsが挙げられた。これら新しいconceptsを適用することにより、 UO_2 燃料使用炉心に対し反応度係数をあまり悪化させずに、従来のMOX燃料を使用した場合と比較し、Pu燃焼の向上、MA生成の低減を図ることができると報告されている。

【注目すべき事項】

特になし。

【主な質疑応答】

Q 1 : ドップラー効果の絶対値の大きいことが、良い指標とされているようだが、制御棒誤挿入事象等といった安全性の観点からの問題はないのか（三菱重工、栃原氏）。

A 1 : 今後過渡解析を行い、検討していきたい。

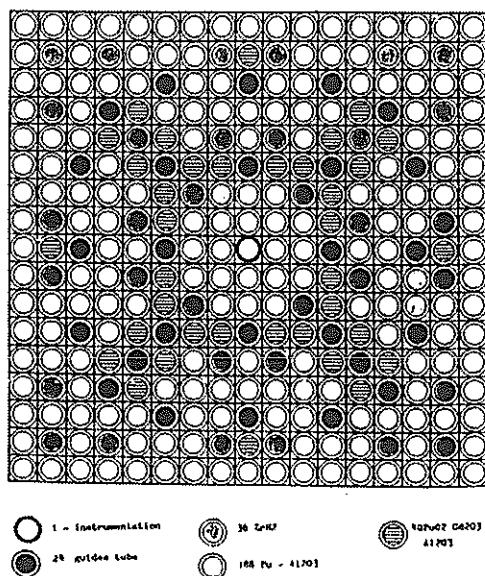


図1 PLUTON concepts：減速材温度係数を負に大きくするため燃料集合体中にZrH₂ロッドが装荷されている。

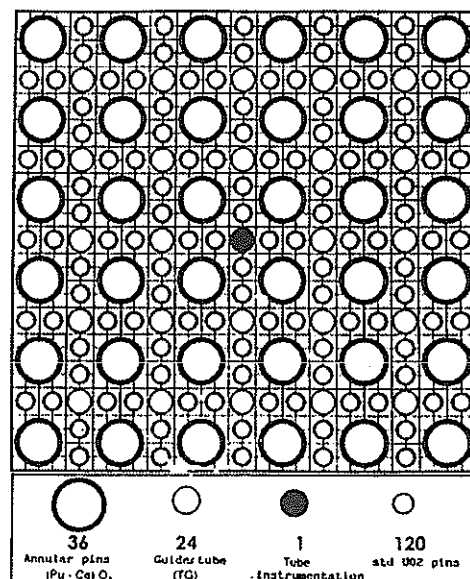


図2 APA assembly concepts：減速材体積を大きくするため、太径の中空燃料が採用されている。更に、出力分布を平坦化するために燃料中に可燃性毒物としてCeO₂、ErO₂が含まれている。

表1 各炉心concepts毎の反応度係数の比較：UなしPu燃料炉心においてもPLUTON concepts、及びAPA Assembly conceptsの使用によりUO₂燃料炉心に対する反応度係数の悪化を防ぐことができる。

	Boron efficiency (10 ⁻³ /ppm)	MTC (10 ⁻³ /°C)	Fuel Temp (10 ⁻³ /°C)	Total void effect (%)	β_{eff} (10 ⁻³)
UOX std	-9	-15 _{MOC}	-2.6	-75	520
APA	-5	-17 _{MOC}	-2	-14	330
PLUTON	-5	-20 _{MOC}	-1.3	-1	-
PLUTON-Th	-3.5	-22 _{MOC}	-3.3	-70	280
PLUTON-U	-4	-43 _{EOC}	-2.8	-10	-
DUPLEX ass	-5.6	-62	-3.8	-56	-

MOC : Nominal conditions, EOC : End of cycle

	Pu (Kg/TWhe)	M.A. (Kg/TWhe)	Pu fission ratio(atom %)
UOX std	+29	+3.8	-
MOX std	-65	+17	-
APA	-92 (-76)	+10 (+9)	48 %
PLUTON	-130	+14	65 %
PLUTON-Th	-114	+7	44 %
PLUTON-U	-90	+10	15 % global*
DUPLEX ass	-32	+3	50 %

* U+Pu

表2 各炉心concepts毎のマスバランスの比較：PLUTON Concepts、及びAPA Assembly Conceptsの使用により、従来のMOX燃料を使用した場合と比較し、Pu燃焼の向上、MA生成の低減を図ることができる。

Transmutation of Plutoniums in Pebble Bed Type High Temperature Reactors

E.E.Bende (ENC, Netherlands)

【概要】

Pebble Bedタイプの高温ガス炉において、Uなしプルトニウム燃料に関するパラメータサーベイについて報告があった。Pebble1個当たりのPu装荷量、希釈材の有無をパラメータとして、燃焼による無限増倍率変化、ドップラー及び減速材反応度係数変化等の比較が行われている。高温ガス炉を用いることにより、100%MOX装荷PWRと比較し、発生エネルギー当たりで約2倍の超ウラン元素の消滅を図ることができると報告されている。

【注目すべき事項】

特になし。

【主な質疑応答】

高温ガス炉と比較してCAPRA炉のPu燃焼効率はやや低いが、これはCAPRA炉にUが含まれているためである (M.Delpech、CEA, France)。

The CIRANO Experimental Program for Plutonium Burning Fast Reactor Physics

P.Smith¹, S.Ohki², G.Rimpault³, R.Soule³, R.Jacqmin³, J.C.Bosq³, J.C.Cabrillat³,
M.Martini³, E.Fort³, P.J.Finck³, K.Sugino²
(AEA Technology, UK¹, PNC, Japan², CEA, France³)

【概要】

Pu燃焼炉に対する核計算精度の評価を目的としてフランスMASURCA臨界実験装置を用いて行われているCIRANOプログラムの内、ブランケットを反射体に置き換えることによる反射体効果、及びPu同位体効果に関する実験解析についての報告である。フランス側の解析結果については、調整前の断面積ライブラリJEF2.2に対し調整されたライブラリERALIB1を用いることにより、解析結果の改善が見られる。また、実験値に対する解析値の誤差の大きさは、日本側とフランス側のERALIB1を用いた解析とではほぼ同程度である。

【注目すべき事項】

特になし。

【主な質疑応答】

- Q 1 : 調整されていないライブラリ (JEF2.2) と調整されたライブラリ (ERALIB1) を用いた解析結果にあまり差が見られないが、どの様に考えるか (質問者不明)。
- A 1 : JEF2.2を用いても元々実験値との一致が良かったので、調整されたライブラリ使用による効果はあまり現れなかったと考える。
- Q 2 : Naボイド反応度の解析で、中性子ストリーミングの非等方性は考慮しているのか (阪大、竹田教授)。
- A 2 : 考慮している。

表1 CIRANO体系における臨界装荷量解析結果の比較：フランス側の解析結果において、調整前のライブラリJEF2.2に対し調整されたライブラリERALIB1を用いることにより、解析結果の改善が見られ、更に実験値に対する誤差の体系依存性（反射体効果）の減少が見られる。また、実験値に対する解析値の誤差の大きさは、日本側とフランス側のERALIB1を用いた解析とではほぼ同程度である。

Calculated Value	PIT -> POA	PIT -> P2K
JEF2.2 ECCO/ERANOS	+453	-810
ERALIB1 ECCO/ERANOS	+442	-793
JENDL3.2 TRITAC	+462	-797
Measured value E-C	+454 ± 10 (1σ)	-781 ± 30 (1σ)
JEF2.2 ECCO/ERANOS	+1	+29
ERALIB1 ECCO/ERANOS	+12	+12
JENDL3.2 TRITAC	-8	+16

表2 CIRANO ZONA2-B体系におけるゾーン置換反応度解析結果の比較：いずれの手法を用いても、実験値と良い一致が見られる。

Corrected Calculation	POA 8% Pu240	PIT 18% Pu240	P2K 35% Pu240
JEF2.2 ECCO/ERANOS	0,99833	0,99817	0,99757
ERALIB1 ECCO/ERANOS	0,99845	0,99848	0,99816
Measured Value (E-C)/C	0,99882	0,99883	0,99894
JEF2.2 ECCO/ERANOS	+0,00049	+0,00066	+0,00137
ERALIB1 ECCO/ERANOS	+0,00037	+0,00035	+0,00078

A Practical Strategy for Reducing the Future Security Risk of United States Spent Nuclear Fuel

P.Chodak III, J.J.Buksa (LANL, USA)

【概要】

米国における原子炉級Pu処理に関するシナリオ研究の報告である。報告のあったシナリオは、既存の米国軽水炉を用い、核燃料親物質を含まない新型酸化物燃料（AOX）を段階的に導入することにより、残存Puを望まれる量に保つというものである。また、AOXの導入により2050年までに米国の残存Puを零にすることができると報告されている。

【注目すべき事項】

特になし。

【主な質疑応答】

Q 1 : Pu同位体比に関する（燃料製造等の観点からの）制限はないのか（A.Chebeskov、IPPE, Russia）。

A 1 : 評価していない。

Q 2 : AOX導入に関するコスト評価は行っているか（三菱重工、栃原氏）。

A 2 : 行っていない。

図1 段階毎のAOXの導入：第一段階
(Phase1)で可燃性毒物を含むMOX燃料を、第二段階(Phase2)で核燃料親物質を含まないMOX燃料を、そして、第三段階(Phase3)で核燃料親物質を含まないU燃料を導入し、残存Puを望まれる量に保つ。

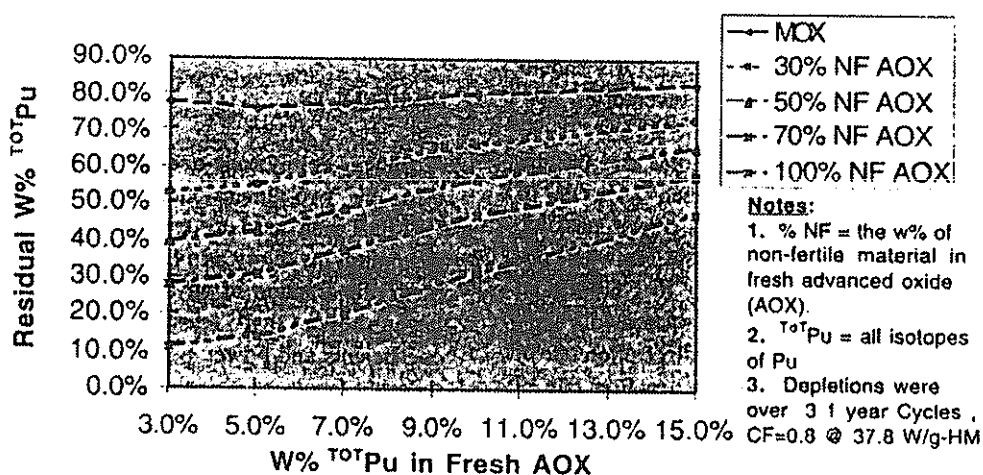
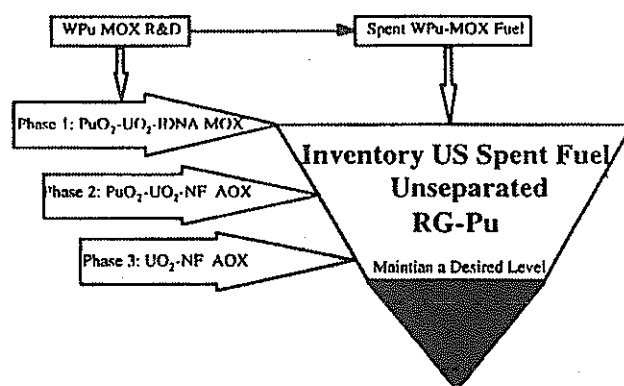


図2 使用済み燃料に含まれるPu残存量の変化：表1のシナリオにより見積もられるPu残存量について示されたもの。

表1 AOXの導入と軽水炉における使用：当Pu燃焼研究により導かれたシナリオの一例

Fuel	Net R-Pu (kg Pu/core-yr)	Deployment
W-Pu MOX		*1/3 core
10w% R-Pu MOX	- 5.41E+02	*Full Core * 2010-2020 *60 Reactors
50%NF, 7w% adv. oxide	-1.60E+02	* Half Core * 2020 - 2025 *60 reactors
100%NF, 7w% adv. oxide	-3.10E+02	*Half Core *>2025 *60 reactors

Core Physics Experiment of 100% MOX Core: MISTRAL

T.Yamamoto, H.Matsu-ura, M.Ueji (NUPEC, Japan), S.Cathalau, J.C.Cabrillat, J.P.Chauvin,
P.J.Finck, P.Fougeras, G.Flamenbaum (CEA, France)

【概要】

100%MOX装荷PWRの炉物理パラメータの評価を目的としてフランスEOLE臨界実験装置を用いて行われているMISTRALプログラムの紹介である。MISTRALプログラムは、U炉心(Core1)をレファレンスとして、異なる2つの減速材対燃料比を持つ100%MOX装荷PWR(Core2、Core3)、及び100%MOX装荷APWR(Core4)の4つの体系における炉物理実験から構成される。報告時点ではCore2における実験段階とのことで、今後100%MOX装荷PWRの炉物理パラメータの取得が期待される。

【注目すべき事項】

特になし。

【主な質疑応答】

Q 1 : 高Pu富化度の実験を行う予定はないのか(動燃、高橋氏)。

A 1 : MISTRALプログラムが減速材の比率を高く設定して行われている実験なので、質問の実験は包絡されていると考える。

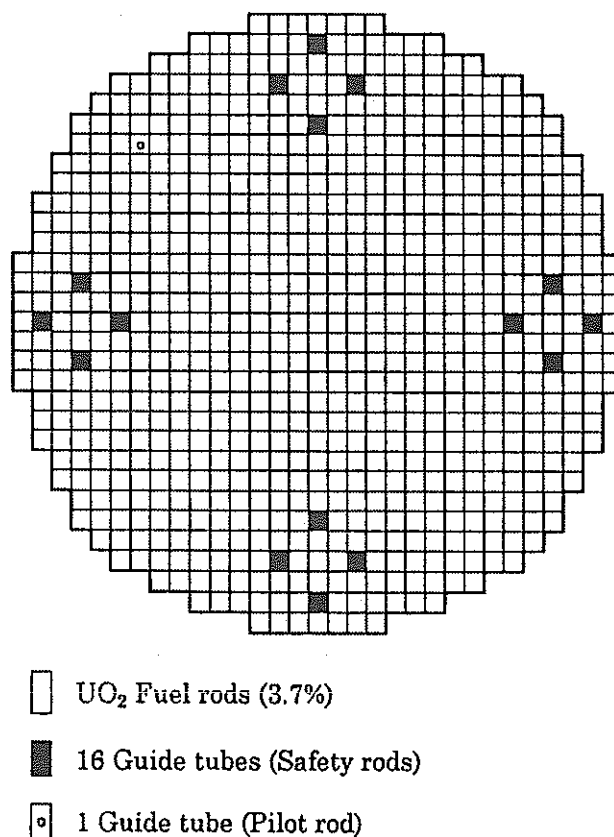


図 1 MISTRALプログラムの実験体系構成 (Core1)

表 1 MISTRALプログラムの実験体系構成と測定パラメータ

	Core-1	Core-2	Core-3	Core-4
<i>Volumetric Moderation Ratio</i>	~1.8	~1.8	~2.1	<i>to be defined</i>
<i>Atomic Moderation Ratio</i>	5.11	5.15	6.21	<i>to be defined</i>
<i>Fuel</i>	UO ₂ -3.7%	MOX-7.0%	MOX-7.0%	MOX-7.0%
<i>Critical Mass</i>	0	0	0	0
<i>Boron Concentration</i>	0	0	0	0
<i>Spectrum Indices</i>	0	0	0	
<i>Radial Power Distribution</i>	0	0	0	0
<i>Axial Power Distribution</i>	0	0	0	0
<i>Iso. Temp. Coef.</i>	0	0	0	
<i>Boron Worth</i>	0	0	0	0
<i>Absorber Worth</i>	0	0	0	
<i>Fuel Substitution</i>	0	0	0	
<i>Cluster Worth</i>				0
<i>2D Void</i>			0	
<i>β_{eff}</i>	0	0		

Preliminary Assessment on Four Group Partitioning Process Developed in JAERI

M.Kubota and Y.Morita

JAERI, Japan

【概要】

日本原子力研究所（JAERI）では高レベル廃液を、TRU群、テクネチウム-白金族群（PGM）、ストロンチウム-セシウム群及びその他、の4群に分離するプロセスを開発している。論文では、プロセスフローシート、対象とする元素及びその他元素の挙動、回収率、製品純度を述べ、群分離プロセスからの二次廃棄物の種類と組成及び固体廃棄物の量を示す。

【注目すべき事項】

新しいデータの提示はなかったが、実再処理を想定したフローシートに基づく物質収支及び廃棄物量の提示があり、フローシートの成熟が伺えるとともに今後の評価に役立つものと考えられる。

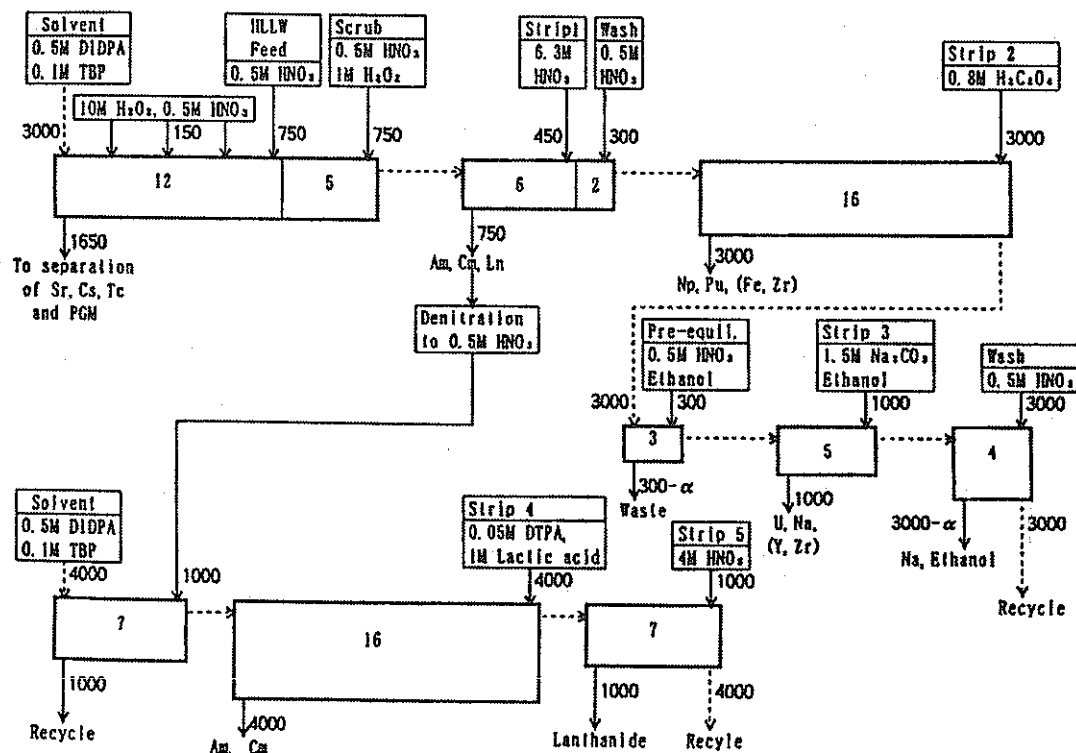


図 DIDPA抽出プロセスの操作条件

表 群分離プロセスから発生する固体 (33GWd/t燃料1t処理に相当)

Group	Main nuclides or elements	Solid form	Volume (L)
TRU	Np-237 Am-241	oxide	0.09
Tc-PGM	Tc-99 Ru, Rh, Pd	metal	0.39
Sr-Cs	Sr-90 Cs-137	calcined product	14
Others	Zr, Mo, Fe rare earths	vitrified material	31
Secondary wastes	NaNO ₃ CaHPO ₄	cemented material	330

Actinide Partitioning from Actual IDAHO Chemical Processing Plant Acidic Tank Waste Using Centrifugal Contactors

Jack D.Law, Ken N.Brewer, Terry A.Todd

Lockheed Martin Idaho Technologies Company, USA

【概要】

ICPP(アイダホ化学処理工場)ではTRUEX法を用いた酸性放射性廃液からのアクチニド分離を検討している。最近になって実貯蔵廃液を用いてTRUEXプロセスを実証した。試験はICPPの遠隔分析セル中に2cmのロータ径の遠心抽出器を24段を配して行われた。アクチニドに対して99.97%の除去率が得られた。その結果、供給液中のアクチニドは457nCi/gから抽残液中0.12nCi/gまで低下させることができた。この値はLLWを非TRU廃棄物とするための制限値10nCi/g(U.S. NRC Class A)を下回る。鉄の一部はTRUEX溶媒に抽出され、逆抽出液中に23%が認められた。水銀もまた抽出されたが(76%)、0.25M Na_2CO_3 で逆抽された。

【注目すべき事項】

遠心抽出器によるTRUEX法の実液試験。良好なアクチニド分離を実証。99Tcの抽出性(89%)及びアクチニド逆抽出剤としてのHEDPA(1-hydroxyethane 1,1-diphosphonic acid)の効果。

【主な質疑応答】

Q：ステージ毎の核種の分配比が有為に変化しているように見えるが抽出平衡が達成されていると考えているのか。平均滞留時間はどのくらいか、特にアクチニド逆抽バンクは。

A：ステージ毎の核種の分析値についてはクロスコンタミがあり信頼性に欠ける。滞留時間は約20秒。

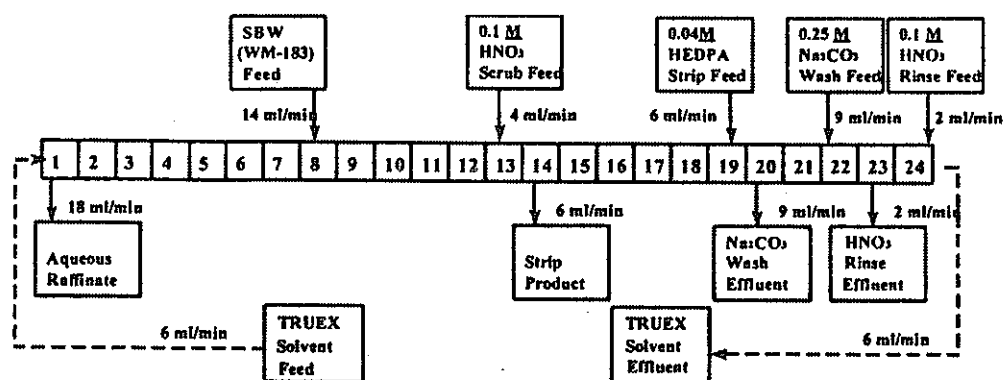


図 TRUEXフローシート

表 除去率 (Table II)

Component	Removal Efficiency
Alpha	99.97%
²⁴¹ Am	>99.9%
²³⁸ Pu	99.96%
²³⁹ Pu	99.98%
²³⁵ U	>98.9%
⁹⁹ Tc	89%
Fe	23.1%
Hg	76%

Hot Startup Experience with Electrometallurgical Treatment of Spent Nuclear Fuel.

R.W.Benedict, M.J.Lineberry, H.F.McFarlane, and R.H.Rigg

Argonne National Laboratory-West, USA

【概要】

1996年6月、アイダホのアルゴンヌ西研究所の燃料調整施設において、EBR-II高速炉使用済燃料の処理が開始された。ホット運転の最初の年、20体の燃料集合体が処理され、6ヶの低濃縮ウランの製品インゴットが得られた。種々のプロセスステップにおける除染係数や操作履歴を報告。

【注目すべき事項】

乾式溶融塩電解法による初の実使用済燃料再処理の結果。電解精製プロセスの操作条件、除染係数及び製品純度（不純物）の値が示された。再処理のコンセプトは異なるものの（TRU（Puを含む）は核分裂生成物とともにセラミック廃棄物として地層処分へ、ウランのみを製品として回収）、実規模での遠隔操作による乾式再処理を実証した意義は大きい。しかしながら、湿式法に比べ、ロット毎の除染係数やウラン製品の純度が大きく異なるのが課題といえる。

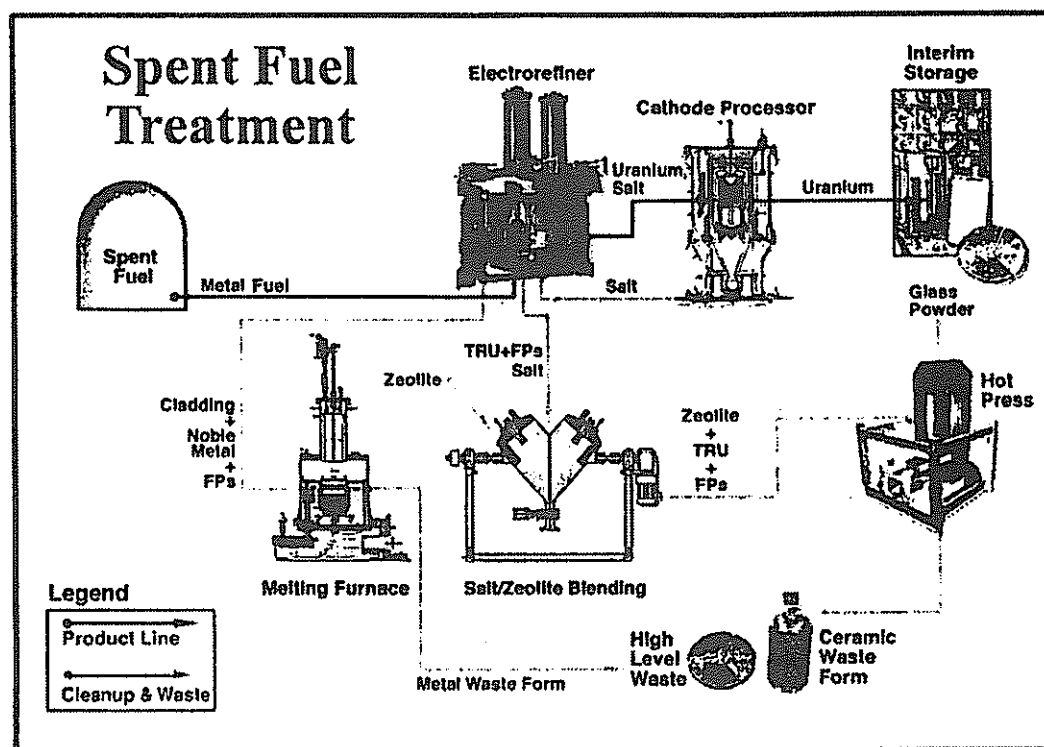


図 EBR-II使用済燃料処理工程

表 カソードインゴットの除染係数

CP Ingot	1	2	3	4	5	6
Cathode(s)	33 & 34	36	35, 37, & 38	39	40	41
Transport	DT/DP & DP	DP	DP/DT/DP &DP	DT	DT/DP	DP/DT
Mn54	3000	500	800	300	400	500
Co60	NA	NA	18,300	7,000	7,500	3,700
Nb95	100	10	2	1	1	1
Zr95	100	20	20	10	10	50
Ru106	1,400	126,200	100	20	20	30
Sb125	1,800	127,300	100	30	20	40
Cs134	31,300	NA	NA	NA	NA	NA
Cs137	44,600	3,274,100	319,200	480,200	352,500	71,500
Cd144	31,000	481,600	181,000	862,300	NA	25,200
Eu155	54,300	332,200	NA	NA	NA	10,600
Pu239	4,000	2,600	NA	600	300	500

DT = Direct Transport from anode to cathode

DP = Transport from anode to Cd pool followed by transport to cathode

表 低濃縮ウラン製品の組成

Ingot#	U wt. %	Zr wt. %	O ppm	C ppm	Si ppm	Fe ppm	Cr ppm	Ni ppm	Mo ppm	Ru ppm	Ba ppm	Pu ppm
1	99.7	0.21	50	63	210	156	13	ND	ND	ND	ND	1
2	98.3	1.54	30	209	286	123	40	8	ND	ND	17	1
3	99.4	0.53	6	24	187	158	40	55	118	60	ND	ND
4	99.1	0.73	19	25	245	180	40	81	248	134	ND	4
5	99.1	0.75	25	11	260	150	ND	ND	233	ND	ND	7
6	99.6	0.11	12	2437	142	150	ND	ND	133	ND	ND	4

ND = Not Detected

Treatment of High Saline HLLW by Total Partitioning Process

Song Chongli, Wang Jianchen, Lian Junfu

INET, Tsinghua University, China

【概要】

高含塩濃度のHLLWからTRU元素、 ^{99}Tc 、 ^{90}Sr 及び ^{137}Cs を分離する全群分離（TP）プロセスを開発している。TPプロセスはTRU元素及び ^{99}Tc 分離のためのTRPOプロセス、 ^{90}Sr 分離のためのDCH18C6プロセス、それに ^{137}Cs 分離のためのフェロシアン化チタン・カリウム（II）（KTiFC）によるイオン交換から構成される。TPプロセスのホット試験は実HLLWを用いて行われた。分離後、HLLWはセメント固化及び浅地層処分に適した低及び中レベルの放射性廃液となった。HLLW中の塩の約92%が非 α のMAWに移行した。減容化率は α 廃棄物で39.4、 α 廃棄物と高放射性廃棄物の合計で13.4である。

【注目すべき事項】

ロータ径1 cmの遠心抽出器50段によるTRPO及びDCH18C6プロセスのホット実証である。TRPOは単座配位型中性の有機リン配位子であるために供給液中の硝酸濃度を1.7倍希釈して1.08Mに調整しなければならない。注目点は非芳香系、非塩素系のn-octanolを大環状配位子のDCH18C6の希釈剤として用いたこと（濃度0.1M）、このとき Sr^{2+} と Na^+ 、 Cs^{2+} との分離度がかなり高いことである。特に遠心抽出器サイクルによりSrの抽出（99.96%）、回収（99.84%）に成功したことは注目に値する。

【主な質疑応答】

Q：HLLW中のアクチニドの原子価は調整しているのか（論文でHLLW中のNpの原子価が4+、Puが3+とあり、解せないで聞いた）。

A：調整していない。還元剤も加えていない（⇒そうであれば Pu^{3+} はミスプリと判断される）。

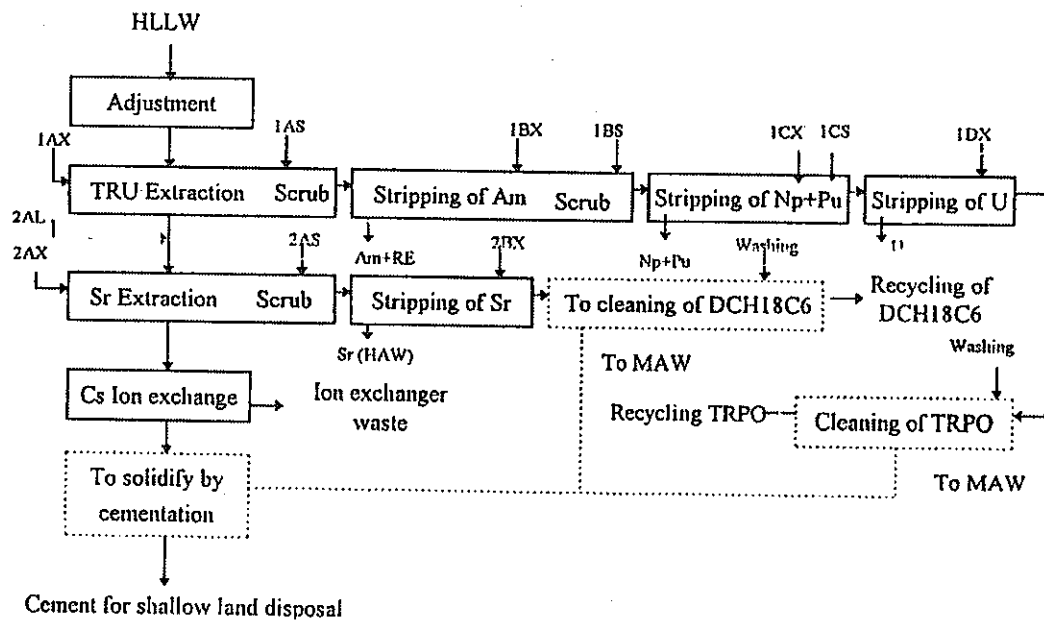


図 全群分離プロセスフローシート

表 全群分離プロセスホット試験におけるTRU元素、 ^{99}Tc 、 ^{90}Sr 及び ^{137}Cs の除染係数

Nuclides	Total	^{241}Am	^{239}Pu	^{237}Np	U	^{99}Tc	^{90}Sr	^{137}Cs
Material balance, %	93	93	94	124	131	104	119	-
D.F.	588	666	695	15.2	10000	125	>2500	>200

FUEL FABRICATION CONSTRAINTS WHEN RECYCLING AMERICIUM

A. Renard, T. Maldague, S. Pilate (BELGONUCLEAIRE)

A. Harislur, H. Mouney, M. Rome (ELECTRICITE DE FRANCE)

【概要】

軽水炉の炉心でAmをリサイクルすることに関連した放射能上の制約を指摘するために、現状の(U-Pu) MOX燃料の場合と比較することによって、対象燃料ピンの設計及び製造の具体的な条件を指摘するための分析を行った。

本件では、対象燃料ピン製造ラインとロッド移送コンテナに要求される付加的な遮へいについて評価した。

特に、PWRのMOX製造ラインと比較することによって、Amを含むペレット製造過程における放射線遮へいの制約について述べている。Amを含む燃料のマトリクスは Al_2O_3 で、最大Am20%まで考慮した。Amの生成量についての詳細は、PWRとFBRで調査中である。

ひばく線量評価を行った結果、Amを含む燃料製造ラインには、専用の製造ラインが必要であるとの結論に至った。

【注目すべき事項】

Am含有燃料を製造する場合には、従来の製造ラインと比較して、特別に被ばく対策を施す必要がある。例えば、G.B.については、Am20%までの含有量において、 γ 線遮へいのため最低25mmのスチール遮へいが必要である。

【主な質疑応答】

Q: Amを混入させるためのマトリクスとして、何故 Al_2O_3 を選択したのか？耐スエリング性に問題があるのではないか？

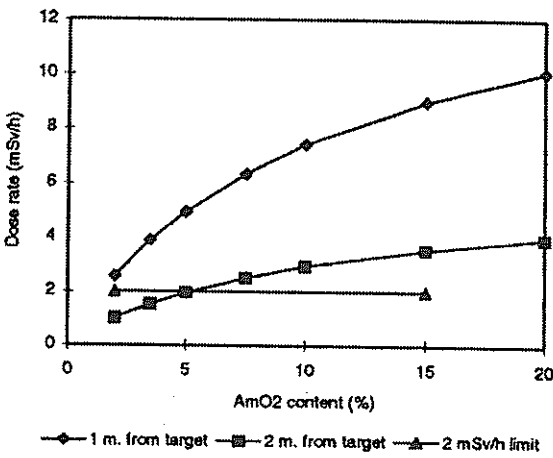
A: 材料としての、親和性等を考慮して、計算により決定した。

Q: AmとNaの親和性等については検討したか。

A: Pu酸化物とNaとの親和性等を考慮して、計算上で比較した。

Fig.1

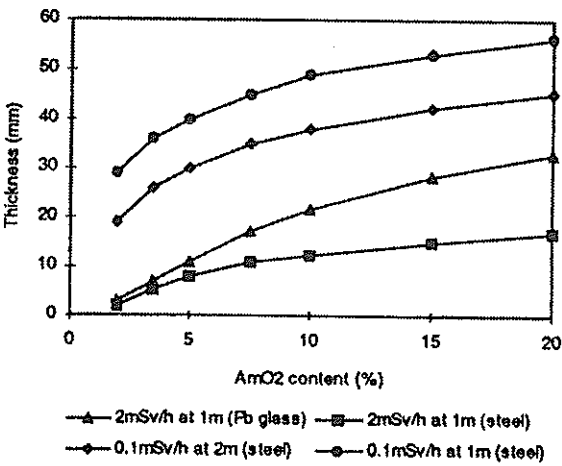
Equivalent dose at distance from the target rod



総線量当量率のリミットをIAEA推奨の標準である2mSv/hとし、通常のPWR-MOXのペレットとAmを混入したペレット比較。
2mの距離では、5%の含有率で基準を超える。

Fig.2

Steel (or leadglass) thickness to fulfil dose criterion



Am含有ペレットの線量当量率が、基準を下回るようにした場合に必要な遮へいの厚さを比較した図。

Table 2

Amを用いる制約から評価した保管、製造、輸送に関する必要条件

OPERATION	MATERIAL	EXTRA-SHIELD NEEDED IN SPECIFIC CONDITIONS
STORAGE	Pure AmO2	70 mm lead, PuO2 conditions
FABRICATION	4.5 % Am in Pu of PWR-MOX rod	25 mm steel(or equivalent), standard MOX conditions
	20 % AmO2 in Al2O3 matrix	20 to 60 mm steel according to dose criterion
TRANSPORT	Pack of rods with 20 % AmO2 in Al2O3 matrix	40 mm lead and reduced number of rods, PWR-MOX standard rods
	Dedicated assembly, 5 % AmO2 in Al2O3.	35 mm lead, PWR-MOX assembly

MOX FUEL FABRICATION AND IN-REACTOR PERFORMANCE

Didier Haas, Marc Lippens (BELGONUCLEAIRE)

【概要】

1997年10月までに、欧州において製造された軽水炉MOX燃料は700tHMであり、これまで製造、炉運転及び燃料挙動において、特に問題は生じていない。MOX燃料の特徴を評価し、設計、許認可のための十分な高燃焼度データベースの構築するため、MOX燃料に係るR&Dを精力的に実施している。

本件では、MOX燃料製造に関する実績、MOX燃料の照射挙動について UO_2 燃料と比較を交えて述べている。

【注目すべき事項】

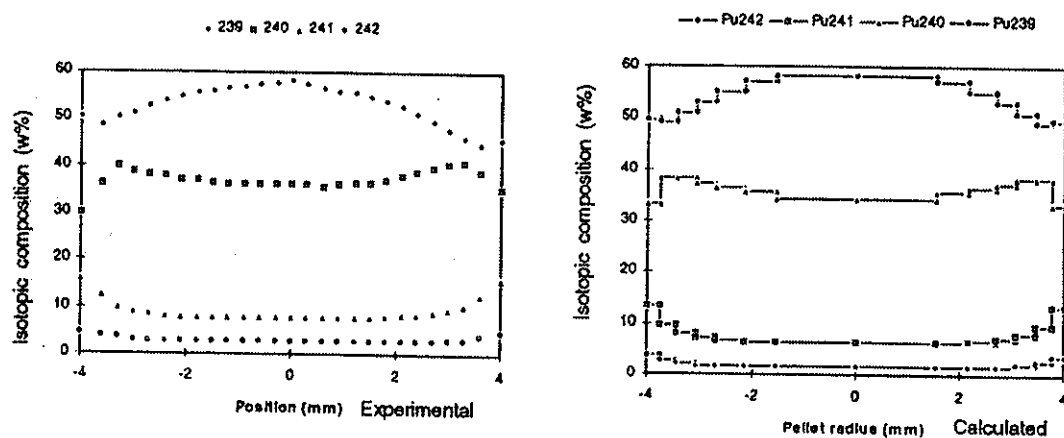
MOX燃料の高燃焼度燃料挙動について述べている。製造では、Puの分散やグレインサイズも $8\mu\text{m}$ とよく固溶している。これは、検査により十分にブレンドを繰り返すためで、ここが最も重要であると述べていた。照射挙動において、Pu分布は計算と同じ傾向、金相写真についても大きな違いは観察されない。FPガス放出は、大きなボアやガス状FPのパスを考慮すると、これまでの報告に沿っている。

【主な質疑応答】

Q: UO_2 燃料とMOX燃料の製造コストを比較すると、MOXは2～3倍であると聞いている。ここでのコストはどのようなのか？

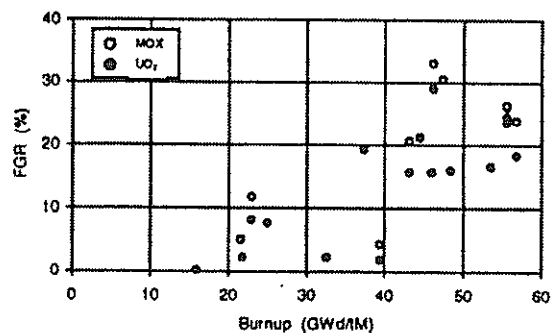
A: 比較の意味で、挙動や特性については計算等で評価しているが、コストについてはこの場では答えられない。

Fig.1



高燃焼度燃料、Pu軸方向分布の計算値と実験値の比較（測定はSIMSによる）。
両者とも分布の傾向は一致している。

Fig.2



FPガス放出率のMOX燃料UO₂との比較

THE UNRIVALLED EXPERTISE FOR PU RECYCLING

Willy Fournier, Michel Pouilloux (Cogema, France)

【概要】

ヨーロッパにおけるMOX燃料の製造、使用量等これまでの実績と、今後の見通しに関する全般的な報告と、フランス、COGEMA (DESSEL, CADARACHE, MELOX)における燃料製造等の見通し、施設の特徴を述べている。特に、ノウハウ、実績を強調していた。

革新的な付帯装置、全自動プロセスコントロールシステム、コンピュータによる制御システム等。

【注目すべき事項】

MELOXに関して、会議での発表時点で、施設拡張の進捗状況が示され、現在拡張する施設の屋根まで完成しているとのこと。

安全面では、臨界、火災、地震に関する項目、環境対策等について述べてた。

【主な質疑応答】

なし

Development of Fabrication Technology of Low Density Pellets for FBR

Y. Aoki, M. Kasimura, T. Yamaguchi (PNC)

【概要】

1989年から開始した「もんじゅ」仕様の低密度ペレット製造において、原料粉の取り扱い、ポアフォーマ、崩壊熱等の取り扱いに関する装置整備、実績、特徴に関して報告があった。

原料粉について、混合転換粉とPuO₂粉 (Cogema) による焼結特性に関して、ポアフォーマの添加に起因する炭素の分解物が生じる問題では、脱ガス再焼結法と窒素からアルゴンを含む焼結雰囲気ガスに変え、密度調製を容易にした点について報告。

【注目すべき事項】

ペレット焼結時の調製条件の変更、ポアフォーマの選択に関する試験結果等。

【主な質疑応答】

Q: 脱ガス法の詳細な内容について知りたい。

A: 3つのステップがある。

1) 焼結温度1600℃において、炭素を完全にCOに変える。

2) 高真空状態で900℃、1hrで脱ガスを行い、ペレット内のCOを除去する。

3) 1700℃でペレット密度調整のため、再焼結する

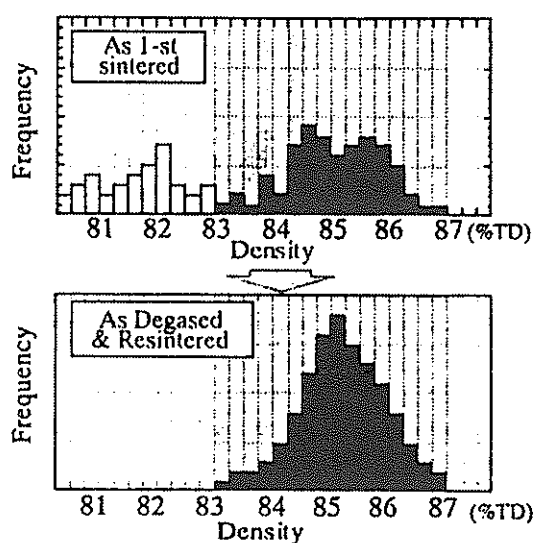
Q: 脱ガスについて、ハーネスの詳細及びバッチ式か連続式かを確認したい。

A: 炭素加熱式の脱ガスハーネスである。ロータリー及びメカニカルポンプ、拡散ポンプにより脱気している。バッチ法である。

Q: クーリングホッパの詳細な仕様が知りたい。

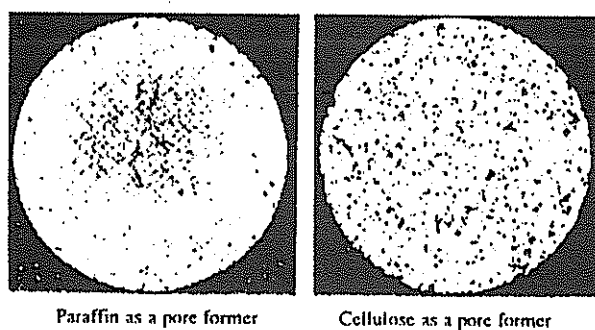
A: ホッパの直径は30cm、クーリングエア温度は圧空より-10℃、排気のエア50℃まで、など、詳細仕様について説明した。

Fig.1



焼結雰囲気ガスを N_2-H_2 から $Ar-H_2$ に変えて、さらに焼結途中に脱ガス工程を加えることで、カーボンの分解生成を抑えて、密度調整を容易にした。

Fig.2



「もんじゅ」初装荷燃料では、一定の密度（85%TD）を得るのが難しいため、ポアフォーマとして、200℃まで空气中で安定な材料であること等を考慮して試験をした結果、セルロース粉が望ましい性質を示すことがわかった。

POST IRRADIATION EXAMINATIONS OF MOX SPENT FUEL FOR INTERIM DRY STORAGE

A. Sasahara, T. Matsumura, (CRIEPI)

G. Ncolaou, D. Bottomely, V. Rondinella, C. T. Walkeri (CEA)

【概要】

Pu富化度5.07%、燃焼度46GWd/tまで照射したMOX燃料の貯蔵（dry storage）の設計及び安全解析に必要な基礎データを得るため、照射後試験を実施した。商用PWRで照射した燃料を用いて以下に示す試験を行い、化学分析結果はORIGEN2と比較した。

- 1)燃料の中性子、 γ 線分布
- 2)アクチニド及びFPの同位体組成化学分析
- 3)ペレット断面のEPMA分析
- 4)アニールテスト（500～1700℃）

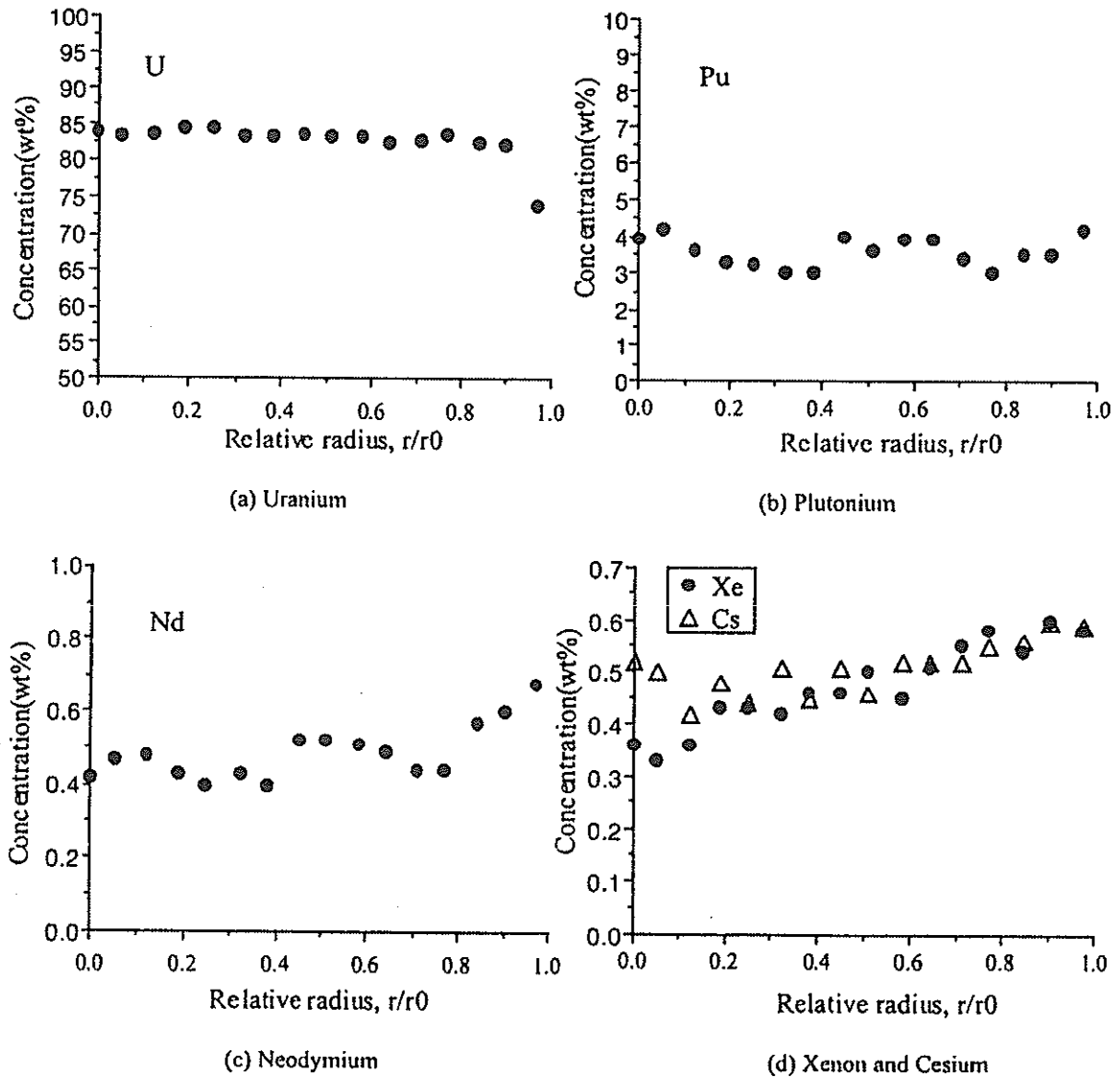
【注目すべき事項】

今回の照射後試験で明らかとなったMOX燃料挙動は、 UO_2 と同様であるということ。FPガス放出は2%であり、 UO_2 とMOX燃料で同様に、またHeガス放出は14%、その主原因はPuとCmである。

【主な質疑応答】

なし

Fig.1



U、Pu、Nd、Cs、Xeの平均濃度プロファイルを示す。CsとXeは、ペレット中心と表面では濃度差が大きい。これは、ペレット中心のガス放出率が低いためである。

CALCULATED- EXPERIMENTAL JUSTIFICATION OF USING VIBROPACK UO_2 AND PuO_2 FUEL IN PWR

A.A. Mayorshin, O. V. Skiba, V. A. Tsykanov, V. A. Kisly,
Yu. S. sokolovsky, V. A. Kirillov (SSC RF FIAR)

【概要】

バイパック燃料に関してこれまでに得られた知見を基に、PWRにおけるPu利用を前提とした燃料製造及び溶融塩再処理等について。特に、照射挙動に関しては、負荷追従運転による試験を行い、スタンダードピンとの違い等について述べている。

評価の結果、ここに挙げたいくつかの候補材料は製造から性質に至るまで、概して問題はないことが明らかとなった。

【注目すべき事項】

負荷追従運転における試験の結果、いくつかスタンダード（ペレット）ピンと違いが述べられている。

例えば、24時間の運転後、被覆管の外径変化がペレットピンに比べて少ない点など。

【主な質疑応答】

Q: FBRに比べると、PWRの燃料温度は低いため、その違いがどのようにでてくるのか？

A: 不明

Q: FBRの被覆管材料に対して、PWRの場合ジルカロイである。このZrやNbを含む影響や違いをどのように考えているのか？

A: 問題はない。

Q: FBRの線出力に比べると、PWRの場合パワーは低くなる。その挙動はどのように変化することが考えられるか。

A: FBRにおける燃料ピンの上下端に近い場所では、線出力は低くなるので、その挙動から考えるしかないと思われる。

Q: ガドリニウムについては、酸化物のほうがメタルより安定である。メタルのガドリニウムの場合はどうなのか？

A: メタルの場合のデータが、ロシアのキセロ(?)にある。熱伝導の増加等が考えられる。

Q: FPガス放出はどうか？

A: Uの濃度につよく依存している。線出力によって異なるが、30～40%である。

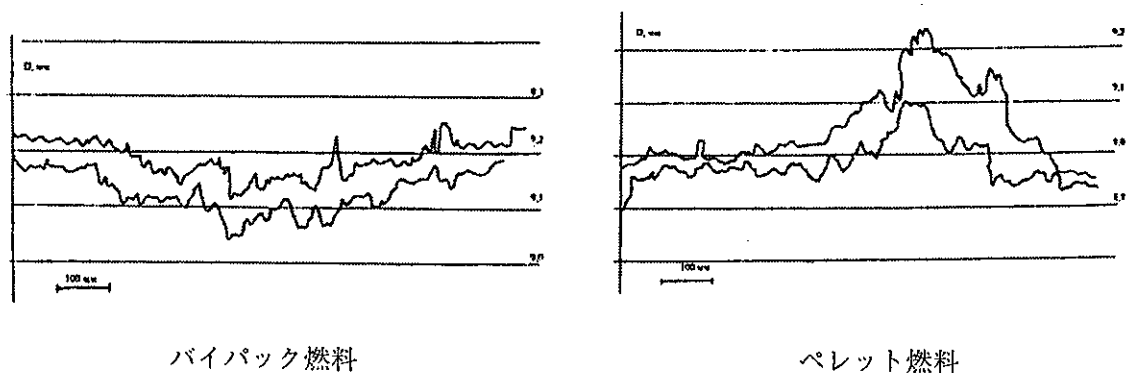


Fig.1 照射後の外径測定結果の比較

MIR炉ピンのPIEは、24時間の間負荷追従条件で試験され、PCMIやFCCIは観察されなかった。バイパック燃料ピンと比べて、ペレット燃料ピンは大きな外径増加が観察された。

Future Nuclear Fuels for Plutonium and Minor Actinides Recycling

H. Barnard, C. Prunier (CEA)

[E. Picardが代理発表]

【概要】

仏国におけるPu燃料の使用経験と今後の軽水炉と高速炉でのPu及びMAのリサイクル戦略がレビューされた。

MOX利用の現状：仏国では1987年以来、MOX燃料の使用実績を積み重ね、現在では16基のPWRにMOX燃料30%装荷のライセンスが与えられ、今年末までに14基で装荷される計画である。1996年時点でCOGEMAのUP-2-800、UP-3で10000tのUO₂使用済燃料から100tのPuが回収され、Cadache工場に35tHM/y、1995年からMELOXプラントに100tHM/y（2000年以降は250tHM/y）の加工能力がある。

MOX燃料の照射挙動：これまで使用経験を積み重ねたPWRの3サイクル燃焼MOX燃料については、FPガス放出がUO₂燃料に比べ多いものの、PCIはUO₂よりマイルドである。最近得られた4サイクル燃焼燃料ではFPガス放出率の燃焼による加速効果は見られず、高燃焼度でも良好な照射挙動を示すことが確認された。高速炉燃料では炉内滞在2000日、ピーク燃焼度20%、構造材中性子照射量180dpaが開発目標である。各国の照射実績からMOX燃料の挙動は高燃焼度に至るまで良好であり、寿命の制限因子は材料の照射損傷である。

Puリサイクルの今後の動向：今後の開発目標とする燃料をPu富化度で整理するとFigure 1のようになる。解体Puをロシア、米国、カナダで燃焼させる場合、Pu富化度はどれも3.7%程度である。商業用軽水炉でのMOX燃料の富化度は4%から12%である。UO₂燃料の高燃焼度化に伴いPuの高次化が進むことから、MELOX加工工場では12%までのライセンスを取得している。富化度が15%から30%までの高速炉用MOX燃料については既に多くの経験が蓄積されている。解体PuをBN600でリサイクルするための研究が行われている。Pu燃焼率の向上、同位体組成に対する柔軟性を高めた富化度35-45%のCAPRAMOX燃料は従来の高速炉燃料の範囲を超えるものであり、SILOE、HFR、Phenix、SPX、BOR60で照射試験が進められている。さらに燃焼率を高めた富化度60-80%の窒化物燃料についてはN-15の濃縮コスト、高燃焼度化に関する技術課題をPhenixにおけるNIMPHEで検討する。100%富化度燃料では、Puの希釈材の開発が必要であり、例としてPWRでの燃焼を対象としたAPA燃料概念がある。

MAリサイクルの今後の動向：MAリサイクルの燃料概念をFigure 2に示す。MAを再処理で抽出分離し、原子炉で消滅させるSPIN計画では、NpをMOX燃料に均質に混合し、Amはターゲットと呼ばれる特殊な集合体に分散配置する案が有力である。混合酸化物燃料として、NpについてはSUPERFACT1、NACRE試験で照射経験があり、使用上の問題は特にないが、Amを添加する場合には加工工程での遮蔽対策が必要であり、MeloxではAm含有率3%までのPuの取扱いライセンスが与えられている。Uフリー燃料の場合、Puはマトリックス中にPu化合物を分散させるか、[PuZr]Nのように固溶させる必要がある。PUREX法による再処理と組み合わせる場合、溶解性の観点から酸化物系は困難

であり、窒化物系が必要となる。Uフリー燃料については進行中の試験結果をもとに2000-2005年に候補材の選定を行う。Amターゲットの設計は基本的にUフリー燃料と同じだが、減速炉で装荷したAmの90%以上を燃焼し、そのまま保管するワンスルー型の場合には照射後の安定性の観点から全く異なる希釈材が必要となる。別の戦略として、再処理でPuとMAを分離せず、均質燃料で多重リサイクルする概念が米国、日本で研究されている。

【主な質疑応答】

(Q) バイパック燃料や金属燃料の開発計画は？

(A) バイパック燃料についてはBOR-60での照射試験計画有り。金属燃料についても検討範囲に入れている。

(Q) 高温ガス炉用粒子燃料の照射経験はあるのか。

(A) ない。

(Q) 高富化度燃料のPUREXとの両立性とは溶解性のことか。

(A) そうである。

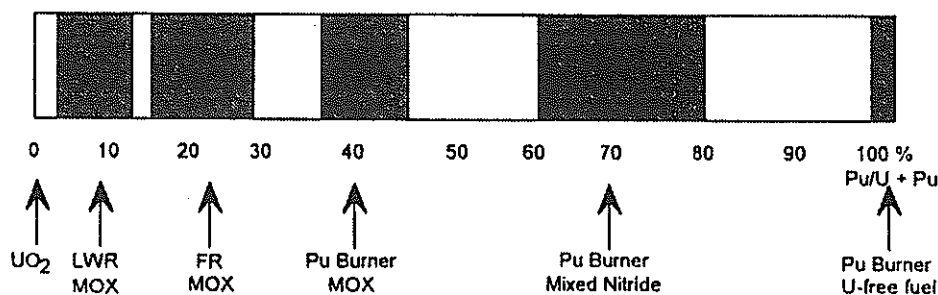


Figure 1 Puリサイクルのための燃料概念

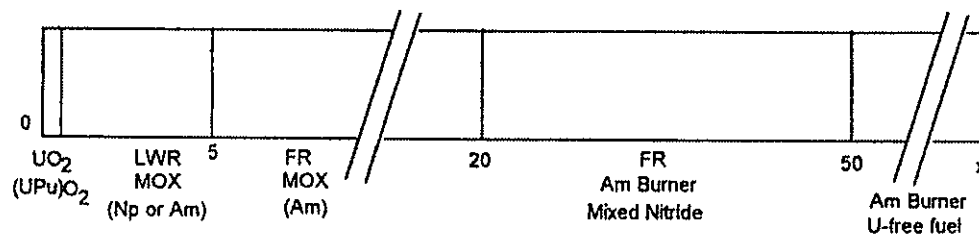


Figure 2 MAリサイクルのための燃料概念

Performance of Uranium-Plutonium Mixed Carbide Fuel under Irradiation

Y. Suzuki, Y. Arai, T. Iwai, K. Nakajima (JAERI)

【概要】

Table 1に示す原研のU-Pu混合炭化物燃料の照射試験のうち、JRR-2及びJMTRでの照射試験の結果が紹介された。

Figure 1に示すように、FPガス放出率は1%FIMAの増加当たり2～5%の割合で増加しているが、ポアフォーマを用いて熱的に安定化したペレットでは4.7%FIMAで1%以下と非常に低い放出率であった。C/M比が異なる燃料でFPガス放出率に差があるが、これは開気孔率の違いによるものと考えられる。一方、ペレットスエリングは、Figure 2に示すように、燃焼度にほぼ比例しており、FPガスの蓄積による加速効果は認められなかった。

【注目すべき事項】

原研では乾式再処理による窒化物燃料のTRU増殖／燃焼サイクルをターゲットとして今後開発を進めることとしたが、窒化物燃料の照射経験が非常に限られており、これらの炭化物燃料の照射挙動の知見は窒化物燃料開発に反映できるものと期待される。

【主な質疑応答】

(C) 欧州、インドでの炭化物燃料の開発経緯、使用実績等が紹介された。

(Q) 炭化物燃料の知見から窒化物燃料の窒素ポテンシャルの予測は可能か。

(A) 窒化物燃料ではFCCIはさほど重要ではないが、窒素の方が活性であると思う。

Table 1 原研の混合炭化物燃料の照射試験

Test no.	Reactor	No. of pins	Dia. (mm)	Heating rate (kW/m)	Burnup (%)
1	JRR-2	2	6.5	42	1.2
2	JRR-2	2	9.4	64	1.5
3	JMTR	2	9.4	59	3.0
4	JMTR	2	9.4	60	4.5
5	JMTR	1	9.4	64	4.7
6	JOYO*	1	8.5	80**	4.5**

* Joint Research with PNC **Target values

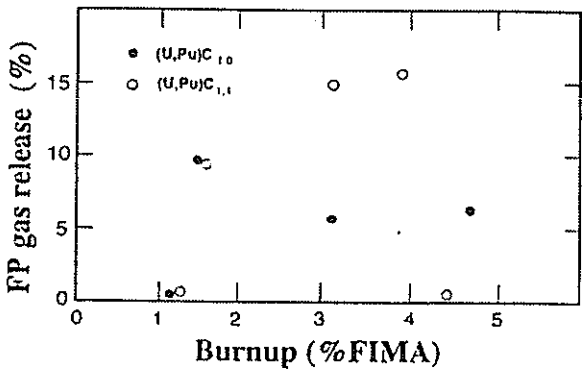


Figure 1 混合炭化物燃料のFPガス放出率

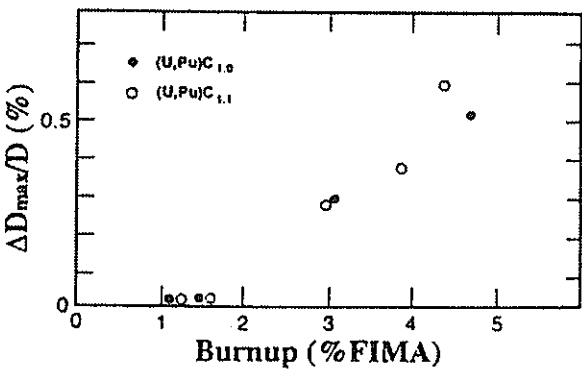


Figure 2 混合炭化物燃料の燃焼に伴う外径増加

High Plutonium Content Oxide Fuel for Pu Burning in Fast Reactors. CAPRA Irradiation Programme and First in Pile Experimental Results

E. Picard, J. Noirot, H. Plitz, R. Moss, G. Dassel, J. Rouault, A. Languille (CEA),
FZK, Inst. for Advanced Material Unit HFR, ECN)

【概要】

仏国を中心に実施されているCAPRAプロジェクトの一環として行われた高Pu富化度燃料及びウランなし燃料の照射試験の第1報である。照射終了又は照射中の照射試験はFigure 1に示す通りであり、照射が終了したIFOP試験及びTRABANT 1試験の結果 (Table 1に燃料仕様を示す。) が報告された。

【注目すべき事項】

IFOP試験では、高Pu富化度 (45%) の中空燃料が熱中性子炉であるSILOE炉で1.1%まで照射され、特異な挙動は観察されなかった。

TRABANT 1試験のうち、Pu40%にNp5%を添加した燃料は、10%近くの燃焼度まで問題なく照射されたが、Pu45%のMOX燃料は7%Buにおける高線出力時に破損した。低O/Mの(Pu,Ce)O₂燃料では、燃料溶融が生じ、物性値が劣ることが確認された。

【主な質疑応答】

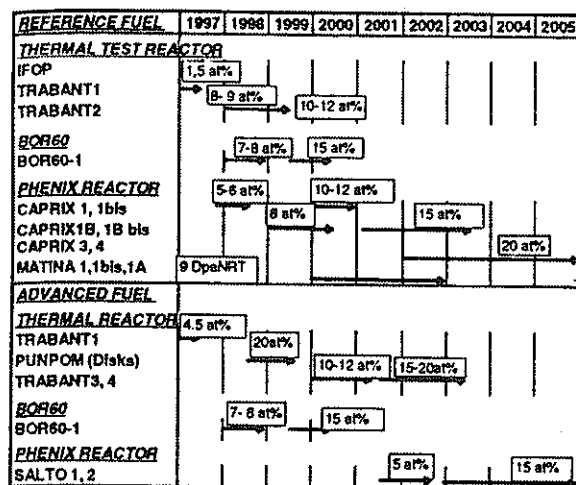
(C) インドでは高富化度燃料の照射実績ある。

(Q) 過渡条件に対する試験計画はあるのか。

(A) ベルギーとの共同研究で実施の予定。

(Q) 破損ピンのピン上部の被覆管温度の上昇の原因は？

(A) 被覆管のバルーニングにより熱電対位置の被覆管温度が影響を受けたものと考えている。



Finally, the MATINA experiments in Phenix (up to 2001), of inert matrices alone, or with dispersed UO_2 , will allow to evaluate the intrinsic behaviour of the matrix due to the irradiation.

Figure 1 CAPRAプロジェクトの照射試験全体計画

Table 1 IFOP、TRABANT1、CAPRIX1 試験の燃料仕様

Experiment	IFOP	TRABANT I				CAPRIX I
Reactor	SILOE Thermal reactor	HFR Phenix Thermal reactor				PHENIX Fast Reactor
Fabricating Material	Zircaloy-4 (AIM1)					
Diameter (mm)	6.55 x 5.65 (except for IFOP with 11 mm external diameter)					
Fuel pin						
Number of fuel columns	1	1	1	1	1	2
Fuel column length (mm)	230	340	340	100	100	850
Manufacturer	CEA	CEA	ITU	ITU	ITU	CEA
Fuel Pellet						
Nature	(U,Pu)O ₂ a	(U,Pu)O ₂ a	(U,Pu,Np)O ₂ b	(Pu,Ce)O ₂ c	(Pu,Ce)O ₂ d	(U,Pu)O ₂ e
Diameter (mm)	5.42 x 2.5	5.42 x 2.5	5.42 x 2.3	5.44 x 0	5.45 x 0	5.42 x 2.0
Pu / (U (or Ce) + Pu) (wt %)	45	45	40 (+ 5% Np)	45	44	45
Bulk Density (%TD)	96.3	96.3	95.5	91.0	87	91.2
OM(U + Pu)	1.96	1.96	1.98	2.01	1.931	1.96
Fabrication process	Dry route	Dry route	Sol-gel	Sol-gel	Sol-gel	Dry route
Max. Burn-up reached (at %) and comments	1.1 completed	9.5 completed (pin failed)	9.3 completed	4.6 completed	4.6 completed (fuel melting)	1.5 in progress

(1) Same batch of fuel fabricated

Characteristics of DUPIC Fuel Fabrication Technology

M. S. Yang, B. G. Kim, K. W. Song, K. K. Bae, S. S. Kim,
W. K. Kim, I. H. Jung, H. S. Park (KAERI)

【概要】

DUPIC燃料とは、PWR使用済み燃料を湿式再処理工程を経ることなく再利用する概念であり、核拡散抵抗性、使用済み燃料発生量の低減の観点から有利である。

DUPIC燃料製造プロセスをFigure 1に示す。PWR使用済み燃料は切断・脱ミートされOREOXプロセスにより原料粉化される。OREOX (Oxidation and Reduction of oxide fuel) プロセスとは、 UO_2 と U_3O_8 との間の酸化還元を繰り返すことにより粒内のマイクロクラックを発生させ、比表面積を高めて焼結性を向上させるものである。

Figure 2に酸化還元の繰り返し回数と焼結密度の関係を示す。

端栓溶接法としては、レーザー溶接を採用し、溶接条件の最適化の技術開発が行われている。

DUPIC燃料の製造プロセスはホットセルで行う必要があることから、現存のKAERI施設を改造して整備する予定であり、一部機器については製作に入っている。

【注目すべき事項】

他のセッションでDUPIC燃料に関連する発表が複数あり、力を入れている様子がある。

【主な質疑応答】

(Q) 酸化還元プロセスの回数と粒径分布の関係は？

(A) (回数の異なる粒子の顕微鏡写真を用いて説明があった。粒径については言及なし。)

(Q) Csを除去する際の目標量は。

(A) Csは揮発性で挙動上重要なので除去を検討中。

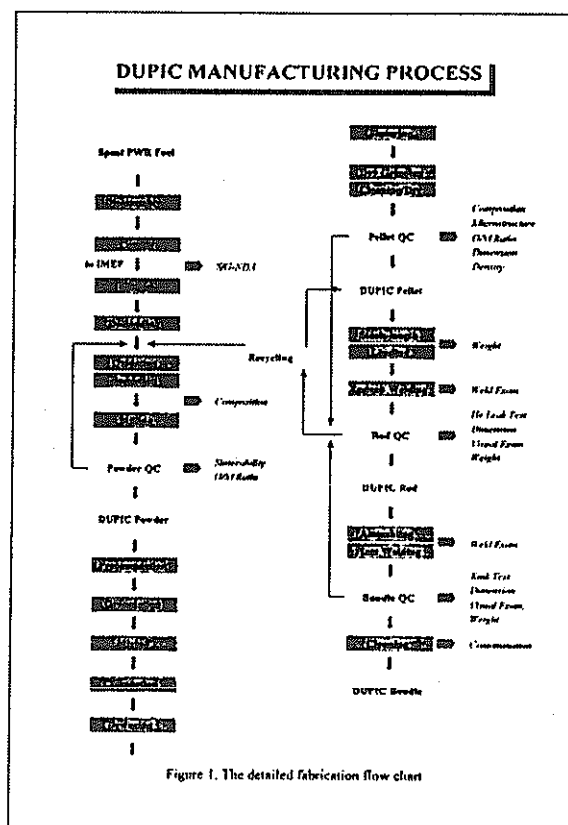


Figure 1 DUPIC 燃料の製造プロセス

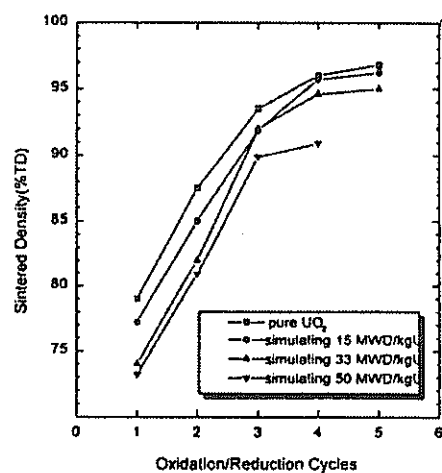


Figure 2 焼結密度と酸化／還元サイクル回数の関係

Present Status of Nuclear Heat Utilization Systems Development for a High-Temperature Gas-Cooled Reactor in JAERI

Y. Miyamoto, Y. Sudo, S. Shiozawa, N. Akino, M. Ogawa, Y. Shiina, R. Hino, K. Harada,
Y. Inagaki, K. Onuki, M. Fumizawa, T. Takeda, T. Nishihara (JAERI)

【概要】

我が国最初の高温ガス炉であるHTTRは1997年末の臨界に向けて原研大洗研に建設中であり、出力30MW、冷却材（ヘリウムガス）温度950℃である。

HTTRの最初の熱利用システムとしては、天然ガスの水蒸気改質システム（Steam Reforming System）による水素製造システムを採用し、1990年から95年にかけて行った予備設計において、システム概念を固めた。Figure 1に本システムのフローを示す。HTTRから950℃、10MWのヘリウムガスがIHXに供給され、2次系ヘリウムガスはIHX側で905℃、蒸気改質器側で880℃である。HTTRへの接続に先立ち、1/30スケールのシステムを用いた炉外試験を実施し、蒸気改質器、蒸気発生器、隔離弁等の主要機器の性能や水素製造能力の確認システムの過渡特性の調査及び蒸気改質系の異常を原子炉側へ波及させないための運転管理技術の確立を図る計画である。

原研では、水蒸気改質システムの次の熱利用システムとして、水のsplittingによる水素製造システムである熱化学ISプロセスの基礎研究を行っている。熱化学ISプロセスは、Figure 6に示すように複数の化学反応を組み合わせたものである。実験室規模での水素・酸素の連続生成には成功しており、今後生成効率向上のための技術開発を行うとともに、耐食材料開発等の課題解決に取り組む。

また、原子炉で発生した熱を遠く離れた消費地まで効率的に輸送するシステムとして相変化材料の潜熱を利用する方法を研究している。

【注目すべき事項】

今後の開発工程（Figure 9）が示された。

【主な質疑応答】

（Q）天然ガスの分解ではCO₂問題の解決策とならないのではないか。

（A）将来的にはH₂OのSplitting反応による水素製造を目指す。

（Q）発電には用いないのか。

（A）当面は発電も行うが、本命は水素利用。

（Q）各国のガス炉開発状況？

（A）独、南ア等の経過、現状を説明。

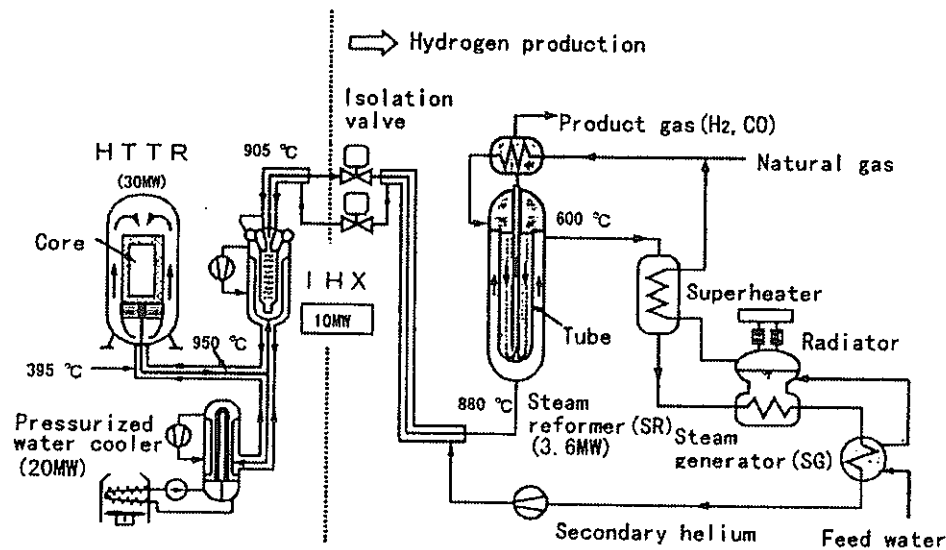


Figure 1 HTTRの水蒸気改質システムの系統図

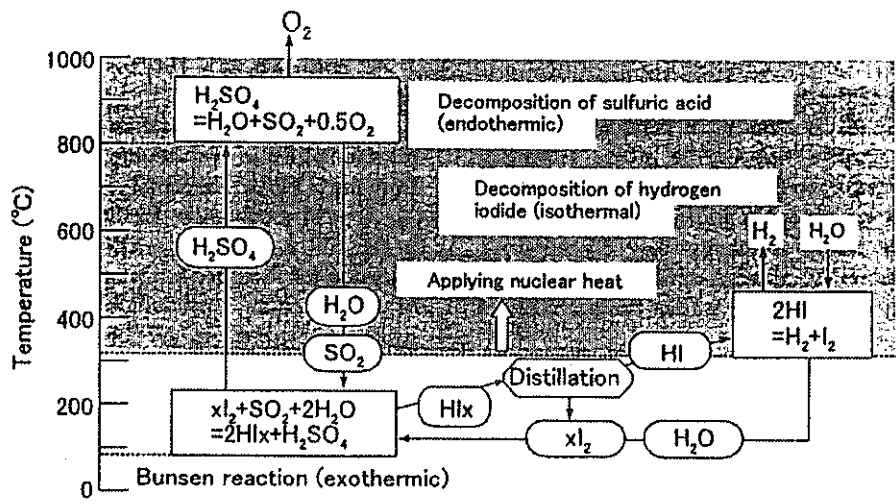


Figure 6 熱化学ISシステムの反応模式図

Item / Year	...	'96	'97	'98	'99	'00	'01	'02	'03	'04	...	'08	'09
1. Hydrogen production by steam reforming													
1) HTTR system													
2) Out-of-pile test													
2. Hydrogen production by water splitting													
Thermochemical IS process													
3. Heat transport technology													

Figure 9 原研における高温ガス炉の熱利用システム開発計画

Comparison of the Energy Amplifier and an Accelerator-Driven Thermal Transmutation System for Commercial Waste Burning

C.D. Bowman (ADNA Corp., USA)

【概要】

放射性廃棄物の消滅に対して、高速スペクトル体系の加速器運転エネルギー増幅器(EA)と加速器運転熱中性子消滅処理システム(ADTTS)の比較が議論された。システムの仕様、高速スペクトル中性子の利用率、高速中性子束と熱中性子束による平衡時の同位体分布及びPu同位体組成、熱中性子スペクトル体系の反応度、核兵器利用物質の蓄積量が示され、一般に放射性廃棄物の消滅には高速スペクトル体系が有利であると言われているが、熱中性子スペクトル体系には以下(注目すべき事項)に示す利点があるので、熱中性子スペクトル体系をもっと研究すべきであることが強調された。

【注目すべき事項】

EAと比較したときのADTTSの利点は、アクチナイドのインベントリーが1オーダー以上小さいこと、システムの中の核兵器(利用可能)物質が100倍小さいこと、 ^{242}mAm (核分裂断面積が大きく、正の反応度フィードバックを持つ)生成量が2オーダー小さいこと、平衡に達する時間が20倍短いこと、要求される加速器のパワーが4倍小さいこと、高速スペクトル体系は線形加速器が要求されるのに対し、熱中性子スペクトル体系はサイクロトロンで運転できることである。

【主な質疑応答】

- C. 高速スペクトル体系と熱中性子スペクトル体系をそれぞれ最適化してから比較検討すべきである。
- Q. ADTTSはどんな種類の燃料を使っているのか。
- A. スラリー燃料である。

表1 熱及び高速スペクトル体系における平衡時のインベントリー

Isotope	Thermal flux (2×10^{13}) 6.66×10^{14}	Fast flux (7×10^{15}) 3.5×10^{15}
^{237}Np	15 kg	155 kg
^{233}U	0	477
^{238}Pu	12	320
^{239}Pu	42	1166
^{240}Pu	42	1824
^{241}Pu	30	338
^{242}Pu	105	539
^{241}Am	5	309
^{242m}Am	.11	40*
^{243}Am	60	162
^{244}Cm	200	131
^{245}Cm	6	26
^{246}Cm	170	8
^{247}Cm	8	0.7
^{248}Cm	2	-

* Estimated elsewhere in this report

The Physical Properties of the Target Materials Used for Accelerator-Driven Transmutation System

T.Y. Song, J.G. Yoo, H.S. Shin, W.S. Park (KAERI, Korea)

【概要】

KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) で研究されている加速器駆動型消滅処理システムの概念設計のうち、ターゲット系の設計研究成果が報告された。今回は主にターゲット物質の特性に関するものであり、中性子の生成と漏洩の観点から研究された。KOMAC (Korea Multipurpose Accelerator Complex) と HYPER (Hybrid Power Extraction Reactor) の紹介の後、各国におけるスポーレーション中性子源ターゲットの研究が比較された。6種類のターゲット物質 (Ta, W, Hg, Pb, Pb-Bi, U) の特性が示され、ターゲット物質を変えたときの入射陽子1個当たりの中性子の生成量と漏洩量がターゲットの直径及び陽子エネルギーの関数として示された。

【注目すべき事項】

この消滅処理システムは1 GeV, 20 mAの陽子ビームと高速スペクトル原子炉を採用している。今回の研究より、ターゲット物質の第1オプションとしてPbとPb-Biを選ぶとのことだった。第2のオプションはWとTaであることが述べられた。

【主な質疑応答】

Q. ターゲットは固体か。

A. そうである。

Q. 実験値はどれを使ったか。

A. 実験値は使っていない。全て理論値だ。

Q. 1陽子、単位エネルギー当たりの中性子生成率から陽子ビームエネルギーは1.0～2.0 GeVが効果的と言っているが、このとき1 GeV当たりのコストは考慮していないだろう。

A. 考慮していない。

表1 ターゲット直径に対する中性子生成量と漏洩量 (単位: n/p)
(beam energy = 1 GeV, height = 50 cm, () は leakage)

Pb

	10 cm	30 cm	50 cm	70 cm	90 cm
0 - 0.1 MeV	0.19 (0.28)	0.35 (0.74)	0.40 (1.27)	0.43 (1.83)	0.44 (2.35)
0.1 - 1 MeV	3.02 (4.49)	4.96 (11.19)	5.58 (14.94)	5.89 (16.90)	6.06 (17.79)
1 - 10 MeV	12.16 (11.56)	17.42 (13.36)	18.88 (11.70)	19.57 (10.33)	19.95 (9.53)
10 - 100 MeV	2.91 (2.01)	3.96 (1.36)	4.25 (0.96)	4.38 (0.77)	4.45 (0.67)
Total	18.28 (18.33)	26.68 (26.65)	29.10 (28.88)	30.27 (29.84)	30.91 (30.35)

W

	10 cm	30 cm	50 cm	70 cm	90 cm
0 - 0.1 MeV	0.39 (1.15)	0.54 (4.05)	0.61 (3.81)	0.63 (3.08)	0.64 (2.69)
0.1 - 1 MeV	4.01 (9.20)	6.74 (13.06)	7.48 (9.37)	7.73 (7.67)	7.82 (7.07)
1 - 10 MeV	13.09 (8.00)	18.43 (3.68)	19.75 (2.61)	20.17 (2.34)	20.31 (2.31)
10 - 100 MeV	3.31 (1.81)	4.45 (0.86)	4.72 (0.53)	4.80 (0.43)	4.84 (0.39)
Total	20.71 (20.16)	30.16 (21.65)	32.55 (16.33)	33.33 (13.53)	33.61 (12.47)

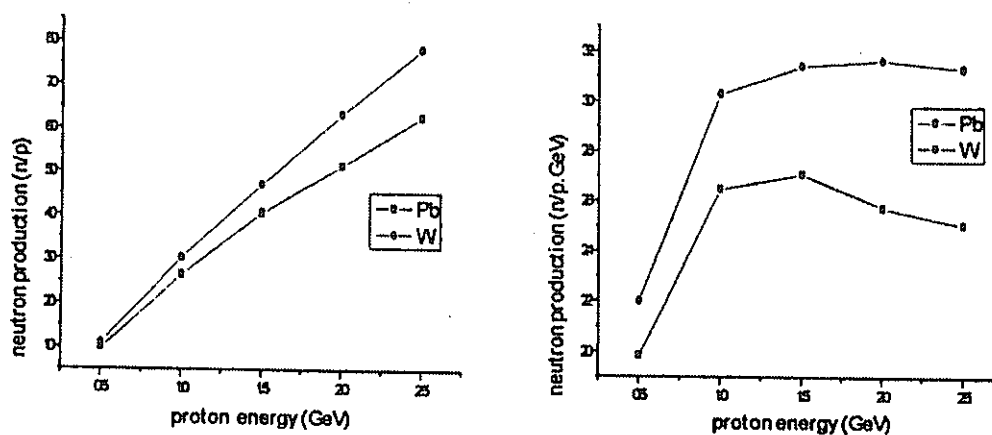


図1 ビームエネルギーに対する中性子生成
(diameter = 30 cm, height = 50 cm)

Role of Accelerator-Driven Systems in Waste Incineration Scenarios

M. Salvatores, M. Spiro, I. Slessarev, A. Tchistiakov, Y. Terrien (CEA, France), H. Mouney, J. Vergnes (EDF, France)

【概要】

放射性廃棄物の削減に対して、加速器運転システム ADS (accelerator-driven systems) の利用を考えた3つの概念 (multi-component concept, two-component concept, one-component concept) が紹介された。multi-component concept では、UOX 燃料を用いた通常の LWR と MOX 燃料を使用した LWR 及び FR、MA 燃料を燃やす ADS を使用する。two-component concept では、UOX 燃料を用いた LWR と ADS タイプの TRU 消滅処理システム (Pu と MA が燃料) を使用する。one-component concept は、現在の原子炉をほとんど全て革新的なシステム (例えば、鉛冷却高速炉やトリウム燃料未臨界システムなど) に置き換える概念である。

multi-component concept は現在あるいは近未来の原子炉及び再処理の技術に基づき、ADS の割合は少なくなっているため、相対的に高価でエネルギーを消費する加速器の使用は許容される。

two-component concept では ADS タイプの TRU 消滅処理システムの比率が multi-component concept よりも高く、経済的に不利となるが、Pu と LLFP の燃焼が high priority と考えられるようになれば価値を持つ。

【注目すべき事項】

LLFP の消滅に利用する余剰中性子の尺度として、G 値を定義し、未臨界度、スペクトル、フラックスと G 値の関係を示した。

【主な質疑応答】

Q. 燃料を MOX 燃料にして溶融塩燃料にしない理由は何なのか。

A. 溶融塩燃料はまだ physics の段階だからだ。

Q. concept の中で通常の LWR には UOX 燃料が使用されるとなっているが、なぜ Pu は使わないのか。

A. そうしたのは1つのオプションだが、Pu は余計な MA を生むからだ。

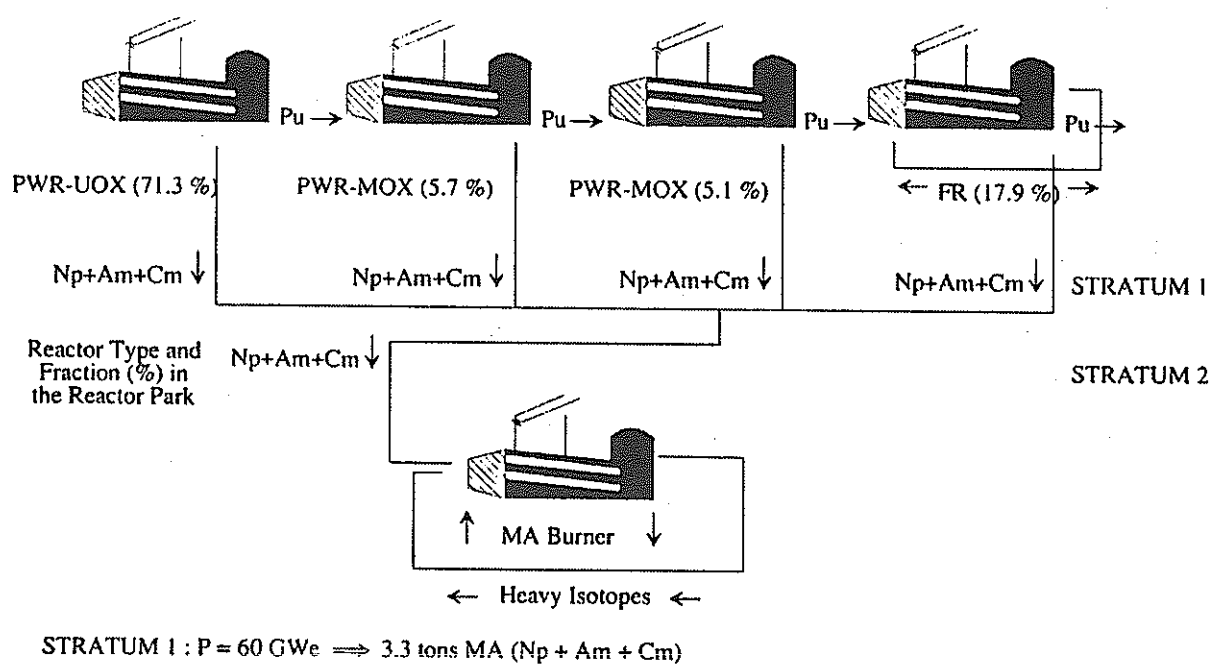


図1 Np, Am, Cmの消滅をもつ2階層シナリオ

表1 LWR (open cycle) からのMAのG値

Criticality	LWR-Spectrum $\phi = 10^{14} \text{ n/cm}^2\text{s}$	LWR-Spectrum $\phi = 10^{15} \text{ n/cm}^2\text{s}$	FR-spectrum $\phi = 10^{15} \text{ n/cm}^2\text{s}$
$K_{eff} = 1$	- 1.09	- 0.80	+ 0.52
$K_{eff} = 0.95$	- 0.97	- 0.67	+ 0.67

*($G < 0$ means that neutron balance is insufficient to achieve a given criticality level, but if $G > 0$ then one has a neutron surplus available for LLFP transmutation)

What Subcriticality Margin is Reasonable for an Accelerator-Driven System ?

P.A. Landeyro¹, P. Ravetto², V. Silvani¹ (ENEA, Italy¹, Politecnico di Torino, Italy²)

【概要】

Accelerator-Driven Systems (ADS) の未臨界度を dynamic approach で調べた。MA の高燃焼率を達成するために、ADS の燃料を長期間照射しなければならないが、燃料の溶解と精製・加工の繰り返しを避けるためには流体燃料が有利である。流体燃料は炉心熔融事故の心配もいらないうし、再処理も準自動的に行えるという利点がある。しかし、流体燃料は燃料が混合され、炉外にも燃料が循環されるため、実効遅発中性子割合 β_{eff} が小さくなり、正の反応度が挿入される過渡事象に対して、より大きな出力急上昇を生じる可能性があることが指摘された。 β_{eff} と流体燃料の速度及び再循環時間との関係が示された。

【注目すべき事項】

ADS の過渡解析には臨界炉心に対する point kinetics を修正しなければならないことが強調された。方程式に中性子源依存の項を導入する必要があること、1点近似モデルの使用は特に未臨界度が大きく、強い局所的な中性子源が存在するシステムや燃料の循環が存在するシステムでは疑問があることが述べられた。

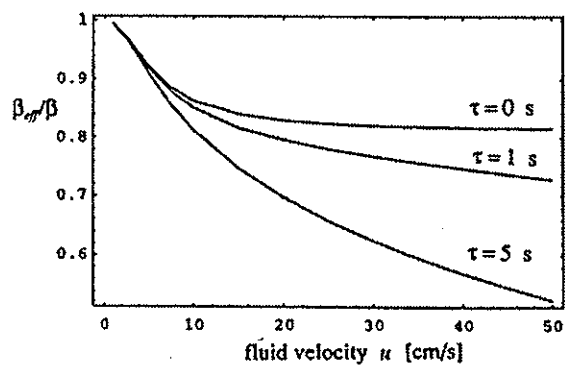


図1 異なる再循環時間に対する燃料流動速度の β_{eff} への効果

表1 未臨界度の陽子カレントへの影響

k_{eff}	$1-k_{eff}$ [\$]	I_b [mA]
0.995	1.85	3.72
0.990	3.70	7.47
0.985	5.56	11.27
0.980	7.41	15.10
0.975	9.26	18.97
0.970	11.11	22.87
0.960	18.52	38.05
0.930	25.93	55.70
0.900	37.04	82.22

Ability to burn Plutonium and Minor Actinides: Interest of Accelerator Driven System (ADS) Compared to Critical Reactor

J. Vergnes, H. Mouney (EDF, France)

【概要】

研究の目的は Accelerator-Driven System (ADS) と Critical System (CS) の Pu 及び MA の消滅特性を解析すること及び ADS 導入の利点を調べることであった。ADS と CS の Pu, MA の燃焼能力と出力バランスが示された。ADS の重要な利点は安全性であるが、短所は加速器を運転するのにエネルギーが必要であるということである。k ~ 1 の ADS は CS とほぼ同じ Pu, MA 燃焼能力を持つが、k = 0.9 の ADS は inert matrix の使用が可能であり、燃焼効率は CS の 2 倍以上とのことだった。

【注目すべき事項】

濃縮ウラン燃料 PWR、MOX 燃料 PWR、MOX 燃料 FBR、inert matrix 使用 PWR の U, Pu, MA の total の単位出力、単位時間当たりの燃焼量は炉型にほとんど依らず 45 kg/TWh であった。

【主な質疑応答】

C. Pu と MA の存在量の time evolution の図で、原子炉を使うと reduction に何百年もかかるので、加速器を使用した方がよい。

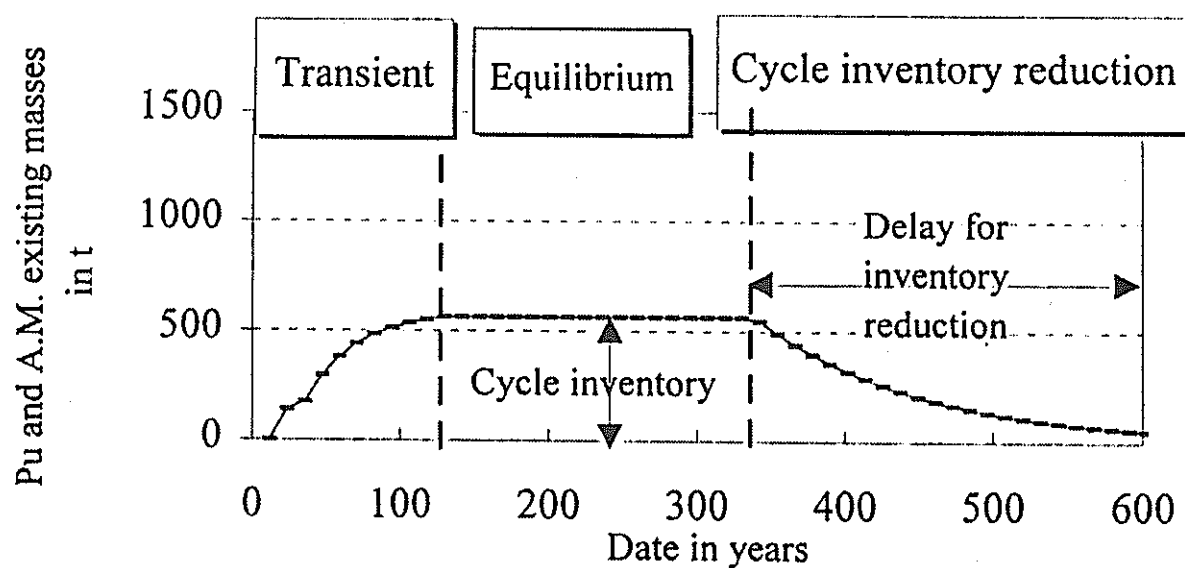


図1 ブランケットなしの EFR 型原子炉を用いた Pu と MA のマルチリサイクルシナリオの例

表1 各炉型における U, Pu, MA の燃焼量
(負は消費、正は生成を表す)

Reactor type fuel type	PWR enriched uranium	PWR MOX	FBR MOX	PWR target
Support		Depleted Uranium	Depleted Uranium	Inert Matrix
Burn up	50 GWd/t	50 GWd/t	135 GWd/t	25 GWd/t
Mass variation in kg/TWh (thermal)				
U235	-31.4	-0.8	-0.4	0.0
U238	-29.5	-25.8	-38.6	0.0
U Total	-55.8	-26.4	-38.9	0.0
Pu Total	10.5	-23.3	-7.6	-42.1
M.A. Total	1.0	5.0	1.5	0.6
Total Pu+M.A.	11.5	-18.3	-6.1	-41.5
TOTAL	-44.3	-44.8	-45.0	-41.5

Recovery of Transuranium Elements from Reprocessing Solution Using Valence Control

鴨志田守, 深澤哲生, 河村文雄 (株式会社日立製作所)

【概要】

再処理高放射性廃液もしくは溶解液から、TBP 抽出によって Am 及び Np を回収することを目的として、高酸性溶液中での酸化技術について検討した。種々の条件での Am(VI) の酸化収率、TBP による抽出挙動を調べた。酸化剤としてペルオキソ二硫酸アンモニウム $((\text{NH}_4)_2\text{S}_2\text{O}_8)$ 、触媒として硝酸銀 (AgNO_3) を用いる。

酸化剤濃度を増加させることによって酸性条件でも Am(VI) の酸化収率は上昇する。1 M 硝酸溶液中において 1.5 M $(\text{NH}_4)_2\text{S}_2\text{O}_8$ により 90 % が酸化できる。酸化速度は温度とともに上昇するが、85 °C では H_2O による還元が促進されるため、Am(VI) の割合は漸減する傾向となる。 AgNO_3 は触媒として作用するが、高濃度では収率を低下させる効果を示す。最適な酸化条件は 1.5 M $(\text{NH}_4)_2\text{S}_2\text{O}_8$ 、 $10^{-4} \sim 10^{-2}$ M AgNO_3 、70 °C である。模擬廃液においても Am の酸化挙動に大きな変化は認められなかった。

Am(VI) は U(VI) と同様の機構で抽出されるが、分配比はかなり低い。これは、酸化剤の分解により生成する SO_4^{2-} イオンとの錯生成により抽出が阻害されるためである。

【注目すべき事項】

PUREX をベースとした工程において Am を酸化することにより抽出を試みている。TBP の利用の拡大、Am 化学の最大限の利用をねらっており、着眼点は大いに評価すべきである。

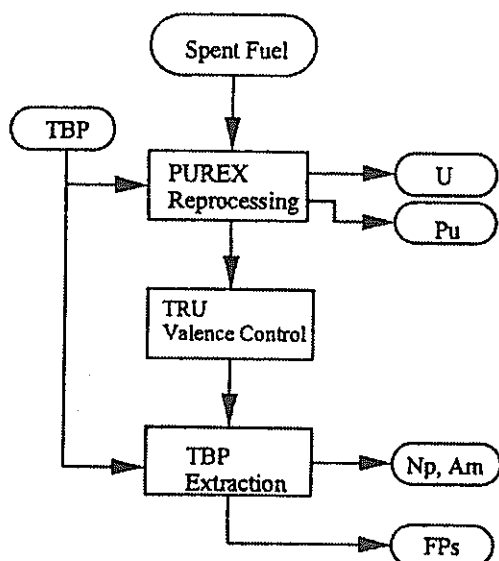
Am を抽出可能としているが、高酸性条件では酸化収率が 90 % 程度に留まること、分配比がかなり低いことが今後の改良点であろう。

Cm の回収は棚上げしており、三価のアクチニドを回収する観点からは不十分である。

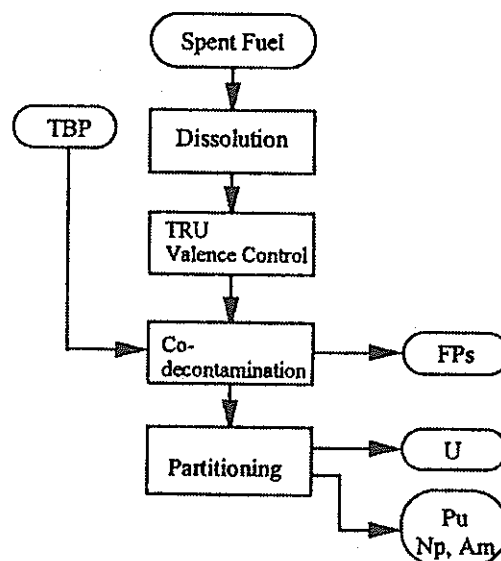
【主な質疑応答】

フランス CEA の Dr. Madic より多価陰イオン (本セッションの Adnet らの報告と関連) の利用を考えていないのか、との質問があったが、既に実験検討を進めているとの回答であった。

○ 分離の概念的なフロー



(a) TRU recovery from PUREX raffinate or HLLW



(b) TRU recovery in reprocessing process

Fig.1 Concept of TRU separation process

○ Am の酸化挙動

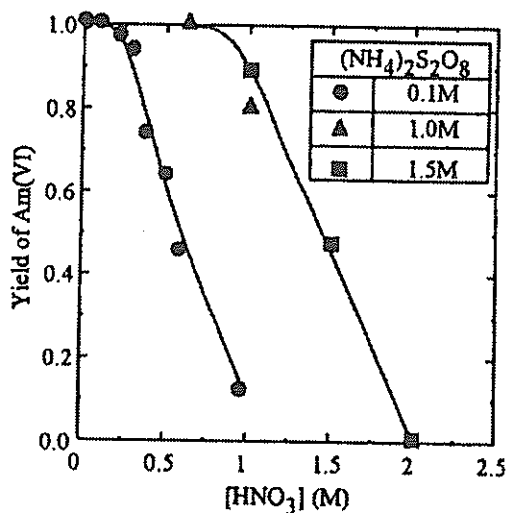


Fig.2 Yield of Am(VI) at various concentrations of HNO₃ and (NH₄)₂S₂O₈

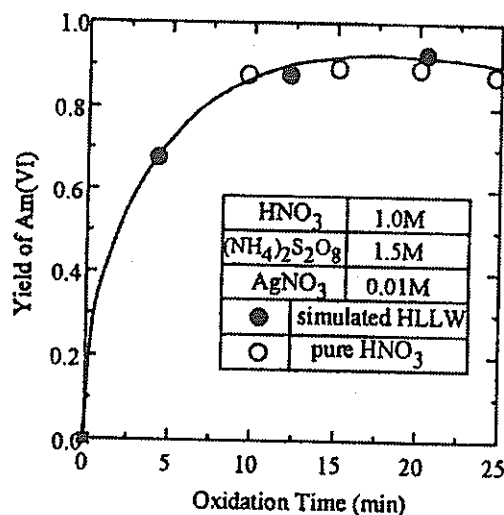


Fig.5 Oxidation behavior of americium in simulated HLLW solution

○ Am(VI) の分配比

Table I Distribution coefficients of Am(VI), Np(VI) and Nd(III)

conditions				results			
valence control		extraction		distribution coefficient			separation factor (Nd-Am)
HNO ₃	(NH ₄) ₂ S ₂ O ₈	HNO ₃	TBP	Am(VI)	Np(VI)	Nd(III)	
0.1M	0.1M	1.0M	3.7M	3.9±0.4	4.5±0.5	0.080 ±0.004	50±8
1.0M	1.0M			1.3±0.1	1.5±0.2	0.015 ±0.001	87±2

Hot Test and Process Parameter Calculation of Purified Cyanex 301 Extraction for Separating Am and Fission Product Lanthanides

Yongjun Zhu, Jing Chen, Rongzhou Jiao (中国 清华大学)

【概要】

三価アクチニドとランタニドの溶媒抽出分離に関する研究として、硫黄系抽出剤を検討した。この抽出剤は An(III) を選択的に抽出する。TRPO 抽出により回収した An(III)・Ln 混合溶液を対象とする。

抽出剤である HBTMPDTP は市販の Cyanex 301 を精製して得る。不純物が分離に大きく影響するため、精製操作は極めて重要である。Am/Ln の分離では数 1000 の分離係数が得られる。pH 4 程度で分離を行うが、saponification により pH の安定化を図る。

分離を実証するため、TRPO プロセスのホット試験で得られた製品溶液を用いて多数回の抽出操作（向流抽出ではない）を行った。供給液は一旦乾固した後溶解して調製している。供給液に対して 4 回の抽出操作を行い、> 99.999 % の Am を抽出した。Ln は ~3 % が混入するに留まった。平均の分離係数は 3500 であった。

分配比の実験式等を求め、5 段の向流抽出操作の計算を行った（実験は実施済みで近く発表される）。計算により実験値を良く再現できる。これに基づき分離フローシートを提案した。

【注目すべき事項】

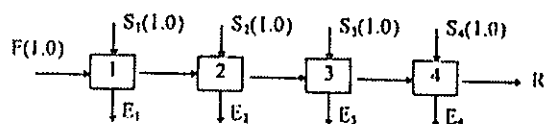
An(III) と Ln に対して非常に高い選択性を有する抽出剤の適用を検討した点については注目すべきである。An(III) を選択的に抽出するため、Ln を抽出するプロセスに比べ溶媒の使用量を低減できる可能性がある。

高い pH (~4) での操作が必要であるため、供給液の厳密な調整が必要となる。TRPO 抽出と組み合わせたプロセスを提案していたが、TRPO 抽出では高酸性の溶液が製品となり、HBTMPDTP 抽出との整合性が悪い。

【主な質疑応答】

抽出剤の安定性について質問があり、< 5 M HCl、< 6 M H₂SO₄、< 2 M HNO₃ の条件では安定であると回答された。

○ 試験条件と結果



Where the number in () refers to the relative volume

S_i : 0.5M HBTMPDTP-kerosene, degree of saponification(mol%): S_1 and S_2 0.4; S_3 0.3 and S_4 0.2

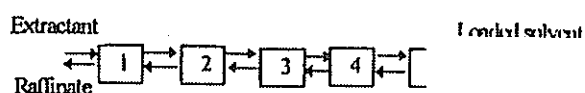
F: hot feed, $1.89 \times 10^5 \text{ Bq/mL } ^{241}\text{Am}$ and 0.021M FPLNs, pH=3.5

E_i : loaded organic phase

Table 1 Results of hot test

	Stage No.	1	2	3	4
	equilibrium pH	3.64	3.98	4.00	4.03
[Am], Bq/mL	organic phase	1.69×10^5	1.90×10^4	466	12.2
	aqueous phase	2.06×10^4	486	14.1	<1
[RE], mol/L	organic phase	1.17×10^{-4}	1.62×10^{-4}	1.62×10^{-4}	1.62×10^{-4}
	aqueous phase	0.021	0.0207	0.0208	0.0204
distribution ratios	D_{Am}	8.20	39.1	33.3	--
	D_{FPLNs}	0.00557	0.00783	0.00779	0.00794
separation factors	$SF_{\text{Am/FPLNs}}$	1.47×10^3	4.99×10^3	4.28×10^3	--

○ 提案したプロセス条件と計算結果



- feed: 0.2M $\text{Ln}(\text{NO}_3)_3$, $\text{Am}(\text{Cm})(\text{NO}_3)_3$, nitrate solution
- extractant: 0.5M HBTMPDT saponified to 1.5mol%;
- number of extraction stage: 5
- flow ratio feed:extractant:

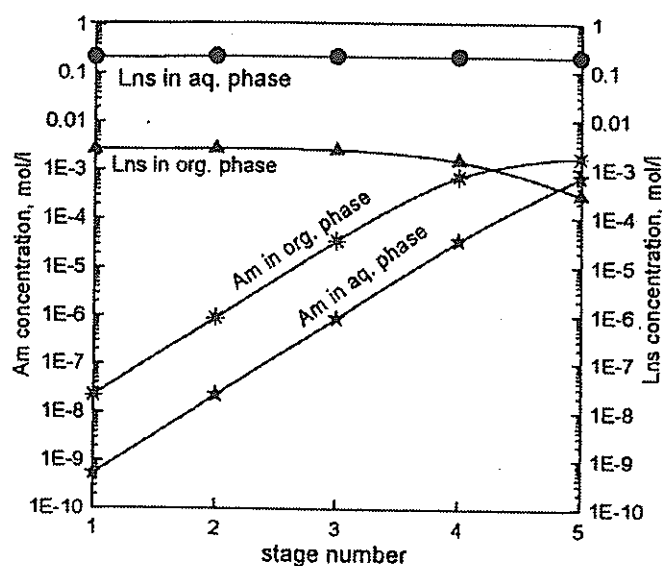


Figure 3 The concentration profiles of Am and FPLNs in the suggested process

Separation of Am(III) and Eu(III) by Selective Solvent Extraction with N-Donor Extractants

Zdenek Kolarik, Udo Mullich (ドイツ)

【概要】

An(III)/Ln 分離を目的として、窒素を供与原子とする溶媒和抽出剤について系統的に調査した。

中性抽出剤として二座配位並びに三座配位の化合物を調べた。二座化合物としてはオキサゾール、チアゾール、キノリン、キノキサリンにピリジンを付加したものについて、1.0 M NH_4SCN 系で調べたが、6-methyl-2,3-di(2-pyridyl)quinoxaline を除き特性が悪かったので研究は中断した。三座化合物としては、3,5-dihetarenyl-1,2,4-triazole の誘導体を対象とした。ピリジン基にアルキル基を付加した誘導体は有機溶媒への溶解度が増加するが、抽出能力は同等か減少する。トリアゾール環へのアルキル基の付加も抽出能力を下げる。

この分離系では、 $\text{MA}_3 \cdot n\text{B}$ の形の溶媒和を形成するため添加する有機陰イオン (B) の種類にも影響を受ける。2-bromohexanoic acid は theonoic acid に比べより溶媒和を形成しやすく、このため Am/Eu の分離係数も良好となる。また、無機酸の添加では SCN^- が NO_3^- に比べて選択性が高くなる。

酸性抽出剤としては、PAN (2-(2-pyridylazo)-1-naphthol) と TpPT (3-(2-pyridyl)-5-(4-tert-butyl-2-pyridyl)-1,2,4-triazole) を取り上げた。後者は $\text{pH} > 4.5$ では酸性抽出剤としてふるまうことができる。TpPT では Am/Eu の分離係数で 60 の値が得られた。

【注目すべき事項】

2つの窒素原子を配位子とする抽出剤はこれまで研究されておらず、かなり体系的に調べた点は注目すべきである。また、Am/Eu 分離でかなりの性能が得られる。

中性型の抽出剤では抽出能力が低いためにかなりの無機酸を添加する必要がある、有機酸も使用する。酸性型の抽出剤では高めの pH での操作が要求される。

【主な質疑応答】

○ 抽出剤の化学式

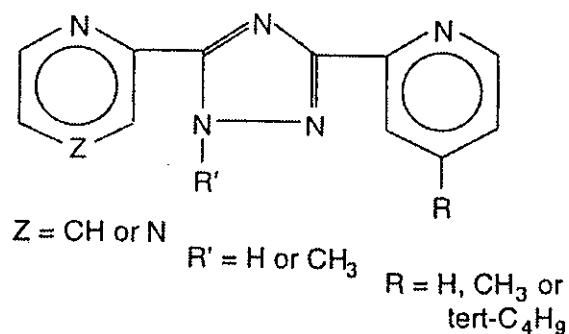


Fig. 1. 3,5-Dihetarenyl-1,2,4-triazoles studied in this work.

○ 中性抽出剤の特性

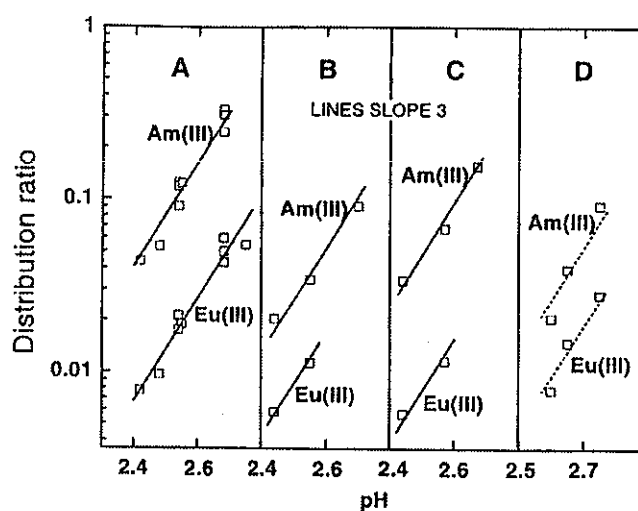


Fig. 2. Extraction of Am(III) and Eu(III) 2-bromohexanoates by 3,5-di(2-pyridyl)-1,2,4-triazole (A), 3-(2-pyrazinyl)-5-(2-pyridyl)-1,2,4-triazole (B), 3-(4-methyl-2-pyridyl)-5-(2-pyridyl)-1,2,4-triazole (C) and 1-methyl-3,5-di(2-pyridyl)-1,2,4-triazole (D). Organic phase: Initially 1.0 M 2-bromohexanoic acid + 0.0217 M A, 0.0270 M B, 0.0216 M C or 0.0218 M D in xylene/1-butanol (7/3). Aqueous phase: Initially 0.001 - 0.005 M HCl or HNO_3 .

○ 酸性抽出剤の特性

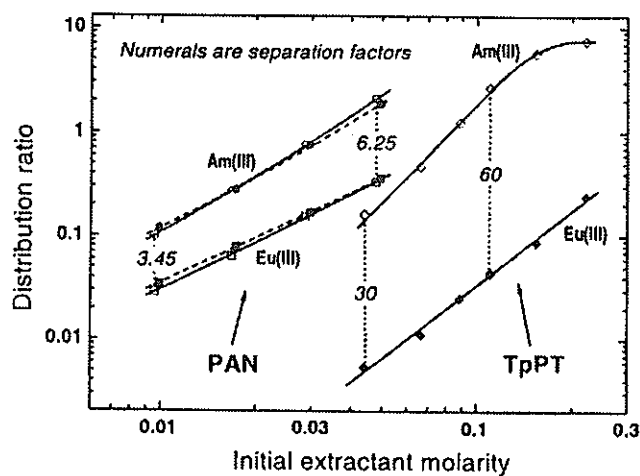


Fig. 5. Extraction of Am(III) and Eu(III) by 2-(2-pyridylazo)-1-naphthol (PAN) in chlorobenzene/1-butanol (1/1) and by 3-(2-pyridyl)-5-(4-tert-butyl-2-pyridyl)-1,2,4-triazole (TpPT) in xylene/1-butanol (7/3). Aqueous phase: PAN - 1.0 M NH_4NO_3 (dashed lines) or 1.0 M NH_4Cl (solid lines) + 0.2 M hydroxylammonium buffer, equilibrium pH 5.7; TpPT - 0.1 M hydroxylammonium buffer, equilibrium pH 5.04.

The Development of the SESAME Process

J. M. Adnet, L. Donnet, D. Chartier, P. Bros, N. Faure, Ph. Brossard (フランス CEA)

【概要】

高酸性の溶液から Am を分離するため、Am(III) を電気化学的に酸化して Am(VI) を抽出するプロセスを検討した。対象溶液として、Am・Cm 混合溶液、An(III)・Ln 混合溶液及び PUREX 抽出残液を想定している。高酸性溶液にヘテロポリ陰イオン (LHPA) を添加し、Am(VI) の酸化収率を高め、HD(DiBM)P を用いる抽出クロマトグラフィーにより回収する。

リタングステン酸 (PW) 存在下において、異なる [PW]/[Am] 比での酸化速度を調べた。0.2~0.5 で酸化は最も速く、これ以上では Am(IV) が安定化されるために遅くなる。また、硝酸濃度の増加とともに酸化は速まる。

中間状態である Am(IV) への酸化を調べた。2 種類の錯体、Am(IV)(LHPA) と Am(IV)(LHPA)₂ の生成が観察された。初めに Am(IV)(LHPA)₂ が生成し、ゆっくりと Am(IV)(LHPA) に変換される。Am(IV)(LHPA) が Am(VI) へと酸化される。

An(III)・Ln 混合溶液を調製し、プロセス試験を行った。Cm が共存する場合には酸化速度がやや遅くなり、1 から 3 M へと硝酸濃度が増加すると酸化速度は上昇する。1 M HNO₃ 溶液中では Nd が共存しても酸化速度は変わらない。HD(DiBM)P 抽出では、約 90 % が回収された。Cm や Nd の存在は抽出には影響しない。逆抽出した Am の純度は 95 % 以上であった。Am・Cm 溶液を用いた試験で、抽出ラフィネートと洗浄液を再び処理すると、回収率が 99 % 以上、純度は 99 % 近くなった。

【注目すべき事項】

高酸性溶液から Am を酸化する方法について、原理的に確立した点に注目すべきである。

試薬としてリタングステン酸と硝酸銀を使用する必要がある。ランタニドとして Ce が共存する場合の効果が未評価である。

【主な質疑応答】

○ Am(III) の酸化特性

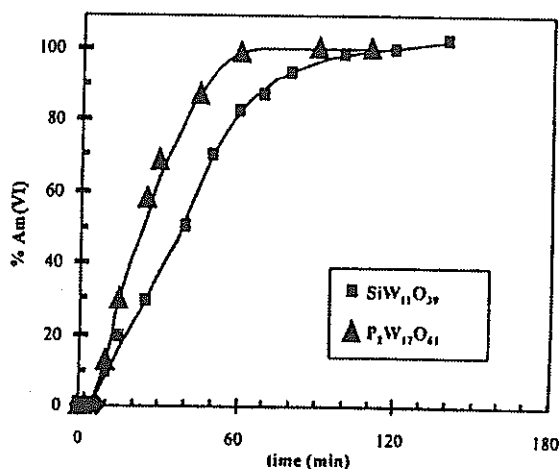


Figure 4. Electrochemical oxidation of Am(III) to Am(VI) in the presence of different LHPA.

Experimental conditions : $[Am] = 3 \times 10^{-3} \text{ M}$;
 $[HNO_3] = 3 \text{ M}$; $[Ag] = 10^{-3} \text{ M}$;
 $[LHPA]/[Am] = 0.25$; $d = 45 \text{ mA/cm}^2$ room temperature

○ 分離装置

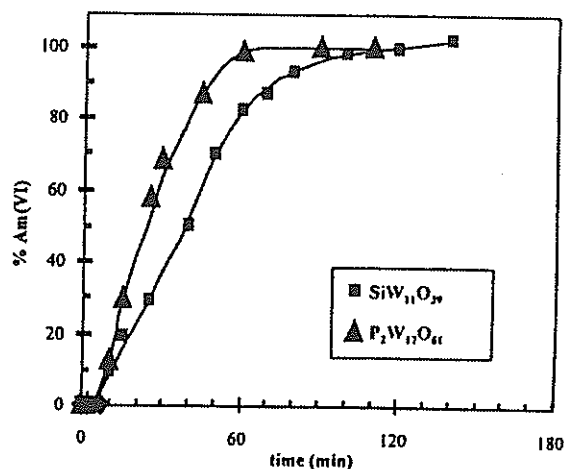


Figure 4. Electrochemical oxidation of Am(III) to Am(VI) in the presence of different LHPA.

Experimental conditions : $[Am] = 3 \times 10^{-3} \text{ M}$;
 $[HNO_3] = 3 \text{ M}$; $[Ag] = 10^{-3} \text{ M}$;
 $[LHPA]/[Am] = 0.25$; $d = 45 \text{ mA/cm}^2$ room temperature

○ 模擬溶液での分離

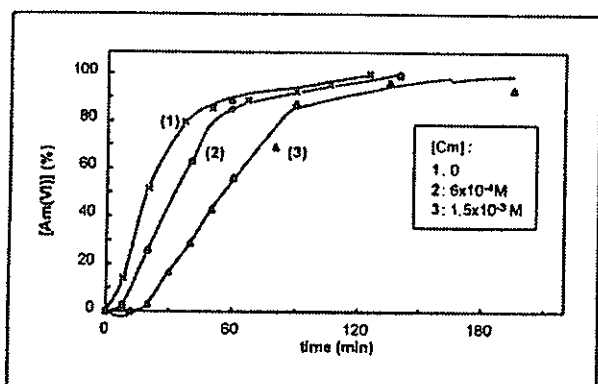


Figure 6. $[Cm]$ influence on the Am oxidation kinetics

experimental conditions : $[Am] = 3 \times 10^{-3} \text{ M}$
 $[HNO_3] = 1 \text{ M}$; $[Nd] = 0$

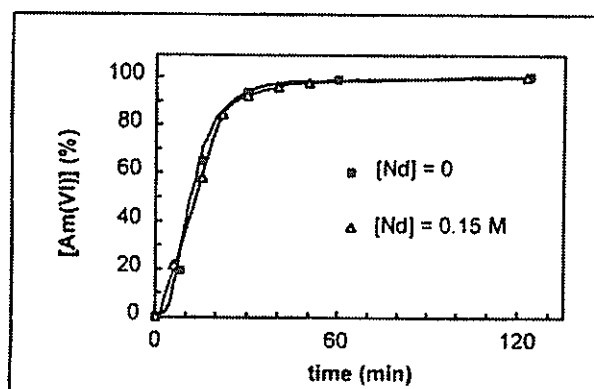


Figure 7. Influence of Nd on the Am oxidation kinetics

experimental conditions : $[Am] = 3 \times 10^{-3} \text{ M}$
 $[HNO_3] = 3 \text{ M}$; $[Cm] = 3 \times 10^{-4}$

The Concept of Separation Process for Recovery of Americium and Curium

駒 義和, 小山智造, 田中康正 (動燃 東海)

【概要】

先進的核燃料リサイクルに適合する Am 製品及び Cm 製品を回収するプロセスについて検討した。Am 製品は Cm や他の希土類からできるだけ分離し、Cm 製品には若干の希土類の混入が許容される前提に基づく。

溶媒抽出に基づく分離工程は、酸性抽出剤及び中性抽出剤を主に使用する分離法に大別される。中性抽出剤ベースのプロセスでは、酸性溶液から直接 An(III) を回収できるが、An(III)/Ln 分離工程が必要となる。このため、対象溶液から An(III) を抽出し、かつ Ln を粗分離するプロセスを開発した。また、いずれの系においても Am/Cm 工程は必要となる。

酸性溶液から An(III) を効率的に抽出できる CMPO と An(III) に選択的なキレート試薬である DTPA を併用するプロセス (SETFICS 法) を開発した。このプロセスでは、対象液 (PUREX 抽出残液) から An(III) と Ln を抽出した後に、DTPA-NaNO₃ 混合溶液により逆抽出する。この工程の pH を安定化するため、前もって装荷溶媒中の硝酸を除去する工程を設けた。

ホット試験を行い、La から Nd までの軽希土を除去できることを確認した。Sm と Eu は製品に混入するが、約 80 % の希土類を除去することができた。

得られた製品から Am を分離する工程は、今後の検討課題であるが、目標とする製品を回収するため、2 段階の分離プロセスが実現できる見通しが得られた。

【注目すべき事項】

An(III)/Ln 分離の分野で主流である酸性抽出剤の系に対して、中性抽出剤の長所を最大限に活かした分離プロセスである。

高濃度の硝酸塩溶液を使用する。プロセスの最適化が必要である。

【主な質疑応答】

なし。

○ SETFICS 法の基本フローシート

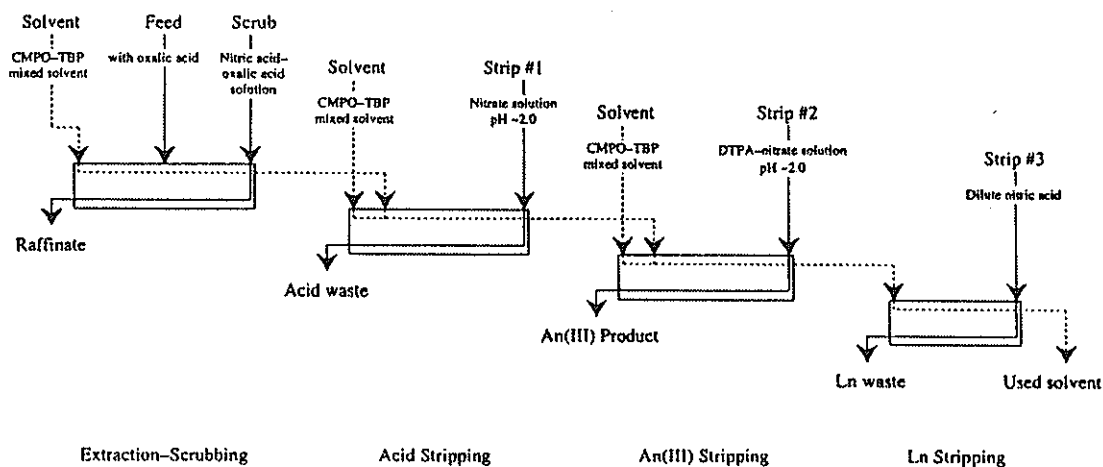


Figure 2 Basic flowsheet of SETFICS for An(III)/Ln separation

○ SETFICS 法での An(III)/Ln 分離特性

○ Am 及び Cm 回収のブロックフロー

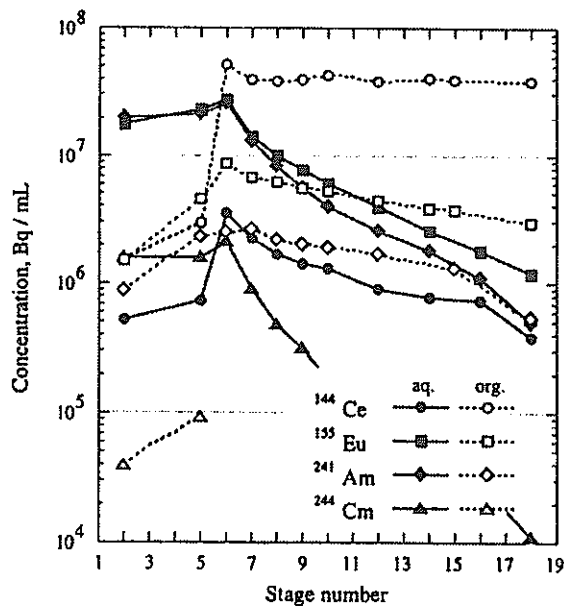
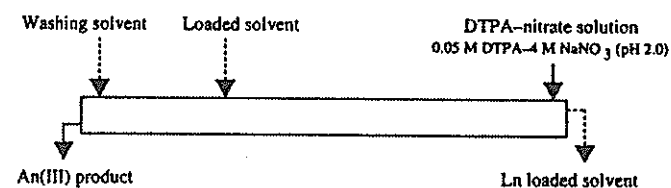


Figure 3 Profiles of concentration of major nuclides in An(III) stripping section

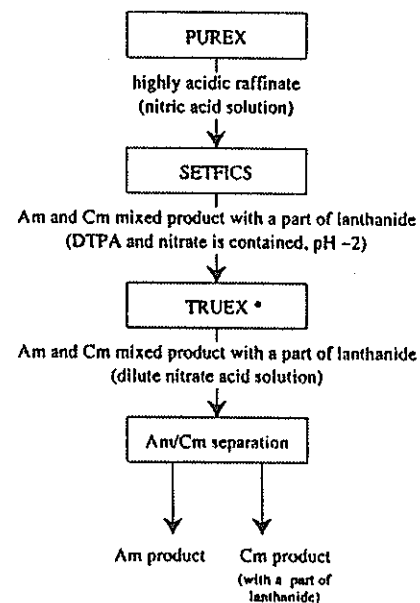


Figure 4 Block diagram of Am and Cm recovery process

* Applied if DTPA and nitrate have to be removed
The process equipment of SETFICS could be used.

Requirements for the Satisfactorily Closed Actinide Recycling System

H. Yamana, H. Moriyama (Kyoto Univ., Japan)

【概要】

TRUマルチリサイクルシステムにおけるTRUのloss評価が報告された。TRUのloss評価において、total loss factor (TLF)が新たに定義され、LWRワンスルーシステム、P uリサイクルシステム、TRUリサイクルシステムにおけるTLFが比較された。上記システムにおける時間に対するTRU蓄積量、TRU回収率に対するTLF等が示された。サイクルにおけるいろいろなプロセスでの現実的なlocal loss factorを用いてTLFを評価すると、TLFは数%から10%になった。この値ではclosed cycleと言うには不十分であると指摘された。

【注目すべき事項】

TLFを十分小さくし、満足したclosed cycleを実現するために、固体廃棄物からTRUを付加的に回収する装置を持つ新しいclosed cycle概念が示された。

【主な質疑応答】

- Q. LWRワンスルーシステム、P uリサイクルシステム、TRUリサイクルシステムのどれをrecommendするか。
- A. Cmを分離できれば、P uリサイクルシステムをrecommendする。
- Q. 計算で仮定した使用済燃料のcooling timeはいくらか。
- A. 3年を考えている。

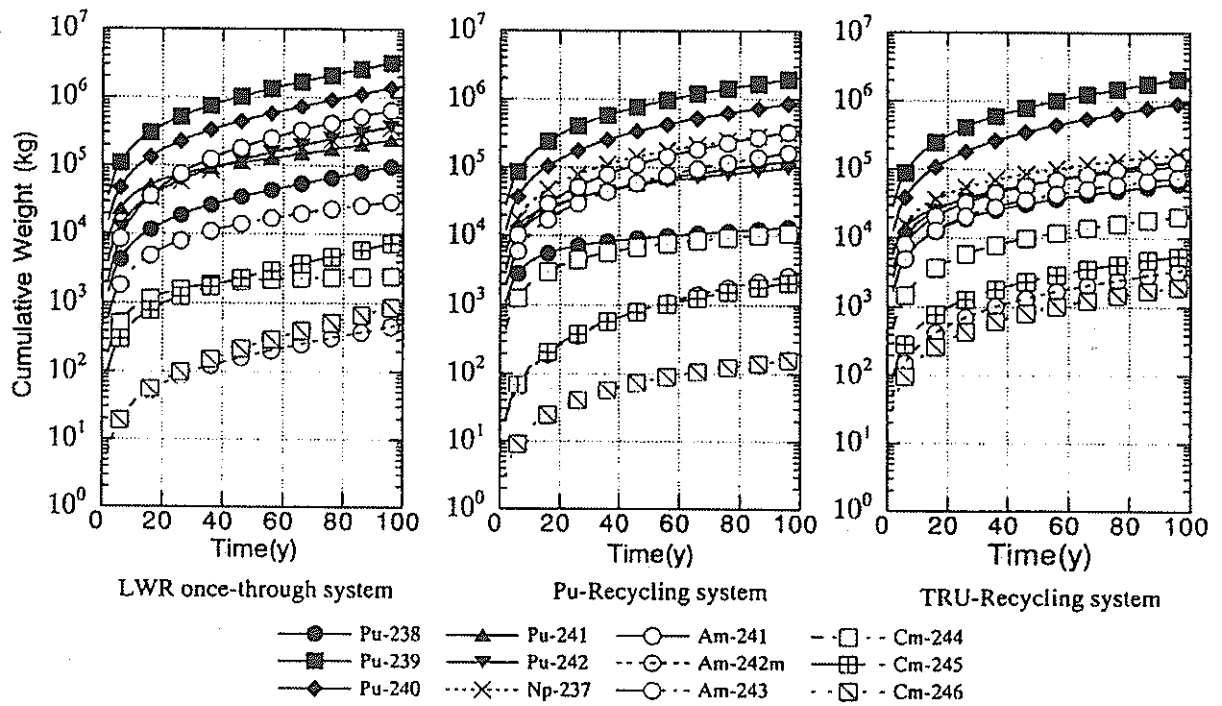


図1 異なるシステムにおけるTRU蓄積量

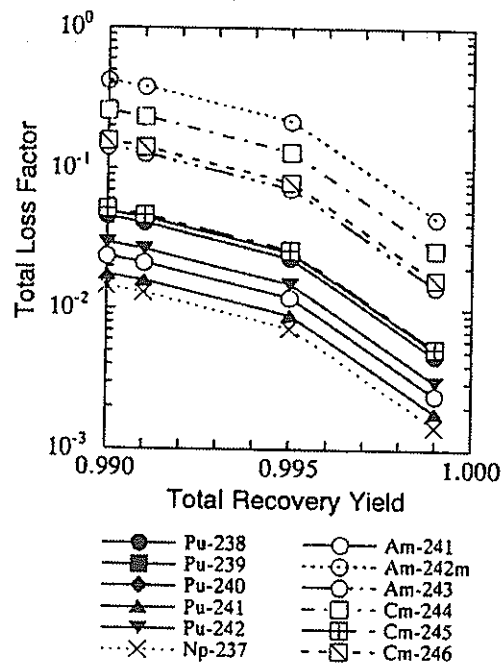


図2 TRUリサイクルシステムにおける Total Loss Factor
(LWRワンスルーシステムとの比で示す)

Validation of Neutronic Methods Applied to the Analysis of Fast Subcritical Systems: The MUSE-2 Experiments

R. Soule, M. Salvatores, R. Jacqmin, M. Martini, J.F. Lebrat, P. Bertrand (CEA, France),
U. Broccoli, V. Peluso (ENEA, Italy)

【概要】

MUSE-2 実験の結果が報告された。MUSE 実験は外部中性子源を持つ未臨界炉心を実験的に調べるためにデザインされた。MUSE-2 実験では外部中性子源のまわりに置かれた拡散物質をナトリウムまたはステンレススチールにしたときの U-235 の核分裂率が測定された。外部中性子源を持つ未臨界システムに対する理論式が示され、その式に基づく計算値と実験値が比較された。U-235 の径方向及び軸方向の核分裂率分布の計算値と実験値は良く一致していた。

【注目すべき事項】

MUSE-2 実験では外部中性子源として Cf-252 の自発核分裂中性子が用いられた。

【主な質疑応答】

- Q. このプロジェクトの次のステップは何か。
- A. 14 MeV 中性子の鉛による拡散を実験的に調べることである。14 MeV 中性子なので、(n, 2n) 反応が起きる。neutron source の実験を行う。
- Q. 予測精度の目標値は何か。
- A. 予測精度の向上は加速器の optimization に重要であるが、現段階では予測精度の目標値は言うことができない。(決まっていない。)

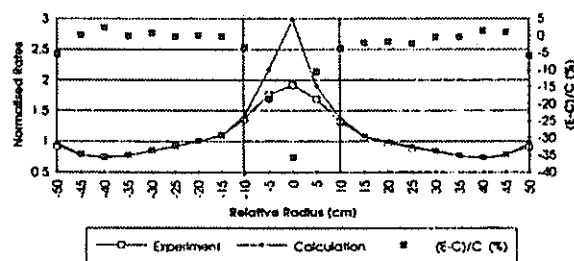


図 1 MUSE-2 SS Configuration での径方向 U-235 核分裂率の実験値と計算値の比較

表 1 MUSE-2 SS Configuration での反応度の計算値と実験値の比較

	Experiment	Calculation		
		3D(XYZ) Diffusion Finite Differences	3D(XYZ) Diffusion Nodal	3D(XYZ) Transport Nodal
K_{eff}	0.96424 ± 0.00150	0.95058	0.95220	0.96256
E - C		+ 0.01366	+ 0.01204	+ 0.00168
$K_{eff} / (1 - K_{eff})$	$26.96 \pm 5.0 \%$			25.71
(E - C) / C (%)				+ 4.9 $\pm$ 5.0
$\Delta\rho$	$- 0.03631 \pm 0.00031$	-	-	- 0.03890
E - C				+ 0.00259 $\pm$ 0.00031

Recycling of Actinides Produced in LWR and FBR Fuel Cycles by Applying Pyrometallurgical Process

T. Inoue, H. Tanaka (CRIEPI, Japan)

【概要】

高温冶金プロセスの適用によるアクチナイドリサイクルについての報告であった。このプロセスの主要な流れは、電解精製法によるウランとプルトニウムの回収、還元抽出法による塩化物からのマイナーアクチナイドの回収である。その他の基本的なプロセスは、酸化物燃料の金属への還元、高レベル廃棄物の硝酸溶液から塩化物を得る前処理プロセス、溶融塩を用いたTRU回収、廃棄物の固化処理プロセスである。

【注目すべき事項】

提案されたアクチナイドリサイクルでは、金属燃料の再処理だけでなく、酸化物燃料の再処理とピューレックスタイプの再処理で生じた高レベル廃棄物からのTRUの回収も取り扱われる。酸化物の還元はLiによって行われる。

【主な質疑応答】

Q. トリウムに適用可能か。

A. トリウム塩化物サイクルは1つの future system と思う。

Q. なぜ、Liによる還元なのか。

A. 熱力学、運転温度、腐食の観点からLi還元とした。

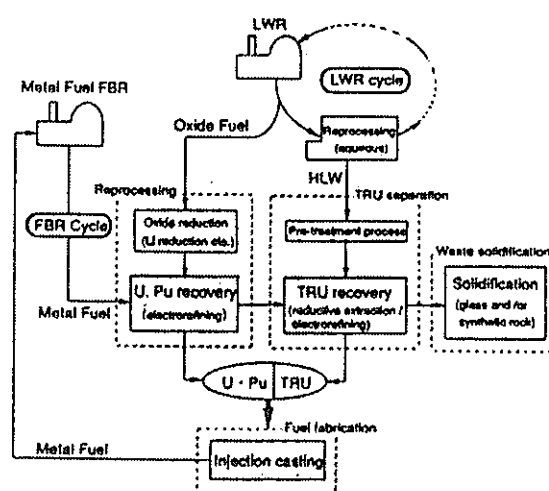


図1 高温冶金プロセスを適用したアクチナイドリサイクルシステム

表1 LiCl-KCl/Cd, Bi 系 (773K) におけるアクチナイド、Ce までの希土類元素とアルカリ土類元素の分離ファクター

	LiCl-KCl/Bi	LiCl-KCl/Cd
U	1.1E-3	2.0E-2
Np	5.6E-3	3.8E-2
Pu	8.4E-3	4.0E-2
Am	1.6E-2	2.3E-2
Cm	-	-
Pr	0.88	0.86
Nd	1.1	0.91
Ce	1	1
La	3.0	2.7
Gd	1.2E1	3.6
Y	7.4E2	1.1E2
Sm*	2.3E2	1.2E4
Eu*	1.5E3	5.0E4
Sr*	5.3E4	2.0E6
Ba*	3.9E3	1.3E6

at D(Ce)=1

Analytical Studies on Optimization of Fast Reactors for U-233 Production and Plutonium and Minor Actinides Burning

A.P. Ivanov¹, V.K. Orlov², E.M. Efimenko¹, A.G. Tsykunov¹, G. Byburin², V.V. Borisov³
(IPPE, Russia¹, VNIINM, Russia², Ministry of Russian Federation for Atomic Energy, Russia³)

【概要】

BN-800 型原子炉によるMAの燃焼特性が調べられた。燃料はプルトニウム酸化物、トリウム酸化物、炭化ジルコニウムから成り、MAを炉心と径ブランケットに装荷したケースが調べられた。NpとAmの燃焼には炉心装荷が最も効率的であるが、MAを炉心に装荷するとナトリウムボイド反応度が増加し、安全上問題がある。しかし、MAを径ブランケットに装荷すれば、原子炉の主要な安全特性に影響を与えずに長期間MAを照射でき、再処理も炉心燃料と分けて行うことができるので、高速炉の径ブランケットでのMA燃焼が有利であると結論された。

【注目すべき事項】

燃料は $\text{PuO}_2 + \text{ThO}_2 + \text{ZrC}$ で、燃料要素のプルトニウムとトリウムの体積率は $\text{ThO}_2/(\text{ThO}_2 + \text{PuO}_2) = 50\%$ であった。炉心にトリウムを使用したのはU-233の生成が可能であることとプルトニウム燃料に比較して毒性が低いこと及びドップラー反応度を増加することができるからである。多孔性のZrCの導入は燃料ピンの高温に対する抵抗が増加し、融点が3500℃になるからである。

【主な質疑応答】

- Q. irradiation test はやったのか。
A. まだやっていない。将来やるつもりである。
Q. これは sodium reactor か。
A. そうである。
Q. Sodium Void coeff. は severe ではないのか。
A. 通常の高速炉に比べそれほど厳しくない。

表 1 炉心燃料同位体組成の特性

Composition of RB SA	ZrC, ThO ₂ , PuO ₂		
	Loading (kg)		
Time, days	0	120	360
Pu-239	1745.5	1470.6	1049.9
Pu-240	244.6	290.5	343.4
Pu-241	22.1	27.9	39.7
Pu-242	1.8	2.6	4.5
Th-232	2354.5	2288.7	2163.0
U-233	70.5	108.8	165.3
U-234	1.3	2.9	7.6
Pa-233	16.2	19.9	18.8

表 2 炉心組成の燃焼量

Core isotope burn-up (kg)		
Time interval, days	120	360
Pu-239	-275.0	-695.6
Pu-240	+45.9	+98.8
Pu-241	+5.8	+17.6
Pu-242	+0.7	+2.7
Th-232	-65.8	-191.4
U-233	+38.3	+94.8
U-234	+1.6	+6.3
Pa-233	+3.7	+2.6

Fuel Cycle of Actinide Burner-Reactor. Review of Investigations by 《DOVITA》 Program

A.V. Bychkov, O.V. Skiba, A.A. Mayershin, V.A. Kisly, S.K. Vavilov, M.V. Kormilitzyn,
L.S. Demidova, L.G. Babikov, R.A. Kuznetsov (RIAR, Russia)

【概要】

DOVITA プログラムの目的、概念、現状が紹介された。DOVITA プログラムの枠内には special fast reactor burner (ABFR) によるマイナーアクチナイドの消滅が考慮されている。DOVITA 燃料サイクルでは、再処理に高温電気化学法が適用され、燃料ピンの製造には振動充填法が用いられる。また、照射済 MOX 燃料とマイナーアクチナイドを含むターゲット物質の再処理に pyroelectrochemical reprocessing の他に partial vacuum-thermal reprocessing も考えているとのことだった。

【注目すべき事項】

DOVITA プログラムは現在進行中で、プログラムの中の燃料製造と再処理に関する研究は2～3年のうちに完了するとのことだった。また、さらに4～5年の間には実証炉実験が終了する計画であること述べられた。

【主な質疑応答】

Q. ヨウ素はどうしているか。

A. ヨウ素は分離して収集している。

Q. 振動充填法において、MAのスミア密度をどう均質に扱っているか。

A. (質問の意図が発表者に正確に伝わらず、明確な解答は得られなかった。)

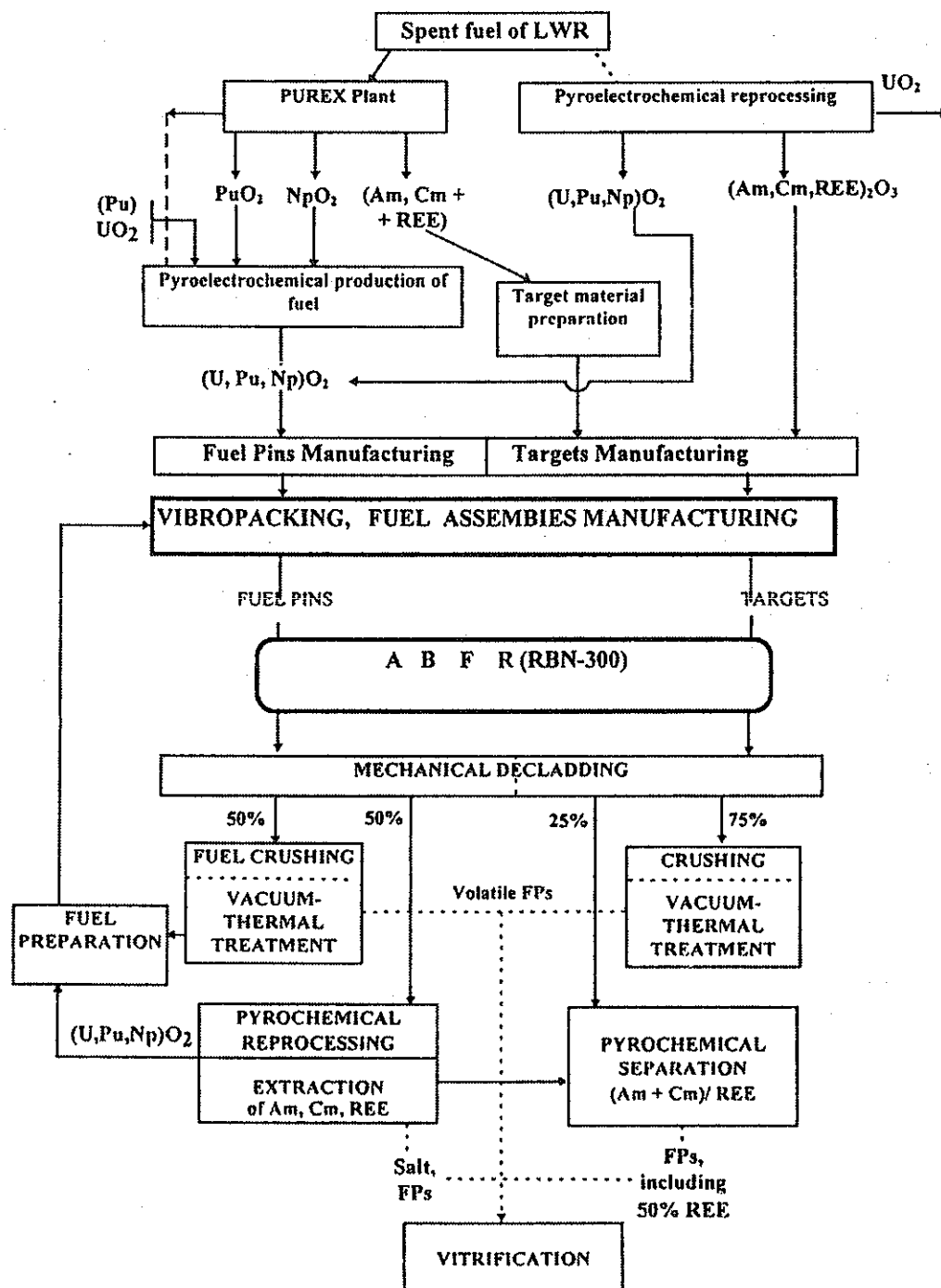


図1 アクチナイド燃焼炉の燃料サイクル (DOVITA Fuel cycle)

Recent Progress of Nitride Fuel Development in JAERI Fuel Property, Irradiation Behavior and Application to Dry Reprocessing

Y.Arai, T.Iwai, K.Nakajima, Y.Suzuki (JAERI, Japan)

～日本原子力研究所における、最近の窒化物燃料開発研究、燃料特性、照射挙動、および乾式再処理への適用～

【概要】

Global '95^{*}以降に得られた、日本原子力研究所における窒化物燃料開発研究に関する知見について報告する。(U, Np)N, (Np, Pu)N固溶体の熱伝導度、気化特性を決定した。高速炉燃料またはアクチニド燃焼炉の燃料候補として、アクチニド-窒化物の固溶体が挙げられる。高速炉の燃料再処理を考えても経済性がある。

※(U, Pu)Nの固溶体の熱特性を報告した。

【注目すべき事項】

- ・試料の作成は、高純度のアルゴンガス雰囲気中のグローブボックスにて行った。
- ・ダイヤモンドホイールカッターにより固溶体の試料を、厚さ1.4mm、直径8mmとして、熱特性測定に供した。
- ・測定の前後においての試料の重量減少は認められなかった。
- ・NpNの気化特性として、1630～2090Kの範囲において、液体Npの沈殿が生ずることがわかった。
- ・ $(U_{0.8}Pu_{0.2})N$ の燃料ピン (89F3-1, 89F3-2)の照射試験は、JMTRにおいて'91年の1月より'95年の2月までの17サイクル実施した。
- ・X線回折より、照射の前後における組成変化は認められなかった。
- ・アクチニド-窒化物は良伝導体であり、塩化物溶融塩中での金属燃料の熱特性と同じ熱挙動を示す。

【主な質疑応答】

(質問—1)

照射試料を成形する際の熱処理により、組成や重量などの変化はあったか？

(回答—1)

熱処理の前後で20%の重量減少が認められた。

(質問—2)

マイナーアクチニドを含んだ燃料についての研究は？

(回答—2)

実験的な設備等の制約により、研究していない。

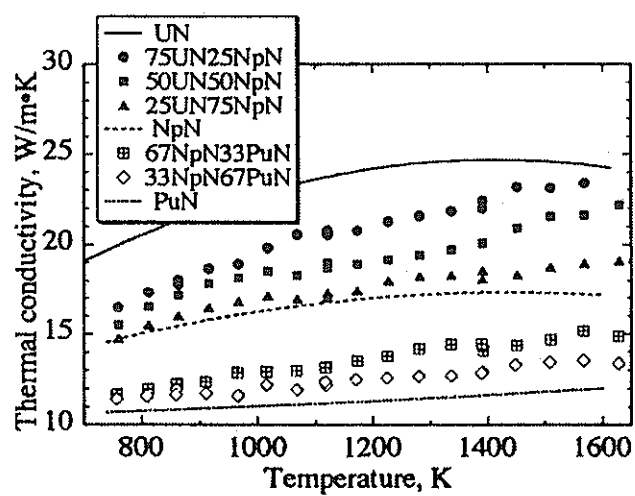


図1 (U, Np)N, (Np, Pu)Nの温度に対する熱伝導度 (UN、NpN、PuNを並記)

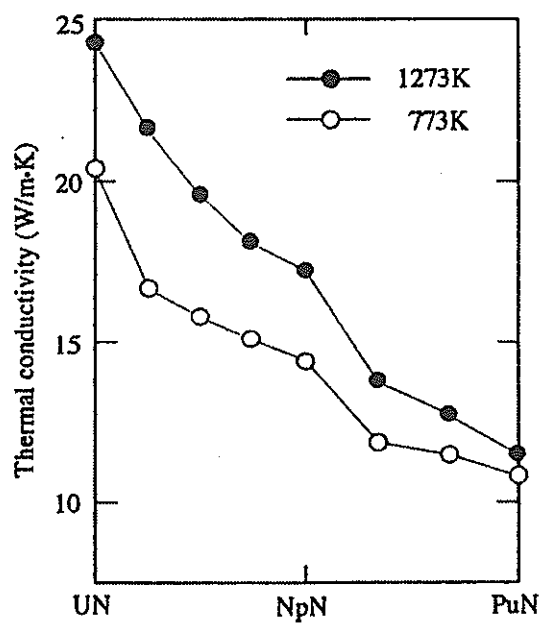


図2 (U, Np)N, (Np, Pu)Nの組成変化による熱伝導度 (773、1273K)

On the Use of Spinel-Based Nuclear Fuels for the Transmutation of Actinides

R.J.M. Konings, K. Bakker, J.G.Boshoven, H.Hein, M.E.Huntelaar, J.D.Meeldijk,
C.F.Wpemsdregt, H.Zhang (ECN, Utrecht Univ., Netherlands)

～アクチニドの核変換を目的とした、スピネル系核燃料の研究～

【概要】

アクチニドの核変換を目的とする、スピネル系核燃料の熱的、化学的特性を検討した。熱力学計算およびハイフラックス炉 (HFR) における照射挙動について、実験室規模での研究を行い、それが核燃料として優れていることが分かった。

MgAl₂O₄は安定的な化合物であり、以前行った中性子またはイオン照射の試験より、耐放射性があることが分かっている。

試料の作成についてはMgAl₂O₄とUO₂を混合 (ゾル・ゲル法) し、5 %の水素を含むアルゴン雰囲気中、1873Kで焼成した。

【注目すべき事項】

- ・ 成形時からの試料の気孔率は、熱伝導度に大きな影響がある。
- ・ 試料成形の際、粉末混合により作成したものは、ゾル・ゲル法で作成したものと比べて熱伝導度が高くなることが分かった。
- ・ スピネル系核燃料は硝酸に溶解しにくいため、PUREX法の適用 (燃料サイクルは困難) は難しい。

【主な質疑応答】

(質問—1)

試料成形の際、重要となること、目的とすることは何か？

(回答—1)

成形の前後でひび割れ等が生じないこと、材料の照射損傷が起こりにくいこと。

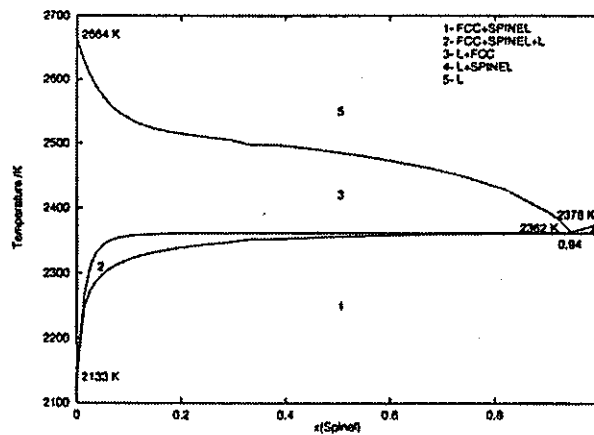
図4 計算により求めた、 $\text{PuO-MgAl}_2\text{O}_4$ の相図

表2 スピネル系燃料のHFRにおける照射試験

experiment	composition	characteristics		
		fabrication method	U or Am concent	cladding
EFTTRA-T2	MgAl_2O_4	powder mixing		zircaloy
EFTTRA-T2bis	MgAl_2O_4	powder mixing		zircaloy
EFTTRA-T3	MgAl_2O_4	powder mixing/sol-gel		15-15 Ti steel
	$\text{MgAl}_2\text{O}_4+\text{UO}_2$	powder mixing/sol-gel	2.5 %	15-15 Ti steel
	$\text{MgAl}_2\text{O}_4+(\text{Y,U})\text{O}_2$	powder mixing/sol-gel	2.5 %	15-15 Ti steel
EFTTRA-T4	$\text{MgAl}_2\text{O}_4+\text{AmO}_x$	infiltration	10 %	15-15 Ti steel
EFTTRA-T4bis	$\text{MgAl}_2\text{O}_4+\text{AmO}_x$	infiltration	10 %	15-15 Ti steel
EFTTRA-T4ter	$\text{MgAl}_2\text{O}_4+\text{UO}_2$	sol-gel	10 %	15-15 Ti steel

Development of Fuels for the Transmutation in the Frame of the EFTTRA European Collaboration

J-F. Babelot, R. Conrad(EC), H.Gruppelaar(ECN, Netherlands), G.Muhling(MGRD, Germany),
M.Salvatores(CEA, France), G.Vambenepe(EDF, France)

～EFTTRA ヨーロッパ共同研究機関での、核変換を目的とした燃料開発～

【概要】

EFTTRAはCEA, ECN, EDF, FZK, IAM, ITUとの間で'92年よりスタートした共同研究機関であり、フランスの高速炉フェニックス、オランダのハイフラックス炉(HFR)を利用して、核変換ターゲット燃料に関する研究をしている。研究の一例としては、スピネル系母材に10%のアメリシウムを含むターゲットの照射研究がある。

【注目すべき事項】

「国際的な協力の枠組みにより、EFTTRAは将来の廃棄物の最善な管理方策を見い出す。」

- ・ EFTTRA—T 1 は、TcとIの化合物をHFRにて照射試験を行う。
- ・ EFTTRA—T 2 は、HFRにおける、Tcの大規模照射試験を行う。
- ・ EFTTRA—T 3 は、 $0.05\text{g}/\text{cm}^3$ のU-235を含むターゲットのHFRにおける照射試験を行う。

【主な質疑応答】

(質問—1)

種々の実験をする上で困難な点等は何か？

(回答—1)

何でもトライアルして、積極的な研究を展開する。

表1 EFTTRAにおける照射試験

experiment	short description	state of the art
EFTTRA-T 1	irradiation in HFR of Tc and iodine compounds (completed)	Publication to be submitted in the Journal of Nuclear Materials
EFTTRA-T 2	extended irradiation in HFR of Tc; irradiation of the inert matrices spinel, YAG, and Al_2O_3	irradiation on-going (until June 1997)
EFTTRA-T 2bis	irradiation in HFR of matrices : CeO_2 , spinel, YAG, and Al_2O_3 (completed)	PIE completed
EFTTRA-T 3	irradiation in HFR of candidate matrices containing 0.05 g/cm^3 U-235 duration 200 FPD	start planned in August 1997
EFTTRA-T 4	irradiation in HFR of a sample of spinel containing 10% americium duration 375 FPD	irradiation on-going (until December 1997)
EFTTRA-T 4bis	irradiation in HFR of a sample of spinel containing 10% (weight) americium duration 625 FPD	start planned in August 1997
EFTTRA-T 4ter	irradiation in HFR of a spinel matrix containing 0.2 g/cm^3 U-235	start planned in August 1997
EFTTRA-T 5	irradiation in HFR of matrices containing Pu; comparison of various fabrication methods	to be defined
EFTTRA-F 1 Matina 1	irradiation of candidate matrices in Phenix	interrupted in October 95 PIE of 2 pins ($\text{MgO} + \text{UO}_2$, spinel + UO_2)
EFTTRA-F 1A Matina 1A	irradiation in Phénix of candidate matrices (continued for 2 cycles)	start pending
EFTTRA-F 1bis Matina 1bis	irradiation in Phénix of candidate matrices (continued for 2 cycles)	start pending
EFTTRA-F 2 Anticorp	irradiation in Phenix of Tc	start pending
SATINA / MODERATO	irradiation in Superphenix of candidate matrices (and moderator material)	EFTTRA participation to be defined

R&D on Fuel and Targets Carried Out by CEA in the Frame of the Spin Programme

p. Millet, Y. Philipponneau, N.Cocuaud, T.Alibiol, N.Chauvin, J.L.Faugere(CEA, France)

～Spinプログラムによる、CEAでのターゲット核燃料開発研究～

【概要】

Np, Amを燃やす、CEAでのターゲット核燃料開発は、加圧水型軽水炉をはじめ、高速炉により研究している。燃料ピンに少量のNpを加えて燃焼試験を行った。R&Dプログラムとしては多くの燃料ピンに装荷して試験することである。

フランスでは、ITR/KARLSRUHEの共同研究によりフェニックスを用いて、核変換によるマイナーアクチニド (Np, Am) の燃焼研究を70年代後半より実施している。'91年からは、CEAによるFRAMATON, COGEMAと共に2種類の燃料設計を考えている。

1つは通常の燃料に少量のマイナーアクチニドを加える方法 (均質系法)、もう1つはマイナーアクチニドを不活性な母材に分散させる方法 (不均質系法) である。

【注目すべき事項】

- ・ Npの燃焼としては、 UO_2 またはMOXの通常燃料に少量のNp (2%) を加える均質系法を考えている。フェニックスによる照射後、化学分析により ^{237}Np の変換率は30%であることが分かった。これは計算による予測の24%よりもわずかに高い値であった。

- ・ CEA/OSIRIS炉を用いてACTINEAU計画と呼ばれる、軽水炉によるNpの核変換のプランもある ('88より)。

- ・ Amの燃焼は不均質系法により試験をする。最近のR&Dとしては母材となる不活性材やアメリカウム化合物をどうするか? の炉での照射方法、条件によりターゲットの設計を行っている (全体的にデータ不足)。

【主な質疑応答】

(質問—1)

ターゲット核燃料の設計に関する構想は如何?

(回答—1)

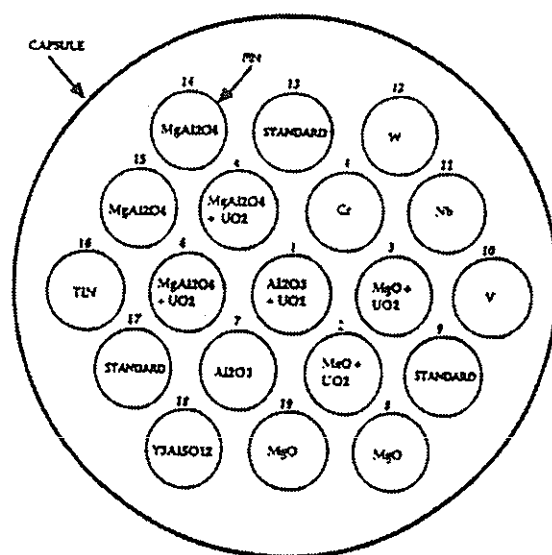
多数のオプションがあり、これから絞り込む。

(質問—2)

他のMAに関する研究は?

(回答—2)

Npに関する研究はある程度進んでいるが、Amは全体的にデータ不足、Cmに関しては手付かずの状態である。



THE MATINA EXPERIMENT

図1 MATINA試験

Processing Targets Containing Americium for a Transmutation Experiment at Superphenix

T.Duvernier, J.C.Thieblemont, Y.Croixmarie, M.Sors, X.Genin, P.Bros(CEA, France)

～アメリシウム含有ターゲット核燃料、スーパーフェニックスによる核変換研究～

【概要】

SpinプログラムにおけるMAの燃焼研究は次段階に移行しつつある。

2種類の燃料設計が考えられた。

(1)固溶体：均質系法のターゲット燃料設計。

(2)CERCER（セラミック・セラミック）：不均質系法のターゲット燃料設計。これはアメリシウムの核変換を目的とする場合に最も適していると考えられている。

長寿命高レベル放射性廃棄物の処理方法とするECRINの照射試験は'91年10月30日より行っている。研究の目的は高速炉によるアメリシウムの燃焼の可能性を評価することにある。

【注目すべき事項】

・CERCERプロセスにおいて、アメリシウム酸化物を化学的に純粋にすることは必要である。

(メインプロセス)

(1)精製前のアメリシウム酸化物を溶解。

(2)Am(IV)をクロマトグラフィーにより分離。

(3)Am(III)を再結晶（沈殿）。

(4)焼成。

詳細は省くが、酸化物が多量のNp、Puを含む場合は、更なる精製手順が必要になる。

【主な質疑応答】

(質問—1)

ペレットの成形の前後における材料（ターゲット）の組成変化は？

(回答—1)

今後の研究課題である。

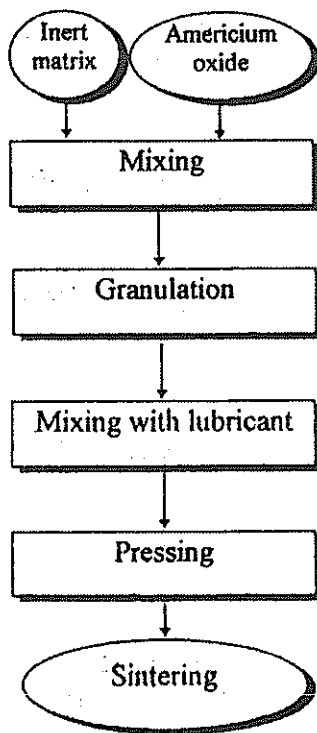


図1 CERCERプロセスでのフローチャート

表1 種々の実験における、典型的なペレット密度

<i>Ceramic</i>	<i>MgO origin</i>	<i>Atmosphere</i>	<i>Density (% d_{th})</i>
MgO	Cerac	Argon	94.2
MgO	Cerac	Air	95.1
MgO	J. Matthey	Argon	92.7
MgO	J. Matthey	Air	94.2
MgO+UO ₂	Cerac	Argon	94.2
MgO+UO ₂	J. Matthey	Argon	92.7

Table I : Typical pellet densities (d in % of the theoretical density) in various experimental conditions (mixture or pure product granulation, lubricant adding, T_{sintering} = 1550°C)

Neutronronic and Fuel Studies for Americium Target Design

N.Chauvin, J.Tommasi, V.Georgenthum, G.Ritter(CEA, France)

～アメリシウムのターゲット燃料設計研究～

【概要】

数々の照射試験により、マイナーアクチニドの核変換を目的とするターゲット燃料の可能性（燃料設計）を研究している（再処理しリサイクルするか、1回のみか）。照射試験はターゲットの理論的設計を改良するものであり、ECRIN実験はその第一段階である。

【注目すべき事項】

- ・ Np燃焼は均質系法によりターゲット燃料を作成し、炉での照射後、リサイクルするのが良い。Am燃焼は不均質系法によりターゲット燃料を作成し、炉での照射後、リサイクルするのが良い。Cm燃焼については元素それ自身がかなりアクティブであり、現在のところ何の考え、戦略も見い出されていない。
- ・ CERCERタイプターゲットの照射挙動は、その組成、材料の微細構造に非常に影響がある。

(照射条件)

- ・ 炉タイプ；フェニックス炉
- ・ 中性子スペクトル；モデレートは、炉での燃焼後、再処理せず（1回）。高速スペクトルは、炉での燃焼後、再処理しリサイクル。

(ターゲット設計、CERCERタイプ)

- ・ 母材；MgO、MgAl₂O₄、もしくはUO₂
- ・ アメリシウム化合物；AmO_x（1.5<X<2.0）、ターゲット中におけるAm含有率は5から20wt%

【主な質疑応答】

(質問—1)

今後の研究課題は何か？

(回答—1)

ターゲット燃料成形時に粒径を揃えミキシングすることである。

(質問—2)

それにより照射特性に対してどんな影響があるか？

(回答—1)

熱伝導度、照射後損傷に影響が出る。

表1 試験における吸収断面積 (モデレート及び高速スペクトル)

Table 1 : Example of cross-sections : Am content=20 wt%, targets placed in radial blanket locations.

	Moderate spectrum		Fast spectrum	
	σ_c (barn)	σ_f (barn)	σ_c (barn)	σ_f (barn)
Am241	30.37	2.80^{+1}	6.24	1.67^{+1}
Am242m	30.34	129.9	2.11	9.41
Am243	19.79	8.21^{+2}	7.03	1.06^{+1}
Pu238	11.98	1.81	2.35	1.315
Pu239	13.52	24.63	2.60	4.446
Cm244	16.76	5.28^{+1}	3.21	3.51^{+1}
Cm245	7.62	46.94	7.69^{+1}	4.64^{+1}

Figure 1 : Examples of Am, Cm and Pu evolutions (per cm3 of target), initial Am contents=20 wt%, targets placed in radial blanket position.

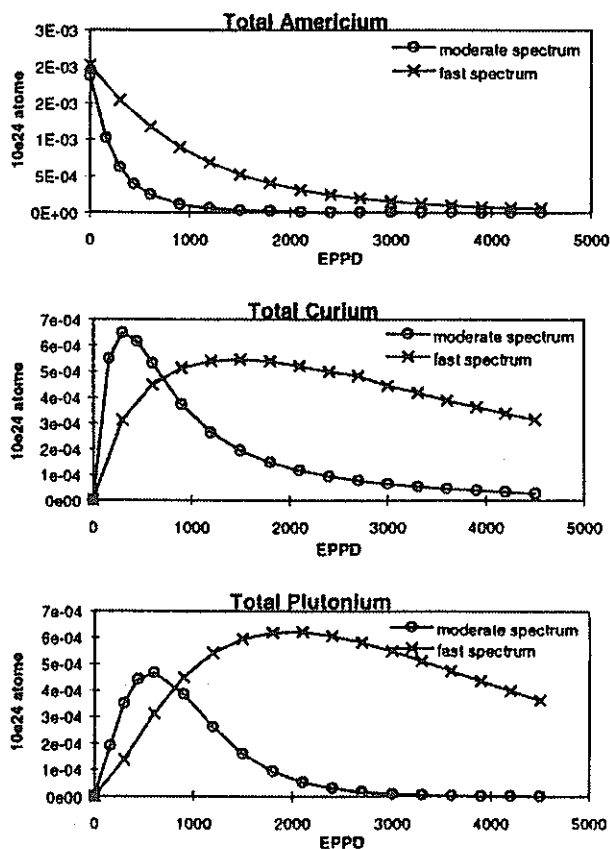


図1 炉照射におけるAm、Cm、Puの変化

RECYCLING : THE LONG RUN EVIDENCE

Jean-Louis Ricaud and Philippe Pradel (COGEMA)

【概要】

将来のエネルギー需要の見通しに対し、安全で、Greenhouse効果のない発電システムとして、プルトニウムリサイクルシステムを検討した。

地球環境を維持しつつ人類が繁栄し続けるためには、まず第1にエネルギーの有効利用、そして第2には、エネルギー生産から排出される廃棄物の量及びToxicityを最少にすることが重要である。この意味で、原子力発電業界はUO₂及びPuO₂のリサイクルを進めており、原子炉燃料の3～5%のみが廃棄物になるだけである。この点で、原子力発電は長期的な利点がある。

フランスではこの路線に則り、

- ・ PWRでMOX燃料の利用を進める。(10基→5年後に18基)
- ・ 廃棄物量の低減(ハル等の圧縮減量施設)

を進めている。

核物質不拡散についても、照射後MOX燃料のPu Fissile比が60%程度と低く、また、廃棄物中のPu濃度が直接処分法に比べてかなり低いことから、リサイクルのメリットは大である。

(注) 本件の口頭発表では多くの図表のOHPが使用されたが、Proceedingsには含まれておらず入手できなかったため、図表の添付はない。

【注目すべき事項】

- ・ 2001年～2010年における世界のエネルギー需要の伸び率は、アジア地域で5%、ヨーロッパ地域で2.5%と想定。
- ・ 世界各国でのMOX燃料の取り組みに関し、基本的に多くの国でMOX燃料の利用が進められようとしていることを示し、特に、韓国、日本、米国、ロシアでの状況について簡単に触れた。

【主な質疑応答】

Q プルトニウムリサイクルに関し、何か新しい技術開発は進めているか？

A 再処理についてはPUREX法の改良を、MOX燃料については改良MIMAS法の開発を進めている。

C 誤解を与えないようコメントする。米国がMOX燃料の検討を進めているのは解体Puの処分を目的としており、Puのリサイクルを目的とするものではない。(米国DOE担当者から)

SCENARIOS OF PLUTONIUM AND MINOR ACTINIDE RECYCLING

M. Delpech, J. P. Grouiller, A. Puill, M. Salvatores, J. Tommasi, A. Zaetta, A. Harislur,
H. Mouney, and M. Rome (CEA)

【概要】

プルトニウムリサイクルを進めるに当たって、フランスの炉体系（PWRs+FRs）で採りうるプルトニウム利用方策、また、Minor Actinides (MAs)に対するアプローチ（特にその消滅処理）について検討を行った。結果として得られた種々のシナリオの中から、最も興味深いシナリオとして、濃縮ウランを用いたMOX燃料リサイクルシステム（無限りサイクル）について報告する。

本報の利点はプルトニウム及びMAsのインベントリーを最小にできること、また、導入が比較的容易であることにある。本報のコストはMOX燃料中のプルトニウム濃度、ウラン濃縮度、及びプルトニウム専焼燃料集合体数に依存する。プルトニウム濃度は高いほうがコストでは有利であるが、フィージビリティ上は不利である。

【注目すべき事項】

- ・ 通常炉心のPWRにおいて、MOX燃料中のプルトニウム濃度は、出力ピーキングの低減、原子炉の制御性の確保、負のボイド係数維持といった点から、12%程度が上限としている。
- ・ 濃縮ウランを用いたMOX炉心では、TABLE.4に示すように、3.8%の濃縮ウランを用いれば2% Puでの多重リサイクルが可能となる。
- ・ 但し、リサイクル中（MOX燃料製造、再処理）のマスフローが大きくなり、Cmの蓄積も比較的大きくなる欠点がある。
- ・ また、ボロンの効率は多少低下し、プルトニウム濃度が4%を超える場合には、制御材の材質を変更する必要が生じる。

【主な質疑応答】

Q 本法によるリサイクルのコストは？

A 具体的には検討していないが、濃縮による影響は少ないと考えている。

TABLE.4 Characteristics vs. recycling steps

濃縮ウランを用いたMOX炉心では、TABLE.4に示すように、3.8%の濃縮ウランを用いれば2% Puでの多重リサイクルが可能となる。

Table 4 : Characteristics vs. recycling steps

	UOX - PWR	MOXe - PWR Plutonium recycling			MOXe - PWR Pu + M.A. recycling	
		cycle 1	cycle 3	equilibrium	cycle 1	equilibrium
Pu initial fraction (%)	-	1.3	1.8	2	1.3	2.6
Np initial fraction (%)	-	-	-	-	0.1	0.1
Am initial fraction (%)	-	-	-	-	0.1	0.3
Cm initial fraction (%)	-	-	-	-	0	0.4
²³⁵ U enrichment (%)		3.6	3.8	3.8	3.8	4.1
Pu isotopic vector ²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu for BOC/EOC		4/51/23/13/ 9	5/43/24/12/ 16	5/42/23/12/ 18	4/51/23/13/ 9	11/38/23/12 /16
		4/45/25/13/ 13	5/42/24/12/ 17	5/42/23/12/ 18	7/45/23/12/ 13	11/38/23/12 /16

Table 4 (continued)

Mass Balance (Kg/eTWh)						
Pu	+29	+6	+2	0	+29	0
M.A. (Np+Am+Cm)	+3.8	+6	+7.6	+8.2	+3.8	0
Reactivity coefficients						
Boron eff. (1E-5/ppm)	-8	-6.5	-6.5	-6	-6.	-4.7
MTC (1E-5/°C)	-55	-57	-59	-59	-58	-61
FTC (1E-5/°C)	-3	-3	-3.1	-3.2	-3.1	-3.3
Void effect (%)	-	-43	-41	-40	-45	-30

MTC : Moderator Temperature Coefficient

FTC : Fuel Temperature Coefficient

Void Effect : 99.9% of void

CONCEPTUAL DESIGN OF A MIXED MODERATOR SPECTRAL SHIFT REACTOR FOR FLEXIBLE PLUTONIUM UTILIZATION

M. ISHIDA, H. TOCHIHARA, Y. KOMANO, K. NARUKAWA (MHI) ,
N. FUKUMURA (PNC)

【概要】

PWRリサイクルシステムにおいてプルトニウム需給バランスをとる手法の一つとして、冷却水中の重水／軽水比を変えることによるニュートロンのスペクトル変化を利用する方法（Mixed Moderator PWR, MPWR）について検討した。

【注目すべき事項】

- ・ 本法は基本的に既存のPWRと同様の冷却システムを用いることから、冷却システムに何ら変更を必要としない。
- ・ ニュートロンのスペクトルを変化させることにより、必要な核分裂性プルトニウム量を3倍まで（Table 4）、また、プルトニウムの消費量については2倍まで変えることが可能である。
- ・ 従って、MPWRは、炉内のプルトニウム消費量（転換量）を設定できることから、その時々プルトニウムの需要と供給を容易にバランスさせることが可能である。
- ・ また、MPWRは転換比が高いことから、FBRsが導入されるまでの間、プルトニウムのActive Storageとして有用である（FIG.7）。

【主な質疑応答】

Q MPWRではボロンのようなケミカルシムは必要無いのか？

A 本報告では軽水重水比を変えていることから、ケミカルシムは必要としないが、軽水重水比が一定の場合はケミカルシムが必要である。

C 多重リサイクルを行う場合にはどの程度の転換比得られるか検討したほうが良い。

TABLE.4 Required Fissile Plutonium Inventory

ニュートロンのスペクトルを変化させることにより、必要な核分裂性プルトニウム量を3倍まで、また、プルトニウムの消費量については2倍まで変えることが可能である。

Table-IV Required Fissile Plutonium Inventory (t/year)

H/Hm	3	4	6
Moderator condition			
Constant light water	1.5	1.2	0.8
Constant 50% heavy water	2.2	2.2	1.8
Constant 100% heavy water	2.3	2.5	2.7
Variable heavy water	1.5	1.1	0.7

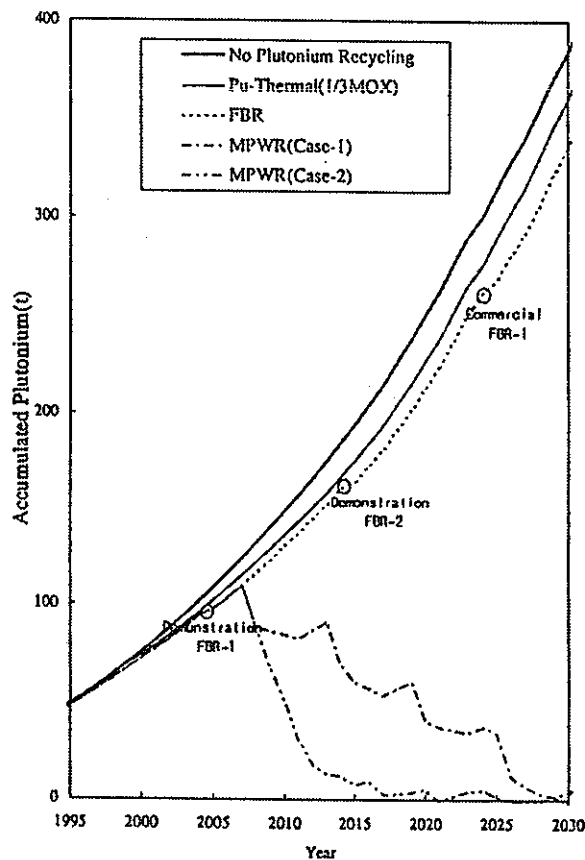


Figure-7 Plutonium Stockpile

FIG.7 Plutonium Stockpile

MPWRは転換比が高いことから、FBRsが導入されるまでの間、プルトニウムのActive Storageとして有用である。

MULTIRECYCLING IN PWRS WITH ADAPTED MOX FUEL

J. VERGNES, Ph TETART, H. MOUNEY (EDF)

【概要】

PWRでプルトニウムを消費させる場合、現行のPWRで消費させる場合に比べ、燃焼速度の向上やリサイクルの多重化が必要となる。現行のPWRでこのようリサイクル条件を満足させようとする場合、核分裂性Pu濃度が減少するPuを使用することになることから、MOX燃料中のPu濃度は12%に達し、ボイド係数が正に転ずることになる。このため、減損ウランの替りに濃縮ウランを使用するadapted MOXについて検討した。

【注目すべき事項】

- ・ adapted MOXを用いれば、MOX燃料中のPu濃度として2～8%の範囲で選択可能である。
- ・ 2%を選択すれば、（フランスに）存在する全てのプルトニウムを稼動している全てのPWRの全ての燃料集合体に装荷することができる。
- ・ Pu濃度8%はボイド係数を負に保てる上限近傍の値であり、この値を用いて計算を実施した。
- ・ adapted MOXを用いれば、現行PWRで、原理的にプルトニウムのインベントリを1/6～1/15に低減することが、技術的にもコスト的にも可能であることが示された（Table 4）。
- ・ ウラン濃縮度は現行のUO₂燃料（4.65%）とほぼ同程度である。しかし、adapted MOXでは炉内で全てのU-235が燃焼し尽くすことはないことから、再処理により回収されたウランは比較的高い濃縮度を有する。
- ・ プルトニウムやMAsのRadiotoxicityに関しては、MAsが蓄積していくことから1/3に低減されるに留まる（Fig.7）。
- ・ このRadiotoxicityを減ずるにはMAsもリサイクルする必要がある。

【主な質疑応答】

Table 4 MOXを用いれば、原理的にプルトニウムのインベントリを1/6～1/15に低減できる。

Scenario	0	1 bis	1	2	2 bis
Pu-238	31	12	7	3	9
Pu-239	602	107	29	6	30
Pu-240	259	54	21	9	46
Pu-241	2	29	10	3	15
Pu-242	80	43	31	44	50
Total Pu	975	244	99	66	149
NP-237	69	64	70	66	65
Am 241	177	76	107	90	83
Am 243	19	86	115	111	94
Cm 244	0,18	22	9	8	17
Cm 245	1	7	8	7	7
Total AM.	265	255	309	284	265

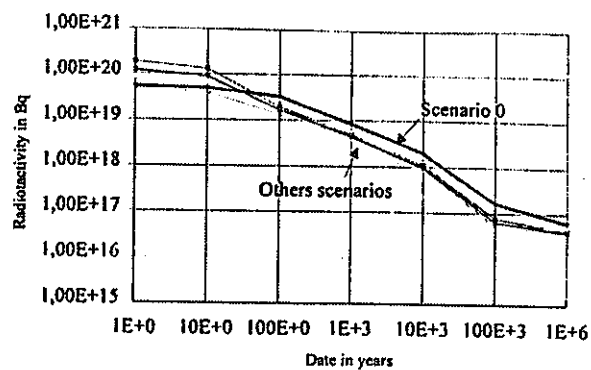


Fig.7 プルトニウムやMAsのRadiotoxicityに関しては、MAsが蓄積していくことから1/3に低減されるに留まる。

Reactivity Studies on Lead-Cooled Energy Amplifiers

A. Oda(Kyusyu Univ., Japan), J. M. Martinez-val, M. Perlado(Madrid Polytechnic Univ., Spain)

【概要】

液体鉛冷却の未臨界炉心(Molten Lead-Cooled Energy Amplifiers; MLEA)の反応度特性、及び、中性子の増倍性能についての研究である。Pu-239を最初の核分裂性物質として用いて、トリウム/U-233サイクルを実現する方法について検討を行った。MLEAは、核破砕反応による中性子源を利用した未臨界炉心であり固有安全性を持っているため、今後開発すべき安全な原子力システムである。燃料サイクルとしては、軽水炉取り出しのPuを用いてU-233を生成することを狙っている。この研究で考えた燃料形態はTh-232、U-233、Pu-239の酸化物であり、燃料の濃縮度は10.5%に固定している。計算には、モンテカルロコードMCNP4Aを使い、核データとしてはJENDL-3.2ベースのものを用了。計算は格子単位で行い、中性子源のスペクトルは、核分裂スペクトルと単色スペクトルを仮定している。体系の幾何形状変化、及び、物質変化による反応度印加を考え、パラメータサーベイを行った。パラメータとしては、燃料ピッチ、プルトニウム富化度、鉛密度等を考えた。パラメータサーベイの結果、燃料の局所集中や鉛のボイド反応度低減のためには、燃料ピッチをなるべく小さくするのが良いことが分かった。

【注目すべき事項】

Th/U-233サイクルを利用した液体鉛冷却の未臨界炉心を設計するための、予備的なパラメータサーベイを行った結果が示されている。

【主な質疑応答】

Q. 実効増倍率の計算はどのようにして行ったのですか。固有値計算で行ったのですか。それとも、固定中性子源計算で行ったのですか。

A. 固有値計算、固定中性子源計算の両方を行っています。

Q. 境界条件の効果が大きくはないですか。

A. 体系上部を反射条件にすると、結果が大きく変わることを確認した上で、真空条件としました。

Q. 温度の効果は評価していますか。例えば、ドップラー効果など。

A. モンテカルロコードのため、温度変化を自由に变化させることが難しく、現段階では評価していません。

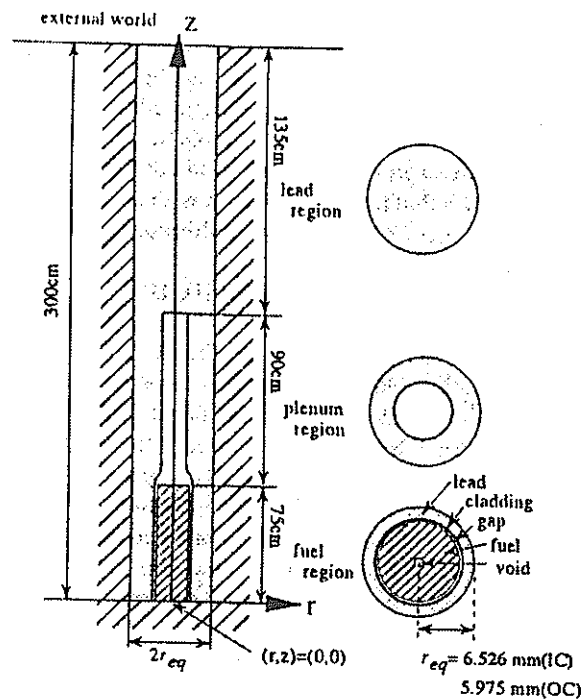


図1 MLEAの解析を行うために用いた格子計算モデル

内側炉心(IC)と外側炉心(OC)ではピッチを変えて計算している。中性子源は点線源を仮定し、周辺の境界条件は、上部境界を真空、その他の境界は反射としている。

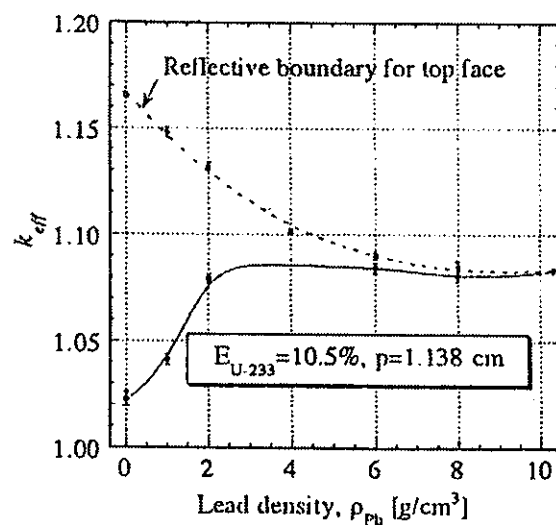


図2 鉛密度に対する実効増倍率 k_{eff} の変化

U-233の濃縮度を10.5%、燃料ピッチを1.138cmに固定したときに、鉛密度をパラメータとして実効増倍率の変化を見たものである。鉛の密度が、 4g/cm^3 以上のときは変化量は小さくなる。

Indian Strategy for Future Power Reactors

V. Venkat Raj, K. Balakrishman, A.K. Anand, A. Kakodkar(BARC, India)

【概要】

現在、インドで進められている原子力開発計画の中で、トリウム利用は重要な位置を占めている。高速炉開発の重要性を強調する必要がある一方で、効率的にトリウムを利用できる熱中性子炉を開発することも重要である。これに関連して、Advanced Heavy Water Reactor(AHWR)の設計研究が進められており、この炉心の特徴について報告する。このAHWRは、トリウム利用と受動的安全性をめざして設計されており、主な設計目標は以下のとおりである。

- (a)AHWRの出力の約75%はトリウム燃料から取り出す。
- (b)システムは負のボイド反応度係数を持つ。
- (c)燃料取出燃焼度は約20,00MWd/Tとする。
- (d)プルトニウムの消費を最小化する。
- (e)最初のプルトニウム装荷量はできるだけ小さくする。
- (f)システムはU-233を自給できる。
- (g)熱出力は750MWとする。

また、炉心の熱除去のシステムとして、Primary Heat Transport (PHT) Systemと呼ばれるシステムを考える。このPHTは自然循環により炉心の熱除去ができるように設計する。

AHPWRはインドの次世代型重水炉となると期待している。このためには、更に開発と解析を進め、経済競争力を持ったシステムとすることが必要である。

【注目すべき事項】

冷却材の自然循環のみで炉心の熱除去を行ったり、受動的安全装置を設置することによりシステムを簡素化し、経済性の向上を狙っている。

【主な質疑応答】

Q. ここで提案されているAHWRは日本のATRに良く似ています。ATRはコストの問題で、実証炉計画が中断されました。経済性についてはどのように考えますか。

A. まず、ATRと異なる点は燃料です。経済性については、自然循環等を用いた安全装置を用いて、コスト削減をします。

Q. 転換比はいくつぐらいになりますか。

A. 転換比の評価は行っていません。

Q. トリウムの再処理方法についてはどのように考えていますか。

A. トリウムサイクルについての評価はまだ行っていません。

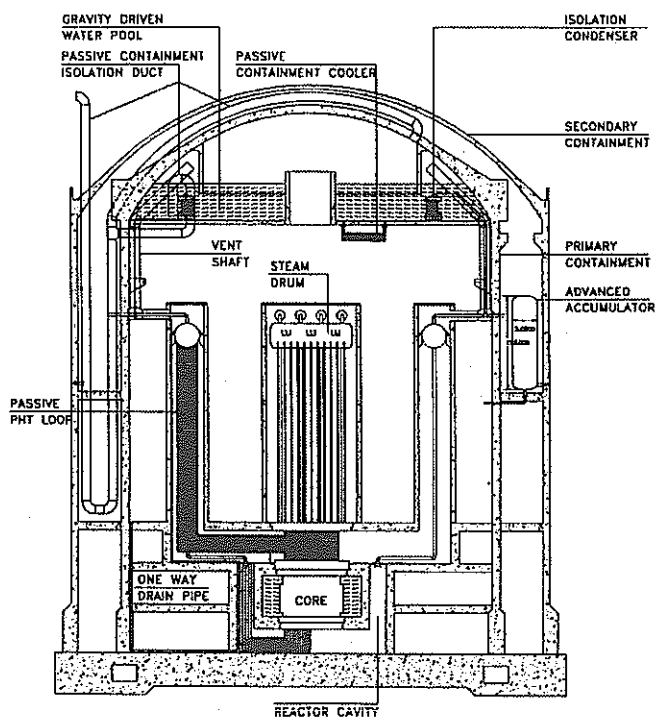


図1 AHWRの断面図

炉心の等価直径は約680cmであり、その周りに40cm厚の重水反射体がある。減速材には重水と炭素の球を用いている。

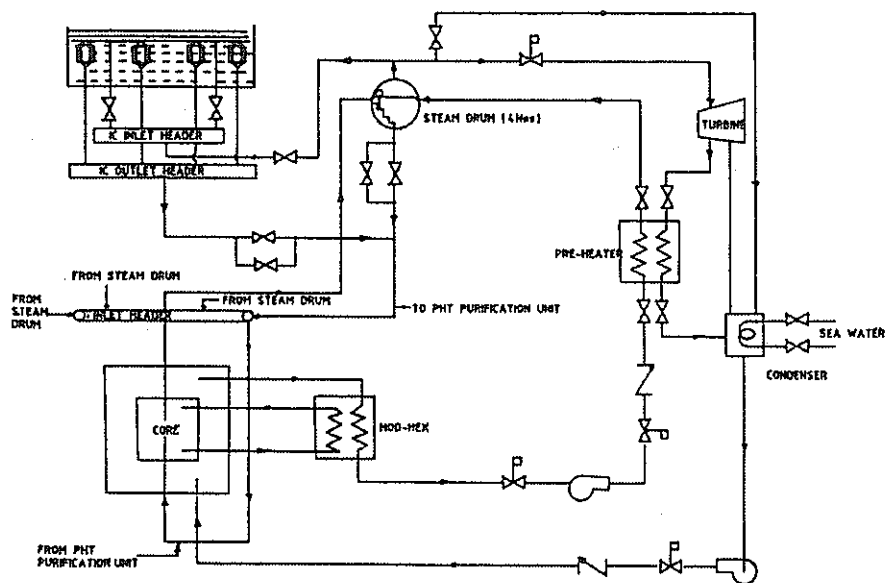


図2 Primary Heat Transport (PHT)システム

炉心の冷却は沸騰した軽水の自然循環により行う。自然循環による冷却材の流れが最大となるように設計されているため、主循環ポンプは取り除かれている。

Review of Systems for Plutonium Utilisation

M. Delpech, M. Salvatores, J. Tommasi, A. Zaetta(CEA, France)

【概要】

フランスのCEAでは、近年、SPIN計画及びPRIA計画の枠組みの中で、プルトニウム利用の研究が多くなされてきた。原子炉やハイブリット炉、様々な中性子スペクトルや燃料形態での研究を行ってきた。ここでは、この中でもPWRと高速炉でのプルトニウム利用特性についての概括的な報告を行う。軽水炉については、減速材対燃料体積比(V_m/V_f)を大きくしたHM(Highly-Moderated)-PWRにより、プルトニウムを装荷した場合に問題となるボイド係数やホウ素の反応度価値を改善することができ、さらに、マイナーアクチニドの生成を抑えて、プルトニウムの消費を大きくすることができる。その他、ウランを含まないプルトニウム燃料 (PLUTON)の概念を提案する。ウランを含まない場合、ボイド係数やドップラー係数に悪影響を及ぼすが、 ZrH_2 を使うことによってこの影響を緩和することができる。高速炉でのプルトニウム利用に関しては、Phenix炉やSuperphenix炉で実証済みであるので、プルトニウム需要に合わせて柔軟に増殖・消費が行えるような炉心概念の研究を進めている。プルトニウム同位体組成としては、核分裂性プルトニウムが25%しかない低品位のもの、核兵器級のものまで考慮している。また、トリウム燃料を利用したプルトニウムの燃料について検討も行っている。

【注目すべき事項】

炉型、燃料形態、中性子スペクトル、プルトニウムの同位体組成など、多くのパラメータについて、幅広く検討が行われている。また、安全性に関わるボイド係数やドップラー係数についての検討も行われている。プルトニウムを増やすことも減らすことも考えており、プルトニウムの利用方法に関して多くの指針を与えている。

【主な質疑応答】

Q. CANDUに比べて、LWRの方がPuを良く燃やせているが、CANDUでもPuをもっと効率良く利用することができます。次のセッションに論文があるので参照して下さい。

A. ここで比較を行ったCANDUやLWRはその炉心パラメータが異なっています。また、ここでいうLWRは、過減速の状態にしてあり、通常のLWRとは異なります。

Q. 反応度係数について、EOCの値を示した理由はなんですか。期間平均の値を示さないのですか。

A. 反応度係数は期間中の変動量を小さくしているので、EOCの値だけ見れば十分である。

表1 HM-PWRと標準型PWRによるプルトニウムサイクルの特性比較

	Standard PWR ($V_m/V_f = 2$)		HM-PWR ($V_m/V_f = 4$)	
	cycle 1	equilibrium	cycle 1	equilibrium
Pu initial content (%)	10	21	6.6	18
Mass balance				
Pu consumption (Kg/eTWh)	-66	-96	-72	-104
M.A. production (Kg/eTWh)	+17	+33	+9	+27
Reactivity coefficients				
Boron efficiency ($10^{-5}/\text{ppm}$)	-3	-2	-10	-7
Void effect (%)	-10	+20	-50	-10

HM-PWRではプルトニウム富化度が小さくなる。また、プルトニウムの消費量を大きく、かつ、マイナーアクチニドの生成量を小さくできる。更に、反応度係数に対する改善効果も得られる。

表2 PLUTON燃料の減速材(ZrH_2)の添加の効果

	Void Effect $\Delta\rho$	Doppler effect	MTC	Boron efficiency
Without moderator	+8.0 %	-1.1 ($10^{-5}/^\circ\text{C}$)	-27.4 ($10^{-5}/^\circ\text{C}$)	-4.4 ($10^{-5}/\text{ppm}$)
With moderator *	-1.3 %	-1.3 ($10^{-5}/^\circ\text{C}$)	-19.4 ($10^{-5}/^\circ\text{C}$)	-5 ($10^{-5}/\text{ppm}$)

* for a second plutonium generation (60.3% in fissile Pu).

ウランなしのプルトニウム燃料は、ボイド反応度係数とドップラー効果に悪影響を及ぼすが、減速材を添加することにより、これらを改善することができる。

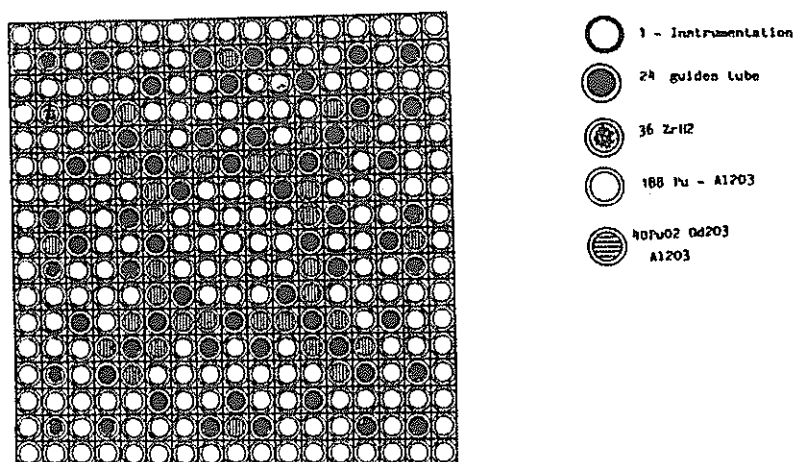


図1 PLUTON燃料集合体の燃料ピン配置図

Reduction of Worldwide Plutonium Inventories Using Conventional Reactors and Advanced Fuels: A Systems Study

R.A. Krakowski, C.G. Bathke, P. Chodak III(LANL, USA)

【概要】

軽水炉によってプルトニウムの量を削減する方法の可能性について、主に経済性の観点から検討された。また、経済性ととともに、核不拡散性も含めて検討した。プルトニウムの親物質であるウランを含まない燃料(NFF)を利用することにより、軽水炉においてプルトニウムを減らす方法についての検討も行った。ここでは、ウランの代わりに、酸化カルシウムや酸化ジルコニウムを利用する。プルトニウムの存在量は以下のような形態別に評価した。

- (a)原子炉内のPu(REA)
- (b)軽水炉でリサイクル可能な使用済み燃料中のPu(SF)
- (c)軽水炉で効率的にリサイクル可能でない使用済み燃料中のPu(SFF)
- (d)再処理中のPu(REP)
- (e)分離されたPu(SPU)

解析ケースとしては、軽水炉でのウランのワンスルー利用のケース(OT/LWR)、軽水炉でのプルトニウムリサイクルのケース(MOX/LWR)に加えて、燃料をUOX→MOX→EMOX→NFFと移行していったケースを考えて検討を行った。ここで、EMOXはMOX燃料とNFF燃料を組み合わせることを意味している。

【注目すべき事項】

プルトニウムの存在形態を考慮し、長期的な視野で、経済性と核不拡散性について検討を行っている。

【主な質疑応答】

Q. 被爆量だけで、核不拡散性について議論できるのですか。

A. 被爆量は燃料への接近のし易さに関わる指標となるので、ある程度の評価は行える。ただし、これは非常に難しい問題なので、議論の余地が残る。

Q. 環境に対する影響が考慮されていないが、考慮する必要はないのですか。

A. 方法論の問題である。考慮すべきであるが、何を考慮するのか判断していくために議論が必要である。その他、輸送コストの影響等も考慮する必要があるかもしれない。

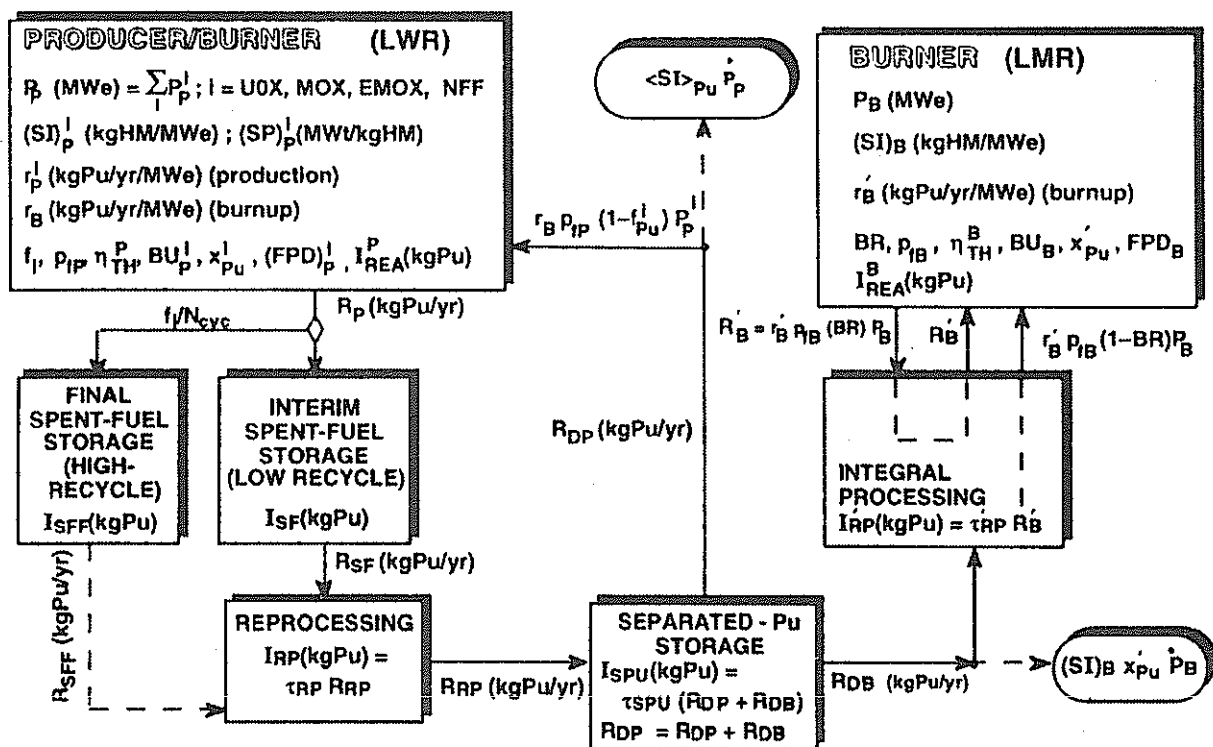


図1 解析に用いた総括的なプルトニウムの流れのモデル

プルトニウムの生成は軽水炉で行われ、プルトニウムは高速炉で消費されるとされている。プルトニウムの5種類の存在形態 (REA、SF、SFF、REP、SPU) の関係について図示されている。

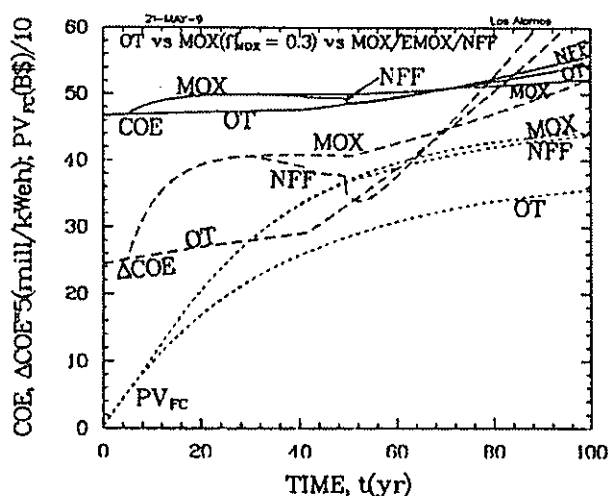


図2 発電コスト (cost of electricity; COE) の経年変化

COEの単位はmill/kWeh、 ΔCOE は燃料サイクルによるCOEの増分を表す。OTはOT/LWRのケース、MOXはMOX/LWRのケース、NFFはUOX/MOX/EMOX/NFFケースを示している。MOX/LWRのケースでは、再処理コストの増加係数 f_{MOX}^r を0.3としている。

**DEVELOPMENT OF PYROMETALLURGICAL PARTITIONING
TECHNOLOGY FOR TRU IN HIGH LEVEL RADIOACTIVE WASTES
- RECOVERY OF RARE-EARTH ELEMENTS FROM MOLTEN SALT BY
REDUCTIVE EXTRACTION AND ELECTROREFINING -**

T. KATO, Y. SAKAMURA, T. INOUE (CRIEPI)

[概要]

Purex法による再処理から排出される高レベル廃液からの高温冶金法による分離プロセスを実証するために、模擬試験を実施した。アクチニドの模擬材としての希土類を含む、アルカリ族、アルカリ土金族、貴金属、及びその他の遷移金属塩化物から成る溶融塩を試作した。

初めに、希土類元素は溶融塩相から溶融Cd相に還元抽出された。アルカリ族やアルカリ土金族を含有する溶融塩相をLiCl-KCl共晶に置換した後、電解精製により希土類元素は陽極である溶融Cd相から固体陰極に回収された。希土類元素より貴な元素は溶融Cd相中に残存した。

[注目すべき事項]

- ・ 希土類元素は、Ce, Nd>La>Gd>Y>Smの順で容易に溶融Cd相に抽出された。
- ・ Laについては、金属間化合物の生成により、回収率が期待値より高かった。
- ・ 99%以上の希土類元素が抽出された場合でも、ほとんどのアルカリ、アルカリ土金族元素は溶融塩相に残留していた。
- ・ 電解精製過程では、希土類元素はZr, Fe, NMを含む溶融Cd相（陽極）から除去され、Zr, Fe, NMは陽極中に留まった。
- ・ 上記より、還元抽出及び電解精製により、アルカリ族、アルカリ土金族、貴金属、及びその他の遷移金属塩化物から成る溶融塩から希土類元素が効率的に分離できることが示された。しかし、酸化物等の生成や陰極における析出物の落下により希土類元素の回収率は低下した。

[主な質疑応答]

Q Cmの挙動について何か情報があるか？

A 持っていない。

Q 活量係数は分離係数にどのような影響を与えるか？

A 希土類では悪化する。

NITRIDE FUEL CYCLE ON PYROCHEMISTRY

T. OGAWA, M. AKABORI, Y. SUZUKI, F. KOBAYASHI (JAERI)

[概要]

高温冶金法による窒化物燃料サイクルの概念2種 (Fig.2) を検討した。

第1の概念では、アクチニド元素を陰極上に回収するため、窒化物燃料を熔融塩化物中で電解精製し、その後熔融Cd中で回収した金属を窒化物に転換する。

第2の概念では、窒化物を熔融塩化物中に溶解し、 LiN_3 と反応させることにより窒化物を直接合成する (LINEXプロセス)。

LINEXプロセスは、種々の高温冶金法から排出される廃棄物塩中に含まれるアクチニドやランタニドを除去する際にも有効であると考えられる。

[注目すべき事項]

- ・ LINEXプロセスでは LiCl 等の熔融塩中に燃料を溶解し、そこに LiN_3 を添加していくと、添加量の増加に従い、U、Pu、Amという順序で窒化物が合成される (Fig.3)。
- ・ 窒化物燃料では照射によってC-14が多量に生成することを防止するため、N-15の濃縮を行う必要があり、これがコストの点で課題となっているが、高温冶金法による窒化物燃料リサイクルでは、照射済み燃料中のN-15を効率よく (90%程度) 再利用できるためN-15の濃縮コストが低減可能であり、試算によれば、湿式法での濃縮コストが250\$/gとすると、高温冶金法では100\$/g程度が期待できる。

[主な質疑応答]

Q N-15はどの程度まで濃縮するのが適当か？

A 99.9%。

Q Laの分離はどの程度？

A Fig.3に示すように、 LiN_3 の添加量に依存する。

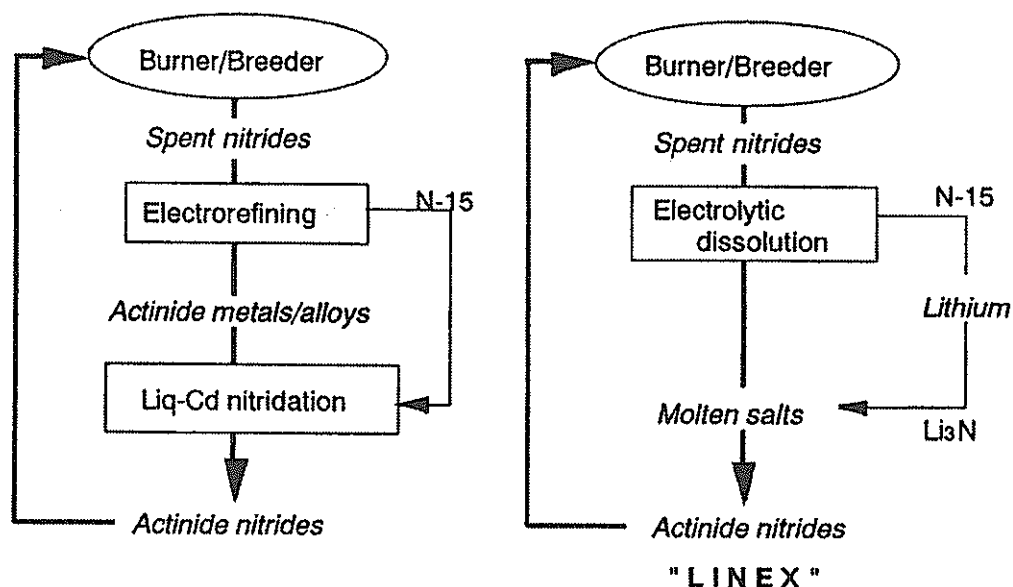


Fig.2 左図では、アクチノイド元素を陰極上に回収するため、窒化物燃料を溶融塩化物中で電解精製し、その後溶融Cd中で回収した金属を窒化物に転換する。右図では、窒化物を溶融塩化物中に溶解し、 Li_3N と反応させることにより窒化物を直接合成する（LINEXプロセス）。

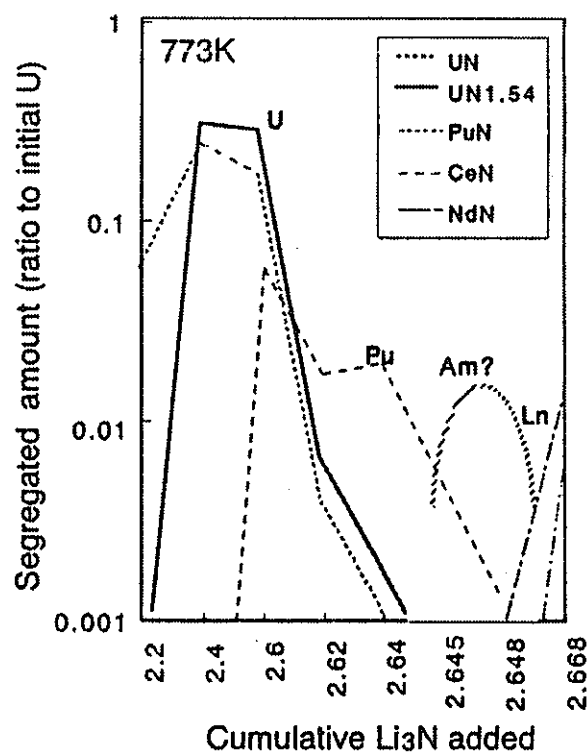


Fig.3 LINEXプロセスでは LiCl 等の溶融塩中に燃料を溶解し、そこに Li_3N を添加していくと、添加量の増加に従い、U、Pu、Amという順序で窒化物が合成される。

DRY SEPARATION PROCESS FOR ACTINIDE REMOVAL FROM PUREX WASTE

S. P. FUSSELMAN (Boeing North American) et. al.

[概要]

乾式分離法は、高レベル放射性廃棄物からのアクチニド元素の回収を目的に、オメガ計画の一環として開発が進められている。

本法は、脱硝過程、Clorination過程、還元抽出電解精製過程、及び廃棄物管理過程から成る (Fig.1) が、本報では、アクチニド元素を貴金属、希土類、及びアルカリ土金属族からなる核分裂生成物から分離する、還元抽出及び電解精製過程について述べる。

本法の目標は、PUREX法の廃棄物中に含まれるアクチニド元素の99%以上を除去し、除去したアクチニド元素を90%以上含むものとして回収することとしている。

[注目すべき事項]

- ・ 本報告では、実際の高レベル廃液こそ使用していないようであるが、USDOEから供給されたアクチニド元素を用いて試験を行っている。
- ・ 還元抽出において溶融塩相からのアクチニド元素の除去率は、ウランが99.88～99.96%、TRU元素が99.9%以上であった (Table 2)。
- ・ 電解精製において、溶融Cd相からのアクチニド元素の除去率は、ウランが92.6～99.6%、TRU元素が99%以上であった (Table 3)。

[主な質疑応答]

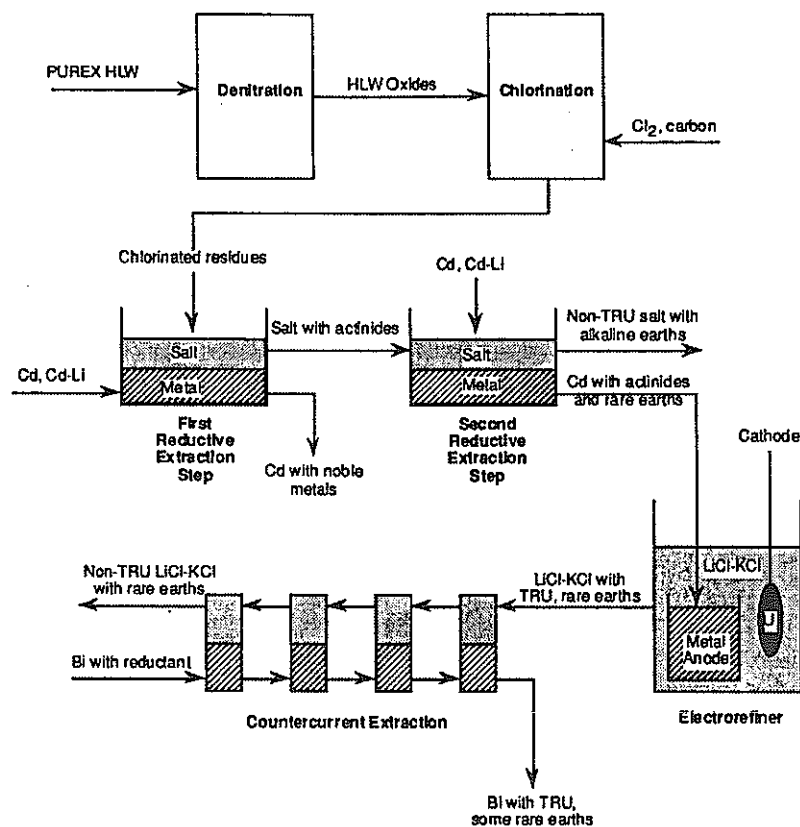


Fig.1 CRIEPIの乾式分離プロセスのフロー図

Table 2 還元抽出過程でのアクチニド元素の溶融塩相からの除去率

	T715	T721	Goal
U	99.88%	99.96%	>99.9%
Np	99.95%	99.99%	>99.9%
Pu	99.94%	99.98%	>99.9%
Am	99.91%	99.98%	>99.9%

Table 3 電解精製過程でのアクチニド元素の溶融Cd（陽極）からの除去率

	T707	T708	T709	T712	T721
U	99.6%	98.5%	98.3%	94.4%	92.6%
Np	>99.9%				99.7%
Pu	99.6%	99.3%	99.3%	99.3%	99.8%
Am					99.9%

SEPARATION OF TRUs FROM RARE EARTH ELEMENTS BY MULTISTAGE EXTRACTION IN LiCl-KCl/Bi SYSTEM

K. KINOSHITA, (CRIEPI) et. al.

[概要]

乾式分離法は、高レベル放射性廃棄物からのアクチニド元素の回収を目的として開発が進められている。本法は、湿式法に比べ、2次廃棄物の発生が少なく、処理施設もよりコンパクトになると期待されている。

本報では、開発の一環として、希土類元素とTRUsの分離効率を求めるため、773KのLiCl-KCl/Bi中におけるTRUsの分配係数を測定した。

実験は多段式の抽出器が用いられたが、その結果は単段の抽出からの推定と良く一致した。これらの結果から向流抽出でのTRUsの回収及び分離効率を推定したところ、TRUsの回収やTRUs/REsの分離境界は向流抽出によって同時に達成できることが示された。

[注目すべき事項]

- ・ 5段抽出を行った結果、それぞれのアクチニドに対し、回収率は99%以上であった (Fig.6)。
- ・ 多段抽出に関し、TRUsとREsの回収率の比を実験値と計算値とで比較したところ、両者の一致は優れており (Table 5)、分離効率は分離係数データを用いて推定可能であることが示された。

[主な質疑応答]

Q 実験に使用したTRUsはどの程度か？

A TRUsが60mg、希土類が1300mgである。

Q Liの濃度はどの程度か？

A Liの濃度は実験中に変動するため、一概には言えない。

Q Cmの分離係数は？

A 今回の実験でCmは使用していないが、Amと類似した挙動を示すと考えている。

Q Bi-Li系とCd-Li系の比較は？

A Bi-Li系は分離に優れている。一方、Cd-Li系ではEvaporationで精製できるが、Bi-Li系はできない。

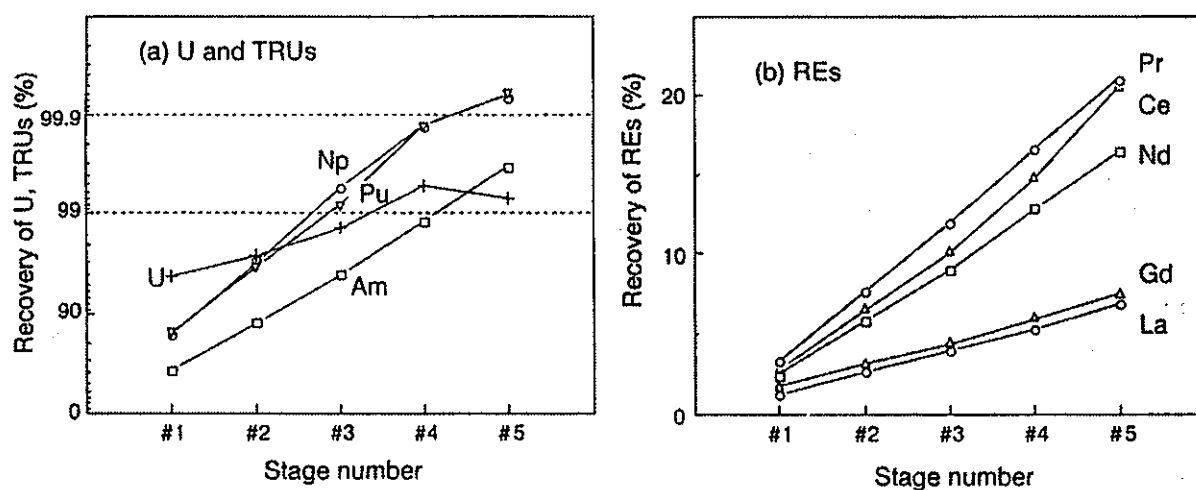


Fig.6 5段抽出の結果。それぞれのアクチニドに対し、回収率は99%以上。

Table 5 TRUsとREsの回収率の比に関する実験値と計算値との比較。両者の一致は優れている。

Number of stages	Experimental value	Calculated value
1	1.48	1.45
2	0.81	0.79
3	0.57	0.53
4	0.43	0.39
5	0.32	0.30

A 100% MOX Core Design Using a Highly Moderated Concept

R. Girieud, B. Guigon, R. Lenain, N. Barbet, E. Royer (CEA, France)

【概要】

PWRの燃料として、濃縮ウラン燃料を用いず100%MOX燃料を装荷し、プルトニウムの消費量を最大化する方法についての検討結果の報告である。このために、減速材対燃料体積比(V_m/V_f)を4とした燃料格子を考える。17×17燃料集合体を用いた場合、限界熱流束の観点から V_m/V_f を3.1以上にできないことが分かったため、ガイドチューブを設けた19×19燃料集合体考えた。ガイドチューブを配置を最適化することにより、局所出力ピーキング係数を1.04に抑えることができた。このような19×19の燃料集合体を設計することにより、燃料集合体の大きさを変更することなく、この V_m/V_f を4とすることができる。燃料の取り扱い方法としては、4×12ヶ月、3×18ヶ月、2×24ヶ月を考えた。どの方法で燃焼させても、減速材係数は燃焼期間中を通して負の値を取る。また、ホウ素反応度値は、 V_m/V_f を大きくすることにより、標準の V_m/V_f のMOX燃料炉心に比べて大幅に改善された。結果として、通常運転時の条件の下では、100%MOX燃料装荷の V_m/V_f を4とした過減速型(highly moderated)PWRが、中性子工学的にも、熱水力学的にも成立することが確認された。また、標準型PWRに比べて、プルトニウム消費量が大きく、かつ、マイナーアクチニド生成量が小さくなるという好ましい結果も得られた。そして、この原子炉を用いることにより、年間1.6トンのプルトニウムを消費することができる。現在、事故時の安全性解析についても進めているところである。

【注目すべき事項】

既存のPWRを用いて、燃料集合体の設計変更のみ(19×19集合体)で、 V_m/V_f を4にする事ができる。この炉心を用いることにより、年間1.6トンのプルトニウムを消費することが可能である。

【主な質疑応答】

- Q. 過減速の炉心の場合、燃料装荷量が減ることになります。この場合、燃料サイクルコストが大きくなると思いますが、燃料サイクルコストについてはどう考えていますか。
- A. 過減速にしているのは、制御棒値や減速材反応度係数を改善するためです。コストの点から見れば、燃料サイクルの期間が長い方が良いと言えるでしょう。

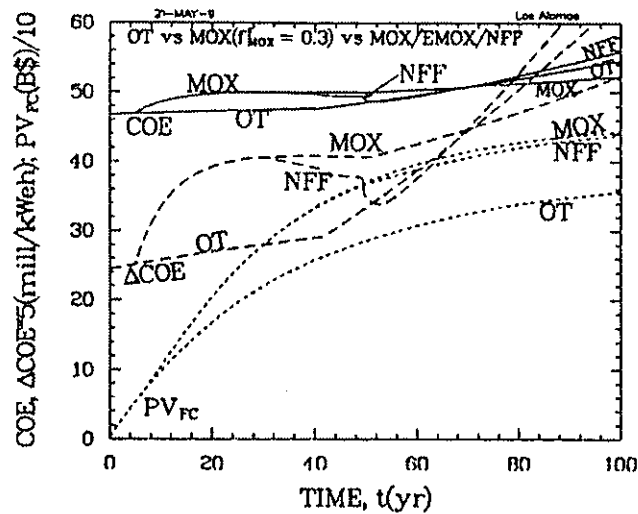


図1 81本のガイドチューブ付き19×19燃料集合体

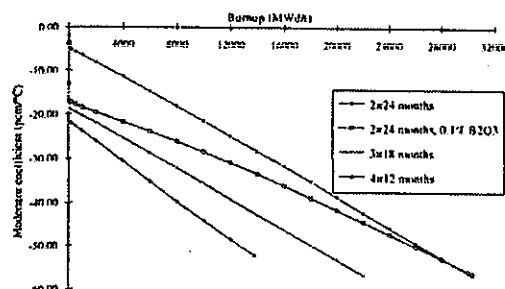


図2 減速材係数の燃焼に伴う変化

燃焼期間を通して、減速材係数は負の値である。最小値は-60pcm/°Cであるが、これは、標準型PWRとほぼ同じ値である。

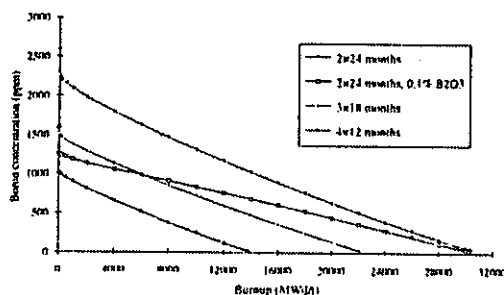


図3 ホウ素反応度価値の燃焼に伴う変化

ホウ素反応度価値は、 V_m/V_f を大きくしたことにより、標準の V_m/V_f のMOX燃料炉心の3pcm/ppmに比べて大きな値となっている。

A Fusion Breeder Fueled with Natural Uranium and Enhanced Safeguarding Capabilities

S. Sahin, T. Altinok, H. Yapici, E. Baltacioglu, B. Sarer, A. Sozen, S. Yilmaz(Gazi Univ.,
Turkey, Kara Kuvvetleri Komutanligi, Turkey, Erciyes Univ., Turkey, Gazi Univ., Turkey)

(報告者不在のため、発表は行われませんでした。)

【概要】

【注目すべき事項】

【主な質疑応答】

Unlimited Recycling of Plutonium in Light Water Reactors: A << New Proposal >>

LF. Durreet, JL. Nigon, P.Pradel(COGEMA, France)

【概要】

軽水炉でのプルトニウム利用を考える場合、以下のような点が問題となる。

- (1)プルトニウムの富化度が高くなればなるほど、制御棒や溶存ホウ素の価値が小さくなる。
- (2)軽水炉でのプルトニウム利用はPu-240やPu-242の蓄積を引き起こすため、プルトニウム富化度が高くなっていく。
- (3)LOCAなどの事故時において未臨界を保つためには、プルトニウム富化度をある程度低くする必要がある。

以上のように、軽水炉でのプルトニウム利用に関してはプルトニウム富化度に制限値があるため、濃縮ウランとプルトニウムの混合酸化物(MIX)燃料を提案する。このMIX燃料について、反応度係数、プルトニウムの同位体組成変化、経済性についての検討を行った。プルトニウム富化度を低くして濃縮ウラン濃度を高くすることにより、減速材係数とホウ素反応度価値が改善される。プルトニウムの同位体組成については、プルトニウム富化度を2%以下にすれば、その同位体組成は3から5回の燃料サイクルで平衡に達する。経済的には、MIX燃料と通常の UO_2 燃料のコストは同程度となる。

【注目すべき事項】

特になし。

【主な質疑応答】

Q. MOX燃料の製造コストが、MIX燃料の製造コストより大きくなる条件を教えてください。

A. 基本的に、Pu燃料の方がU燃料より製造コストが大きくなりますが、プルトニウムの同位体組成などによって異なります。

表1 減速材係数

Pu content	Beginning of cycle	End of cycle
0%	- 13 pcm/°C	- 40 pcm/°C
2%	- 30 pcm/°C	- 45 pcm/°C
4%	- 35 pcm/°C	- 53 pcm/°C
6%	- 35 pcm/°C	- 53 pcm/°C

プルトニウムの量が増えるにつれて、減速材係数の絶対値も大きくなる。

表2 ホウ素反応度価値

Pu content	Efficiency in pcm/ppm
0%	- 9
2%	- 5.5
4%	- 4
6%	- 3.5

プルトニウムの量が増えるにつれて、ホウ素反応度価値の絶対値も小さくなる。MIX燃料を使えばプルトニウム量を減らせるので、減速材係数の絶対値は小さく、ホウ素反応度価値の絶対値は大きくできる。

表3 プルトニウム同位体組成の変化

Pu vector	Enr. U5	Pu content	Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242	Am241
1st generation	3.44%	3.2%	4.2	47.7	23.4	12.5	8.6	3.1
2nd generation	3.89%	3.2%	5.9	40.2	23.7	13.5	13.4	4.0
3rd generation	4.10%	3.2%	7.5	35.9	22.0	12.7	17.7	4.2
4th generation	4.13%	3.2%	8.3	35.4	19.5	11.5	20.8	4.1
5th generation	4.14%	3.2%	9.0	35.7	17.4	10.7	23.4	3.6

プルトニウムは劣化していく傾向にあり、U-235の必要量が増える。MIX燃料のプルトニウムを2%とすれば、3～5回照射を繰り返せば、プルトニウムの変化は平衡に達する。
(といているが、この表には3.2%の時の結果しかないため、明らかでない。)

Preliminary Assessment on Compatibility of DUPIC Fuel with CANDU-6

H. Choi, G.H. Roh, C.J. Jeong, B.W. Rhee, J.W. Choi(KAERI, Korea),

C.R. Boss(AECL, Canada)

【概要】

CANDU炉での新しい燃料の概念であるDUPIC(Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU)燃料について行った予備解析結果の報告である。DUPICとは、加圧水型原子炉(PWR)の使用済み燃料に対して、乾式再処理法による機械的、化学的操作のみを加えて、直接、CANDU炉の燃料として利用する概念である。DUPICのリファレンス燃料として、核分裂性物質が1.46wt%、核分裂生成物が0.57wt%含まれているものを考えている。現段階では、DUPIC燃料に関して直接測定したデータはないため、主に、モンテカルロ計算コードMCNP-4Bと、これまでの天然ウランを燃料とするCANDU炉解析用計算コードを用いて、DUPIC燃料の成立性について検討を行った。

燃料の処理方法、炉心の安全性、燃料の取り扱い方法、経済性などの観点から検討を行った結果、CANDU炉のハードウェアを変更しなくても、DUPIC燃料の利用可能性があることが分かった。ただし、その成立性を確認するためには、更に進んだ検討が必要である。

【注目すべき事項】

CANDU炉でPWRの使用済み燃料を直接利用するDUPICの概念が、予備解析の結果、実現可能であると示された。

【主な質疑応答】

Q. CANDU炉では、ボイド反応度係数は正だと思いますが、DUPIC燃料の場合、天然ウランと組成が異なるので、ボイド反応度係数が変わると思います。その影響について教えてください。

A. DUPIC燃料についても、ボイド反応度係数は正ですが、許容範囲内となっています。

(図・表については、Proceedingsに載っていないため、省略する。)

A MODULAR RECYCLING PLANT CONCEPT FLEXIBLE TO FUTURE FUEL CYCLE DEMANDS

M. ASOU (TEPCO), et. al.

【概要】

ロシアRIARが提唱する酸化物高温冶金法（Fig.1）に基づくモジュラー型リサイクル施設の概念について検討した。

このようなモジュラー型はそのモジュールの数を調整することにより、LWRからFBRに遷移していくペースにサイクル側も容易に合わせることができる特長がある。今回の検討では、200tHM/yの軽水炉燃料、及び75tHM/yのFBR燃料の処理を想定しており、そのマスバランスはRIARで実際に燃料を扱ったデータから、評価した。

【注目すべき事項】

- ・ 第2民間再処理工場は2010年ごろ何らかの判断が行われる。したがってその時までには、経済性、各不拡散性、Radiotoxicity、導入の柔軟さ、といった観点で多様な検討が必要である。
- ・ 本法を最近進められてる改良湿式法（イオン交換法、結晶化法）と比較した。その結果、酸化物高温冶金法のセル容積は改良湿式法の1/1.5～1/2と推定された（Fig.10）。
- ・ 酸化物高温冶金法では高密度の燃料粒が化学分離過程から直接得られるため、湿式法で必ず必要となるMOXの製造過程が不要である。

【主な質疑応答】

Q 本法と金属燃料サイクルとの比較はどうか？

A セルの大きさはほぼ同等であろう。本法はその製品が酸化物であることから、金属燃料に比べ、現行の日本の燃料サイクルシステムに適性が高いと考えている。

Q 酸化物とはいってもバイパック燃料である。このような燃料が日本において許認可を取得できる見通しは？

A 許認可性のみならず、AccountabilityやCriticalityも含め、今後検討していく。

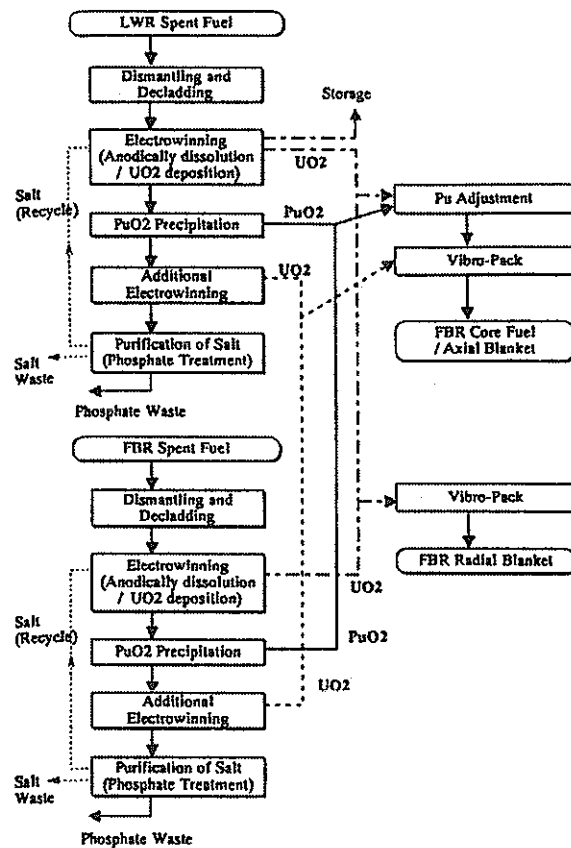


Fig.1 酸化物高温冶金法のフロー図

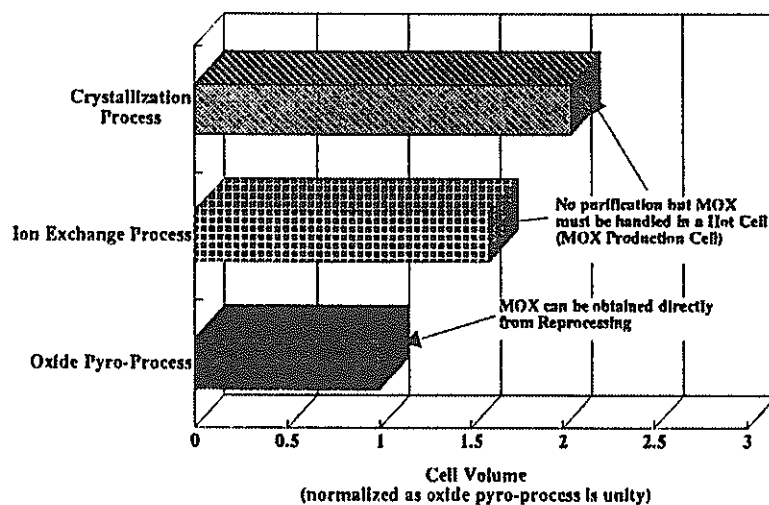


Fig.10 酸化物高温冶金法と改良湿式法とで化学分離過程におけるセルの大きさを比較した結果。酸化物法によるセルはおよそ1/1.5~1/2の大きさで推定された。

SAFETY ANALYSIS OF FUEL CYCLE PROCESSES BASED ON “DRY” PYROCHEMICAL FUEL REPROCESSING AND VIBROPAC TECHNOLOGY

A. P. KIRILLOVICH (RIAR), et. al.

【概要】

原子炉施設の安全解析を参考に、酸化物高温冶金法による核燃料施設の固有の安全性について検討を行った。

本法の特徴として以下の点が挙げられる。

- ・ 水や有機物を一切使用しない。
- ・ 全ての化学処理は一つの密封された容器で行われる。
- ・ 再処理の製品はほぼ直接燃料製造に供給可能である。
- ・ 高レベル廃棄物は固体であり、再処理プロセスから直接濃縮されて排出される。

これらの点について、核分裂安全性、一般化学安全性、シビア事故時の影響、廃棄物の状況、及び核不拡散性の観点から検討を行った。その結果、ほとんどの点で湿式法と同等かより優れていた。

【注目すべき事項】

- ・ UO_2 なら90%濃縮ウランに対し、39kgまで一つの反応槽で取り扱うことが可能。
- ・ 同様に PuO_2 の場合では、30kgまでの核燃料仕様の PuO_2 を一つの電解槽で取り扱うことが可能。

【主な質疑応答】

Q 現在、どの程度の燃料が処理できるのか？

A 2tMOX程度。

Q 反応槽としてパイログラファイトが使用されているが、他には何か候補材はないのか？セラミックスは？

A グラファイトは構造材だけでなく、化学反応にカーボンを供給する役割も担っている。セラミックスは他に複雑な化学反応を引き起こす可能性があり、慎重に検討すべき。

Table 1 酸化物高温冶金法による燃料サイクル施設の固有の安全性

Inherent safety evaluation criteria for the fuel cycle processes			
No.	Criterion	Dimensional representation	Value
1	Direct plutonium yield into the final product	%	99.3 - 99.7
2	Plutonium share in products fed back into the process cycle	%	0.2 - 0.6 (in some cases up to 3)
3	Possible irretrievable losses	%	less than 0.015
4	HLW release	kg/kg fuel	1.0
5	Radiation resistance of HLW	W/cm ³ gr	3.5 3.5 * 10 ⁷
6	Thermal resistance of HLW (prior to vitrification)	°C	500-900
7	Chemical resistance of HLW (prior to vitrification): • leaching on ¹³⁷ Cs • ¹³⁷ Cs release into gas phase	g/(cm ² *day) g/(cm ² *day)	1*10 ⁻⁵ - 1*10 ⁻⁴ 1*10 ⁻¹¹ - 4*10 ⁻⁸
8	Activity release into aerosols (alpha-emitters)	% of fuel activity	<1*10 ⁻³
9	Volumetric activity of alpha-nuclides in the atmosphere of shielded cells and boxes when using power grade plutonium	Bq/l	< 37.0

Table 2 安全性の比較。ほとんどの点で酸化物高温冶金法が優れているとしている。

Comparison of «inherent» safety of different reprocessing methods			
	PUREX	Fluoride-volatility	Pyrochemical
1. Nuclear safety	low	high	high
2. All kinds of chemical safety (explosion, fire, corrosion, etc.)	low (presence of water, acids, org. phase, etc.)	average (presence of fluorine)	average (presence of chlorine)
3. Possible impact on the environment under severe accident conditions: (forms of contamination) • on air • on water • on soil	slight strong marked	strong slight marked	slight slight slight
4. State of HLW upon reprocessing	liquid	solid (and gas)	solid
5. Resistance to unauthorized use of nuclear materials (non-proliferation)	weak	average	high

EXPERIMENTAL, ECONOMICAL AND ECOLOGICAL SUBSTANTIATION OF FUEL CYCLE BASED ON PYROELECTROCHEMICAL REPROCESSING AND VIBROPAC TECHNOLOGY

V. B. IVANOV (RIAR), et. al.

【概要】

世界レベルでの人口増加、エネルギー需要増加に対応するためには、安全で且つ高効率のエネルギーシステムを導入する必要がある。このシステムは①クローズドシステムであり、②必要な結果に対して最適化され、且つ③高い固有の安全性を有している必要がある。

これらの点に関し、RIARが有する酸化物高温冶金法による再処理技術、バイパック燃料製造、照射技術を組み合わせたシステムについて、RIARのこれまでの実績、現在及び今後の計画を基に、検討をおこなった。

【注目すべき事項】

- ・ 高温冶金法により、およそ2 t近いMOX燃料の処理を行った実績を有している。
- ・ バイパック燃料については、400以上のMOX燃料集合体、15000本以上のMOX燃料ピンの製造実績を有している。
- ・ 今後のあるいは進行中のR&Dについても、熱中性子炉でのバイパック燃料照射やDOVITA計画等、興味深い計画を有している。

【主な質疑応答】

- Q 低除染は確かに核拡散耐性が高いと思われるが、一方、長距離の燃料輸送を行う際には事故のリスクが高いのではないか？
- A 酸化物高温冶金法では施設が大変コンパクトであるため、原子炉施設との共同立地が可能であり、輸送は問題にならない。（米国のIFRと同様の考え方。）
- Q 金属燃料サイクルについてはどう考えるか？
- A 金属燃料高温冶金法についても実験レベルでは検討を行った。しかし、世界中で使用されている酸化物燃料のほうがさまざまな点で利点が多いと考えている。

Table 1 RIARにおける革新技術の使用実績

Oxide Fuel Production and Reprocessing by
Pyrochemical methods in RIAR

Type of fuel	Amount, kg	Production period, year	Reactor	
PYROCHEMICAL PRODUCTION				
UO ₂	1650	1976 - 1997	BOR-60	
	739	1983, 1993	BN-350	
	120	1988	BN-600	
	535	1988 - 1989	RBT-10	
PuO ₂ UPuO ₂	100	1980 - 1982	BOR-60	
	875	1983 - 1992	BOR-60	
	75	1984	BN-350	
	370	1987, 1990	BN-600	
	277	1989 - 1992	BFS	
PYROELECTROCHEMICAL REPROCESSING				
Type of fuel	Burn-up	Weight, kg	Year	Reactor
UO ₂	1%	1	1968	VK-50
UO ₂	7.7%	2.5	1972-73	BOR-60
UPuO ₂	4.7%	4.1	1991	BN-350

MANUFACTURE OF FUEL PINS
WITH VIBROPACKED OXIDE FUEL

Kind of fuel	Reactor	Amount of FAs, numbers	Amount of fuel pins, numbers
UPuO ₂ (p.g.)	BOR-60	426	15762
UPuO ₂ (w.g.)	BN-350	2	254
UO ₂ (reg.)	BN-350	7	889
UO ₂ (reg.)	BN-600	6	762
UPuO ₂ (w.g.)	BN-600	6	762
UPuO ₂ (p.g.)	BN-600	4	508
UPuO ₂ (w.g., p.g.)	BFS	8	1016
UO ₂ (reg.)	BOR-60	235	8695

p.g. - power grade Pu; w.g. - Weapon grade Pu;
eg. - enriched U after reprocessing

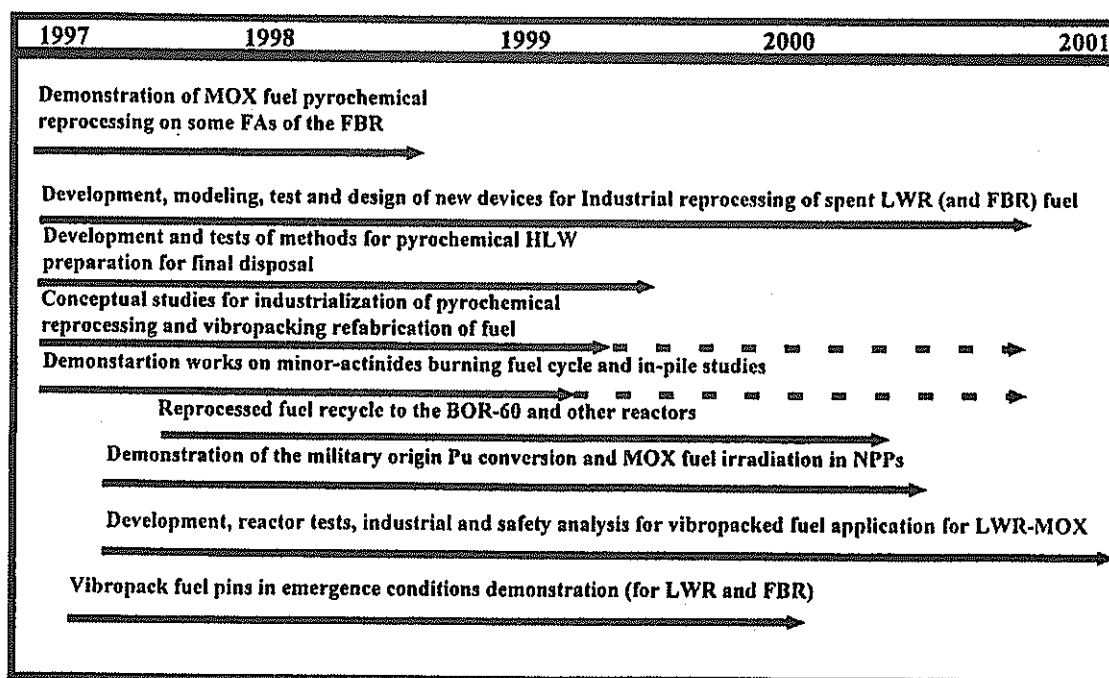


Fig.3 RIARにおける今後の燃料サイクル関連R&Dの方向性

PYROELECTROCHEMICAL REPROCESSING OF IRRADIATED FBR MOX FUEL.III. EXPERIMENT ON HIGH BURNUP FUEL OF THE BOR-60 REACTOR

A. V. BYCHKOV (RIAR), et. al.

【概要】

20at%を超えるきわめて高い燃焼度まで高速炉で照射したMOX燃料を用いて、酸化物高温冶金法による再処理試験を行った。

試験に供した燃料は、BOR-60で21at%、及び24at%まで照射したバイパック燃料である。試験は3段階に分けられ、第1段階では試験条件の設定を中心に行い、第2段階では主として燃料の再処理作業、あるいはその際の放射線状況のチェックを行った。第3段階では得られた製品や廃棄物の分析が行われ、また、全ての結果に対し、総合的な検討が加えられた。

今後は、照射済み燃料の再装荷を繰り返し行う試験、MA添加燃料の再処理試験(DOVITA)等の試験を進める計画である。

【注目すべき事項】

- ・ 95.55%のPuが顆粒状の製品として回収され、0.36%のPuが陰極に析出していた。(Fig.3及びTable 1)
- ・ 大部分のNpは陰極に析出したUO₂中に含まれていた。
- ・ 大部分のAmはりん酸塩として析出しており、一部はUO₂やPuO₂と共析していた。

【主な質疑応答】

Q 塩化物から酸化物への転換比はどの程度か？

A 複雑である。

Q 高燃焼度燃料の脱被覆は？また、ペレット燃料の場合はどうか？

A バイパック燃料であるため容易であり、被覆管の両側にスリットを入れるだけで簡単に除去できる。ペレット燃料の場合でも、UO₂の酸化(→U₃O₈)や被覆管の水素化により対処している。

Q 大量のUO₂燃料を処理する場合はどのようなデザインに？

A 大きさは直径2m。セラミックスも内張りに仕様可能。PuO₂は複雑な化合物を作る。パイログラファイトは処理状況の予測、制御が容易。

Table 1 処理した製品の主な特徴

Characteristic	Initial Fuel	UO ₂ -1	PuO ₂	UO ₂ -2	Phos-phates	Spent El-lyte
Mass, g	3258	489	504	1510	442	8114
Contents:						
U, mass %	54.6	84.7	1.7	86.6	<0.001	<0.001
Pu, mass %	12.6	0.3	77.4	0.3	<0.001	<0.001
Np, mass %	0.54**	2.0	7.7×10^{-2}	0.33	5.7×10^{-2}	0
Am, mass %	0.47	2.6×10^{-3}	0.54	3.5×10^{-2}	2.5	1.5×10^{-3}
Cm, mass %	1.8×10^{-3}	1.3×10^{-5}	0	1.5×10^{-4}	1.1×10^{-2}	5.7×10^{-7}
Activity of FPs:						
Ru(Rh)-106, Ci/g	0.14	1.1	0.13	2.2×10^{-2}	9.5×10^{-4}	5.5×10^{-5}
Sb-125, Ci/g	1.3×10^{-2}	9.8×10^{-3}	2.1×10^{-3}	9.5×10^{-4}	6.2×10^{-4}	3.0×10^{-5}
Cs-137, Ci/g	1.0×10^{-1}	1.1×10^{-4}	2.0×10^{-4}	8.0×10^{-5}	4.6×10^{-4}	5.6×10^{-2}
Ce(Pr)-144, Ci/g	0.21	5.3×10^{-3}	5.3×10^{-2}	1.9×10^{-3}	2.6	6.6×10^{-3}
Eu-154, Ci/g	3.0×10^{-3}	7.9×10^{-3}	5.8×10^{-4}	1.4×10^{-3}	2.4×10^{-2}	1.7×10^{-4}

** Np was specially added to initial spent fuel

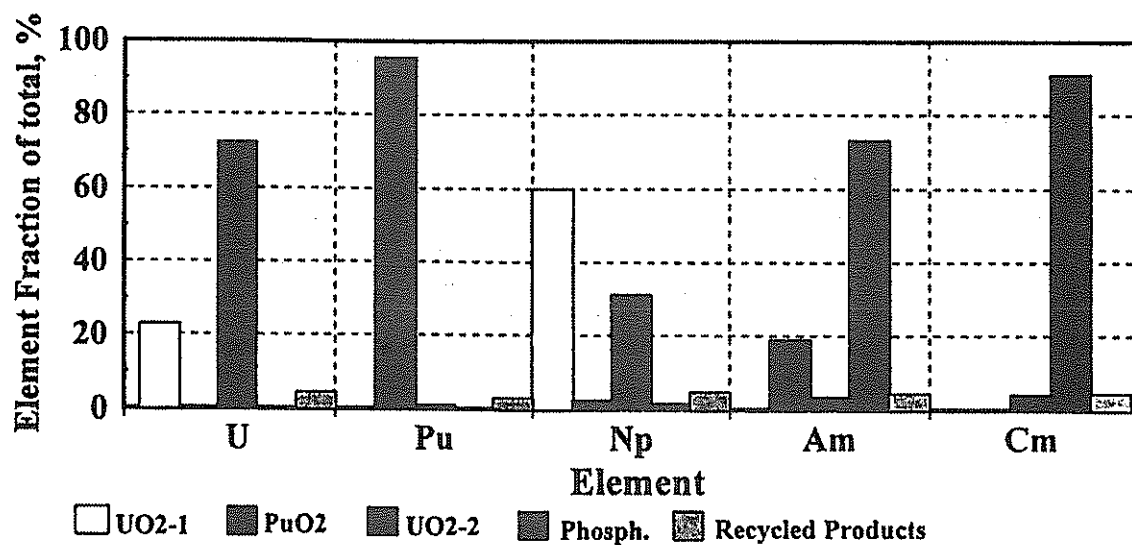


Fig.3 アクチニド元素の各製品への分配