

原環センター トピックス

RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT FUNDING AND RESEARCH CENTER TOPICS

2015.12.NO.116

目 次

センターの活動状況	①
核燃料サイクル分野の横断的研究から見てきたこと	③

センターの活動状況

I 成果等普及活動の実施状況

平成27年度 第2回原環センターセミナーの開催

中堅技術者・研究者むけ第2回原環センターセミナー「放射性廃棄物最終処分安全評価の基礎Ⅱ」を以下のとおり開催しました。このセミナーでは、基礎的内容から重要な課題を抽出し、より詳細な講義と受講者・講師の質疑応答を通じて、理解を深めていただきました。

開催日時：平成27年10月29日（木） 10:30～18:00

開催場所：京都大学東京オフィス 第2、3会議室

講師：公益財団法人原子力安全研究協会

技術顧問 朽山 修 氏

講義：講義1 放射性廃棄物の管理(処理処分)とは

講義2 放射性廃棄物処分の安全確保の構造

講義3 放射性廃棄物処分の安全評価とセーフティケース

総合討論



平成27年度 第3回原環センターセミナーの開催

第3回原環センターセミナー「放射性廃棄物最終処分安全評価の基礎Ⅲ」を以下のとおり開催しました。このセミナーでは、安全評価の基礎的知識を持つ技術者・研究者を対象に、簡単な安全評価解析演習を通じて、安全評価から見た放射性廃棄物最終処分の全体像をより深く理解していただくことを目標としています。基礎知識講義の後、簡便なプログラムを用いた解析演習を行い、実践的知識を深めていただきました。

開催日時：平成27年11月12日（木） 9:30～17:00

会場：東海大学高輪キャンパス1号館 第2会議室

講師：東海大学工学部原子力工学科 教授 大江 俊昭 氏

講義：課題1 放射性廃棄物処分の安全評価解析の基礎

I. 浅地中ピット処分の事例分析

II. 地層処分の事例分析

課題2 放射性廃棄物処分の安全評価解析の演習

I. 有限差分法による放射性核種移行解析

II. 地層処分の総合安全評価

課題3 原子力発電所事故による汚染廃棄物の評価



平成27年度 原環センター研究発表会の開催

平成27年度原環センター研究発表会を約110名のご来場を頂き、開催しました。高橋理事長の開会挨拶に引き続き、当センターから研究発表3件と独立行政法人国立高等専門学校機構福島工業高等専門学校特命教授、北海道大学名誉教授 佐藤正知氏による特別講演「核燃料サイクル分野の横断的研究から見えてきたこと」を行いました。

日時：平成27年12月3日（木）13:30～16:45

会場：星陵会館ホール（星陵会館 2 階）

プログラム：

1. 理事長挨拶

2. 研究発表

(1) 原環センターにおける調査研究の概要

常務理事 田中 俊彦

(2) オーバーバックの品質／健全性一評価・製作・初期条件からなるシステムの構築ー

処分工学調査研究プロジェクト プロジェクト・リーダー 小林 正人

(3) 余裕深度処分施設の施工技術の確証ー地下環境下・実規模大の地下空洞型処分施設の構築を例にー

基準規格・L1プロジェクト チーフ・プロジェクト・マネジャー 秋山 吉弘

3. 特別講演 核燃料サイクル分野の横断的研究から見えてきたこと

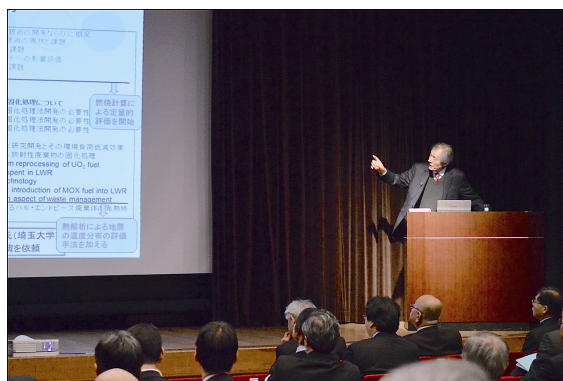
独立行政法人国立高等専門学校機構

福島工業高等専門学校 特命教授

北海道大学名誉教授 佐藤 正知



高橋理事長の開会挨拶



特別講演
佐藤正知氏



研究発表(1) 田中常務理事



研究発表(2) 小林PL



研究発表(3) 秋山CPM

核燃料サイクル分野の横断的研究から見えてきたこと

独立行政法人国立高等専門学校機構

福島工業高等専門学校 特命教授

北海道大学名誉教授 佐藤 正知

本稿は、平成27年度原環センター研究発表会の特別講演「核燃料サイクル分野の横断的研究から見えてきたこと」を再構成したものです。

1. はじめに

核燃料サイクルの分野で問題が顕在化しておりますけれども、欧米の先例がある時代の原子力研究開発は概ねうまくいっていたと思います。欧米に追いついた後と大ざっぱには言って良いのかと思いますが、研究開発への向き合い方がうまくいっているのだろうかと心配しています。何か取り組みをして、こんな進め方もあるではないかとやってみたほうが良いと思っていました。10年以上も前になりますけれども、いろいろと周りの方々のお力添えをいただきまして、原子力安全研究協会（以下、原安協）にサイクル基本問題懇談会（以下、サイクル基本懇）を原安協の自主研究として立ち上げ、サポートしていただきました。いろいろな委員の方々に助けていただき、サイクルが抱えている問題の一端について検討を続けました。

福島第一原子力発電所事故の後、しばらくしてサイクル基本懇が中断となり、その後、原環センターで自主研究として平成26年度から、ご支援を得ています。こういう中で、バックエンド分野から「核燃料サイクル分野の横断的研究から見えてきたこと」というタイトルでお話をさせていただきたいと思えます。

1.1 問題の顕在化の背景

まず、高燃焼度化の進行の話をしていただきたいと思います。1990年までは、28,000MWd/MTUぐらいの燃焼度が続いておりました。けれども、使用済み燃料が次第に蓄積していく中で、経済性の向上と使用済み燃料の発生量の削減を目指して、90年代に入ってから33,000、48,000、55,000 MWd/MTUと高燃焼度化が進みました。高燃焼度化が進みますと、ウラン238が中性子を吸収して、ウラン239になって、ベータ崩壊をしてネプツニウム239に変わり、それがもう1回ベータ崩壊をしてプルトニウム239になるも

のですから、ウラン235とともにプルトニウム239が燃えるわけです。核燃料サイクル的にとらえてみますと、注目すべき課題が出現しました。図-1を見ていただきますと、これはウラン235とプルトニウム239の核分裂収率（Fission Yield）です。ふたこぶラクダのようになっておりまして、熱中性子（Thermal）でも高速中性子（Fast）でも、ウラン235であろうが、プルトニウム239であろうがほぼ同じに見えるのですが、パラジウムの辺りだけが少し違っているのです。白金族核分裂生成物（白金族FP）はまさにこのところにありまして、プルトニウムが燃えますと、ルテニウム、ロジウム、パラジウム（Pd-106）といった白金族FPが多く生成いたします。白金族FPの増加はこのあとお話しするガラス溶融炉の短寿命化につながるわけです。

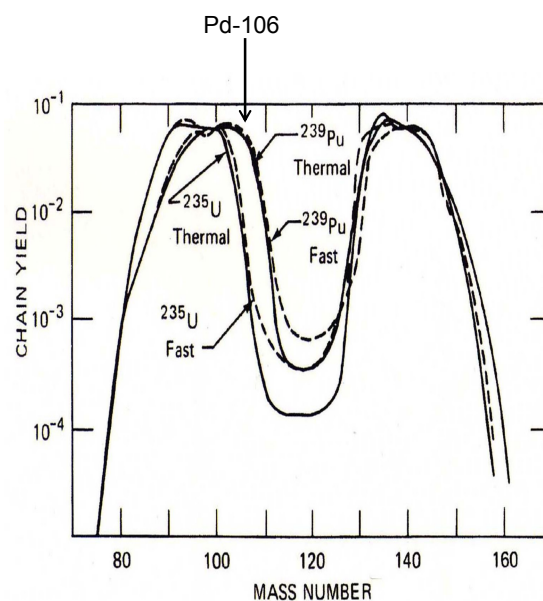


図-1 核分裂生成物の収率

さらにはモリブデンの生成量がどのようになるのだろうか、関心が高まる訳です。なぜならば、モリブデンはガラスに固溶し難い元素だからです。

それから、プルトニウムは核分裂するのですが、同時に中性子を吸収もするので高次プルトニウムが生成します。これらがベータ崩壊してアメリシウムであるとかキュリウムであるとか、あるいはそれが

また α 崩壊してプルトニウム238が生成するわけですから、こういうことが核燃料サイクルの上流側で起こると、それらが長期の発熱の原因になりバックエンドに影響を与える可能性が出て来ます。

バックエンド側としては、これを受けて、処分にに向けて取り組まなくてはならない役割なのですから、いろいろな課題が出てくる背景があり、これにどう向き合えばいいのか検討することになりました。

1.2 欧米の先例がある原子力研究開発に対して、欧米に追いついた後の研究開発への向き合い方が課題

バックエンドにおける問題の顕在化の一例を紹介します。日本はアメリカとドイツと軌を一にしたガラス固化技術開発を進めて来たのですが、米国の技術開発は、早くから進められてきた歴史がありました。70年代後半以降、米国で比較的低燃焼度の使用済み燃料、一部を除き軍事用で、これを再処理した高レベル放射性廃液が大量にタンクに貯蔵されておりました。高レベル放射性廃液を固化処理できる技術として、処理量を増やせる廃液供給セラミック溶融炉（以下、LFCM）を用いたガラス固化の技術開発が進められていたわけです。燃焼度が低いことから、白金族FPはほとんど含まれていませんでした。そういうことで日本やドイツでは、アメリカの技術開発がうまくいっているということで、これは私の表現で、表現が悪かったらお叱りをいただきたいと思いますが、日本でもドイツでも、LFCMに基づくR&Dが推進された事情がございました。

1990年代に至るまでに、日本のガラス固化の研究開発が成果を上げ、旧動燃事業団の東海ガラス固化技術開発施設（TVF）に適用され、さらに六ヶ所再処理工場へというようになった訳であります。

この技術開発の進展の背景には、低燃焼度というキーワードを忘れないようにしたいのですが、うまくいったのでありますから、当然のことながら研究開発段階から実用段階に移行したというような判断がなされやすいわけです。そういう判断がなされ、国の予算の面から、材料の研究開発の技術者が次第に削られて、研究開発の重点が工学的試験研究に移っていきました。これもガラス固化の分野に話を絞ると、それはそうなることが理解できるわけです。

こういうことが進みながら、一方で1990年代に入ってもう一つのことが、これとは独立に進行したと受け止めております。もし独立に起こったのでなければ、両者連携してうまくいったかもしれません。もう一つのことは、燃料貯蔵プールがいっぱいになる状況が差し迫ってきて、使用済み燃料の発生量の削減、経済性向上の観点から、軽水炉の高燃焼度化が進みました。そして、さらにプルトニウムが初

めから入っているMOX燃料の利用が始まりました。

このようにして、プルトニウムの燃焼により白金族FPの生成量が増加しまして、ガラス溶融炉の開発に新たな課題が生じることになりました。加えて、高次のプルトニウムが生成され、アメリシウム241、これは半減期が432年でありますし、そういうような長期発熱対策が新たな課題になっていくという懸念があったと思います。

戦後しばらくは欧米諸国からの技術導入の時代が続きました。私どもの先輩の方々が非常に努力されて、技術導入の時代は大きな成果を上げたと思っております。しかしながら、追いついて行きますと、一方で間もなく導入の時代からリスクを伴う自主開発にも力を注がざるを得ない、先行き不透明な時代に向き合うことになります。こういうことを早めに意識する必要があったのだらうと思います。それぞれの分野を支える部門別の研究、これを縦型研究開発体制と呼ばせていただきます。この維持とか発展とか、あるところは少し規模を縮小するとか、あるところは拡大するとか調整が必要とは思いますが、この部門別研究は依然として非常に重要であります。それとともに、今度は分野横断的な研究開発が求められるようになったと考えております。

2009年にマサチューセッツ工科大学（MIT）が公表したレポート^[1]を読んでもと、次のようなくだりがありました。“Once choice is made they will have major and very long-term impacts on nuclear power development”と記述されております。いったん意思決定あるいは選択がなされますと、その選択は、長きにわたって原子力の研究開発に大きな影響を与え続けることをMITのレポートは述べていると思います。核燃料サイクル全体を中長期的な視点で見ながら、常に選択肢を用意して時代の変化に柔軟に、言葉ではやさしいのですが実際には難しいと思いますが、対応することが求められる時代になっていたのだらうと思います。

少し話を整理しますと、核燃料サイクルの上流側での動き、例えば高燃焼度化の推進、それからバックエンド側での対応、両者が連携を保つ状況になっていなくて、さらにその後の柔軟性の不足から対応が遅れて、問題が顕在化したと思います。こういうようなことが今後も起こる可能性があるものですから、問題の発生をうまく避けるには日頃からどういう取り組みが必要なのかと考えておりました。

自主開発に注力せざるを得ない先行き不透明な時代を迎える中で、原子力研究開発の過程で見過ごされてきた検討課題、あるいは研究開発体制のあり方、予算策定のあり方、それから評価のあり方、評価といってもロングタームの評価とショートタームの評価でそのあり方も違うのだらうし、そういう検討課題を抱えている状況にあります。

私としては科学技術を進める立場に立って向き合っていきたいという思いがあります。それで、今後の研究開発の方針決定であるとか、政策決定に必要な科学技術的な知見、これを科学技術の立場から、バックエンドの視点から、核燃料サイクルをやや長い目で見渡す中で議論し整理して、今後の原子力研究開発に貢献することが期待されているのではないかと考えました。そのための一つのアプローチを探ってみたということです。

そこで取り組んだのが、この核燃料サイクル分野の横断的な研究ということでした。その原安協・サイクル基本懇で8年ぐらい続けまして、国際会議のプロシーディング・リポートと、フルペーパー3編^{[2]~[4]}を多くの委員の先生方の協力を得て公表いたしました。そういう取り組みから見えてきたことについて触れさせていただきたいと思います。

2. サイクル分野横断的取り組み

今度は具体的にサイクルの分野横断的な取り組みとは一体何かということでございます。

2.1 議論された課題と進め方

もう10年以上前になりますが、平成16年の1月にサイクル基本懇がスタートいたしました。そのときに私は日本のガラス溶融炉（LFCM）はうまくいっていないのではないかと強く感じておりました。それでいろいろな大学の関係者を含めて議論したほうが良いのではないかと思います、核燃料サイクルのいろいろな分野の方々に参加していただいて、横断的研究をスタートしたわけです。核燃料サイクルが抱える優先順位の高い課題に対して取り組みたいと思い、しばらく1年以上かけて、何回も委員の間で議論をいたしました。優先順位の高い課題について委員の間で議論をすると、委員の方々の専門分野が違うものですから、私はこの分野、こういう検討課題が大事だ、いやいや私はこういう課題が大事だと思う、ということになって、結局、全体としての優先順位付けが難しいということになりました。もうこれでこのサイクル基本懇は駄目だなあと、私は悲観的になっておりました。いろいろな人に相談したり、自分でも考えたりして、ここで引き下がる訳には行かないということで、委員の皆様と一緒に少し仕事をしながら課題を見つけていく、そうすると少し違った展開になるのではないかと思います。専門家の委員会で議論するだけではなくて、一緒に何か仕事をし、あるいは議論をしたものを宿題として出して別のチームに検討してもらって、その結果を戻して、また議論をして、行ったり来たりしながらやっていると前に進むのではないかと、そういう感じです。それで、炉物理を専門とする東北大学の岩崎先生にも加わっていただき、燃焼計算による定量的な評価を

開始しました。先生には、大変ご苦勞をおかけしました。バックエンドのほうからは、こういう条件で計算してほしい、ここをこう変えてほしいということで、そのたびに計算し直しという状況でした。そういうことに岩崎先生は忍耐強く応えてくれました。崩壊に伴う熱影響は非常に重要でありまして、熱解析の手法も取り入れることで取り組みが続いたわけでございます。

こういう過程で、いろいろなご専門の方々に講演をお願いしまして、意見交換し議論を重ねました。

今の話を整理しますと、様々な項目について繰り返して議論をしても、いろいろな分野の専門家が議論をするだけでは、取り組むべき課題に優先順位を付けることが困難でありました。次に何をやるべきかという課題を抽出できれば、その課題にチームで向き合い、解決の方向に向かうのです。けれども、検討課題の優先順位を付けることが非常に難しかった。それで、定量的評価手法を取り入れまして、そこで出た結果に基づいて議論をして、その中から新たな課題を見つけて議論をするということを繰り返していった、やるべき仕事を決めていった、絞り込んでいったということです。

2.2 活動の中で浮かび上がった課題-高燃焼度化やMOX燃料の利用による影響

簡単な燃焼計算と熱解析の手法を用い、中長期的な視点に立って取り組みました。今後どのような問題に直面し、どう克服できる可能性があるかに関して、選択肢を提示することで良いのではないかと考え仕事を始めました。それでは具体的に何をやるのかと言うことになるわけですが、2つに絞られました。

一つは高燃焼度 UO_2 及びMOXの使用済み燃料の再処理で発生する高レベル放射性廃液のガラス固化体製造に関する検討です。バックエンドからの取り組みですので、ガラス固化体の製造に加え、その貯蔵、そして処分、これが非常に大事です。それについて2000年レポート^[5]における燃焼度45,000MWd/MTUよりも、更に高燃焼度になったときにどうなるのか、あるいははじめからプルトニウムを含んでいるMOX燃料が高燃焼度で燃やされたらどうなるのか、そういう検討課題です。長期にわたる熱放出対策、顕在化する白金族元素の含有量の増加影響、それからモリブデンがどのような影響を与えるのか、といったことです。この3つはお互いに競合しています、例えば使用済み燃料を長い間貯蔵してやると、熱影響はとりあえず小さくなり、今度は白金族が影響因子として顔を出したり、あるいはモリブデンが出てきたり、ということになります。それがどういう条件でどういう順序で出てくるのかということが分かると、次に取り組む手法が見えてきます。このテーマで論文^[2]を一つ公表させていただきました。こ

れは九州大学の稲垣先生等が主となりまして、多くの委員の方々のご協力を得ましてでき上がりました。ちょっと脇道にそれますが、論文を投稿するわけですから、レビュアーが役割を果たします。レビュアーが大変だったのではないかと思うわけです。つまり、原子力学会にこういう幅広い分野にまたがる内容の論文を審査したレビュアーは恐らくいない。もちろん燃焼計算であるとか炉物理・炉工学の専門家はいるし、核燃料や再処理やバックエンドの専門家もいる。しかし、レビュアーは普通そんなに多くつきませんし、お互いに意見交換しながらレビューを進めるわけではありません。それで非常に気を使ったのは、レビュアーに疑心暗鬼を生じさせないように、完成度の高いものにしてから投稿しようと心掛けたわけです。以上が一つの具体的な取り組みです。

もう一つは、高燃焼度の UO_2 及びMOX使用済み燃料から発生するTRU廃棄物に関する検討でした。なぜTRU廃棄物なのかというと、例えば再処理をして、ガラス固化体を製造したとしても、同時に様々なグループのTRU廃棄物が発生します。高レベル廃棄物とセットで考えて処分がうまく進むかたちにしなないと不十分であろうということで、典型的なTRU廃棄物であるハル・エンドピースを相手に取り組んでみました。それに加えて、 UO_2 を燃やしました、発生した使用済み燃料を貯蔵冷却しました、再処理しました、それから例えばMOX燃料として使いました。それをどの燃焼度まで燃やしました、そういういろいろな燃焼貯蔵経歴によって発生する廃棄物の特性がどう変わるのかを知っておく必要であろうということで、仕事をしたわけです。

その活動の中で見えてきた検討課題を、図面を使って整理すると、図-2のようになります。赤くくったほうが、既に検討済みものでありまして、ガラス固化体に関する取り組みとTRU廃棄物に関するものであります。実は点線部分もサイクル基本懇として狙っておりました。アメリカウム241とプルトニウム238という長い年月かけて冷えていく核種が廃棄物の中に入ってきて、しかもそれがマイナーな熱効果であれば問題ないのですが、特にMOXを燃やしたような場合は計算をして議論してみると決してマイナーではないことが分かってきました。そうするとMAの分離変換をやるのが一体どのくらいのメリットがあり得るのか、ということになりました。そのメリットの程度を考えるときには、やはりガラス固化体とTRU廃棄物をセットで考えないと駄目として、高速炉で燃やしたら再処理し、アクチニド燃料を製造して、再び高速炉で燃やし、また再処理して、そういう繰り返しになります。この場合、ガラス固化体の放射性毒性は弱くなるのですが、TRU廃棄物のほうは逆に強くなります。そういうことで、どういう状況の下では分離変換を進めたほうが良い

ということになるのか分かるころまで行きたいと思ったのです。残念ながらわれわれの力及ばずで、点線のほうはまだできておりません。結構手を付けたのですが、できておりません。今日のこれからの話も、従って先ほどお話ししましたように、図-2の左側のお話をするのでお許しいただければと思います。

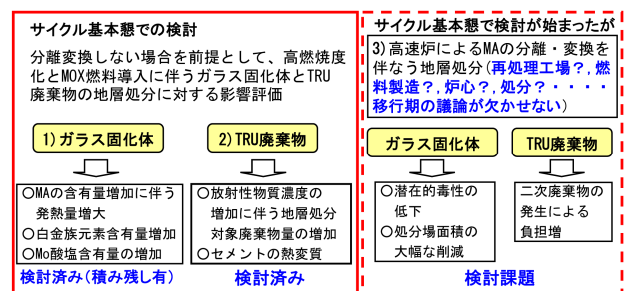


図-2 軽水炉燃料の高燃焼度化とMOX燃料の導入そして高速炉を用いた分離変換

2.2 (1) 高燃焼度 UO_2 及びMOX使用済み燃料からのガラス固化体製造に関する検討

それで、図-2の左側赤枠内ガラス固化体については、丸印で示す3つの中で、どれがどういう条件で問題の支配的な因子になるのか検討しました。問題を引き起こすとする다면これらがどんな順序になるのかということでもあります。

ガラス固化体につきまして、廃棄物のもととなった燃料の燃焼度は45,000MWd/MTUを含め、より燃焼度の高いいろいろな条件で計算しております。それから燃料の燃焼条件、これは専門の岩崎先生に決めていただき、計算コードを使って計算をお願いしました。一つ大事な点は、ガラス固化体にはガラス転移温度という特性があります。この温度に近づくと、ガラスが結晶化したり相分離を起こし性能が劣化する可能性があります。これを避けるため日本の典型的なガラス固化体については、冷却貯蔵の段階で2.3 kW/体以下にしなければなりません。それから地層処分をするときには、ベントナイトが熱により劣化しないように、0.35 kW/体以下にするという条件があります。こういう条件が満たされるまで冷却貯蔵が必要です。それから、モリブデン酸塩にもガラスに固溶できる溶解度があります。溶解度ぎりぎりまで溶解可能かということ、そういうわけではありません。これまでの公開情報に基づいて MoO_3 としてガラス中の固溶上限を1.5wt%以下といたしました。白金族も1.25wt%以下といたしました。健全なガラス固化体を作製する上でどの因子がブレーキになるかを評価したわけです。

使用済み燃料1トン当たりの崩壊熱(発熱量)をキロワット(kW)で表した結果を図-3に示します。燃焼度

が上がるとともに、例えば UO_2 燃料の場合であります。発熱量はほぼ直線的に増加することが分かります。注目すべきはMOX燃料の場合です。はじめから UO_2 燃料に比べて2倍以上高く、燃焼度とともに急激に増加します。MOX燃料を使うとガラス固化する場合、熱は大きな課題になるということです。

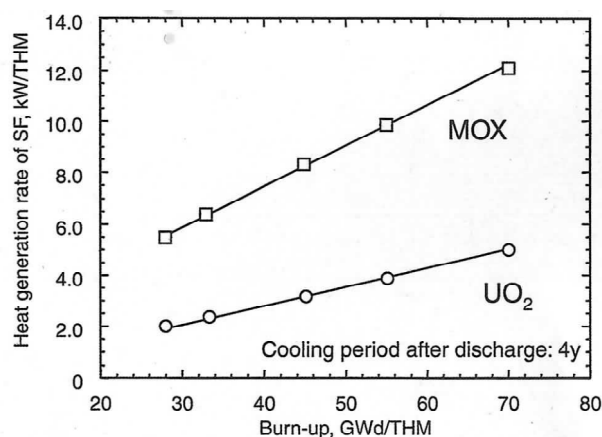


図-3 UO_2 とMOX使用済燃料取り出し後
4年冷却した後の熱放出率

モリブデンですけれども、図-4の上の図に示しますように UO_2 燃料とMOX燃料では燃焼度の増加に伴うモリブデン生成量は同じ程度であります。モリブデンは依然として大事なのですが、MOX燃料だからといって特別多くなるようなことはないことが分かります。

白金族FPは図-4の下図に示すように、やはりプルトニウムが燃えているMOX燃料のほうが一段と高いことが分かります。したがって高燃焼度使用済燃料や使用済MOX燃料の再処理廃液をガラス固化する場合、崩壊熱対策と貴金属FP対策に注意が払われる必要があります。

図-5は発電電力量1GWd当たりのガラス固化体の発生本数を燃焼度の増加に対して示しています。ガラス固化体の発生本数は燃焼度に依存しないことが分かります。また、 UO_2 で燃焼度を上げていくときに比べると、MOXの場合は発熱量が高くなることから、GWdあたりのガラス固化体の発生本数を発熱量が支配します。その次にキーになるのが白金族でありまして、その次にモリブデン酸塩と序列がつくのです。もちろん、貯蔵期間を長くしてやりますと、順序が白金族FP、次いで熱やモリブデン酸塩となることが分かりました。

図-6はガラス固化体1本当たりの発熱量の時間依存性です。ガラス固化体は2.3 kW/本以上にはできないので、仮にはじめに2.3 kW/本としたときに、時間とともに発熱量は次第に減少していきます。MOXの場合は、70年かかかってきて、 UO_2 の場合は

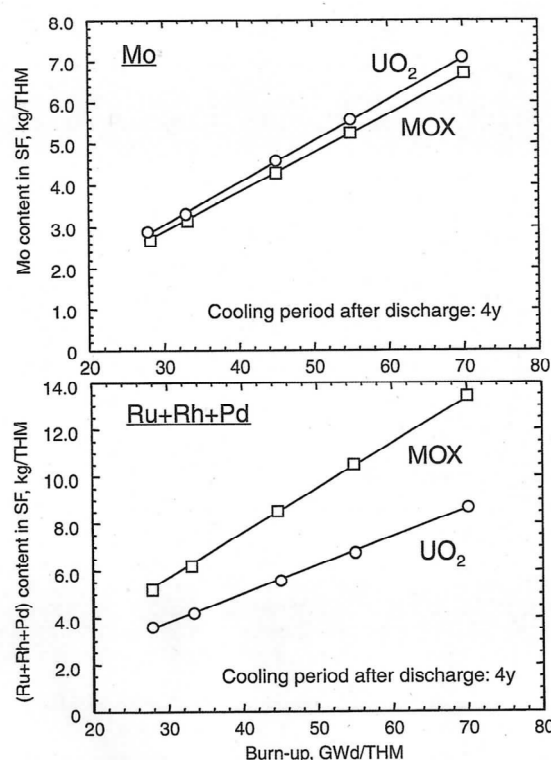


図-4 使用済燃料におけるMoと白金族元素含有率

もう少し早い段階で、0.35 kW/本に発熱量が低下し、処分して良い状態になります。これは使用済燃料を4年冷却貯蔵して再処理し、すぐにガラス固化した場合です。燃焼度を高めた場合の結果も示しています。しばらく使用済MOX燃料を冷却貯蔵して、そして発熱量を2.3 kW/本に抑えてガラス固化体の貯蔵をはじめたらどうかという、冷えるものが冷えて、半減期の長い核種が残っているので、今度は、いつまでたっても0.35 kW/本に届かないというようなことが起こります。この熱の問題を解決するには、できないというわけではないのだけれど、いろいろと考えなくてはなりません。その原因は、マイナーアクチニド(MA)による熱の影響なのです。ウラン燃料の燃焼度を高くしてもそれほどたいしたことはないのですが、MOXになりますと、結構な割合がMAによる発熱量で、しかもその中には半減期が400年を超えるアメリシウム241が入っています。それから、計算してみるとわかるのですが、生じたキュリウムの一部分は80年を超える半減期のプルトニウム238になって熱影響に寄与します。セシウム137、ストロンチウム90の半減期は30年ですが、MOXの利用ではさらに長い時間を要することになります。こういうところを我々としては考えなければならぬと思います。

以上が、はじめの課題に対する取り組みの結果でありまして、 UO_2 燃料では高燃焼度化が進んでも、GWd当たりで整理してみますと、ガラス固化体発生

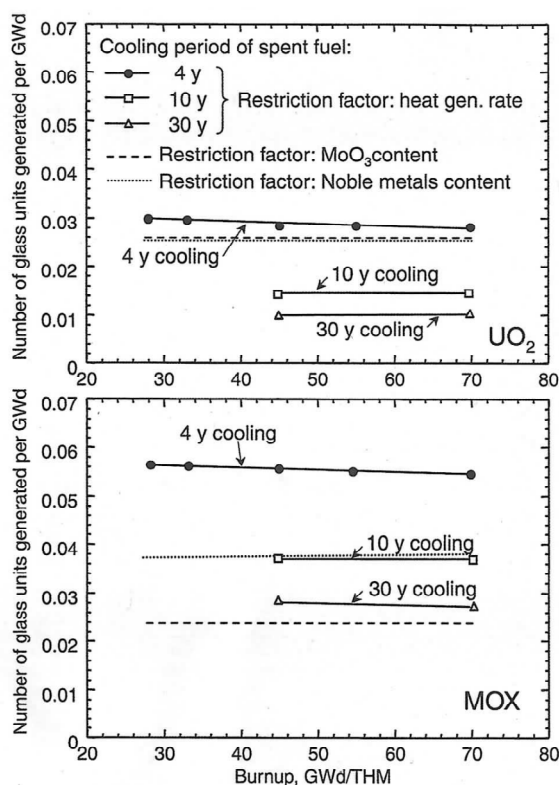


図-5 GWd当たりのガラス固化体発生本数

本数に関しては、あまり問題が生じないのではないかという印象です。それから、使用済燃料の貯蔵、冷却期間をずっと長くすると、もちろん発熱は減少するのですが、その結果、今度は新たに白金族元素やモリブデンの影響が顔を出してきます。そしてガラス固化体の発生本数はそれほどには減らない、そういう状況です。MOX燃料の場合は、熱の影響は充分検討されるべき課題といえます。

それから、ガラス固化体の発生本数をさらに減少させるためには、白金族元素対策として、新たなブレイクスルーが必要です。モリブデン酸塩対策ですが、溶解度の縛りがありますので、なかなか簡単ではないと思われます。

2.2 (2) TRU廃棄物処分（ハル・エンドピース圧縮廃棄体の地層処分）に与える高燃焼度化やMOX燃料利用の影響

分野横断的な例の2つ目、ハル・エンドピース圧縮廃棄体の処分について説明をさせていただきます。地中で地温は100m深くなるごとに3℃上昇すると言われています。例えば仮に処分場が地表から500mの深さに在るとすると15℃の上昇、地上の平均気温15℃が加わって、既に処分場は30℃になっております。

TRU廃棄物処分では、廃棄体パッケージにセメント・コンクリートが使用されます。セメント・コン

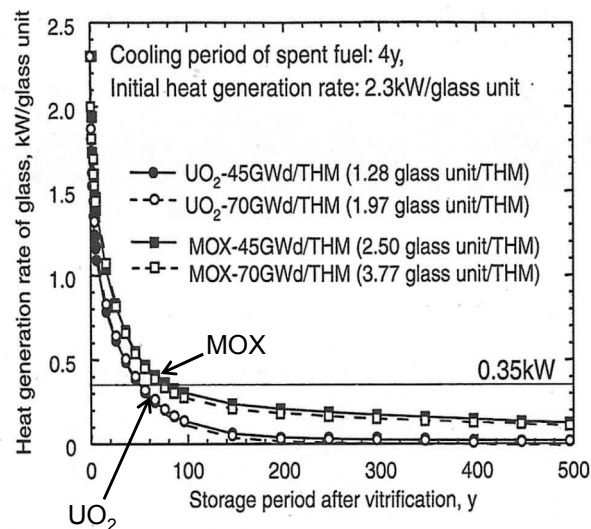


図-6 ガラス固化体の熱放出率の冷却貯蔵期間依存性（初期の熱放出率をいずれの場合も2.3 kW/Glass unit とした）

クリートにはカルシウム・シリケート・ハイドレートが主要な物質として役割を果たします。ハイドレートでありますので、水和物です。したがって熱に弱い特性を持っています。例えばフランスの処分のように70℃がセメントの上限温度であると定めると、30℃と70℃の間には40℃しか残されていません。廃棄物からの熱放出により40℃の温度上昇が加わると、もうそれ以上の熱放出は許されないことになります。セメント・コンクリートの温度上限値をしっかりと決めることが重要でもあります。

TRU廃棄物のコンパクトな集積型処分を期待する場合には熱は大きな問題、課題になる可能性があります。ハル・エンドピースは圧縮しまして、45,000MWd/MTUの場合はガラス固化体と同じ寸法のステンレス製の容器に収納し、容器4本を入れその間をセメントで埋めた四角いパッケージにします^[6]。これをトンネル内に運んで積み上げて、地層処分する処分概念です。この処分形態について計算コードを使いまして、一連の熱影響の評価をいたしました。いつも行う手法で、図-7に示すように、メッシュに切って評価いたしました。

45,000MWd/MTUより燃焼度が上がった、あるいはMOXの場合には、再処理後にハルにわずか付着した燃料により若干の発熱が続きます。その場合、アメリカウム241とプルトニウム238の寄与が45,000MWd/MTUに比べて顕在化します。

処分場では、トンネルが並ぶこととなりますが、隣接するトンネルの間が例えば60mとすると、その中間のところが30mですけれども、ここをC点といいます。A点というのは、廃棄体パッケージを積み上げた坑道の中の中心位置を示します。処分後、C点では、じわりじわりと温度が上昇して処分場全

体の温度が上がっていく指標になります。もちろん坑道の中の廃棄物が積み上げられたところの中心部の温度は早くから上がります。これがMOXの45,000MWd/MTUになりますと、上限温度が仮に80℃を超えないようにということで計算しましたが、実際にはパッケージの中には4本入るべきところが1.1本とか1.2本しか入らなくなってしまうのです。上限温度を70℃とすると、もっと厳しくなります。評価してみますと、1000年を超える長期にわたってこの処分場の温度が高めに維持され続けることが分かりました。

そういうことで、TRU2次レポート^[6]にあるようなケースに対して、さらに燃焼度が上がりますと、パッケージの中に入る固化体の数が減ってしまう、それに対してMOXでははじめから1.1～1.2本に減少してしまう状況になります。言い換えると、パッケージ数にしてみると数倍に増えてしまいます。ところで、地中の岩盤にも熱伝導性の良いものと熱伝導性の良くないものがあります。それによって結果に開きが出てくる、こういうことでございます。

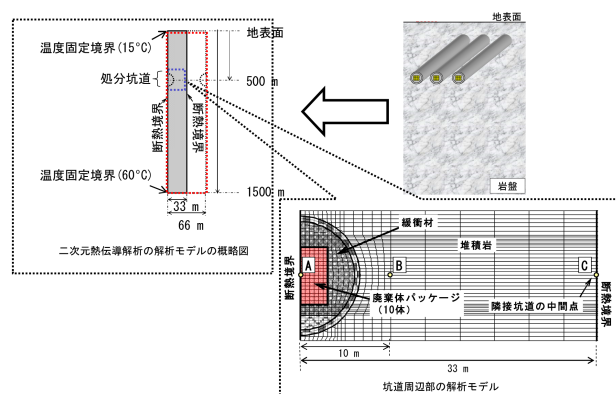


図-7 処分坑道と周辺岩盤の熱伝導解析

それもこれも、このハル・エンドピースに再処理のときに少しだけ残った、ここでは燃料が0.2 %残っていると計算しております。従って、0.2 %を超えますと、熱の問題はより顕在化しますし、逆に除去率を高めることができれば、問題は軽微になります。この辺のところは、明確な規制値が未だないのが現状です。

そういうことで、ハル・エンドピース圧縮廃棄体の冷却期間の長期化、ハルに付着する核分裂生成物あるいはアクチニドの除去率の向上、坑道離間距離の拡張による坑道周辺における温度上昇の抑制等が選択肢として期待されます。しかし最後の選択肢では、今度は処分場の面積が大きくなることにつながります。できないということではありませんが、いろいろと考えなくてはなりません。

3. 原環センターで取り組み再開

こうやって原安協サイクル基本懇で取り組みを進めておりましたが、福島第一原子力発電所の事故が起こりまして、間もなく継続できなくなりました。今度は原環センターでご支援をいただけることになりました。私の気持ちとしては、図-2の右側点線で囲まれた分離変換の効果を確認したい気持ちがありますけれども、しかしそれ以外にも多くの取り組むべき課題があります。今は、もう1度今まで進めてきたことをいろいろな角度から整理をして、議論をしています。高速炉による分離変換も、これからの最終処分に向けた話もいろいろ話題に入れながら進めているところです。例えば、図-8のように、時間軸を縦軸に、発電、再処理、処分を横軸にして、どんなふうに進めて行けば良いのかという議論をしているところです。

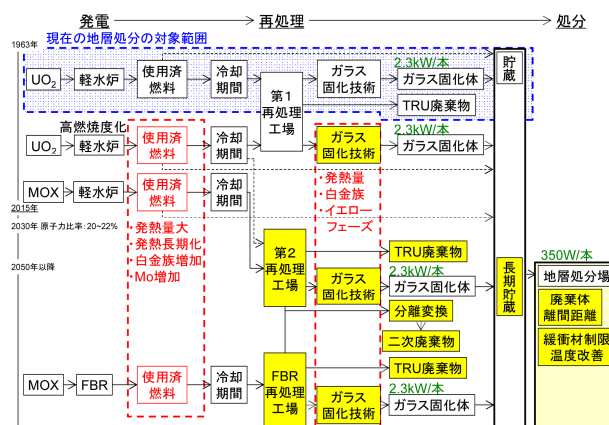


図-8 地層処分と核燃料サイクルの関係

4. まとめ

しばらくは欧米諸国の先例が利用できる技術導入の時代が続きました。積み残した課題もあったと思いますが、この時代に大きな成果があったと思います。一方で、技術導入の時代からリスクを伴う自主開発に重点が移らざるを得ない不透明な時代を迎えて既に久しいと思います。核燃料サイクルという複雑な複合システムを進展させるには、これまでの専門分野別の縦型の研究とともに、核燃料サイクルを構成する多くの専門分野間の横断的研究開発を新たに展開し、各種の専門分野技術をサイクル全体の観点から如何に効果的に統合するかについて検討を進める必要があるのではないか、と考えています。核燃料サイクルの各分野の専門家が集まって、定量的評価手法を取り入れて、協力して分野横断的に仕事を続けることにより、サイクル全体の観点からの課題を抽出し、この課題に取り組む中で成果を得るとともに、新たな課題を見出すことができれば良い、と考えています。

分野横断的な研究で見えてきたことですが、高燃焼度化が続く限り、MOX利用の後始末を考える上でも、プルトニウム239の燃焼による白金族FPとMAの生成にともなう長期にわたる熱影響を考慮したガラス固化研究開発と処分に向けた研究開発を続けることが重要です。それからTRU廃棄物の地層処分の長期安全確保についても、MOX燃料を導入するとアメリカシウム241あるいはプルトニウム238によるこれまでになく長期の発熱の影響が常に課題として出てきます。材料、特に水和物である熱に弱いセメント・コンクリート、それからベントナイト緩衝材対策の研究開発も、続ける必要があります。

廃棄物の処分のあり方を視野に入れて、核燃料サイクル上流の専門家とともに分野横断的な取り組みを、いくつかの機関で、進めてみてはと思っております。

参考文献

- [1] Massachusetts Institute of Technology, Update of the MIT 2003 Future of Nuclear Power Study (2009).
- [2] Y. Inagaki, T. Iwasaki, S. Sato, T. Ohe, K. Kato, S. Torikai, Y. Niibori, S. Nagasaki, K. Kitayama: LWR High Burn-up Operation and MOX Introduction;

Fuel Cycle Performance from the Viewpoint of Waste Management, Journal of Nuclear Science and Technology, 46(7), 677-689 (2009).

- [3] F. Hirano, S. Sato, T. Kozaki, Y. Inagaki, T. Iwasaki, T. Ohe, K. Kato, K. Kitayama, S. Torikai, Y. Niibori, S. Nagasaki: Thermal Impact on Geological Disposal of Hull and End Piece Wastes Resulting from High-Burn-up Operation of LWR and Introduction of MOX Fuels into LWR, Journal of Nuclear Science and Technology, 46(5), 443-452 (2009).
- [4] F. Hirano, S. Sato, T. Kozaki, Y. Inagaki, T. Iwasaki, T. Ohe, K. Kato, K. Kitayama, S. Nagasaki, Y. Niibori: Burning of MOX fuels in LWRs; fuel history effects on thermal properties of hull and end piece wastes and the repository performance, Journal of Nuclear Science and Technology, 49(3-4), 310-319(2012).
- [5] 核燃料サイクル開発機構、わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 ―地層処分研究開発第2次とりまとめ―(1999)
- [6] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構、TRU廃棄物処分技術検討書―第2次TRU廃棄物処分研究開発取りまとめ―(2005)

編集発行

公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター

〒104-0052 東京都中央区月島1丁目15番7号（パシフィックマークス月島8階）

TEL 03-3534-4511（代表） FAX 03-3534-4567

ホームページ <http://www.rwmc.or.jp/>