



ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分協力の現状

舟田 敏雄 庄野 彰* 浅賀 健男* 亀井 孝信*
遠藤 寛*¹ 石田 政義*¹ 坪井 靖*² 新谷 聖法

本社 国際・核物質管理部
*大洗工学センター システム技術開発部
*¹大洗工学センター 要素技術開発部
*²東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部

The Current Status of Collaboration with Russian Institutes for Russian Surplus Weapons Plutonium Disposition

Toshio FUNADA Akira SHONO* Takeo ASAGA* Takanobu KAMEI*
Hiroshi ENDO*¹ Masayishi ISHIDA*¹ Yashushi TSUBOI*² Kiyonori ARATANI

International Cooperation and Nuclear Material Management Division, Head Office
* System Engineering Technology Division, O arai Engineering Center
*¹ Advanced Technology Division, O arai Engineering Center
*² Advanced Fuel Recycle Technology Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works

冷戦の終焉と核軍縮の進展にともない蓄積される兵器級プルトニウムの管理・処分が、国際的課題となっ
ている。サイクル機構は、ロシアの余剰核兵器解体プルトニウム処分に協力するとともに得られた成果を高速炉の開
発に利用する目的で、1999年以来、解体プルトニウムを振動充てん（バイバック）法によって MOX 燃料とし
BN 600 で燃焼処分する「BN 600 バイバック燃料オプション」について、ロシアの研究機関と共同研究を実施
してきた。本報告では、本オプションについて概説するとともに、BN 600 を MOX 燃料化した場合の炉物理特
性や 3 体のバイバック燃料集合体の照射実績などを中心に、これまでの主な共同研究成果について述べる。

The management and disposition of surplus weapon grade plutonium accumulated through nuclear disarmament after the cold war is an important issue of nuclear non proliferation. JNC has been collaborating with Russian institutes to assist in the disposition of Russian weapons plutonium and to utilize technical information for FR development since 1999. In this report, a description is provided of the outlines of the "BN 600 vibro packed fuel option" proposed by JNC and the results of the collaboration, such as the reactor physics study to use MOX and irradiation tests of 3 Lead Test Assemblies in BN 600.

キーワード

プルトニウム、ロシア共同研究、余剰核兵器解体プルトニウム、処分、バイバック燃料、BN 600、高速炉、MOX 燃料

Plutonium, Collaboration with Russia, Surplus Weapons Plutonium, Disposition, Vibro packed Fuel, BN 600, Fast Reactor, MOX Fuel



舟田 敏雄

解体プルトニウム処分協力
推進グループ所属
研究主幹
解体プルトニウム処分協力
関係業務に従事



庄野 彰

中性子工学グループ所属
研究主幹
高速炉炉心解析技術の開発
に従事



浅賀 健男

核燃料工学グループリーダ
高速炉の燃料及び炉心材料
の研究開発に従事
核燃料取扱主任者
第 1 種放射線取扱主任者



亀井 孝信

炉心・燃料システムグルー
プ所属
余剰核兵器解体 Pu 処分の
ための炉心設計検討に従事
工学博士



遠藤 寛

リスク評価研究グループ所属
炉心安全性の研究開発に従事
理学博士



石田 政義

リスク評価研究グループ所属
炉心安全解析・評価に従事



坪井 靖

プルトニウム燃料開発グ
ループ所属
解体プルトニウム処分協力
関係業務に従事



新谷 聖法

解体プルトニウム処分協力
推進グループリーダ
解体プルトニウム処分協力
関係業務に従事

1. はじめに

冷戦の終焉と核軍縮の進展に伴い、米国とロシアとの間で戦略兵器削減条約が締結され（1994年12月発効）両国の保有する戦略核弾頭は冷戦期の半数程度に減少した¹⁾といわれている。一方、これに伴って蓄積される兵器級プルトニウム*への懸念が、1996年4月のモスクワ・原子力安全サミットで提起され、ロシアの余剰核兵器解体プルトニウム（以下、解体プルトニウム）処分**に関する国際協力が本格化した。

処分の対象となる解体プルトニウムは、当初、米国では52t（兵器級でないもの14tを含む）、ロシアでは約50tとされていた¹⁾が、2000年9月に調印された米露協定²⁾では、双方が34tを下回らない量の処分を行うこと、そのための施設を2007年までに立ち上げることなどが合意された。

サイクル機構は、米国及びロシアと協力して1999年からロシア解体プルトニウムから振動充てん（バイバック）法を用いて顆粒MOX燃料を製造し、ロシアの高速炉BN 600を利用して燃焼処分を行う方法（以下、BN 600バイバック燃料オプション）について、ロシアの研究所と共同研究を開始した。バイバック燃料は、製造コストが安価であることから、我が国の高速炉燃料製造の有力な候補技術として、サイクル機構の実用化戦略調査研究での研究対象³⁾とされており、共同研究は、ロシアの解体プルトニウム処分に協力し世界の軍縮・核不拡散に寄与するとともに、研究成果をサイクル機構の高速炉開発に反映するという目的をもつ。2000年のG8⁴⁾においても、BN 600での燃焼処分等の国際的支援枠組みの検討が合意された。

以下に、BN 600バイバック燃料オプションの概要とその実現に向けてサイクル機構が進めているロシアとの共同研究の現状とこれまでの成果について述べる。

2. BN 600バイバック燃料オプションの現状

まず始めに2.1節において、「BN 600バイバック燃料オプション」の全体構想と日本（サイクル機

構）の協力分担項目を紹介し、2.2節において、サイクル機構の協力の詳細内容と現状を紹介する。

2.1 BN 600バイバック燃料オプションの全体構想

バイバック法を利用してウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料を製造し、現在ロシアで稼働中の高速炉BN 600で燃焼させる構想は、図1に示すように以下の三つのフェーズから成る。フェーズ0及びフェーズ1の実実施スケジュールと各国分担（案）を表1に示す。

(1) フェーズ0（準備段階：1999年～2003年）

解体プルトニウム処分の準備のため、予備的試験・調査として、ロシアの臨界実験装置BFS 2を用いてBN 600MOX炉心を模擬した臨界実験と解析・評価、解体プルトニウム約20kgを用いた3体のバイバック燃料先行試験集合体（LTA）の製造・BN 600での照射試験、及びBN 600での本格的処分に必要な技術・コスト評価を実施する。

準備段階であることから、サイクル機構の資金分担により、ロシアの研究所との共同研究として既に1999年から開始している。

(2) フェーズ1（先行的処分段階：BN 600の部分MOX炉心化、2001年～2007年）

BN 600による先行的処分の段階として、現行濃縮ウラン燃料の約1/5～1/4を、バイバックMOX燃料に置換する。同時にプルトニウムの増殖

○ 準備段階（日・ロシア協力で実施中）

フェーズ0
(1999年-2003年)

- ・臨界実験と炉心解析 [IPPEと共研]
- ・3体のバイバック燃料製造・BN-600での照射試験 [RIARと共研]
- ・全体計画作成及びコスト評価 [IPPEと共研]

○ BN-600部分MOX炉心化

フェーズ1
(2001-2007)

- ・21集合体のデモ処分（日露非核化支援協定にて実施検討中）
- ・炉心・燃料設計 [OKBMと共研]
- ・安全解析 [IPPEとの共研]
- ・燃料製造（約50体/年）施設整備 [RIARと共研]
- ・反射体製造、燃料取扱い設備関連整備（米国検討中）

○ BN-600全MOX炉心化

フェーズ2
(2003-2020)

- ・BN-600炉心の全MOX炉心化
- ・全MOX炉心用燃料(250体/年)製造施設の整備
- ・BN-600プラント寿命延長(2010年→2020年)等

図1 BN 600バイバック燃料オプションの進め方

*兵器級プルトニウム

核分裂性Pu 239を高濃度に含むプルトニウムで、一般には特殊なプルトニウム生産用原子炉でU 238から造られる。これに対して、商業発電炉の使用済み燃料の再処理から得られるプルトニウムはPu 240、Pu 241など高次のプルトニウム同位体を多く含み（特にPu 240の自発核分裂による中性子が）核兵器には適さないといわれる。米露協定では、Pu 240とPu 239の比が0.1以下のものを兵器級プルトニウムと定義する。

**余剰核兵器解体プルトニウム処分

解体プルトニウムを不可逆的な方法で核兵器として使用が不可能な形態にすること。原子炉で燃焼（照射）する方法と高レベル廃棄物とともに地層処分に適するよう固化する方法が考えられている。高速炉による燃焼処分は、解体プルトニウムとウランの混合酸化物燃料をBN 600で10at.%程度燃焼させ、兵器としての使用に適さない同位体比の、また、アクセス困難な高放射線量の使用済み燃料とすること。したがって、プルトニウム処分量は、プルトニウム消費量とは異なる。

表1 フェーズ0とフェーズ1の実施スケジュール

項目	(CY)	~1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006
ハイブリッド炉心									
フェーズ 0									
1 BFS-2による臨界実験と炉心解析					IPPEにおける臨界実験・解析				
2 3体LTA製造・照射試験					RIARIにおける製造・BN600照射・PIE等				
3 全MOX炉心化技術・コスト評価					IPPEにおける調査				
フェーズ 1									
1 径方向ブランケット削除*									
a 反射体設計									
b 反射体製造									
c ウラン燃料集合体設計									
d ウラン燃料集合体製造									
e 使用済み径方向ブランケット貯蔵容器の製造									
f 径方向ブランケット削除作業									
2 BN-600炉心変更									
a 炉心・燃料設計					OKBMIにおける設計				
b 安全解析					IPPEにおける解析				
c ハイブリッド化許認可作業**									
d 新燃料取り扱い施設(貯蔵庫)整備*									
e 新燃料取り扱い施設(移送設備)整備*									
f 炉心変更作業**									
3 ハイバック燃料製造									
a 21体LTAデモ処分 燃料設計・製造、BN-600における照射 照射後試験(PIE)									
b RIAR施設の整備					RIARIにおける施設整備				
c RIAR施設の整備(金属Pu溶解・ガリウム除去設備)*									
d MOX新燃料輸送容器設計・製作**									
e 初装荷燃料製造(90体)**									
f 取り替え燃料製造(50体/y)**									
4 使用済みMOX燃料貯蔵施設整備及び貯蔵(BN-600サイト)*									
5 使用済みMOX燃料貯蔵施設整備及び貯蔵(最終貯蔵)**									
6 MPC&A(核物質防護、保障措置等)*									

*米国分担項目 **ロシア分担項目

日本分担項目(ロシア研究所との共同研究等)

を抑えるため、径方向ブランケット集合体をステンレスとポロン反射体で置換する。また、新燃料輸送容器の製造、BN 600の新燃料取り扱い施設の整備及び使用済みMOX燃料貯蔵施設の整備等も併せて実施する。このフェーズ1の部分MOX炉心(以下、ハイブリッド炉心)化で、年間約0.3tの解体プルトニウムを処分することが可能となる。ハイブリッド炉心への移行開始は2004年末頃を予定し、2年間の段階的移行を予定している。

フェーズ1は、日・米・露間で作業項目を表2のように分担することでそれぞれの国と調整をしている。サイクル機構は、フェーズ1のうち研究開発的要素の強い部分、すなわち、ハイブリッド炉心・燃料設計、安全解析及びハイブリッド炉心燃料製造施設整備をロシアとの共同研究として実施している。さらに、現在、照射中の3体LTAバイバック燃料集合体に加えて、21体LTAバイバック燃料集合体(約120kgのプルトニウム)のデモンストレーション処分(ロシア側は、ハイブリッド炉心の許認可に必要な照射と位置付けている)

表2 フェーズ1の日・米・露分担(案)

日本	<ul style="list-style-type: none"> ハイブリッド炉心・燃料設計 安全解析(米国と分担) RIAR施設の整備 デモンストレーション処分
米国	<ul style="list-style-type: none"> 反射体設計、製造 使用済みMOX燃料、ブランケット燃料貯蔵 安全解析(日本と分担) 金属プルトニウムの溶解とガリウム除去施設設備 MPC&A(核物質防護、保障措置等)設備整備
ロシア	<ul style="list-style-type: none"> 炉心変更許認可、炉心変更作業 ドライバー MOX燃料製造 BN 600新燃料取り扱いシステム整備 出力補償用ウラン燃料集合体設計・製造

を、日露非核化支援協定の枠組みで実施する予定で、詳細、関係機関と協議中である。米国は、プルトニウムの増殖や分離を抑止する部分、軍事・機微情報に係る部分、プルトニウムの検認等に係る項目について、また、ロシアは主に既存技術や施設の活用、人的資源から、いわゆるin kind貢献を分担する。分担案は、政府レベルで2000年2月に米露両国へ提案され協議中である。

(3) フェーズ2 (本格的処分段階: BN 600の全MOX炉心化, 2003年~2020年)

BN 600による本格的処分の段階として、ハイブリッド炉心の濃縮ウラン燃料集合体を、全てパイバックMOX燃料で置換する。このため、炉心の再構成、年間約250体の製造能力をもつパイバックMOX燃料製造施設建設、BN 600プラントの改造、寿命延長等(2010年~2020年)を行う。2007年頃に予定されているこのフェーズ2が完成すれば、年間約1.3tの解体プルトニウムの本格的処分が可能となる。

フェーズ2は、G8の国際的支援枠組みでの実施が日本政府から提案され、検討が行われている。

2.2 フェーズ0における共同研究の現状

(1) BFS 2による臨界実験と炉心解析

BN 600をMOX燃料化したときの核特性解析精度検証を支援するため、サイクル機構は、1999年にロシアの物理エネルギー研究所(IPPE)と4カ年の共同研究協定を締結し、IPPEの臨界実験施設BFS 2を用いた臨界実験を開始した⁵⁾。実験体系の設定に当たっては、現行のBN 600炉心に対して、燃料領域にMOX燃料を装荷する影響及び燃料外周部の2酸化ウラン(UO₂)ブランケットをステンレス鋼反射体に置換する影響を評価できるよう考慮した。

1) 臨界実験体系の特徴及び測定データ

臨界実験体系の特徴及び測定・解析の進捗状況を表3に示す。BFS 62 1及び62 2体系は、現行のBN 600炉心と同様に3種類の濃縮度の2酸化ウラン燃料を配置し、外周領域にUO₂ブランケット及びステンレス鋼反射体をそれぞれ配置する。

BFS 62 3A及び62 4体系は、前記UO₂燃料炉心の20%程度をMOX燃料で置換し、外周領域にステンレス鋼反射体及びUO₂ブランケットをそれぞれ装荷する。BFS 62 3A体系は、BN 600のハイブリッド炉心を模擬するもので、BFS 62 5体系は、BFS 62 4体系の中央部にMOX燃料を配置した全MOX炉心模擬体系の予備実験である。これら5種類の実験体系における測定を、2001年6月に終了した。

臨界実験で得られるデータの種類及び測定方法等を表4に示す。BFS 62 1~4体系では、臨界性、スペクトルインデックス(核分裂反応率比2種類)反応率分布、ナトリウムボイド反応度値、及び制御棒反応度値を測定した。ハイブリッド炉心への移行に際して重要なナトリウムボイド反応度値については、BFS 62 2及び62 3A体系において、三つの燃料領域を順次ボイド化する測定を反復した。BFS 62 5体系では、炉心中心部に配置したMOX燃料セルの特性で決定されるパラメータで、高速炉核特性解析精度向上のために重要なU 238ドブラー反応度値、プルトニウム転換特性の指標となるU 238捕獲反応率とU 235核分裂反応率の比(C28/F25)、高次プルトニウムやアメリカシウムを含む核分裂反応率比等を測定した。

2) 臨界実験体系の構成

BFS 62 1及び62 2体系の炉心配置を図2に示す。図中にキー領域と示した範囲では水素が含有していないナトリウムペレットが使用されており⁶⁾、BFS 62 2体系でUO₂ブランケットを置換したステンレス鋼反射体は、この範囲(中心からの方位角約120°)に配置された。径方向反応率分布及びナトリウムボイド反応度値の測定はキー領

表3 BFS臨界実験体系と現状(2001年12月時点)

	体系ID.	燃料領域の模擬対象	周辺領域の模擬対象	実験の狙い	計画	測定	解析	報告
I	62 1	UO ₂	UO ₂ ブランケット	現行BN 600の特性評価				
II	62 2		SUS反射体	ブランケット/反射体置換効果				
III	62 3A	UO ₂ + MOX	SUS反射体	ハイブリッド炉心の特性評価				
IV	62 4		UO ₂ ブランケット	反射体/ブランケット置換効果				
V	62 5	MOX(中央部) + UO ₂	UO ₂ ブランケット	MOX炉の炉物理パラメータ評価				
	未定	MOX(位置未定) + UO ₂	UO ₂ ブランケット SUS反射体	フルMOX炉心の特性評価				

終了 実施中 準備中

表 4 臨界実験データ一覧表

測定パラメータ	測定方法（制御棒全引抜状態が基準）	備 考
臨 界 性	ベリオド法により、過剰反応度を測定	
スペクトルインデックス（核分裂反応率比）	炉中心。F49/F25, F28/F25。核分裂計数管（小型、セグメント型）を移動させて、セル内平均値を測定。熱中性子場比較法。	BFS 62 5では高次Pu, Amも測定対象とした。
反 応 率 分 布	小型核分裂検出器（U 235, Pu 239, U 238）をトラバースし、炉中心の測定値に規格化。	径方向分布はキー領域 軸方向は炉中心
Naボイド反応度価値	キー領域の中央60°方向の燃料部及び上部軸ブランケット部のNaペレットを空洞ペレットに置換し、その前後の過剰反応度を測定し、その差を求めた。（双方向）	BFS 62 2と3で実施 燃料領域ごとに順次測定
制御棒反応度価値	基準状態 制御棒フォロワ部引抜 B ₄ C吸収体挿入,各状態変化時の中性束応答から反応度を求めた。	
ドップラー反応度価値	炉中心。U 238, Np 237。温度範囲300～900 K	BFS 62 4と5で実施
C28/F25*反応率比（増殖性index）	炉中心。箔放射化法。劣化U箔と37%EU箔を同時に放射化させ、特性線の強度を測定。熱中性子場比較法。	BFS 62 5のみ実施
サンプル反応度価値	炉中心。重核種はU 235, Pu 239, Pu 240, Np 237, Am 241。	サンプルオシレーション法

* C及びFは、中性子捕獲、核分裂反応を意味する。25はU 235, 28はU 238, 49はPu 239を意味する。

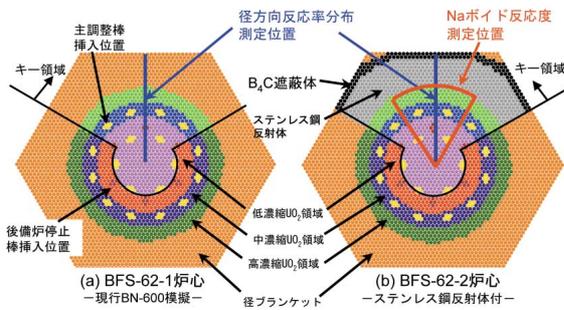


図 2 BFS 62 1及び62 2炉心の特徴（3領域ウラン燃料炉心）

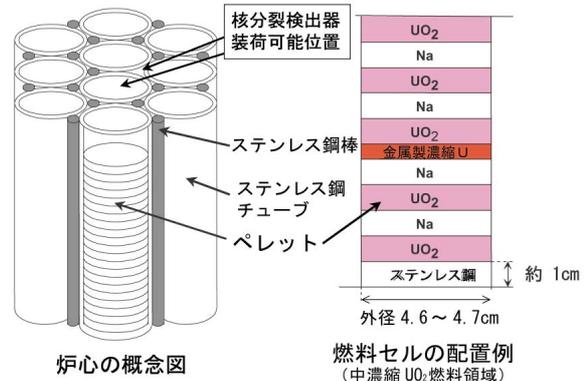


図 3 BFS 2の基本構成要素

域の中央部で行われた。

BFS 2の基本構成要素⁶⁾を図3に示す。炉心部には直立したステンレス鋼製チューブ（外径約5 cm）が三角格子状に配置されており、その中に種々の材料の円盤状ペレットを積み上げることで、研究対象炉心の物質組成を模擬する。ステンレスチューブの間隙には、通常ステンレス鋼棒を装荷するが、必要に応じ小型核分裂検出器を挿入して反応率測定にも使用する。

3) 実験解析結果

BFS 2は、従来サイクル機構が高速炉核特性解析システムの検証に使用してきた米国ZPPR臨界実験装置や日本原子力研究所のFCA臨界実験装置と基本構成及び測定手法が異なるので、サイクル機構の核設計基本データベースの汎用性を増すことが期待できる。このため、BFS 2の測定プロセスに関する情報を入手して詳細な実験解析を進め

ている。解析においては、日本の最新核データライブラリJENDL 3.2⁷⁾に基づく高速炉用70群炉定数を基本とし、炉定数改良効果の把握、ロシアの核データを使用した場合の影響評価、IPPEの解析結果との比較等を実施する。

BFS 62 1及び62 2体系の実験解析結果を両機関で比較した例を、臨界性及びスペクトルインデックスについて、それぞれ表5及び表6に示す。これらの解析値は、いずれも3次元Hex Z体系における拡散計算値をベースに、輸送・メッシュ効果の補正を加えたものである。IPPEの解析では、核データにABBN 93ライブラリ⁸⁾が用いられている。また、炉心計算には、サイクル機構は有限差分法に基づくCITATION FBRコード、IPPEは修正粗メッシュ法に基づくTRIGEXコードを用いている。このように互いに異なる核データと解析手法

表5 実験解析結果の比較例(臨界性C/E値)

	BFS 62 1	BFS62 2
決定論手法(サイクル機構)* ¹	0.9945	0.9960
決定論手法(IPPE)* ²	0.9969	0.9977
モンテカルロ手法(IPPE)* ³	0.9967* ⁴	0.9985* ⁴

*¹CITATION FBR(有限差分法)算出値を基準。70群

*²TRIGEX(修正粗メッシュ法)算出値を基準。26群

*³KENOコード。299群 *⁴統計誤差 0.0004

表6 実験解析結果の比較(スペクトルインデックス)

	BFS 62 1		BFS62 2	
	F49/F25	F28/F25	F49/F25	F28/F25
サイクル機構	1.008	1.009	1.010	0.982
IPPE	1.011	1.018	1.013	0.991

注:測定値はいずれも小型核分裂検出器によるもの
測定誤差(1%)は、F49/F25/が2.1%、F28/F25が1.8%。

を適用した両機関の解析値の差が、臨界性では約0.2%、スペクトルインデックスでは約1%以内であり、よく一致していることが確認された⁹⁾。また、臨界性については、互いの核データを使用した炉心計算値の比較より、ライブラリ効果が約0.1%であると評価されている⁹⁾。今後、燃料領域にMOX燃料を装荷した体系(BFS 62 3A以降の体系)についても同様の解析評価を行う。また、ステンレス反射体領域の反応率分布やBFS 62 2体系のナトリウムボイド反応度値の解析結果には核データ及び解析手法の影響が小さくない¹⁰⁾ことが分かった。

4) 今後の予定及び課題

後述の「全MOX炉心化技術・コスト評価」で実施するBN 600全MOX炉心設計結果を考慮して模擬臨界実験体系を決め、契約されたすべての測定を2002年度に完了させる。同実験体系の構成においては、BFS 2のプルトニウム在庫量の不足を補うために、濃縮ウランを活用した複数の体系を適切に組み合わせる必要がある。

また、サイクル機構は、既存の臨界実験解析結果との整合性を確認し、BFS 2の実験解析情報を高速炉核設計評価データベースに取り入れるため、BFS 62 3A以降の体系についても詳細な実験解析を進める。

(2) 3体LTA製造・照射試験

解体プルトニウムを用いて製造したMOX燃料をBN 600で安全に燃焼処分できることを確認するため、1999年～2003年度の5カ年計画でロシア

の原子炉研究所(RIAR)と共同研究を実施している。共同研究では、約20kgの解体プルトニウムをRIARが開発した電気冶金的方法でMOX顆粒とし、少量の微細な金属ウラン顆粒(金属ウランゲッター)とともにバイバック法により被覆管内に振動充てんして燃料ピンを製作し、3体のMOX燃料集合体を製造する。燃料集合体はBN 600に装荷され、燃焼度約11at.% (約11万MWd/t)まで照射された後、解体検査等の照射後試験を行って燃料の挙動等を調査する。

サイクル機構は、ロシアで行う燃料製造、照射及び照射後試験を通して、先進的核燃料リサイクル技術の一つと考えているバイバック燃料製造技術に関するデータを取得する。

1) 照射の現状

BN 600で照射されている燃料は、外径6.6mmのオーステナイト鋼製被覆管に、解体プルトニウムから製造したプルトニウム濃度約20wt.%のMOX燃料粒子と7wt.%分の金属ウランゲッターを振動充てんして燃料ピンとし、これを127本束ねて対面間距離94.5mmのフェライト鋼製六角ラッパ管を被せ、燃料集合体に組上げたものである。BN 600での照射は計4サイクルの予定であり、2000年5月から照射を開始した。3サイクル終わりの2001年10月時点で、燃焼度8.7at.% (約9万MWd/t)を達成している。照射終了は2002年3月の予定である。照射終了後、約半年程度炉内で冷却した後、2003年より照射後試験を開始する。なお、燃料ピンの最高線出力は約400W/cm、被覆管内表面温度最高値は約685℃と評価されている。

2) バイバック燃料の照射挙動

図4に、バイバック燃料の燃焼後の断面組織をペレット燃料と比較して示す。図からわかるように、燃料外周の低温部を除いて両者は似た組織となっており、バイバック燃料は燃焼が進むとペレット燃料と類似した照射挙動となると考えられる。

バイバック燃料のペレット燃料と異なる特徴として、製造時から燃料と被覆管が接触しており、燃料と被覆管との機械的相互作用(FCMI)が照射開始直後から生じることがある。しかし、バイバック燃料では燃料のスミア密度が80-85%T.D.(理論密度比)程度であることから、粒子間空隙へ燃料粒子が再配列すること等により、ペレット燃料と比較してFCMIは厳しくならないことが予想できる^{11),12)}。さらに、ロシアでは、バイバック燃

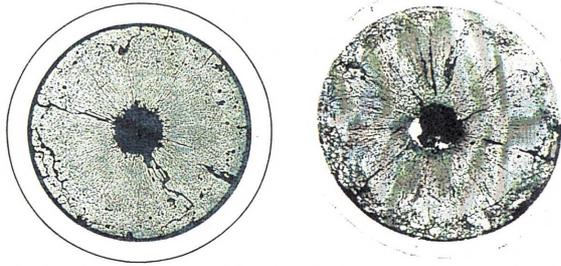


図4 照射後金相写真の例
右：パイバック燃料¹⁴⁾，約28at. %の燃焼度
左：ペレット燃料，約13at. %の燃焼度

料に金属ウランゲッターをMOX燃料粒子とともに充てんしている¹³⁾。この金属ウランゲッターは、MOX燃料と炉内で反応しO/M比を低下させることで、燃料と被覆管との化学的相互作用(FCCI)を抑制する目的で添加される。逆に、添加しすぎると金属ウランと被覆管とのFCCIが生じやすくなるといわれる。

今回の照射試験では、上記のロシア独自の技術やパイバック燃料の照射特性把握のため、詳細な破壊試験を含めた照射後試験を計画している。この他、炉心長さが約1 mと長いBN 600でのパイバック燃料スタック部の軸方向の安定性や残留ガリウム不純物による挙動への影響にも着目した照射後試験評価を行う。

3) サイクル機構の関連研究開発

BN 600での照射と並行して、サイクル機構では、パイバック燃料の健全性を評価するため、パイバック燃料挙動評価手法の整備を実施している。

パイバック燃料特有の挙動である燃料粒子充てん体の熱伝導特性、燃料粒子間の焼結現象等評価モデルや粒子部位におけるFCMI応力緩和機構の定量評価モデル確立のため、炉外での弾性率評価試験や1,700 程度迄の高温領域での圧縮・焼結特性評価試験等を行っている。UO₂模擬燃料粒子を用いた粒子充てん体の弾性率評価試験では、燃料粒子充てん体はペレットのような焼結体に比べ一桁以上小さな弾性率を有していることを確認した。

今後は、こうした炉外試験の結果を活用して燃料挙動解析コードを整備し、ロシアにおける照射試験の成果と併せて、サイクル機構の実用化戦略調査研究に反映させる。

(3) 全MOX炉心化技術・コスト評価

2001年9月、IPPEと共同研究契約を締結し、フ

ェーズ1からフェーズ2への移行、すなわち、ハイブリッド炉心から年間約1.3 tの本格的処分が可能な全MOX炉心に変更するための技術調査とコスト評価を開始した。ロシア側は、IPPE、RIAR、実験機械工学設計局(OKBM)その他関係する研究機関が協力して調査を実施し、IPPEがその取りまとめを行う。

フェーズ2への移行には、今回の調査項目の他、BN 600の2010年から2020年への寿命延長、使用済み燃料の貯蔵設備などが必要とされており、これらは、米・露共同研究により実施される。サイクル機構は、ロシア研究機関と以下の項目の調査・評価を行い、成果は、G8の国際的支援枠組み構築におけるパイバック燃料オプションの検討に反映される。

1) パイバック燃料の製造

全MOX炉心化運転に必要な燃料ピン・集合体の製造施設の設計・建設・運転コスト、燃料の輸送と貯蔵コストの評価、研究開発項目の抽出、候補地の検討などを行う。

燃料の製造施設関係のコストは、サイクル機構がパイバック燃料オプションを推進する上で鍵になるものと考えており、従来のペレット型燃料の製造施設(米国・欧州・ロシアの共同研究として実施済み)のコストと比較して、パイバック燃料オプションの優位性を示すことが目的である。

2) BN 600炉心の変更

全MOX炉心概念の検討、基礎的な炉物理特性、熱流動特性の評価と主循環ポンプ改造検討を含むBN 600炉心の改造設計作業一覧、主な作業段階のコスト評価とスケジュール及び研究開発項目や許認可の検討を行う。

全MOX燃料炉心構成すると、ナトリウムボイド反応度をゼロ以下とするロシアの安全規制を満足させるため、炉心を扁平にすること及び集合体上部にナトリウムプレナムを設けることなどが課題となり、これらの条件を満たす炉心概念を構築することがポイントとなる。ここで提案された炉心概念に基づき、前述の全MOX炉心の臨界実験体系を組む予定となっている。

3) 新燃料取扱い施設、貯蔵施設、その他

全MOX化炉心に適合した新燃料取扱い施設、新燃料貯蔵施設の検討を行う。また全MOX化に伴う炉物理、安全解析、許認可に係る必要な作業やコスト評価を行う。さらに、コスト評価とスケジュー

ルに関する全体調整，ロシア各機関のコスト評価方法の調整などを行う。

2.3 フェーズ1における共同研究の現状

(1) 炉心・燃料設計

現行BN 600炉心設計は，1960～70年代にロシア原子力省傘下のOKBMにより行われ，ドライバ燃料として濃縮ウランを用いている。この濃縮ウラン炉心をハイブリッド炉心化するための共同研究を，2001年9月から2003年3月まで実施する。OKBMは，燃料設計及び集集体設計を含む炉心設計をRIAR及びIPPEの協力の下に行い，サイクル機構は，ハイブリッド炉心の設計情報を入手するとともに設計の妥当性を確認する。

現在想定されるハイブリッド炉心の構成と主要仕様を，図5及び表7⁽⁵⁾に示す。ハイブリッド炉心は，BN 600濃縮ウラン炉心の径ブランケットをステンレス鋼及びボロン遮蔽体に置換し，径ブランケットが分担していた出力分を補てんするために，炉心燃料集集体数を約7%増加させる。

ハイブリッド炉心におけるMOX燃料の装荷体数は，プルトニウム処分量を増やすためには多い方が好ましいが，MOX燃料の増加はナトリウムボイド反応度を正側にシフトさせる。チェルノブイリ事故以降，ロシアの規制の考え方は，ナトリウムボイド反応度を負，或いはほぼ零に抑えることを要求しており，現行炉心構造を大きく変えないでこの条件を満たすためには，MOX燃料装荷数は炉心の約20%が限度となる見通しである。

MOX燃料の炉内装荷位置は，プルトニウム処分量を極力多くするため，U 238に対してより多くプルトニウムが装荷でき，しかも燃焼度がある程度高くできる炉心外側とする。炉心外側は前述のナトリウムボイド反応度の正側へのシフト効果の小さい位置でもある。

1) サイクル機構の関連研究開発

サイクル機構が行った予備的な解析で，ハイブリッド炉心化により，年間約0.3tのプルトニウム処分が可能となり，ナトリウムボイド反応度は0.3ドル程度の小さい値となること，制御棒値，ドブラー反応度その他の特性値も濃縮ウラン炉心と大きく変わらないなどの見通しを得た。今後，OKBMの設計結果を詳細に検討し，ロシアの設計の妥当性を確認するとともに，先進的技術をサイクル機構の設計研究に反映する。

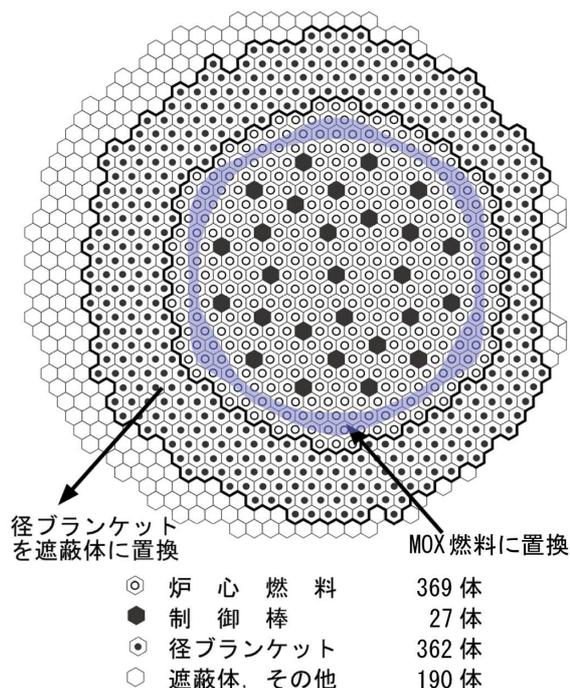


図5 ハイブリッド炉心への移行

表7 BN 600炉心主要仕様

特性	単位	濃縮ウラン炉心	ハイブリッド炉心
熱出力	MW	1470	1470
ナトリウム温度			
- 入口		368	365
- 出口		533	535
燃料炉内実効滞在日数 (EFPD)	全出力換算実効日数	480	560
実効運転サイクル長さ (EFPD)	全出力換算実効日数	160	140
平均燃焼度	MWd/kg	60	69
年間燃料装荷量			
- U 235	t	1.34	0.88
- Pu	t	-	0.28
径ブランケットでのPuの年間生産量	t	0.12	-

(2) 安全解析

ハイブリッド炉心の安全審査の開始を2004年頃と想定し，チェルノブイリ事故以降厳しくなったロシア規制当局の炉心損傷事象 (CDA) 等に対する評価を支援するため，日，米が分担して安全解析に関する共同研究をIPPEと実施している。共同研究は，2001年から約3年間，ロシア側はIPPEが中心となって，OKBM，RIARなどのロシア関係機関が協力して，設計基準事象，設計基準外事象な

どの許認可に必要な安全解析を実施するもので、サイクル機構は、原型炉、実証炉でのCDA評価経験¹⁶⁾に基づいて、解析目標、解析方針などについて協議すると共に、ロシア側の解析結果の妥当性を確認する解析を実施し、ロシア側の許認可作業を支援する。米国は、ロシア側が自国の安全解析コードの検証・改良等を実施するための資金・技術情報提供等を行う。サイクル機構は、BN 600の安全性はロシアの責任で担保すべきとの考えの下、米国とも協力して、ロシアの解析・評価を支援する方針である。

CDA評価方針に対するサイクル機構の考え方を、2001年10月末にIPPEで開催された安全解析に関する第1回調整会議で、日・米・欧の高速炉の許認可経験に立脚して説明した。また、サイクル機構で実施しているCDA解析の概要を説明し、ロシア側安全解析実施に対しての要望事項を伝達した。ロシア側はサイクル機構の説明したCDA評価のアプローチを考慮しつつ、安全解析を進めることとなった。

1) CDA評価

代表的なCDAとして、炉心流量減少型スクラム失敗事故(ULOF)を選定する。ULOF評価の目標は、BN 600プラントの特徴を反映して、CDA時の熱・機械的な事故影響を原子炉容器内に保持・格納できるシナリオ(炉容器内格納シナリオ)の構築に置く。

BN 600の原子炉構造を図6に示す。他のMOX炉心と比較すると、BN 600の安全評価上の特徴はバイバック燃料を装荷することに加えて、主に、ポイド反応度が小さいこと及び下置き型原子炉構造をもつことにあると考えている。前者については、燃料の物性に起因して燃料破損タイミングと損傷燃料挙動とが従来炉心と異なる可能性があり、この影響を把握する事がポイントとなる。また、後者については炉容器内格納シナリオを確立する観点から、機械的エネルギー放出時の、大口径炉容器ベローズ、円錐型炉容器、小体積カバーガス空間、ホットプール内中性子遮蔽体構造などの効果を把握することが重要である。更に、熱的影響に対する裕度を確認するためには、モジュラー型連結管を内包する炉心入口プレナム、炉壁冷却構造などが損傷炉心の長期冷却能力に及ぼす影響を把握することが重要である。

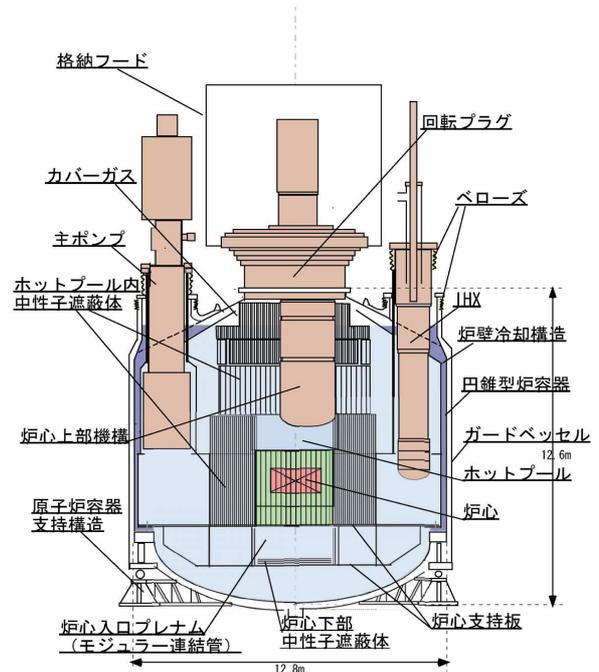


図6 BN 600プラントの原子炉構造²¹⁾

2) サイクル機構の関連研究開発

ULOFは、事故の初期(起因)過程から最終安定に至るまで、図7に示す事象推移を辿る。以下に、サイクル機構が予備的な検討のため実施した事故シナリオ検討の概略を説明する。

ULOF起因過程を燃料破損挙動解析SAS4Aコード¹⁷⁾を用いて評価し、炉心の大半の冷却材が沸騰してポイド化するものの、ポイド反応度が小さいため、即発臨界を超過する可能性は極めて小さいという結果が得られた。起因過程後に、燃料プールが形成される遷移過程を経て溶融燃料が炉心外に流出すると、恒久的な未臨界状態に到達し事故は終息する。遷移過程とその後の燃料流出過程を多成分・多層流核熱流動解析SIMMER IIIコード¹⁸⁾で解析し、円錐型炉容器やホットプール内中性子遮蔽体構造がナトリウム蒸気泡の膨張に伴う機械的エネルギーの低減に有効である結果が得られた。機械的エネルギーに対する原子炉容器及びベローズなどの耐衝撃性評価を衝撃応答解析AUTODYN 2Dコード¹⁹⁾を用いて行い、構造健全性に関する見通しを得た。さらに、損傷炉心のナトリウム自然循環による冷却可能性を熱流動解析AQUAコード²⁰⁾を用いて評価し、炉壁冷却構造などの重要性を確認した。

これら一連の予備的評価を通じて、ULOFに対

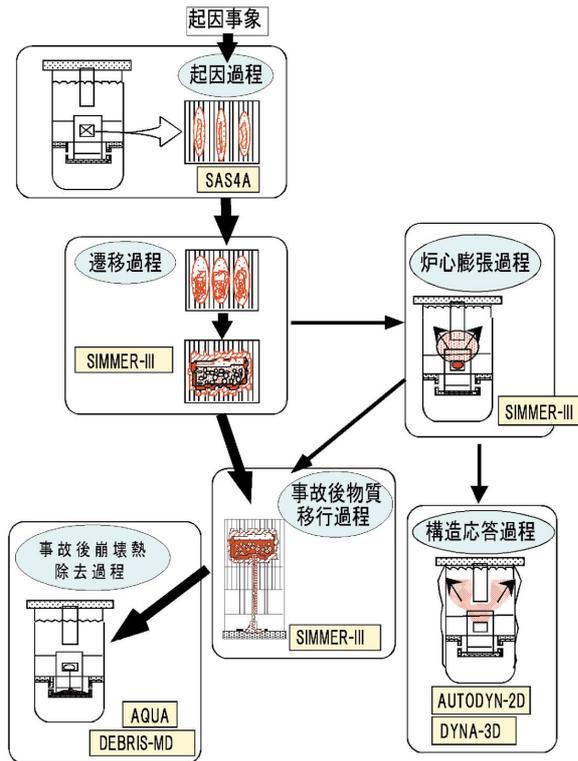


図7 炉心損傷事象(ULOF) 推移の概要と評価手法

する炉容器内格納シナリオを確立するための条件が明確となった。今後、共同研究によって入手するパイバック燃料物性値及びプラント構造詳細データに基づいてより信頼性の高い評価を実施し、ロシアの解析評価を支援する計画である。

(3) RIARの施設整備

1) パイバック燃料製造の特徴

RIARにて旧東独の研究機関の協力により開発されたとされるパイバック燃料製造法は、電解析出により製造したMOX燃料を粉砕し、顆粒状燃料を燃料被覆管に振動充てんするもので、金属プルトニウムの酸化物への転換工程が簡略化でき、また、図8に示すように、従来のペレット燃料と比較すると造粒、成型、焼結、研削、検査工程が省略できるなどの特徴があり、充てん後ガンマ線透過測定でプルトニウムの軸方向分布を確認する工程の追加を考慮しても、燃料製造コストの大幅な低減化が期待できる。濃縮ウラン酸化物のパイバック燃料は、既にRIARにある高速実験炉BOR 60でドライバ燃料として使用されており、また、MOX燃料についても、過去、~500体のBOR 60での照射、BN 600、BN 350においても照射試験

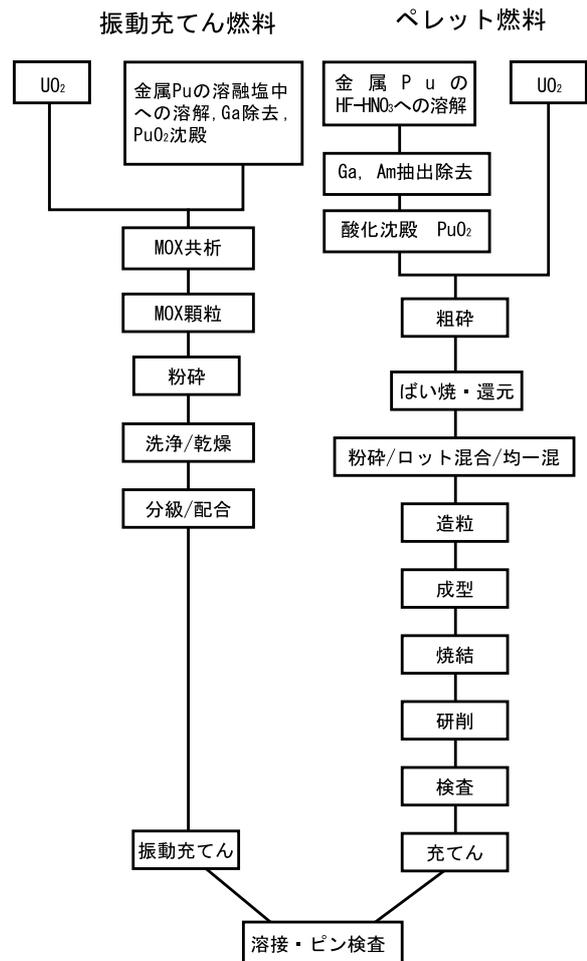


図8 振動充てん燃料とペレット燃料のプロセス比較

され、実験ピンでは約30%の燃焼度に到達したものもあるなどの実績をもつ²²⁾。

2) 施設整備の概要

ハイブリッド炉心の運転に必要な年間0.3tのプルトニウム(年間~50燃料集合体)を燃料に加工する施設をRIARに整備するため、共同研究契約を2001年7月に締結した。共同研究は、約2年にわたって実施される。

核兵器として使用されなくなった金属プルトニウムは、まず溶融塩中に塩素化溶解し、兵器としての必要性から微量添加されているガリウムを塩素化して蒸発除去する。上記プルトニウムを酸化物として回収し、顆粒製造の為に溶融塩中にウランとともに溶解しMOX顆粒に電解析出させる。こうして製造されたMOX燃料をある粒子径範囲の顆粒群に粉砕加工し、それを被覆管に振動充てんしてMOX燃料ピンを製造する。

今回の契約では、必要な容量の顆粒燃料製造ライン及びピン製造ラインを新設する。燃料ピンから燃料集合体への組立は、ペレット燃料の場合と同様の装置であり、既設ラインを一部増強・整備する。また、塩素ガスのリサイクルシステムや廃棄物処理システムも整備する。上記工程中、金属プルトニウム中のガリウム除去工程については、兵器情報を含むため米国の分担で整備される。MPC & A (Material Protection Control & Accounting) 関係の設備についても、プルトニウムの検認・保障措置として米国の分担項目となっている。RIAR は、2004年秋頃に予定されているハイブリッド炉心移行に向けてこれらの施設を整備する。

サイクル機構は、上記施設整備に伴い、機器設計、許認可取得、機器の製作据付、試運転を通じてパイバック燃料製造施設に係る顆粒製造（廃棄物処理、塩素ガスリサイクル装置を含む）、燃料ピン製造、集合体製造に係る機器設計情報、試運転・試作情報等を取得し、今後の実用化戦略調査研究における技術の絞り込み等に反映する。

3) サイクル機構の関連研究開発

サイクル機構では上記のパイバック燃料製造工程（燃料の溶融塩への溶解、電解析出、パイバック燃料製造）について、安全性・健全性の評価のための基礎データを酸化ウランベース試験で取得している。燃料製造では、酸化ウランの溶融塩溶解工程で使用する塩素ガスが、量産化に伴って増大するため、この塩素ガスの低減が課題となる。また、パイバック燃料の長距離輸送時安定性・健全性も課題となる。さらに、RIAR は、被覆管内面腐食抑制等のためパイバック燃料に金属ウラン粉を添加²³⁾しており、燃料製造工程における添加技術も研究課題となる。

塩素ガス量低減化の基礎データとして、塩素ガスと燃料粉との接触状況の違いによる溶解速度の違いを測定し、塩素ガスの吹き込み管の工夫により4倍程度効率が向上すること等のデータを得た²⁴⁾。また、輸送時安定性の確認のため、電解析出により製造した酸化ウラン顆粒によりパイバック燃料を製造し、それに燃料の輸送時を模擬した振動を与えて、X線ラジオグラフにより軸方向のウラン分布を測定した。その結果、電解析出顆粒の充てん燃料は偏析等が生じることなく輸送時にも安定であるとの見通しを得た。上記の試験により得られた酸化物電解法の燃料顆粒製造技術、燃

料充てん技術、計測技術等に関する知見は、実用化戦略調査研究の技術絞り込みに反映される。

3. まとめと今後の予定

解体プルトニウムの処分は、第一義的には米露の責任で行われるべきとの基本認識²⁵⁾の下に、日本の主体的な国際貢献として、また、日本の高速炉開発に裨益するため、サイクル機構は将来の高速炉開発の有力な候補技術であるパイバック燃料を用いたBN 600での燃焼処分を提案し、その初期段階（ハイブリッド炉心化まで）の研究開発要素の強い六つの課題について、ロシアの研究所と共同研究を進めてきた（この他、1件を日露非核化支援協定にて実施検討中）。

共同研究は、現在のところ、技術的な面からは順調に進み予定どおりの成果を挙げている。ただ、日・露間に解体プルトニウム処分協力に関する政府間協定がないことから、施設の訪問や報告書の送付等でいくつかの問題が生じており、今後の円滑な解体プルトニウム処分協力のためには、これら制度的な面からの検討も必要な状況である。

また、ハイブリッド炉心化は、米・露との作業分担の下に実施される予定で、プッシュ政権の対露支援政策レビューのため遅れていた政府レベルの分担協議を促進させることが望まれる。

さらに、BN 600での本格的処分（全MOX炉心化）は、G8での国際的支援枠組み構築の中で他のオプションと併せて検討が進められており、サイクル機構は、BN 600パイバック燃料オプションの採用に向けて、これまで培ってきた高速炉の技術と現在実施中の共同研究の成果をもって技術的支援を行っていく考えである。

参考文献

- 1) 例えば、サイクル機構：核不拡散対応研究会報告書、JNC TN1400 2000 008 p.57～59(2000)
- 2) AGREEMENT BETWEEN THE US GOVERNMENT AND THE RUSSIAN FR GOVERNMENT CONCERNING THE MANAGEMENT AND DISPOSITION OF PLUTONIUM DESIGNATED AS NO LONGER REQUIRED FOR DEFENSE PURPOSES AND RELATED COOPERATION Sept.(2000)
- 3) 星野康史、河野秀作、他：“低除染燃料製造施設に関する設計評価”，サイクル機構技報，No.12 別冊，p.93～104(2001)。
- 4) G8 COMMUNIQUE OKINAWA 2000, Okinawa, 23 July(2000)

- 5) A.Yamato, et al. : " The Present Status of International Cooperation pertaining to Russian Surplus Weapons Plutonium Disposition ", The 2nd Annual JNC International Forum on the Peaceful Use of Nuclear Energy, Tokyo Japan Feb. 21 22, 2000, p.103 106 (2000)
- 6) 杉野和輝, 他 : " BFS臨界実験解析 BFS 62 1体系の解析 ", JNC TN9400 2000 098 (2000)
- 7) T. Nakagawa, et al. : " Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision 2 : JENDL 3.2 ", J. Nucl. Sci. Technol., 32(12), p.1259 (1995)
- 8) G.N. Manturov, et al. : " ABBN 93 Group Data Library. Part1: Nuclear Data for calculation of Neutron and Photon Radiation Fields ", Vienna, IAEA, INDC(CCP) 409/L, p.65 110 (1997)
- 9) G. Mantourov, " Effects of Nuclear Data Library on BFS and ZPPR Fast Reactor Core Analysis Results, Part II : BFS 62 Analysis Results ", JNC TN9400 2001 106 (2001)
- 10) 杉野和輝, 他 : " BFS臨界実験解析(V)- BFS 62 1及び62 2炉心の解析 - ", 日本原子力学会2001年秋の大会予稿集第Ⅱ分冊Ⅰ 49, p.484 (2001).
- 11) A.A.Mayorshin, et al. : " Calculated experimental justification of using vibropack UO₂ and PuO₂ fuel in PWR ", Proceedings of Global '97, Yokohama, p.510 516 (1997)
- 12) A.A.Mayorshin, et al. : " Russian Experience in Using UPuO₂ Vibropac Fuel Pins in Fast Reactor ", The 8th International Conference on Nuclear Engineering, April 2 6 (2000)
- 13) R. Hergig, et al. : " Vibrocompacted fuel for the liquid metal reactor BOR 60 ", Journal of Nuclear Materials, vol.204, p.93 101 (1993)
- 14) A.A.Mayorshin, et al. : " Development of vibropac MOX fuel pins serviceable up to superhigh burnups ", IAEA Influence of High Dose Irradiation on Core Structural and Fuel Materials in Advanced Reactors, Vienna, Aug. 1998, 261, pp.69 92, IAEA TECDOC 1039.
- 15) B.A.Vasiliev, " Natrium Coolant Technologies for Nuclear Reactors ", Proc. of the ISTC TITech Japan Workshop on Nuclear Technologies in Russia/CIS, P.42 65, Tokyo, Japan, July 9 (2001)
- 16) H. Endo, K. Satoh, S. Kotake, F. Kasahara, S. Itooka, M. Ishida, K. Koyama, and T. Morii, " Study of core disruptive accident sequence of unprotected events in a 600MWe MOX homogeneous core ", Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, Tokyo, (1992)
- 17) H.Niwa, " Model Development of SAS4A and Investigation on the Initiating Phase Consequences in LMFRs Related with Material Motion ", Proc. IAEA/IWGFR TCM on Material Coolant interactions and Material Movement and Relocation in LMFRs, IWGFR/89, O arai, Japan, p.281 (1994)
- 18) S.Kondo, Y.Tobita, K.Morita, W.Macheck, P.Coste, D.Wilhelm, " Status and achievement of assessment program for SIMMER III, a multiphase, multi component code for LMFR safety analysis ", Proc. of the Eighth Int. Topical Mtg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Vol.3, p.1340 (1997)
- 19) Century Dynamics " AUTODYN ALE (Arbitrary Lagrange Euler) Tutorial ", [http:// www. century dynamics.co.uk/](http://www.centurydynamics.co.uk/).
- 20) 村松寿晴, 前川勇, 松本雅彦, 二ノ方壽, " 単相多次元熱流動解析コードAQUA ", PNC N9520 87 011.
- 21) " Status of liquid metal cooled fast reactor technology ", IAEA TECDOC 1083.
- 22) " Russian Experience in Using U PuO₂ Vibropac Fuel Pins in Fast Reactors ", 8th International Conference on Nuclear Engineering April 2 6 (2000)
- 23) Mayorshin, et al. " Vibrocompacted fuel for the liquid metal reactor BOR 60 ", Journal of Nuclear Materials 204 p.93 101 (1993)
- 24) 日本原子力学会「2001年秋の大会」N5, 酸化物系溶融塩電解プロセスの改良.
- 25) 原子力委員会 : 長期計画策定会議, 第6分科会報告書 (1999).