

ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分協力

－共同研究及び信頼性実証試験の成果報告－

JAEA Cooperation on the Excess Weapons Plutonium Disposal
– Joint Researches with Russian National Laboratories and Demonstration Studies
with Vibrapac MOX Fuel Assemblies –

鈴木 美寿 岩淵 淳一 河西 善充 久野 祐輔
持地 敏郎

Mitsutoshi SUZUKI, Jyunichi IWABUCHI, Yoshimitsu KASAI, Yusuke KUNO
and Toshirou MOCHII

核物質管理科学技術推進部

Department of Science and Technology for Nuclear Material Management

January 2013

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail: ird-support@jaea.go.jp

ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分協力
ー共同研究及び信頼性実証試験の成果報告ー

日本原子力研究開発機構 核物質管理科学技術推進部

鈴木 美寿、岩淵 淳一*、河西 善充*、久野 祐輔、持地 敏郎

(2012 年 11 月 12 日受理)

原子力機構は、ロシア余剰核兵器から取り出した解体プルトニウム処分に協力して、米露を中心とした世界の軍縮・非核化支援に貢献するとともに、製造コストが安価で将来の高速炉燃料製造に有望な候補技術である振動充填（以下、「バイパック」）燃料製造技術及び高速炉 BN-600 を利用しての燃焼処分に係る基礎データを取得しようとした。この目的の為に、1996 年 4 月のモスクワ・原子力安全サミットにおける日本政府の国際貢献の動きを支援する形で、原子力機構はロシアの原子力省傘下の研究所と 1999 年から 2008 年までの間、関連する共同研究を実施した。また、2004 年に文部科学省から(株)ペスコが委託を受けて実施した MOX バイパック燃料集合体の信頼性実証試験（以下、「信頼性実証試験」）を支援し、2009 年度に信頼性実証試験が終了した後も、現在に至るまで、非核化支援という形で、ロシアに対する解体プルトニウム処分協力を実施して来た。

一方、34 トンの解体プルトニウムを処分するという 2000 年 9 月の米露の二国間協定での取決め（以下、「2000 年協定」）は、解体プルトニウム処分を高速炉を用いて行うことを盛り込んだ米露共同声明として 2007 年 11 月に発表され、2011 年 7 月に改定 2000 年協定として発効された。当時のロシアは、ペレット燃料製造方法に比べて経済性に優れたバイパック燃料集合体を高速炉で照射する方法を採用するとしていた。しかし、その後のバイパック燃料集合体の照射試験の結果、技術的な問題が明らかとなった後は、ペレット燃料集合体を使用する方針に変更されつつある。

以上のような背景から、将来的なバイパック燃料製造技術の採用については流動的な要素が多いことから、1999 年当時から現在に至るまで、解体プルトニウム処分協力として原子力機構が実施してきた共同研究の成果及び信頼性実証試験の試験結果を、成果報告書として取り纏めることとした。

なお、上記の信頼性実証試験は、文部科学省からの受託として(株)ペスコが実施したものであるが、原子力機構は技術情報の提供、技術支援、報告書レビュー等として参画しており、本処分協力の全体を纏めた資料を残すべきとの考えから、事業の推進・支援を図る立場にある原子力機構として、本報告書を作成した。

JAEA Cooperation on the Excess Weapons Plutonium Disposal
—Joint Researches with Russian National Laboratories and Demonstration Studies with
Vibrapac MOX Fuel Assemblies —

Mitsutoshi SUZUKI, Jyunichi IWABUCHI*, Yoshimitsu KASAI*,
Yusuke KUNO and Toshiro MOCHII

Department of Science and Technology for Nuclear Material Management
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received November 12, 2012)

JAEA has worked for the contribution to the world disarmament and nonproliferation through the United States and Russia cooperation on the excess weapon plutonium disposition from Russia as well as to acquire the basic data of the post irradiation test with the BN-600 and the vibro-packed MOX fuel fabrication technologies that are candidates of the feature fast breeder reactor technologies due to economical advantage. To support the initiative of Japan government after the Moscow nuclear security summit in April 1996, JAEA has started the joint research activities with some of the Russian national laboratories under the MINATOM in 1999. Since then, JAEA has been involved into the demonstration experiment for the vibro-packed fuel irradiation with the BN-600 that was managed by the PESCO corp. under the contract with MEXT.

On the other hand, in November 2007, the United States and Russia signed a joint statement which presents the use of both existing and planned Russia fast reactors for this disposition program and the amendment to the Plutonium Management and Disposition Agreement (PMDA) that mentioned each disposition of at least 34 metric tons of surplus weapons-grade plutonium. At that time, the vibro-packed MOX fuels were scheduled to be used for this program comparing to the pellet ones due to the economical reason. However, after the technical difficulties are recognized as a result from the post irradiation experiments, it is inferred that the vibro-packed approach has been replacing by the pellet one.

*PESCO Co., Ltd.

Under these circumstances, the joint researches with Russian national laboratories and the demonstration studies on vibro-packed MOX fuel assemblies as nonproliferation support activities from 1999 to 2011 are summarized in this document. Although the demonstration experiment for the vibro-packed experiment was performed by the PESCO corp., JAEA was involved as technical advisor and reviewer. Therefore, as a promoting and supporting organization for the Russian plutonium disposition program we would like to put all the results and achievements together into this report in JAEA.

Keywords: Russian Plutonium Disposition Program, Vibro-packed MOX Fuel Technology, BN-600, RIAR, Plutonium Management and Disposition Agreement (PMDA), etc

This is a blank page.

目 次

1. はじめに.....	1
1.1 時代背景.....	1
1.2 米露間の処分協議.....	2
1.3 他国の処分協力.....	4
2. 解体プルトニウム処分協力.....	7
2.1 経緯と全体計画.....	7
2.2 共同研究.....	11
2.2.1 BFS-2 臨界実験.....	11
2.2.2 三体先行用試験集合体の製造・照射試験.....	17
2.2.3 フル MOX 炉心化に係るコスト評価.....	21
2.2.4 BN600 ハイブリッド炉心・燃料設計.....	24
2.2.5 BN600 ハイブリッド炉心安全解析.....	27
2.2.6 RIAR 燃料製造施設整備.....	30
2.3 MOX バイパック燃料集合体の信頼性検討.....	33
2.3.1 MOX バイパック燃料集合体の製造・照射・照射後試験の実施体制・スケジュール.....	33
2.3.2 MOX バイパック燃料集合体の設計.....	37
2.3.3 MOX バイパック燃料集合体の製造結果.....	44
2.3.4 MOX バイパック燃料集合体の照射結果.....	50
2.3.5 MOX バイパック燃料集合体の照射後試験結果.....	55
2.3.6 MOX バイパック燃料集合体の信頼性に関する検討.....	80
3. ロシアの解体核処分に果たした意義.....	90
3.1 解体 Pu 処分に係る米露協定の改定.....	90
3.2 ロシア高速炉における解体 Pu 処分オプション.....	91
3.3 MOX バイパック燃料集合体による解体 Pu 処分の見通し（解体 Pu 処分に果たす役割）.....	92
3.4 まとめ.....	95
謝辞.....	96
参考文献.....	97
付録 1 成果一覧.....	99
付録 2 BN600 バイパックオプションの技術.....	105
付録 3 ロシアの関連原子力施設.....	108

Contents

1. Introduction.....	1
1.1 Background	1
1.2 Negotiation on the disposition program between the United States and Russia.....	2
1.3 Contribution from other countries	4
2. Japan contribution to the excess plutonium disposition program.....	7
2.1 Progress and the general schedule	7
2.2 Cooperate research	11
2.2.1 Criticality experiment with BFS-2.....	11
2.2.2 Leading test experiment with 3 fuel assemblies (FA)	17
2.2.3 Cost evaluation for the full installment of MOX FA into the core.....	21
2.2.4 Design of the vibropack MOX FA and the hybrid combination of the core in BN600.....	24
2.2.5 Safety analysis for the BN600 hybrid core.....	27
2.2.6 Vibropack fuel fabrication facilities in RIAR	30
2.3 Demonstration test of vibropack MOX FA.....	33
2.3.1 Framework and schedule of fabrication, irradiation and PIE experiment of vibropack MOX FA.....	33
2.3.2 Design of vibropack MOX FA.....	37
2.3.3 Fabrication result of vibropack MOX FA	44
2.3.4 Irradiation results of vibropack MOX FA.....	50
2.3.5 Post irradiation test of vibropack MOX FA.....	55
2.3.6 Consideration for reliability vibropack MOX FA.....	80
3. Significance of Russian excess plutonium disposition program	90
3.1 Amendment of the PMDA	90
3.2 Weapon plutonium disposition option using Russian fast reactors	91
3.3 Future prospect of MOX vibropack fuel.....	92
3.4 Summary	95
Acknowledgement	96
References	97
Appendix 1 Table of accomplishments	99
Appendix 2 Technologies of vibropack option using BN600.....	105
Appendix 3 Related nuclear research facilities in Russia	108

表リスト

表 1.1	パリ専門家会合で紹介されたオプション	6
表 2.1	BN600 ハイブリッド炉心化の実施項目と想定スケジュール	10
表 2.2	BFS 臨界実験体系の構成と目的	14
表 2.3	臨界実験における測定データ	14
表 2.4	両機関の核特性解析システムの比較	15
表 2.5	照射、照射後試験の取得情報概要	19
表 2.6	バイパック燃料照射挙動評価手法整備の検討項目	20
表 2.7	フル MOX コスト評価の検討項目と範囲	22
表 2.8	ペレット燃料とのコスト比較	23
表 2.9	炉心・燃料設計の研究項目と範囲	26
表 2.10	我が国の手法を用いた解析による核特性	26
表 2.11①	安全解析項目と基盤技術開発のためのデータベース拡充項目	29
表 2.11②	安全解析項目と基盤技術開発のためのデータベース拡充項目（続き）	30
表 2.12①	RIAR の施設安全に関する検討項目	32
表 2.12②	RIAR 施設整備における取得情報概要	32
表 2.13	MOX バイパック燃料集合体の設計制限値	37
表 2.14	MOX バイパック燃料集合体の設計仕様	39
表 2.15	MOX バイパック燃料ピンの設計仕様	41
表 2.16	BN-600 のスペック	50
表 2.17	照射開始時の Gr-4 燃料集合体の照射条件	53
表 2.18	照射終了時の Gr-4 燃料集合体の照射条件	53
表 2.19	照射後試験項目	55
表 2.20	照射後試験対象とした燃料集合体及び燃料ピン	56
表 2.21	燃焼度測定結果	67
表 2.22	製造した MOX バイパック燃料ピンの製造結果	81
表 2.23	BN-600 で照射した MOX バイパック燃料集合体と照射結果	84

図リスト

図 1.1	解体プルトニウム処分協力.....	7
図 2.1	バイパックオプションの実施ステップ	9
図 2.2	BN-600 のハイブリッド炉心・フル MOX 炉心の特徴.....	10
図 2.3	社内実施体制及びロシア研究機関.....	13
図 2.4	臨界性に関する実験解析結果.....	15
図 2.5	燃料領域毎のナトリウムボイド反応度値解析結果の比較.....	16
図 2.6	臨界実験解析結果に基づく BN-600 ハイブリッド炉心の精度評価フロー	16
図 2.7	IPPE 評価結果との比較 (BN-600 ハイブリッド炉心の予測精度評価)	17
図 2.8	三体デモ照射試験の流れ.....	19
図 2.9	UO ₂ 顆粒充填体 (3 サイズ混合、不定形顆粒) の圧縮特性評価結果 (初期充填率約 70～75%TD 程度)	20
図 2.10	BN600 フル MOX 炉心.....	22
図 2.11	燃料製造建屋概念図.....	23
図 2.12	BN600 ハイブリッド炉心構成.....	25
図 2.13	BN600 プラントの原子炉構造及び炉心損傷事象推移の概要と評価手法	28
図 2.14	RIAR 燃料製造ラインの配置.....	32
図 2.15	MOX バイパック燃料集合体の製造・照射・照射後試験の流れ.....	35
図 2.16	高速炉燃料集合体信頼性実証等事業の実施体制	36
図 2.17	高速炉燃料集合体信頼性実証等事業の全体工程 (実績)	37
図 2.18	MOX バイパック燃料集合体の構造.....	40
図 2.19	MOX バイパック燃料ピンの構造.....	43
図 2.20	MOX 顆粒燃料の製造フロー	45
図 2.21	顆粒燃料製造ホットセル内の設備配置.....	45
図 2.22	燃料ピンの製造工程及び品質管理工程フローシート.....	47
図 2.23	燃料ピン製造装置及び試験検査装置のレイアウト.....	47
図 2.24	燃料集合体の製造工程及び品質管理工程フロー	49
図 2.25	燃料集合体製造装置及び試験検査装置のレイアウト.....	49
図 2.26	BN-600 の原子炉構造.....	51
図 2.27	BN-600 炉心の炉心燃料集合体等の配置.....	51
図 2.28	BN-600 炉心での MOX バイパック燃料集合体の照射位置	52
図 2.29	Gr-2 燃料集合体(No.505.020.01.07.03)の燃料ピン配列及び照射後試験対象の燃料ピン.....	57
図 2.30	Gr-4 燃料集合体(RNAT.506214.016.03.05)の燃料ピンバンドルの状況.....	60
図 2.31	燃料ピン毎の Kr-85 の γ 線強度	61
図 2.32	Gr-2 燃料集合体(505.020.01.07.03)の燃料ピン表面の状況 (No.1, No.29, No.100, No.103) ..	62
図 2.33	Gr-4 燃料集合体(RNAT.506214.016.03.05)の燃料ピン No.15 の外観写真	62
図 2.34	Gr-4 燃料集合体(RNAT.506214.016.03.05)の燃料ピンの直径変化プロファイル	63
図 2.35	Gr-1 燃料集合体(505.020.02.05.02)の燃料ピン No.78 の直径変化プロファイル	63

図 2.36	Gr-2 燃料集合体(505.020.01.07.03)の燃料ピン No.64 の γ 線強度軸方向分布	64
図 2.37	Gr-2 燃料集合体(505.020.01.07.03)の燃料ピン No.106 の ECT 信号	65
図 2.38	Gr-2 燃料集合体(505.020.01.07.03)の燃料ピン No.86 の ECT 信号	65
図 2.39	燃料集合体(505.020.02.05.02)の燃料の組織	69
図 2.40	Gr-1 燃料集合体(505.020.02.05.02)の燃料ピン No.78 局所膨れ部近傍の組織	70
図 2.41	ガスリークが疑われる燃料ピンの軸方向中央部の縦断面組織 (Gr-2 燃料集合体(505.020.01.07.03)の No.86 燃料ピン/下端から 1500mm)	71
図 2.42	Gr-4 燃料集合体(RNAT.506214.016.03.05)の燃料ピン No.15 の径方向断面組織	72
図 2.43	Gr-4 燃料集合体(RNAT.506214.016.03.05)の燃料ピン No.15 における破損部の被覆管研磨組織	73
図 2.44	EPMA による半径方向元素分析 (Gr-1 燃料集合体(505.020.02.05.02)の燃料ピン No.64 中央部)	74
図 2.45	EPMA による半径方向元素分析結果 (Gr-1 燃料集合体(505.020.02.05.02)の燃料ピン No.78 /ライン 1)	75
図 2.46	EPMA による面分析 (Gr-1 燃料集合体(505.020.02.05.02)の燃料ピン No. 64 中央部燃料・被覆管ギャップ部)	76
図 2.47	燃料領域における Na 分布と定量分析結果 (Gr-4 燃料集合体(RNAT.506214.016.03.05)の燃料ピン No.15)	77
図 2.48	燃料集合体の炉心取出しから RIAR ホットセル搬入までの流れ	79

This is a blank page.

1. はじめに

1991年のソ連崩壊後に始まった米露解体核プルトニウム処分は、米露間の余剰核分裂性物質の管理と削減に関する政治的・技術的交渉の動きに左右されて来た。2000年9月に米露間で両国が34トンのプルトニウム処分を行うことで合意された「余剰核兵器解体プルトニウム処分協定」(2000年協定)には、明記されていないものの、露側の解体プルトニウム処分に必要な費用は米国をはじめとする国際的な支援により調達するとして米露間の政治的合意があった。この合意は、我が国も含めたG7各国からの国際的支援額が伸び悩む中で、米露の解体プルトニウム処분을遅らせる要因となった。

一方、ロシアの原子炉科学研究所(RIAR)で開発されていた振動充填(バイパック)燃料製造技術は、当時、サイクル機構が実施していた高速炉の実用化戦略調査研究における候補技術の一つであり、ペレット技術に比べて安価に製造できる可能性を持ったバイパック技術は大きな魅力があった。原子力機構は、1999年に、バイパック技術を用いてMOX顆粒燃料を製造し、ロシアの高速炉BN-600を利用して燃焼処分を行う方法について、ロシアの原子力省(MINATOM)傘下の幾つかの国立研究所と共同研究を開始した。

2007年11月に米露共同声明により、米国からの400M\$を上限とする支援額を条件に、その他の費用はロシア国内で負担することで、露側の解体プルトニウム処分は、軽水炉(VVER-1000)を用いた処分ではなく、高速炉を用いた処分へ方針転換することとなった。これには、原子力機構が国際協力として進めてきたロシア固有のバイパック燃料技術を用いたBN-600による処分が順調に進んでいる実績が貢献したこと、また、米国でも、米側の処分事業としてのサバンナリバーのMOX工場建設の予算認可を控え、双務性の観点から、ロシア処分を推進しなければならず、米国エネルギー省国家安全保障庁(DOE/NNSA)が、長年、兵器級プルトニウムを生産するとして反対してきた高速炉オプションに同意せざるを得なかったことが大きく影響した。

2009年頃は、バイパック燃料を用いた高速炉オプションで進むと思われていたロシアが、2004年～2009年までに実施した「MOXバイパック燃料集合体の信頼性試験」において、予想外の燃料ピンの破損及び技術的課題が明らかになることと呼応するかのように、2012年現時点では、バイパック燃料の代わりにペレット燃料を用いて高速炉オプション用のMOX燃料を製造する方法が支持されているとの状況になっている。

原子力機構の前身である核燃料サイクル開発機構の時から始まった「解体核プルトニウム処分」事業は、事前の調査活動を経て、1999年の共同研究の開始から、原子力機構が設立されて第2期中期計画に移行した2011年迄の12年間に渡り、非核化支援事業として実施して来ており、これまでの成果は、バイパック燃料製造技術の知見として、次世代原子力システム技術開発に反映されるとともに、2007年の米露共同声明によるロシアの高速炉オプションを採用するとして発表によって、長年の原子力機構の努力が報われたこととなり、平成21年度の外部評価においては、他の案件と併せてS評価を受けることが出来た。

本報告書では、今までの共同研究と信頼性実証試験の成果を取り纏めるとともに、非核化支援としての解体核プルトニウム処分協力について総括する。

1.1 時代背景

米露両大国の戦略核兵器は、東西冷戦の終結を受けて、1994年12月の戦略核兵器削減条約(START-1)発効以降解体が進められ、冷戦期の半数(約6000発)程度に削減されている。この結果、核弾

頭として用いられていた、質量数 235 のウラン(U235)を高純度を含む高濃縮ウランと質量数 239 のプルトニウム(Pu239)を高純度を含む兵器級プルトニウムが大量に発生し、これらの核物質が十分に管理されず拡散してしまうのではないかと懸念が生じていた。

解体核のうち、高濃縮ウランの処分は天然ウランと混ぜて希釈することによって、軽水炉用燃料とすることが可能で、ウラン燃料を軽水炉で燃やすことは多くの国で行われていることであり、政治的な問題となる要素はあまり見当たらない。一方、プルトニウムの処分は、特に軽水炉の運転により生じた原子炉級プルトニウムについては、ウランとプルトニウムの混合酸化物(MOX)燃料として軽水炉で燃やすこと(プルサーマル)が欧州で行われている。

我が国においても「ふげん」、「常陽」の燃料として、原子力機構の研究開発を中心に 20 年以上の燃焼経験があり、電力においてもプルサーマルの導入を進めていた。しかし、米国ではカーター政権以来、プルトニウムの商業利用を禁止しており、MOX 燃料の軽水炉での使用や高速増殖炉の積極的な開発は進められていない。また、ロシアにおいても高速増殖炉の開発は進められているものの、主にウラン燃料を利用しており、原子炉級及び兵器級プルトニウムの MOX 燃料の軽水炉での利用は行われていない。さらに、米国は当初は兵器級プルトニウムをセラミックスで固め、地層処分(固定化処分)することを考えていたこと、ロシアは産業の活性化のために兵器級プルトニウムを高速炉での燃焼を主としたエネルギー源として考えていること等、両国の兵器級プルトニウム処分に対する考え方は異なり、政治的な問題を含んだ複雑な課題となっていた。

核兵器解体によって生じた兵器級プルトニウム(解体プルトニウム)の処分については、発生当事国、即ち米国及びロシアが自らの責任で処分するのが基本である。米国の場合は、政府が処分作業にかかる費用を全て賄う方針である。一方、ロシアの場合は資金的な裏付けがなく、解体プルトニウム処分に要する費用に関しては、国際的な資金援助が不可欠であるとしていた。また、原子力の技術に関しても種々の技術基盤、インフラが不十分でロシアだけでは処分を行えない恐れがあった。さらに、米露の解体プルトニウム処分に際しては、両国がほぼ同様のペースで進めるという原則(双務性)から、一方のみが処分を進めるということは実際にはできなくなっていた。従って、ロシアの解体プルトニウム処분을国際協力で資金援助して進めないと、米国の解体プルトニウム処分も進まず、結果として解体された兵器級プルトニウムの核拡散リスクはいつまでも減少せず、核軍縮も進まなくなることになっていた。

これらのことから、ロシアの解体プルトニウム処分への国際協力は、世界の核軍縮、核不拡散上の重要事項として認識されていて、日本としても積極的な処分への貢献を行うこととしていた。この協力の技術的な支援を行うため、高速炉でのプルトニウム燃焼の実績、知見を有する原子力機構が、ロシアの解体プルトニウム処分に関する協力を進めることとなった。

1.2 米露間の処分協議

米国と旧ソ連は、1991 年 7 月に第一次戦略兵器削減条約(START I : 2001 年までに冷戦期の半数(約 6000 発)程度に核弾頭を削減)に調印した。START I は、1994 年 12 月に発効し、2001 年 12 月に米露両国は、それぞれの戦略核弾頭数を 6000 発以下まで削減し、START I に基づく義務を履行したことを宣言した。さらに、2002 年 5 月の米露首脳会談では、2012 年までに米露の戦略核弾頭を各々 1700-2200 発まで削減する条約(通称モスクワ条約)への署名を行った。

解体プルトニウム処分に関しては、1994年から1996年の間、米露共同研究として、種々の処分オプションについて研究を行ってきた。その後、1998年に米国とロシアは解体プルトニウム処分に関する科学技術協力協定を結び、軽水炉と高速炉に焦点を絞ったシナリオやコストの検討が進められている。さらに、1998年9月のクリントン・エリツィン両大統領の共同声明により協定締結に向け検討を開始する旨の宣言があり、2000年9月、米露2カ国間協定が調印された。これによると、双方34トンを下回らない兵器級プルトニウムを処分すること（第2条）、米露の既存炉で燃焼すること（第3条）、遅くとも2007年末までに処分施設を運開し、最低年間2トンのペースで処分すること、できるだけ早い時期に年間4トンペースで処分すること（第4条）等が決定された。

これまでに米国の国立研究所とロシアの研究所間では、解体プルトニウムの転換、ロシアの加圧水型軽水炉 VVER1000、高速炉 BN600 での燃焼処分等の研究が進められている。また、処分能力を上げるための方法の検討として、カナダが提唱しているカナダの重水炉 CANDU による燃焼（CANDU オプション）への資金援助、さらにはモジュラー型ガス炉の開発への協力にも参画している。

2002年12月には、米国は米露会合において、米国内に建設予定の MOX 燃料製造施設（COGEMA のデザインをベース）のコピープラントをロシア国内に建設し、これによって製造した MOX ペレット燃料を国内の VVER1000 に供給し、燃焼処分を行うといったプログラム（Build to Print）を提案し、当時のロシア原子力省（MINATOM）は大枠合意した。なお、BN600 についてはロシアでは利用を決めているが、引き続き実際の処分への導入法について検討が進められていた。

米露間では、協力に関する賠償責任免除（協力した施設などで原子力事故が生じた場合、協力した国にその責任を問わない）をどの範囲まで適用するか議論が続き、約2年半、西側諸国の技術がロシアに流入する協力（例えば MOX ペレット燃料製造施設の設計詳細化等）に関しては実際の検討が滞ってしまっていた。2006年ごろになって漸く処分技術についての議論が再開され、この中で、ロシア側は、膨大な経費が掛かり、解体プルトニウムの有効利用ができない軽水炉オプション（MOX ペレット燃料を VVER1000 で燃焼処分する方法）に難色を示し、高速炉オプション（BN600, BN800 を中心とする処分）、ガス炉オプション等が米露間で検討され始めた。

米国自体の解体プルトニウム処分については、1996年10月のパリ専門家会合で既存炉による MOX 燃焼を主に実施し、高レベル廃棄物を含んだガラスに封入して地層処分する固定化をも併用する方針が採用され、両者を実施するとして二重路線がその後政府決定された。2000年の米露協定では、解体プルトニウム処分量は MOX 燃焼で 25.6 トンを、固定化で 8.4 トンとされている。

しかし、2001年ブッシュ政権の対露支援政策の見直しが米国の国家安全保障局（NSC：National Security Council）により行われ、解体プルトニウム処分の緊急性は認めるものの、コスト削減を要求するレビュー結果が出された。これを受け、米国エネルギー省（DOE：Department of Energy）は、2002年1月に従来の二重路線から MOX 燃焼オプションへ一本化する計画を公表した。米国内の解体プルトニウム処分については、1999年3月、DOE が Duke Power、COGEMA、Stone&Webster からなるコンソーシアム（DCS）と契約し、MOX 燃料製造施設の設計・建設、許認可、原子炉での照射といった一連の業務を受託し、2007年の燃焼処分開始を目標に米国内の PWR での燃焼オプションの推進を行っていた。

MFFF（MOX 燃料製造施設）については、DCS（2006.2、Shaw Areva MOX Services LLC に移行）の建設許可申請に対し、NRC による建設承認が 2005年3月に得られ、これを受けて 2005年10月からサバンナリバーサイトでの整地作業（10ヶ月の予定）が開始された。本格的な建設は、ロシア

解体プルトニウム処分との双務性から、ロシア側の計画が進まないと、米国の処分は開始できない状態が続いていたが2007年8月、DOE/NNSAから着工開始が伝えられた。（検討の初期（2001年ごろ）SRSの設計・建設に必要なコストは、1B\$程度、総額3.8B\$と見積もられていた。本格着工開始の時点の評価コストは、設計・建設のために4.8B\$、運転費を含めた総額は10B\$を越え、本格操業開始は2017年以降といわれている。）

原子炉でMOX燃料を燃焼する場合、許認可上必要とされる実際の解体プルトニウムを用いた実規模先行照射燃料集合体(Lead Test Assembly : LTA)の照射試験については2003年4月COGEMAがLTA製造についてDCSに応札し、MELOXで製造が進められ、2005年6月からカトーバ炉で照射を開始している。

一方、ロシアは、解体プルトニウムについては従来から高速炉BN600をはじめとする自国の高速炉での燃焼利用を行うこととしており、また加圧水型軽水炉VVERでの検討も同時に進めていた。

2002年1月、日本が提唱するBN600バイパックオプションに肯定的であったMINATOM（当時）のイワノフ第一次官（サイクル機構と共同研究を行っていたRIARの前所長）が退任し、ボチバール記念国立無機材料研究所（ARIIM）ソローニン所長が就任し、今後の動向が注目されるなか、2002年12月には2000年の米露協定で規定されている34トンの解体プルトニウムについては、軽水炉を主体としてペレット燃料で行うことを優先することを米国と大枠合意した。

2006年7月13日付の米露共同声明は、解体プルトニウム処分にBN600のハイブリッド炉心（MOXを23%入れた炉心）による先行処分（上記の軽水炉・高速炉による34トン全体処分が資金不足で進展しないため、BN600による処分を先行する）の検討を開始するもので、コスト及びスケジュールを2006年12月25日までにまとめることとしていた。両国がBN600の利用について公開の場で言及するのは初めてのことであった。

1.3 他国の処分協力

フランスは、ドイツとともに冷戦後早い時期からロシアと二カ国間協定（仏露協定:1992年11月締結）を結び、解体プルトニウムの金属から酸化物への転換施設、MOX燃料製造施設（ペレット燃料、軽水炉・高速炉共用）、軽水炉・高速炉の改造、MOX燃料（VVER用デモ照射試験）に関する研究を行ってきた。これはフランスのMOXペレット燃料製造会社であるCOGEMAの技術導入、ドイツのSIEMENS社所有のMOXペレット燃料製造施設の活用を前提とした協力であり、解体プルトニウムの処分には地層処分や貯蔵よりもMOX燃料として燃焼するオプションの方が核不拡散の観点から望ましいことをこれまで主張してきた。1996年10月から仏独露三カ国間協定の締結に向けた交渉を開始し、1998年6月には三カ国間協定を締結し、コスト評価を含めた検討を行った。2002年6月には三カ国協定が期限をむかえたが、ドイツ脱退のため協定延長はされなかった。しかし、フランスは従来どおりロシア解体プルトニウム処分協力を継続している。米露間で大枠合意されたBuild to Printシナリオは、COGEMAが技術開発をしたMELOXプラントをベースとした燃料製造施設のコピープラントをロシアへ建設するものであり、今後米露協力へのフランスの参画が注目されている。

一方、ドイツにおいては、当初ロシアとの二カ国間協定（独露協定:1992年12月締結）、さらにフランスとともに仏独露協定（1998年6月締結）によりその協力を進めてきたが、ドイツのシュレーダー政権はMOX利用を支持しない方針（解体プルトニウムではなく生物・化学兵器分野への協力を表明）であり、2002年6月の三カ国協定期限切れに伴いロシア解体プルトニウム処分への技術的な

協力から脱退した。また、SIEMENS はこれまでドイツのハナウにあるペレット燃料製造施設をロシア国内へ移設する検討を行ってきたが、施設維持に多額の費用がかかる等から施設を既に解体しており、施設の活用は断念された。

イギリスは、特に支持を表明している処分オプションはないが、ロシアの解体プルトニウム処分へ資金拠出することを表明している。また、イタリアは、処分オプションに関してフランスの主張を支持する傾向にあり、ロシアの解体プルトニウム処分へ資金拠出することを表明している。カナダは、自国の重水炉 CANDU による燃焼処分オプションを提案している。1994 年より米国エネルギー省 (DOE) の出資による研究を開始し、同時期にカナダ政府出資によるロシアとの共同研究も開始された。このオプションは、1996 年のモスクワ原子力安全サミットで同意を得て小規模の照射試験と実現可能性評価をすることが承認された。この小規模の照射試験は、Parallex Test と称され米国がスポンサーとなり、ロシア及び米国国内で数百グラムの解体プルトニウムを用いて製造された MOX 燃料ピンをカナダに輸送して CANDU で照射するもの。米国からの輸送は 2000 年 1 月に、ロシアからの輸送は 2000 年 9 月に完了し、2001 年 2 月から照射を開始している。2・3 年間照射された後、照射された燃料ピンは照射後試験に供され、3・4 年後に最終アセスメントが公表される予定となった。

その他の国々として、スイス、南アフリカは、ロシアで製造した MOX の使用に興味を示している様子。但し、両者とも G8 の会議にはオブザーバー参加するには至っていない。スウェーデンは、2002 年から G8 の検討会合にオブザーバーとして参加しているが、ロシアから MOX 燃料を輸入、リースする予定はなく、ロシアの MOX 利用のため余ったロシアのウラン燃料を輸入することで国際貢献を考えているようである。

1996 年 4 月のモスクワ原子力安全サミットにおいて、戦略核弾頭の解体に伴い発生、蓄積する兵器級プルトニウムの核拡散の懸念が提起され、解体プルトニウムの安全な管理、核兵器へ再転用されないための恒久的処理処分の重要性が指摘された。また、一義的には発生国が責任を負うべきものの、同時に、他国及び国際機関による協力を歓迎する旨の表明があり、関係国・専門家の情報共有、処理処分オプションと国際協力の可能性を検討するための国際専門家会合の開催が提唱 (パリ専門家会合) された。

1996 年 10 月のパリ専門家会合において、処理処分の不可逆性 (再び核兵器に再転用されないこと)、透明性、効率性を重視することが言われ、まず中間貯蔵が必要、処分は MOX 燃料による燃焼の処分オプション (既存炉を利用) を主に行い、高レベル廃棄物のガラス固化体と共に地層処分するという (固定化) オプションも併用するという選択がなされた。これらのオプションを表 1.1 に示す。仏独露三カ国プロジェクト、CANDU オプション等への各国の参加を歓迎し、米国はプルトニウム利用を行わないという立場から原子炉での燃焼処分には消極的で、日本は、原子炉での燃焼を主とした技術ポテンシャルを紹介した。

2000 年 7 月の沖縄サミットにおいては、解体プルトニウム処分の重要性を再確認し、G8 間の協力がプロジェクトの進展に重要な役割を果たしていることを指摘した。また、ジェノバサミットに向けて、詳細なプロジェクト計画に基づいた国際的な資金調達計画の構築と協力関係調整のための多数国間の枠組みの構築を目指し、広範な国際的支持を得るために他の関心国への呼びかけ、公的資金及び民間資金拠出の可能性を検討することとした。

2001 年 7 月のジェノバサミットにおいては、防衛目的のためには必要となくなった兵器級プルトニウムが決して核兵器に再利用されないことを確保することは、引き続き極めて重要であることとし、

ロシアの処分計画に実質的に貢献する意図を有する全ての支援国に対し、国際的な資金計画を完結することと、処分計画実施のための多数国間の枠組みに関する交渉の開始に参加するよう呼びかけた。2002年6月のカナナスキスサミットでは、G8首脳声明において、「大量破壊兵器及び物質の拡散に対するG8グローバルパートナーシップ」の実施に関する合意（総額200億米ドル）と、2億米ドルを拠出することの表明（その内、1億米ドル余りを解体プルトニウム処分のためにG8が新設する国際機関へ拠出）がなされた。2003年6月のエビアンサミットにおいては、首脳会談で、特にロシア解体プルトニウム処分について特定した報道はなされていないが、グローバルパートナーシップに関するG8行動計画の高級事務レベルの年次報告でロシア解体プルトニウム処分計画の進展が示されている。

2006年7月のサンクトペテルブルクサミットにおいて、G8グローバルパートナーシップに関するレポートが合意された。この中で、解体プルトニウム処分遂行の意志が再確認されると共に懸案事項の一つである賠償責任問題の解決に向けて米露の共通の理解が示されている。

関係諸国のロシア解体プルトニウム処分協力の現状をまとめると図1.1のようになる。解体プルトニウムの発生量は、戦略兵器削減条約の進展から現在処分対象とされている34トンを超えることは自明であるが、これまでの取り組みでは2000年米露協定で示された34トンを2020年頃までに処分することをターゲットとしている。

処分シナリオについては、関係諸国の技術協力に基づき米露コスト評価の場を通じて、処分シナリオの絞り込みが行われているが、各シナリオは必ずしも最適化がなされておらず、根拠が不明確な部分も多いため、これだけでは最も合理的なシナリオを選定することは困難である。

ロシアは、2002年末、米国の解体プルトニウム処分用の燃料製造施設（MFFF）のコピープラント（Build to Print プラント）の採用について米国と大枠合意を行い、軽水炉での処分を受け入れた。一方では、ロシアは高速炉による解体プルトニウム処分は既定路線としており、これを使った処分を検討している。また、多数基のVVER1000でのMOX燃焼には難色を示している。

今後、G8による処分シナリオの調整へと移行していくものと考えられるが、これは簡易的なコスト評価だけでなく、ロシアの解体プルトニウム処分に対する意向等も含んだ複雑な調整となることが予想される。

資金調達計画については、さらに調整が難航することが予想される。現状ではどのシナリオが採用されても、これまでの各国の資金拠出額では半分にもとどかない状況にあり、各国の拠出増額の他、これまで幾度となくG8の場で議論されているように、ロシアによる運転費の負担等、G8間での調整が問題となってくる。

表 1.1 パリ専門家会合で紹介されたオプション

	米	仏/独	加	露
原子炉での燃焼				
軽水炉（VVER1000等、Pu含有率4-5%）	△*	○		○
高速炉（BN600等、Pu含有率20%）	△*	○		○
重水炉（CANDU、Pu含有率2-3%）			○	○
ガス炉（新規開発、Pu含有率100%）	GA, MINATOM（当時）、FRAMATOMで概念検討実施			
セラミック等への固定化				
深地ボーリング				

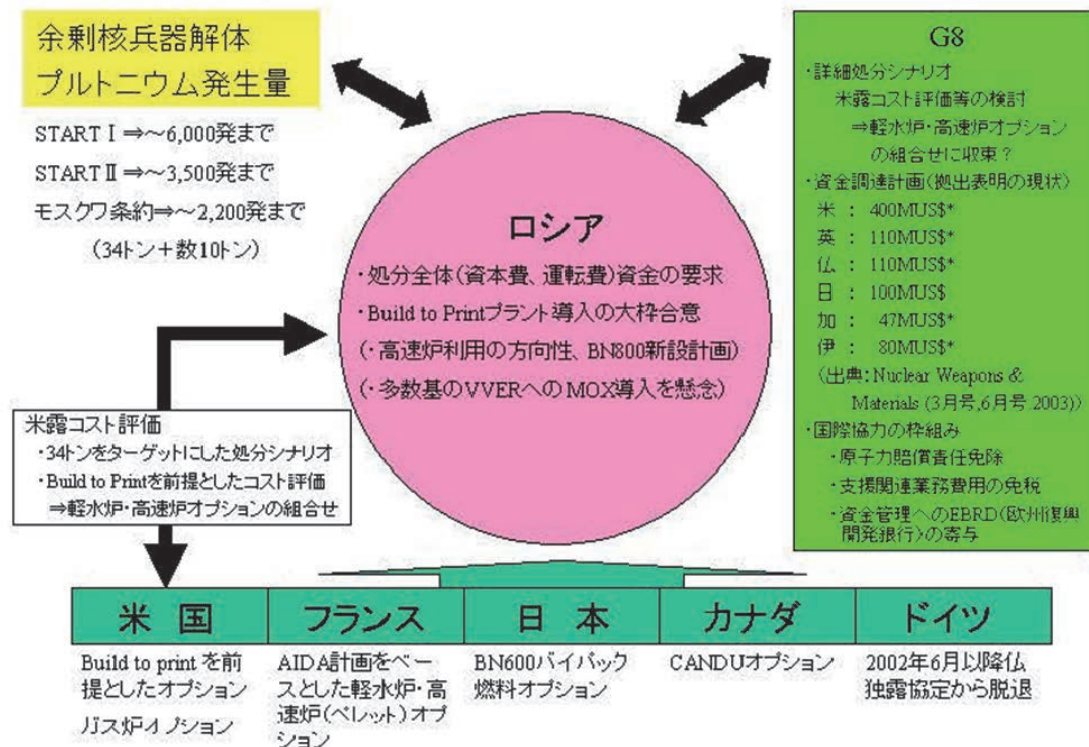


図 1.1 解体プルトニウム処分協力

2. 解体プルトニウム処分協力

2.1 経緯と全体計画

1996年4月のモスクワ原子力安全サミットを受けて、解体プルトニウム処分の方法やその費用についての調査・検討が、ロシアと米国、フランス、ドイツ、カナダ、日本などの間で本格化した。日本では国内の専門家による予備的検討(国内技術を基に解体プルトニウムをMOX燃料として燃焼することを中心に解体プルトニウムの処分方法を検討; 1996/9-1997/5)が行われた。1997年1月には当時の科学技術庁より動力炉・核燃料開発事業団(当時)に対して、本件に関する技術的などとりまとめを行い、解体プルトニウム処分協力の具体化へ向けて検討を行うよう要請があり、米国、フランス、ドイツ、ロシア、カナダの専門家との意見交換が開始された。さらに、ロシア国内の原子力関連施設の技術基盤の状況を調査した結果、運転実績が良好であるロシアのペロヤルスクにあるペロヤルスク原子力発電所の高速炉(BN600)とロシアのデミトロフグラードにある原子力科学研究所(RIAR)のバイバック燃料製造施設の増強との組み合わせによる解体プルトニウム処分(BN600バイバック燃料オプション)は、年間の処分量は小さいものの、処分技術に対する信頼性は充分にあり、且つコスト及び処分が開始できる時期が早いこと等、他のオプションより優れていると判断した。本オプションは、1999年に日本よりG8へ提案され、2002年9月のG8会合の場から、ロシアのバラコボにある加圧水型軽水炉(VVER1000)4基と組み合わせた修正シナリオとして、コスト評価を含めた提案が行われた。

2003 年 1 月、小泉首相（当時）訪ロの際、両首脳間で合意した日露行動計画に、これまでの解体プルトニウム処分の実績が「ロシア高速炉を用いた処分方法に関する研究開発が着実に進展し、先行的処分が実施された」と言及され、今後の行動として「処分方法の決定に向けて両国は積極的に協力する」と記述された。また、同訪ロの際、小泉首相のクルチャトフ研究所での記念講演において、小泉首相が日露共同研究で行われている三体先行用試験集合体の照射試験の成果に言及し、2002 年 6 月のカナナスキスサミットで抛出表明した「大量破壊兵器及び物質の拡散に対する G8 グローバルパートナーシップ」への 2 億米ドル（内、1 億米ドルを解体プルトニウム処分のために G8 が新設する国際機関へ）が日露間の研究（BN600 バイパック燃料オプション）の発展に寄与することを期待する旨述べられた。

バイパック燃料は、既に原子力機構とロシアの研究所間の共同研究（解体プルトニウムを用いた 3 体のバイパック燃料集合体の照射試験）により、原子炉で燃焼しても安全面から問題ないことが確認されたが、バイパック燃料を BN600 の通常の炉心燃料として使うにあたり、ロシアはロシア国内の安全審査の許認可を与える上で照射の実績（21 体のデモンストレーション処分）を蓄積することが必要であるとして、2004 年 8 月から共同研究を開始した。

サイクル機構（当時）は、これまでに蓄積してきた MOX を中心とする原子力平和利用技術を基に BN600 バイパック燃料オプションに協力することとした。これによって、ロシアの解体プルトニウムを処分するということになり、国際平和に貢献すると共に、バイパック燃料製造技術や高速炉 BN600 の炉心・燃料設計等に関する共同研究を通して、知見やデータの獲得を図り、高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究等、原子力機構の研究開発に最大限活用していくことを目標に、このプロジェクトに参画することとなった。

バイパック燃料オプションのうち、原子力機構は BN600 の部分 MOX 炉心化に向けて米露とその作業を分担していた。BN600 の MOX 炉心化は、図 2.1 に示すよう段階的に実施することとした。

(1) 準備段階（フェーズ 0：1999 年～2005 年）

このフェーズでは、BN600 の部分 MOX 化の準備として、BN600 での MOX 燃料使用許可をロシア政府から得るためのデータを取得する目的で、BN600 に MOX 燃料を装荷した状態を模擬した臨界実験及びその解析を行った。また、バイパック燃料が BN600 の中で安全に燃焼することを明らかにするため、3 体の MOX バイパック燃料集合体を試作し、実際に BN600 で燃焼させ、照射後試験により燃料の健全性を確認した。さらに、BN600 の炉心を全て MOX 燃料とする（フル MOX 化）本格的処分段階の準備として、フル MOX 化のためにコストがどの程度かかるかという調査を行い、その実現の可能性を評価した。これには、日露共同研究項目として、BFS-2 による臨界実験（1999 年 6 月～2003 年 3 月）、三体先行用試験集合体の製造・照射試験（1999 年 5 月～2005 年 3 月）、及びフル MOX 炉心化に係るコスト評価（2001 年 9 月～2002 年 9 月）を行うこととした。

(2) BN600 部分 MOX 化（フェーズ 1：2001 年～）

このフェーズは、本格的処分に先駆けて、当時 BN600 に装荷されていた径方向ブランケットをステンレス鋼反射体に置換え、プルトニウムの増殖を抑制し、炉心の約 20%を解体プルトニウムから製造された MOX バイパック燃料（ハイブリッド炉心）として、年間約 0.3 トンのプルトニウム（約 50 体の燃料集合体）を処分し、この技術に対する信頼性・安全性を実証するものであった。

BN600 のハイブリッド炉心化を達成するためには、ハイブリッド炉心化に伴う BN600 炉心改造設計及び燃料設計や安全解析を実施するとともに、年間約 50 体の燃料集合体を供給するために既存の燃料製造施設（RIAR）の製造能力を上げる必要があり、RIAR 燃料製造施設の整備を行った。また、ブランケット燃料とステンレス鋼反射体との取替え作業、新燃料の取扱い施設の整備、使用済み MOX 燃料貯蔵施設の整備、MPC&A（核物質防護、保障措置等）、2010 年に設計寿命を迎える BN600 の寿命延長（15 年間）等々を実施することとなった。

当時のウラン炉心からハイブリッド炉心への移行開始時期は、2010 年頃と予想されていた。ここでは、日露共同研究項目として、BN600 ハイブリッド炉心・燃料設計（2001 年 9 月～2003 年 3 月）、BN600 ハイブリッド炉心安全解析（2001 年 8 月～2004 年 9 月）、及び RIAR 燃料製造施設整備（2001 年 7 月～2008 年 3 月）を予定した。

(3) BN600 フル MOX 化（フェーズ 2：～2025 年）

このフェーズでは、BN600 炉心を全て MOX 燃料とし、年間約 1.3 トンの解体プルトニウム処分を本格的に実施するものであった。この段階では、BN600 へ MOX 燃料を供給するための新たな燃料製造施設（年間、約 250 体の燃料集合体）、BN600 プラントの改造等が必要となる。

原子力機構は、フェーズ 0,1 で研究開発要素が強い課題である 6 項目についてロシアの研究機関と共同研究協定を結び、その協力を進めて来た。BN600 ハイブリッド炉心・フル MOX 炉心の特徴を図 2.2 に示す。BN600 ハイブリッド炉心化の実施項目とスケジュールを表 2.1 に示す。

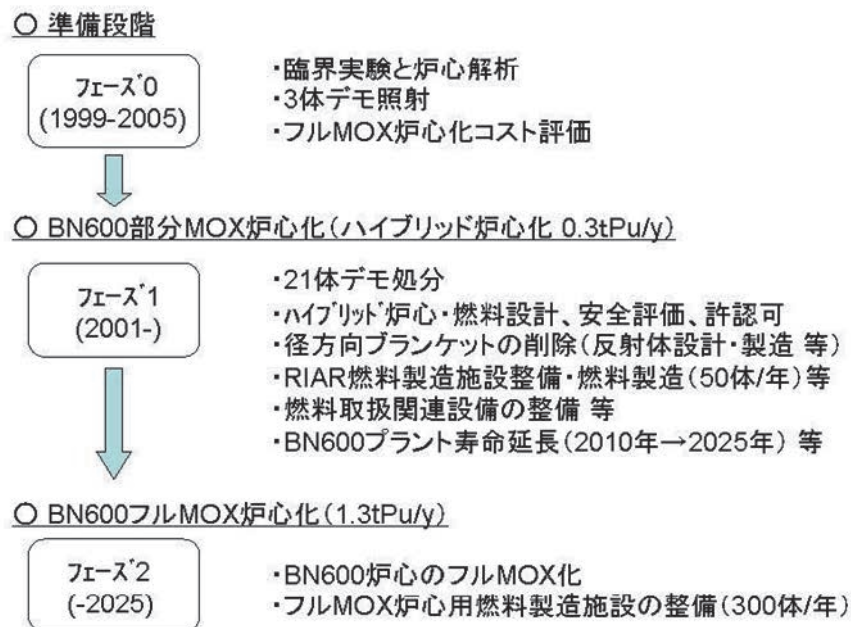
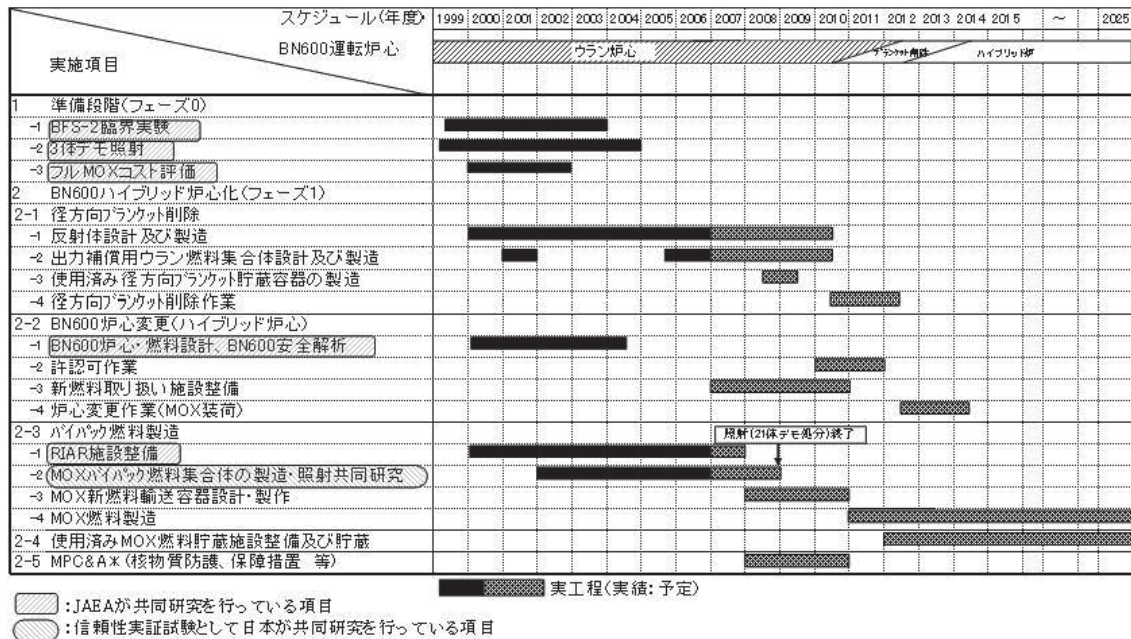


図 2.1 バイバックオプションの実施ステップ

表 2.1 BN600 ハイブリッド炉心化の実施項目と想定スケジュール



当時、ロシアとの共同研究契約交渉の難航、ロシアの法規制改正等により機微情報の輸出に関する問題(契約に基づく報告書に対する輸出許可の発行)が発生したが、概ね順調に作業は進展することとなった。

解体Puの装荷に伴いBN-600の炉心に生じる変化

- # 炉心燃料部が UO_2 からMOX 燃料に変わる
- # 径方向ブランケットをステンレス鋼反射体に置換(Puの増殖を抑制)

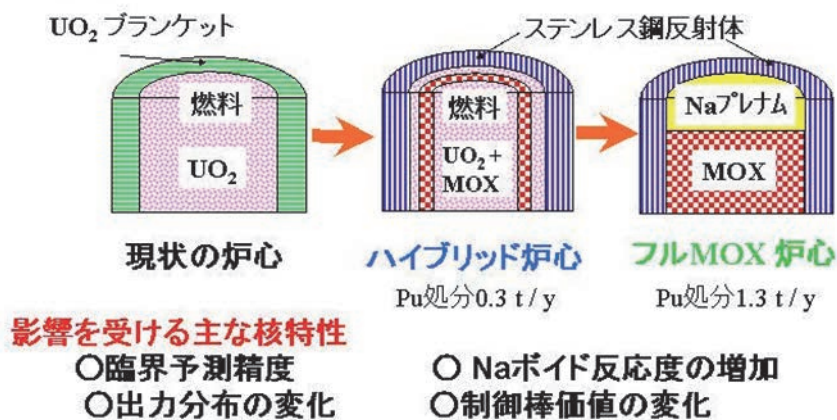


図 2.2 BN-600 のハイブリッド炉心・フル MOX 炉心の特徴

2.2 共同研究

解体プルトニウムをバイバック法によって MOX 燃料とし、ロシアの高速炉 BN600 で燃焼処分する処分オプションについて、原子力機構は 1999 年からロシアの複数の研究機関と共同研究を実施してきた。これらの共同研究を通じて、国際社会最大の懸案事項のひとつであるロシア解体プルトニウム処分に対し、原子力機構がこれまで蓄積してきた原子力平和利用技術を活用して協力し、核軍縮・核不拡散に貢献することを目的とした。具体的には、バイバックオプションについて、ロシアの関係機関と協力して解体プルトニウム処分協力を共同研究として実施することである。我が国の解体プルトニウム処分に対する貢献策の柱として、米国との協力の下に、安全の確保、透明性の確保を前提として進めるものとした。この共同研究及び作業経験等を通して、ロシアのバイバック燃料製造技術に係る知見の獲得を図るとともに、BN600 炉心・燃料設計等の BN600 の実機での経験を蓄積し、原子力機構が進める研究開発業務に最大限活用していくこととしていた。本研究は、これら国際貢献と技術開発という二面性の目的を併せ持つものであり、内外の情勢・技術動向を十分に把握して進めた。

本研究は、核軍縮の結果生ずる解体プルトニウムを処分して、核兵器へ再転用できない形にすることにより、より一層の核軍縮を進展させる重要な国際共同プロジェクトであり、国際社会の平和維持に不可欠であることから、我が国の国際社会への貢献として実施する意義が高いものであった。

一方、原子力機構の研究開発業務の進展にとっても、バイバック燃料製造技術は将来の燃料サイクルコストを低減するという課題を解決する候補の一つであり、ロシアの研究機関との共同研究を通してロシアに現存する核燃料施設を用いた方が、日本国内で新たに研究施設を造って研究開発を実施する場合より安価に実施でき、研究開発も効率的に推進することができると考えた。

冷戦後の国際社会において、新たな核拡散の種となり得るロシアの解体プルトニウムの安全かつ迅速な処分は喫緊の課題であった。また、米露を中心とした国際的な検討の進展に合わせてタイムリーに実施する必要があり、処分技術の実証、外交交渉等はその実施に時間がかかるため、早急な対応が必要であった。また、燃料に関する研究開発は照射試験による燃料の挙動や特性の確認というステップが必要とされ、通常長期間を要することから、有望な燃料技術に関しては早期に着手する事も必要であった。

ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分協力に対する原子力機構の社内実施体制を図 2.3 に示す。社内の実施体制は、担当理事のもと、本部、核燃料サイクル工学研究所、大洗研究開発センター、敦賀本部の関係課室と連携しつつ、関係省庁の指導・指示を適時受けながら進めた。また、民間メーカー等の関連各所と適時連絡会を開催し、対露協力に関する情報交換を行って進めた。

2.2.1 BFS-2 臨界実験

(1) 目標

臨界実験により、ロシア許認可に必要なデータを取得し、ハイブリッド炉心の核特性についてロシア許認可を支援すること、及び高速炉を模擬する大型臨界実験施設によって取得する系統的な実験データ及びその解析結果より、基盤技術への反映を図ることを目標とした。

(2) 計画

物理エネルギー研究所(IPPE)の臨界実験施設(BFS-2)を用いて、BN600 への MOX 燃料の装荷に伴う核特性の変化を模擬するために一連の臨界実験体系（表 2.2 参照）を構築し、ナトリウムボイド反応度など BN600 炉心の設計上重要な核特性（表 2.3 参照）を測定する。

ロシア側ではロシアの核特性解析システムによる実験解析を行い、得られる解析精度及び実験誤差等の情報を反映して BN600 ハイブリッド炉心の核設計精度評価を行う。臨界実験データについて、ロシアのシステムとは全く独立なサイクル機構（当時）の核特性解析システム（表 2.4 参照）による実験解析及び BN600 ハイブリッド炉心の核設計精度評価を行い、ロシアの評価結果の妥当性をチェックする。サイクル機構（当時）の BFS 臨界実験解析結果については、ZPPR 等の既存の技術情報との整合性を調べた上で、我が国の高速炉核設計データベースを拡充する等として進めた。

(3) 目標の達成度

ロシア許認可への支援・バイバックオプションの推進を目的に、現行 BN600 炉心に MOX 燃料を装荷する場合に生じる核特性上の変化を系統的に模擬した臨界実験体系を構築し、良好な精度の実験データを取得した。両機関の臨界実験解析により、ロシアの許認可に使用される核特性解析システムの精度が妥当とみなせることを、全く独立なサイクル機構（当時）の解析システムによって確認した。さらに、BN600 ハイブリッド炉心の核設計精度評価を行い、BFS 実験解析結果を反映することにより、解析精度の向上が実現することを確認した。

また、高速炉サイクルシステム研究開発へ貢献する為に、BFS と他の臨界実験装置の整合性を確認した。BFS 実験解析情報の一部を最新の統合炉定数作成に使用し、高速炉サイクル実用化戦略調査研究に反映するとともに、炉心関係の基盤技術開発に使用する核設計データベースを拡充した。

(4) 成果

BN600 炉心の模擬性に優れた臨界実験体系における実験を完了するとともに、核設計精度評価に有用な測定データを取得し、表 2.2 に示すすべての実験体系における測定を完了した。各体系の構成・組成及び測定値を記載した実験報告書を 2003 年 9 月までに順次入手し、詳細解析を行うために必要な情報が記載されていることを確認するとともに、いずれのパラメータも良好な精度で測定されたことを確認した。

臨界実験解析を両機関で独立に実施し、良好な一致を確認した上で成果を公表した。上記実験データに対する解析を IPPE 及びサイクル機構（当時）の解析システムを用いて実施し、以下に示す見解を共同論文にまとめ、国際炉物理専門家会議 PHYSOR2002（2002 年 10 月）で報告した。

BFS 臨界実験体系の BN600 炉心模擬性は概ね良好であり、現行炉心からハイブリッド炉心への移行によって、臨界性・制御棒価値・燃料領域の核分裂反応率分布・ナトリウムボイド反応度価値等の解析精度に問題となるような影響は生じず、実験誤差及び核断面積誤差の範囲内で良好な解析精度が得られる。（臨界性に関する実験解析結果を図 2.4 に示す）

BN600 ハイブリッド炉心を模擬した臨界実験体系におけるナトリウムボイド反応度価値はゼロボイド炉心特有の小さな絶対値（10 ¢ オーダー）を示したが、約 3 ¢ 以下の誤差で解析できる。（図 2.5 にナトリウムボイド反応度価値解析結果を示す）

BN600 ハイブリッド炉心の核設計精度評価を両機関で独立に実施し、成果を公表。上記 BFS 実験解析結果とともに、両機関が従来蓄積してきた他の高速炉臨界実験解析結果を反映して BN600 ハイブリッド炉心の核設計精度評価を行い、以下に示す見解を共同論文にまとめ、国際炉物理専門家会合 PHYSOR2004(2004 年 4 月)で報告した。炉定数調整法(図 2.6 に使用データと評価手法の概念図を示す)の適用により、核設計精度を基本炉定数適用時(実験情報を反映しない場合)に比べて大幅に改善できることが分かった。(図 2.7 に両機関による BN600 ハイブリッド炉心の予測精度評価結果を示す)上記改善効果は、絶対値の小さい Na ボイド反応度の評価に特に重要である。BFS-62 体系の情報は、核設計精度の改善に有意に寄与した。

統合炉定数 ADJ2000R の作成に BFS 臨界実験情報を活用する為に、BFS は、サイクル機構(当時)が従来の評価に使用してきた ZPPR、FCA、MASURCA 及び常陽等の炉心とは燃料構造や測定方法が異なるが、本共同研究で得た実験解析データにより、BFS と既存の臨界実験データ間の整合性が良好であることを確認した。この知見に基づき、BFS-62-1 及び BFS-62-2 体系の実験解析成果の一部を最新の統合炉定数 ADJ2000R 作成に使用し、高速炉サイクル実用化戦略調査研究に反映した。

サイクル機構(当時)の高速炉核設計データベースの拡充。BFS と既存の臨界実験データ間の整合性が良好であるので、これらのデータを基盤技術開発に総合的に活用していけるように高速炉核設計データベースに取り込んだ。

BFS 臨界実験施設の有用性確認として、本共同研究を通じて、BFS-2 が商用炉サイズ的高速炉体系を適切に模擬できること、豊富な実験の実績を有すること、高精度の測定技術を維持していること、多様かつ豊富な量の実験用核物質を所有すること等を確認したことにより、実用化 FBR 炉心の核特性評価精度向上に資する臨界実験を将来実施し得る有用な施設であることを確認できた。

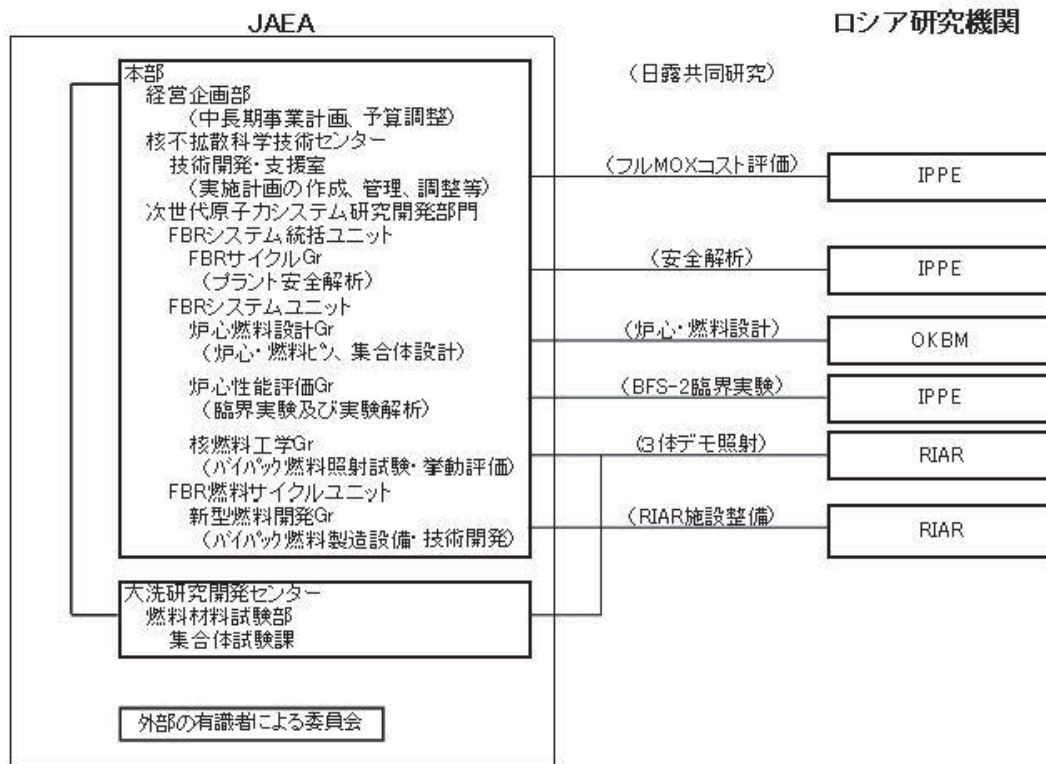


図 2.3 社内実施体制及びロシア研究機関

共同研究を通じてのロシア研究者との良好な協力関係が構築出来、年 1,2 回の会議で、お互いの詳細解析結果の比較・議論を行い、レポートだけでは正確に理解することが困難な詳細情報を入手することができた。IPPE 研究者 3 名がサイクル機構（当時）で研究し、それぞれ成果を公表した。サイクル機構（当時）の研究者が BFS 実験に参加した。国際会議で共同論文を公表した。（PHYSOR2002,2004 で各 2 件）

表 2.2 BFS 臨界実験体系の構成と目的

No.	燃料部	外周部	目的
62-1	UO ₂	UO ₂ ブランケット	現在のBN-600
62-2	UO ₂	ss 反射体	反射体効果
62-3A	UO ₂ +MOX	ss反射体	ハイブリッド炉心
62-4	UO ₂ +MOX	UO ₂ ブランケット	反射体効果
62-5	MOX (+ UO ₂)	UO ₂ ブランケット	炉中心へのMOX燃料配置
66-1	MOX (+ UO ₂)	UO ₂ ブランケット	フルMOX 炉心の軸方向配置模擬 (上部Naプレナム付き)

ハイブリッド炉心の解析精度評価

表 2.3 臨界実験における測定データ

測定パラメータ	測定方法(制御棒全引状態が基準)	備考
臨界性	ベリウド法*により、過剰反応度を測定	測定値:10~20%程度
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*。小型核分裂検出器の位置を少しずつ動かして、1つの燃料セルの平均値を測定。	
核分裂反応率分布	小型核分裂検出器(²³⁵ U, ²³⁹ Pu, ²³⁸ U)を炉心の種々の位置に装荷して測定し、炉中心の測定値に規格化。	径方向分布はKey*領域 軸方向分布は炉中心
ナトリウムボイド 反応度値	Key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ナトリウムが存在する状態と、存在しない状態で、それぞれ過剰反応度を測定し、その差を求めた。	BFS-62-2,3A,66-1で実施 各燃料領域(LEZ, MEZ, PEZ, HEZ)毎に順次測定 (総計20~30%程度)
制御棒反応度値	基準状態(B ₂ O ₃ 吸収体が炉心燃料部より上方に設置された状態)からB ₂ O ₃ 吸収体を炉心に挿入し、その後の中性束応答から反応度を測定。	測定値: 40~100%程度

ドブラー反応度値、C28/F25反応率比(増殖比index)、サンプル反応度値:BFS-62-5のみ

表 2.4 両機関の核特性解析システムの比較

		サイクル機構(当時)	IPPE
標準解析手法	核データ 炉定数(エネルギー群数)	JENDL-3.2, 3.3 JFS-3-J3.2R, J3.3 (70 群)	FOND-2 ABBN-93(299→28群)
	実効断面積計算時の 共鳴領域の取り扱い	F-因子法	サブグループ法
	拡散計算	CITATION-FBRコード (有限差分法)	TRIGEXコード (修正粗メッシュ法)
	輸送計算	TRITACコード(3次元)	TWODANTコード(2次元)
	感度係数・炉定数調整計算	SAGEPコード・ABLEコード	INDEXコード・CORE50コード
詳細検討用解析ツール		超詳細群定数の適用 (基本群数175、 共鳴領域~10万群)	3次元多群(299群) モンテカルロコード (MMK-KENO)

核データ及び解析手法が独立で、機能はほぼ類似

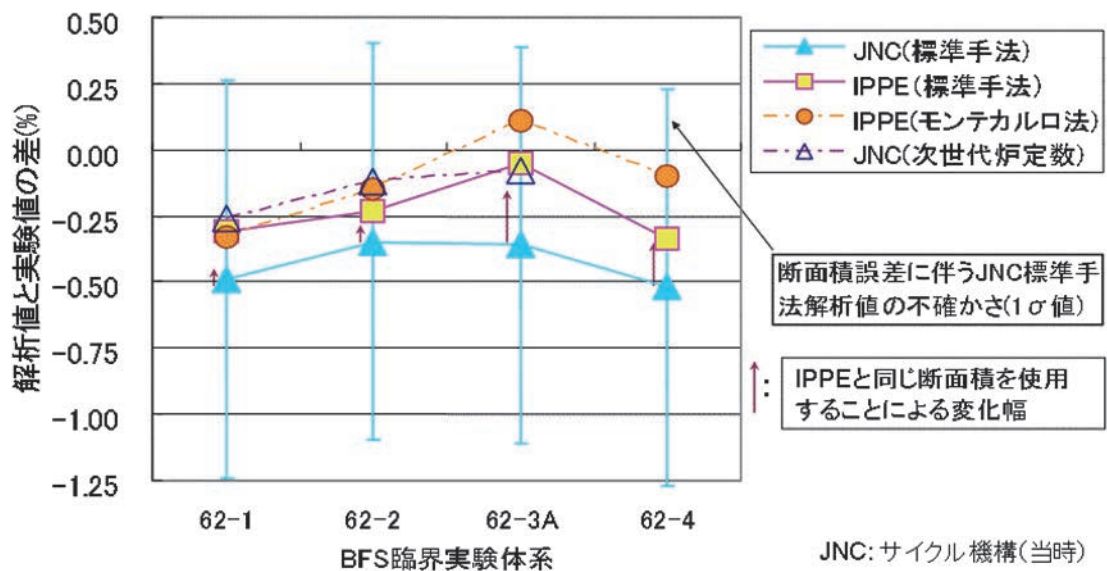


図 2.4 臨界性に関する実験解析結果

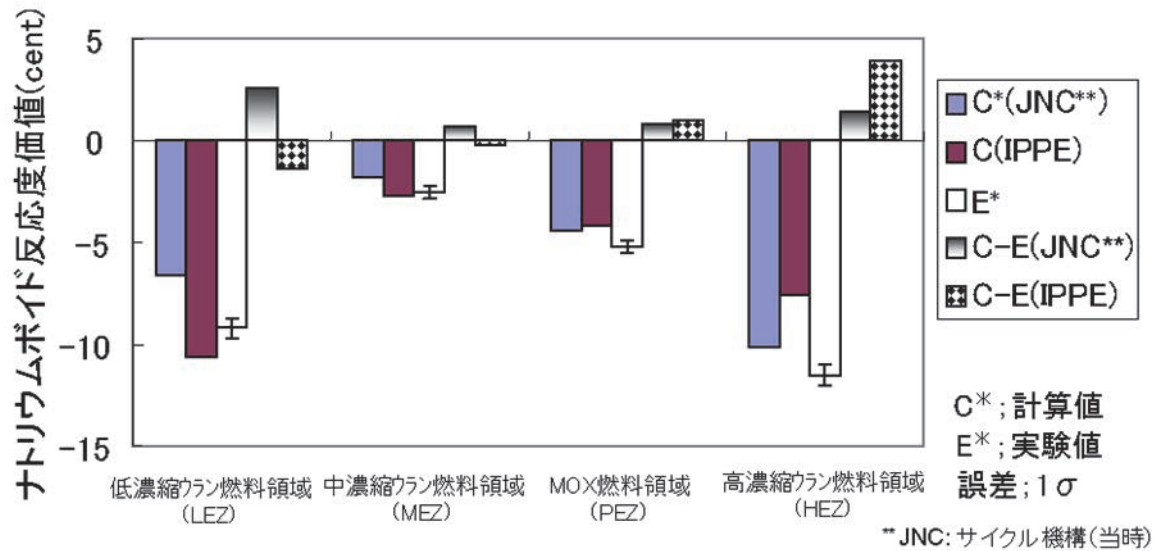


図 2.5 燃料領域毎のナトリウムボイド反応度係数解析結果の比較

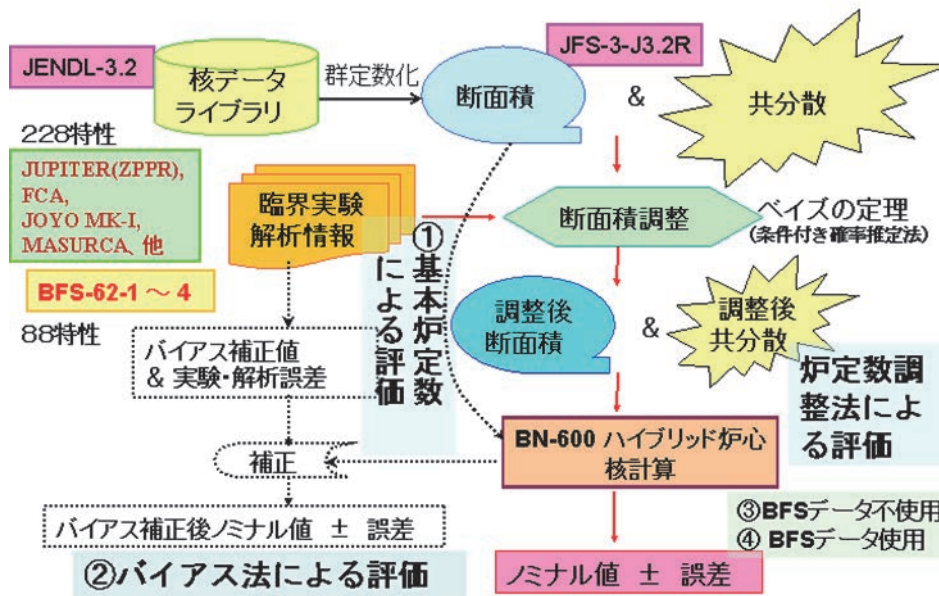


図 2.6 臨界実験解析結果に基づく BN-600 ハイブリッド炉心の精度評価フロー

共通点: BFS-62-1~4 とその他の高速炉の実験解析情報を用いて炉定数調整を行うことにより、予測精度を顕著に改善できる。

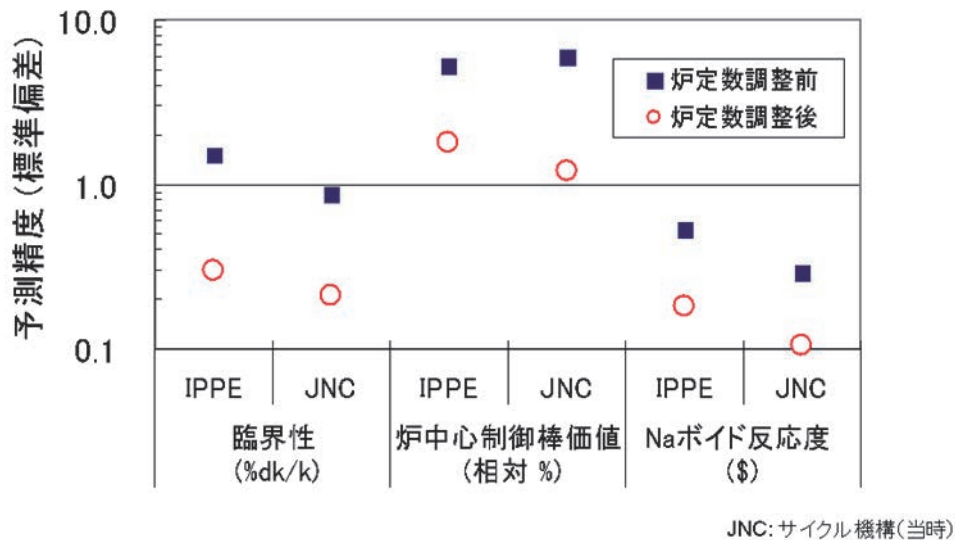


図 2.7 IPPE 評価結果との比較(BN-600 ハイブリッド炉心の予測精度評価)

2.2.2 三体先行用試験集合体の製造・照射試験

(1) 目標

実際の解体プルによるバイパック燃料の製造、照射・照射後試験によりバイパック燃料技術の実証を行い、ロシアの許認可を支援する。バイパック燃料製造技術、照射・照射後試験情報、燃料挙動評価を高速炉サイクルの実用化戦略調査研究（以下 FS）に反映する。三体デモ照射試験の流れを図 2.8 に示す。

(2) 計画（1999.5-2005.3）

解体プルを用いた MOX バイパック燃料集合体 3 体を RIAR における既存のバイパック燃料製造設備を用いて製造する。BN600 にて約 11at%まで照射し、その後の照射後試験によるバイパック燃料の燃焼挙動把握を通じて燃料の照射健全性を確認する。照射・照射後試験により入手すべき情報を表 2.5 にまとめる。

サイクル機構（当時）において、燃料の照射健全性を解析的に確認するため、 UO_2 顆粒を用いた熱特性試験、焼結特性試験、FCMI 特性試験を行いバイパック燃料挙動評価手法を整備する。また先行照射試験で得られるデータを用い、クロスチェックの形でのロシアの燃料挙動評価手法の信頼性確認を行うと共に、バイパック燃料挙動評価手法の評価精度の確認・改修を行う。これらの試験を含め照射挙動評価手法整備に必要な情報を表 2.6 に示す。

(3) 目標の達成度

ロシア許認可への支援・バイバックオプションの推進として、約 20kg の解体プルトニウムを有した燃料集合体 3 体を BN600 で所定の燃焼度まで照射し、解体プルトニウムを燃焼処分するとともに、燃料健全性を確認するための照射後試験を完了した。燃料集合体 3 体の製造技術・設計技術情報、BN600 での照射期間を通じての照射情報、並びに照射後試験結果を報告書として入手した。

高速炉サイクルシステム研究開発への寄与として、BN600 での照射完了は、研究開発の面からバイバック燃料の基本的な技術実証が行えたことが大きな成果である。また、原子力機構におけるバイバック燃料挙動評価手法の整備に反映した。

(4) 成果

解体プルトニウムを用いた MOX バイバック燃料集合体 3 体の製造として、約 20kg の解体プルトニウムをバイバックオプションで使用する予定の RIAR が開発した電解析出で MOX 顆粒とし、バイバック法により被覆管内に充填して燃料ピンを製作、BN600 で照射する MOX 燃料集合体 3 体（1 集合体あたり 127 本ピンで構成）を製造した(1999 年)。燃料仕様、燃料顆粒特性等の燃料製造情報については、表 2.5 に示すものを報告書にまとめた(1999～2002 年)。

BN600 での照射の完了と解体プル処分の実施。製造した 3 体の MOX 燃料集合体を 2000 年 5 月から BN600 にて照射し、2002 年 3 月に照射を完了した。照射後のロシア側計算評価値（正確な値は別途実施の照射後試験で評価した）では、燃料ピンの照射中の最高線出力が約 400W/cm、被覆管内表面最高温度が約 685℃で燃焼度約 11at.%まで燃焼できたものと評価され、この結果から、国際協力として初めて解体プルを処分(約 20kg)できたことを確認した。原子炉運転履歴、燃料出力履歴等の照射情報については、燃料挙動評価を行う上で必要と思われる項目を検討し、表 2.5 に示すものを報告書にまとめた(2000～2002 年)。

照射後試験計画の策定として、照射中の燃料の健全性確認のために 2003 年 2 月頃より RIAR にて開始する集合体 1 体の照射後試験に関し、燃料の挙動把握に必要な情報を取得できるよう、RIAR、サイクル機構（当時）の従来経験から必要と思われる項目を検討し、表 2.5 に示すものを試験項目とし、測定手法を詳細に規定した試験計画を策定した(2001 年)。

照射後試験の実施として、照射中の燃料の健全性確認のため、策定した試験計画に基づき、燃料集合体 1 体について集合体検査、集合体解体、燃料ピン非破壊検査、及び燃料ピン破壊検査を実施した。(2003～2004 年)

照射挙動解析評価手法の研究開発方針の策定として、サイクル機構（当時）においては独自に燃料挙動評価手法を整備する計画を立てた。バイバック燃料では、照射中に燃料顆粒間で焼結が起き、焼結領域(従来のペレット燃料と同様の組織)と未焼結領域（製造時の顆粒状の組織）とが生じる。顆粒充填体固有の特性に影響されると考えられる未焼結領域については、サイクル機構（当時）において炉外試験により、評価モデルを構築、焼結領域については既存のペレット燃料用評価モデルを流用すればよいと考えられる。そこで、上記考えに基づき研究開発方針を検討、表 2.6 に示す形で評価手法を整備することとした。(2002 年)

照射挙動解析評価手法構築のための炉外試験の実施として、策定した研究開発方針に基づき、表 2.6 中の圧縮応力-歪特性評価のための炉外試験を実施し、図 2.9 に示すように、バイバック燃料内の機械的相互作用評価手法構築に必要な顆粒充填体の圧縮特性に関する知見を得た(2002 年)。また、顆粒

域の伝熱特性評価、焼結条件評価のための試験を実施し、バイバック燃料内の温度分布評価手法構築に必要な知見を得た（2002～2005年）。

RIAR燃料製造施設(燃料製造)

RIAR照射後試験施設(照射後試験)

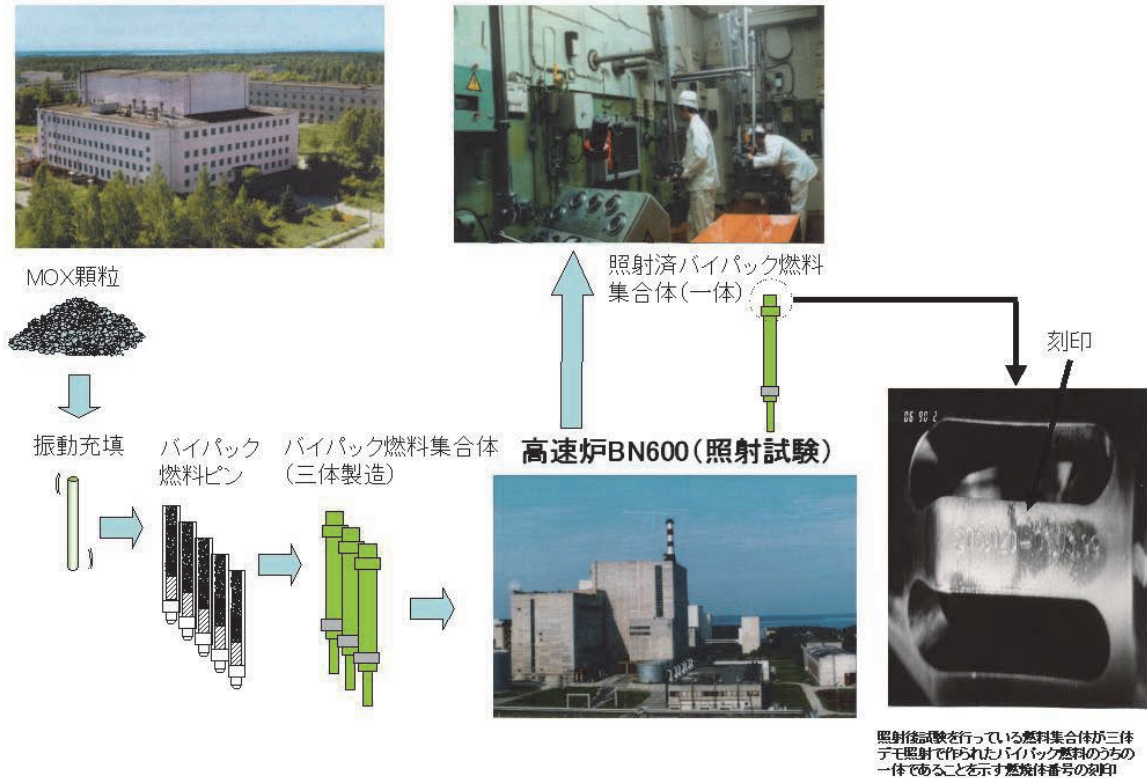


図 2.8 三体デモ照射試験の流れ

表 2.5 照射、照射後試験の取得情報概要

試験項目	取得情報		FSへの反映
	項目	主要情報	
照射試験	燃料ピン、燃料集合体の設計仕様	寸法、構造等	特に無し
	燃料顆粒製造方法	手法概説、使用機器、制御因子、運転条件等	
	燃料顆粒充填方法	手法概説、使用機器、制御因子、運転条件等	燃料製造技術開発へ反映
	燃料顆粒性状情報	実際の燃料組成等	
	燃料ピン組み立て・品質検査情報	実際の燃料ピン寸法、密度分布等	燃料性能評価へ反映
	燃料集合体組み立て・品質検査情報	実際の燃料集合体寸法等	
	設計仕様に基づく燃料の安全解析	手法、使用物性、評価結果等	
照射後試験	BN600での照射に関する情報	運転履歴、出力履歴、温度履歴等	燃料性能評価へ反映
	集合体の目視検査	表面異常の有無	
	集合体の寸法測定	寸法変化	
	バンドル上部観察	ピン異常伸長の有無	
	燃料ピンのKr85リーク試験	ピン破損の有無	
	燃料ピンの目視検査	表面異常の有無	
	燃料ピンの寸法測定	寸法変化	
	燃料ピンのγスキャン	FP分布状態	
	燃料ピンの渦電流探傷試験	FCOI指標	
	燃料ピンのX線ラジオグラフィ	燃料状態	
	燃料ピンのパンクチャ試験	FPガス放出状態	
	燃料ピンの金相試験	微視的燃料状態	
	燃料ピンのEPMA解析	微視的要素分布状態	
	燃料ピンの残留ガス分析	微視的FPガス放出状態	
	燃料ピンの燃焼度測定	微視的燃焼状態	
	燃料ピンの被覆管密度測定	被覆管スエリング状態	

表 2.6 バイパック燃料照射挙動評価手法整備の検討項目

検討項目	評価すべき主要な特性		対応
	種別	項目 < 国内R&D(炉外試験) >	
熱特性評価 (燃料の照射中の 温度評価)	未焼結領域 (顆粒状領域)	熱伝導度 < 熱特性試験 > 粒子間焼結特性 < 焼結特性試験 > 密度・組織変化 化学的挙動(元素再分布、FPガス放出等)	炉外試験を行い新規に評価モデルを構築 炉外試験は行わず、既存知見に基づき評価モデルを構築
	焼結領域	熱伝導度 密度・組織変化 化学的挙動(元素再分布、FPガス放出等)	既存のペレット燃料用評価モデルを流用
機械特性評価 (燃料の照射中の 応力状態の評価)	未焼結領域 (顆粒状領域)	圧縮-歪特性 < FCM特性試験 > クリープ特性 スエリング特性 ホットブレッシング特性*	炉外試験を行い新規に評価モデルを構築 炉外試験は行わず、既存知見に基づき評価モデルを構築
	焼結領域	圧縮-歪特性 クリープ特性 スエリング特性 ホットブレッシング特性	既存のペレット燃料用評価モデルを流用
	燃料全体	焼結領域／未焼結領域／被覆管間の 機械的相互作用(応力-歪特性の評価)	炉外試験を行い新規に評価モデルを構築

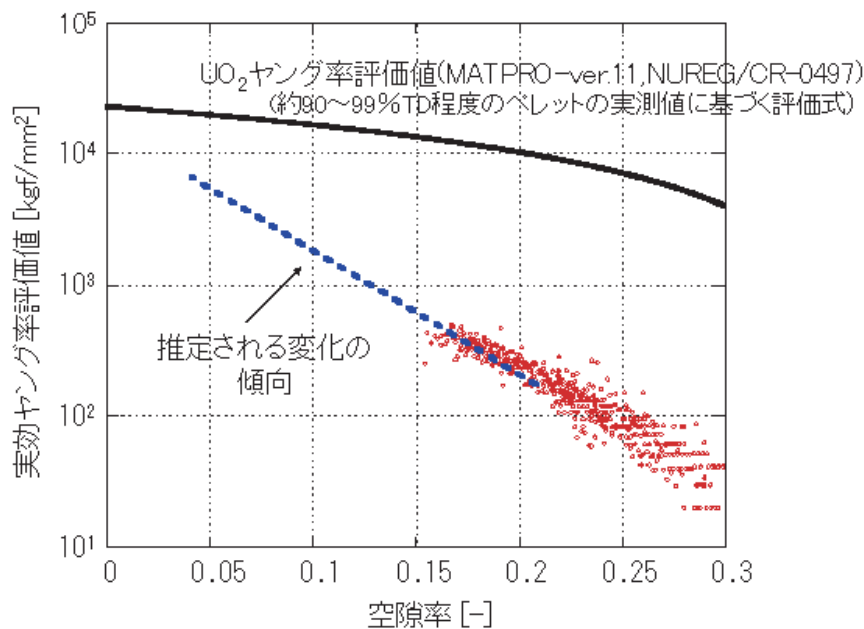


図 2.9 UO₂ 顆粒充填体 (3 サイズ混合、不定形顆粒) の圧縮特性評価結果
(初期充填率約 70～75%TD 程度)

2.2.3 フル MOX 炉心化に係るコスト評価（2001 年 9 月～2002 年 9 月）

(1) 目標

BN600 をフル MOX 化するための課題抽出、BN600 炉心改造の検討および MOX 燃料製造施設のコスト評価から本オプションの成立性を確認すること、及びバイパック燃料を利用する課題、経済性評価の情報を取得し、国内評価を加え国内でのバイパック燃料利用の基礎的なデータベースを整備することとした。

(2) 計画（2001.9-2002.9）

ロシアとの共同研究で BN600 フル MOX 化の技術的な実現性見通し（BN600 炉心変更、フル MOX 化に伴う炉物理・安全解析に係る検討）、スケジュール、概略コスト（バイパック燃料製造施設、新燃料貯蔵・取り扱い施設等）の検討を行った。（表 2.7 共同研究での検討項目参照）

国内 R&D においては、高速炉、MOX 燃料製造技術を踏まえて、共研結果の妥当性評価を行い、コスト評価について他オプションとの比較検討を行った。（表 2.7 国内 R&D での検討項目参照）

(3) 目標の達成度

ロシア許認可への支援・バイパックオプションの推進として、BN600 フル MOX 炉心の課題抽出及びバイパック燃料の経済的優位性を明らかにすることで、本オプションの成立性を確認できた。さらに、日本政府（外務省）が G8 で提案するバイパックオプションの重要な根拠を提供することができた。

(4) 成果

フル MOX 炉心の炉心構成の明確化、年間約 1.3 トン処分の技術的可能性の確認として、事故時のナトリウムボイド反応度を負とするため、燃料集合体上部に約 22cm のナトリウムプレナムを設けるとともに、集合体の燃料領域を約 17cm 短くし、径方向には逆に集合体を現行濃縮ウラン炉心より 60 体（ハイブリッド炉心からは 35 体）追加した扁平な炉心とする。（図 2.10 にフル MOX 炉心概念図を示す）。また、燃料重量の低下により燃料浮き上がり防止の観点から一次冷却ポンプの吐出圧を 10% 程度低減する必要がある。これはインペラ切削、モータ回転数の変更によって調整可能であることが分った。

バイパック燃料の製造施設（1.3 トン/年）の建設費試算と、経済的優位性の確認として、酸化物への転換工程が簡略化でき、燃料製造工程も簡素なバイパック燃料の特長を反映し、バイパック燃料製造施設の建設費の試算額は約 180 百万ドルとなった。米・露が 2001 年に公表したペレット燃料*製造施設（2.8 トン/年）建設コスト（約 600 百万ドル）に比較するとはるかに安価である。燃料製造施設運転費を含むバイパック燃料オプションの解体プル処分費は、25 千ドル/kg で、ペレット燃料 42 千ドル/kg に比較して安価であることが分かった（表 2.8 にペレット燃料とのコスト比較を示す）。

基本的な燃料供給ラインの施設概念の構築として、ロシア共研と同様の仕様で図 2.11 に示すような具体的な製造ラインのイメージ、製造施設の建物、内部レイアウト等、基本的な施設イメージが得られた。

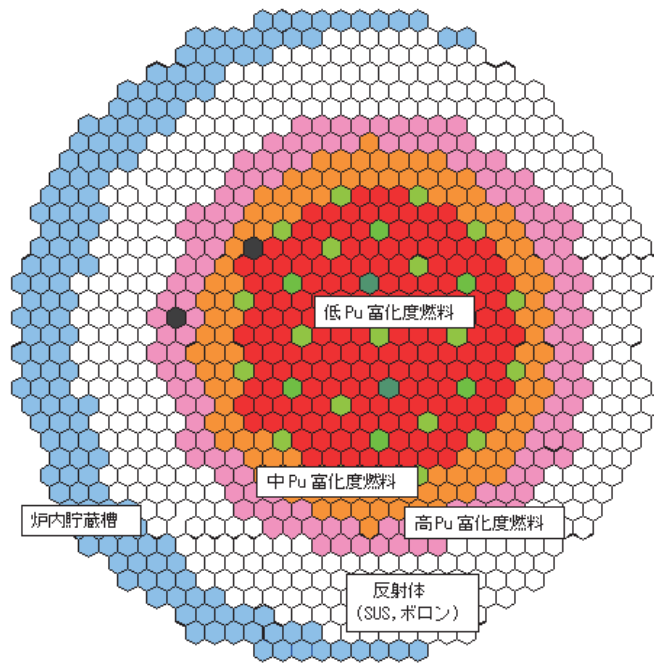


図 2.10 BN600 フルMOX 炉心

施設概念に基づく物量・コスト評価によるロシア共研の妥当性確認として、施設概念に基づく日本の価格でのコスト評価結果が約 300 億円となった。米露・仏独露でのコスト評価で用いられている建屋の建築費、日露間の人件費、材料費等の比較から、ロシアでの施設の建設コストは、日本価格の約 40%程度になる。このため、共研で示された建設費は、ロシア価格としては、ほぼ妥当なものと確認できた。

表 2.7 フルMOX コスト評価の検討項目と範囲

検討項目	共同研究での検討項目	国内 R&D での検討項目	反映先
燃料製造施設のコスト評価	- 候補地の選定、建物の設計・建設、施設・整備及び主な技術仕様 - 建設に必要な研究開発項目、設計項目 - 施設の運転方法 - 製造燃料のサイトへの移送方法	- 乾式再処理技術をベースとした施設の設計、コスト評価 - 物量妥当性評価 - 必要な研究開発項目の検討	バイバック燃料利用に係る基礎的なデータベースとする
BN600 炉心変更の検討	- フル MOX 炉心への改造計画 - ナトリウムポンプ（一次冷却系）の改造 - ハイブリッド⇒フル MOX への移行手順 - 炉心改造、変更に伴う研究開発項目 - 炉心改造に伴う設計項目	- 改造計画の妥当性評価 - ポンプ改造方法の妥当性評価	バイバック燃料利用に係る基礎的なデータベースとする
新燃料貯蔵、取扱い施設のコスト評価	- 新燃料貯蔵施設、取扱い施設の改造に必要な範囲の検討 - 建物、施設、設備、機器の技術仕様 - 施設の改造に伴う設計項目	—	—
フル MOX 化の課題抽出	- 炉物理等確認・検討の必要な項目 - 安全解析において確認・検討の必要な項目	- 炉物理、安全関連の確認・検討項目の抽出 - 共研での抽出項目の妥当性評価	バイバック燃料利用に係る基礎的なデータベースとする
全体計画	- プロジェクト全体のコスト評価、積算根拠 - 処分スケジュール	- 米露、仏独露等既コスト評価との比較 - 材料費、人件費、建屋建設価格等の日露コスト評価比較 - コスト、スケジュールの妥当性評価 - 全体シナリオの策定	68 等への日本提案（本格処分段階の処分オプション）に反映する。

表 2.8 ペレット燃料とのコスト比較 (単位MUS\$)

項目		燃料	バイバック燃料	ペレット燃料 (米露評価)
燃料製造	設備容量		1.3トン/年	2.8トン/年
	転換設備 燃料加工		176	134.5 463.1
	運転・維持費		331.7 (22.11M\$/y)	837.9
Pu 1Kg当たりの 製造(処分)費			25.4 (kUS\$)	42.2 (kUS\$)

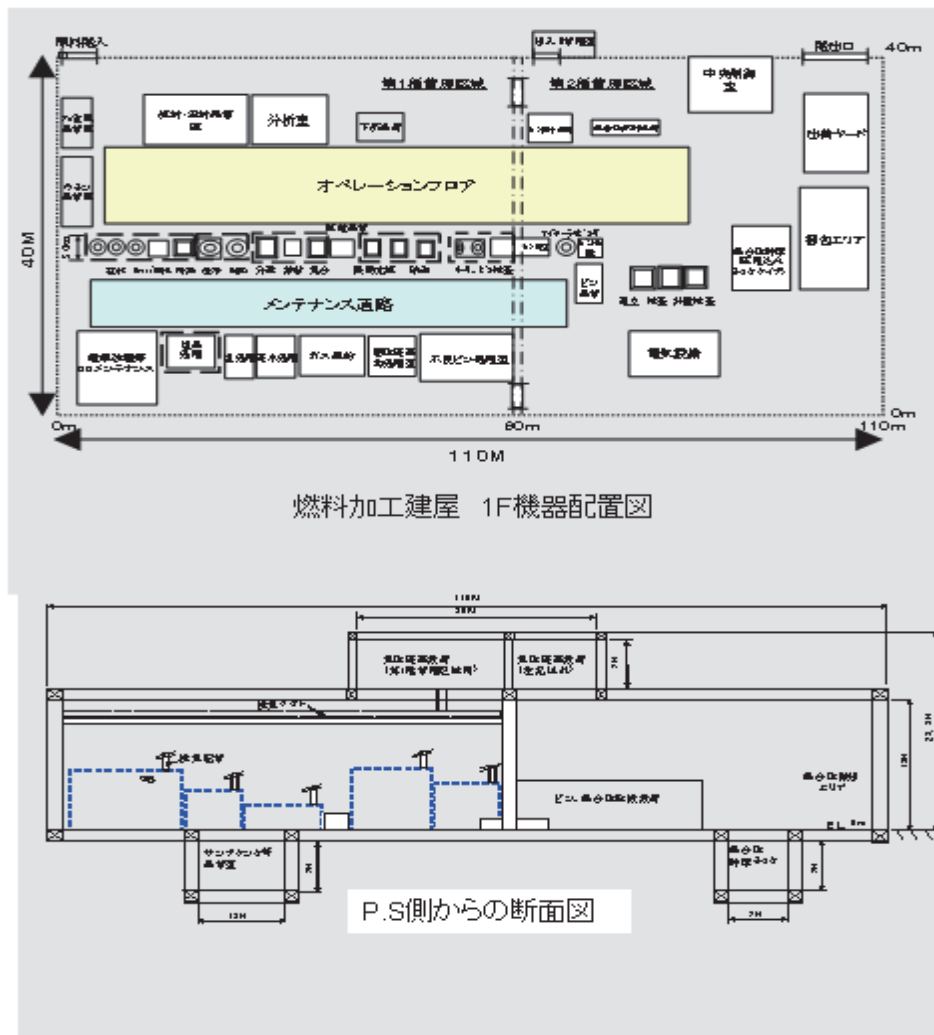


図 2.11 燃料製造建屋概念図

2.2.4 BN600 ハイブリッド炉心・燃料設計（2001 年 9 月～2003 年 3 月）

(1) 目標

BN600 ハイブリッド炉心の炉心・燃料設計を行って、ロシアの許認可を支援すること、及びバイパック燃料を用いた炉心の設計に関する知見を基盤研究に反映することとした。

(2)計画（2001.9-2003.3）

ロシア側は BN600 炉心のハイブリッド化のための炉心設計、燃料集合体設計、燃料ピン設計の各々について、設計指針の策定および設計解析を実施した。炉心特性、燃料集合体および燃料ピンの構造健全性の観点から設計解析結果を評価し、設計内容を確認した。（表 2.9 ロシア設計参照）

バイパック燃料集合体を装荷した炉心の暫定解析用体系、ロシアから入手した体系を対象に、我が国の解析手法を用いて主要炉特性の解析を実施し、ロシアが実施する一連の設計の妥当性を確認した。（表 2.9 国内解析参照）

バイパック燃料集合体を用いた炉心における核設計誤差の考え方、燃料集合体の設計および材料選定の考え方、燃料ピンの設計評価式、設計条件および材料選定の考え方を入手し、バイパック燃料を用いた炉心の炉心・燃料設計に反映を図った。（表 2.9 研究開発への反映参照）

(3)目標の達成度

ロシア許認可への支援・バイパックオプションの推進として、設計図書を入手し、設計内容を確認した。この内容は、実機の運転経験や実機を用いた燃料・材料照射試験等の経験に基づく炉心・燃料仕様によるものである。入手したデータを基に我が国の手法を用いた設計解析を行い、ロシア設計の妥当性を確認した。

高速炉サイクルシステム研究開発への寄与として、ロシアから入手したバイパック燃料のスミア密度およびプルトニウム濃度の不均一度の設定方法については、当時、原子力機構で実施していたバイパック燃料を用いた炉心・燃料設計研究に適用した。

(4)成果

ロシア炉心・燃料設計の内容確認として、ロシア側の設計解析作業を終了し、設計報告書を入手した。各設計において設計指針とロシア規則の遵守の下、炉心熱設計などが成立（流量配分の成立、集合体浮上り防止の確認）すること、設計基準事象における炉心安全性が確保されること、炉心燃料集合体および燃料ピンの構造健全性が確保されることを確認した。

サイクル機構（当時）の解析による核設計成立性の検討として、我が国の手法を用いた解析により、ハイブリッド化のための炉心配置、安全性の観点から特に留意されるナトリウムボイド反応度等の特性が把握でき、解体プル処分量の評価を含め、BN600 ハイブリッド炉心の核設計成立性の検討を行った。解析から得られた炉心の核的な特性を表 2.10 に示す。

ハイブリッド炉心構成情報の入手として、図 2.12 に入手したハイブリッド炉心構成図を示す。バイパック MOX 燃料集合体は 91 体で、径方向ブランケットの削除に伴う出力低下を補うため、炉心燃料集合体総数は 369 体から 394 体と約 7%増加していることがわかった。

バイパック燃料の設計条件・設計評価式等の情報入手として、集合体内の温度分布の平坦化を図るため、集合体内の127本ピンのうち最外周36本には楕円形の、その内側91本には円形のワイヤスペーサを設けた。(現行BN600炉心にも採用)バイパック燃料の熱伝導度、熱膨張率、FPガス放出率、被覆管材質の熱膨張率、スエリング、照射クリープ等の物性データを入手した。ピン設計条件として、バイパック燃料の燃料カラムに沿ったスミア密度およびプルトニウム濃度の不均一度を $\pm 5\%$ に設定することが必要であることが分かった。バイパック燃料集合体および燃料ピンの材料選定は、ロシアの高速炉BOR60およびBN600を用いたバイパックMOX燃料集合体照射試験の結果に基づき行われている。

ロシア設計の妥当性評価として、ロシアから入手した設計条件や設計評価式等の情報に基づき、炉心解析、設計基準事象における炉心安全性解析、燃料集合体の応力・歪みおよび強度・照射変形解析、燃料ピンの熱・照射特性解析を国内で実施した。その結果、ロシア設計が妥当であることを確認した。

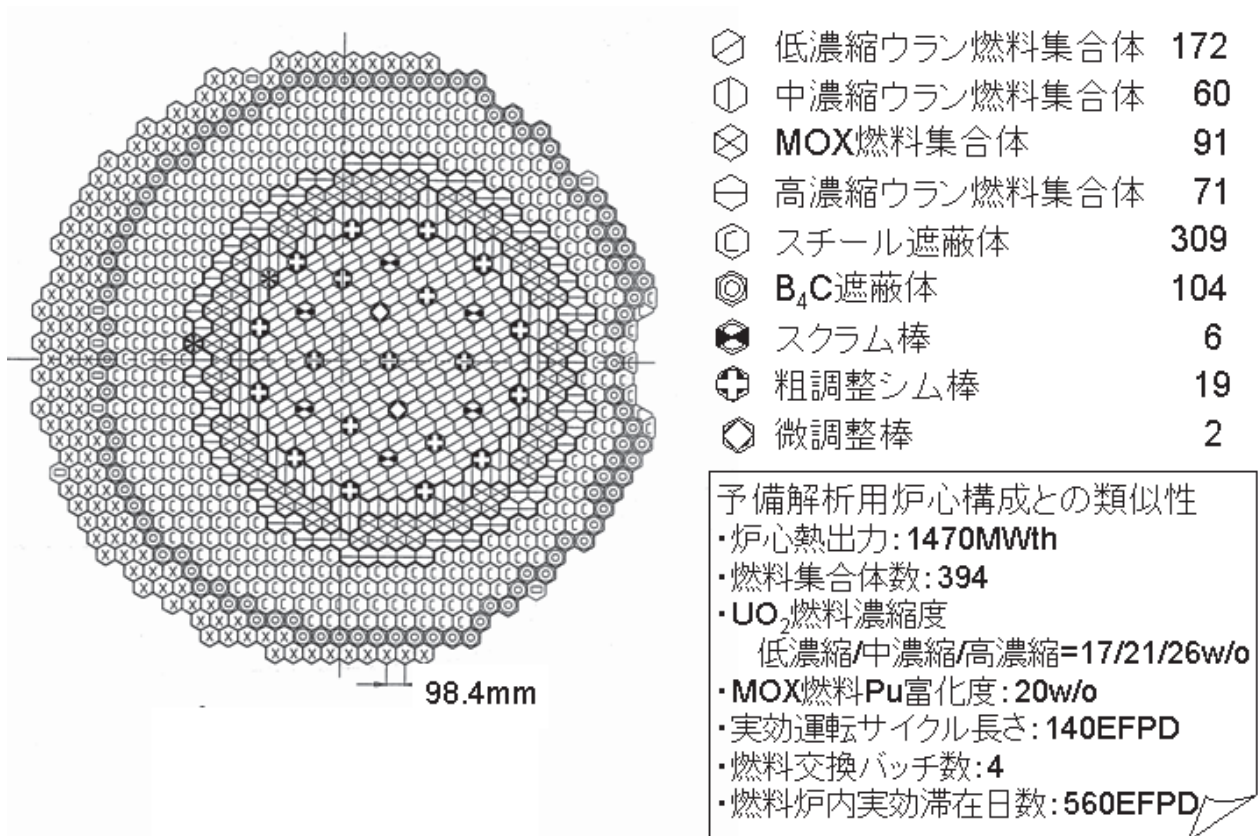


図 2.12 BN600 ハイブリッド炉心構成

表 2.9 炉心・燃料設計の研究項目と範囲

項目	範囲		
	ロシア設計	国内解析	研究開発への反映
炉心設計	- 設計解析の実施 設計指針の策定、核設計、熱設計、設計基準安全解析、炉心燃料放射線解析、炉心燃料集合体応力・歪み解析 - 設計成立性の確認 解体ブルーム分の実現性、径方向ブランケット削除によるブルトニウム生成の抑制、取出燃焼度の増加、低ナトリウムボイド反応度、流量配分成立、集合体摩り防止の確認、設計基準事象における炉心安全性確保、ロシア規則の遵守 - 設計図書・技術仕様書の作成	- 予備解析による核的な設計成立可能性の確認 - 入手された炉心仕様に基づく、日本側解析手法によるロシア側炉心設計の妥当性の確認	- バイバック MOX 燃料集合体を用いた炉心における核設計調整の考え方の入手 - 上記入手情報の炉心・燃料設計への反映方法の検討・整理
燃料集合体設計	- 設計解析の実施 設計指針の策定、燃料集合体の強度・照射変形解析 - 設計成立性の確認 構造健全性の確保、ロシア規則の遵守 - 設計図書・技術仕様書の作成	入手された燃料集合体仕様に基づく、日本側解析手法によるロシア側燃料集合体設計の妥当性の確認	- バイバック MOX 燃料集合体の設計および材料選定の考え方の入手 - 上記入手情報の炉心・燃料設計への反映方法の検討・整理
燃料ピン設計	- 設計解析の実施 設計指針の策定、燃料ピンの熱・照射特性解析 - 設計成立性の確認 構造健全性の確保、ロシア規則の遵守 - 設計図書・技術仕様書の作成	入手された燃料ピン仕様に基づく、日本側解析手法によるロシア側燃料ピン設計の妥当性の確認	- バイバック MOX 燃料ピンの設計評価式（燃料の熱伝導率、熱膨張率・FP ガス放出率、液層管の熱膨張率・スエリング・照射クリープ等）、設計条件、材料選定の考え方の入手 - 上記入手情報の炉心・燃料設計への反映方法の検討・整理

表 2.10 我が国の手法を用いた解析による核特性

ナトリウムボイド反応度
(炉心＋上部軸ブランケットボイド)

解析モデル	評価値 (\$)
ハイブリッド 燃焼初期	0.19
ハイブリッド 燃焼末期	0.58

↓
低ナトリウムボイド反応度

制御反応度収支
(運転中の反応度制御性: 第1系統制御棒)

項目	評価値 (%Δk/kk')
制御すべき反応度 温度補償(230→365℃) 出力補償(0→100%出力) 燃焼補償	0.17 0.95 2.62
合計	3.74
制御棒反応度価値 (第1系統1ロッドスタック)	5.37
未臨界度	1.63

(注)ロシア規則: 未臨界度に対し
 ・1ロッドスタック時 : 負でない
 ・全数挿入時 : $\geq 1\% \Delta k/kk'$

2.2.5 BN600 ハイブリッド炉心安全解析（2001 年 8 月～2004 年 9 月）

(1) 目標

ハイブリッド炉心化した BN600 プラントの安全解析を行って、ロシアの許認可を支援すること、BN600 の安全確保のための国際的コンセンサス確立の支援を行うこと、及びバイパック燃料の安全解析に関する知見を基盤研究に反映することとした。

(2) 計画（2001.8-2004.9）

ハイブリッド炉心化した BN600 プラントについて、炉心設計結果を基に、ロシアが実施する異常な過渡時、事故時、設計基準外事故時の安全解析を米国と分担してチェック解析を行うことにより妥当性を確認した（表 2.11①参照）。サイクル機構（当時）は炉心損傷事故について日本側解析コードによる独自の詳細解析によりこの分野では経験の少ないロシアの評価結果の妥当性を確認した。日米露（及び欧）からオブザーバー出席）安全性専門家会議を開催してロシア側評価結果をレビューし、BN600 プラント安全確保のための国際的コンセンサスを得る。バイパック燃料に関するロシアの安全性、安全解析モデル、許認可・安全解析の考え方等の有用な知見を取得しデータベースを拡充することとした。（表 2.11②参照）。

(3) 目標の達成度

ロシア許認可への支援・バイパックオプションの推進について、日本側の経験や安全評価結果に基づく指摘事項を踏まえてロシア側は安全解析結果の見直しを実施した。これは BN600 プラント安全確保のための国際的コンセンサスを得る上での布石となる。また、炉心損傷事象については、BN600 プラントの炉心・原子炉容器構造設計詳細データを入手し、日本側で独自評価を行って、その結果をロシア側に示し、解析の留意点を指摘した。ロシア側は、これらを反映した評価を行った。

高速炉サイクルシステム研究開発への寄与について、バイパック燃料の安全性の知見、基本物性データ等を入手し、解析モデルの改良に反映するとともに、基盤技術開発のためのデータベース拡充に反映した。

(4) 成果

異常な過渡変化事象 9 件（表 2.11①の、1.1-1.9）、設計基準事象 2 件（同 2.1, 2.2）、設計基準外事象 4 件（同 3.1-3.4）の全ての解析を終了。また、確率論的安全評価も終了。日本側のチェック解析及びこれまでの原型炉・実証炉及び海外炉の安全解析知見に基づいて、安全解析上の問題点を指摘し、ロシア側はこれに対応した。ロシア側から示された結果は、いずれもロシアの安全規則を満たすものである。日本側の独自解析として炉心損傷事故(CDA) 過程の解析を実施。炉心流量減少型スクラム失敗事故(ULOF) の初期段階から事故後損傷炉心冷却までの炉心損傷事故(CDA)過程の解析を日本側解析コードにより実施した。BN600 プラントの炉心特性及び原子炉容器構造（図 2.13）の特徴を踏まえて、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（図 2.13）を構築する上で重要な設計上のキーポイントを明確にした。

ロシア側からの基盤技術に資する情報入手（表 2.11②）については、安全解析用バイパック燃料に関する安全性の知見を入手し、日本側安全解析コード SAS4A のバイパック燃料モデルの改良に反映した。安全解析用バイパック燃料のクリープ特性等の基本物性データ、FP ガス放出率データのペレ

ット燃料との比較、及びバイパック燃料の過出力時燃料/被覆管機械相互作用の解析例を基盤技術開発のためのデータベース拡充に充てた。ロシア側安全解析モデル、及び安全解析事象のロシア許認可上の位置づけと判断基準に関する情報を入手した。

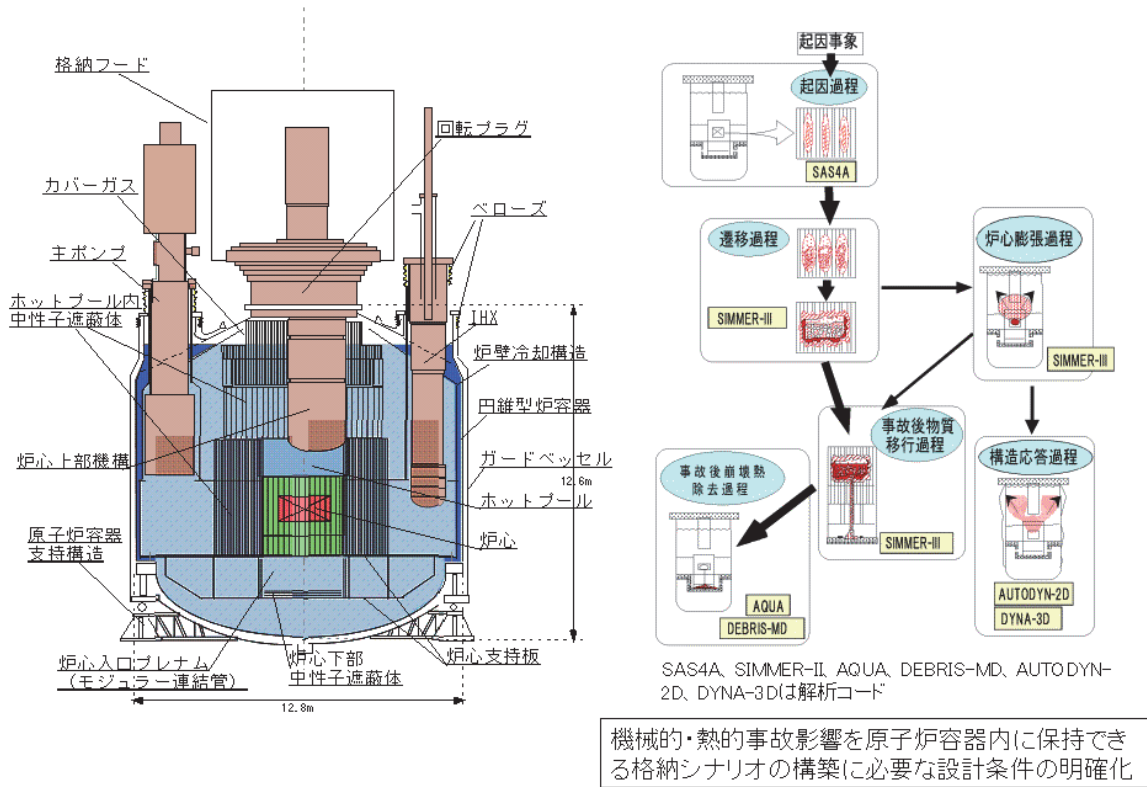


図 2.13 BN600 プラントの原子炉構造及び炉心損傷事象推移の概要と評価手法

表 2.11① 安全解析項目と基盤技術開発のためのデータベース拡充項目

①BN600 ハイブリッド炉心安全解析項目

項 目	分担	ロシア側安全評価項目	日本側安全評価への反映
(a) 異常な過渡事象評価 (12 事象: 実施期間 2001-2003)	日本 (9 事象)	1.1 中性子導出管破損ナトリウム横溢 1.2 被覆管破損による冷却材中への FP ガス放出 1.3 一次系ポンプ3基運転中のチェックバルブ1 基閉 1.4 蒸気発生器水供給系故障 1.5 一次系ポンプ潤滑系故障、1次系へのオイル混入 1.6 一次系冷却系ポンプ1 基停止(バイバック燃料炉心) 1.7 制御棒誤り抜き(バイバック燃料炉心) 1.8 シム制御棒誤り抜き(バイバック燃料炉心) 1.9 地震時の炉心挙動評価	・特に無し。 (注 1) 日本側は、ロシア側解析結果をレビューし、安全解析上の問題点を指摘し、適切な対応を要求している。実施済みの項目に関しては、ロシア側はこれに対応している。
	米国 (3 事象)	1.10 使用済み燃料貯蔵ドラム冷却系故障 1.11 集合体引抜中の回転プラグ回転防止インターロックシステム故障 1.12 新燃料・使用済み燃料装荷中の貯蔵ドラム回転	(米露間は未契約)
(b) 設計基準事象評価 (3 事象: 実施期間 2001-2002)	日本 (2 事象)	2.1 燃料被覆管健全性検出系有効性評価のためのナトリウム流速分布解析 2.2 集合体断面閉塞燃料溶融、隣接集合体列への伝播による設計基準事象の全過程解析用コード (GRIF-SM) の改良と解析	・特に無し。 (注 1)に同じ。
	米国 (1 事象)	2.3 燃料集合体冷却異常	(米露間は未契約)
(c) 設計基準外事象評価 (5 事象: 実施期間 2001-2003)	日本 (4 事象)	3.1 全電源喪失事象の解析 3.2 1次系への大量の炭素又は水素含有物質の混入(1次系ポンプ潤滑系、もしくは炉容器内遮蔽体から) 3.3 外電喪失+非常用電源喪失+原子炉保護系故障 (ULOF)(バイバック燃料炉心) 3.4 外電喪失+非常用電源喪失+原子炉保護系故障 (ULOF)(炉心損傷シナリオ全過程の解析と事故影響評価)	・特に無し。 (注 1)に同じ。 (→これらの炉心損傷事故に関しては日本側の解析コードにより独自に解析し、その結果をロシア側へ伝えている。今後、ロシア側解析結果が得られた時点でクロスチェックを実施する。)
	米国 (1 事象)	3.5 ナトリウム流による集合体の炉心から上部プレナムへの浮き上がり(スクラム有り)	(米露間は未契約)
(d) 確率的な安全評価 (実施期間 2002-2003)	日本	レベル1 PSA*	・特に無し。 (注 1)に同じ。
(e) バイバック燃料装荷炉心安全解析用入力データの準備 (実施期間 2001)	日本	(1)安全解析用バイバック燃料の物性データの準備と異常時の挙動解析例示 (2)安全解析用原子炉容器系構造設計詳細データの準備	→安全解析コード SAS4A へのバイバック燃料モデルの改良に反映 →炉心損傷事故(設計基準外事象)の日本側評価の信頼性向上に反映
(f) 従来解析コードの改良 (3 件: 実施期間 2001-2002)	日本	6.1 溶融燃料とナトリウムの熱的相互作用解析及び安全解析のための従来コードの改良 (INTERACT, INTERACT-SA) 6.2 設計基準外事象シナリオの最終段階(再臨界及び炉心膨張過程)の解析のための従来コードの改良 (TWEXCO, DYNAMICA-2)	(注 1)に同じ。 (・ロシアの解析モデルに関する有用情報は基盤技術開発データベース拡充への反映する。)
	米国	6.3 設計基準外事象シナリオの最終段階(炉心燃料デブリの冷却開始)の解析のためのコード改良	(米露間は未契約)
(g) 許認可に用いる解析コードの検証・認証(2002 年)	米国	GRIF, GRIF-SM, DINRCS, DYNBOO コードの改良	(米露間は未契約)

表 2.11② 安全解析項目と基盤技術開発のためのデータベース拡充項目（続き）

②基盤技術開発のためのデータベース拡充

項 目	ロシアから得られる情報	基盤技術開発データベース拡充への反映
(a) バイバック燃料の安全性に関する知見	・バイバック燃料のクリープ特性等の基本物性データ、FPガス放出率データのペレット燃料との比較 ・バイバック燃料の過出力時燃料/被覆管機械相互作用の解析例 ・バイバック装荷ハイブリッド炉心の安全解析結果	・将来燃料候補としてのバイバック燃料の安全性評価に反映する。
(b) ロシア側の安全解析手法に関する情報	・安全解析で使用した解析コードの計算モデルの内容 ・最新の知見を反映した炉心損傷事故解析のために準備される従来コード改良モデルの内容	（有用な情報は得ていない。日・米・欧の既往解析モデルの知見に基づいて、これまではロシアモデルに対して課題を指摘した。）
(c) ロシアの許認可安全解析の考え方と安全基準	・安全解析事象の許認可上の位置づけと判断基準 ロシアにおける安全規制及び燃料破損制限に従った安全評価の考え方	・ロシアの許認可安全基準情報としてデータベースに反映する。

2.2.6 RIAR 燃料製造施設整備（2001 年 7 月～2008 年 3 月）

(1) 目標

ハイブリッド炉心にバイバック燃料を供給するため年間 50 体の BN600 ハイブリッド炉心用燃料集合体製造ができる設備を RIAR に整備すること、入手設計情報について国内 R&D の基礎的な試験の知見によりロシアの燃料製造設計のチェックを行うこと、及びバイバック燃料製造技術に係る設計・改造情報、国内 R&D 試験による燃料製造性、健全性の情報等を FS に反映することとした。

(2) 計画（2001.7-2008.3）

年間 50 体（金属プルトニウム 0.3 トン相当）の BN600 の MOX バイバック燃料を製造できる施設を 2008 年 3 月までに完成させ、MOX 燃料を 1 体試作することにより機能確認を行うこととした。施設として MOX 顆粒製造ライン、ピン製造ラインを新設し、既設集合体組立ラインを整備する。また施設安全に関する情報（閉じ込め性）を入手し妥当性確認を行った。（表 2.12①参照）

製造技術研究に資するものとして RIAR の施設改造の報告書より、燃料顆粒製造、燃料ピン製造等に関わる機器設計情報、バイバック燃料の製造情報、廃棄物処理の情報等を評価した。（表 2.12②RIAR 整備検討項目参照）

原子力機構において UO_2 を用いた塩素化溶解試験、電解析出試験及び電解析出顆粒を用いた振動充填試験等を行い製造技術に関する情報を取得した。また燃料健全性の評価のための基礎データとして輸送時の振動で密度分布が変化しないかを確認するため輸送時安定性試験を行った。（表 2.12②国内 R&D 検討項目参照）

(3) 目標の達成度

ロシア許認可への支援・バイバックオプションの推進として、当初は 2004 年 12 月末までに施設の完成を目指していたが、改造作業の遅れにより、施設の完成は 2008 年 3 月以降となった。機器の設

計、購入、製造、設置及び調整を実施し、一部の設備では試運転を開始した。また、施設安全に関するチェック作業としてロシアの規制を調査し、現設計の適合性について確認した。

高速炉サイクルシステム研究開発への寄与について、2001 年度までに取得された UO_2 ベースでの国内実施 R&D によりバイパック燃料の顆粒製造、充填条件の明確化等による製造見通しを得たこと及びそのバイパック燃料の輸送時に顆粒移動等がなく安定していることを明確にでき、FS の 2003 年度の間及び 2005 年度の最終評価に資するデータが蓄積できた。

(4) 成果

RIAR 施設内における新規製造ライン設置作業の進捗について、当初は 2004 年 12 月末までに施設の完成を目指していたが、改造作業の遅れにより、施設の完成は 2008 年 3 月以降となった。2004 年度は機器の購入、製造、設置及び調整を実施した。また、一部の設備では試運転を継続した。上記作業を通じて、機器のレイアウト、設計、製造結果及び試運転に関する情報を取得するとともに、これらの情報の日本への適用性を検討した。（新規製造ラインの設置場所を（図 2.14 に示す））

安全性に関わるロシア国内法規の調査について、放射線安全に関する法律を調査し従事者の照射量制限は日本と同等であることがわかった。また管理区域の汚染許容レベルも大きな差異はないことが明らかになった。閉じ込めに関する考え方で多重障壁による閉じ込めを行う日本と考え方の相違があることが明らかになった。

施設の安全設計に関する情報入手、法令遵守の確認について、サイクル機構（当時）より安全の専門家を派遣し、RIAR 側と議論し安全に関わる設計情報を一部入手し、施設の設計がロシアの法令を遵守した設計であることを確認した。なお、運用面では原子力機構施設は汚染をさせないことを目標に厳しい管理をしているが、ロシアでは法律の汚染限度で範囲を運用している。

国内 R&D による顆粒製造の塩素ガスの反応効率（塩素ガス使用低減の為）の向上のため、塩素ガス使用量の低減のために、吹き込み管の工夫により 4 倍程度効率向上ができることを確認した。

均一・高密度のバイパック燃料製造条件の明確化（ UO_2 ベースでのデータの取得）のために、電解析出顆粒（ UO_2 ）の均一・高密度充填ピン製造のための振動条件、顆粒装荷方法の検討により平均密度 80% 以上で偏差 $\pm 5\%$ の充填ピンの製造可能性が明確になった。

バイパック燃料の輸送時安定性の確認（ UO_2 ベースでのデータの取得）として、バイパック燃料の輸送中に顆粒の移動等による密度変化がないことにつき輸送時を模擬した加振を与える試験で確認した。

燃料ピン中の金属ウランゲッター分布の均一性の確認として、 UO_2 顆粒と金属ウランゲッター粒子を用いてバイパック燃料ピンを製造し、破壊試験により金属ウランゲッターの軸方向分布の評価を実施した。

廃棄物処理システムの基礎データ取得として、電解析出でのルツボ廃棄物減容のため燃焼処理をする場合のアメリカシウム等のフィルターへの移行率を取得した。

表 2.12① RIAR の施設安全に関する検討項目

項目	RIAR 整備検討項目	国内 R&D 検討項目	安全評価への反映
安全関連	ベンチレーション設計 各種警報装置 外部の影響（爆発・自然現象） 臨界等の対処 配置設計	ロシアの燃料製造施設関係法令 許認可手続き	閉じ込めに関わるベンチレーション等はロシアの国内法規を遵守して設計されていることを確認。

表 2.12② RIAR 施設整備における取得情報概要

項目	RIAR 整備検討項目	国内 R&D 検討項目	FS への情報
顆粒製造技術	・ 機器設計情報（工学生産規模） （電解槽、洗浄機器等の機器情報、配置設計） ・ 試運転による顆粒製造条件	・ 塩素化溶解条件（塩素低減条件） 及び電解析出試験（ UO_2 ） ・ 塩素ガスリサイクルシステムの基礎データ	・ 振動充填に適した顆粒製造条件の検討に反映。（ UO_2 ベース） ・ 同上（MOX ベース）
バイバック燃料製造技術	・ 機器設計情報（工学生産規模） （自動化、遠隔化のピン製造機器） ・ 試運転によるバイバック燃料製造条件	・ 電解析出顆粒（ UO_2 ）の充填条件（振動条件、顆粒装荷方法等） ・ 金属ウランゲッターのピン軸方向均一性	・ 均一・高密度の燃料製造に関する検討に反映（ UO_2 ベース） ・ 同上の MOX への外挿評価に反映
廃棄物処理技術	・ 機器設計情報 ・ 試運転による増場焼却等の廃棄物処理のデータ	・ RIAR の廃棄物処理システム設計レビューのための基礎データ ルツボ燃焼時のアメリカシウム のフィルターへの移行率	・ 廃棄物処理システムの設計例として設計に反映
燃料健全性 （製造～輸送）	－	輸送時安定性試験にて輸送を模擬した振動で密度分布が生じないことを確認。	輸送中にバイバック燃料の密度分布変化が生じないことを確認

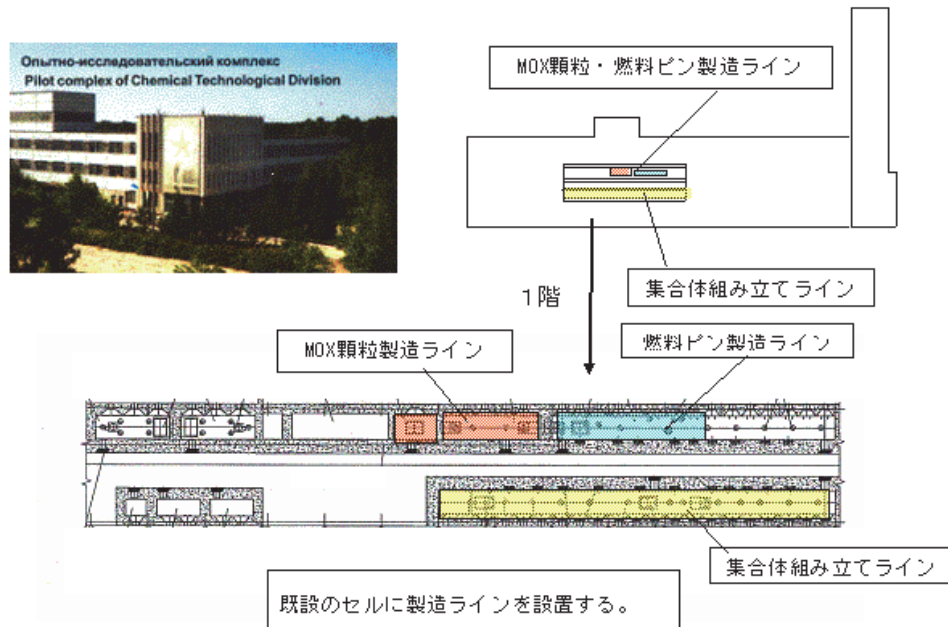


図 2.14 RIAR 燃料製造ラインの配置

2.3 MOX バイパック燃料集合体の信頼性検討

三体先行用試験集合体(3LTA)の照射試験により、BN-600 での解体 Pu 処分に MOX バイパック燃料を適用できることを確認した。しかし、BN-600 に MOX バイパック燃料集合体を装荷し、炉心燃料の約 1/4 を MOX 燃料とするハイブリッド MOX 炉心、更に全炉心を MOX 燃料とするフル MOX 炉心において本格的に解体 Pu を燃焼・処分する段階に移行するための許認可を得るには、更なる照射の実績(約 30 体)が必要とされた。このため、3LTA に続く MOX バイパック燃料集合体信頼性実証試験を日露共同で実施することになった。

MOX バイパック燃料集合体信頼性実証試験は、バイパック燃料技術の基礎的研究段階から実証段階に移った段階の事業としての位置付けになるため、研究開発を設立使命とした原子力機構が直接行う体制ではなく、文部科学省の委託事業として、核燃料サイクル技術開発経験及び対ロシア協力事業の実績を有する株式会社ペスコ(以下、ペスコ)が文部科学省から受託し、原子力機構及び国内関係メーカーの協力を得て実施する体制とした。

この文部科学省の委託事業は、「高速炉燃料集合体信頼性実証等事業」とし、現行のペレット燃料製造法に比べて、経済性に優れているバイパック燃料製造法によって製造した MOX 燃料集合体の製造過程、照射中、照射後等の各種データを取得することにより、高速炉への適用性を確認し、当該燃料の健全性及び信頼性の実証に資することを目的とした。

本事業の実施に際して、ペスコと原子力機構及び RIAR の三者間で「MOX バイパック燃料集合体の製造・照射に関する研究開発」の共同研究契約を平成 2004 年 8 月に締結した。また、ロシアで実施した試験の機微情報を含む技術報告書を日本に提供するためには日本政府の平和利用保証が必要とされ、本事業に係る情報の取り扱いに関する日露政府間の口上書が 2005 年 1 月に取り交わされた。

本委託事業においては、2004 年度から 2008 年度までの 5 年計画で BN-600 を用いて MOX バイパック燃料集合体の照射健全性・信頼性を実証する計画とし、契約時点ですでに照射中であった MOX バイパック燃料集合体 6 体及び新規に製造・照射する 15 体を合わせて 21 体の MOX バイパック燃料集合体の製造・照射及び照射後試験を行い、2004 年までに照射済みの 3LTA を含む 9 体の MOX バイパック燃料集合体と合わせて合計 30 体の照射実績により、MOX バイパック燃料集合体の健全性及び信頼性の評価・実証を行うこととした。

2.3.1 MOX バイパック燃料集合体の製造・照射・照射後試験の実施体制・スケジュール

原子力機構と RIAR の共同研究で実施された 3LTA に引き続いて行われた MOX バイパック燃料集合体の信頼性実証試験は、文部科学省の委託事業として株式会社ペスコが受託し、RIAR との共同研究で 2004 年～2009 年に実施された。本事業の実施内容と実施体制及びスケジュールは、以下のとおりである。

(1) 実施内容

本事業は、高速炉の燃料集合体として MOX バイパック燃料集合体を使用する場合の照射健全性、信頼性を評価・実証するための事業として計画され、以下の MOX 燃料集合体の製造・照射・照射後試験・解析評価等を実施した。MOX バイパック燃料集合体の製造～照射～照射後試験の流れを図 2.15 に示す。

1) MOX バイパック燃料集合体（15 体）の製造

RIAR の燃料製造施設において、高速炉 BN-600 の炉心燃料集合体と同様の仕様の MOX バイパック燃料集合体を 3 つのグループ（バッチ）に分けて 15 体製造した。

2) MOX バイパック燃料集合体の高速炉（BN-600）での照射試験

RIAR で製造した MOX バイパック燃料集合体をベロヤルスク原子力発電所（以下、BNPP）に輸送し、同発電所の高速炉 BN-600 で照射した。照射期間は 3 サイクル（約 1.5 年）又は 4 サイクル（約 2 年）である。

3) 照射済 MOX バイパック燃料集合体（3 体）の照射後試験

BN-600 炉心で照射した上記の MOX バイパック燃料集合体のうち、1 体の照射済燃料集合体を RIAR の照射後試験施設に輸送し、照射後試験（非破壊試験、破壊試験）を行った。また、本事業開始時期前に製造・照射した下記 4) の 6 体の MOX バイパック燃料集合体のうち、2 体の照射済燃料集合体について照射後試験を行った。

4) 既製造・照射済 MOX バイパック燃料集合体（6 体）の試験データの入手

本事業開始前に製造・照射した 6 体の MOX バイパック燃料集合体の製造データ、照射データを RIAR から入手し、上記 1) で製造した 15 体と合わせて 21 体の MOX バイパック燃料集合体の製造・照射データ及び 3 体の照射後試験データを取得した。

5) MOX バイパック燃料集合体の炉心燃焼解析及び照射挙動解析

RIAR から入手した製造・照射及び照射後試験データを基に、BN-600 炉心における MOX バイパック燃料集合体の燃焼解析を行うと共に、MOX バイパック燃料の照射挙動解析を行い、照射後試験結果との比較評価を行った。

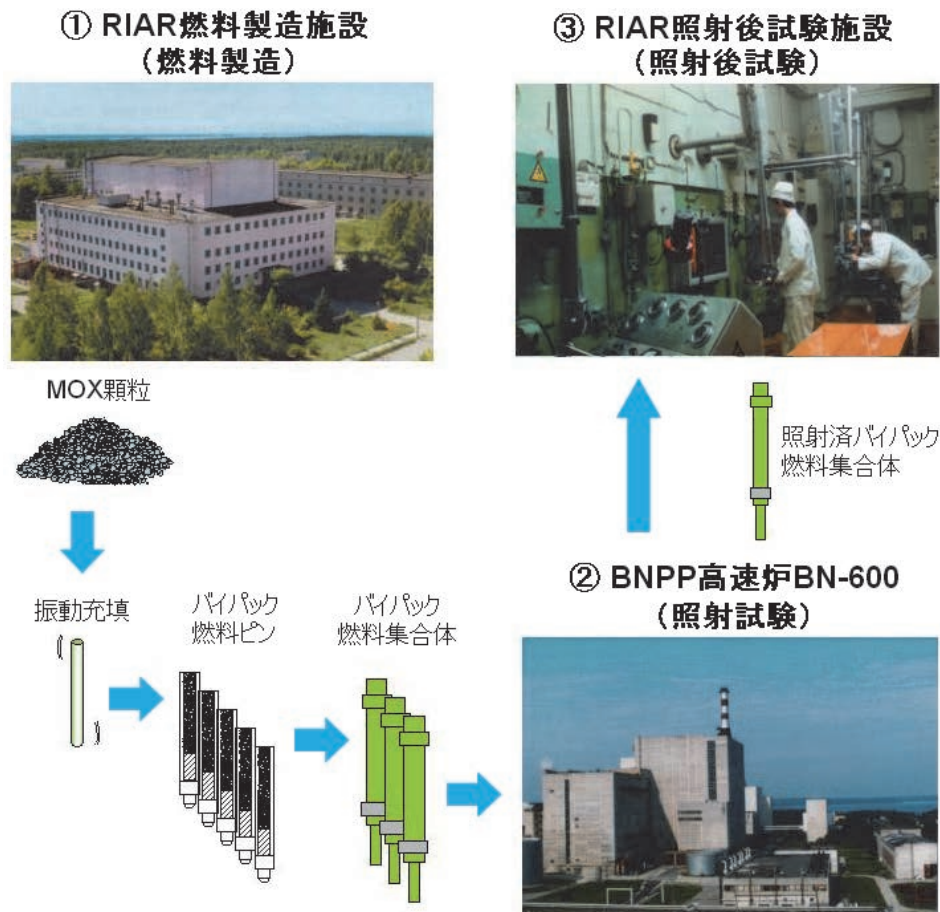


図 2.15 MOX バイパック燃料集合体の製造・照射・照射後試験の流れ

(2) 実施体制

MOX バイパック燃料集合体の製造、照射試験及び照射後試験はペスコ、原子力機構及び RIAR の三者の共同研究の形で行う体制とした。

日本側が行う MOX バイパック燃料集合体の照射及び照射後試験結果の評価は、ペスコと原子力機構の間で協力協定を締結し、同機構からの技術協力を得ながら進めた。また、三菱 FBR システムズ株式会社に炉心燃焼解析を、株式会社東芝に燃料照射挙動解析を委託し、それぞれの解析で得られた結果と試験結果との比較を実施した。さらに、本事業の計画と成果についての客観的で幅広い検討・評価を行うため、国内の専門家からなる検討評価委員会を設置した。

一方、ロシア側の実施体制は、RIAR が本事業の実施取り纏め・責任機関となり、これに BNPP、物理エネルギー研究所 (IPPE)、実験機械設計局 (OKBM) 等が協力する体制とした。

本事業の開始に際しては、本事業で得られる技術情報の提供・利用に関する平和利用保証の口上書が日露政府間で取り交わされた。ロシアからの技術報告書の提出 (輸出) は、平和利用保証口上書の取り決めに従って、RIAR の監督官庁であるロシア原子力庁 (Rosatom) の許可を得て行われた。

本事業の実施体制を図 2-16 に示す。

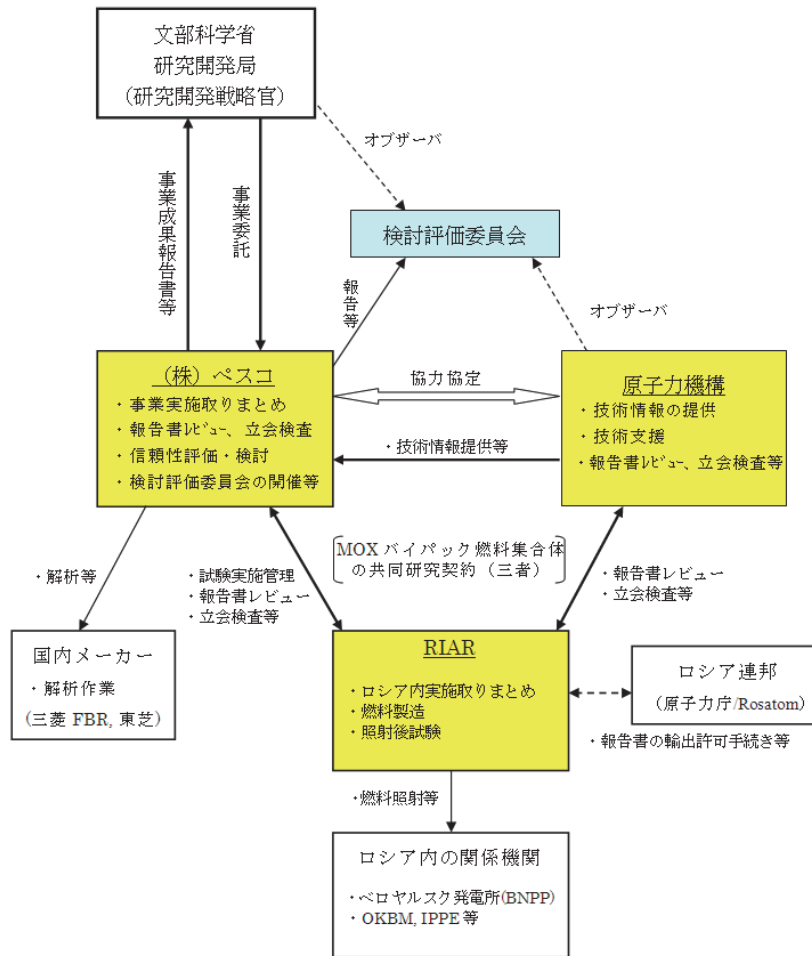


図 2.16 高速炉燃料集合体信頼性実証等事業の実施体制

(3) 実施工程

本事業の文部科学省とペスコの委託事業契約は、単年度毎の契約で行われた。全体の実施期間は、当初計画では2004年7月15日～2009年3月31日であったが、MOX バイパック燃料集合体の製造・照射遅れ等のため、本事業は9ヶ月遅れて2009年12月28日に完了した。

図 2-17 に、本事業の実績工程を示す。

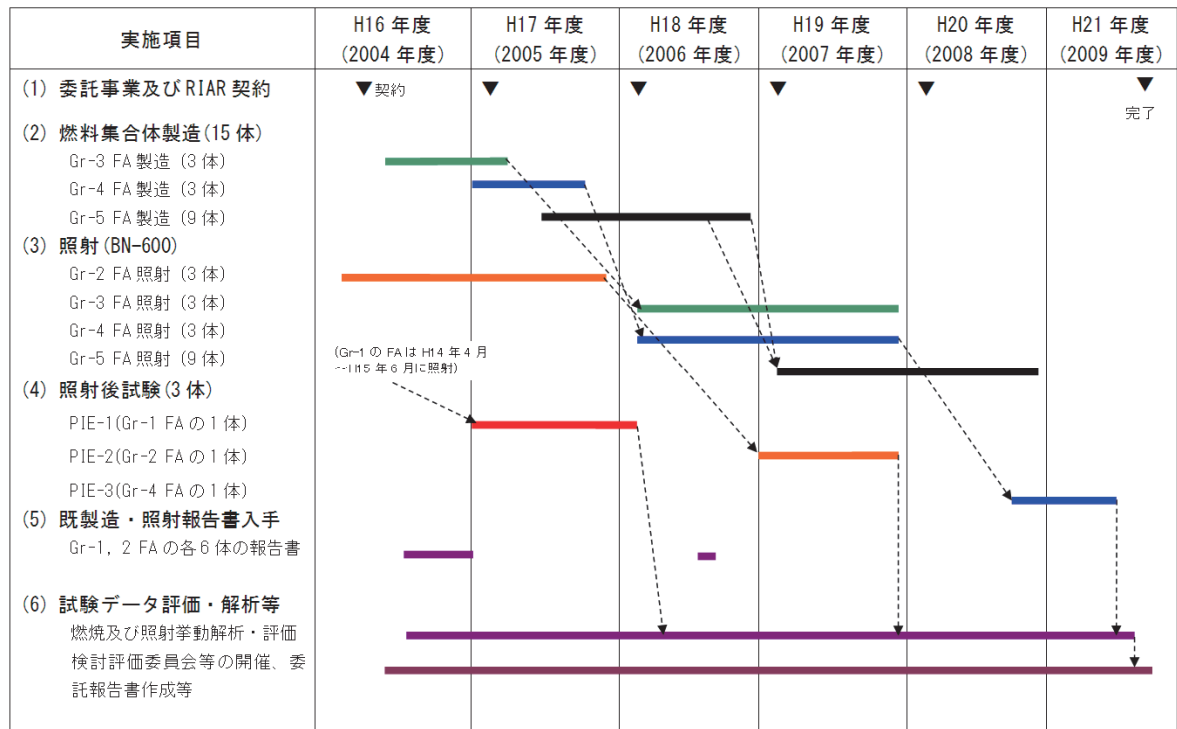


図 2.17 高速炉燃料集合体信頼性実証事業の全体工程（実績）

2.3.2 MOX バイパック燃料集合体の設計

本事業で製造・照射した MOX バイパック燃料集合体には、燃料被覆管外径等の設計仕様が異なる 2 種類の燃料集合体がある。一つは、設計 No.505.020.000 シリーズの被覆管外径 6.6mm の Gr-1～Gr-3 の燃料集合体である。もう一つは、設計 No.RNAT.506214.016 シリーズの被覆管外径 6.9mm の Gr-4 と Gr-5 の燃料集合体である。以下に、これらの 2 種類の燃料集合体の設計について示す。

(1) 燃料集合体の設計制限値

MOX バイパック燃料集合体の設計制限値を表 2.13 に示す。

表 2.13 MOX バイパック燃料集合体の設計制限値

グループ	Gr-1～Gr-3	Gr-4	Gr-5
装荷する BN-600 炉心と領域	01M1 の LEZ	01M2 の LEZ	01M2 の HEZ
ピーク燃料燃焼度 (%h.a.)	11.6	10.7	
ピーク被覆管照射損傷量 (dpa)	83	84.3	
最高燃料線出力 (kW/m)			
照射開始期	46	47.6	
照射末期	39	40.2	
ピーク被覆管内表面温度 (℃)			
照射開始期	700	710	

グループ	Gr-1～Gr-3	Gr-4	Gr-5
照射末期	659	670	
中性子照射量 (cm ⁻²) (E > 0.1MeV)	1.8×10 ²³	1.8×10 ²³	
燃料ピンの実効照射日数 (EFPD)	540	560	
燃料ピンの設計寿命 (年)			
炉内滞在	3	4	
中間貯蔵施設	1.5	1.5	
使用済燃料集合体の容器内	0.5	0.5	
冷却プール内	10	10	
(上記項目を含む全設計寿命)	15	16	
耐震設計条件	燃料ピンは、PNAE G-5-006 の分類による第 1 類の地震安定度の機器に属し、6MSK-64 の最大設計震度の地震安定度の要求に適合すること。それと同時に ① 垂直成分加速度は、0.28G を超えないこと。 ② 水平成分加速度は、0.19G を超えないこと。		
密封性	燃料ピンの密封性が損なわれないこと。		

(2) 燃料集合体の設計仕様

MOX バイパック燃料集合体は、127 本の燃料ピンを内部アダプタ板上で三角格子に束ねて組み立てた燃料バンドルを六角形のダクト（ラッパー管）内に収めた構造となっている。ダクトの材質はフェライト・マルテンサイト鋼（EP-450 : 05Cr12Ni2Mo）である。

内部アダプタは、テイル（エントランスノズル）の軸穴に貫通した連結棒で固定され、プラグを付けたテイルの底部端に取り付けられる。プラグは、振れを防ぐためテイルに溶接される。外部アダプタはダクトの下端部に溶接される。このアダプタはダクトをテイルに連結する役目を持つ。テイルはねじ留めされ、アダプタに溶接される。また、テイルには所定の流量の冷却材が通る貫通孔が開けられている。テイルの外表面にスパイラルなシールがあり、これは炉心下部プレナム（ディスチャージヘッダ）の上下板から冷却材の漏れを防ぐ。

ヘッドは、ダクトの上端部に溶接される。このヘッドは、冷却材出口としての構造とし、その先端は燃料集合体の炉装荷及び取り出しを行う燃料交換装置の掴み具と結合する形状に設計されている。

ヘッドとアダプタは、非消耗電極のアルゴンアーク溶接（溶加材あり）によってダクトに取り付けられている。アダプタとテイル付のプラグの溶接も、非消耗電極のアルゴンアーク溶接（溶加材なし）による。

MOX バイパック燃料集合体の設計仕様を表 2.14 に、構造を図 2.18 に示す

表 2.14 MOX バイパック燃料集合体の設計仕様

グループ	Gr-1～Gr-3	Gr-4～Gr-5
燃料集合体の全長(mm)	3,500±2	3,500±2
ダクト面間寸法と板厚(mm)	94.5×2.5	96.0×2.0
燃料集合体の重量(kg)	102±1.5	102.6 以上
燃料ピン本数 (本)	127	127
炉心燃料重量(kg)		
MOX 顆粒燃料+U ゲッター	31.1±0.3	34.4±0.6
MOX 顆粒燃料中の PuO ₂	7.2±0.1	—
MOX 顆粒燃料中の金属 Pu	—	5.95±0.1
U ゲッターの割合(%)	7	7
炉心燃料部長さ(mm)	1,030	1,030
上下ブランケットの全重量(kg)	19.6±1.3	22.7±1.2

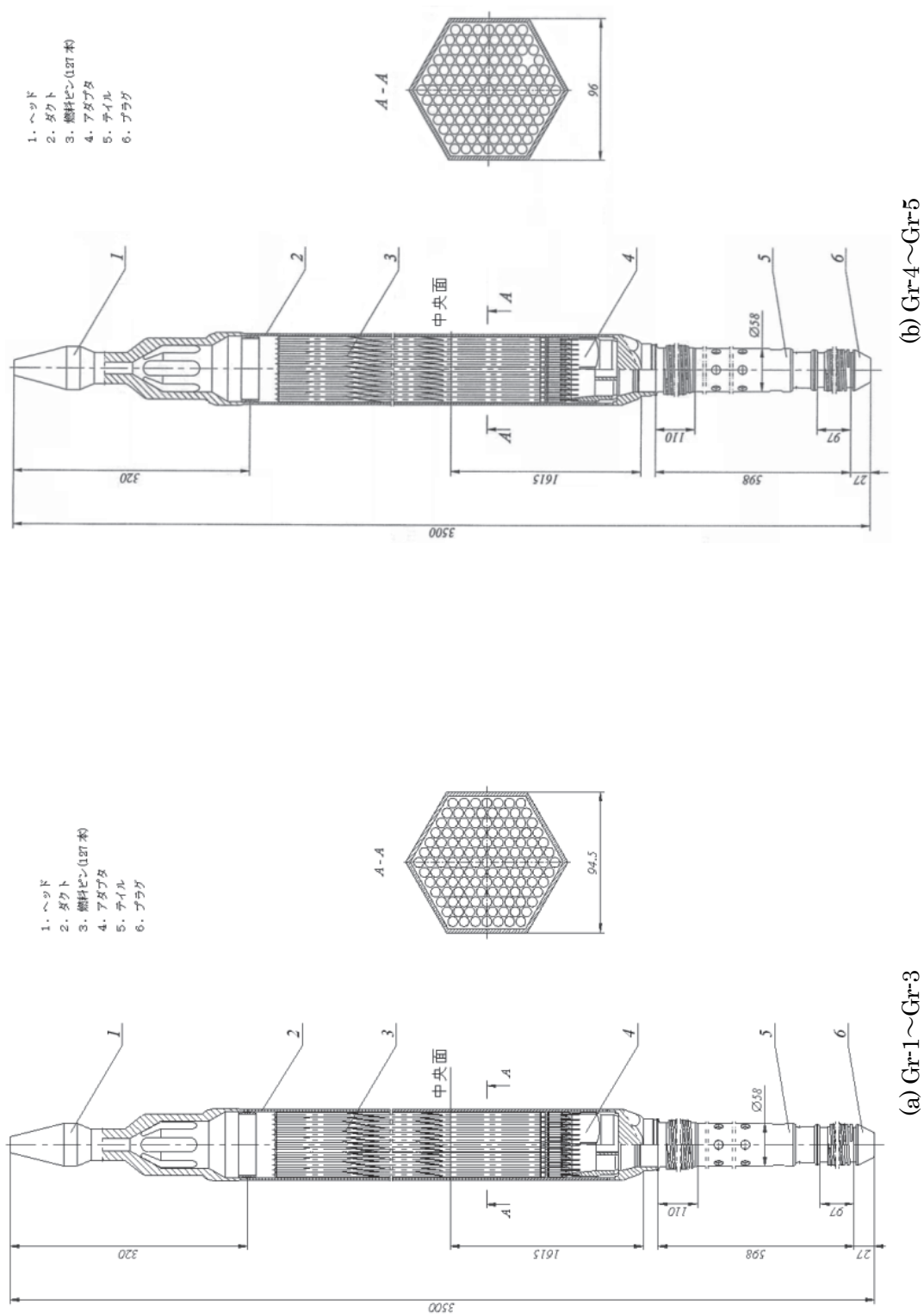


図 2.18 MOX バイパス燃料集合体の構造

(3) 燃料ピンの設計仕様

燃料ピンに使用されている被覆管は冷間加工のオーステナイト系ステンレス鋼（ChS-68：06Cr16Ni15Mo2Mn2TiVaB）製の円筒管である。燃料ピンには、集合体内の間隔を保つため、集合体中央部の91本のピンには円形ワイヤが、ダクトに隣接する36本の周辺ピンには楕円形ワイヤが燃料ピン外周に巻き付けてある。ワイヤの端は抵抗スポット溶接により被覆管の2箇所に直接溶接される。なお、周辺ピンに巻き付けてある楕円形ワイヤの直径は共通であるが、集合体中央部のピンに巻き付けてある円形ワイヤの直径はGr-1～Gr-3では1.15mm、Gr-4～Gr-5では1.05mmとなっている。

被覆管内部には、核燃料物質（上下ブランケット、燃料コラム）とガスプレナムを分離するストッパが封入されている。Gr-1～Gr-3のMOXバイパック燃料ピンでは金属製の筒がストッパとなっており、抵抗スポット溶接法により被覆管内面に溶接されている。Gr-4～Gr-5のMOXバイパック燃料ピンでは、コイルバネがストッパとして入っている。

上下ブランケットは、0.4～0.7%U235の劣化ウラン（又は天然ウラン）の酸化ウランペレットである。炉心の顆粒燃料が下部ブランケットの隙間に落ちないようにし、且つFPガスが下部のガスプレナムに通過できるようにニッケルメッシュのプラグが炉心燃料コラムと下部ブランケットの間に詰められている。また、高温の炉心燃料とニッケルメッシュが直接接触しないようにするため、炉心燃料コラムとニッケルメッシュとの間に断熱のための酸化ウランペレット（断熱ペレット）が1個入れられている。

炉心燃料コラムは、顆粒状のウラン・プルトニウム酸化物燃料（重量比93%）と顆粒状の金属ウランゲッター（Uゲッター：重量比7%）との機械的混合物である。Uゲッターは、直径約0.05～0.1mmの球状の金属ウラン（天然U又は劣化U）であり、表面に薄い酸化膜が着けられている。このUゲッターは、燃料中のO/M比を下げ、核分裂したPuO₂からの酸素及びFPと反応（吸収）することにより、被覆管内面腐食を抑える役割を果たす。Uゲッターの量は、多くの実験結果から燃料重量の約7%としている。

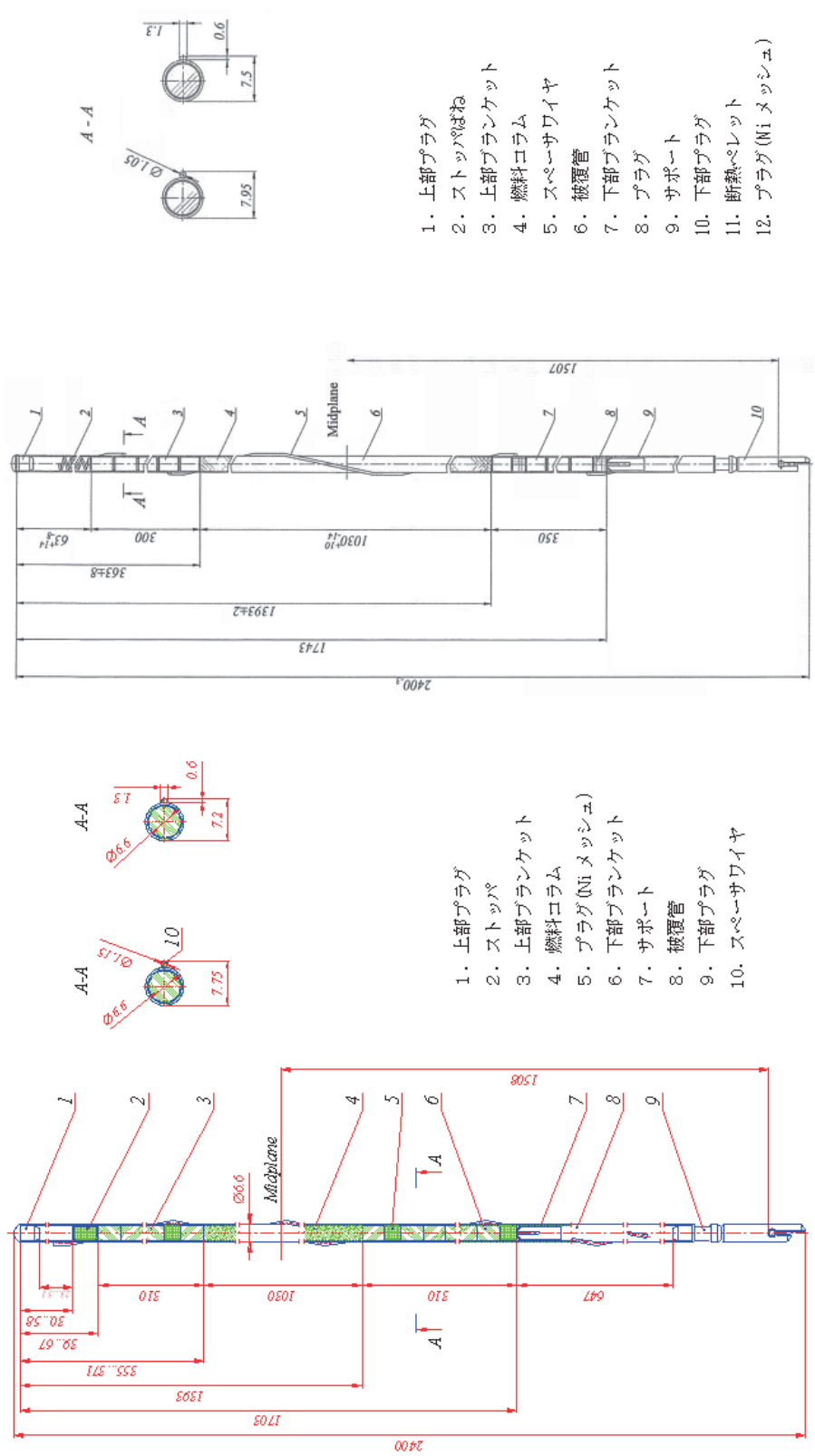
燃料ピンは非消耗電極のアルゴン溶接による端栓溶接により密封される。底部端栓は集合体へのピンの留め具として、平らで縦方向にみぞが付けられている。

MOXバイパック燃料ピンの設計仕様を表2.15に、構造を図2.19に示す。

表 2.15 MOX バイパック燃料ピンの設計仕様

グループ	Gr-1～Gr-3	Gr-4～Gr-5
燃料コラムの組成	(U, Pu)O ₂ +Uゲッター	(U, Pu)O ₂ +Uゲッター
上下軸方向ブランケットの組成	UO ₂ （劣化ウラン）	UO ₂ （劣化ウラン）
被覆管の直径（mm）	6.6	6.9
被覆管の肉厚（mm）	0.4	0.4
スぺーサワイヤ断面の寸法（mm）		
・中央部燃料ピン（円形）	1.15φ	1.05φ
・周辺部燃料ピン（楕円形）	0.6×1.3	0.6×1.3

グループ	Gr-1～Gr-3	Gr-4～Gr-5
燃料ピンの全長 (mm)	2,400	2,400
・燃料カラム長さ	1,030	1,030
・上部ブランケット長さ	310	300
・下部ブランケット長さ	310	350
燃料ピンの重量 (g)	600	615
・燃料カラム	245±2.0	271±2.7
MOX 顆粒燃料	227.8±2.0	253.3±2.5
PuO ₂ 重量	56.3±0.6	(53.3)
Pu 金属重量	(49.7)	47.0±0.5
U ゲッター	17.2±0.2	17.7±0.2
・上部ブランケット (UO ₂ ペレット)	77±5	84±6
・下部ブランケット (U O ₂ ペレット)	77±5	95±3
燃料カラムの平均実効密度 (g/cm ³)	8.8～9.3	8.8～9.2
燃料カラムに沿ったスミア密度の相対的 非均質性 (%)	±5	±5
燃料カラムに沿ったプルトニウム富化 度分布の相対的非均質性 (%)	±5	±5



(a) Gr-1~Gr-3

(b) Gr-4~Gr-5

図 2.19 MOX バイパック燃料ピンの構造

2.3.3 MOX バイパック燃料集合体の製造結果

本事業では RIAR の燃料製造施設において、顆粒燃料製造工程、燃料ピン製造工程、燃料集合体組立工程の 3 つの工程を経て、MOX バイパック燃料集合体を製造した。

製造された燃料集合体は 21 体である。

(1) MOX 顆粒燃料の製造

1) MOX 顆粒燃料の製造フロー

バイパック燃料集合体の MOX 顆粒燃料は、RIAR で開発された溶融塩電解法によりホットセル内に設置された製造装置により製造された。

製造された顆粒燃料はサイズ毎に 5 種類に分級され、振動充填に適切な割合になるようにサイズ毎に秤量後、混合機で混合される。混合された顆粒燃料は燃料バッチとして管理され、製品証明書の発行後、最終顆粒燃料製品として燃料ピン充填工程に送られる。なお、顆粒燃料に混合するウランゲッターは、別途購入し、振動充填前に顆粒燃料と混合する。

MOX 顆粒燃料の製造フローを図 2.20 に、ホットセル内の設備配置を図 2.21 に示す。

2) MOX 顆粒燃料の製造結果

本事業では、21 体の MOX バイパック燃料集合体に使用する MOX 顆粒燃料として、920kg (PuO₂ : 207kg) の MOX 顆粒燃料が製造され、その内 692kg (Pu メタル重量 128kg) の MOX 顆粒燃料が燃料ピンに振動充填された。

3) 製造過程で生じた問題と対策

溶融塩電解槽の黒鉛るつぼに亀裂が生じ、るつぼ外周部の溶融鉛が顆粒燃料に混入するトラブルが発生した。このため、黒鉛るつぼを交換し MOX 顆粒燃料を製造し直した。

その後、黒鉛るつぼを 3 回程度使用したら交換する是正措置を講じた。

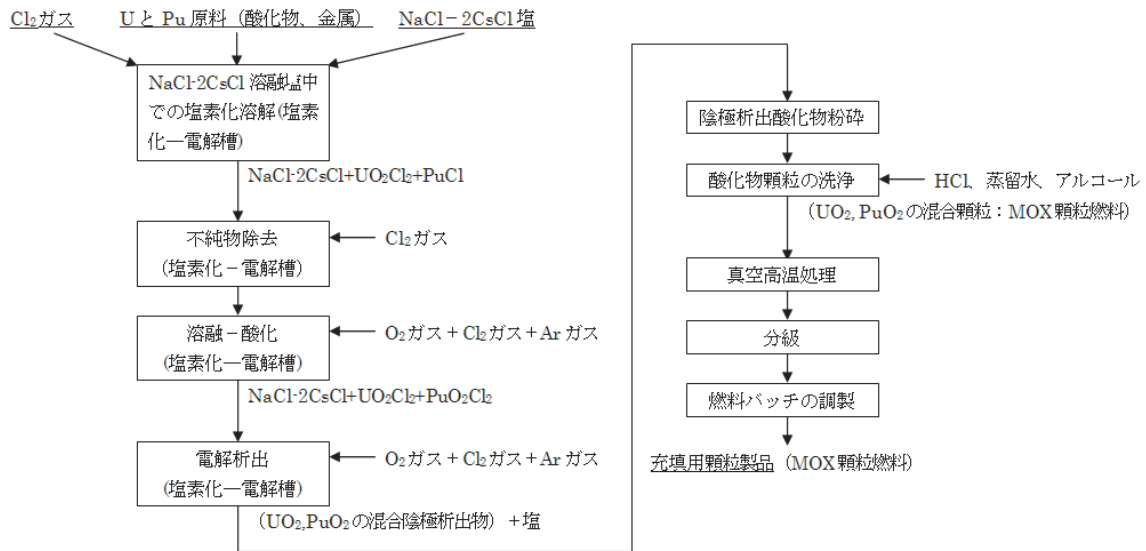
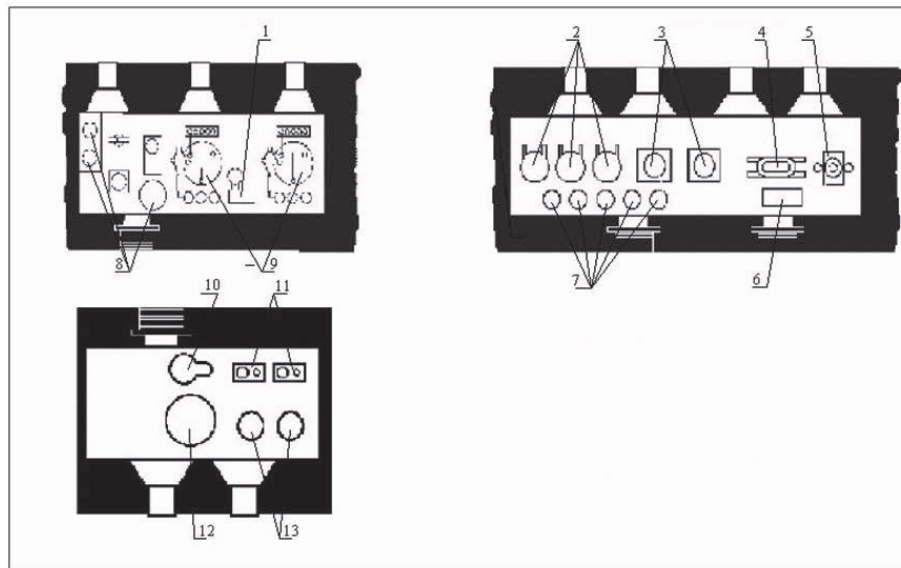


図 2.20 MOX 顆粒燃料の製造フロー



No	設備名称	No	設備名称
1	粉碎装置	7, 8	顆粒保管容器
2	真空炉	9	塩素化溶解、電解槽
3	分級装置	10	サイクロン
4	混合機	11	顆粒洗浄器
5	試料採取器	12	乾燥器
6	秤	13	蒸発器

図 2.21 顆粒燃料製造ホットセル内の設備配置

(2) 燃料ピンの製造

1) 燃料ピンの製造フロー

燃料ピンは以下の手順に従って製造される。

製造フローを図 2.22 に、燃料ピンの製造設備の配置を図 2.23 に示す。

- ① 必要な長さに揃えたブランケットペレットを被覆管に挿入し、Ni メッシュプラグで固定する。
- ② 粒度範囲別に調整した顆粒燃料を乾燥させた後、別に秤量した金属ウラン粒子のゲッターを添加して混合する。
- ③ 被覆管を振動充填台に取り付け、充填に備えて被覆管内を排気後、ヘリウムガスに置換する。
- ④ 軸方向振動数 200～400Hz、加速度 3～5G の振動を加えながら、顆粒燃料を被覆管に充填する。所要時間は約 40～90 秒である。
- ⑤ 錘が付いた棒を入れて振動数 400～2000Hz、加速度 10～30G で更に振動を加え、所定密度・コラム長さに調整する。所要時間は約 3～10 分である。
- ⑥ 被覆管に上部ブランケットペレット、ストップ栓を挿入し、その後上部端栓を溶接する。

2) 燃料ピンの製造結果

本事業で製造した燃料ピン本数は、燃料集合体 21 体分の 2,667 本と品質検査(抜取り)及び検査によるスペックアウト分を含めて 3,199 本である。

3) 製造過程で生じた問題と対策

品質検査で不合格となった燃料ピンは 3199 本中 313 本（約 9.8%）である。発生した不具合と対策は以下のとおりである。

- ① 密度及び Pu 分布の不均一性が発生した。マニュアルで混合することにより燃料ピン内の均一性のバラツキを抑えた。
- ② 上部端栓の溶接不具合が発生した。溶接電極の修理と再設定を非定期的に実施することで再発防止を図った。
- ③ Ni メッシュの不具合により顆粒燃料が下部ブランケット部に混入した。Ni メッシュの隙間を少なくすることで対応した。
- ④ 被覆管外径の変更、または製造装置の更新をしたときに品質不合格となった燃料ピンが増加した。工程変更時の初期不具合であるため、作業量と共に減少した。
- ⑤ ウランゲッターの混合不良により、金属ウランゲッターの偏在が発生した。金属ウランゲッターの混合作業を徹底することにより改善した。

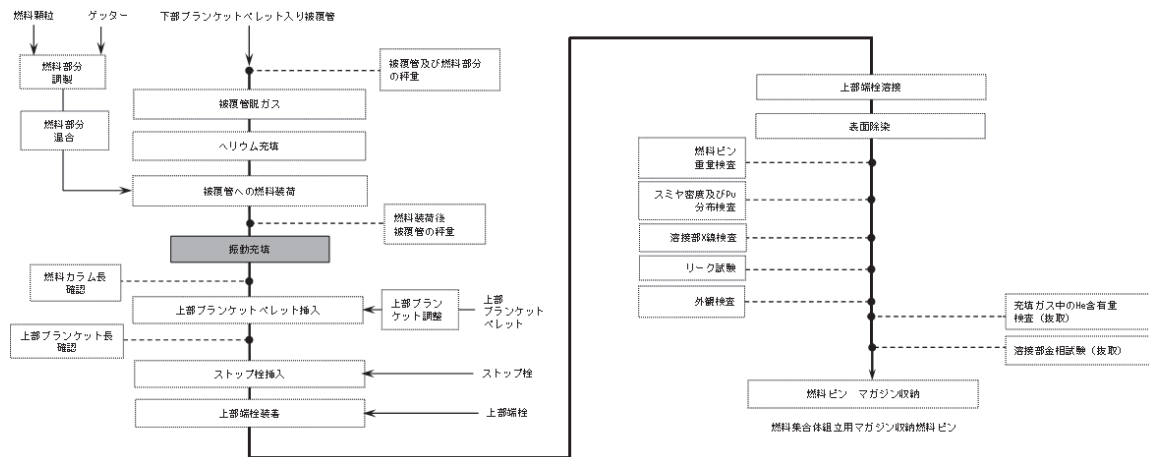
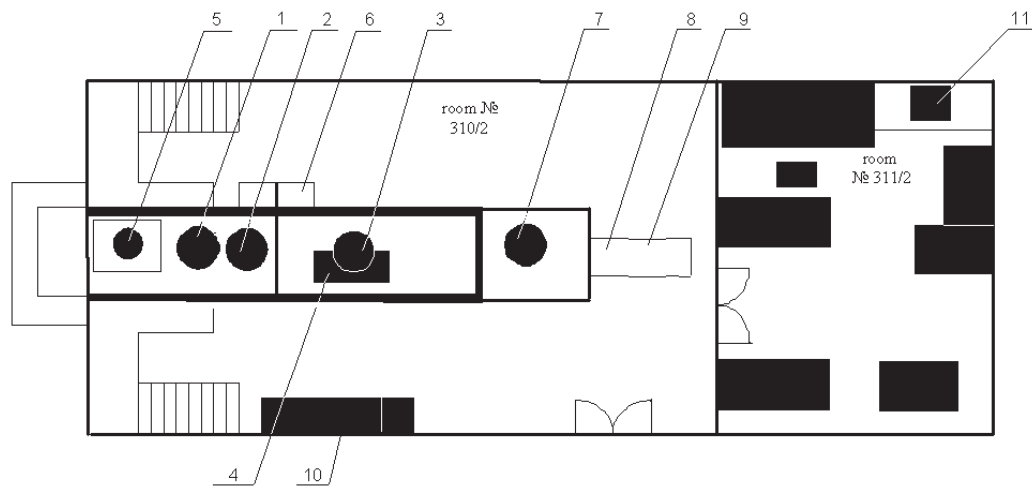


図 2.22 燃料ピンの製造工程及び品質管理工程フローシート



No	設備名称	No	設備名称
1, 2	顆粒仮焼炉	7	被覆管切断機
3	定量秤取装置	8, 9	金相試験設備
4	天秤	10	燃料カラム成分分布検査装置
5	バイブレータ (振動充填装置)	11	X線検査装置
6	搬入装置		

図 2.23 燃料ピン製造装置及び試験検査装置のレイアウト

(3) 燃料集合体の組立

1) 燃料集合体の組立フロー

燃料集合体は、3 種類の部材（127 本の燃料ピン、テイル及び内部アダプタ付きダクト、ヘッド）を使用して組み立てられる。組み立てに当たっては、燃料ピン及び燃料集合体製造工程制御システムに組み込まれているデータベースの情報が使用される。

組立フローを図 2.24 に、燃料集合体の製造機器の配置を図 2.25 に示す。

2) 燃料集合体の組立結果

燃料集合体は、21 体が製造された。燃料ピンの仕様や製造時期によって Gr-1～Gr-5 に分類された。Gr-1 及び Gr-2 の燃料集合体はそれぞれ 3 体であり、文部科学省の委託事業開始以前に製造された燃料集合体である。Gr-3、Gr-4 及び Gr-5 の燃料集合体はそれぞれ 3 体、3 体、9 体である。

3) 製造過程で生じた問題と対策

Gr-3 の燃料集合体の重量測定をしたところ、エントランスノズル等の部材重量の不具合により 3 体とも規定重量を下回っていた。BN-600 炉心の実流動条件で流力解析を行った結果、集合体が浮き上がることはないとの評価になり炉心装荷が許可された。

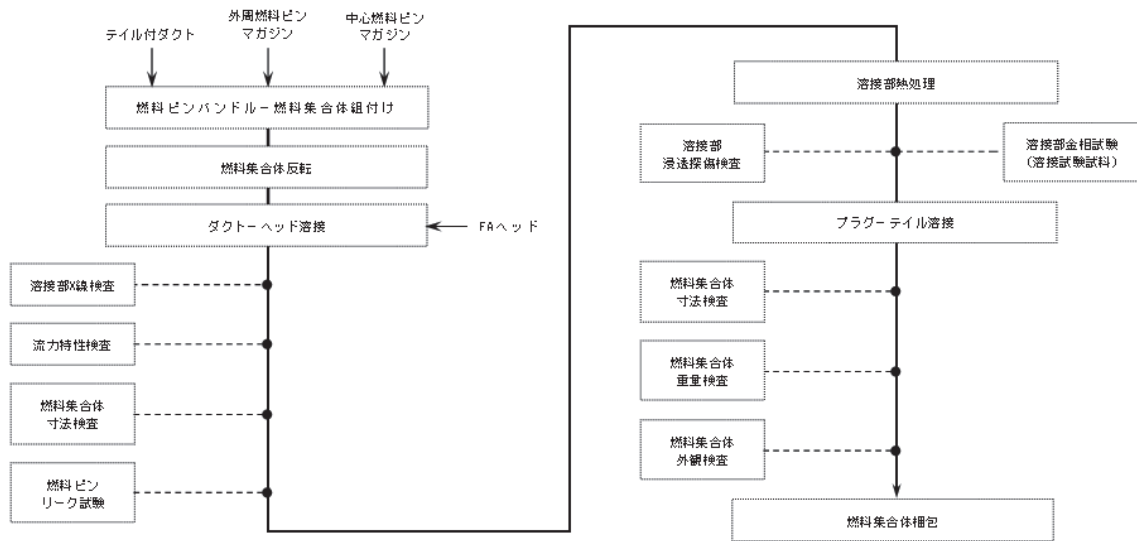
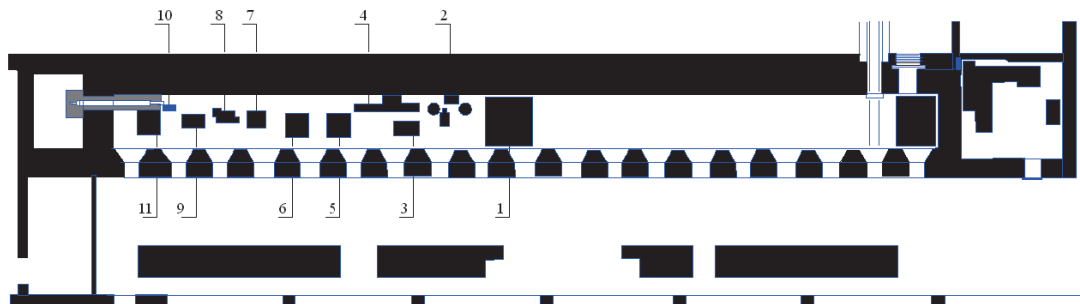


図 2.24 燃料集合体の製造工程及び品質管理工程フロー



No	設備名称	No	設備名称
1	燃料ピン貯蔵	7	燃料集合体寸法検査
2	燃料集合体組立	8	燃料集合体の外観検査
3	溶接	9	燃料集合体溶接部X線検査
4	燃料集合体反転	10	ロックナット溶接及び燃料集合体溶接部の液体浸透探傷検査
5	燃料集合体のリーク試験	11	燃料集合体貯蔵施設
6	燃料集合体の流力特性測定		

図 2.25 燃料集合体製造装置及び試験検査装置のレイアウト

2.3.4 MOX バイパック燃料集合体の照射結果

本事業で製造した MOX バイパック燃料集合体 21 体はロシアの高速炉 BN-600 で照射した。照射試験条件、照射試験結果及び照射中の特異事象について示す。

(1) 照射試験条件

1) BN-600 の構成

BN-600 はベロヤルスク原子力発電所内に設置されている電気出力 600MWe、熱出力 1470MWt の商業発電用高速炉である。BN-600 のスペックを表 2.16 に示す。

炉心は炉心燃料集合体及び径方向ブランケット燃料集合体で構成されている。

炉心燃料集合体はウラン 235 の濃縮度により LEZ (低濃縮領域)、MEZ (中濃縮領域)、HEZ (高濃縮領域) の 3 つの装荷領域に区分されており、それぞれの領域のウラン 235 濃縮度及び配置集合体数は 17%/136 体、21%/94 体、26%/139 体である。また、炉心燃料集合体の装荷領域には、制御棒が分散して配置されている。

径方向ブランケット燃料集合体は、内側領域と外側領域に装荷領域が区分され、それぞれ 161 体、217 体を収容する。さらにその外側には、炉内で照射された燃料の崩壊熱を除去するための集合体中間貯蔵領域がある。

BN-600 の原子炉構造を図 2.26 に、炉心の燃料集合体等の配置を図 2.27 に示す。

表 2.16 BN-600 のスペック

項 目	仕様値
電気出力	600 MWe
熱出力	1470 MWt
炉心中の燃料集合体数	369 本
炉心中のブランケット燃料集合体数	378 本
冷却材圧力 (1 次系)	0.9 MPa
冷却材原子炉入口温度 (1 次系)	368 °C
冷却材原子炉出口温度 (1 次系)	533 °C

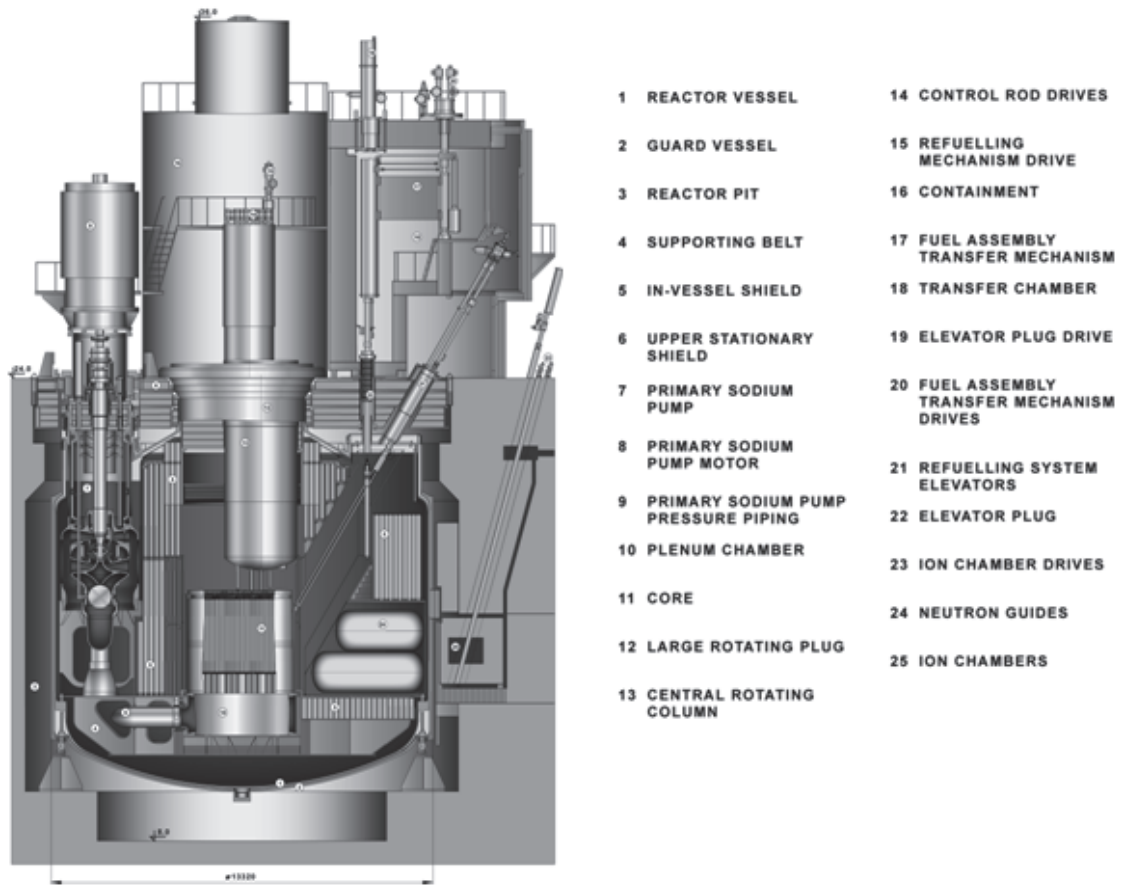


図 2.26 BN-600 の原子炉構造

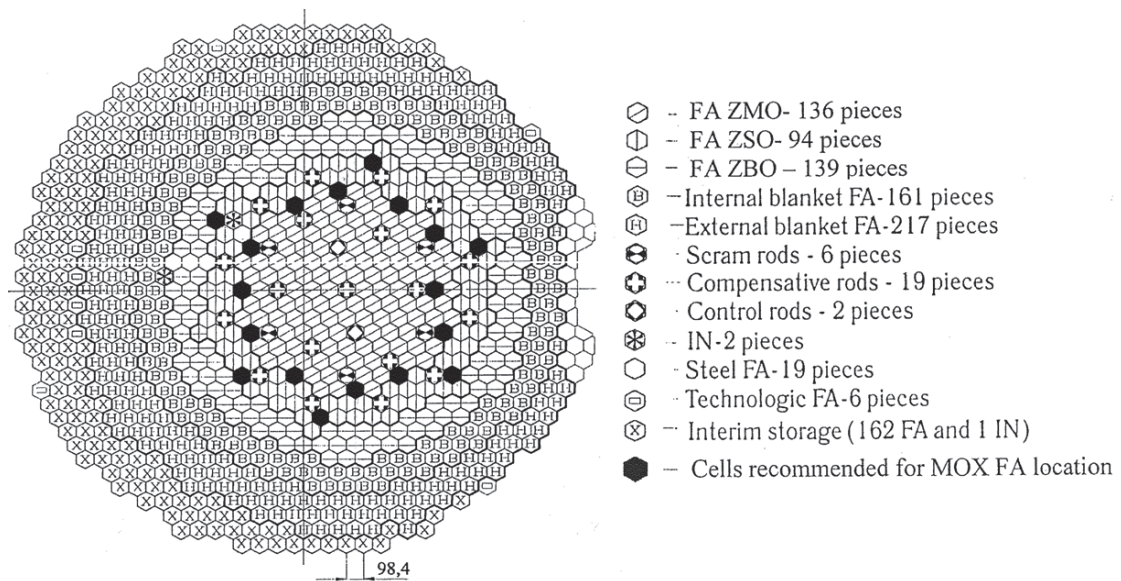


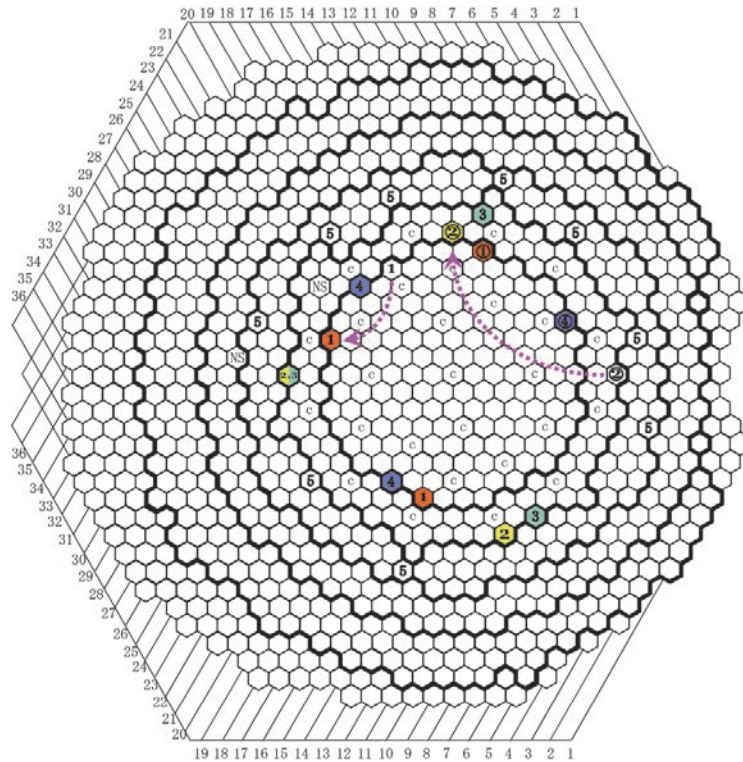
図 2.27 BN-600 炉心の炉心燃料集合体等の配置

2) 照射位置

本事業で製造した 21 体の MOX バイパック燃料集合体のうち、Gr-1～Gr-4 の 12 体の燃料集合体を BN-600 の炉心に装荷して、照射試験を行った。

Gr-5 の燃料集合体については、照射試験が本事業外となったため、ロシアが単独で実施した。

Gr-1～Gr-5 の炉心装荷位置を図 2.28 に示す。



凡 例	備考
① Gr-1 の MOX バイパック燃料集合体	照射サイクル : MC43-45
② Gr-2 の MOX バイパック燃料集合体	照射サイクル : MC47-50
③ Gr-3 の MOX バイパック燃料集合体	照射サイクル : MC51-54
④ Gr-4 の MOX バイパック燃料集合体	照射サイクル : MC51-54
⑤ Gr-5 の MOX バイパック燃料集合体	照射サイクル : MC53-56
① PIE を実施した Gr-1 MOX バイパック燃料集合体	集合体 No : 505.020.02.05.02
② PIE を実施した Gr-2 MOX バイパック燃料集合体	集合体 No : 505.020.01.07.03
④ PIE を実施した Gr-4 MOX バイパック燃料集合体	集合体 No : RNAT.506214.016.03.05
←... シャフリングした集合体の装荷位置の変更経緯	Gr-1 : MC44 から 22-24 セルに移動 Gr-2 : MC48 から 13-21 のセルに移動

図 2.28 BN-600 炉心での MOX バイパック燃料集合体の照射位置

(2) 照射試験結果

Gr-4 の MOX バイパック燃料集合体を例として、照射試験結果を表 2.17 及び表 2.18 に示す。

表 2.17 照射開始時の Gr-4 燃料集合体の照射条件

パラメータ	単位	照射データ		
集合体ナンバー	—	RNAT.506214.016.01.05	RNAT.506214.016.02.05	RNAT.506214.016.03.05
照射開始日(運転サイクル)	—	18.04.2006 (Cycle 51)	18.04.2006 (Cycle 51)	18.04.2006 (Cycle 51)
炉心アドレス	—	23-17	19-24	10-13
滞在期間	EFPD	0	0	0
集合体出力	MW	4.42	4.19	4.59
集合体入口ナトリウム温度	°C	368	368	368
集合体出口ナトリウム温度(計算値)	°C	590	578	598
$q_l^{\max}$: 最大線出力	kW/m	41.7	40.1	43.3
被覆管内面最高温度	°C	690	673	703
最高燃焼度	% h. a.	0.0	0.0	0.0
平均燃焼度	MW-day/kg	0.0	0.0	0.0
最大照射損傷量	dpa	0.0	0.0	0.0

表 2.18 照射終了時の Gr-4 燃料集合体の照射条件

パラメータ	単位	照射データ		
集合体ナンバー	—	RNAT.506214.016.01.05	RNAT.506214.016.02.05	RNAT.506214.016.03.05
照射開始日(運転サイクル)	—	02.04.2008 (Cycle 54)	03.04.2008 (Cycle 54)	19.04.2008 (Cycle 54)
炉心アドレス	—	23-17	19-24	10-13
滞在期間	EFPD	570	570	570
集合体出力	MW	3.99	3.87	3.99
集合体入口ナトリウム温度	°C	368	368	368
集合体出口ナトリウム温度(計算値)	°C	564	559	565
$q_l^{\max}$: 最大線出力	kW/m	35.0	34.3	35.1
被覆管内面最高温度	°C	658	650	660
最高燃焼度	% h. a.	9.7	9.3	9.8
平均燃焼度	MW-day/kg	75.2	71.5	75.8
最大照射損傷量	dpa	80.9	75.3	79.9

(3) 照射試験中に生じた問題

第 54 サイクル (MC54) 期間中である 2008 年 2 月 25 日に、パルス状の FP ガス放射能及び遅発中性子(DN)信号が検出された。その後 DN 信号は低下し、約 1 分後にはバックグラウンドより少し高いレベルになった。

原子炉は安全運転に支障が無かったため、バックグラウンドより少し高いレベルのまま運転を継続 (約 30 日間) したが、第 54 サイクル運転終了後に炉内破損燃料検査システムでの漏洩検査を行った。その結果、このサイクル中に照射中であった Gr-3、Gr-4 及び Gr-5 の MOX バイパック燃料集合体のうち、Gr-4 燃料集合体の内の 1 体 (RNAT.506214.016.03.05) に漏洩が確認された。

破損の状況を推定するためガス放射能強度測定が 2 回行われ、2008 年 3 月 29 日時点で 954 cps (バックグラウンドガス放射能は 4.1 cps)、2008 年 4 月 3 日時点で 57 cps (バックグラウンドガス放射能は 3.1 cps) の放射能強度となった。この結果から、Gr-4 燃料集合体 RNAT.506214.016.03.05 の燃料ピンに開口型の破損が発生している可能性が指摘された。

その後、Gr-4 燃料集合体 RNAT.506214.016.03.05 は照射後試験に供するために、RIAR の照射後試験施設に輸送された。

なお、第 43～45 サイクルで照射していた Gr-1 の燃料集合体 1 体 (505.020.02.04.01) 及び第 47～50 サイクルで照射していた Gr-2 燃料集合体 1 体 (505.020.01.07.03) でも漏洩が疑われる運転データが得られている。しかし、Gr-4 燃料集合体と異なり、DN 信号が検知されなかったか、もしくは検知後にバックグラウンドレベルまで下がっていた。

2.3.5 MOX バイパック燃料集合体の照射後試験結果

BN-600 で照射した MOX バイパック燃料集合体の照射後試験（PIE）を RIAR の照射後試験施設で行った。Gr-1～Gr-5 の MOX バイパック燃料集合体 21 体から、Gr-1、Gr-2 及び Gr-4 の燃料集合体を 1 体ずつ選定し、合計 3 体の燃料集合体について実施した。

(1) 照射後試験項目

照射後試験として非破壊試験及び破壊試験を実施した。試験項目は表 2.19 に示すとおりである。

表 2.19 照射後試験項目

試験対象	試験項目	試験概要
燃料集合体 (非破壊試験)	外観観察	燃料集合体番号を確認し、燃料集合体表面を観察する。
	寸法測定	燃料集合体の全長、ダクトの曲がり、膨れ（対面間距離）を測定する。
	燃料バンドルの目視観察	燃料バンドルの外観を確認し、燃料ピンの伸びと集合体内の位置の関係を観察する。
燃料ピン (非破壊試験)	気密性試験	燃料破損の有無を確認するため、プレナム部の Kr-85 の放射エネルギーを測定する。
	外観観察	燃料ピンの表面を観察する。異常が認められた燃料ピンは、ビデオ撮影、写真撮影を行う。
	寸法測定	直径、真円度、長さ及び曲がりの測定を行う。
	ガンマスキャンニング	燃焼度分布、FP 及び放射化生成物等の軸方向分布、並びに燃料ピンの出力分布を確認する。
	渦電流探傷試験	被覆管内外面の傷、腐食等を観察する。また、燃料ピン内構造物の位置ずれなどの確認を行う。
	パンクチャー試験	プレナム部を穿孔して、放出される FP ガスの圧力、容積、ガス組成を測定する。
燃料ピン (破壊試験)	組織観察	試験片を光学顕微鏡または走査型電子顕微鏡で観察し、燃料組織及び被覆管組織を確認する。
	元素分析（EPMA）	U、Pu、主要な FP 元素及び Na の燃料内分布並びに被覆管成分元素を測定する。
	燃焼度測定	Nd を定量測定して、燃焼度を求める。
	燃料内残留ガス測定	試験片を硝酸に溶解し、発生する Kr-85 からのガンマ線強度を測定する。
	被覆管密度測定	被覆管のスエリング量を評価するため、液浸法により被覆管の密度を測定する。
	被覆管のビッカース	マイクロビッカース硬さ測定法により、被覆管の硬さ

試験対象	試験項目	試験概要
	硬さ測定	を測定する。
	被覆管のリング引張り試験	被覆管を輪切りにしてリング状にし、照射前後の機械的強度の変化を調べる。

(2) 照射後試験サンプルの選定

照射後試験対象として、Gr-1～Gr-5 の MOX バイパック燃料集合体 21 体の中から、Gr-1、Gr-2 及び Gr-4 の燃料集合体を 1 体ずつ選定した。

また、燃料ピンについては、外観観察、寸法測定、渦電流探傷試験及び燃料ピンの気密性試験を全数（127 本）に対して実施し、その結果から詳細な試験が必要と判断した燃料ピンについて追加の非破壊試験及び破壊試験を実施した。

照射後試験のサンプル選定結果を表 2.20 に示す。また、Gr-2 燃料集合体を例に、燃料ピンの配列、並びに追加の非破壊試験及び破壊試験に供した燃料ピンを図 2.29 に示す。なお、燃料ピンの配列は全てのグループで共通であるが、追加の試験に供された燃料ピンは燃料集合体により異なる。

表 2.20 照射後試験対象とした燃料集合体及び燃料ピン

グループ	Gr-1	Gr-2	Gr-4
集合体番号	505.020.02.05.02	505.020.01.07.03	RNAT.506214.016.03.05
選定理由	3 体の Gr-1 燃料集合体の中で照射末期の被覆管最高温度が最も高かったため。	照射中にガスリーク及び DN 信号が検出されており、かつ燃焼度が 3 体の Gr-2 燃料集合体の中で最大であったため。	照射中にガスリーク及び DN 信号が検出され、比較的大きな燃料集合体の破損が疑われたため。
詳細な照射後試験対象の燃料ピンの本数	32	29	21
詳細な照射後試験対象の燃料ピンの番号	1, 22, 28, 29, 30, 34, 36, 40, 43, 46, 50, 52, 57, 58, 64, 67, 70, 71, 72, 76, 78, 82, 85, 88, 92, 94, 99, 100, 106, 108, 114, 127	1, 5, 13, 22, 25, 28, 29, 36, 38, 43, 50, 51, 57, 64, 71, 75, 77, 78, 85, 86, 90, 92, 99, 100, 103, 106, 115, 123, 127	1, 10, 15, 20, 22, 28, 34, 40, 52, 58, 64, 70, 76, 82, 85, 88, 94, 100, 106, 118, 127

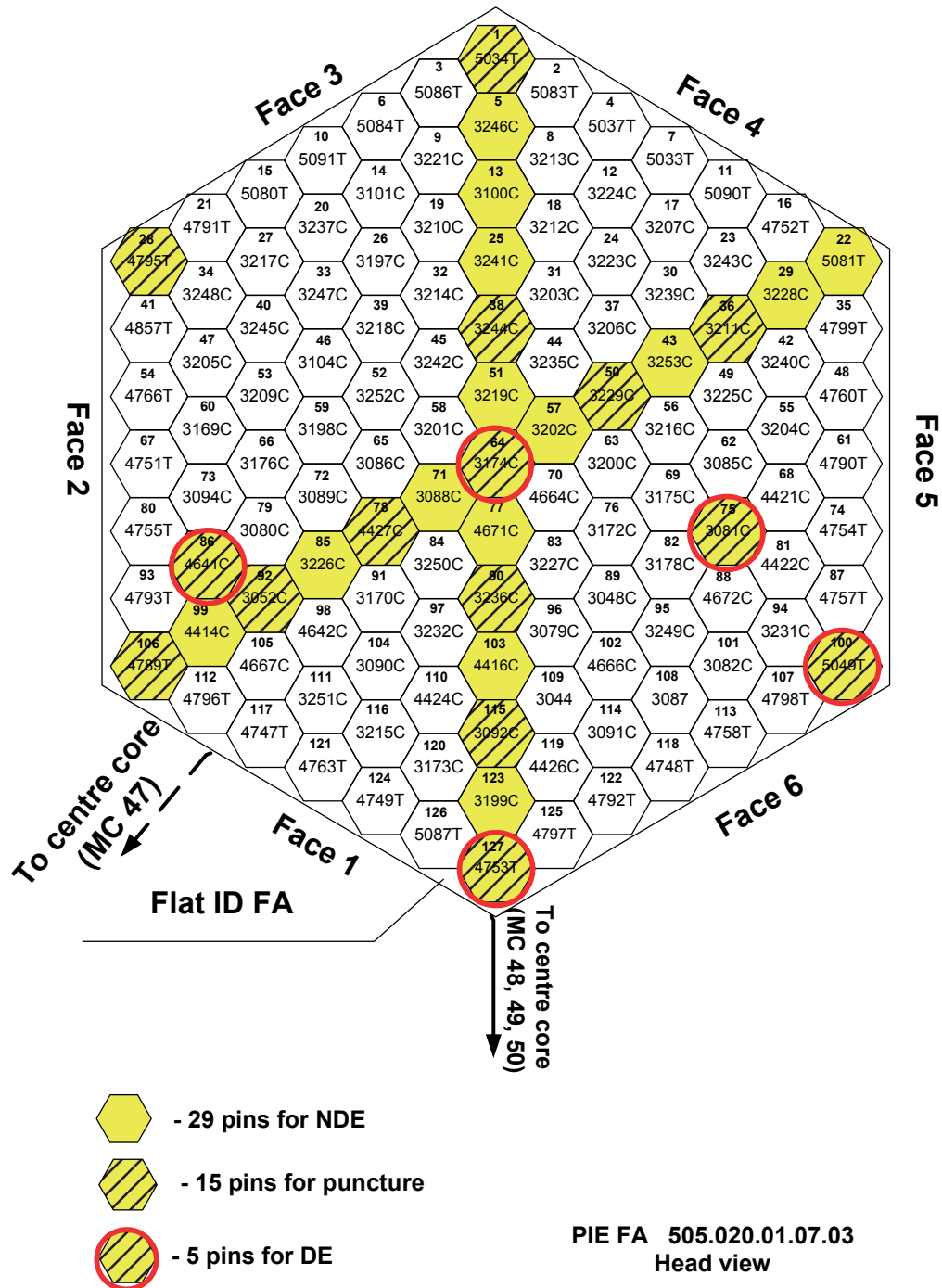


図 2.29 Gr-2 燃料集合体(No.505.020.01.07.03)の燃料ピン配列
及び照射後試験対象の燃料ピン

(3) 照射後非破壊試験結果

以下に照射後非破壊試験の結果を示す。

1) 集合体の外観観察

燃料集合体の外表面に変色や付着物が観られたものの、全体として明灰色の金属光沢を有し、有害な傷、変形等は認められなかった。健全性は保持されたと考えられる。

2) 集合体の寸法測定

照射後の燃料集合体の全長は製造時と比較して、有意な差は認められなかった。

対面間距離については、3 体とも約 0.5%の増加を示していた。Gr-4 燃料集合体の増加率は 3 体の中で最大であり 0.55%となっており、変形がブランケット領域にまで及んでいた。

3) 燃料バンドルの目視観察

燃料バンドルの例として、Gr-4 燃料集合体の燃料バンドルを図 2.30 に示す。

燃料ピン頂部の観察から燃料ピンの長さに相違が生じていることが分かる。スエリングが個々の燃料ピンで異なっていることが原因と推測される。このような燃料ピンの伸びについては全てグループで共通に観られた現象である。

Gr-4固有の事象として、燃料ピンNo.15において下部より約1100mmの位置から亀裂が入り、約1400mmの位置で破断していることが確認できる。このため、上部側が欠損している。

4) 燃料ピンの気密性試験

被覆管の健全性を調べるため、プレナム部の Kr-85 の γ 線強度を測定した。その結果を図 2.31 に示す。Kr-85 の γ 線強度が低い燃料ピンが、Gr-1 燃料集合体では 8 本、Gr-2 燃料集合体では 4 本、Gr-4 燃料集合体では 4 本検出された。これらの内、ピンホールや破損等によって気密性が損なわれたと推測される燃料ピンは、それぞれ 0 本、3 本 (No.75, No.86, No.100)、1 本 (No.15) であった。

5) 燃料ピンの外観観察

選択した燃料ピンの外観を 0 度及び 180 度方向から TV カメラを使い詳細に観察した。燃料ピンの表面が金属光沢を有する灰色であったことは、すべてのグループに共通していた。

特異な現象としては、Gr-1 燃料集合体及び Gr-2 燃料集合体の燃料ピンの一部で下部に局所的な直径増加が観察された。Gr-2 燃料集合体の燃料ピンの局所膨れの状況を図 2.32 に示す。

また、Gr-4 燃料集合体では局所膨れは認められなかったものの、燃料ピン No.15 に破損が生じていた。図 2.33 に燃料ピン No.15 の外観を示す。

6) 燃料ピンの寸法測定

直径変化の軸方向プロファイルは、燃料カラム部で中性子照射量に応じたサインカーブをしている。その極大値は、燃料カラム中央部から 100～250mm 下方に現れている。図 2.34 に典型的な直径プロファイルを示すが、中性子束分布とよく対応している。スペーサワイヤのピッチ（外周ピン；100mm、中央ピン；50mm）に相当する局所的なオーバリティが認められるが、スペーサワイヤとの相互作用によるものと推定される。このオーバリティはダクトに隣接した燃料ピンほど大きく、BDI を示唆している。

一部の燃料ピンでは燃料カラム下部近傍に局所的な外径増加が生じていた。この局所膨れは外観観察で観察された被覆管の膨れと対応している。局部膨れが発生した燃料ピンの例として、Gr-1 燃料集合体の燃料ピン No.78 の直径変化プロファイルを図 2.35 に示す。

7) 燃料ピンのガンマスキャンニング

スペーサワイヤを除去した後、燃料ピン軸方向に沿って γ 線強度の測定を行った。測定対象核種は、FP (^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{106}Ru , ^{95}Zr , ^{144}Ce) 及び被覆管の放射化核種 (^{54}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co) とした。Gr-4 燃料集合体の燃料ピン No.15 を除き、ほぼ同様な γ 線プロファイルを示した。典型的な軸方向 γ 線強度分布として、Gr-2 燃料集合体の燃料ピン No.64 の測定結果を図 2.36 に示す。

8) 燃料ピンの渦電流探傷試験

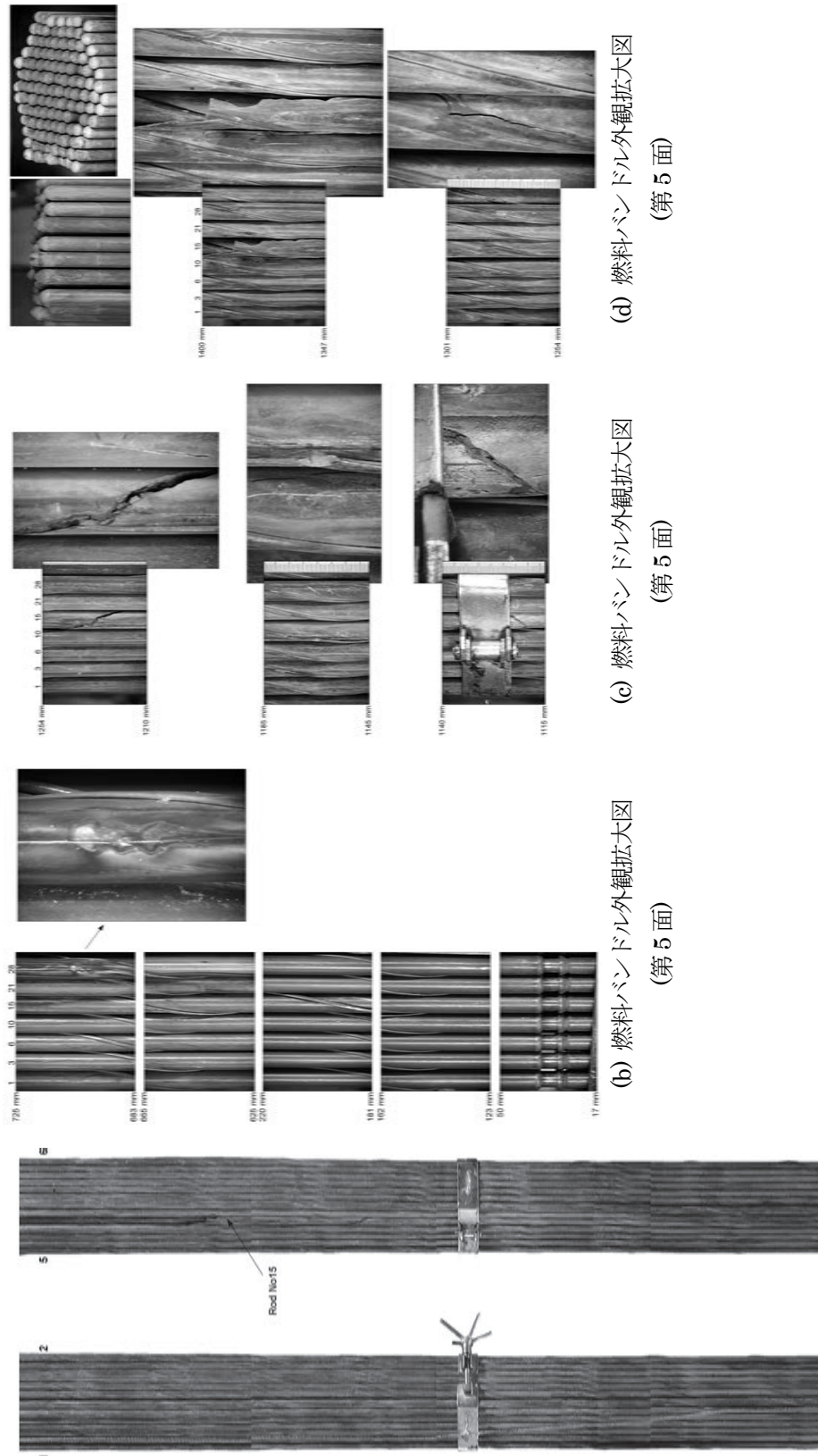
ECT 信号の典型的な例として、Gr-2 燃料集合体の燃料ピン No.106 の渦電流探傷試験結果を図 2.37 に示す。Cs の下部ブランケットへの移動に加え、Ni プラグや溶接部の位置も観察されている。

被覆管の欠陥に伴うものと考えられる ECT 信号が観られた例として、Gr-2 燃料集合体の燃料ピン No.86 の渦電流探傷試験結果を図 2.38 に示す。燃料ピン下端から 1200mm の位置に金属介入物と推測される信号、1500mm の位置に被覆管の欠陥と推測される信号が観られる。

9) 燃料ピンのパンクチャー試験

被覆管をレーザーで開孔し、燃料ピン内に存在する FP ガスを捕集して FP ガス放出量を測定した。

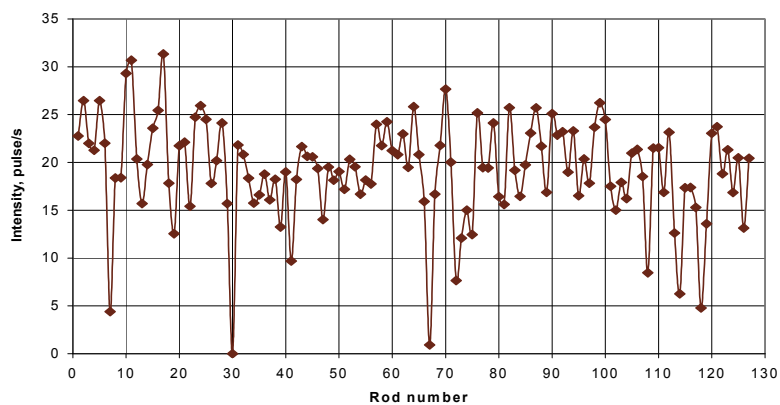
Gr-1 燃料集合体、Gr-2 燃料集合体及び Gr-4 燃料集合体の気密性試験において、 γ 線強度の低い燃料ピン以外の燃料ピンの全捕集ガス量は、それぞれ約 200～360cm³、約 220～440cm³ 及び約 310～400cm³ であった。Kr-85 の強度が小さかった燃料ピンについてもガス捕集量が小さいものの FP ガスは捕集された。これらの結果から、明らかに破損が認められた燃料ピン以外の燃料ピンの健全性は保たれていたものと考えられる。



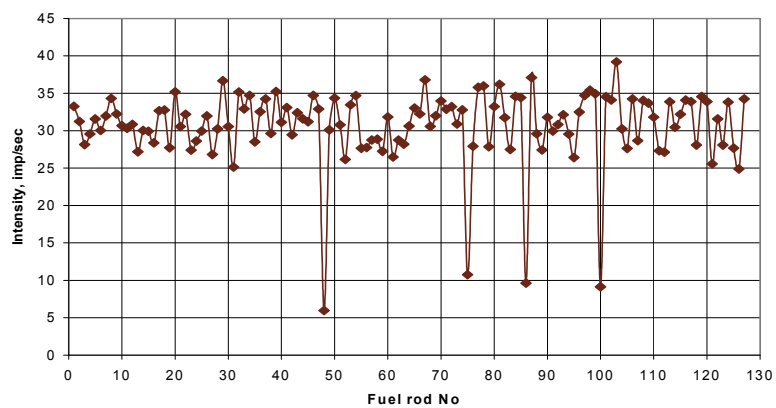
(a) 燃料ノバン ドル全体図*

*軸方向中心部に付いている金具は、ダクトから引き抜いた燃料ノバン ドルの燃料ピンがバラけないようにするための仮止め金具である。

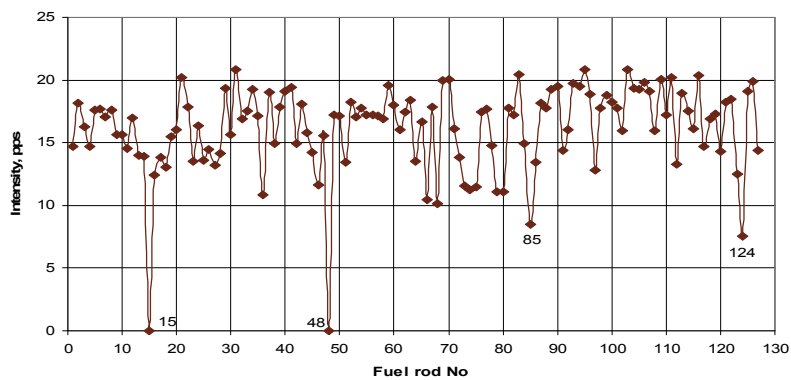
図 2.30 Gr-4 燃料集合体(RNAT 506214.016.03.05)の燃料ピンノバン ドルの状況



(a) Gr-1 燃料集合体(505.020.02.05.02)



(b) Gr-2 燃料集合体(505.020.01.07.03)



(c) Gr-4 燃料集合体(RNAT.506214.016.03.05)

図 2.31 燃料ピン毎の Kr-85 の γ 線強度

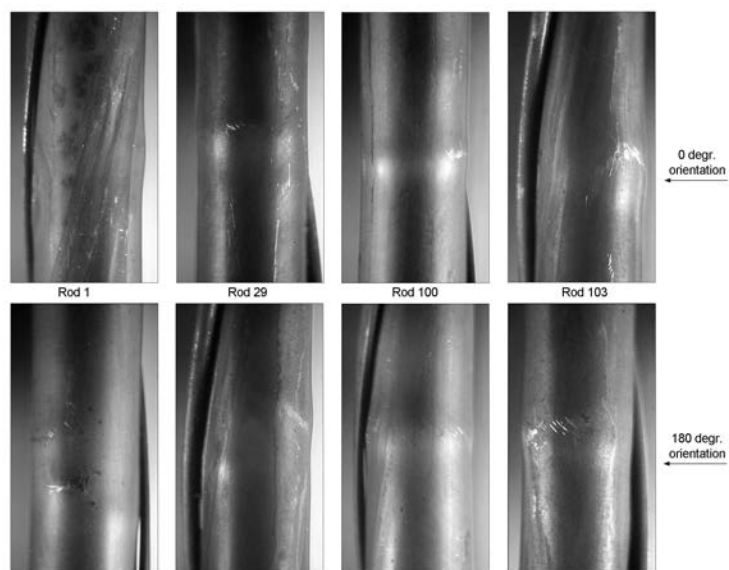
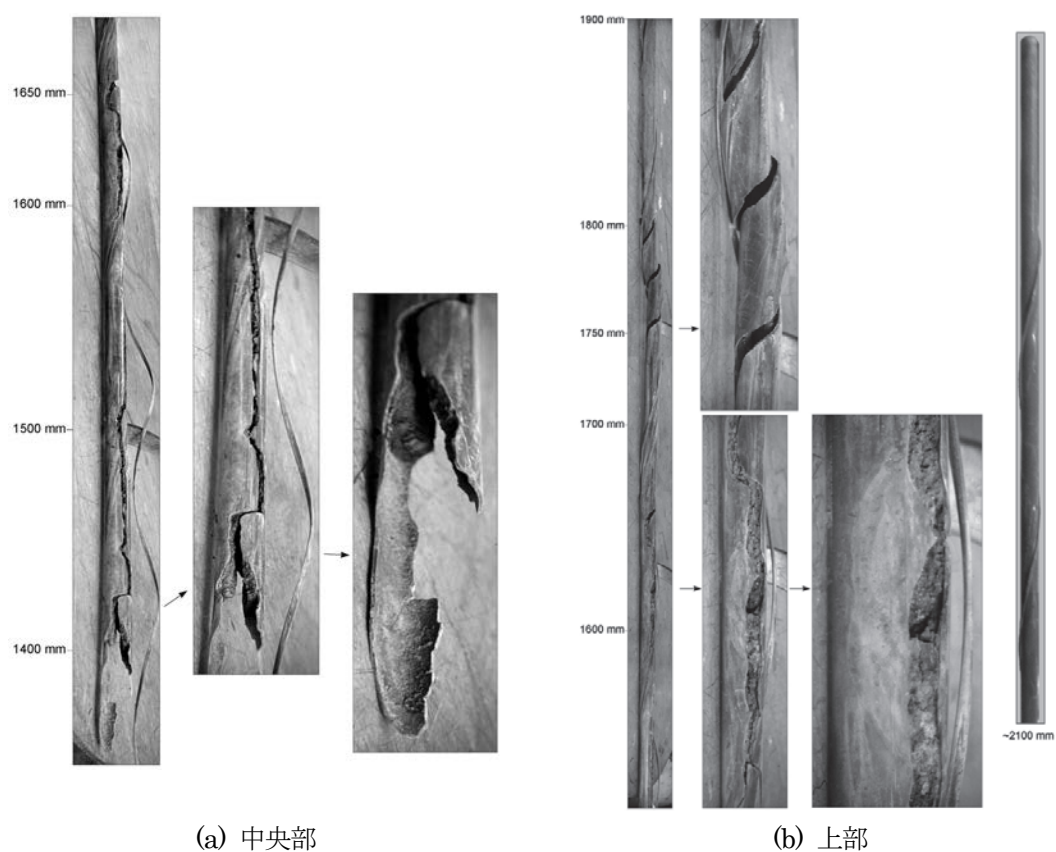
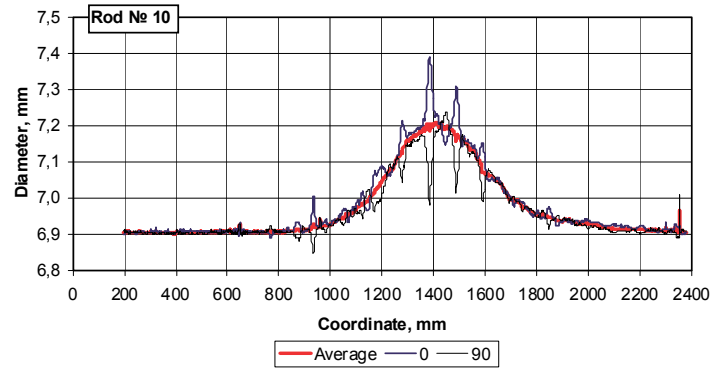


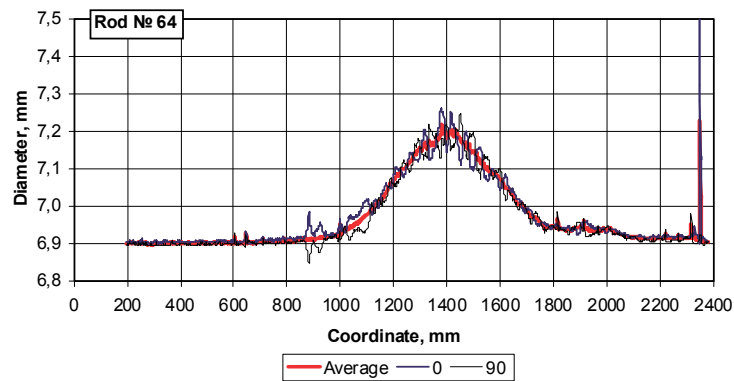
図 2.32 Gr-2 燃料集合体(505.020.01.07.03)の燃料ピン表面の状況 (No.1, No.29, No.100, No.103)



(a) 中央部 (b) 上部
図 2.33 Gr-4 燃料集合体(RNAT.506214.016.03.05)の燃料ピン No.15 の外観写真



(a) 燃料ピン No.10 (外周ピン)



(b) 燃料ピン No.64 (中央ピン)

図 2.34 Gr-4 燃料集合体(RNAT.506214.016.03.05)の燃料ピンの直径変化プロファイル

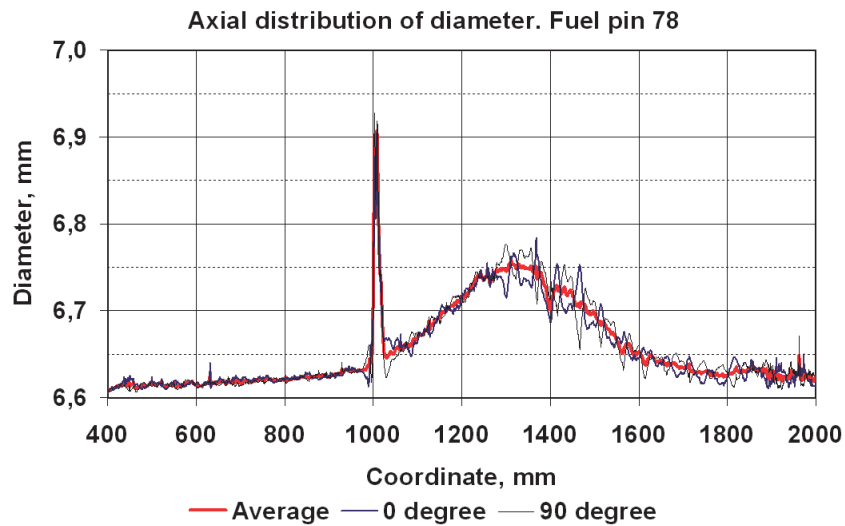
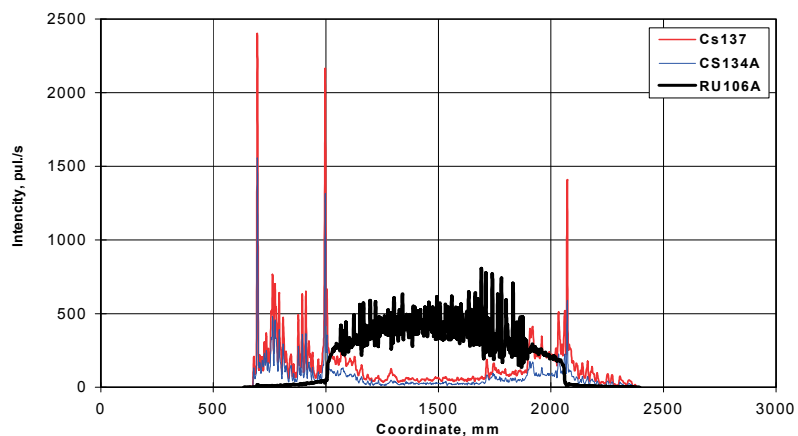
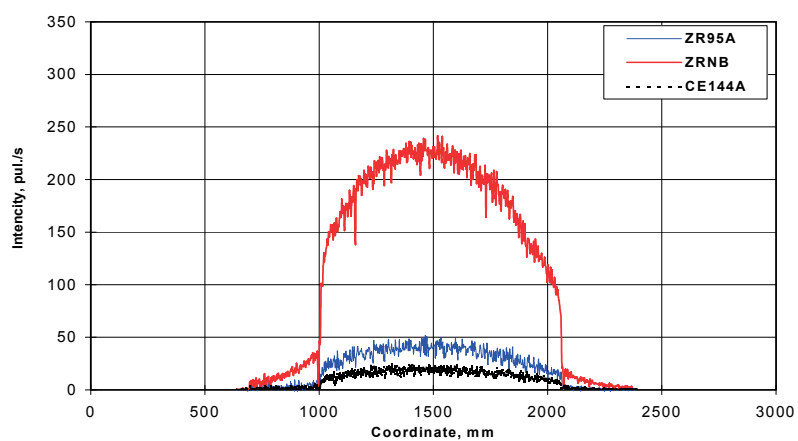


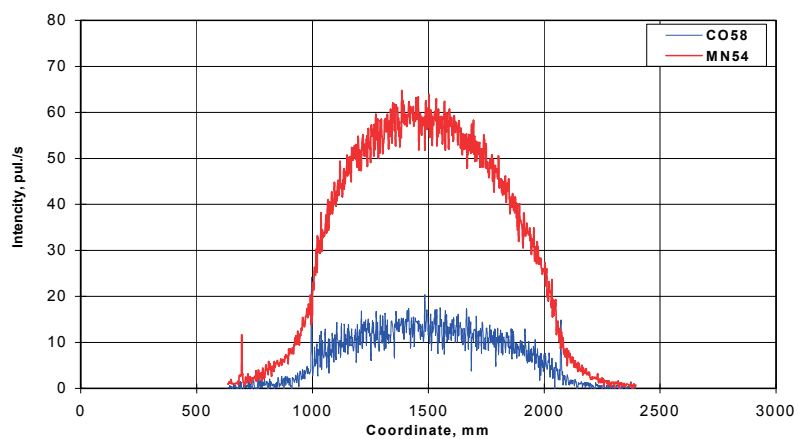
図 2.35 Gr-1 燃料集合体(505.020.02.05.02)の燃料ピン No.78 の直径変化プロファイル



(a) Cs、Ru の分布



(b) Zr、Zr-Nb、Ce の分布



(c) 被覆管からのガンマ線の分布

図 2.36 Gr-2 燃料集合体(505.020.01.07.03)の燃料ピン No.64 の γ 線強度軸方向分布

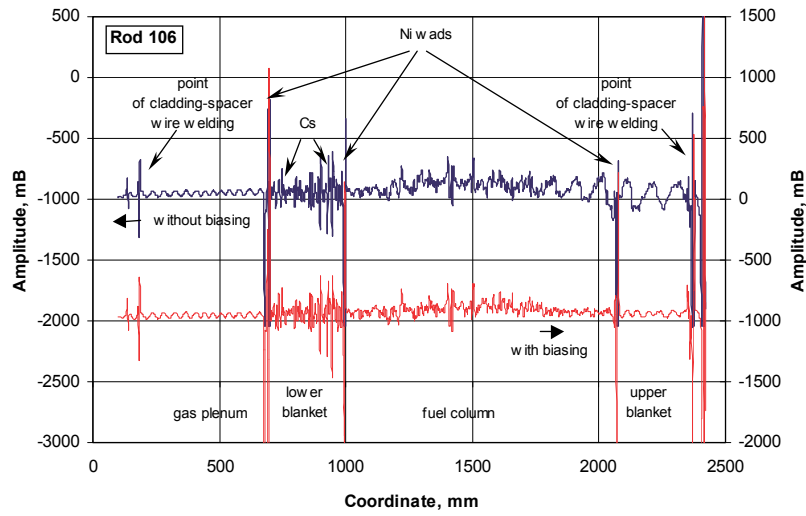


図 2.37 Gr-2 燃料集合体(505.020.01.07.03)の燃料ピン No.106 の ECT 信号

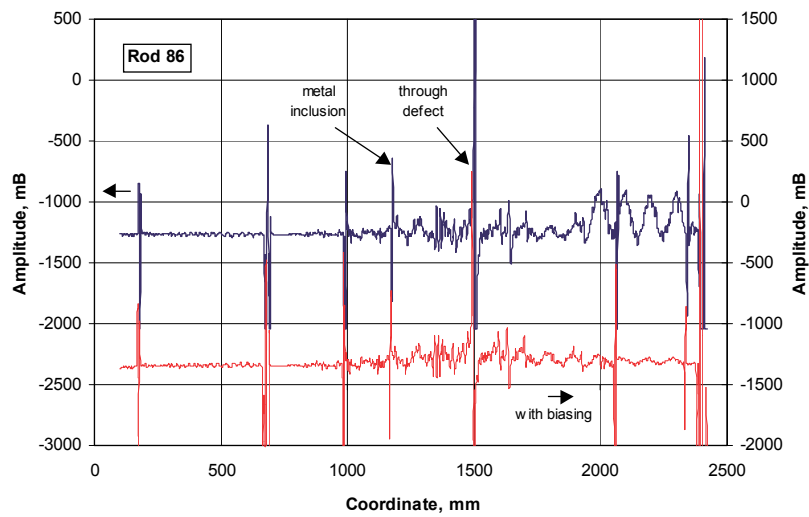


図 2.38 Gr-2 燃料集合体(505.020.01.07.03)の燃料ピン No.86 の ECT 信号

(4) 照射後破壊試験結果

以下に照射後破壊試験の結果を示す。

1) 組織観察

Gr-1 燃料集合体及び Gr-2 燃料集合体では燃料ピン No.64 を中心に 4 本の燃料ピンについて組織観察を行った。Gr-4 燃料集合体の燃料ピンについては、Gr-1 燃料集合体及び Gr-2 燃料集合体との比較のため、燃料ピン No.64 の組織観察を行うとともに、破損した燃料ピン No.15 及びその隣接ピンについて組織観察を行った。

図 2.39 に Gr-1 燃料集合体の燃料ピンの組織を示す。軸方向中央部ではいずれの燃料ピンも中心空孔が発達しているが、径方向で観るとバンドル中央の燃料ピン No.64 がもっとも発達している。Gr-2 燃料集合体及び Gr-4 燃料集合体の燃料ピンも同様の傾向である。

Gr-1 燃料集合体の燃料ピン No.78 における局所膨れ部の縦断面観察結果を図 2.40 に示す。燃料組織は空孔密度も低く、緻密な組織となっている。また、大きな亀裂も観られない。このことは、照射時の燃料温度が低かったことを示唆している。この現象は Gr-2 燃料集合体で局所膨れが発生した燃料ピンでも観察された。

Gr-2 燃料集合体の燃料ピン No.86 の被覆管の縦断面組織を図 2.41 に示す。燃料ピン No.86 は、ガスリーク及び被覆管欠陥の可能性が高い燃料ピンである。被覆管内面には結晶粒が脱落したような領域、内面から外面に向かった亀裂、さらには被覆管製造時に混入したと推定される介在物が観察されている。

Gr-4 燃料集合体の破損した燃料ピンである燃料ピン No.15 について述べる。

図 2.42 に径方向断面組織を示す。燃料ピン上部 (Sample 8) 以外は破損部の組織で、燃料の脱落が多い。燃料ピン下部から 1508mm (Sample 6a) の部分では Na と燃料との反応層状の組織が被覆管内面と燃料の間に認められ、Na の侵入を示唆している。燃料ピン破損部については全体的にこのような組織が認められた。

図 2.43 に被覆管研磨組織を示す。燃料ピン下部及び上部 (Sample 1, Sample 7a) では被覆管の破壊は延性破壊である。しかし、中央部 (Sample 6a) では主として脆性破壊の様相を示しており、脆化あるいは内面腐食による亀裂が入った後、径方向応力により延性破壊したことが示唆される。さらに、内面の剥離が観られ、内面腐食による結晶粒の脱落が推測される。

燃料ピン上部 (Sample 7a) は、スパイラル破損があった部分の組織である。粒界腐食と粒界に沿った亀裂が観察される。スパイラル破損部の破断は内面から 1/3 が腐食に伴う亀裂、被覆管外面側は径方向に約 45° で破損する延性破壊である。

2) 元素分析 (EPMA)

EPMA では、核燃料物質の U、Pu、核分裂生成物の Cs、Mo、Xe 等、並びに Na の元素分析、分布等の測定を行った。

Gr-1 燃料集合体の燃料ピン No.64 の軸方向中心部の半径方向元素分析の結果を図 2.44 に示す。

また、局所膨れが発生した Gr-1 燃料集合体の燃料ピン No.78 の径方向 Pu、Ce、Cs、Mo 及び Xe の分布を図 2.45 に示す。燃料ピン No.64 では、燃料中央部で U、Pu の固溶・均一化が生じているが周辺部では不規則な分布となっている。また、Cs、Mo は低温部へ移行しており、Xe は燃料から大部分が放出されている。一方、燃料ピン No.78 では、燃料外周部と外周から 1/3 程度の領域に Pu が濃化している部分が認められるものの、初期濃度（製造仕様では 20%）に比べてかなり低くなっている。Cs は外周部で濃化しているものの内部においても Cs が観られ、径方向の温度勾配が緩やかであったことを示唆している。

Gr-1 燃料集合体の燃料ピン No.64 の軸方向中心部の燃料・被覆管ギャップ部面分析の結果を図 2.46 に示す。被覆管内面部に Cs、Te、Pd、O が集積しているのが認められる。燃料周辺部では、特に Pu の偏在が観られ、固溶が進まず、充填燃料粒子の組成の違いによる U 濃度が高い相と Pu 濃度が高い相が明瞭に区別できる。Gr-2 燃料集合体の燃料ピンにおいても同様な傾向が観察された。

Gr-4 燃料集合体の破損燃料ピン No.15 の燃料部における Na の分布及び U、Pu 等の定量分析結果を図 2.47 に示す。外周より 600～800 μ m 程度まで Na の侵入が観られる。さらに上部の試験片についても Na が検知されており、Na が破損した全域に亘って侵入しているものと推定される。

3) 燃焼度測定

Gr-1 燃料集合体の燃料ピンについては、周辺ピン 2 本と中央ピン 1 本の計 3 本を測定した。Gr-2 燃料集合体の燃料ピンについては周辺ピン 1 本と中央ピン 1 本、Gr-4 燃料集合体の燃料ピンについては中央ピン 1 本で実施した。測定で得られた最高燃焼度を表 2.21 に示す。

表 2.21 燃焼度測定結果

燃料集合体	Gr-1 燃料集合体	Gr-2 燃料集合体	Gr-4 燃料集合体
燃料ピン No.	22, 64, 106	64, 127	64
最高燃焼度 (%)	7.83	9.81	9.5

4) 燃料内残留ガス測定

燃料から放出されず燃料中に残留している FP ガス量を Gr-1 燃料集合体の燃料ピン No.64 について軸方向で 3 点測定した。Kr と Xe を合計したガス量測定値は下部、中央部、上部の順に、約 0.14 cm^3/g 、0.022 cm^3/g 、0.074 cm^3/g であり、燃料温度分布と対応して中央が少なく、端部で多くなっていた。

5) 被覆管密度測定

被覆管の密度測定は Gr-1 燃料集合体及び Gr-4 燃料集合体の燃料ピンに対し実施した。

Gr-1 燃料集合体の燃料被覆管では、照射前の密度が 7.97 g/cm^3 であったのに対し、燃料ピン No.64 の中心部では 7.43 g/cm^3 まで減少していた。スエリング率としては 6.8%に相当する。

Gr-4 燃料集合体では、燃料ピン No.15、及び燃料ピン No.15 に隣接する燃料ピン No.10 及び No.20 から採取した試験片を測定した。照射前の密度が 7.91g/cm^3 であったのに対し、燃料ピン No.10 の中心部の被覆管で 7.03 g/cm^3 まで減少し、12.5%のスエリングが生じていることが確認された。燃料ピン No.15 のスエリングは9.4%であった。

6) 被覆管のビッカース硬さ測定

照射前の被覆管の微小ビッカース硬さは263～276Hvであった。

照射後の Gr-1 燃料集合体、Gr-2 燃料集合体及び Gr-4 燃料集合体の被覆管の硬さは、それぞれ 274～301Hv、260～290Hv、266～283Hv であり、いずれも大きな照射硬化は認められなかった。

7) 被覆管のリング引張り試験

被覆管の機械的特性の変化を測定するため、未照射の被覆管と照射済みの被覆管に対し、リング引張り試験を行った。照射済被覆管の試験片はGr-1 燃料集合体の燃料ピン No.64 から採取した。

その結果、照射量の高い燃料ピン中心部では、550℃における降伏伸びが0%に落ち込み、脆化が進んでいることが観察された。

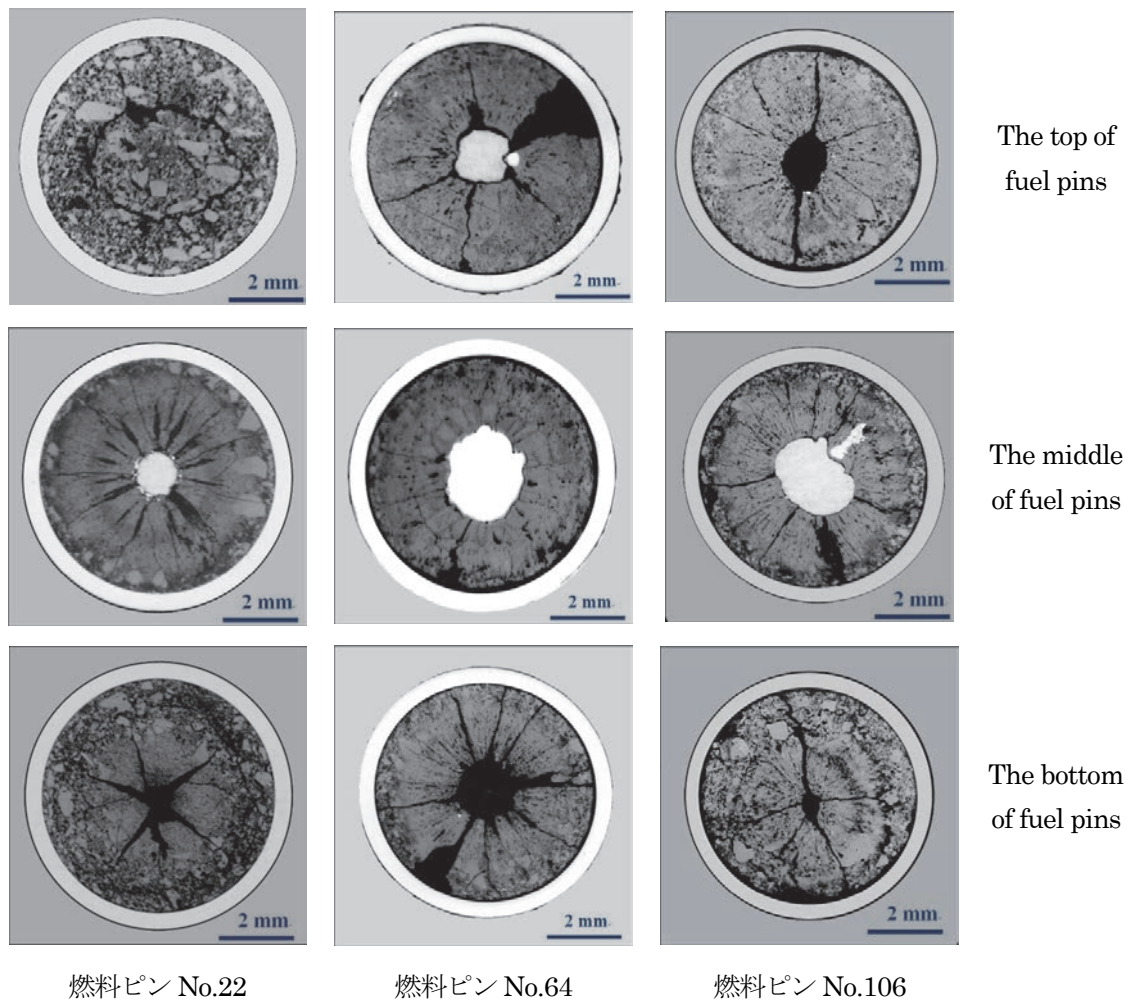


図 2.39 燃料集合体(505.020.02.05.02)の燃料の組織

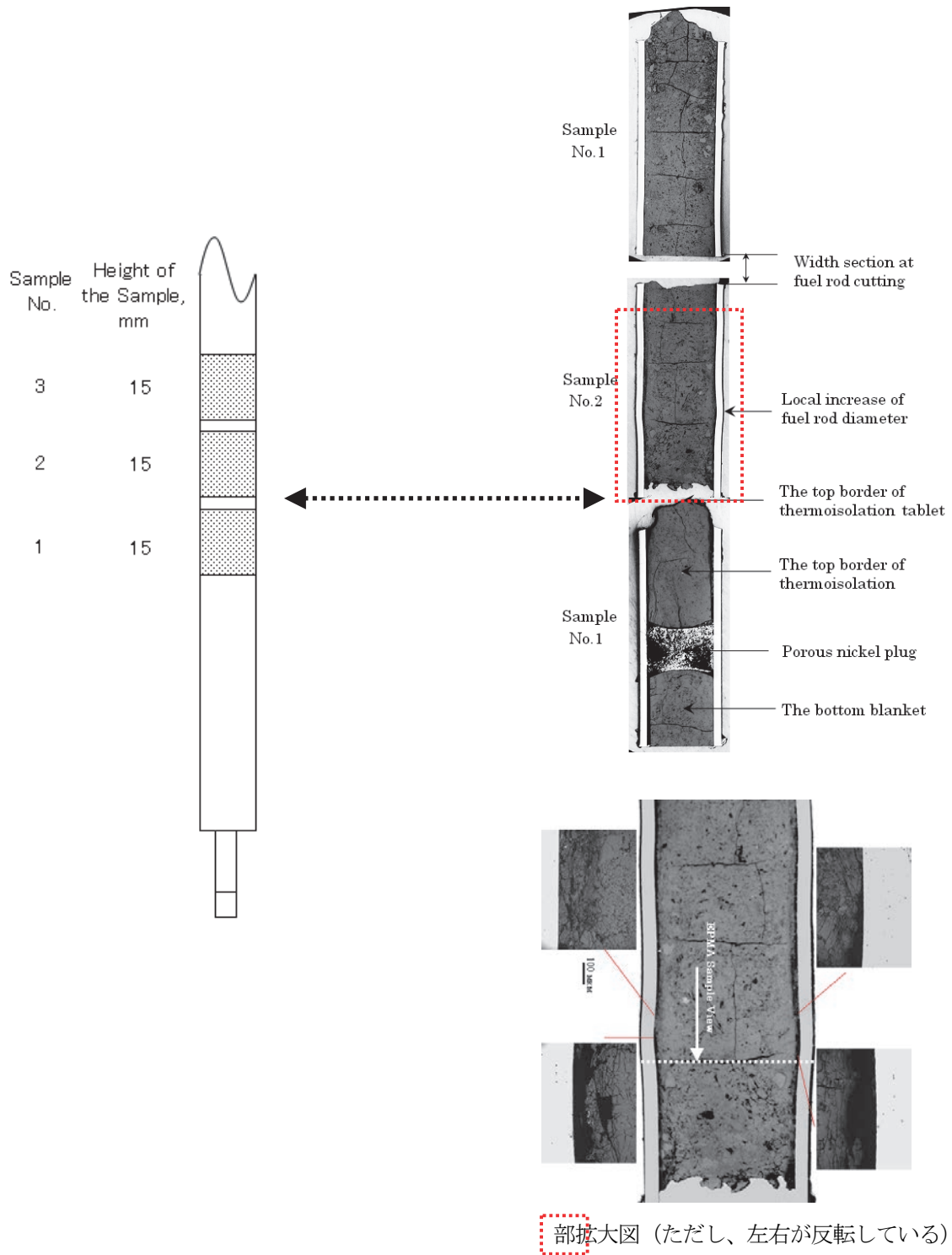


図 2.40 Gr-1 燃料集合体(505.020.02.05.02)の燃料ピン No.78 局所膨れ部近傍の組織

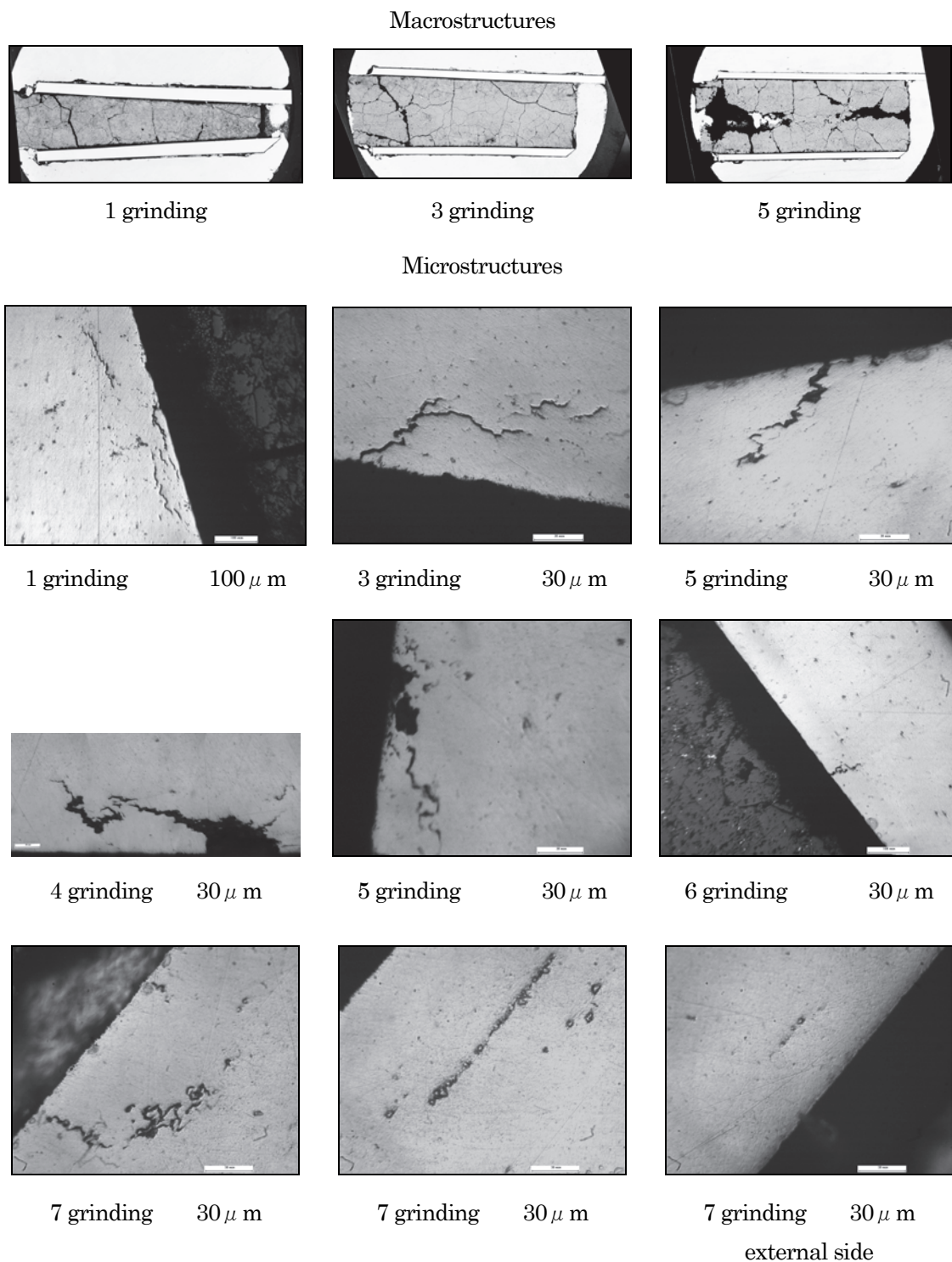


図 2.41 ガスリークが疑われる燃料ピンの軸方向中央部の縦断面組織
(Gr-2 燃料集合体(505.020.01.07.03)の No.86 燃料ピン/下端から 1500mm)

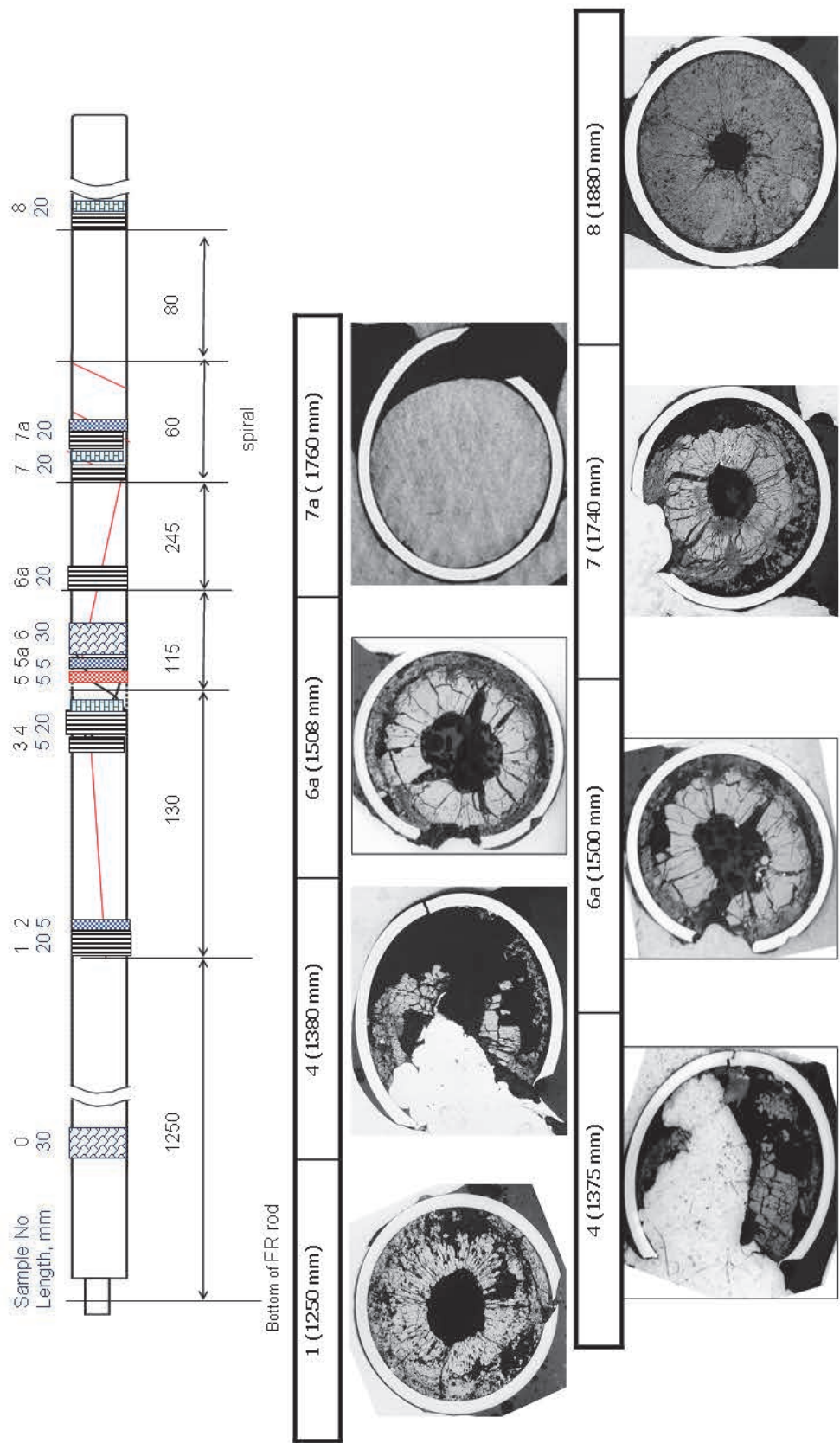


図 2.42 Gr-4 燃料集合体(RNAT.506214.016.03.05)の燃料ピン No.15 の径方向断面組織

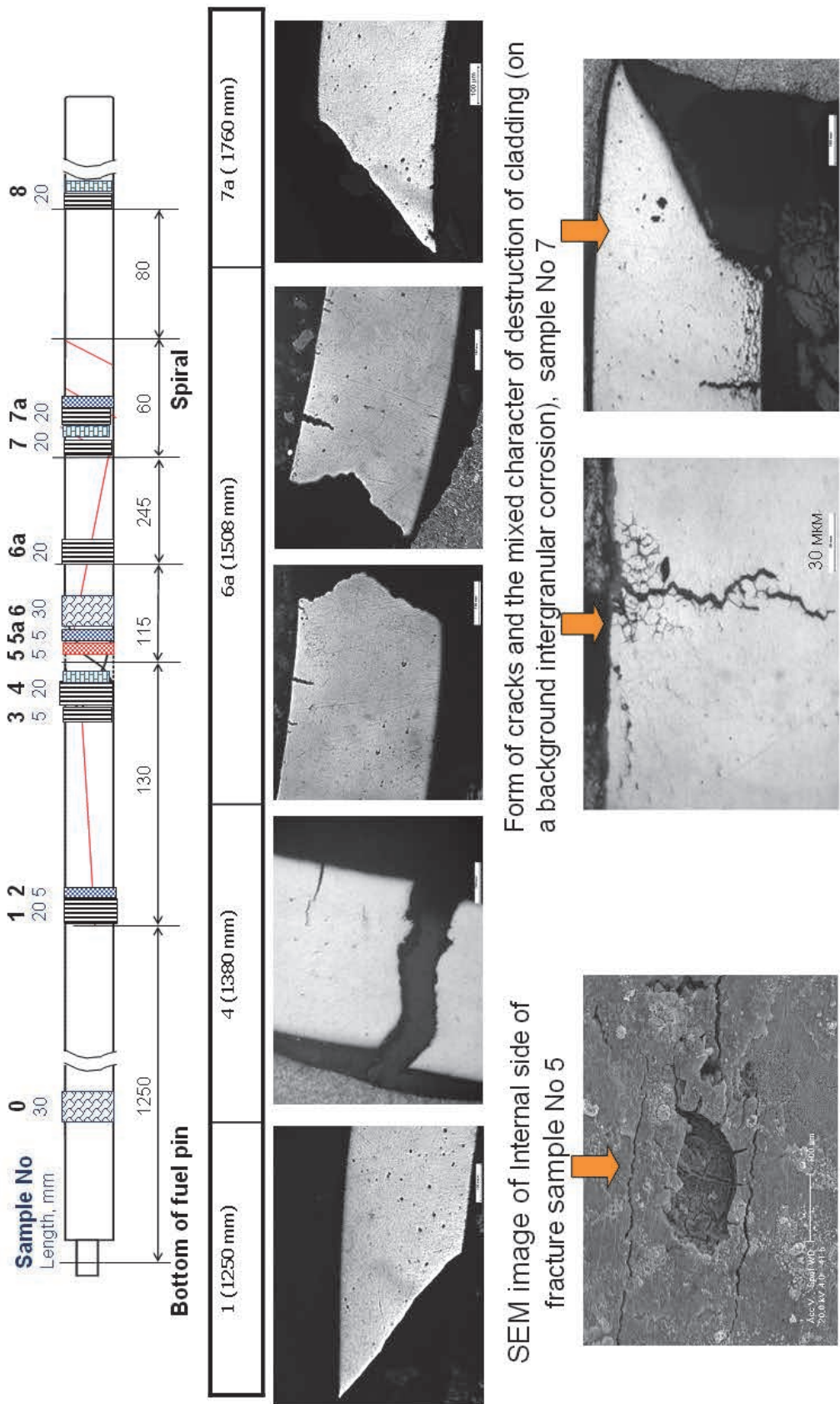


図 2.43 Gr-4 燃料集合体(RNAT.506214.016.03.05)の燃料ピン No.15 における破損部の被覆管研磨組織

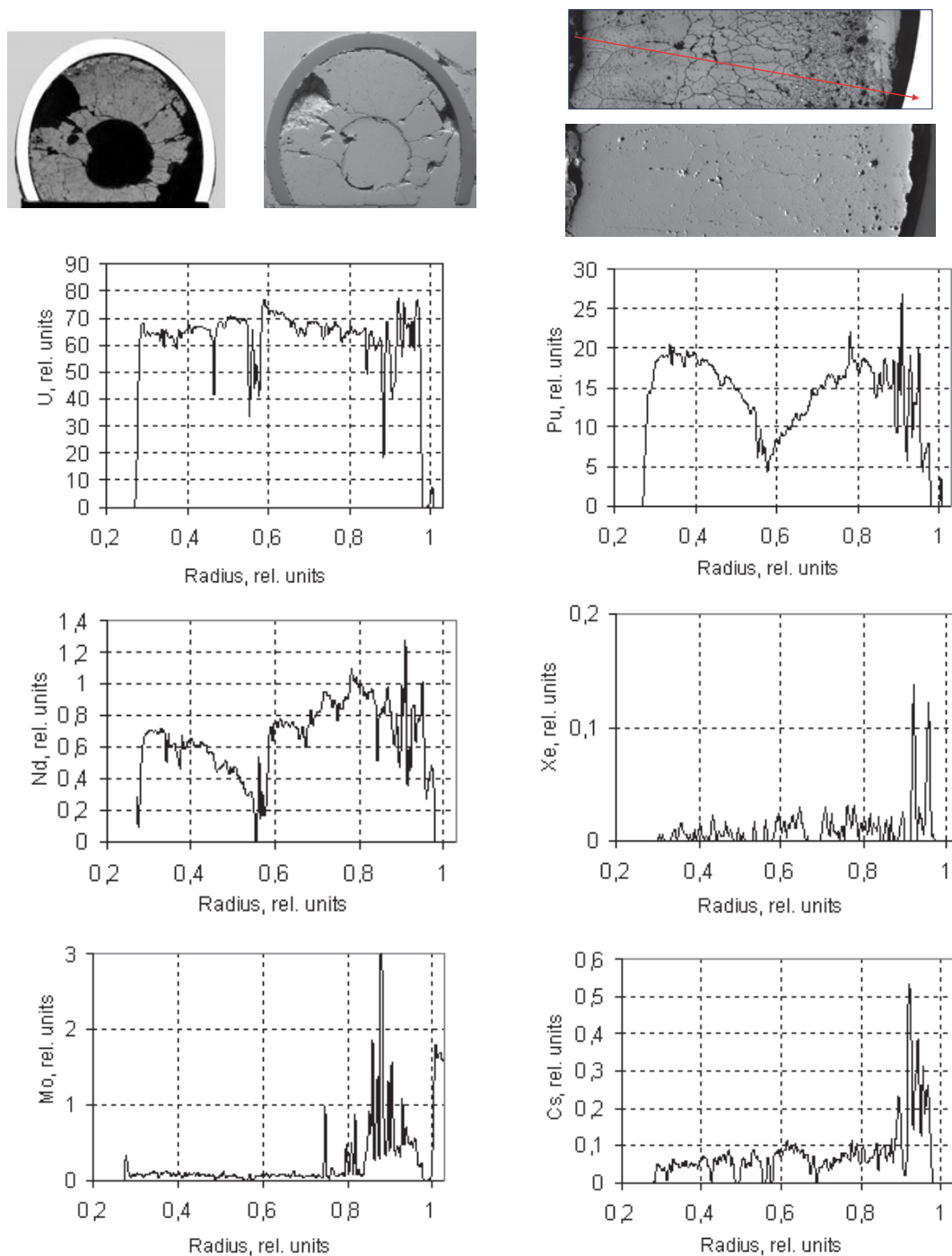


図 2.44 EPMA による半径方向元素分析
(Gr-1 燃料集合体(505.020.02.05.02)の燃料ピン No.64 中央部)

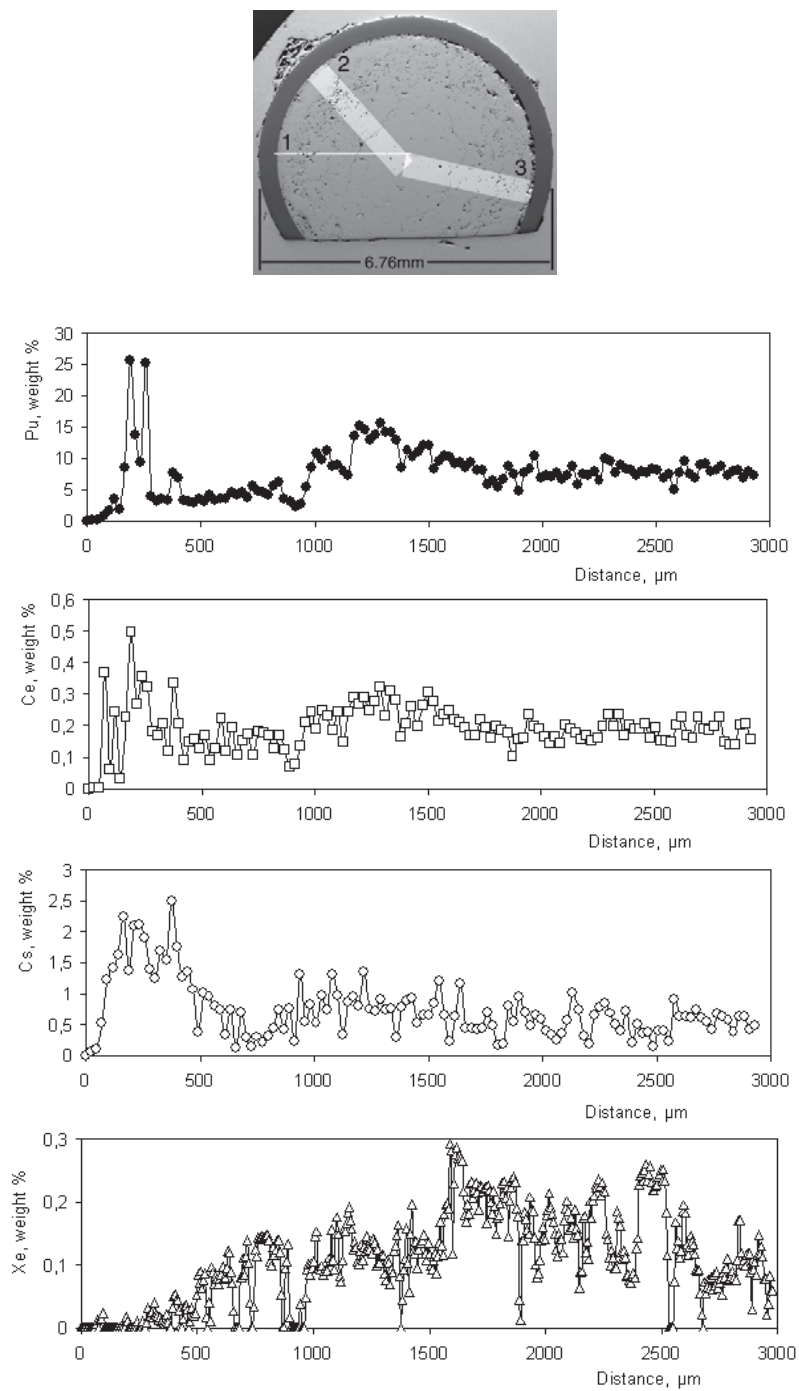


図 2.45 EPMA による半径方向元素分析結果
(Gr-1 燃料集合体(505.020.02.05.02)の燃料ピン No.78/ライン 1)

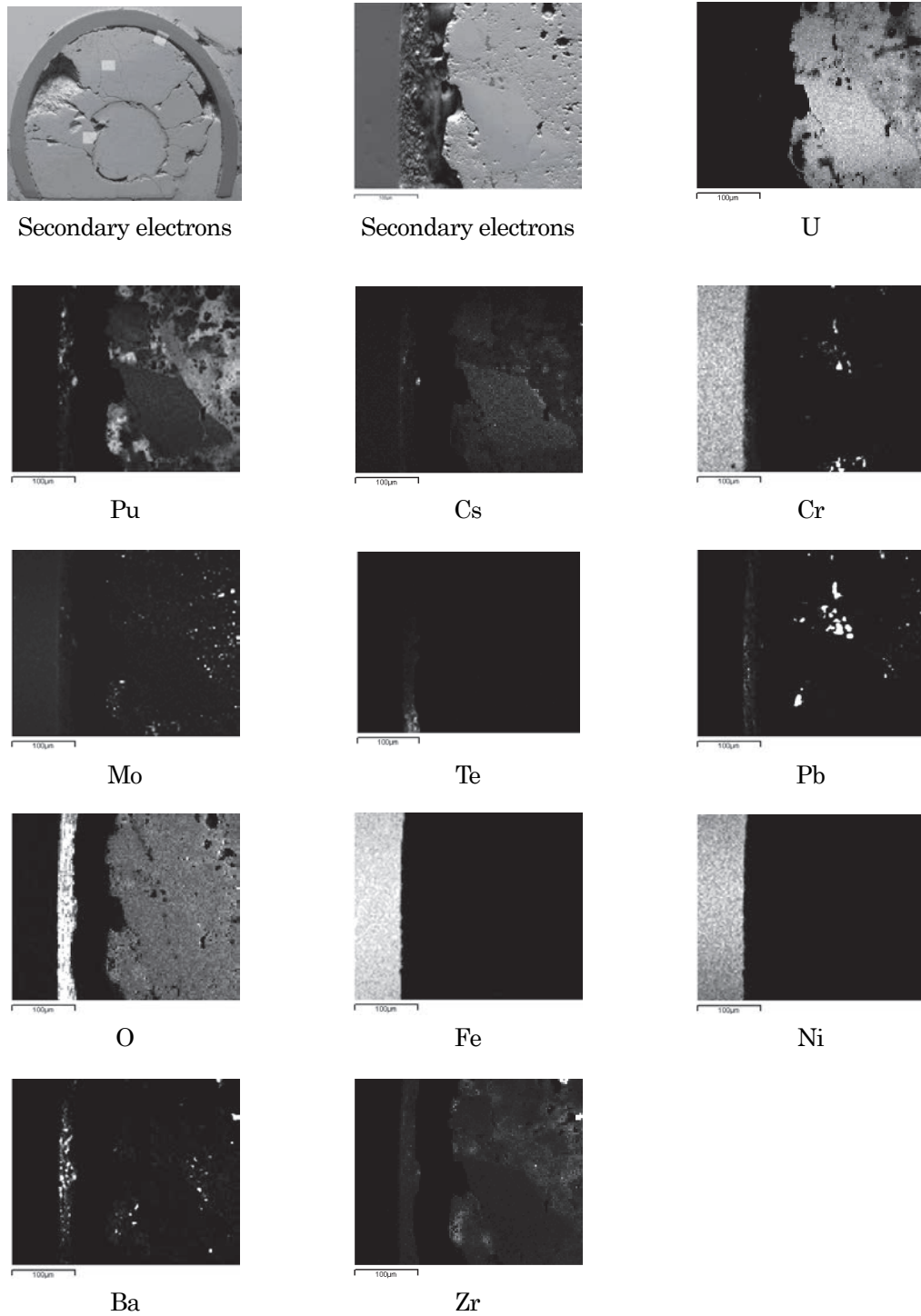
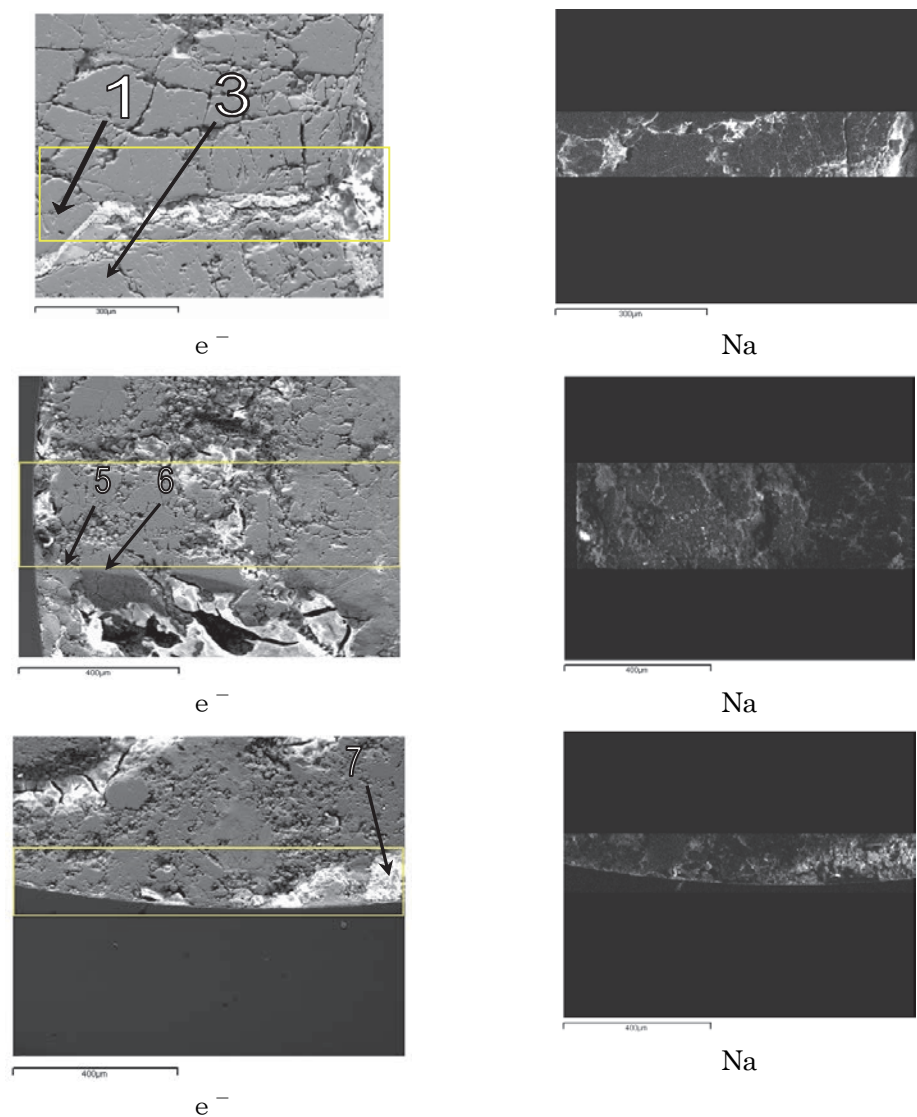


図 2.46 EPMA による面分析
(Gr-1 燃料集合体(505.020.02.05.02)の燃料ピン No. 64 中央部燃料・被覆管ギャップ部)



Position No Element	1	3	5	6	7
O	13	13	16	14	18
Na	0.2	0	2.2	0.8	7.1
U	64	51	73	72	67
Pu	15	32	5	6	5

図 2.47 燃料領域における Na 分布と定量分析結果
(Gr-4 燃料集合体(RNAT.506214.016.03.05)の燃料ピン No.15)

(5) 照射後試験結果の考察

照射後試験を通して得られた照射挙動の内、燃料集合体変形、燃料ピン下部の局所膨れ、及び燃料ピン破損の要因について検討する。

1) 燃料被覆管及び燃料集合体の変形の要因

燃料被覆管には ChS-68 オーステナイト鋼が使用され、ダクトには EP-450 フェライト鋼が使用されている。Gr-1、Gr-2 及び Gr-4 燃料集合体被覆管は 80dpa で、約 13% のスエリング (Gr-4 燃料集合体の場合) を示し、典型的な ChS-68 鋼のスエリング挙動を示した。これに対し、フェライト鋼はほとんどスエリングしないことが知られている。

しかし、Gr-1、Gr-2 及び Gr-4 燃料集合体では対面間距離の増加を示した。さらに、対面間距離の増加が大きい部分については、軸方向に周期的な寸法の変化が観察されている。この周期はワイヤのピッチに一致する。また、燃料被覆管は楕円形に変形しており (オーバリティ)、この変形もダクトに近いほど大きくなっている。

このことから、ダクトの変形は燃料被覆管のスエリングに伴い、燃料バンドルの対面間距離が増加し、燃料ピンによる外側方向の応力により、ダクトに変形が生じたものと考えられる。

2) 燃料ピン下部の局所膨れの要因

図 2.32 または図 2.35 に示すように、Gr-1 燃料集合体及び Gr-2 燃料集合体において、燃料ピン下部に局所膨れが観られた。最大変化を示した燃料部の Pu 濃度を EPMA により測定したところ、図 2.45 に示すように燃料外周部に Pu スポットが観られ、平均 Pu 濃度は 9.7wt.% であった。

平均 Pu 濃度 9.7wt.% で局所膨れが発生する条件を解析によって推定した。その結果、25mm の長さにウランゲッターが 4g 偏在したと仮定して解析すると、Pu 濃度は 9.3wt.% となった。また、ウランゲッターが純金属ウランであり、酸化すると体積が約 1.7 倍になることから、局所膨れの発生も説明可能である。

以上のことから、燃料ピン下部の局所膨れはウランゲッターの偏在によるものと推測できる。

3) Gr-4 燃料集合体の燃料ピン No.15 の破損要因

Gr-4 燃料集合体の燃料ピン No.15 の破損は約 500mm に亘る軸方向破損と約 60mm に亘るスパイラル破損からなっている。燃料ピン下端から約 1400mm の位置で破断している。

EPMA により、破損部全般に Na の侵入が認められること、また、成分的に Na と燃料の反応も考えられることなどからして、炉内で徐々に亀裂が進展したことが考えられる。しかし、照射期間中に観測された信号がパルス状であったことを考えると、炉内では大きな破損まで進展しなかったと考えられる。

照射終了後、燃料集合体は図 2.48 に示すフローで RIAR まで輸送された。RIAR 到着時点では、燃料集合体の被覆管温度は輸送時間中の崩壊熱の蓄積により数百度になっていた可能性がある。RIAR では、この状態の燃料集合体を水中で取り出しているため、被覆管が急冷されて相当の熱

応力が発生したものと考えられる。

これらのことから、燃料ピン No.15 は照射下でピンホール破損よりはいくらか大きな亀裂孔があき、そこから Na が侵入し、徐々に亀裂が進展したことが推測される。大きな破損は Na 洗浄時、輸送時の衝撃、RIAR でのホットセルに搬入するまでの水中での取り扱い時に進展したものと考えられる。

燃料ピン上部のスパイラル破損部での破損モードは延性である。延性破損の場合は、軸方向引張応力が必要となる。燃料ピンの照射後試験前にダクトから燃料バンドルを引き抜いた際の引張力が 50~60kg であり、かつスエリングや BDI が発生していることから、ダクト内から燃料バンドルを取り出す際の応力により破損したものと推定される。

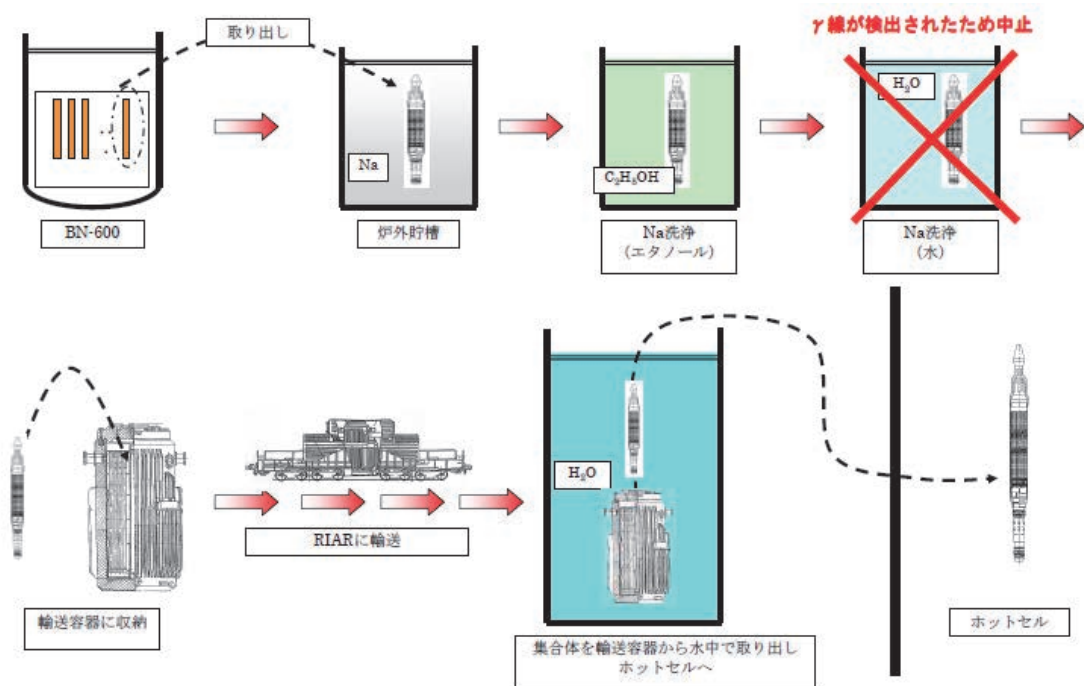


図 2.48 燃料集合体の炉心取出しから RIAR ホットセル搬入までの流れ

2.3.6 MOX バイパック燃料集合体の信頼性に関する検討

文部科学省委託事業として実施した本事業では、21 体の MOX バイパック燃料集合体を 5 つのグループ（バッチ）に分けて RIAR で製造し、BN-600 で照射した。また、本事業開始前までに、ロシア側独自で 6 体、原子力機構との共同研究（3LTA）で 3 体の MOX バイパック燃料集合体の製造、照射を行っており、合計、30 体の MOX バイパック燃料集合体の製造・照射実績が得られた。

本章では、得られた MOX バイパック燃料集合体の製造、照射及び照射後試験結果に基づき、MOX バイパック燃料集合体の製造信頼性及び照射信頼性を評価する。

さらに、サイクル機構（当時）が実施していた FBR サイクル実用化戦略調査研究の結果についても検討する。

(1) MOX バイパック燃料集合体の製造信頼性

RIAR では、MOX 顆粒燃料製造技術の開発試験を 1970 年代から開始している。1981 年からは BOR-60 の炉心燃料に MOX 顆粒・振動充填燃料製造技術を適用し、MOX 燃料集合体 500 体、燃料ピンにして 15,000 本以上の製造・照射実績を有する。

本事業では、この MOX 顆粒・振動充填燃料製造技術を適用して BN-600 仕様の MOX バイパック燃料集合体 21 体を製造した。

1) MOX バイパック燃料製造結果

本事業では兵器級 Pu を用いて 920kg（PuO₂ 量で 207kg）の MOX 顆粒燃料を製造し、その MOX 顆粒燃料を被覆管に振動充填して合計 3,199 本の MOX バイパック燃料ピンを製造した。

MOX バイパック燃料集合体は、1 体当たり 127 本の燃料ピンを使って組み立て、合計で 21 体（燃料ピン 2667 本）を製造した。

2) 製造時の不具合

MOX 顆粒燃料の製造工程では、Gr-3 の MOX 顆粒燃料の製造中に黒鉛坩堝に亀裂が生じて坩堝周囲の鉛が熔融塩中に流入し、MOX 燃料が鉛で汚染される事象が生じた。この事象後、熔融塩電解を 3 回実施するごとに坩堝を交換するようにしており、その後同様な不具合は発生していない。

燃料ピン製造工程では、表 2.22 に示すような不具合が発生した。不具合の原因は(3)項に後述する。

一方、燃料集合体組立工程では、Gr-3 の燃料集合体製造時に集合体重量が規定重量（102±1.5kg）を下回るという不具合が発生した。原因は、部品（エントランスノズル等）の重さが軽かったためである。この燃料集合体について BN-600 炉心の実流動条件で流力解析を行った結果、炉内で浮き上がることはないとの評価になり、原子炉への装荷が許可された。

その後、Gr-4, 5 の燃料集合体重量の規定は、102kg 以上と変更された。

本事業の 21 体の燃料集合体の製造工程の中では、上記以外の不具合は発生しなかった。

表 2.22 製造した MOX バイパック燃料ピンの製造結果

Gr	燃料集合体 製造体数	被覆管外径 (mm)	燃料ピン 製造結果	燃料ピン製造時の不具合等 (カッコ内の数値は発生本数)
Gr-1	3	6.6	411 本 不合格ピン 21 本(5.1%)	2.3.7 上部端栓溶接不良(1) 2.3.8 充填密度・Pu の不均一(16) 2.3.9 外観不良(変色,傷等)(4) 2.3.10 ウランゲッター混合不良
Gr-2	3	6.6	418 本 不合格ピン 23 本(5.5%)	2.3.11 上部端栓溶接不良(4) 2.3.12 充填密度・Pu の不均一(15) 2.3.13 外観不良(変色,傷等) (4) 2.3.14 ウランゲッター混合不良
Gr-3	3	6.6	475 本 不合格ピン 70 本(14.7%)	2.3.15 上部端栓溶接不良(16) 2.3.16 充填密度・Pu の不均一(6) 2.3.17 下部プラグ不良(48) 2.3.18 ウランゲッター混合不良
Gr-4	3	6.9	508 本 不合格ピン 63 本(12.4%)	2.3.19 上部端栓溶接不良(42) 2.3.20 充填密度・Pu の不均一(1) 2.3.21 外径変更等による装置調整不良等(20)
Gr-5	9	6.9	1387 本 不合格ピン 136 本(9.8%)	2.3.22 上部端栓溶接不良(41) 2.3.23 充填密度・Pu の不均一(65) 2.3.24 外径変更等による装置調整不良等(30)
計	21	—	3,199 本 不合格ピン 313 本(9.8%)	歩留率：90.2%

3) 燃料ピン不具合の原因と対策

表 2.22 から、上部端栓溶接不良及び充填密度・Pu の不均一がすべてのグループで共通して発生していることが分かる。上部端栓溶接不良については、溶接電極の修理と再設定を非定期的に実施する対策が施された。充填密度・Pu の不均一に関しては、混合をマニュアルで実施する対策が施された。しかし、これらの対策は燃料ピンを安定的に大量生産するには改善の余地があり、MOX バイパック燃料集合体の製造信頼性を向上させるための課題として更なる検討が必要である。

グループ固有で発生している不具合については、Gr-3 では、下部プラグ (Ni メッシュプラグ) の不良が不具合発生の大きな原因となっている。MOX 顆粒燃料を被覆管に充填する際に、顆粒燃料が下部ブランケットからプレナム部に入らないようにニッケルメッシュを丸めたプラグが断熱ペレットの下に入れられている。このニッケルメッシュのプラグがゆるく、充填中に顆粒燃

料が被覆管との隙間をすり抜けて下部ブランケット側に入ったことが原因と考えられる。本事象に対しては、ニッケルメッシュの隙間を少なくして MOX 顆粒燃料が下部ブランケットに入らないようにした。この対策後、本事象は生じていない。

Gr-4、Gr-5 では、外径変更等による装置調整不良が不具合の原因となっている。これは、燃料ピンの仕様がそれまで製造していた Gr-1～Gr-3 とは異なる仕様に変更されたことや、燃料ピン製造装置の更新により、Gr-4 燃料ピンの製造時に装置調整不足及び作業員の不慣れが発生し、溶接不良、充填密度の不均一等が生じる原因となった。これに対しては、Gr-5 燃料ピンを製造して行く中で調整した。溶接不具合は、Gr-4 の 8.3%から Gr-5 では 3%となった。

ウランゲッター混合不良については、燃料製造時の検査では発見されず、照射後試験で一部の燃料ピンの下端に局所膨れが生じていることが観察されたことから判明したものである。ウランゲッターは燃料カラムの燃料重量のうちの 7%になるように MOX 顆粒燃料中に均等に混ぜる必要があるが、局所膨れの状況を破壊試験で調査した結果、燃料カラム下部膨れ部は燃料中の Pu 割合が少なく、ウラン量が通常より多いことが判明した。原因を検討した結果、MOX 顆粒燃料とウランゲッターを手作業で混合する工程を燃料ピンへの振動充填前に行わなかったか、又は不十分のまま振動充填装置の上部にあるミキサー投入したため、ミキサー底部にウランゲッターが多く分布し、これが燃料コラム下部に充填されたためと推定された。Gr-4、5 の燃料ピンの製造に当たっては、振動充填前の混合作業を確実にを行った後、振動充填したことにより、Gr-4、5 の燃料ピンの局所膨れは見られなくなった。

今後、作業員の手作業工程を省いて均一に混合できるミキサーに改造すること、また充填後の燃料ピン中のウランゲッターの分布を検査し、不均一な燃料ピンを検出・除外する検査技術を開発することが望ましい。

4) 燃料被覆管の不具合と対策

本事業で製造した 21 体の燃料集合体に使用した ChS-68 被覆管素管は、ピエルボウラルスク工場で製造されたもので、エレクトロスタール社がこの被覆管素管を購入して下部端栓とスペーサワイヤを取り付け、その検査合格証付の被覆管(半製品)を RIAR が購入したものである。RIAR では被覆管受入れ時に外観検査、寸法検査等を行っていたが、被覆管の欠陥検査は行っておらず、ピエルボウラルスク工場での立会検査も行っていなかった。このため、燃料ピン製造時に被覆管素管に介在物や内部欠陥があることを発見することはできなかった。

しかし、本事業で製造・照射した燃料集合体で漏洩が発生した燃料ピンについて、照射後試験を実施した結果、被覆管内部に製造時に入ったと思われる介在物や内部欠陥が幾つも観察された。照射後破壊試験では貫通亀裂に至った漏洩箇所や原因の特定はできなかったが、この内部欠陥が照射中に進行し、被覆管の脆化、スエリングに伴う BDI (Bundle-Duct Interaction) による被覆管への外力をもたらし、これらが重なって貫通亀裂に至り漏洩が生じた可能性が指摘された。

現在、ピエルボウラルスク工場での ChS-68 被覆管素管製造は行っておらず、エレクトロスタール社がスエリングを抑えた改良 ChS-68 被覆管を製造している。しかし、この被覆管を使用して燃料ピンを製造する場合は、被覆管製造の品質管理と内部欠陥検査を含む品質検査を徹底させ

る必要がある。

(2) MOX バイパック燃料集合体の照射信頼性

1) 照射試験結果

本事業で製造した 21 体の MOX バイパック燃料集合体を BN-600 炉心に装荷し照射した結果、照射中に 3 体の燃料集合体に漏洩が検出されたが、いずれも漏洩レベルは BN-600 の安全運転制限基準以内であり、全ての燃料集合体は計画した燃焼サイクル末期まで照射を継続し終了した。

照射された 21 体の MOX バイパック燃料集合体の最大燃焼度は 10.6%h.a. (Gr-2 燃料集合体 505.020.01.07.03)、被覆管の最大照射損傷量は 80.9dpa (Gr-4 燃料集合体 RNAT.506214.016.01.05)、最長炉内照射期間 (EFPD) は、572 日 (Gr-5 燃料集合体) であった。

本事業で製造した 21 体の燃料集合体の照射結果、及び本事業開始前までに製造・照射された 9 体の燃料集合体を合せた合計 30 体の MOX バイパック燃料集合体の照射結果をまとめて表 2.23 に示す。

表 2.23 BN-600 で照射した MOX バイパック燃料集合体と照射結果

燃料集合体			照射結果			
グループ	集合体番号	体数	被覆管材料 外径×肉厚 (mm)	燃 焼 度 (%h.a.)/ 照 射 損 傷 量 (dpa)	漏洩ピン数 (ピン No.)	漏洩状況等
Gr-1	505.020.02.04.01	3	ChS -68 6.6×0.4	8.9/61.6	1 本 : No.26 0 本 0 本	・ MC44 中で漏洩。被覆管とスペーサーワイヤの下部 スポット溶接部に亀裂あり。
	505.020.02.05.02			8.9/61.7		
	505.020.02.06.02			8.6/60.3		
Gr-2	505.020.01.07.03	3	ChS -68 6.6×0.4	10.6/77.1	3 本 : No.75, 86, 100 0 本 (2 本 No.107, 117)*	・ MC50 中で DN 漏洩。No.86 被覆管内に初期内部 欠陥、介在物あり。No.75, 100 は Kr 量が小さく 漏洩あり。 ・ No.107 と No.117 は、照射終了後の Na 洗浄中に 漏洩発生。燃料コラム下部の局所膨れ部から漏洩。
	505.020.02.08.03			9.9/71.8		
	505.020.01.09.03			10.2/74.4		
Gr-3	505.020.02.10.05	3	ChS -68 6.6×0.4	10.1/75.2	0 本 0 本 (1 本 No.7)*	・ No.7 は、照射終了後の炉内破損検出中に漏洩発生。 燃料コラム下部の局所膨れ部から漏洩。
	505.020.02.11.05			10.1/75.5		
	505.020.02.12.05			10.1/75.6		
Gr-4	RNAT.506214.016.01.05	3	ChS -68 6.9×0.4	9.7/80.9	0 本 0 本 1 本 : No.15	・ MC54 中で DN 漏洩。No.15 被覆管の破損部内面 に割れ、内部欠陥あり。
	RNAT.506214.016.02.05			9.3/75.3		
	RNAT.506214.016.03.05			9.8/79.9		
Gr-5	RNAT.506214.016.01.04	9	ChS -68 6.9×0.4	7.1~8.7/ 59.4~74.4	0 本	
	.06 {					
	RNAT.506214.016.01.12					
本事業 開始前 の燃料 集合体	.06	2	EP-172 6.6×0.4	6.8~9.6/ 53~77	0 本	
	WG-0187					
	WG-0287					
	505.020.02.90~	4	ChS-68 6.6×0.4	~9.6/ 76~77	0 本	
	505.020.05.90					

燃料集合体				照射結果		
グループ	集合体番号	体数	被覆管材料 外径×肉厚 (mm)	燃 焼 (%h.a.)/ 照 射 損 傷 量 (dpa)	漏洩ピン数 (ピン No.)	漏洩状況等
	505.020.01.01.99			10.25/75.2	0 本	
	505.020.01.02.99	3	ChS -68 6.6×0.4	10.03/73.6	1 本 : No.60	
	505.020.01.03.99			10.5/77	0 本	・MC40 中で漏洩。上部ブランケット部の被覆管内面に初期欠陥あり。

* 照射中は漏洩なし。照射後の Na 洗浄時等で漏洩。

2) 照射後試験結果

BN-600 で照射した MOX バイパック燃料集合体のうち、Gr-1 の燃料集合体 505.020.02.05.02、Gr-2 の燃料集合体 505.020.01.07.03 及び Gr-4 の燃料集合体 RNAT.506214.016.03.05 の計 3 体の燃料集合体について、照射後試験を行った。これらの燃料集合体の照射後試験の主な結果は、次のとおりである。

- ① Gr-1、Gr-2、Gr-4 の MOX バイパック燃料集合体（ダクト）は、照射により炉心中心側に少し湾曲し、ダクトの面間距離が燃料ピンとの接触（BDI）で増加していることが認められたが、燃料取出に支障となる異常な変形、ダクト外面腐食等はなく、集合体構造としては健全であった。
- ② Gr-1、Gr-2、Gr-4 燃料集合体の燃料ピンの照射後非破壊試験の結果、燃料被覆管にスエリングによる外径増加があり、軸方向炉心中央面付近で最大約 4.8%であった。またスペーサワイヤとの接触によるオーバリティが認められた。ガンマ・スキニング試験の結果、Cs が低温側の燃料コラム下部に多く移動し蓄積していることが認められた。これらは照射に伴う通常の変化であり、また被覆管の内面腐食は小さく、全体として燃料ピンの健全性は保たれていた。
- ③ Gr-1、Gr-2 の燃料集合体中の一部の燃料ピンの燃料コラム下部に局所膨れが生じていたが、対策をした Gr-4 の燃料集合体の燃料ピンには局所膨れは認められなかった。
- ④ Gr-1 燃料集合体の燃料ピンの軸方向炉心中央面から採取した被覆管試料（62dpa）について機械的特性試験（550℃でのリング引張試験）を行った結果、非照射材（引張強さ約 650MPa、伸び約 13%）に対して照射後は引張強さ 243MPa、伸び 0%となっており、ChS-68 製被覆管は照射脆化が進んでいることが認められた。
- ⑤ 本事業で照射した 21 体の MOX バイパック燃料集合体（燃料ピン数:2,667 本）のうち、5 本の燃料ピンで漏洩が認められた（漏洩が認められた 5 本の燃料ピンに関する照射後試験結果は⑥～⑫参照）。その他の燃料ピンについては、一部の燃料ピンに局所膨れが認められたものの、照射中の漏洩、異常な腐食等は見られず健全性が維持された。
- ⑥ Gr-1 燃料集合体（505.020.02.04.01）の照射後試験の結果、漏洩が生じた燃料ピン No.26 の被覆管とスペーサワイヤとのスポット溶接箇所に溶接欠陥が認められた。
- ⑦ Gr-2 燃料集合体（505.020.01.07.03）の燃料ピン気密試験の結果、No.75、No.86、No.100 の 3 本の燃料ピンに漏洩が認められた。渦電流探傷検査（ECT）により欠陥信号が検出された燃料ピン No.86 の検出箇所について破壊試験を行った結果、被覆管内に製造時に生じたと推定される内部欠陥、介在物が認められた。3 本の燃料ピンについて詳細な外観観察等を行ったが、明確な貫通亀裂は見つからず漏洩箇所は特定できなかった。燃料ピン No.75 と No.100 については、燃料コラム下部に局所膨れが認められたが、漏洩箇所は特定できなかった。
- ⑧ Gr-2 燃料集合体（505.020.01.07.03）の漏洩が認められた燃料ピンの 1 本において、被覆管に直付けしたスペーサワイヤとのスポット溶接部に溶接欠陥が生じていたことが観察され、照射中に進展して貫通欠陥に至ったことが推定された。
- ⑨ Gr-4 燃料集合体（RNAT. 506214.016.03.05）の燃料ピン No.15 の軸方向炉心中央部で破損が生じた。燃料ピン No.15 に隣接する燃料ピン No.10 と No.20、及び燃料集合体中央の燃料ピン No.64 の破壊検査を実施したが、被覆管に内部欠陥、内面腐食、局所膨れ

等は見られず、健全な状態であった。また燃料ピン No.15 を除く他の燃料ピンの外観観察等でも異常は認められなかった。

- ⑩ Gr-4 燃料集合体 (RNAT. 506214.016.03.05) の燃料ピン No.15 のみに異常が発生し、漏洩・破損に至った原因について詳細検査を行った。その結果、破損箇所付近の被覆管内面に多くの亀裂があり、製造時にできたと思われる内部欠陥、介在物、硫黄等の不純物が認められた。また、EPMA の結果、燃料ピン内に照射中に開口部から侵入した Na 又は Na と燃料が反応した化合物と思われるものが認められた。
- ⑪ Gr-4 燃料集合体 (RNAT. 506214.016.03.05) の燃料ピン No.15 が破損した原因とプロセスは、被覆管製造時に生じた内部欠陥が照射中に進展し、被覆管の照射脆化、スエリングによる BDI での外力、FP ガス圧力等が重なって照射末期 (約 540EFPD) に貫通欠陥となり、希ガス及び DN を伴う漏洩が生じたと推定される。また、燃料ピン No.15 破損の起因としては、被覆管の初期内部欠陥のほか、MOX バイパック燃料ピンの特有の要因 (振動充填した燃料コラム内の MOX 顆粒とウランゲッターの不均一性等) も関係している可能性も考えられる。
- ⑫ Gr-4 燃料集合体 (RNAT. 506214.016.03.05) の照射中に観測された希ガスと DN のパルス信号がその後バックグラウンドより少し高いレベルまで低下し増加することなく継続したことから、照射中には開口欠陥が生じたものの大きな破損には至らなかったと考えられる。この開口欠陥部が大きく破損したのは、照射終了後に燃料集合体を原子炉から取り出した後の Na 洗浄、RIAR への輸送、RIAR での水プール内での取出し、PIE 施設での取扱中のいずれかの段階で外力が加わり、燃料ピン No.15 の破損が拡大・折損したものと推察される。

3) 不具合に対する対策

照射後試験で確認された不具合が発生した原因は幾つか考えられる。

しかし、燃料カラム下部の局所膨れ及び被覆管製造時に生じた内部欠陥が原因と考えられる漏洩については、7.1 章(3)項、(4)項で示した対策で対応可能である。つまり、燃料カラム下部の局所膨れに関しては、MOX 顆粒燃料とウランゲッターを均一に混合することで対応可能である。また、被覆管製造時に生じた内部欠陥が原因と考えられる漏洩については、エレクトロスタール社が開発した改良 ChS-68 被覆管を使用することで対応可能である。

被覆管に直付けしたスぺーサワイヤとのスポット溶接部の溶接欠陥に起因する漏洩については、被覆管に直付け溶接をしない構造とする対策が検討されている。つまり、スぺーサワイヤを被覆管に直接スポット溶接する構造から、スぺーサワイヤを上下の端栓部にスポット溶接する構造とし、また下部ブランケットストッパのスポット溶接を止めて被覆管内側に凸を付けて機械的に固定する構造に変更することが検討されている。

(3) FBR サイクル実用化戦略調査研究における MOX バイパック燃料技術の評価

原子力機構では、FBR サイクル実用化戦略調査研究フェーズ I を 1999 年～2001 年に実施し、FBR の核燃料サイクルシステムの候補技術の一つとして、熔融塩電解法 (酸化物電解法) により使用済燃料を再処理した後、電解析出させた U-Pu 混合析出物から MOX 顆粒燃料を製造し、被覆管に振動充填する燃料製造法 (振動充填法) により MOX 燃料集合体を製造するシステム技術を選定した。

フェーズⅡは 2001 年～2006 年に実施され、FBR サイクルに適用する 4 つの燃料サイクルシステム技術の候補概念について、安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性の観点から比較評価した。その結果、酸化物電解法と振動充填法を組み合わせた燃料サイクルシステム・技術は、次のとおり評価された。

注：[1] 平成 18 年度 第 16 回原子力委員会定例会議 配付資料 1-3「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡの成果（概要）」、原子力機構、日本原電、2006

- ① 使用済酸化物燃料から電気分解の原理によって UO_2 及び MOX を回収する酸化物電解法再処理、及び回収物を粉砕して得られる燃料顆粒を被覆管内に充填する振動充填法燃料製造は、金属電解法と同様に工程が簡素である。
- ② 経済性をはじめ、全ての設計要求に適合する可能性が示された。
- ③ MOX 回収や MA 回収などについては原理確認の途上にあり、塩素ガスや酸素ガスを使用することに起因する材料腐食への対策、遠隔保守・補修技術の開発、燃料顆粒の品質管理など、多くの技術課題がある。
- ④ 技術的実現性は他の概念に比べて低い。
- ⑤ 国内開発インフラの整備も必要であり、開発には長期を要する見込みである。

このため、日本における FBR 燃料サイクルシステムの実用化を目指す候補システム・技術としては、酸化物電解法と振動充填法を組み合わせた MOX バイパック燃料製造技術は採用されなかった。

(4) MOX バイパック燃料集合体の信頼性に係るまとめ

本事業で実施した 21 体の燃料集合体と本事業前に実施された 9 体の燃料集合体とを合せ、計 30 体（燃料ピン 3,810 本）の MOX バイパック燃料集合体の製造・照射実績が得られた。

MOX バイパック燃料の製造過程においては幾つかの不具合が発生し、また照射及び照射後試験過程において 6 本の燃料ピンに漏洩が生じたが、いずれも BN-600 の運転に支障を与えることなく、計画した全て燃焼サイクルまで照射することができた。つまり、合計 30 体の燃料集合体で使用されていた 3,810 本の燃料ピンの内、3804 本の燃料ピンの照射中の健全性は維持されており、MOX バイパック燃料集合体が高速炉（BN-600）に適用できることが実証された。

しかし、今後、BN-600 及び BN-800 において解体 Pu 処分のための燃料集合体として MOX バイパック燃料集合体を使用する場合、年間約 250 体の燃料集合体製造が必要であり、工業規模で安定した品質の燃料集合体を製造し供給する技術・装置の開発が必要である。

このため、製造過程で生じた不具合の防止、燃料被覆管の品質向上と品質管理、燃料ピン端栓溶接の品質管理、MOX 顆粒燃料及びウランゲッターの混合・分布の均一性の確保とその検査技術の改良が必要である。また、工業規模での量産のための工程管理、品質管理の確立が必要である。

更に、現在使用している被覆管材料 ChS-68 の耐照射損傷量は 83dpa 程度が使用限界であるので、今後の高燃焼度化に対応する燃料被覆管材料の開発・改良も必要である。

一方、原子力機構でも「将来の燃料サイクルシステム技術の一つとすること」、及び「ロシアの解体 Pu 処分に貢献すること」に MOX バイパック技術を適用するため、FBR サイクル実

用化戦略調査研究が行われた。しかし、検討の結果、様々な課題があることから、日本における FBR 燃料サイクルシステム・技術として採用することは見送られた。

3. ロシアの解体核処分に果たした意義

原子力機構は、動燃事業団・サイクル機構の時代から FBR の燃料製造技術の一つとしてバイパック燃料の研究開発を行ってきた。ロシアでは、RIAR が、熔融塩電解法（酸化物電解法）で製造した MOX 顆粒燃料を被覆管に振動充填するバイパック燃料製造技術を開発・実用化し、BOR-60 の標準燃料集合体の製造に用いて実績を蓄積していた。

一方で、米露の核軍縮に伴う解体 Pu の処分方法の一つとして、解体 Pu を使用した MOX バイパック燃料集合体を製造し、ロシアの高速炉で燃焼・処分するオプション（BN-600 バイパックオプション）が検討されていた。

このような背景から、2001 年に原子力機構（当時、サイクル機構）と RIAR は、MOX バイパック燃料集合体に関する共同研究契約を締結して、MOX バイパック燃料集合体の製造、BN-600 での照射試験、RIAR での照射後試験を実施し、高速炉への適用性・信頼性を実証・評価する研究を 2010 年まで行ってきた。この MOX バイパック燃料集合体信頼性実証試験等の結果は、前章までに述べたとおりである。

本章では 2011 年以降の、ロシアの解体 Pu 処分における MOX バイパック燃料オプションの位置付け、適用見通し等について示す。

3.1 解体 Pu 処分に関する米露協定の改定

(1) 2000 年米露協定改定に関する経緯

米露の余剰核兵器解体に伴い発生する解体 Pu を核兵器に再使用できない形に処分するための米露協定（2000 年米露協定）は、第 1 章で述べたように、2000 年 9 月に両国間で調印された。この時点の協定では、ロシアの解体 Pu 処分の基本シナリオとして、ロシア型軽水炉（VVER：4 基）、BN-600（フル MOX 炉心）及び BOR-60 で処分するとしていた。そして、2002 年 12 月に軽水炉を主体とし、解体 Pu を MOX ペレットにして処分することを優先することで米露が大枠合意した。

ところが、米露協力に関する賠償責任免除（協力した施設などで原子力事故が生じた場合に協力した国にその責任を問わないとする条項）について、どの範囲まで適用するか議論が米露間で続き、またロシア側の資金不足から解体 Pu 処分が進展しなかった。

2006 年頃になって、ようやく解体 Pu 処分の検討が再開されたが、ロシア側が VVER で処分する軽水炉オプションでは MOX ペレット燃料製造施設等に膨大な経費がかかるとして、その実施に難色を示した。このため、ロシアは、基本的目標としていた高速炉を中心としたクローズド燃料サイクルの確立に沿った高速炉オプションと高温ガス炉オプション（GT-MHR での処分）を提案し、米露間で検討が行われた⁹。高速炉オプションについては、BN-600 のハイブリッド炉心及びフル MOX 炉心、BN-800 のフル MOX 炉心での処分が検討され、使用する MOX 燃料については、MOX ペレット燃料及び MOX バイパック燃料が検討された。2006 年 7 月の米露共同声明では、BN-600 のハイブリッド炉心（MOX 燃料を 23% 入れた炉心）による解体 Pu 先行処分の検討を開始することが謳われた。

米露間での検討の結果、ロシアでの解体 Pu 処分に高速炉オプションを適用することが合意され、高速炉オプションを実施する場合の炉心条件、照射済み燃料の再処理に係る条件、ロシアに対する米国の資金協力等の詰めの協議を経て、2010 年 4 月に 2000 年米露協定改定の調印が行われた。

一方、解体 Pu 処分と直接的な関係はないが、米露が原子力分野での協力を行う場合、米国の原子力基本法第 123 条の規定により相手国との協定締結が必要とされている。この 123 協定は、2008 年 5 月に米露間でサインされ、米国議会に提出されたが、ロシアのグルジア侵攻、イランへの原子力発電所建設協力問題が起こったことから、米国議会での審議がストップし、ブッシュ大統領は 2008 年 9 月にこの 123 協定を一旦議会から引き上げた。その後、グルジア侵攻が終わったことを受け、2010 年 5 月にオバマ大統領は再度 123 協定を米国議会に提出し、2010 年 12 月に承認、2011 年 1 月に発効となった^[12]。

ロシア国内では、米国側の対応の進展を受け、解体 Pu 処分に関する 2000 年米露協定改定の国内手続きが進み、2011 年 5 月にロシア国会(下院)での批准手続き、2011 年 6 月にロシア大統領の承認がなされた。

これにより、米露両国内の 2000 年米露協定改定に関する手続きが終了し、米国のクリントン国務長官とロシアのラブロフ外務大臣の調印式を経て、2011 年 7 月 13 日に改定された協定が発効した^[14]。

(2) 改定された 2000 年米露協定の変更点

2011 年 7 月に発効した解体 Pu 処分に関する 2000 年米露協定改定において、改定された主な条項は次のとおりである^{[15], [16]}。

Article III : ロシアにおける解体 Pu 処分は、軽水炉オプションが除かれ、高速炉 (BN-600 と BN-800) と高温ガス炉 (GT-MHR) で処分する計画に変更する。また、BN-600 に関しては解体 Pu 処分を開始する前にブランケットを削除し、BN-800 に関しては解体 Pu 処分を行っている間は増殖比を 1 未満にする。

Article VI : 照射した燃料の再処理は、次の場合を除いて行わない。

- ・ BN-600 又は軽水炉で照射したウラン燃料の再処理により新たな兵器級 Pu の分離・蓄積が生じない場合。
- ・ クローズドサイクル技術の研究開発目的で行う BN-800 又は軽水炉の照射済み燃料の 30% までの再処理。但し新たな兵器級 Pu の分離・蓄積が生じない場合。

Article IX : 米国は、ロシアが行う解体 Pu 処分に 400 万ドルを提供する。(費用内訳は、ANNEX on Assistance の Attachment に記載されている。)

ANNEX : Technical Specification Section II では BN-600 と BN-800 の照射燃料の燃焼度を規定。

Key Program Elements で設定された目標工程では、BN-800 の建設は 2013～2014 年に、BN-600 の改造は 2013～2014 年に完了。MOX 燃料製造施設は 2011～2012 年に完成。解体 Pu 処分の開始は 2018 年。

(なお、米国側の解体 Pu 処分は、2016 年までに MOX ペレット燃料製造施設を完成させ、2018 年から軽水炉 (4 基) で処分を開始する工程としている。)

3.2 ロシア高速炉における解体 Pu 処分オプション

ロシアにおける解体 Pu 処分は、上述したように、高速炉 (BN-600, BN-800) で処分するとしている。

(1) BN-600 における解体 Pu 処分

BN-600 における解体 Pu 処分については、第 1 章で述べたように、ハイブリッド炉心、フル MOX 炉心の検討が日露共同研究として実施された。その結果、ハイブリッド炉心化（23%を MOX 燃料）は、技術的に問題はなく可能と評価された。フル MOX 炉心化は、燃料集合体構造の変更（上部ブランケットを Na プレナムに変更）、一次 Na 循環ポンプの改造等を行うことにより可能と評価された。

BN-600 自体に関しては、1980 年 4 月に運転を開始して以降、平均設備利用率約 74%で順調に運転されており、2010 年 4 月で運転期間が 30 年に達した。ベロヤルスク発電所では、BN-600 の運転寿命延長を図るためプラント機器の健全性評価、蒸気発生器の取り換え等を行い、更に 2020 年までの 10 年間の運転期間延長のライセンスを得た。また、2025 年までの延長可能性についても検討している^[17]。

BN-600 を使用して解体 Pu 処分を行う場合、ハイブリッド炉心では年間約 0.3ton、フル MOX 炉心では年間約 1.3ton の処分が可能になる。

2000 年米露協定では、BN-600 での解体 Pu 処分は 2007 年頃から開始する想定であった。しかしながら、前章で述べたように、BN-600 で解体 Pu 処分を実施するためには、ハイブリッド炉心ではブランケットの削除等を、フル MOX 炉心では燃料集合体構造の変更（上部 Na プレナム）及び一次系冷却ポンプの改造等を 2014 年までに行う必要がある。このような対策を実施した後、解体 Pu 処分を開始することができるようになるが、BN-600 の運転期間が限られているため、BN-600 において解体 Pu 処分を実施する可能性は低いと考えられる。つまり、ハイブリッド炉心では 0.3ton/年しか処分できないため有効性に疑問が残り、フル MOX 炉心では BN-600 の運転期間の制限から処分自体が開始できない可能性がある。

(2) BN-800 における解体 Pu 処分

BN-800 は、ベロヤルスク原子力発電所第 2 サイトで 2014 年の完成を目指して建設中である。2012 年 2 月現在、原子炉建屋等は地上 3 階レベルまで建設が進んでおり、原子炉容器等の主要機器の設置も並行して進んでいる^[18]。2012 年 2 月 17 日の Nuclear.ru の記事によると、原子炉周囲のガードベッセルの漏洩試験も終了し、2013 年 9 月に初臨界、2014 年第 1 四半期に運転開始としている。しかし、2012 年 1 月 26 日の Nuclear.ru のニュースでは初臨界を 2014 年 9 月と伝えており、建設工程が順調に進んでいるとは言えないようである^{[19], [20], [21], [22]}。

2000 年協定の改定版によると、BN-800 での解体 Pu の本格処分は 2018 年頃から開始し、全炉心に MOX 燃料を装荷すると、約 1.3ton/年の処分が可能になる。

しかしながら、次章で述べるように、BN-800 の MOX 燃料製造施設の建設が遅れており、2013 年または 2014 年までに全炉心分（約 570 体）の MOX 燃料の製造を完了させることができないため、初期炉心は、ウラン燃料と MOX 燃料（ペレット燃料とバイパック燃料）の混成炉心になるとのことである。従って、当初の BN-800 における解体 Pu 処分は、MOX 燃料の装荷割合によるが、1.3ton/年より下回る見込みである。

3.3 MOX バイパック燃料集合体による解体 Pu 処分の見通し（解体 Pu 処分に果たす役割）

解体 Pu 処分に使用する MOX 燃料集合体については、MOX ペレット燃料と MOX バイパック燃料のどちらを主体にするか、2000 年頃から関係機関の間で長く議論されてきた。2008

～2009年頃は、RIARが開発したMOXバイパック燃料を主体とし、MOXバイパック燃料の製造施設の検討も行われていたが、2012年現在は、MOXペレット燃料を主にする方向になっている。この状況に至るまでの経緯を以下に示す。

(1) 2009年までの状況

日本は1999年のG8サミットにおいて、運転実績が良好であるBN-600とRIARが開発したバイパック燃料技術を用いた燃料製造施設とを組み合わせ解体Pu処分を行うBN-600バイパックオプションを提案した。しかし、MOXバイパック燃料の製造とBOR-600での照射実績は多くあるもののBN-600での照射実績が少ないことから、旧動燃事業団はロシアと共同してBN-600での3体のMOXバイパック燃料集合体の先行照射試験、BN-600のハイブリッド炉心及びフルMOX炉心の解析、RIARのバイパック燃料製造施設の改造(約50体/年の製造能力)等を実施した。また、2004年度からは文部科学省の委託事業として21体のMOXバイパック燃料を照射することによる信頼性実証試験が開始された^[23]。その結果、2008年～2009年頃には、ロシアでの解体Pu処分は、MOXバイパック燃料を使用して高速炉で処分する方法(バイパックオプション)を主に進める方向になった^{[24], [25]}。

しかし、BN-600における21体のMOXバイパック燃料集合体の照射試験において、5本の燃料ピンに漏洩が生じ、そのうちの1本の燃料ピンが破損する事象が発生した。前章に述べたように、この原因は被覆管の製造欠陥に起因するものと結論付けられたが、ロシア側はバイパック燃料の照射信頼性について更に追加試験を行うこととし、日本側は耐照射性能が良いPNC316被覆管を提供し、ロシア側のChS-68被覆管と合わせて追加試験を行うことを提案した。しかし、2012年2月現在、種々の事情により、日本側からの被覆管材料の提供は行われていない^{[26], [27]}。

(2) 2010年～2011年の間の変化

RIARは、2010年5月のIAEAの会議において、BN-800に装荷するMOX燃料の製造・再処理にはRIARが開発したバイパック燃料技術と乾式再処理を基本技術として適用し、年間燃料交換本数の最大30%(3.5～4tonMOX/年)を製造する計画を発表している^[28]。

一方、Rosatomは、BN-600でのMOXバイパック燃料集合体の照射試験において漏洩が生じた燃料ピンが発生したことから、MOXバイパック燃料の信頼性の確認するための更なる試験が必要であると考えていた。このため、BN-600及びBN-800での解体Pu処分にMOXバイパック燃料を使用するという当初の方針を変更し、ペレット燃料を主とする方針に切り替えようとしていた。

加えて、BN-800の炉心燃料は、前章で述べたように、全炉心にMOX燃料を装荷する計画であったが、MOX燃料製造施設の建設が遅れているため、初期炉心の燃料は、ウランペレット燃料とMOX燃料(ペレット燃料とバイパック燃料)の混成炉心(ハイブリッド炉心)にすることが検討されている。

ロシア側が、BN-800の燃料をMOXバイパック燃料主体からMOXペレット燃料主体に変わってきた理由・状況は、次の通りである。

- ① IPFM (International Panel Fissile Materials) の2010年8月30日の記事によると、
「RosatomはBN-800の初期炉心をウラン燃料とMOXペレット燃料及びMOXバイパ

ック燃料とすることを検討している。MOX バイパック燃料は、100 体を RIAR で製造し、MOX ペレット燃料は Mayak で製造する。現時点で、Rosatom が全炉心に MOX バイパック燃料を使用するかは不確かである」と発表されている。

- ② Nuclear.ru の 2011 年 5 月 30 日の記事によると、MCC (Mining-Chemical Combine : 鉱業化学コンビナート) の Gavrilov 所長がインタビューに対し、「MCC ではバイパック燃料製造とペレット燃料製造について検討してきた。最近、フランスの MELOX の MOX 燃料製造施設の視察も行った。MCC では MOX ペレット燃料製造に関心があり、2014 年に製造を開始するスケジュールを考えている」と答えている。
- ③ Nuclear.ru の 2011 年 6 月 2 日の記事によると、Rosatom のアレキサンダー・ロキシン 第一次官は、「BN-800 の初期段階は、混合炉心 (バイパック燃料、ペレット燃料、ウラン燃料) で運転される。異なる燃料の挙動によって、どちらに進むかを決定する。最初の計画では、MOX バイパック燃料を使用する計画であったが、(バイパック燃料の) 全ての問題を取り除くには時間が足りない上、炉心のより多くの部分に燃料装荷するには MOX バイパック燃料製造施設の規模に問題がある。このため、混成炉心を使用することが決定された。」と述べている^[31]。
- ④ また、ロキシン 第一次官は、「BN-800 の建設は、全力で行われており、2013 年までに完成するであろう。しかしながら、原子炉は燃料なしで運転できないので、最初は混成炉心が使用されるであろう。運転中はこれらの燃料又は他の燃料が追加で装荷される。バイパック燃料の最初のバッチは、RIAR で製造されるであろう。製造サイトは、次の 5 年間で特定される。」と述べている^[31]。
- ⑤ 更に、ロキシン 第一次官は、「最初の段階では、MCC が、MOX ペレット燃料の製造ホストになる競争に勝った。しかし、近い将来、この競争が再び起こると予想している。高速中性子炉を用いる閉じた核燃料サイクルの基本的原則として、BN 炉の燃料のリサイクルと製造を行う施設は、原子炉と同一サイトにあるべきである。これは 20 年から 25 年先になるであろう。」と付け加えた^[31]。

(3) 現時点 (2011 年末～2012 年初頭) の状況

Nuclear.ru の 2011 年 12 月 6 日のニュースによると、BN-800 の炉心と燃料について BN-800 建設プログラム責任者の Oleg Saraev 所長は、2011 年 12 月 6 日にモスクワで開催された原子力産業供給者フォーラム ATOMEX2011 において、次のように述べている^[32]。

「PA Mayak の Paketsi 施設で MOX ペレット燃料製造を行っており、2011 年末前までに BN-800 燃料ピンへの装填が開始されるであろう。BN-800 は、運転初期は、酸化ウラン燃料、MOX ペレット燃料、MOX バイパック燃料の混成炉心 (ハイブリッド炉心) になるであろう。MOX 燃料混成炉心に、最初に装荷するペレットと燃料棒は、PA Mayak で製造され、燃料集合体は RIAR で製造される。RIAR は、バイパック燃料も製造する。

将来技術のバイパック燃料技術は、ペレット燃料技術に比べ、幾つかの優位点がある。しかし、残念なことに、本技術の現状では、設計燃焼度を達成するようにすることができなかった。BN-800 の混成炉心に使用されるバイパック燃料は、BN-600 で実施された試験結果により支持されている。もし BN-800 混成炉心の中のバイパック燃料が、我々が期待している結果を実証できれば、この技術は明らかに更に発展するであろう。

BN-800 の全炉心を MOX ペレット燃料にシフトするため、年産約 400 体の燃料集合体を

商業ベースで製造するための製造ラインが MCC に設置される予定である。この製造ラインを 2014 年後期に立ち上げ、BN-800 のフル MOX 炉心を 2017 年前に完成すべく、MOX 炉心の形成プロセスが開始する。そして、解体 Pu 処分に関する米国との合意書に記載されているように、2018 年から、炉心は、兵器級プルトニウムを使用して形成されるであろう。サラエフ氏によると、Paket 施設のアップグレードへの投資額を条件に、Mayak での MOX 燃料製造は継続されるであろう。

このこと（Paket 施設での製造）は、MCC での MOX 燃料製造が何らかの理由で遅れる場合、2015 年及び 2016 年の一部にかけての（製造遅れ）リスクを補償することを許容するであろう。もし何も遅れがない場合は、PA Mayak は、BN-600 の混成炉心の（MOX 燃料）製造を行うことができる。このケースでは、BN-600 は、本質的に、増殖ブランケットからのプルトニウムを使用して運転が可能である。」

3.4 まとめ

以上に示したように、高速炉（BN-600 及び BN-800）で解体 Pu 処分に使用する MOX 燃料は、2009 年頃までは MOX バイパック燃料とされていたが、BN-600 での照射試験の結果、漏洩が生じた燃料ピンがあったことから、更にその信頼性を実証する試験が必要とされ、ロシア側は BN-600 での追加試験を行っている。

BN-800 の建設プロジェクト責任者の Saraev 所長が述べているように、ロシア側は、MOX バイパック燃料について、「将来技術のバイパック燃料技術は、ペレット燃料技術に比べ、幾つかの優位点がある。しかし、残念なことに、本技術の現状では、設計燃焼度を達成するようにすることができなかった。BN-800 の混成炉心に使用されるバイパック燃料は、BN-600 で実施された試験結果により支持されている。もし BN-800 混成炉心の中のバイパック燃料が、我々が期待している結果を実証できれば、この技術は明らかに更に発展するであろう。」と評価している。

現時点では、MOX バイパック燃料は、解体 Pu 処分に適用する燃料として最有力候補の位置付けとなっていないが、BN-800 の初期炉心燃料の一部としては製造・装荷する計画である。2014 年までに製造・装荷されるバイパック燃料の数量に関する情報はないが、原子力機構が RIAR との共同研究の一つとして実施した RIAR のバイパック燃料製造装置を使用すれば、年間約 50 体の MOX バイパック燃料集合体の製造が可能である。

これまでの MOX バイパック燃料に関する原子力機構とロシア側の日露協力の成果が生かされ、解体 Pu 処分に貢献することを期待したい。

謝 辞

本報告書を纏めるに際して、核不拡散・核セキュリティ総合支援センター基盤整備支援室の川太徳夫技術主席兼室長には、ロシア国内研究所との共同研究の経緯及びMOXバイパック燃料集合体の信頼性実証試験の概要、原子力機構内に残された研究成果等について、貴重な情報と助言を頂きましたことを、厚く感謝申し上げます。

また、お忙しいなか、本報告書の査読を引き受けて下さった、原科研福島技術開発特別チーム計量管理技術開発グループの堀啓一郎グループリーダーについて、御礼申し上げます。

参考文献

- [1] Hugh M. MacLeod, Geoffrey Yates, “Development of Mixed-Oxide Fuel Manufacture in The United Kingdom and The Influence of Fuel Characteristics on Irradiation Performance”, Nuclear Technology, Vol.102, (1993)
- [2] R. Herbig, K. Rudolph et al., “Vibrocompacted fuel for the liquid metal reactor BOR-60”, Journal of Nuclear Materials, Vol.204, (1993)
- [3] 富田豊、重留義明、木原義之、”照射試験用スフェアパック及びバイパック燃料の製造 (JNC/PSI/NRG 共同研究) ”、サイクル機構技報 No.24 (2004)
- [4] 中村雅弘、小澤隆之、森平正之、木原義之、”振動充填燃料開発に関するスイス PSI・オランダ NRG との共同研究成果報告書(II)-照射試験及び照射後試験-” (Report of the Collaboration Project for Research and Development of Sphere-pac Fuel among JNC-PSI-NRG (II)-Irradiation Tests and Post Irradiation Examinations-) 、日本原子力研究開発機構、JAEA-Research 2006-028
- [5] 鈎孝幸、佐藤和二郎、佐賀山豊、小島久雄、”高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究の概要”、サイクル機構技報 No.12 別冊 (2001)
- [6] A.A. Maershin, “バイパック酸化物燃料ピン”, 2005 年
- [7] A.A. Mayorshin, et al., “RIAR Experience in the Field of Vibropac Fuel Use in Fast Reactor”, Proc. Global 2005, Tsukuba, Japan, Oct. 2005
- [8] 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
- [9] 舟田敏雄、庄野彰他、”ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分協力の現状”、サイクル機構技報、No.14 (2002)
- [10] 川太徳夫他、”BN600 フル MOX 化のためのフィージビリティスタディ”、サイクル機構技報、No.19 (2003)
- [11] 原子力機構ホームページ「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分ー協力の歴史ー諸外国の取組み」、<http://www.jaea.go.jp/04/np/russia/03history/03-1.html>
- [12] U.S.-Russian Civilian Nuclear Cooperation Agreement: Issues for Congress, Mary Beth Nikitin, Analyst in Nonproliferation, January 11, 2011
- [13] Russian parliament ratified plutonium disposition agreement (Nuclear.ru の 2011 年 5 月 25 日の記事)
- [14] U.S., Russia Reaffirm Commitment to Dispose of Enough Plutonium for 17,000 Nuclear Weapons (NNSA News Release, 2011 年 7 月 13 日の記事)
- [15] Protocol of PMDA amended by 2010
- [16] V. Rybachenkov, Disposition of excess weapon grade plutonium - Problems and prospects, January 17, 2012
- [17] BN-600 renewed license may be extended to 5 more years (Nuclrear.ru の 2010 年 6 月 11 日の記事)
- [18] BN-800 のプラント概要、Atomenergoproect、2011 年
- [19] First criticality of BN-800 at Beloyarsk set for September 2013 (Nuclear.ru の 2011 年

- 12月6日の記事)
- [20] SPb AEP to finish writing BN-800 design documentation this year (Nuclear.ru の2012年1月26日の記事)
 - [21] BN-800 guard tank tests carried out at Beloyarsk N-plant (Nuclear.ru の2012年1月26日の記事)
 - [22] Three more fast reactors may be built on Beloyarsk site (Nuclear.ru の2012年1月26日の記事)
 - [23] A.A. Mayorshin, et al, Demonstration Experiment on Irradiation of Vibripac MOX FA in the BN-600 Reactor, Global 2007 Proceeding
 - [24] A. Bychkov, et al, Current Status of Development in Dry Pyrochemical Technology of Spent Nuclear Fuel Reprocessing, 神戸シンポジウム, 2008年
 - [25] L. Zabudko, V. Kisly, et al, Fuels for advanced sodium cooled fast reactors in Russia: state-of-art and prospects, FR09, 2009
 - [26] V. Kisly, T. Funada, Y. Kasai, et al, Progress of Demonstration Irradiation of Vibro-packed MOX Fuel Assemblies in the BN-600 Reactor, FR09 IAEA Proceedings, Paper No. of Poster IAEA-CN-176-07-16P, 2009年
 - [27] 舟田敏雄、千崎雅生、米露余剩核兵器解体プルトニウム処分の現状と日本の協力、第30回核物質管理学会、2009年
 - [28] A. Bychkov, Experience on Fast Reactor MOX Fuel dry reprocessing for Closed Cycle, IAEA International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, 2010年5月
 - [29] Rosatom set to manufacture MOX fuel at Zheleznogorsk (IPFM の2010年8月30日の記事)
 - [30] Closing the fuel cycle (Nuclear.ru の2011年5月30日の記事)
 - [31] Cost of setting up MOX-fuel production amounts to US\$250m (Nuclear.ru の2011年6月2日の記事)
 - [32] Mayak to start charging BN-800 fuel rods before this yearend (Nuclear.ru の2011年12月6日の記事)

付録1 成果一覧

○学術雑誌

- ・ T. Hazama, et al, “Verification of a Nuclear Analysis System for Fast Reactor using BFS-62 Critical Experiment”, J.of Nucl.Sci.& Tech., Vol.41, No.12, (2004).
- ・ G. Manturov, et al, “Effects of Nuclear Data Library on BFS and ZPPR keff Analysis Results”, Nucl. Sci. & Eng., Vol. 144 (2003).

○機構内報告書

- ・ 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. 07.
- ・ S. Bednyakov, et al, ” PROMILLE Database as a Part of JNC Reactor Physics Analytical System for BFS-2 Fast Critical Facility Experiments Analysis”, JNC TN9400 2001-040, 2000. 12.
- ・ 船曳他、“BN 及び BFS 炉心解析システムの整備”、JNC TJ9400 2001-008, 2001. 03.
- ・ G. Manturov, et al, “Effects of Nuclear Data Library on BFS and ZPPR Fast Reactor Core Analysis Results Part 1 : ZPPR Analysis Results”, JNC TN9400 2001-069, 2001. 05.
- ・ 石川真他、“高速炉用統合炉定数 ADJ2000 の作成”、JNC TN9400 2001-071, 2001. 06.
- ・ G. Manturov, et al, “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. 11.
- ・ 船曳他、“BN 及び BFS 炉心解析システムの整備(II)”、JNC TJ9410 2002-001, 2002. 03.
- ・ 杉野和輝他、BFS 臨界実験解析“BFS-62-1 及び 62-2 炉心の解析”、JNC TN9400 2002-008、2002.04
- ・ 羽様平他、BFS 臨界実験解析“BFS-62-3A 及び 62-4 炉心の解析”、JNC TN9400 2002-036、2002.06
- ・ M. Semenov et al, “Analysis Results on BFS-62-3A Experiment Using IPPE Standard System”, JNC TN9400 2002-037, 2002.06
- ・ 羽様平他、“高速炉用統合炉定数 ADJ2000R の作成”、JNC TN9400 2002-064、2002.11
- ・ M. Semenov et al, “Effects of Existing Evaluated Nuclear Data Files on Neutronics Characteristics of the BFS-62-3A Critical Assembly Benchmark Model”, JNC TN9400 2002-063, 2002.11
- ・ 宇都成昭他、“BN-600 ハイブリッド炉心の設計検討(I) ー我が国の手法による炉心核熱特性評価ー”、JNC TN9400 2003-040、2003.06
- ・ 千葉豪他、“高速炉体系における JENDL-3.3 の積分テスト”、JNC TN9400 2003-046、2003.05
- ・ 庄野彰他、“BN-600 ハイブリッド炉心の核設計精度評価結果”、JNC TN9400 2003-074、2003.08
- ・ 杉野和輝他、“BN-600 ハイブリッド炉心の設計検討(II) ー我が国の手法による燃料健全性評価及び炉心核特性評価ー”、JNC TN9400 2004-042、2004.08

- ・ 羽様平他、“BFS 臨界実験解析－BFS-62-5 及び 66-1 炉心の解析－”、JNC TN9400 2005-011、2004.10

○国内外口頭発表

- ・ Aiji YAMATO, et al, “The Present Status of Japanese Cooperation on Russian Surplus Weapons Plutonium Disposition”, The 6th Annual International Policy Forum (米国 Washington)、1999.06.
- ・ Aiji YAMATO, et al, “The Present Status of International Cooperation Pertaining to Russian Excess Weapons Plutonium Disposition by Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC)”, The 1st Annual JNC International Forum on the Peaceful Use of Nuclear Energy, 1999.02.
- ・ Aiji 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、2000.02.
- ・ 内藤明礼他、「ロシア解体プルトニウム処分への協力(1)目的、全体計画」、日本原子力学会春の年会（松山）、2000.03.
- ・ 山口隆司他、「ロシア解体プルトニウム処分への協力(2)フェーズ 1（BN-600 炉心変更）」、日本原子力学会春の年会（松山）、2000.03.
- ・ 宮本寛他、「ロシア解体プルトニウム処分への協力(3)フェーズ 1（MOX バイパック燃料製造）」、日本原子力学会春の年会（松山）、2000.03.
- ・ Aiji YAMATO, et al, “BN-600 Vibro-packed Fuel Option for Russian Surplus Weapons Plutonium Disposition”, The 7th Annual International Policy Forum (米国 Alexandria), 2000.09.
- ・ 杉野和輝他、「BFS 臨界実験解析(III) BFS-62-1 炉心の解析結果」、日本原子力学会秋の大会（青森）、2000.09.
- ・ Aiji YAMATO, et al, “The Present Status of JNC's International Cooperation for the Disposition of Russian Surplus Weapons Plutonium”, The 3rd Annual JNC International Forum on the Peaceful Use of Nuclear Energy, 2001.02
- ・ Kiyonori ARATANI, et al, “International Cooperation pertaining to Russian Surplus Weapons Plutonium Disposition”, 日本原子力学会春の年会（東京）、総合報告 5「解体核プルトニウム処分」、2001.03.
- ・ David L. MOSES, “Plutonium Disposition in Russia using the BN-600 Reactor and Vibrationally-Compacted (VIPAC) MOX Fuel”, ORNL, 日本原子力学会春の年会（東京）、総合報告 5「解体核プルトニウム処分」、2001.03.
- ・ Akira SHONO, et al, “BFS-2 Critical Experiment and Analysis on MOX-Fuelled BN-600 Core”, 日本原子力学会春の年会（東京）、総合報告 5「解体核プルトニウム処分」、2001.03.
- ・ A.A. MAYORSHIN, “MOX-Fuel Production using Vibropacking Technology”, RIAR, 日本原子力学会春の年会（東京）、総合報告 5「解体核プルトニウム処分」、2001.03.
- ・ Kiyonori ARATANI, “BN600 Vibro-packed Fuel Option and Cost Efficient Scenario (Russian Surplus Weapons Plutonium Disposition), American Nuclear Society Annual Meeting (米国 Milwaukee) , 2001.06

- ・ Norio KAWATA, “The Present Status of JNC's International Cooperation for the Disposition of Russian Surplus Weapons Plutonium”, Proceedings of the 15th ACT Transcultural Seminar in Okinawa, 2001.07
- ・ 庄野彰、“BFS 臨界実験解析(IV) IPPE 共同研究の全体概要と進捗状況”、日本原子力学会秋の大会（北海道）、2001.09
- ・ 杉野和輝、“BFS 臨界実験解析(V) BFS-62-1 及び 62-2 炉心の解析”、日本原子力学会秋の大会（北海道）、2001.09
- ・ G. MANTUROV、“BFS 臨界実験解析(VI) Effects of Nuclear Data Library on BFS and ZPPR Core Analysis Results”、日本原子力学会秋の大会（北海道）、2001.09
- ・ 佐藤若英、“BFS 臨界実験解析(VII) BFS 炉心と他炉心の整合性評価”、日本原子力学会秋の大会（北海道）、2001.09
- ・ Kiyonori ARATANI, “BN-600 Vibro-packed Fuel Option”, The 8th Annual International Policy Forum (米国 Washington), 2001.09
- ・ 舟田敏雄、“高速炉 BN-600 とバイパック燃料を用いた協力の概要”、日本原子力学会春の年会（神戸）総合報告 4「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分」〔一般公開〕(1)高速炉オプション、2002.03.
- ・ 庄野彰、“BSF-2 臨界実験解析に関する IPPE 共同研究の進捗状況”、日本原子力学会春の年会（神戸）総合報告 4「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分」〔一般公開〕、2002.03.
- ・ 浅賀健男、“BN-600 用 MOX バイパック燃料集合体三体の製造及び照射試験”、日本原子力学会春の年会（神戸）総合報告 4「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分」〔一般公開〕、2002.03.
- ・ 亀井孝信、“BN-600 部分 MOX 化炉心の設計”、日本原子力学会春の年会（神戸）総合報告 4「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分」〔一般公開〕、2002.03.
- ・ 石田政義、“BN-600 部分 MOX 化炉心の安全解析”、日本原子力学会春の年会（神戸）総合報告 4「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分」〔一般公開〕、2002.03.
- ・ 坪井靖、“BN-600 部分 MOX 化炉心用 MOX バイパック燃料製造施設改造”、日本原子力学会春の年会（神戸）総合報告 4「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分」〔一般公開〕、2002.03.
- ・ Aiji YAMATO, “Effectiveness & Achievement of BN600 Vibro-packed Fuel Option”, The 9th Annual International Policy Forum (米国 Washington), 2002.07.
- ・ 岩井武彦、“BFS 臨界実験解析 (VIII) サイクル機構標準システムによる BFS-62 炉心の実験解析結果”、日本原子力学会秋の大会（いわき）、2002.09.
- ・ M. SEMENOV, “BFS 臨界実験解析 (IX) Experimental Analysis Results on BFS-62-3A Using IPPE Standard System”, 日本原子力学会秋の大会（いわき）、2002.09.
- ・ 羽様平、“BFS 臨界実験解析(X) BFS-62-3A 炉心の詳細解析結果”、日本原子力学会秋の大会（いわき）、2002.09.
- ・ A. KOCHETKOV, “BN-600 Hybrid Core Mock-up at BFS-2 Critical Facility”, PHYSOR2002 (韓国 Seoul), 2002.10.
- ・ A. SHONO, “Experimental Analysis Results on BN-600 Mock-up Core Characteristics at the BFS-2 Critical Facility”, 日本原子力学会秋の大会（いわき）、2002.09.

- ・ Aiji YAMATO, “The Status of Current JNC Cooperation with Russian Institutes on Surplus Weapons Plutonium Disposition”, The 4th Annual JNC International Forum on the Peaceful Use of Nuclear Energy, 2003.02
- ・ 新谷聖法, “1) 全体概要ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分の概要”、日本原子力学会春の年会（佐世保）総合講演 4. 「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分」[一般公開] (1)ロシア解体プル処分の現状、2003.03.
- ・ 川太徳夫, “2) 高速炉による処分 BN600 バイパック燃料オプションの全容と協力の現状”、日本原子力学会春の年会（佐世保）総合講演 4. 「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分」[一般公開]、2003.03.
- ・ 庄野彰, “2) 高速炉による処分 BN600 炉心を模擬した BFS-2 臨界実験の解析結果”、日本原子力学会春の年会（佐世保）総合講演 4. 「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分」[一般公開]、2003.03.
- ・ 舟田敏雄, “2) 高速炉による処分 BN600 フルMOX化のフィージビリティスタディ”、日本原子力学会春の年会（佐世保）総合講演 4. 「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分」[一般公開]、2003.03.
- ・ 庄野彰, “BFS 臨界実験解析(XI)BN-600 ハイブリッド炉心の核設計精度評価結果の概要”、日本原子力学会秋の大会（静岡）、2003.09.
- ・ 佐藤若英, “BFS 臨界実験解析(XII) BN-600 ハイブリッド炉心の核設計精度評価結果の詳細分析”、日本原子力学会秋の大会（静岡）、2003.09.
- ・ Aiji YAMATO, “Present Status and Future Prospects of JNC and Russian Institutes Collaboration”, Proceedings of the 17th ACT Transcultural Seminar in Zao, 2003.10.
- ・ Toshio FUNADA, “Russian Surplus Weapons Plutonium Disposition by Using BN-600 and Vibro-packed MOX Fuel”, Global 2003（米国 New Orleans）, 2003.11.
- ・ 川太徳夫, “BN600 バイパックオプションの協力の概要”、日本原子力学会春の年会（岡山）ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分(1)BN600 バイパック燃料オプション、2004.03.
- ・ 庄野彰, “BFS 臨界実験を反映した BN600 ハイブリッド炉心の核設計精度評価”、日本原子力学会春の年会（岡山）ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分、2004.03.
- ・ 石井徹哉, “MOX 振動充填燃料集合体三体のデモ照射実験共同研究成果”、日本原子力学会春の年会（岡山）ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分、2004.03.
- ・ 杉野和輝, “BN600 ハイブリッド炉心の設計”、日本原子力学会春の年会（岡山）ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分、2004.03.
- ・ 石田政義, “BN600 ハイブリッド炉心の安全解析”、日本原子力学会春の年会（岡山）ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分、2004.03.
- ・ 石井克典, “解体核プルトニウム処分の為の MOX 振動充填燃料製造施設改造”、日本原子力学会春の年会（岡山）ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分、2004.03.
- ・ 岩井武彦, “BFS 臨界実験解析(XIV) BFS-62-5 及び 66-1 炉心の解析結果”、日本原子力学会春の年会（岡山）ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分、2004.03.
- ・ 羽様平, “BFS 臨界実験解析(XV) BN-600 模擬体系に関する実験解析の総合評価”、日本原子力学会春の年会（岡山）ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分、2004.03.

- ・ A. SHONO, “Reduction of Cross-Section-Induced Errors of the BN-600 Hybrid Core Nuclear Parameters by Using BFS-62 Critical Experiment Data”, PHYSOR2004 (米国 Chicago) , 2004.04.
- ・ G. MANTUROV, “Uncertainty Analysis Results on BN-600 Hybrid Core Nuclear Physics Characteristics”, PHYSOR2004 (米国 Chicago) , 2004.04.
- ・ 中川雅俊, “BN-600 炉の ULOF 下時の炉心径方向膨張反応度解析”、日本原子力学会秋の大会 (京都)、2004.09.
- ・ Tomio KAWATA, “The Japanese-Russian Collaboration on the BN-600 Reactor”, 10th Annual International Nuclear Materials Policy Forum, 2004.12.
- ・ 川太徳夫, “(1) BN600 バイパック燃料オプションの概要”、日本原子力学会春の年会 (東海大学) ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分 (BN600 バイパック燃料オプション、2005.03.
- ・ 丹羽元, “(2) BN600 用ハイブリッド炉心の安全評価”、日本原子力学会春の年会 (東海大学) ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分、2005.03.
- ・ 石井徹哉, “(3) BN600 用 MOX バイパック燃料集合体 3 体の製造及び照射試験”、日本原子力学会春の年会 (東海大学) ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分、2005.03.
- ・ 根本潤一, “高速炉用振動充填燃料の照射挙動解析コード CEDER-VIPAC の開発 (I) : 定常運転時の熱的挙動解析” 日本原子力学会春の年会 (原子力機構大洗) (2006 年 3 月)
- ・ 川太徳夫, “ロシア解体プルトニウム処分の現状と見通し”、核物質管理学会日本支部年次大会、(2006 年 11 月)
- ・ 川太徳夫, “ロシア解体プルトニウム処分 (BN600 バイパックオプションの技術開発 [JAEA])”、The International Nuclear Nonproliferation Science and Technology Forum、(2006 年 5 月)
- ・ 川太徳夫, “ロシア解体プルトニウム処分 (高速炉燃焼処分による国際貢献)”、(2006 年 5 月)

○一般解説等

- ・ 三島毅他、特集 余剰核兵器解体プルトニウム処分「日本の協力の可能性」エネルギーレビュー (1997 年 12 月発行) ((株) エネルギーレビューセンター 発刊)
- ・ 新谷聖法、「余剰核兵器解体プルトニウム処分へのアプローチ」月刊エネルギー、Vol.31 No.6 (1998 年 6 月発行)
- ・ 新谷聖法、「バイパック方式で燃料づくり 高速炉 BN-600 で燃やす」月刊エネルギー Vol.33 No.10 (2000 年 10 月発行) (日本工業新聞社 発刊)
- ・ 大和愛司、「ロシアの解体プルトニウムは燃焼を主に」、Plutonium No.35 (季刊 2001 年秋号) ((社)原子燃料政策研究会 発刊)
- ・ 「トピックス：ロシアの解体プルトニウム処分に協力しています」、さいくる No.12 (季刊 2002 年 1 月発行) (核燃料サイクル開発機構 発刊)
- ・ 舟田敏雄他、「ロシア余剰核兵器プルトニウム処分協力の現状、サイクル機構技報 No.14 (2002 年 3 月発行) (核燃料サイクル開発機構 発刊)

- ・ 舟田敏雄他、「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分協力・バイパック MOX 燃料を用いた燃焼処分技術の現状」日本原子力学会誌 Vol.44, No6 (2002 年 6 月発行)、(日本原子力学会 発刊)
- ・ 新谷聖法他、「ロシアの核兵器解体プルトニウムを高速炉 BN-600 で燃焼」Plutonium No.38 (季刊 2002 年夏号) ((社)原子燃料政策研究会 発刊)
- ・ 川太徳夫、「日露協力によるロシア解体プルトニウム処分について・BN600 バイパック燃料オプション」、Science & Technology Journal 第 11 巻第 10 号 (2002 年 10 月発行) ((財)科学技術広報財団 発刊)
- ・ 川太徳夫他、「BN600 フル MOX 化のためのフィージビリティスタディ」サイクル機構技報 No.19 (2003 年 6 月発行) (核燃料サイクル開発機構 発刊)
- ・ 大和愛司、「ロシア核兵器解体プルトニウムの処分協力についてー現状と今後の進め方ー」、原子力 eye Vol.49, No.9 (2003 年 9 月発行) (日刊工業新聞社 発刊)
- ・ 川太徳夫、「ロシア核兵器プルトニウムの平和利用 最も安全で効率的な利用を目指して」、月刊エネルギー Vol.38, No.6 (2005 年 6 月発行) (日刊工業新聞社 発刊)
- ・ 「解体プルトニウムの協力支援で、バイパック燃料の健全性を確認しました」、さいくる No.26 (季刊 2005 年 8 月発行) (核燃料サイクル開発機構 発刊)
- ・ 川太徳夫、「余剰核兵器プルトニウムの処分・利用」、核物質管理センターニュース Vol.35 No.2 (2006 年 2 月発行) (核物質管理センター 発刊)
- ・ 舟田敏雄他、「ロシア余剰核兵器解体プルトニウム処分の現状と日本の協力」、日本原子力学会誌 Vol.50, No11 (2008 年 11 月発行) (日本原子力学会 発刊)

以上

付録2 BN600 バイバックオプションの技術

現状技術で達成可能な解体プルトニウムの処分方法として、BN600 バイバックオプションによる処分方法の概念を模式的に図に示す。

BN600 バイバックオプションは、核弾頭解体後の金属プルトニウムを乾式法による転換の後、振動充填法によりバイバック MOX 燃料として、ロシアの高速炉 BN600 で燃焼処分しようという方法。この燃料製造技術は、将来の原子力のエネルギー利用を考えた場合、有力な選択肢の一つ。原子力機構は、解体プルトニウムの処分に協力するとともに、先進的な燃料サイクル技術について研究を進め、燃料のコストダウンと高度化を目指している。

最も実績のある方法としては、従来の MOX 燃料製造技術の主流である工程（湿式転換工程）を経て、プルトニウムの酸化物（PuO₂）を作り、ペレット燃料製造技術を用いて MOX ペレット燃料に加工し、これを軽水炉等で燃焼する（プルサーマル）方法がある。これらの軽水炉（VVER1000）、高速炉（BN600）で燃焼された燃料は、現在の計画ではクラスノヤルスクに使用済み燃料貯蔵施設を建設し、全体の処分が終了するまでここに貯蔵されることになっている。

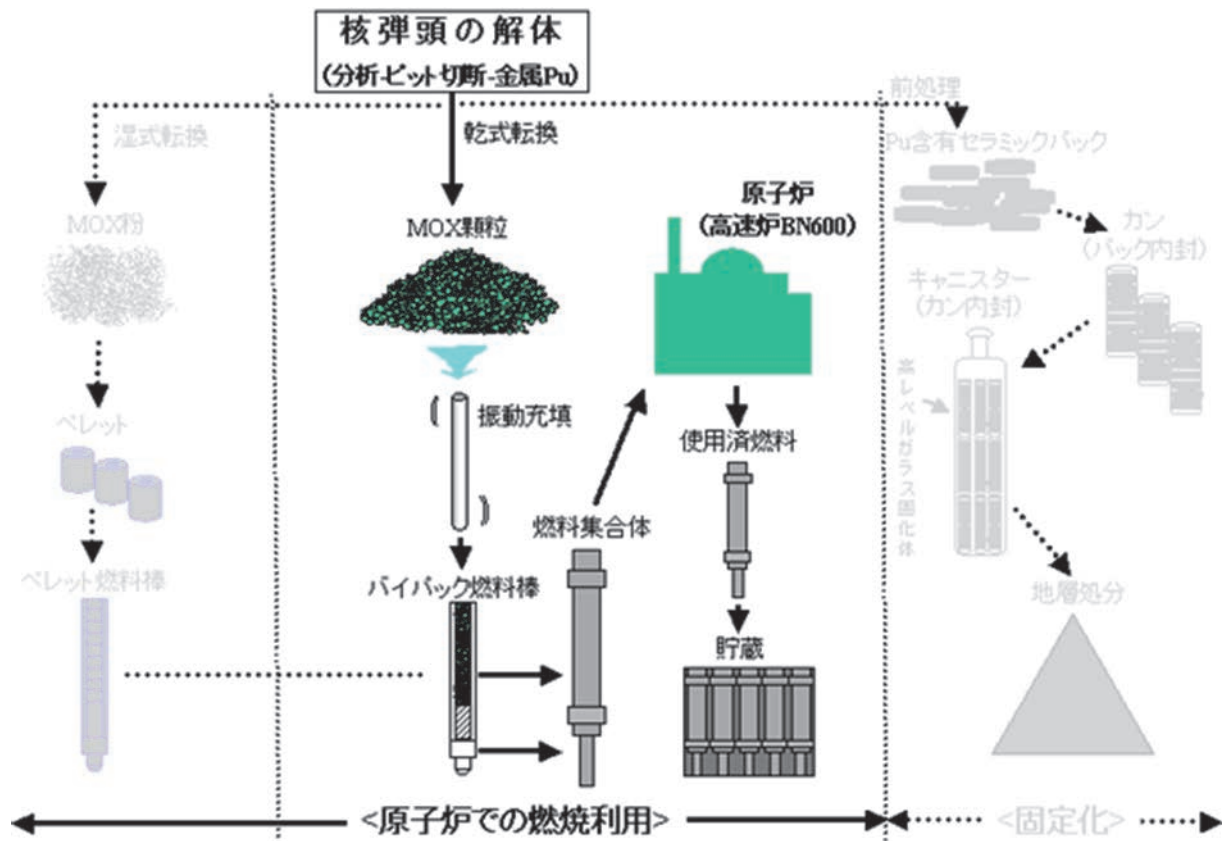
この他、燃焼炉としてカナダで開発された CANDU 型の重水炉を用い、MOX ペレット燃料を燃やす（CANDU オプション）方法、また GA、MINATOM（当時、現 ROSATOM）を中心に検討されている方法であるが、粒状燃料を作り、ガスタービンモジュール型高温ガス炉（GT-MHR）によって燃やす（ガス炉オプション）方法も考えられる。

一方、燃焼処分以外の方法として考えられるのが固定化で、セラミックに固化したプルトニウムを高レベル廃棄物とともにキャニスターに封入し、地層処分する方法である。但し、この方法は原子炉での燃焼処分のように核変換により兵器級プルトニウムを失くしてしまうという方法ではなく、兵器級プルトニウムは近接が困難になるが物質として残ることになる。また、不完全な処分の上、固定化の方法を開発し、地層処分を維持監視していくのにも多額な費用が必要となる。

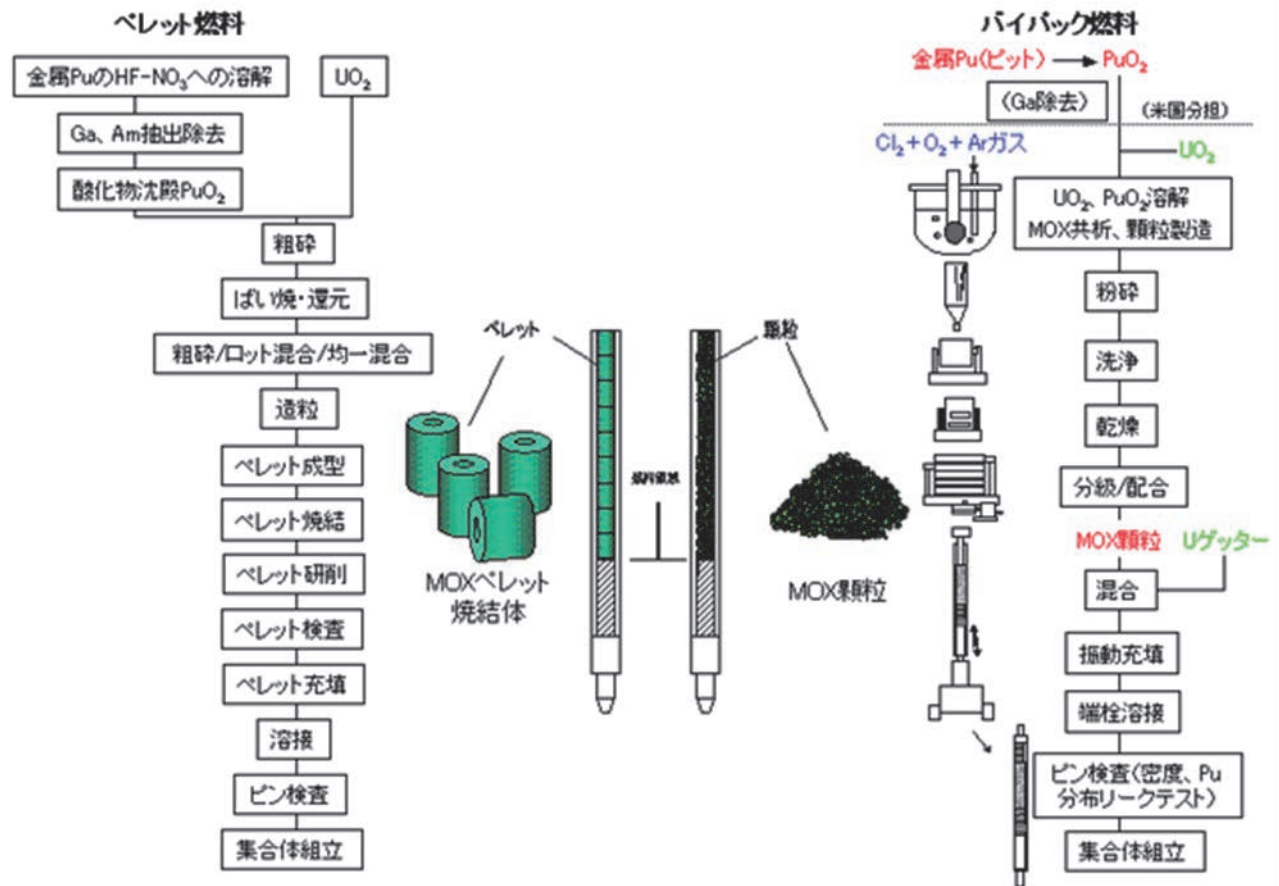
バイバック燃料製造技術について、ペレット燃料と比較しながらその特長を説明します。図はバイバック燃料とペレット燃料の製造工程を対比している。

従来の燃料製造の技術では、硝酸水溶液に溶解したプルトニウムを酸化物粉に転換し、二酸化ウランを混ぜて MOX 粉にすることが主流でした。この粉を焼き固めてペレット燃料を作る。

一方、ロシアの方法は「乾式法」といって、高温でプルトニウムとウランを塩化物として溶解し、酸化した後、電気分解にて析出し、電極に付いた MOX を粉砕、洗浄、乾燥することにより MOX 顆粒を得る。大小バラつきのある顆粒であるが、これを粒径によって数種類の顆粒に分け（分級）、これらを適当に配合させ、振動させながらピンに入れると透き間なくびっしり入り、「バイバック燃料」という燃料棒ができます。これが、「振動充填法」です。この操作の中で、若干の金属ウラン粒（ウランゲッター）を混ぜることにより、燃料の重金属密度を上げ、熱的な特性を改善するとともに、燃焼が進んだ後、酸化物が分解して出てくる酸素を吸収し、被覆管の内面からの酸化を緩和する効果がある。これにより、ペレット燃料の場合より製造ラインが単純でコンパクトにすることができ、工程が簡素化でき、経済的な燃料が作れる。また、この方法は遠隔操作をやり易いので、製造時の作業員に対する放射線の影響がより少なくなるという将来の燃料製造には欠かせない特長をもっている。



BN600バイバック燃料オプションの処分方法の概念図



バイバック燃料とペレット燃料の製造工程

付録3 ロシアの関連原子力施設

1991年のソ連崩壊により共和国が相次いで独立をした。それに伴って、原子力発電所や研究開発施設はその所在する共和国に属し、各国で原子力開発体制が編成・整備されることになり、なかでもロシア連邦は1992年1月の大統領令により、ロシア原子力省(MINATOM)を設置し、旧ソ連の原子力発電所、研究開発施設の大半を引き継いだ。さらに、2004年3月の省庁再編により原子力省は原子力庁(ROSATOM)となった。ロシアの解体プルトニウム関連原子力施設を図に示す。また、日露共同研究を通じて原子力機構と関係が深い研究所の概要を以下に示す。

1. 物理エネルギー研究所: Institute of Physics and Power Engineering (IPPE 又は FEI)

モスクワの南西約100kmのオブニンスクにある。1946年5月31日設立。原子力発電、とくに液体金属冷却炉の開発が中心で、ソ連の高速炉研究開発の指導的立場にある。核物理、炉物理、熱物理、水力学、構造材料腐食、液体金属冷却技術、放射化学等の研究部門を持ち、ナトリウム冷却高速炉の他、鉛ビスマス冷却炉、小型高温アルカリ金属冷却炉の開発も行なっている。約4,000人の研究員を擁している。主な施設として、世界最初の原子力発電所(RBMK、6000k We)、高速実験炉 BR-10、臨界実験装置 BFS-1、BFS-2、KOBRA、熱物理実験室、宇宙原子炉トパーズ試験施設、加速器研究室、核ポンプレザ装置(BARS-6)など。A.ズロドニコフ所長。

なお、本研究所と原子力機構は以下の3つの共同研究を行った。

- ・ BFS-2による臨界実験と炉心解析(1999年6月～2003年3月終了)
- ・ フルMOX炉心化に係るコスト評価(2001年9月～2002年9月終了)
- ・ BN600ハイブリッド炉心安全解析(2001年8月～2004年9月終了)

2. 原子炉科学研究所: Research Institute of Atomic Reactors(RIAR)

ロシア革命の指導者レーニンの生誕地であるウリヤノフスク市(モスクワの東南東約1000km)の約100km東のディミトロフグラードに位置している。1956年に設立。高中性子束炉 SM-2、材料試験炉 MIR など5基の試験炉の他、高速実験炉 BOR-60、沸騰水型軽水炉 VK-50、放射化学研究施設を有しており、ソ連における原子炉開発の先駆的役割を果たして来ている。高速増殖炉の燃料サイクル関係では、振動充填方式によるウラン-プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料製造および乾式再処理技術の研究開発を行っており、燃料の製造から照射、試験データの整理までを同じ敷地内で行なうことが出来る。燃料照射後試験用大型ホットラボは世界的にも高い技術レベルの施設である。約5,000人がこの研究所で働いている。ピチコフ所長。

なお、本研究所と原子力機構は以下の2つの共同研究を行っている。

- ・ 三体先行用試験集合体の製造・照射試験(1999年5月～2005年3月終了)
- ・ RIAR燃料製造施設整備(2001年7月～2008年3月)

さらに、本研究所、(株)ペスコと原子力機構は、信頼性実証試験を行った。

- ・ MOXバイパック燃料集合体の製造・照射共同研究(2004年8月～2009年3月)

3. 実験機械製造設計局: Experimental Machine Building Design Bureau(OKBM または EDMB)

OKBMは、モスクワの東約350kmのニジニノブゴロド市(旧ゴーリキー市)にある。軍用プルトニウム生産黒鉛炉およびウラン濃縮ガス拡散プラントの設計開発を行なう為に、1947年に政

府命令により設立された。その後、船用炉の設計を行い、世界最初の原子力砕氷船レーニン号を含む8隻の原子力砕氷船及び砕氷ラッシュ船セブモルプーチ号には、OKBM 設計の船用炉が搭載されている。1960年代以降は、高速炉 BN-350、BN-600 の開発に関わった。現在はモジュール型高速炉 BMN-17、改良型高速炉 BN-600M、大型高速炉 BN-800、BN-1600 の開発も行なっている。

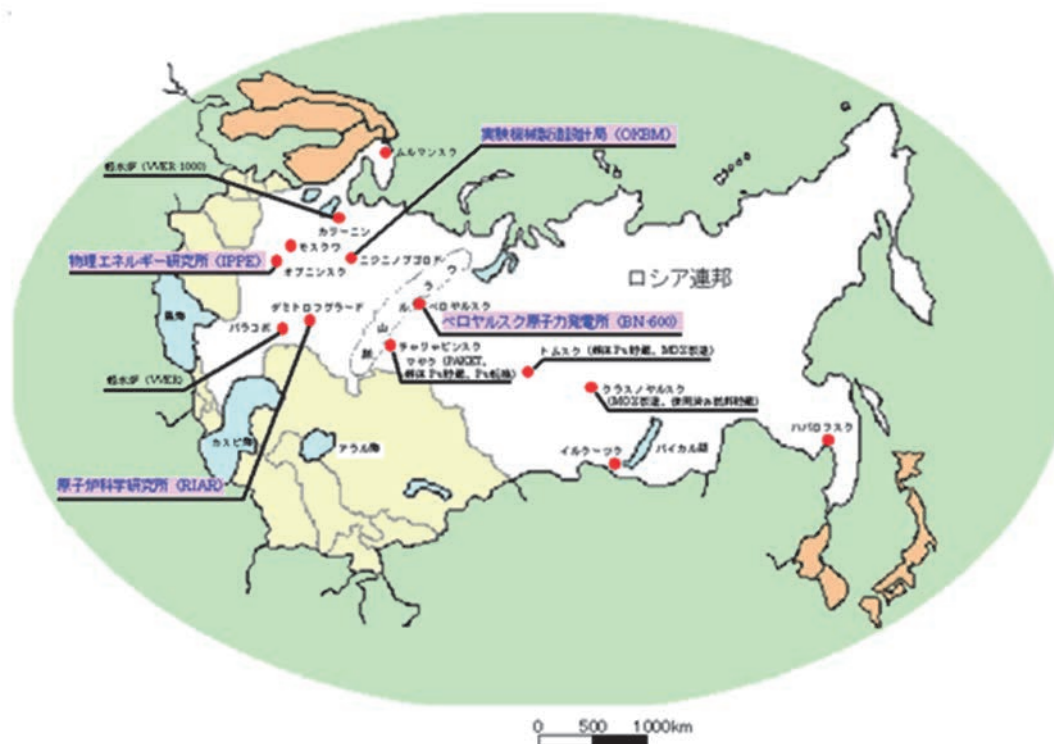
1970年代には熱供給専用の安全性改良型炉 AST-500 を開発した。AST-500 はニジニノブゴロドとボロネジに建設されたが、住民の反対により運転には至っていない。コールドおよびホット試験用臨界試験設備、熱物理試験用ループ、流量計測設備、バルブ試験設備、シール試験設備、水-水熱交換器用試験設備等の施設を持つ。約4,000人が働く。F. ミテンコフ所長。

なお、本研究所と原子力機構は以下の共同研究を行った。

- ・ BN600 ハイブリッド炉心・燃料設計 (2001年9月～2003年3月終了)

4. ベロヤルスク原子力発電所 (BN600)

BN-600 は、ウラル地方のベロヤルスク原子力発電所の3号機として (他の2機は黒鉛チャンネル炉) 1966年に着工し、1980年2月26日に臨界、1981年12月22日に定格電気出力の60万kWに到達している。同炉は、商業用プラントの基礎として建設されたタンク型高速増殖炉であり、現在建設計画中のBN-800の原型となっている。運転開始以来、蒸気発生器等にトラブルを経験したが、2006年の設備利用率は71%である。炉心燃料は濃縮二酸化ウランを用い、1次・2次冷却系ループ数は、各3、蒸気発生器は蒸発器、過熱器及び再熱器のモジュールからなり、1ループ当たり8モジュールで構成されている。オシカノフ所長。



ロシアの原子力施設

This is a blank page.

国際単位系（SI）

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	数メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
電界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立法メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の) 1	1
比誘電率 ^(b)	(数字の) 1	1

- (a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
(b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束密度	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
光照射度	ルーメン	lm		K
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq	cd sr ^(c)	m ² cd s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性	カタール	kat		s ⁻¹ mol

- (a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
(b)ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
(c)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
(d)ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
(e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
(f)放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
(g)単位シーベルト (PV,2002,70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘着力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎平方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ sA
表面電位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ sA
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁻¹ m ² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ⁻² m ² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ⁻³ s ⁻¹ mol

表5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	′	1′=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	″	1″=(1/60)′=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1L=1l=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ⁻¹² cm ²)2=10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベベル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	1 St =1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb =1cd cm ⁻² =10 ⁻⁴ cd m ⁻²
フォトリ	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal =1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx = 1G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G =1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≐ (10 ⁷ /4π)A m ⁻¹

- (c) 3 元素のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「≐」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ =1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1フェルミ≐1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1cal=4.1858J (「15℃」カロリー) , 4.1868J (「IT」カロリー) 4.184J (「熱化学」カロリー)
ミクロン	μ	1 μ =1μm=10 ⁻⁶ m

